รายงานวิจัยฉบับสมบูรณ์

โครงการ การศึกษาสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

Survey Study of Small Modular Nuclear Reactor (SMR) Technology

โดย

รศ.ดร.สุพิชชา จันทรโยธา และคณะ

21 กรกฎาคม 2557

สัญญาเลขที่ RDG56D0001

รายงานวิจัยฉบับสมบูรณ์

โครงการ การศึกษาสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

Survey Study of Small Modular Nuclear Reactor (SMR) Technology

คณะผู้วิจัย	สังกัด
1. รศ. ดร. สุพิชชา จันทรโยธา	คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
2. รศ. ดร. ธวัชชัย อ่อนจันทร์	สถาบันเทคโนโลยีนานาชาติสิรินธร มหาวิทยาลัยธรรมศาสตร์
3. ดร. พงษ์แพทย์ เพ่งวาณิชย์	คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
4. ดร. สมบูรณ์ รัศมี	คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
5. นายกัมปนาท ซิลวา	สถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์แห่งชาติ (องค์การมหาชน)

สนับสนุนโดยสำนักงานกองทุนสนับสนุนการวิจัย (สกว.)
และการไฟฟ้าฝ่ายผลิตแห่งประเทศไทย (กฟผ.)

(ความเห็นในรายงานนี้เป็นของผู้วิจัย สกว. และ กฟผ.
ไม่จำเป็นต้องเห็นด้วยเสมอไป)

บทสรุปผู้บริหาร

1. ที่มาและความสำคัญ

ทิศทางของการวิจัยและพัฒนาเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นใหม่ในปัจจุบันได้รับอิทธิพลจากปัจจัยต่างๆ ที่กำลังเป็นที่สนใจอยู่ในหลายประเทศ เช่น ต้นทุนค่าใช้จ่ายในการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ที่สูงมาก ความต้องการพลังงานในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ และความยืดหยุ่นของการประยุกต์ใช้ในงานที่ไม่ใช่เพื่อการผลิตไฟฟ้า เป็นต้น ซึ่งหนึ่งในเทคโนโลยีที่กำลังได้รับความสนใจเป็นพิเศษคือเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (Small Modular Reactor, SMR) ซึ่งอาจมาพร้อมจุดเด่นต่างๆ ที่น่าสนใจเช่น

- สามารถลดขั้นตอนการทำงานและความยุ่งยากในการประกอบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ไปได้มาก เนื่องจากถูกออกแบบให้มีความเรียบง่ายมากขึ้น
- การออกแบบที่เรียบง่าย (ระบบน้อยลง) ช่วยลดความถี่ของการเกิดอุบัติเหตุ และเหตุการณ์ที่อาจก่อให้เกิดความเสียหายต่อแกนปฏิกรณ์ เมื่อเปรียบเทียบกับโรงไฟฟ้าในปัจจุบันที่มีการออกแบบที่ซับซ้อน
- การถ่ายเทความร้อน ระบบการหมุนเวียนของน้ำ ถูกออกแบบให้อยู่ภายใต้โดมคลุม (Containment) ที่มีขนาดเล็กกะทัดรัด คุณลักษณะการระบายความร้อนแบบธรรมชาติที่สามารถทำงานต่อไปในกรณีที่ไม่มีไฟภายนอกได้อย่างมีประสิทธิภาพซึ่งเป็นการแก้ปัญหาที่โรงไฟฟ้าฟูกุชิมะของประเทศญี่ปุ่นต้องเผชิญสืนามิเมื่อปี 2011
- หลังจากทำการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าแล้ว หากตรวจสอบพบสิ่งผิดปกติในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อันเกิดจากกระบวนการผลิตที่ไม่เหมาะสมก็สามารถเคลื่อนย้ายกลับไปทำการซ่อมแซมที่โรงงานที่ทำการผลิต และนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องใหม่มาติดตั้งทดแทนได้ทันที
- ขนาดที่ค่อนข้างเล็กส่งผลให้มีการลงทุนน้อยกว่า สามารถลดเวลาในการประกอบและใช้เวลาระยะสั้นในการก่อสร้างเนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะประกอบเบ็ดเสร็จจากโรงงาน จึงลดความเสี่ยงทางการเงินของโครงการ
- นอกเหนือจากการผลิตไฟฟ้า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางชนิดยังมีความสามารถใช้ในอุตสาหกรรมกลั่นน้ำทะเลและการผลิตไฮโดรเจนเช่นเดียวกับการใช้งานอื่นๆ
- โรงไฟฟ้าที่มีขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่เล็กลงช่วยเพิ่มโอกาสที่จะก่อให้เกิดตลาดใหม่ๆสำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ โดยเฉพาะอย่างยิ่งในพื้นที่มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กหรือในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือในพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่มีการพัฒนาไม่มากนัก
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางเทคโนโลยีสามารถติดตั้งใต้ดินจึงแตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่ ทำให้ลดจุดอ่อนจากการโจมตีของผู้ก่อการร้ายหรือภัยพิบัติจากธรรมชาติได้

SMR ได้รับความสนใจเป็นอย่างมากในประเทศที่กำลังพัฒนา เนื่องจากเป็นเทคโนโลยีที่มีศักยภาพที่จะสามารถตอบสนองต่อความต้องการทางพลังงานในประเทศขนาดเล็กๆ ที่มีทรัพยากรทางการเงินอย่างจำกัด มีเครือข่ายทางไฟฟ้าขนาดเล็ก หรือมีความต้องการทางพลังงานที่เพิ่มมากขึ้นในพื้นที่ห่างไกลความเจริญหรือพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่ยังมีการพัฒนาไม่เพียงพอได้

เนื่องจากประเทศไทยเป็นหนึ่งในประเทศที่มีแผนการที่จะนำเทคโนโลยีนิวเคลียร์เข้ามาใช้สำหรับผลิตไฟฟ้าในอนาคต ดังปรากฏในแผนพัฒนาพลังงานแห่งชาติฉบับแก้ไขล่าสุด (PDP 2010 rev. 3) งานวิจัยนี้จึงมีวัตถุประสงค์เพื่อศึกษาเกี่ยวกับเทคโนโลยี SMR ซึ่งเป็นเทคโนโลยีชนิดใหม่ซึ่งอาจได้รับการพัฒนาเพียงพอในอนาคตอันใกล้จนสามารถนำมาพิจารณาเป็นทางเลือกหนึ่งสำหรับการผลิตพลังงานของประเทศได้ โดยแบ่งขั้นตอนของการศึกษา ดังนี้

- รวบรวมข้อมูลเบื้องต้นของเทคโนโลยีที่มีอยู่และคัดเลือกเทคโนโลยีที่มีความเหมาะสมกับประเทศไทยโดยอาศัยเกณฑ์ที่ตั้งขึ้น
- จัดลำดับเทคโนโลยีโดยพิจารณาจากความต้องการด้านต่างๆ
- การเปรียบเทียบเทคโนโลยี SMR กับเทคโนโลยีโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่
- ศึกษาผลกระทบของ SMR ทางเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคม และนโยบาย
- จัดทำข้อเสนอแนะสำหรับประเทศไทยจากผลการศึกษา

อนึ่ง เนื่องจากพบว่าคำจำกัดความของ “เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์” ที่ผู้เชี่ยวชาญจากแต่ละหน่วยงานใช้ยังมีความแตกต่างกัน ในงานวิจัยนี้ จึงเลือกใช้คำจำกัดความที่กำหนดขึ้นโดยทบวงการปรมาณูระหว่างประเทศ (International Atomic Energy Agency, IAEA) เป็นหลัก คือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีกำลังการผลิตไฟฟ้าน้อยกว่า 300 เมกกะวัตต์ ที่มีลักษณะเป็นโมดูลซึ่งรวมถึง สามารถทำการผลิตและประกอบเบ็ดเสร็จจากโรงงานที่ทำการผลิต (Factory Fabrication) และขนย้ายโดยรถบรรทุกหรือรถไฟเพื่อนำไปติดตั้งในที่ที่ต้องการได้ หรือ เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีหลายโมดูลประกอบกัน (Multi-Module Deployment) หรือ เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดันสูงที่มีส่วนประกอบที่สำคัญบรรจุอยู่ในถังปฏิกรณ์

2. การรวบรวมข้อมูลและคัดเลือกเทคโนโลยี

เนื่องจากในปัจจุบันมีเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีการใช้งานหรืออยู่ระหว่างการก่อสร้างหรือกำลังอยู่ระหว่างกระบวนการวิจัยพัฒนาในประเทศต่างๆ มากกว่า 50 ประเภท จึงได้ทำการรวบรวมข้อมูลเบื้องต้นเกี่ยวกับเทคโนโลยีและทำการคัดเลือกเทคโนโลยี SMR ออกมาจนเหลือ 6 เทคโนโลยีที่พบว่ามีความเหมาะสมกับความต้องการของประเทศไทย โดยอาศัยเกณฑ์การคัดเลือกที่ผ่านการพิจารณาจากผู้เกี่ยวข้องและผู้เชี่ยวชาญจาก IAEA ดังแสดงในตารางที่ 1

ตารางที่ 1 เทคโนโลยีที่ผ่านการคัดเลือกเพื่อทำการศึกษาในรายละเอียด

Reactor/Country/Vender	Technology family	Electric output (MWe)	Plant configuration	Design status	Licensing status/ Completion (Application) date	Targeted deployment date
1. KLT-40S /Russia/ OKBM Afrikantov	PWR	2×35	Twin unit barge-mounted	Detailed design completed	Licensed Under construction	2016
2. CAREM-25/ Argentina/ CNEA	PWR	27	Single module land-based	Detailed design being finalized	Licensing in progress/ 2011	Prototype : 2016
3. ACP-100; China/CNNC	Integral PWR	100	Single module land-based	Detailed design completed	Licensed Under construction	2018
4. SMART/ Republic of Korea / KAERI	PWR	90	Single module land-based	Detailed design in progress	Licensing final design approved 2012	No order yet
5. NuScale/United States / Babcock and Wilcox	PWR	12×45	Twelve module land-based	Detailed design being finalized	Design certificate Application 2016	FOAK in 2025
6. mPower/ United States/ NuScale Power	PWR	2×125	Multi-module land-based	Detailed design in progress	Design certificate Application 2015	~2024

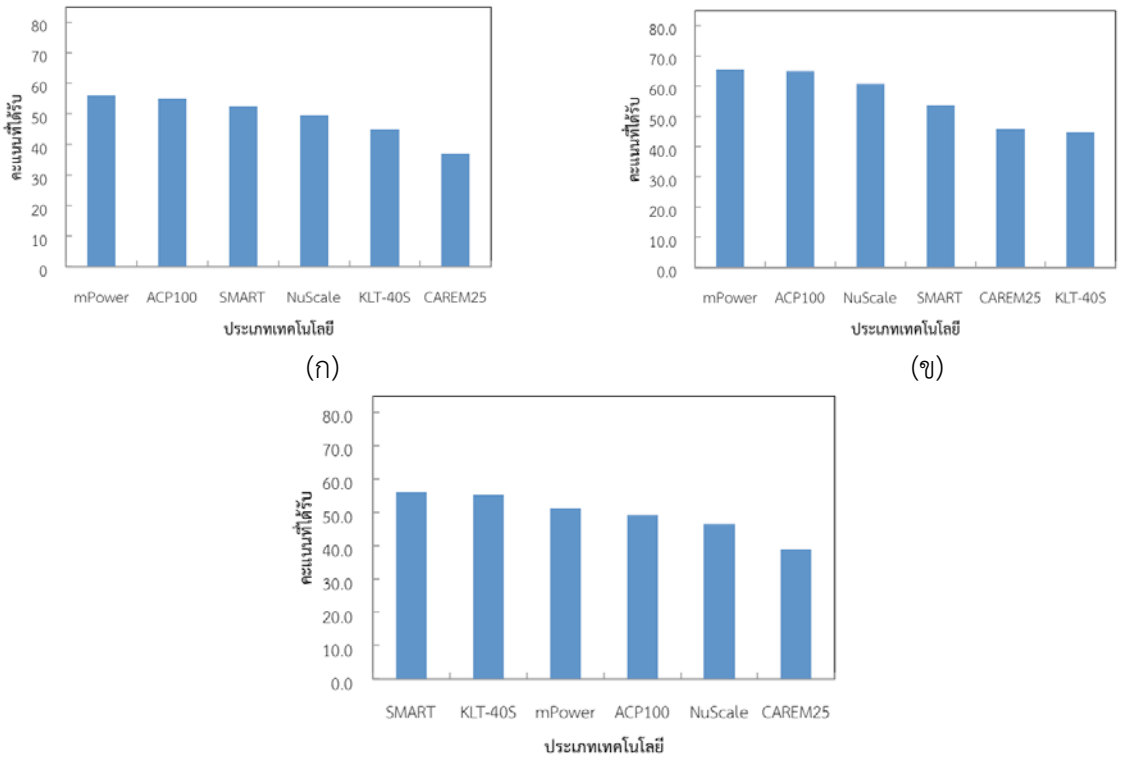
3. การจัดลำดับเทคโนโลยี

วิธีการจัดลำดับเทคโนโลยีที่ใช้ในงานวิจัยนี้ ประยุกต์จากวิธีการทำการประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor Technology Assessment, RTA) ที่พัฒนาขึ้นโดย IAEA เพื่อใช้เป็นเครื่องมือประกอบการตัดสินใจเลือกเทคโนโลยีสำหรับประเทศที่ต้องการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในระยะเวลาอันใกล้ ทั้งในประเทศที่ไม่เคยมีการใช้งานมาก่อนและประเทศที่กำลังจะมีการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เพิ่มเติม โดยการจัดลำดับนั้น

ได้นำข้อมูลที่หาได้จากเอกสารวิชาการที่เกี่ยวข้อง และจากผู้ผลิตของแต่ละเทคโนโลยีเป็นมาใช้ประกอบในการพิจารณา และพิจารณาจากหัวข้อดังต่อไปนี้

- ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance) ซึ่งประกอบด้วยการลดความซับซ้อน (Simplification) รูปแบบของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel and Fuel Cycle Performance) ความสามารถโรงไฟฟ้าได้แก่ ประสิทธิภาพรวม (Gross Efficiency) และอายุการใช้งานของโรงไฟฟ้า (Plant Life Time) และการเป็นเทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์แล้ว (Proven Technology)
- ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Nuclear Plant Safety) ซึ่งประกอบด้วย ระบบความปลอดภัยในระบบการระบายความร้อนคงเหลือ (Residual Heat Removal System, RHS) ระบบความปลอดภัยในระบบการระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS) การใช้หลักการ ความหลากหลายและการมีซ้ำกัน (Diversity and Redundancy) และการมีระบบจัดการอุบัติเหตุในกรณีเกิดการรั่วไหลของเชื้อเพลิงหลอมเหลวออกจากถังเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
- สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (Deployment status and Licensability) ซึ่งประกอบด้วย สถานภาพใช้งานหรือการออกแบบ (Deployment status) และการขอใบอนุญาตการออกแบบ (Licensability)
- ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (Constructability and Manufacturability) ซึ่งประกอบด้วย ความสามารถในการก่อสร้างโรงไฟฟ้า (Constructability) และความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (Manufacturability)
- ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (Plant and site security) ซึ่งพิจารณาที่การติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ใต้พื้นดิน (Underground Installation)

จากการศึกษาพบว่า ผลของการจัดลำดับจะขึ้นอยู่กับว่าประเทศหรือผู้ประกอบการจะให้น้ำหนักความสำคัญกับหัวข้อที่พิจารณาหัวข้อใดมากกว่า ซึ่งในการศึกษาครั้งนี้หากพิจารณาให้ความสำคัญกับหัวข้อด้านเทคโนโลยี ได้แก่ ด้านลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ และ ความปลอดภัยและความมั่นคง ลำดับเทคโนโลยีที่ได้จะไม่มีการเปลี่ยนแปลงมากนัก (mPower และ ACP100 ได้คะแนนสูงสุด) แต่หากพิจารณาให้ความสำคัญกับหัวข้อด้านความพร้อมในการใช้งานและความน่าเชื่อถือของผู้ผลิต จะทำให้ลำดับเทคโนโลยีที่ได้มีการเปลี่ยนแปลงอย่างเห็นได้ชัด (SMART และ KLT-40S ได้คะแนนสูงสุด) ดังรูปที่ 1(ก)-(ค)



รูปที่ 1 ผลการจัดลำดับเทคโนโลยีในกรณีที่ (ก) ให้ความสำคัญด้านเทคนิคและความสามารถมากที่สุด (ข) ให้ความสำคัญด้านความปลอดภัยและความมั่นคงมากที่สุด (ค) ให้ความสำคัญด้านความพร้อมในการใช้งานและความน่าเชื่อถือมากที่สุด

4. การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้พิจารณาจากคุณลักษณะและข้อกำหนดต่างๆของโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ใหญ่ใน 4 ประเด็นหลัก ได้แก่

- การเปรียบเทียบเชิงวิศวกรรมศาสตร์ ได้แก่ พื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้า เชื้อเพลิง ประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า ระบบความปลอดภัย ซึ่งพบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และขนาดใหญ่ไม่มีความแตกต่างกันมากในส่วนของระบบความปลอดภัยและเชื้อเพลิง แต่ในส่วนของพื้นที่ตั้งพบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีจุดเด่นหลายอย่างที่อาจถือว่าเป็นข้อได้เปรียบได้ เช่น ขนาดพื้นที่ตั้งที่เล็กลง (สาเหตุจากกำลังที่น้อยกว่า) และการออกแบบเฉพาะให้สามารถติดตั้งในพื้นที่ลักษณะต่างๆ ได้ เป็นต้น อย่างไรก็ดี เมื่อพิจารณาประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้ากลับพบว่ามีประสิทธิภาพน้อยกว่าเครื่องขนาดใหญ่ ดังนั้นโดยภาพรวมในด้านวิศวกรรมศาสตร์จึงไม่สามารถบอกได้ชัดเจนว่าดีกว่าหรือไม่ เนื่องจากขึ้นอยู่กับสิ่งที่ผู้ใช้งานต้องการเป็นหลัก
- การเปรียบเทียบเชิงเศรษฐศาสตร์ พบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ก็มีข้อได้เปรียบหลายประการที่อาจมีศักยภาพในการช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า เช่น รูปแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ซับซ้อนน้อยลง ระยะเวลาในการก่อสร้างที่สั้นลง ความสามารถในการใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้าขนาดเล็ก ความสามารถในการผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์

นิวเคลียร์ และการเรียนรู้ระหว่างก่อสร้างและระหว่างใช้งาน ทั้งยังมีความยืดหยุ่นในการลงทุนสูงกว่า ซึ่งน่าจะช่วยดึงดูดการลงทุนในกรณีที่งบประมาณมีจำกัดหรือความเสี่ยงในการลงทุนอยู่ในระดับที่ค่อนข้างสูง

- การเปรียบเทียบเชิงสุขภาพ พบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อได้เปรียบหลายอย่าง คือ มีปริมาณสารกัมมันตรังสีต่อ 1 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์น้อยกว่า มีโอกาสเกิดอุบัติเหตุที่ก่อให้เกิดการปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศน้อยลง และมีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินแคบลง
- การเปรียบเทียบเชิงสังคม พบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อได้เปรียบ 2 อย่าง คือ มีโอกาสได้รับการยอมรับจากประชาชนมากกว่าซึ่งอาจอันเป็นผลมาจากข้อได้เปรียบทางสุขภาพ และ มีศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ได้มากกว่า

อย่างไรก็ตาม คุณลักษณะหลายประการที่เป็นข้อได้เปรียบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังอยู่ในขั้นตอนของการออกแบบเบื้องต้น และยังไม่มีข้อมูลจริงที่สามารถยืนยันคุณลักษณะการได้เปรียบดังกล่าวนั้นได้

5. ผลกระทบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย

<u>ในเชิงเศรษฐศาสตร์</u>

ข้อมูลด้านเศรษฐศาสตร์เป็นสิ่งที่สำคัญมากสิ่งหนึ่งสำหรับผู้มีส่วนได้ส่วนเสียในการก่อสร้างและดำเนินการของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อด้อยที่สำคัญอยู่ 3 ข้อ ซึ่งส่งผลให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าเพิ่มสูงขึ้นกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ คือ

1. การขาดการประหยัดต่อขนาด (lack of economy of scale) หมายถึงต้นทุนต่อหน่วยเพิ่มขึ้นจากขนาดที่ลดลง
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก (First-of-a-kind (FOAK) plant) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ (First of the first-of-a-kind (LEAD) plant)
3. ค่าใช้จ่ายการจัดการที่เพิ่มขึ้น (Economy of large nuclear fleet operation)

แต่ในทางกลับกันก็มีข้อได้เปรียบจากขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีทั้งหมด 4 ข้อ คือ

1. ลดความซับซ้อนของรูปแบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
2. ลดระยะเวลาในการก่อสร้าง
3. สามารถใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้า (power grid) ขนาดเล็กได้
4. เพิ่มความยืดหยุ่นในการลงทุน

และข้อได้เปรียบจากการผลิตเป็นจำนวนมาก (Economies of mass production) ที่ส่งผลทางเศรษฐกิจมีทั้งหมด 2 ข้อ คือ

1. สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (modularization)
2. เกิดการเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้างและระหว่างใช้งาน

การจะสรุปว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มากกว่าหรือน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และแหล่งกำเนิดไฟฟ้าแบบอื่นๆ นั้น จำเป็นจะต้องคำนึงถึงลักษณะเฉพาะทางเศรษฐกิจและสังคมของประเทศไทยด้วย

<u>ในเชิงสุขภาพ</u>

ข้อมูลด้านสุขภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่จะกล่าวถึงในส่วนนี้ เป็นข้อมูลผลกระทบทางด้านสุขภาพในระหว่างการเกิดอุบัติเหตุ (during accident) และในช่วงการเดินเครื่องปกติ (normal operation) ได้ศึกษาปริมาณสารกัมมันตรังสีและระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศในอุบัติเหตุ (source term) โดยคำนึงถึงโดยปัจจัยที่ลดปริมาณสารกัมมันตรังสีและยืดระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ และศึกษาเกี่ยวกับพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency Planning Zone: EPZ) ปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ (occupational dose)

อย่างไรก็ตามเนื่องจากยังไม่มีการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ และยังไม่มีการรายงานการประเมินปริมาณรังสีที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่างๆ จากผู้ผลิต ทั้งปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุและปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับข้อมูลที่จะกล่าวถึงในส่วนนี้จึงเป็นข้อมูลเชิงคุณภาพ

<u>ในเชิงสังคม</u>

ในส่วนนี้ได้ทำการศึกษาเกี่ยวกับปัจจัยทางด้านเทคนิคที่สามารถส่งผลกระทบทางสังคมเป็นหลัก โดยพิจารณาถึงปัจจัยที่มีศักยภาพ (Potential) ในการเพิ่มความเชื่อมั่นหรือการยอมรับของสาธารณะ (public acceptance) โดยเฉพาะประเด็นที่เกี่ยวข้องกับอุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ได้กล่าวมาข้างต้น และปัจจัยที่มีศักยภาพในการช่วยควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ (nuclear proliferation) ซึ่งเป็นปัจจัยสำคัญให้ได้มาซึ่งการยอมรับจากนานาชาติ และการมีส่วนร่วมของประชาชนในกระบวนการการขอใบอนุญาต แต่การศึกษานี้ไม่ได้รวมการพิจารณาทางด้านหลักธรรมาภิบาล (Good Governance) สำหรับการบริหารจัดการโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์

6. ข้อเสนอแนะสำหรับประเทศไทยและการวิจัยต่อเนื่องในอนาคต

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อเด่นหลายประการ อย่างไรก็ตามเทคโนโลยีเหล่านี้ยังเป็นเทคโนโลยีใหม่และอยู่ในช่วงของการพัฒนา ในปัจจุบันยังไม่มีการนำมาใช้งานจริง การนำเทคโนโลยีแบบใหม่ (First of a Kind, FOAK) ที่แม้จะมีการทดลองก่อสร้างและดำเนินการภายในประเทศผู้ผลิตเทคโนโลยีซึ่งเป็นผู้ได้รับอนุญาตการรับรองแบบก็ตาม แต่หากนำไปก่อสร้างและใช้ในสถานที่ใหม่ เช่น ประเทศไทย ย่อมมีหลายปัจจัยรวมทั้งสภาวะแวดล้อมที่แตกต่างหรือมีการเปลี่ยนแปลงไปจากที่ออกแบบไว้ อาจทำให้ต้องมีการปรับปรุงหรือพัฒนาบางระบบใหม่ให้เหมาะสมกับการนำไปใช้จริงในสถานที่นั้นๆ ประเทศไทยซึ่งไม่มีประสบการณ์ในการก่อสร้างและการดำเนินงานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เลยจึงไม่ควรเร่งรีบที่จะนำเทคโนโลยีนี้มาใช้เพราะอาจทำให้การลงทุนบานปลาย ดังนั้น จึงควรลงทุนใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ซึ่งมีความคุ้มค่าในเชิงเศรษฐศาสตร์ก่อนดีกว่า แม้การลงทุนสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่นั้นต้องใช้เงินลงทุนที่สูงกว่าแต่ความเสี่ยงนั้นน้อยกว่าเนื่องจากเทคโนโลยีเข้าสู่สภาวะอิ่มตัว (Mature State) แล้ว

ในอนาคตหากประเทศไทยสนใจที่จะเลือกใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาผลิตไฟฟ้าหรือนำมาทดแทนโรงไฟฟ้าถ่านหินหรือก๊าซธรรมชาติที่ปลดระวางเนื่องจากสามารถใช้กับระบบสายส่งเดิมได้ หรือการนำมาใช้ในนิคมอุตสาหกรรมโดยตรงเพื่อให้ต้นทุนของการผลิตสินค้าของโรงงานในนิคมอุตสาหกรรมนั้นถูกลง หรือนำมาประยุกต์ใช้ในงานด้านอื่นๆ เช่น การผลิตน้ำจืดจากน้ำทะเล แหล่งพลังงานให้กับโรงงานโดยตรง จะต้องวางแผนระยะเวลาที่เหมาะสมเพื่อที่จะนำเทคโนโลยีเหล่านี้เข้าสู่ระบบ ซึ่งจากการศึกษาเกี่ยวกับความพร้อมของเทคโนโลยีทั้ง 6 ประเภท ชี้ให้เห็นว่ามีเพียง ACP100 ที่อาจจะสามารถตอบสนองต่อกรอบความต้องการของประเทศไทยได้ แต่ทั้งนี้ทั้งนั้นก็ขึ้นอยู่กับนโยบายของประเทศผู้ผลิตด้วยเช่นกัน ซึ่งเป็นสิ่งที่ยังไม่มีความชัดเจนในขณะนี้

การศึกษานี้ได้รวบรวมข้อมูลด้านเทคนิคในแง่ต่างๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ค่อนข้างครบถ้วนเท่าที่ปรากฏ ณ ขณะนี้ เนื่องจากเทคโนโลยีส่วนใหญ่อยู่ในช่วงการพัฒนา อีก 2-3 ปีข้างหน้าอาจมีการเปลี่ยนแปลงข้อมูลและรายละเอียดจึงควรมีการทำประเมินเทคโนโลยีอีกครั้งในอนาคต แต่อย่างไรก็ตามยังมีประเด็นศึกษาที่น่าสนใจเพื่อใช้ในการประกอบการพัฒนาโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ของประเทศได้แก่

- การจัดทำแผนกลยุทธ์ (Roadmap) การพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศไทยซึ่งเป็นสิ่งจำเป็นอย่างยิ่งซึ่งต้องการพิจารณาจากในหลากหลายมิติ เช่น แผนพลังงานของประเทศ แนวโน้มด้านพลังงานในอนาคต และแผนพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศเพื่อนบ้านและประเทศอื่นในย่านเอเชียตะวันออกเฉียงใต้ เป็นต้น
- การเลือกสถานที่ตั้ง (Siting) ที่มีศักยภาพเป็นที่ตั้งของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย

ซึ่งในการศึกษาควรจะทำการวิจัยด้านสังคมให้มากขึ้น เพื่อใช้ประกอบสร้างกรอบการมองให้กว้างขวางและครอบคลุมมากขึ้น โดยอาจผนวกรวมประเด็นของการเมือง ชุมชน และวัฒนธรรม เข้าไปในกรอบด้านสังคมด้วย เพราะโดยเนื้อแท้แล้วการจัดการกับพลังงานนิวเคลียร์ไม่ว่าจะในสังคมใดก็ตามคือการเข้าไปจัดการกับการยอมรับของสาธารณะ ที่ไม่เพียงแต่ทำให้ผู้คนในพื้นที่หรือนอกพื้นที่ยอมรับ แต่หมายรวมไปถึงการสร้างกรอบคิดของสังคมร่วมกัน (Paradigm) ที่ใช้ในการมองและทำความเข้าใจต่อพลังงานจากนิวเคลียร์

Executive Summary

1. Background

The recent trend in research and development of nuclear reactor technology has been influenced by various factors that are currently of interest in many countries, including the relatively high capital needed for nuclear power plant construction, the increasing energy demand in the rural area, and the flexibility of use for non-power application. One of the technologies that are receiving many special attentions is the small modular reactor (SMR) that may come with various attractive features, for instance

- the process for and complexity of nuclear power reactor construction are reduced due to the simplicity in the design;
- the frequency of accidents as well as other incidents that may lead to core damage is reduced due also to the simplicity in the design which cut down number of critical systems compared to the currently available nuclear power plants which tend to have more complex designs;
- the heat transfer and the water circulation systems has been put inside a small compact containment that has ability to remove heat via a natural process that can continue working effectively without any external power, hence eliminates the possibility of causing an accident similar to the 2011 Fukushima Daiichi accident in Japan;
- if abnormality is found in the nuclear reactor after the installation, and if that abnormality is caused by the defect from manufacturing, the reactor can be transported back for repair at the factory, and a new reactor can be brought to replace the defective one right away;
- the small size means less capital investment is required, and the manufacturing and construction periods may be reduced because a whole SMR can be manufactured in the factory, hence reduces the financial risk of the project;
- some SMRs can be used for seawater desalination, hydrogen production, and other non-power-production applications;

- the small size of SMR can open a new market for nuclear power industry, especially in the area where the electrical grid is small, the rural area, or the area where electrical infrastructure is still not well developed;
- some SMRs can be built underground which helps reduce the chance of being attacked by terrorists or natural disasters.

SMR receives a lot of attentions in developing countries because the technology has potential to be able to satisfy the energy demand in a small country that has limited financial resource, possesses small electrical grid, or has increasing energy need in the rural area or area that electrical infrastructure is not sufficiently developed.

Thailand is one of the countries that have plan to utilize nuclear technology for electricity production in the future, as indicated in the latest Power Development Plan (PDP 2010 rev. 3). The objective of this research is therefore to study about the SMR technology which is a new technology that may be sufficiently developed in the near future to the point that it can be considered as an alternative power production technology for the country. The study has been divided as follows

- collect basic information of existing SMR technologies, and select technology that are suitable for Thailand based upon an established criteria;
- rank the technology by considering various needs;
- compare the SMR technology with the large nuclear power plant technology
- study the impact of SMR on economics, health, society, and policy
- make recommendation for Thailand based upon the result of the study

It is found that there are some inconsistencies in the definition of the term "small modular reactor" that experts from various organizations are using. Therefore in this research, the definition given by the International Atomic Energy Agency (IAEA) will be used. SMR is a nuclear reactor that has output less than 300 MWe and has at least one of the modularity characteristics which are factory fabrication (a whole reactor can be fabricated and put together at the factory, then transported via truck or train to install at the site), multi-module deployment (the reactor unit consists of many small modules), or integral PWR (a pressurized water reactor that has all important components inside the reactor pressure vessel).

2. Collecting Information and Selection of Technology

There are currently over 50 types of small nuclear reactor technologies being used or under development in various countries. We have collected basic information about the technologies and have selected **six** SMR technologies that are most suitable to Thailand's needs as shown in Table 1. The selection is based upon the criteria that have been reviewed by stakeholders and the IAEA expert.

Table 1 SMR technologies that has been selected for detail study

Reactor/Country/Vender	Technology family	Electric output (MWe)	Plant configuration	Design status	Licensing status/ Completion (Application) date	Targeted deployment date
1.KLT-40S /Russia/ OKBM Afrikantov	PWR	2×35	Twin unit barge-mounted	Detailed design completed	Licensed Under construction	2016
2.CAREM-25/ Argentina/ CNEA	PWR	27	Single module land-based	Detailed design being finalized	Licensing in progress/ 2011	Prototype: 2016
3.ACP-100; China/CNNC	Integral PWR	100	Single module land-based	Detailed design completed	Licensed Under construction	2018
4.SMART/ Republic of Korea / KAERI	PWR	90	Single module land-based	Detailed design in progress	Licensing final design approved 2012	No order yet
5.NuScale/United States / Babcock and Wilcox	PWR	12×45	Twelve module land-based	Detailed design being finalized	Design certificate Application 2016	FOAK in 2025
6.mPower/ United States/ NuScale Power	PWR	2×125	Multi-module land-based	Detailed design in progress	Design certificate Application 2015	~2024

3. Ranking of Technology

The method for ranking technology used in this research has been adapted from the method for conducting the Reactor Technology Assessment (RTA) which has been

developed by the IAEA as a decision making tool for selecting nuclear reactor technology. The RTA is meant to be used by the country that may or may not have a nuclear power reactor, but wishes to built one in the near future. The ranking relies on the information from related academic documents and from the documents produced by manufacturer of the technologies. The following topics are assessed.

- The technical characteristics and performance which look at the simplification of the design, the nuclear fuel and fuel cycle performance, the performance of the plant (including gross efficiency and plant life time), and whether technology is the "proven technology".
- Nuclear plant safety which looks at the residual heat removal system (RHS) and the emergency core cooling system (ECCS), the diversity and redundancy of the safety system, and the system for handling accident involving corium leakage
- Deployment status and licensability
- Constructability and manufacturability
- Plant site security that put emphasis on the underground installation of the nuclear reactor

The study finds that ranking depends on how a country or a reactor operator weighs the importance of each topic. In this study, the result ranking is similar in both the case that technological characteristics and performance are determined to be more important and the case that plant safety and security are determined to be more important. That is, mPower and ACP100 will receive highest score. However, if deployment readiness and manufacturer credibility are determined to be more important, the ranking will change. That is, SMART and KLT-40S will receive highest score instead. Figures 1(a)-(c) show the scoring results for the three cases.

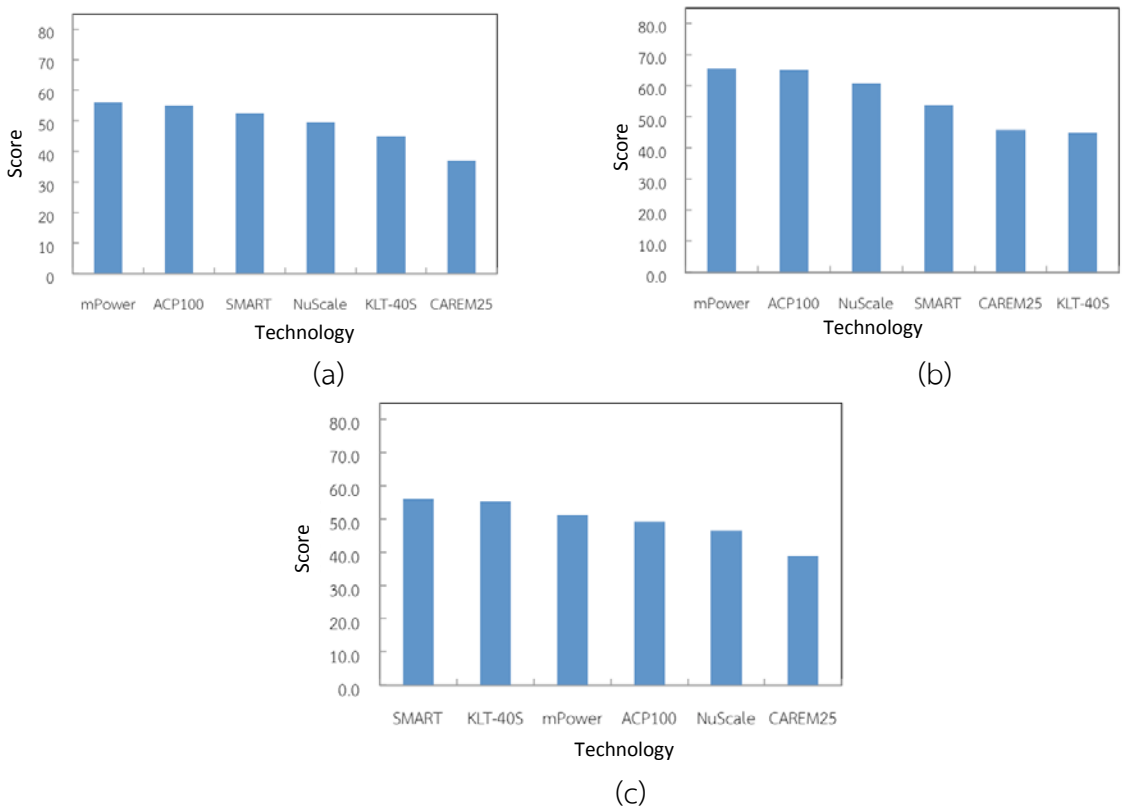


Figure 1 Ranking results for various cases where (a) technical characteristics and performance are most important, (b) plant safety and security are most important, and (c) deployment readiness and manufacturer credibility are most important.

4. Comparison between large nuclear reactor technology and SMR

The large nuclear reactor technology and SMR are compared against one another in the following four issues

- On the engineering issue, which includes the issues of siting, fuel, production efficiency, safety systems, t is found that there is not much difference between SMR and a large reactor on the issues of fuel and safety systems. However on the issue of siting, SMR has many features that may be considered advantages, such as smaller siting size requirement (due to smaller plant output) and specific designs enable installation in various kinds of siting. Nevertheless, SMR is inferior to a large reactor in term of production efficiency. Overall, it is inconclusive whether SMR or a large reactor is better because it will depend on the user's specific needs.
- On the economic issue, it is found that SMR has many advantages that may potentially help reduce the unit cost of power production such as the more simple

design of the reactor, the shorter construction time, the ability to fit into smaller electrical grid, the modularization capability, as well as the more flexibility of investment which can help attract investor who has limited funding or cannot cope with the high financial risk of the nuclear project.

- On the health issue, it is found that SMR also has many advantages. The amount of radioactive materials in a reactor core is less, the possible of accident leading to atmospheric release is also less, and the size requirement for emergency preparedness is smaller.
- On the social issue, it is found that SMR has two main advantages. First, SMR may receive higher public acceptance because of the advantages on the health issue previous discussed. Second, SMR has higher resistance to nuclear proliferation.

Nevertheless, many advantageous characteristics of SMR are still at the initial design stage. There are still no actual data to validate these characteristics.

5. Economic, Health, Social, and Policy Impacts of SMR

Economic Impact

Economic data is very important for the stakeholders of a nuclear power plant. SMR has three important weaknesses that cause the increase in the unit cost of electricity production.

1. The lack of economy of scale causes the unit capital cost to increase while the size is smaller.
2. The first-of-a-kind (FOAK) plant and the first of the first-of-a-kind (LEAD) plant are more expensive due to the lack of experience in production and project management.
3. The economy of large nuclear fleet operation (to generate the same power output as a single large reactor) can increase the operating cost.

On the other hand, SMR also has four advantages that may have positive impact on its economics

1. Less complexity in the design helps reduce number of components required.
2. Shorter construction period

3. Smaller grid size capability
4. Flexibility of investment

In addition, SMR may have two additional advantages from the economy of mass production.

1. Modularization capability
2. Construction and operating experience due to mass production

In order to make conclusion about the unit cost of SMR in comparison to a large nuclear reactor or other type of power generation system, one must also consider Thailand's economic and social features.

Health Impact

The health data discussed in this research is divided into data during an accident and data during a normal operation. We studied the amount of radioactive materials (source term) and the time period before the atmospheric release during various accident scenarios that also take available mitigation techniques into account. We also studied about the emergency planning zone (EPZ) and the occupational dose.

Nevertheless because there are currently no actual operating SMR anywhere in the world, report on dose assessment is still not made available. Thus, all the data in this discussion is qualitative rather than quantitative.

Social Impact

To assess the social impact of SMR, we have mainly considered the technical factors that can potentially impact the public. They include the factors that may influence public acceptance and the factors that impact nuclear proliferation. The latter is important for the international acceptance of a nuclear project. Public participation of the licensing process is also considered. Nevertheless, the issue of good governance for the management of nuclear power project has not been covered.

6. Recommendation for Thailand and for Future Study

Although SMR has many features, this type of technology is still very new and only at the development stage with no existing deployment at present. In the near future, even if there

is a prototype of the technology being constructed and deployed in the vendor country, to construct the new technology (especially if it is still first-of-a-kind) elsewhere such as Thailand will require extensive consideration of many additional factors that may affect the original design. Many adjustments may be required in order to make the technology suitable for implementation at the actual site. Thailand which has no prior experience in construction and operation of any nuclear power plant should not hasten to utilize this type of technology as it may end up costing more than it should. Instead, the country should consider investing in existing large nuclear reactor technology that still has better economic return. Although the initial capital requirement is larger, the mature state of the technology can help reduce the risk of investment significantly.

In the future, Thailand may consider using SMR for electricity generation or to replace retired coal or natural gas plants as it can fit to the existing electrical grid. It may consider using SMR to specifically feed an industrial estate in order to reduce production cost. It may also consider using SMR for other applications such as seawater desalination. In such cases, Thailand will have to plan ahead for suitable time to introduce the technology. From the study conducted, among the 6 technologies that we have considered, only ACP100 may be able to fit into country's power development plan timeframe. Nevertheless, it will also depend on the supporting policy of the vendor country, which is still not clear at the moment.

In this study, technical information of various SMR technologies has been collected. Nevertheless, the information may change in the next few years as most technologies are still under the development stage. Thus, it may be required to conduct the technology assessment again based on the new information. Nevertheless, there are also other topics of study that can be beneficial to the development of Thailand's nuclear power plant project.

- Creation of roadmap for the development of nuclear power in Thailand. This is an important topic that should be considered from many different angles, including the national power development plan, the future energy trend, and the nuclear power development plan of the neighboring countries as well as other countries in Southeast Asia.
- Site selection for potential SMR site for Thailand

In both topics, more study on social impact should be conducted in order to widen the scope of the research. Political, community, and cultural issues should be included in the social impact study because the heart of nuclear power management in any society is the management of public acceptance that not only concerns the acceptance of people inside and outside the area, but also the social paradigm that use in viewing and understanding about nuclear power.

บทคัดย่อ

เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กำลังได้รับความสนใจเป็นอย่างมากในปัจจุบัน ทั้งจากประเทศที่มีประสบการณ์การใช้พลังงานนิวเคลียร์มาเป็นระยะเวลายาวนาน และจากประเทศที่อยู่ในช่วงเริ่มต้นของการพัฒนาโครงการโรงไฟฟ้านิวเคลียร์เพื่อตอบสนองต่อความต้องการทางพลังงานที่เพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว ความสนใจนี้ได้รับอิทธิพลมาจากจุดเด่นหลายอย่างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ทั้งในทางวิศวกรรม เศรษฐศาสตร์ สังคม และสุขภาพ ซึ่งมีความแตกต่างไปจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่ และคาดว่าจะสามารถตอบสนองต่อความต้องการจำเพาะของประเทศต่างๆ ได้เพิ่มขึ้น

ประเทศไทยไปเป็นอีกประเทศหนึ่งที่ให้ความสนใจกับการนำเทคโนโลยีนิวเคลียร์มาใช้ในการผลิตไฟฟ้า โดยในแผนพัฒนาพลังงานแห่งชาติฉบับล่าสุดประจำปี พ.ศ. 2553 ฉบับแก้ไขที่ 3 ได้ระบุสัดส่วนการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์ไว้ตั้งแต่ปี พ.ศ. 2569 เป็นต้นไป ซึ่งเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นับเป็นอีกทางเลือกหนึ่งที่อาจจะสามารถตอบสนองต่อความต้องการหลายอย่างของประเทศได้ดีกว่าโรงไฟฟ้าขนาดใหญ่ จึงได้ริเริ่มโครงการวิจัยนี้ขึ้นเพื่อศึกษาอย่างจริงจังถึงจุดเด่นของเทคโนโลยีชนิดนี้

อย่างไรก็ดี เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่มีอยู่ในปัจจุบันนับว่ามีความหลากหลายเป็นอย่างมาก และทั้งหมดกำลังอยู่ในระหว่างการพัฒนาซึ่งยังไม่มีการใช้งานเชิงธุรกิจในประเทศใดๆ ดังนั้น คณะผู้วิจัยจึงได้ศึกษาเทคโนโลยีต่างๆ ที่มีอยู่และทำการคัดเลือกจนเหลือเพียง 6 เทคโนโลยี ได้แก่ mPower (สหรัฐอเมริกา), NuScale (สหรัฐอเมริกา), SMART (เกาหลีใต้), CAREM25 (อาร์เจนตินา), ACP-100 (จีน) และ KLT-40S (รัสเซีย) โดยอาศัยเกณฑ์ต่างๆ ที่ตั้งขึ้นตามความต้องการของประเทศไทยและจากคำแนะนำของผู้เชี่ยวชาญจากทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ และได้นำทั้ง 6 ประเภทนี้ไปศึกษาในรายละเอียดเพื่อเปรียบเทียบและให้คะแนนในด้านต่างๆ เพื่อคัดเลือกเทคโนโลยีที่เหมาะสมกับประเทศไทย ซึ่งพบว่าเครื่องปฏิกรณ์แต่ละชนิดมีจุดเด่นที่แตกต่างกัน และเทคโนโลยีที่เหมาะสมกับประเทศไทยจะขึ้นอยู่กับว่าประเทศจะให้ความสำคัญกับจุดเด่นข้อใดมากกว่าในการตัดสินใจเลือกเทคโนโลยี

Abstract

Small Modular Reactor (SMR) technology currently attracts many attentions from both the country with extensive experience in utilizing nuclear power and the country that are at the initial phase of the development of its nuclear power program to cope with the rapid increase of power demand. These attentions are influenced by many engineering, economic, social, and health features of the SMR which differ from the large nuclear reactor, and are expected to be able to better answer the specific needs of the countries.

Thailand is another country that has been interested in utilizing nuclear technology for power production. The latest Power Development Plan (PDP 2010 rev. 3) has specified a proportion of power to be produced by nuclear from the year 2026 onward. The SMR technology is another alternative that may be able to fulfill the country's need better than the large nuclear power plant. This project has been initiated to study the features of SMR in more details.

There are wide varieties of the SMR technologies at the present. All of them, however, are still underdevelopment and not commercially operating in any country. This study has narrowed the list of existing SMR technologies down to 6 technologies, namely mPower (USA), NuScale (USA), SMART (RoK), CAREM-25 (Argentina), ACP-100 (China), and KLT-40S (Russia), using the selection criteria that reflect the need of Thailand and based upon the suggestions of expert from the International Atomic Energy Agency (IAEA). More detail study has been conducted on the 6 SMR technologies to compare and assign score to various aspects of the technologies in order to select suitable technology for Thailand. It is found that each reactor possesses different features, and which technology is the suitable for Thailand depends on what kind of feature is given more importance for the country when conducting the technology selection.

คำนำ

รายงานฉบับนี้เป็นร่างรายงาน “โครงการ : การศึกษาสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์” ที่ดำเนินการมาในช่วง 12 เดือนตั้งแต่เริ่มโครงการเมื่อวันที่ 25 มกราคม 2556 ถึงวันที่ 24 กรกฎาคม 2557 โดยรายงานนี้มีองค์ประกอบของเนื้อหา ดังนี้

บทที่ 1 บทนำ

เนื้อหาของบทนี้เป็นการนำเสนอความเป็นมาและความสำคัญของโครงการ วัตถุประสงค์และขอบเขตของโครงการ คำนิยามของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (SMR) ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์ การพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก และนโยบายเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของแต่ละประเทศ

บทที่ 2 การกำหนดกรอบการคัดเลือก

เนื้อหาบทนี้ประกอบด้วยการกำหนดกรอบการคัดเลือกชนิดเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (SMR) ที่จะนำมาประเมินเพื่อการจัดลำดับเทคโนโลยีที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย ชนิดและรายละเอียดของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (SMR) ที่คาดว่าจะนำมาประเมินเพื่อจัดลำดับเทคโนโลยี ได้แก่ CAREM-25, SMART, ACP-100, mPower, NuScale และ KLT-40s และการเปรียบเทียบระหว่างเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คัดเลือกไว้

บทที่ 3 จัดลำดับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่เหมาะสำหรับประเทศไทย

เนื้อหาบทนี้ประกอบด้วยวิธีการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ กระบวนการจัดลำดับเทคโนโลยีนิวเคลียร์ที่จะนำมาประเมิน การจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่จะนำมาประเมิน และการวิเคราะห์ความไว (Sensitivity Analysis) เบื้องต้นของคะแนนถ่วงน้ำหนัก

บทที่ 4 การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

เนื้อหาบทนี้ประกอบด้วยการเปรียบเทียบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงวิศวกรรมศาสตร์, เศรษฐศาสตร์, สุขภาพ และสังคม เช่น พื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้า ระบบความปลอดภัย และการลงทุน

บทที่ 5 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย

เนื้อหาบทนี้ประกอบด้วยการวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย

บทที่ 6 บทสรุปและข้อเสนอแนะสำหรับประเทศไทย

เนื้อหาบทนี้ประกอบด้วยข้อสรุปสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ การประเมินเทคโนโลยี ข้อเสนอแนะ และระยะเวลาที่เหมาะสมสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย

สารบัญ

บทสรุปผู้บริหาร	i
บทคัดย่อ	xviii
คำนำ	xx
สารบัญ	xxii
สารบัญตาราง	xxv
สารบัญรูปภาพ	xxviii
คำอธิบายสัญลักษณ์และคำย่อที่ใช้ในงานวิจัย	xxxi
บทที่ 1 บทนำ	
1.1 ความเป็นมาและความสำคัญของโครงการ	1-2
1.2 คำนิยาม หรือความหมายของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็ก	1-4
1.3 ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์	1-5
1.4 การพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Development of Small Reactors, SMR)	1-6
1.5 นโยบาย SMR ของแต่ละประเทศ	1-27
บทที่ 2 การกำหนดกรอบเพื่อคัดเลือก	
2.1 ชนิดเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	2-2
2.2 รายละเอียดเทคโนโลยี SMRs ที่ได้คัดเลือกไว้ 6 เทคโนโลยี	2-5
2.3 การเปรียบเทียบระหว่างเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คัดเลือก	2-69
บทที่ 3 จัดลำดับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่เหมาะสำหรับประเทศไทย	
3.1 วิธีการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ	3-2
3.2 กระบวนการการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ในการศึกษาครั้งนี้	3-5
3.3 การจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	3-20
3.4 การวิเคราะห์ความไว (Sensitivity Analysis) เบื้องต้นของคะแนนถ่วงน้ำหนัก	3-34
บทที่ 4 การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	
4.1 การเปรียบเทียบเชิงวิศวกรรมศาสตร์	4-3
4.2 ด้านเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ และสังคม	4-10
บทที่ 5 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย	5-1
5.1 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์	5-2
5.2 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสุขภาพ	5-22
5.3 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสังคม	5-28
บทที่ 6 บทสรุปและข้อเสนอแนะสำหรับประเทศไทย	
6.1 ข้อสรุปสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	6-2
6.2 การประเมินเทคโนโลยี	6-5

6.3 ข้อเสนอแนะสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย 6-7
6.4 ระยะเวลาที่เหมาะสมในการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้ในประเทศไทย 6-8
ภาคผนวก ก กิจกรรมที่เกี่ยวข้องกับการนำผลโครงการไปใช้ประโยชน์ ก-1
ภาคผนวก ข วัตถุประสงค์ ตารางเปรียบเทียบกิจกรรมที่วางแผนไว้และกิจกรรมที่ดำเนินมา และผลที่ได้รับตลอดโครงการ ข-1
(1) วัตถุประสงค์ของโครงการ ข-1
(2) ตารางสรุปเปรียบเทียบระหว่างแผนงานวิจัยตามที่เสนอไว้ในโครงการกับงานวิจัยที่ได้ดำเนินการไปแล้ว ข-1
(3) ตารางสรุปผลที่ได้รับในแต่ละช่วงระยะเวลาตลอดโครงการ ข-3
ภาคผนวก ค รายละเอียดข้อมูลเบื้องต้นในแต่ละเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก ค-1
1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PWHR-220 ค-1
2 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CNP-300 ค-3
3 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CEFR ค-5
4 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S ค-7
5 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25 ค-9
6 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ HTR-PM ค-11
7 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART ค-13
8 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VBER-300 ค-15
9 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SVBR-100 ค-17
10. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ RITM-200 ค-19
11. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 ค-21
12. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ AHWR 300-LEU ค-23
13. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower ค-25
14. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale ค-27
15. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMR-160 (HI-SMUR) ค-30
16. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ 4S ค-33
17. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ABV-6M ค-35
18. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 ค-37
19. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-HTR ค-39
20. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-MHR ค-42
21. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ EM2 ค-44
22. เครื่องปฏิกรณ์นิวคลียร์แบบ PRISM ค-46
23. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ UNITERM ค-48

24. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VVER-300 ค-50
25. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ IRIS ค-52
ภาคผนวก ง บทความสำหรับการเผยแพร่ต่อประชาชนทั่วไป ง-1

สารบัญตาราง

ตารางที่ 1.1 เครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กที่อยู่ระหว่างกำลังก่อสร้าง 1-16
ตารางที่ 1.2 ประเภทเทคโนโลยี SMR ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้ 1-18
ตารางที่ 1.3 ประวัติการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้ 1-20
ตารางที่ 1.4 ประเภทเทคโนโลยี SMR ที่จัดอยู่ในประเภท long-term deployment 1-25
ตารางที่ 2.1 ประเภทเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คาดว่าจะนำมาประเมินเพื่อการจัดลำดับเทคโนโลยี 2-4
ตารางที่ 2.2 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25 2-5
ตารางที่ 2.3 แสดงระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25 2-13
ตารางที่ 2.4 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ SMART 2-16
ตารางที่ 2.5 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ ACP-100 2-25
ตารางที่ 2.6 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ mPower 2-33
ตารางที่ 2.7 การออกแบบระบบป้องกันการเกิดอุบัติเหตุกรณีโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ (Protection against “Fukushima-type” Events) 2-38
ตารางที่ 2.8 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale 2-44
ตาราง 2.9 ข้อมูลเบื้องต้นของปัจจัยโรงไฟฟ้า (Basic Plant Parameters) 2-53
ตารางที่ 2.10 ตารางเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะกับ NuScale และวิธีการตอบสนองต่ออุบัติเหตุ 2-55
ตารางที่ 2.11 แสดงลักษณะทางเทคนิคของหน่วยผลิตไฟฟ้าลอยน้ำ 2-60
ตารางที่ 2.12 แสดงปัจจัยกำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ KTL-40S 2-61
ตารางที่ 2.13 ข้อมูลเบื้องต้นเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) 2-69
ตารางที่ 3.1 ตัวอย่างหัวเรื่องที่เน้นในการทำการประเมินและผู้รับผิดชอบในแต่ละขั้นตอน 3-5
ตารางที่ 3.2 ผลการเลือกหัวข้อหลัก (Key Element) ที่ใช้ในการประเมินในโครงการวิจัยนี้ 3-6
ตารางที่ 3.3 ความสัมพันธ์ระหว่าง หัวข้อในแบบสอบถาม ของ IAEA และหัวข้อหลัก (Key Elements) ที่ใช้ในการประเมินในโครงการวิจัยนี้ 3-11
ตารางที่ 3.4 หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน และเกณฑ์การให้คะแนน 3-12
ตารางที่ 3.5 หัวข้อย่อยในการพิจารณาและระดับคะแนนในการประเมินเรื่องลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ 3-13
ตารางที่ 3.6 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel Cycle) 3-14
ตารางที่ 3.7 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องการออกแบบและการจัดวางของแท่งเชื้อเพลิงและเปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียม 235 3-15
ตารางที่ 3.8 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องประสิทธิภาพรวมของโรงไฟฟ้า (Gross Efficiency) 3-15
ตารางที่ 3.9 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องอายุการใช้งานของโรงไฟฟ้า (Plant Life Time) 3-15
ตารางที่ 3.10 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท mPower 3-21
ตารางที่ 3.11 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท NuScale 3-23
ตารางที่ 3.12 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท SMART 3-25
ตารางที่ 3.13 รายละเอียดการให้คะแนนของ ACP-100 3-27
ตารางที่ 3.14 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท CAREM-25 3-29

ตารางที่ 3.15 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท KLT-40S 3-31
ตารางที่ 3.16 สรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์ 6 ประเภท 3-33
ตารางที่ 3.17 สรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์ 6 ประเภท เมื่อเทียบคะแนนเป็นสัดส่วนเปอร์เซ็นต์ 3-33
ตารางที่ 3.18 ความสัมพันธ์ระหว่างหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมินและหัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว 3-35
ตารางที่ 3.19 ระดับคะแนนในแต่ละเหตุการณ์ที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว 3-36
ตารางที่ 3.20 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ A 3-37
ตารางที่ 3.21 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ B 3-37
ตารางที่ 3.22 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ C 3-38
ตารางที่ 4.1 เปรียบเทียบข้อแตกต่างด้านสถานที่ตั้งระหว่างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ในปัจจุบัน ขนาด 1000 MWe และโรงไฟฟ้าขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 4-4
ตารางที่ 4.2 เทคโนโลยีด้านเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น 4-6
ตารางที่ 4.3 เปรียบเทียบขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น 4-7
ตารางที่ 4.4 การเปรียบเทียบประสิทธิภาพสุทธิของโรงไฟฟ้าที่ใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 4-7
ตารางที่ 4.5 การเปรียบเทียบเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 4-9
ตารางที่ 4.6 ข้อแตกต่างด้านเศรษฐศาสตร์ สุขภาพและสังคมระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 4-11
ตารางที่ 4.7 สรุปความแตกต่างด้านต่างๆ ระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 4-15
ตารางที่ 5.1 สัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 5-4
ตารางที่ 5.2 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ประเภทต่างๆ และของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ 5-5
ตารางที่ 5.3 ต้นทุนต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าที่ค่าคงที่ของขนาดต่างๆ เมื่อใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 1,200 MWe เป็นเครื่องอ้างอิง 5-7
ตารางที่ 5.4 กลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 5-16
ตารางที่ 5.5 กลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 5-17
ตารางที่ 5.6 ตัวคูณของโปรแกรมคำนวณ IMPLAN 5-18
ตารางที่ 5.7 ผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบ* 5-21
ตารางที่ 5.8 ขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 5-27

ตารางสรุปเปรียบเทียบระหว่างแผนงานวิจัยตามที่เสนอไว้ในโครงการกับงานวิจัยที่ได้ดำเนินการไปแล้ว ข-1
ตารางสรุปผลที่ได้รับในแต่ละช่วงระยะเวลาตลอดโครงการ ข-3
ตารางที่ ค.1 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก PHWR-220 ค-1
ตารางที่ ค.2 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก CNP-300 ค-3
ตารางที่ ค.3 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ CEFR ค-5
ตารางที่ ค.4 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ KLT-40S ค-7
ตารางที่ ค.5 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก CAREM-25 ค-9
ตารางที่ ค.6 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก HTR-PM ค-12
ตารางที่ ค.7 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก SMART ค-13
ตารางที่ ค.8 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก VBER-300 ค-15
ตารางที่ ค.9 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก SVBR-100 ค-17
ตารางที่ ค.10 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก RITM-200 ค-19
ตารางที่ ค.11 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก ACP-100 ค-22
ตารางที่ ค.12 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก AHWR300-LEU ค-23
ตารางที่ ค.13 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก mPower ค-25
ตารางที่ ค.14 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก NuScale ค-28
ตารางที่ ค.15 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก SMR-160 (HI-SMUR) ค-30
ตารางที่ ค.16 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก 4S ค-33
ตารางที่ ค.17 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก ABV-6M ค-35
ตารางที่ ค.18 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก BREST-300 ค-37
ตารางที่ ค.19 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก GT-HTR ค-40
ตารางที่ ค.20 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก GT-MHR ค-42
ตารางที่ ค.21 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก EM2 ค-44
ตารางที่ ค.22 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก PRISM ค-47
ตารางที่ ค.23 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก UNITERM ค-48
ตารางที่ ค.24 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก VVER-300 ค-50
ตารางที่ ค.25 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก IRIS ค-52
ตารางที่ ค.26 แสดงลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่างๆ ค-55
ตารางที่ ง.1 ประวัติการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้ ง-5
ตารางที่ ง.2 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25 ง-11
ตารางที่ ง.3 แสดงระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25 ง-18
ตารางที่ ง.4 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์ SMART ง-21
ตารางที่ ง.5 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters)ของเครื่องปฏิกรณ์ ACP-100 ง-28
ตารางที่ ง.6 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์ mPower ง-36

ตารางที่ ง.7 การออกแบบระบบป้องกันการเกิดอุบัติเหตุกรณีโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ (Protection Against “Fukushima-type” Events ง-41
ตารางที่ ง.8 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters)ของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale ง-47
ตารางที่ ง.9 ข้อมูลเบื้องต้นของปัจจัยโรงไฟฟ้า (Basic Plant Parameters) ง-56
ตารางที่ ง.10 ตารางเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะกับ NuScale และวิธีการตอบสนองต่ออุบัติเหตุ ง-58

สารบัญรูปภาพ

รูปที่ 1.1 เครื่องปฏิกรณ์ SMR รุ่นก้าวหน้า 1-10
รูปที่ 1.2เครื่องปฏิกรณ์ SMR รุ่น นวัตกรรมใหม่ 1-11
รูปที่ 1.3 เครื่องปฏิกรณ์ SMR แบบ รุ่นเปลี่ยนและดัดแปลง 1-11
รูปที่ 1.4 เครื่องปฏิกรณ์ SMR รุ่นใช้งานเชิงพาณิชย์แล้ว 1-12
รูปที่ 1.5 รุ่นนวัตกรรมใหม่เพื่อใช้ประโยชน์ด้านอื่นด้วย 1-12
รูปที่ 1.6 เครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำใช้น้ำธรรมดาหล่อเย็น 1-13
รูปที่ 1.7 เครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดันสูงแบบ Integral PWR (ต่อ) 1-14
รูปที่ 1.8 เครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำมวลหนักอัดความดันสูง 1-14
รูปที่ 1.9 เครื่องปฏิกรณ์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น 1-15
รูปที่ 1.10 เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็น 1-15
รูปที่ 2.1 มัดเชื้อเพลิงและมัดควบคุมในแกนปฏิกรณ์ 2-7
รูปที่ 2.2 มัดเชื้อเพลิง 2-8
รูปที่ 2.3 มัดเชื้อเพลิง 2-8
รูปที่ 2.4 ระบบผลิตไอน้ำ 2-9
รูปที่ 2.5 Hydraulic Control Rods Drives 2-10
รูปที่ 2.6 ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) 2-11
รูปที่ 2.7 อาคารคลุมเครื่อง 2-12
รูปที่ 2.8 สถานที่ก่อสร้าง CAREM-25 2-15
รูปที่ 2.9 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART 2-16
รูปที่ 2.10 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 2-19
รูปที่ 2.11 อุปกรณ์ทดลองการทำงานของเครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุน 2-20
รูปที่ 2.12 ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมที่สำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART 2-22
รูปที่ 2.13 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ SMART 2-24
รูปที่ 2.14 โครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100 2-27
รูปที่ 2.15 ระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100 2-28
รูปที่ 2.16 ระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100 2-29
รูปที่ 2.17 ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ ของ ACP-100 2-30
รูปที่ 2.18 สถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 2-31
รูปที่ 2.19 ตำแหน่งที่ตั้งของโรงไฟฟ้าต้นแบบชนิด ACP-100 ในประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน 2-31
รูปที่ 2.20 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower 2-32
รูปที่ 2.21 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 2-35
รูปที่ 2.22 เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน 2-36
รูปที่ 2.23 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว 2-37
รูปที่ 2.24 การเปรียบเทียบความปลอดภัยโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบดั้งเดิม แบบAP1000 และแบบ mPower 2-37
รูปที่ 2.25 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ mPower 2-39

รูปที่ 2.26 ขั้นตอนการขออนุญาต 2-40
รูปที่ 2.27 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ของ mPower 2-41
รูปที่ 2.28 ค่าประเมินใช้จ่ายต่อปี (Estimated Annual Operating Costs) 2-41
รูปที่ 2.29 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ NuScale 2-43
รูปที่ 2.30 ก. ภาคตัดขวางของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale 2-47
รูปที่ 2.31 NSSS module และส่วนประกอบของมัดเชื้อเพลิงแนวแกนของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale 2-48
รูปที่ 2.32 การเปลี่ยนเชื้อเพลิงและบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว 2-49
รูปที่ 2.33 แผนผังอาคารปฏิกรณ์ และ plant Layout 2-49
รูปที่ 2.34 รายละเอียดของอาคารคลุมแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale อาคารทำด้วยถังโลหะเหล็กกล้าไร้สนิมที่แข็งแรงและแช่อยู่ในบ่อน้ำคอนกรีต 2-50
รูปที่ 2.35 เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบขดลวดเกลียวที่ประกอบติดกับถังปฏิกรณ์ 2-51
รูปที่ 2.36 ระบบระบายความร้อนของ NuScale ก. DHRS ข. ECCS 2-52
รูปที่ 2.37 การระบายความร้อนด้วยน้ำในบ่อปฏิกรณ์ 2-52
รูปที่ 2.38 ขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน 2-53
รูปที่ 2.39 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ NuScale 2-55
รูปที่ 2.40 NRC Timeline 2-56
รูปที่ 2.41 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ KLT-40S 2-60
รูปที่ 2.42 แสดงลักษณะทางเทคนิคของหน่วยผลิตไฟฟ้าลอยน้ำ 2-61
รูปที่ 2.43 แสดง RP fuel assembly ของ KLT-40S 2-64
รูปที่ 2.44 การจัดเรียงแท่งเชื้อเพลิง และแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์ 2-65
รูปที่ 2.45 ระบบของการปิดเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน 2-66
รูปที่ 2.46 ระบบระบายความร้อนฉุกเฉินแบบทำงานได้ด้วยตนเอง 2-67
รูปที่ 2.47 ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S 2-68
รูปที่ 3.1 แผนการพัฒนาโครงสร้างพื้นฐานทางนิวเคลียร์ (Nuclear infrastructure development program) (IAEA, 2007) 3-3
รูปที่ 3.2 กระบวนการทำ Rector Technology Assessment (IAEA, 2007) 3-4
รูปที่ 3.3 ตัวอย่างแบบสอบถามในที่ประชุม 3-9
รูปที่ 3.4 ผลการสำรวจการพิจารณาให้ความสำคัญของหัวข้อหลัก 3-10
รูปที่ 3.5 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ A 3-38
รูปที่ 3.6 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ B 3-40
รูปที่ 3.7 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ C 3-40
รูปที่ 5.1 อัตราส่วนของดอกเบี้ยต่อเงินต้นที่ระยะเวลาต่างๆ ในการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังงานนิวเคลียร์ 5-10
รูปที่ 5.2 กำหนดการก่อสร้างและกระแสเงินสดสะสม (Cumulative cashflow) ของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังไฟฟ้า 1,200 MW จำนวน 1 เครื่อง กับเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กที่มีกำลังไฟฟ้า 300 MW จำนวน 4 เครื่อง 5-12

รูปที่ 5.3 การเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับแหล่งกำเนิดไฟฟ้าอื่นๆ (อัตราส่วนลด 5%) 5-14
รูปที่ 5.4 ตัวอย่างเขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินที่กำหนดโดยคณะกรรมาธิการกำกับดูแลนิวเคลียร์แห่งสหรัฐอเมริกา 5-30
รูปที่ 6.1 คะแนนการประเมินเทคโนโลยีทั้ง 6 เทคโนโลยีในการศึกษานี้ 6-6
รูปที่ 6.2 แผนการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลลาที่มี เทียบกับแผนการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่หากต้องการใช้งานในปี พ.ศ. 2569 6-9
รูปที่ ค.1 โครงสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ PHWR-220 ค-2
รูปที่ ค.2 โครงสร้างเครื่องปฏกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CNP-300 ค-4
รูปที่ ค.3 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CEFR ค-6
รูปที่ ค.4 แสดงเครื่องปฏิกรณ์ และโครงสร้างเรือที่มีการเครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S ค-8
รูปที่ ค.5 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM-25 ค-10
รูปที่ ค.6 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์และเครื่องผลิตไอน้ำ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ HTR-PM ค-11
รูปที่ ค.7 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และระบบโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบ SMART ค-14
รูปที่ ค.8 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ VBER-300 ค-16
รูปที่ ค.9 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ SVBR-100 ซึ่งมีแกนปฏิกรณ์และเครื่องผลิตไอน้ำอยู่ภายใน ค-18
รูปที่ ค.10 แสดงเครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200 และโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200 ค-20
รูปที่ ค.11 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบACP-100 ค-22
รูปที่ ค.12 อาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ AHWR300-LEU ค-24
รูปที่ ค.13 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ mPower ค-26
รูปที่ ค.14 (ก) โครงสร้างแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale ค-28
รูปที่ ค.14 (ข) โรงไฟฟ้านิวเคลียร์ตามแบบ NuScale ค-29
รูปที่ ค.15 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบHI-SMUR (SMR-160) ค-32
รูปที่ ค.16 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ 4S ค-34
รูปที่ ค.17 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ ABV-6M ค-36
รูปที่ ค.18 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ BREST-300 ค-38
รูปที่ ค.19 แสดงระบบเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ GT-HTR ค-41
รูปที่ ค.20 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ GT-MHR ค-43
รูปที่ ค.21 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ EM2 ค-45
รูปที่ ค.22 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ PRISM ค-47
รูปที่ ค.23 ถังปฏิกรณ์และเครื่องปฏิกรณ์ UNITHERM ค-49
รูปที่ ค.24 โครงสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ VVER-300 ค-51
รูปที่ ค.25 (ก) โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ IRIS ค-53
รูปที่ ค.25 (ข) การตอบสนองต่ออุบัติเหตุระดับ 4 ของ IRIS ค-54

รูปที่ ง.1 มัดเชื้อเพลิงและมัดควบคุมในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ง-12
รูปที่ ง.2 มัดเชื้อเพลิง ง-13
รูปที่ ง.3 มัดเชื้อเพลิง ง-13
รูปที่ ง.4 Hydraulic Control Rods Drives ง-15
รูปที่ ง.5 ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) ง-16
รูปที่ ง.6 อาคารคลุมเครื่อง ง-17
รูปที่ ง.7 สถานที่ก่อสร้าง CAREM-25 ง-20
รูปที่ ง.8 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ง-21
รูปที่ ง.9 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 ง-24
รูปที่ ง.10 ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมที่สำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ง-26
รูปที่ ง.11 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ SMART ง-27
รูปที่ ง.12 โครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100 ง-30
รูปที่ ง.13 ระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100 ง-31
รูปที่ ง.14 ระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100 ง-32
รูปที่ ง.15 ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ ของ ACP-100 ง-33
รูปที่ ง.16 สถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 ง-33
รูปที่ ง.17 ตำแหน่งที่ตั้งของโรงไฟฟ้าต้นแบบชนิด ACP-100 ในประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน ง-34
รูปที่ ง.18 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower ง-35
รูปที่ ง.19 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 ง-38
รูปที่ ง.20 เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน ง-39
รูปที่ ง.21 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ง-40
รูปที่ ง.22 การเปรียบเทียบความปลอดภัยโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบดั้งเดิม แบบAP1000 และแบบ mPower ง-40
รูปที่ ง.23 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ mPower ง-42
รูปที่ ง.24 ขั้นตอนการขออนุญาต ง-43
รูปที่ ง.25 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของ mPower ง-44
รูปที่ ง.26 ค่าประเมินใช้จ่ายต่อปี (Estimated Annual Operating Costs) ง-44
รูปที่ ง.27 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ NuScale ง-46
รูปที่ ง.28 ภาคตัดขวางของเครื่องปฏิกรณ์และการจัดเรียงมัดแท่งเชื้อเพลิงและมัดแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์ NuScale ง-51
รูปที่ ง.29 NSSS module และส่วนประกอบของมัดเชื้อเพลิงแนวแกนของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale ง-51
รูปที่ ง.30 การเปลี่ยนเชื้อเพลิงและบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ง-52

รูปที่ ง.31 แผนผังอาคารปฏิกรณ์ และ plant Layout ง-53
รูปที่ ง.32 รายละเอียดของอาคารคลุมแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale อาคารทำด้วยถังโลหะเหล็กกล้าไร้สนิมที่แข็งแรงและแช่อยู่ในบ่อน้ำคอนกรีต ง-53
รูปที่ ง.33 เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบขดลวดเกลียวที่ประกอบติดกับถังปฏิกรณ์ ง-54
รูปที่ ง.34 ระบบระบายความร้อนของ NuScale ก. DHRS ข. ECCS ง-55
รูปที่ ง.35 การระบายความร้อนด้วยน้ำในบ่อปฏิกรณ์ ง-56
รูปที่ ง.36 ขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน ง-57
รูปที่ ง.37 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ NuScale ง-59
รูปที่ ง.38 NRC Timeline ง-60

คำอธิบายสัญลักษณ์ และคำย่อที่ใช้ในการวิจัย

BWR:	Boiling Water Reactor
CDF:	Core Damage Frequency
CFF:	Containment failure frequency
CMS:	Core Makeup Tanks
CRAs:	Control Rod Assemblies
DHRS:	Decay Heat Removal System
ECCS:	Emergency Core Cooling System
EPZ:	Emergency Planning Zone
FBR:	Fast Breeding Reactor
FCD:	First Concrete Date
FHR:	Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactors
FOAK:	First Of A Kind
FSS:	First Shutdown System
GCFR:	Gas-cooled Fast Reactor
HTGR:	High Temperature Gas Cooled Reactor
IAEA:	International Atomic Energy Agency
ICRP:	International Commission of Radiological Protection
LERF:	Large Early Release Frequency
LMFR:	Liquid Metal Fast Reactor
LOCA:	Loss Of Coolant Accident
LPZ:	Low Population Zone
LUEC:	Levelized Unit Electricity Cost
LWR:	Light Water Reactor
MSLB:	Main Steam Line Break
NSSC:	Nuclear Safety and Security Commission
PDP:	Power Development Plan
PHWR:	Pressurized Heavy Water Reactor
PRHRS:	Passive Residual Heat Removal System
PSVs:	Pressurizer Safety Valves
PWR:	Pressurized Water Reactor
RCS:	Reactor Coolant System

RDT: Reactor Drain Tank

RHS: Residual Heat Removal System

ROPS: Reactor Overpressure Protection System

RPV: Reactor Pressure Vessel

RTA: Reactor Technology Assessment

SAMS: Severe Accident Mitigation System

SBO: Station Blackout

SFR: Sodium Fast Reactor

SGTR: Steam Generator Tube Rupture

SMR: Small Modular Reactor

SSS: Second Shutdown System

บทที่ 1

บทนำ

1.1 ความเป็นมาและความสำคัญของโครงการ

1.2 คำนิยาม หรือความหมายของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

1.3 ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

1.4 การพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Development of Small Reactors, SMR)

1.5 นโยบาย SMR ของแต่ละประเทศ

บทที่ 1

บทนำ

1.1 ความเป็นมาและความสำคัญของโครงการ

ความก้าวหน้าทางด้านเทคโนโลยีต่างๆ โดยเฉพาะเทคโนโลยีด้านการแพทย์ ทำให้มนุษย์มีอายุยาวนานขึ้นส่งผลให้จำนวนประชากรโลกสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง ขณะเดียวกันเพื่อตอบสนองความเจริญก้าวหน้าและอำนวยความสะดวกสบาย มนุษย์จึงต้องการและแสวงหาพลังงานต่างๆ มาใช้ในการดำรงชีวิตและการพัฒนาเทคโนโลยีต่างๆ พลังงานหนึ่งที่สำคัญต่อการพัฒนาเทคโนโลยี และมีความต้องการสูงขึ้นมาก คือ พลังงานไฟฟ้า แต่อย่างไรก็ตาม การผลิตไฟฟ้าก็ต้องอาศัยแหล่งพลังงานหรือเชื้อเพลิงซึ่งส่วนใหญ่มาจากธรรมชาติ หรือที่เรียกว่า เชื้อเพลิงฟอสซิล (ถ่านหิน น้ำมัน และก๊าซธรรมชาติ) ซึ่งความต้องการพลังงานไฟฟ้าที่เพิ่มขึ้นนี้จึงส่งผลให้แหล่งเชื้อเพลิงธรรมชาติถูกนำมาใช้งานและกำลังจะหมดสิ้นไปอย่างรวดเร็ว และเป็นเหตุให้เชื้อเพลิงธรรมชาติมีราคาที่แปรปรวนและปรับตัวสูงขึ้นตลอดเวลา ขณะเดียวกันเชื้อเพลิงธรรมชาติที่ด้อยคุณภาพก็สร้างมลภาวะและส่งผลกระทบแก่สิ่งแวดล้อมให้แก่โลกเพิ่มขึ้น เช่น มลพิษทางอากาศ มลพิษทางน้ำ และโดยเฉพาะผลกระทบต่อภาวะโลกร้อนจากก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์ที่ปล่อยออกมาจากการเผาไหม้ที่ปัจจุบันมีอัตราเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็วจึงทำให้เกิดการแปรปรวนของสภาพอากาศและเกิดภัยธรรมชาติส่งผลเสียหายต่อมนุษย์ในรูปแบบต่างๆ มากมายอย่างเห็นได้ชัดเจนในปัจจุบัน

ดังนั้น มนุษย์เราจึงควรตระหนักถึงสภาวะโลกร้อนและผลกระทบต่างที่เกิดขึ้น โดยแสวงหาเทคโนโลยีการผลิตไฟฟ้าจากเชื้อเพลิงอื่นๆ ที่ส่งผลกระทบน้อยต่อภาวะโลกร้อน ซึ่งการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์นั้นนับเป็นทางเลือกที่เหมาะสมทางหนึ่งและสามารถตอบโจทย์เรื่องสภาวะโลกร้อนได้เป็นอย่างดี [1] แต่สิ่งที่พลังงานนิวเคลียร์จะต้องเผชิญไม่เพียงแต่ความกังวลของประชาชนในด้านความปลอดภัยและปัญหากากกัมมันตรังสี แต่ยังรวมถึงการประเมินผลทางเศรษฐกิจจากนักลงทุน และระบบสาธารณูปโภคโดยเฉพาะอย่างยิ่งต้องระมัดระวังเกี่ยวกับแหล่งพลังงานและกลไกของตลาดอีกด้วย ประเทศผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีความคิดว่า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีขนาดเล็กกว่าที่มีการใช้งานอยู่ในขณะนี้อาจสามารถตอบโจทย์ได้ทั้งสำหรับผู้มีส่วนได้เสีย โดยเฉพาะอย่างยิ่งสำหรับประเทศที่กำลังพัฒนาและประเทศที่มีพื้นที่สร้างโรงไฟฟ้าไม่ใหญ่นัก หรือแม้กระทั่งประเทศที่พัฒนาแล้วที่มีข้อจำกัดทางความเสี่ยงในด้านการลงทุน ปัจจุบันจึงทำให้หลายประเทศผู้พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้ความสนใจในการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีขนาดเล็กและมีลักษณะเป็นแบบโมดูลาร์ (SMRs) มากขึ้น จึงเป็นการกลับมาของอุตสาหกรรมนิวเคลียร์อีกครั้ง

จากสถิติข้อมูลการใช้พลังงานนิวเคลียร์ทั่วโลกพบว่าสัดส่วนพลังงานไฟฟ้าที่ผลิตจากพลังงานนิวเคลียร์มีอยู่ที่ประมาณ 13-14% ของพลังงานไฟฟ้าที่ผลิตทั่วโลก [2] โดยจากข้อมูลของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (International Atomic Energy Agency) [3] เมื่อวันที่ 9 มิถุนายน 2013 พบว่ามีจำนวนโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่อยู่ระหว่างการใช้งานจำนวน 436 โรงใน 31 ประเทศทั่วโลก ผลิตพลังงานไฟฟ้าจำนวนรวมประมาณ 372,686 MWe และที่อยู่ในระหว่างการก่อสร้างใหม่จำนวน 69 โรง (66,831 MWe) ใน 14 ประเทศทั่วโลก

สำหรับประเทศไทย กระทรวงพลังงานได้บรรจุการใช้พลังงานนิวเคลียร์อย่างเป็นทางการไว้ในแผนพัฒนากำลังการผลิตไฟฟ้า ปี 2007 (Power Development Plan, PDP 2007) โดยมีนโยบายว่าในช่วงปี 2563 (ค.ศ.2020) ประเทศไทยจะมีโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เชิงพาณิชย์ซึ่งมีกำลังผลิตรวม 4,000 MWe ซึ่งจะเป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่เป็นนิยมใช้กันในปัจจุบัน แต่หลังจากมีการปรับแผน PDP หลายครั้ง รวมทั้งหลังเกิดเหตุการณ์อุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ฟูกูชิมะ ประเทศญี่ปุ่น ทำให้ประชาชนมีความไม่มั่นใจในโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ดังนั้น แผนพัฒนากำลังการผลิตไฟฟ้าของประเทศไทยฉบับปรับปรุง 3 ปี พ.ศ. 2553 (PDP 2010 v3) ได้กำหนดให้เลื่อนการเริ่มใช้งานการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์ จากปี พ.ศ. 2566 เป็น พ.ศ. 2569 ทั้งนี้ เพื่อขยายเวลาการเตรียมโครงสร้างพื้นฐาน การเตรียมความพร้อมด้านความปลอดภัย กฎหมาย กฎระเบียบ การเตรียมพร้อมฉุกเฉิน และการสร้างความเข้าใจกับภาคประชาชน

หลังจากอุบัติเหตุของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในเมืองฟูกูชิมะ ประเทศญี่ปุ่นที่มีสารกัมมันตรังสีแพร่กระจายไปเป็นบริเวณกว้าง ทำให้มีกระแสการต่อต้านการใช้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เป็นเหตุให้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในหลายประเทศต้องหยุดเดินเครื่องเพื่อทำการประเมิน และทดสอบความปลอดภัยอย่างเข้มงวด (Stress test) จึงอาจเป็นเหตุให้ต้นทุนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่นปัจจุบันขยับสูงขึ้น อีกทั้งความจำเป็นที่ต้องมีมาตรการที่เข้มงวดมากขึ้นในพิจารณาผลกระทบต่อสิ่งแวดล้อม และสังคมในหลายด้านเช่นกัน ดังนั้น หลายประเทศได้ลงทุนทำการวิจัย และพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์เพื่อการผลิตไฟฟ้าที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีขนาดเล็กลง โดยความสนใจที่เพิ่มขึ้นในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กนี้ส่วนใหญ่ได้รับอิทธิพลจากปัจจัยต่างๆ เช่น ต้นทุนค่าใช้จ่ายที่ลดลงเมื่อเทียบกับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบดั้งเดิม และศักยภาพของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีโครงสร้างที่เอื้ออำนวยในหลายๆ พื้นฐานโดยเฉพาะพื้นที่ห่างไกลความเจริญ และมีความหลากหลายของการใช้งาน จากรายงานของสมาคมนิวเคลียร์โลก (World Nuclear Association) ได้กล่าวถึงข้อได้เปรียบหลักของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเมื่อเทียบกับแบบดั้งเดิมไว้ ซึ่งระบุว่า "เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ทันสมัยเพื่อการผลิตไฟฟ้าถูกคาดหวังว่าจะมีความเรียบง่ายมากขึ้นในด้านการออกแบบ มีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าต่ำ มุ่งเน้นเพื่อความหลากหลายของการใช้งาน มีขนาดของพื้นที่ตั้งน้อย รวมทั้งได้รับการออกแบบให้มีความปลอดภัยระดับสูงในกรณีที่เกิดความผิดปกติ" [4]

นอกจากนี้ยังมีรายงานที่ได้กล่าวถึงข้อได้เปรียบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ว่าเหมาะสำหรับการใช้งานในประเทศที่กำลังพัฒนา [4], [5] เนื่องจาก

1. สามารถลดขั้นตอนการทำงานและความยุ่งยากในการประกอบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ไปได้มาก
2. การออกแบบที่เรียบง่าย (ระบบน้อยลง) ช่วยลดความถี่ของการเกิดอุบัติเหตุ และเหตุการณ์ที่อาจก่อให้เกิดความเสียหายต่อแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ เมื่อเปรียบเทียบกับโรงไฟฟ้าในปัจจุบันที่มีการออกแบบที่ซับซ้อน
3. การถ่ายเทความร้อน ระบบการหมุนเวียนของน้ำ ถูกออกแบบให้อยู่ภายใต้โดมคลุม (Containment) ที่มีขนาดเล็กกะทัดรัด คุณลักษณะการระบายความร้อนแบบธรรมชาติที่สามารถทำงานต่อไปในกรณีที่ไม่มีไฟภายนอกได้อย่างมีประสิทธิภาพซึ่งเป็นการแก้ปัญหาที่โรงไฟฟ้าฟูกุชิมะของประเทศญี่ปุ่นต้องเผชิญสืนามิเมื่อปี 2011
4. หลังจากทำการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าแล้ว หากตรวจสอบพบสิ่งผิดปกติในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อันเกิดจากกระบวนการผลิตที่ไม่เหมาะสมก็สามารถเคลื่อนย้ายกลับไป

ทำการซ่อมแซมที่โรงงานที่ทำการผลิต และนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องใหม่มาติดตั้งทดแทนได้ทันที [6]

5. ขนาดที่ค่อนข้างเล็กส่งผลให้มีการลงทุนน้อยกว่า และลดเวลาในการประกอบและเวลาระยะสั้นในการก่อสร้างเนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะประกอบเบ็ดเสร็จจากโรงงาน การออกแบบที่ทำการผลิตซึ่งลักษณะเช่นนี้ทำให้ลดเวลาการก่อสร้าง (ใช้เวลาระยะในการก่อสร้างสั้นลง) จึงลดความเสี่ยงทางการเงิน
6. นอกเหนือจากการผลิตไฟฟ้า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังมีความสามารถใช้ในอุตสาหกรรมกลั่นน้ำทะเลและการผลิตไฮโดรเจนเช่นเดียวกับการใช้งานอื่นๆ
7. โรงไฟฟ้าที่มีขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่เล็กลงช่วยเพิ่มโอกาสที่จะก่อให้เกิดตลาดใหม่ๆ สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ โดยเฉพาะอย่างยิ่งในพื้นที่มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กหรือในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือในพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่มีการพัฒนาไม่มากนัก
8. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางเทคโนโลยีสามารถติดตั้งใต้ดินจึงแตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ ทำให้ลดจุดอ่อนจากการโจมตีของผู้ก่อการร้ายหรือภัยพิบัติจากธรรมชาติได้ [7]

จากข้อดีต่างๆข้างต้น ทำให้ขณะนี้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จึงได้รับความสนใจจากหลายประเทศทั่วโลกเป็นอย่างมาก โดยเฉพาะประเทศที่กำลังพัฒนาเนื่องจากอาจตอบสนองต่อความต้องการพลังงานในประเทศขนาดเล็กๆที่มีทรัพยากรทางการเงินอย่างจำกัดเพราะใช้เงินลงทุนที่ต่ำกว่าขนาดใหญ่และโดยเฉพาะอย่างยิ่งในพื้นที่มีเครือข่ายทางไฟฟ้าขนาดเล็กหรืออยู่ในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่ยังมีการพัฒนาไม่เพียงพอได้

จากการที่ประเทศไทยประสบเหตุภัยธรรมชาติรวมทั้งได้รับผลกระทบทางด้านเศรษฐกิจ หากประเทศต้องพึงพาการใช้พลังงานในการผลิตไฟฟ้าที่มีขนาดใหญ่อาจทำให้มีความเสี่ยงทางการเงินในการลงทุนที่สูงได้ อีกทั้งประเทศไทยมีระบบสายส่งไม่ใหญ่มากนัก ดังนั้นจุดเด่นต่างๆ ของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบต่างๆ ที่ได้กล่าวมาข้างต้นเหล่านี้จึงเป็นโจทย์ที่ดีสำหรับการศึกษานี้ว่าเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กโดยเฉพาะแบบโมดูลาร์จะเหมาะสมที่จะเป็นทางเลือกด้านพลังงานสำหรับประเทศไทยหรือไม่ จึงเป็นที่มาของการศึกษานี้ โดยวัตถุประสงค์และขอบเขตของการศึกษาเพื่อให้ได้คำตอบต่อโจทย์ข้างต้นมีดังนี้

1. เพื่อศึกษาสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แบบต่างๆ ที่มีการออกแบบเพื่อใช้งานในปัจจุบัน และในระยะเวลา 5-10 ปีข้างหน้า
2. ทำการเปรียบเทียบคุณลักษณะ และข้อกำหนดสำหรับโรงไฟฟ้าทีมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ และโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังการผลิต 1000 MW
3. เพื่อทำการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย

1.2 คำนิยาม หรือความหมายของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

ในช่วงปี ค.ศ.1990s ทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศได้แบ่งประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ไว้ตามกำลังการผลิตไฟฟ้า [8] ดังนี้

1. **เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก** (Small nuclear reactor) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สามารถผลิตกำลังไฟฟ้าได้ในระดับที่ต่ำกว่า 300 MWe ซึ่งส่วนใหญ่จะเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ยุคหรือรุ่นที่ 1
2. **เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดปานกลาง** (Medium nuclear reactor) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สามารถผลิตกำลังไฟฟ้าได้ในช่วง 300-700 MWe (ครอบคลุมถึง AP600, SBWR & CANDU-6)ซึ่งส่วนใหญ่จะเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ รุ่นที่ 2
3. **เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่** (Large reactor) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ผลิตกำลังไฟฟ้าที่มีขนาดตั้งแต่ 1,000 MWeขึ้นไป ซึ่งบางครั้งเรียกว่า รุ่นก้าวหน้า (Advanced Reactors) หรือรุ่นที่ 3 หรือ 3+

ดังนั้น คำย่อของ **SMR** ในช่วงนั้น หมายถึง **Small and Medium Reactors**

ปัจจุบัน IAEA ได้ปรับปรุงคำนิยามของ **SMR** ใหม่ คือ **Small Modular Reactors** ซึ่งมีความหมายดังนี้

1. **S** หมายถึง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Small nuclear reactor) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สามารถผลิตกำลังไฟฟ้าได้ในระดับที่ต่ำกว่า 300 MWe ที่มีการใช้งานแล้วหรือที่อยู่ระหว่างกำลังพัฒนา
2. **M** คือ Modular หรือ โมดูล ซึ่งมีความหมายถึง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีลักษณะเป็นโมดูลที่ทำการผลิตและประกอบเบล็ดเสร็จจากโรงงานที่ทำการผลิต (Factory Fabrication) สามารถทำการขนย้ายโดยรถบรรทุก หรือรถไฟเพื่อนำไปติดตั้งในที่ที่ต้องการได้ หรือมีการใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กหลายโมดูลประกอบกัน (multi-module deployment) และให้รวมถึงลักษณะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized water reactor) ที่มีส่วนประกอบที่สำคัญ เช่น เครื่องผลิตไอน้ำ (steam generator) และปั๊มหล่อเย็นต่างๆ ถูกบรรจุอยู่ในถังปฏิกรณ์ (reactor vessel) หรือที่เรียกว่า Integral PWR

1.3 ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์โดยทั่วไปสามารถแบ่งประเภทได้หลายลักษณะ เช่น ตามการพัฒนาตามชนิดของสารหล่อเย็น และตามความพร้อมในการได้รับใบอนุญาต และการใช้งาน โดยมีรายละเอียด ดังนี้

1. ตามการพัฒนา

- **ก.** รุ่นปัจจุบัน (Current Technology Plants) เช่น Tomari-3 PWR, Sizewell-B PWR
- **ข.** รุ่นพัฒนา (Evolutionary) เช่น ABWR, APR-1400, VVER-1000
- **ค.** รุ่นก้าวหน้า (Advanced) เช่น AP1000, EPR, ESBWR, APWR, ATMEA1
- **ง.** รุ่นนวตกรรมใหม่ (Innovative) เช่น Fast reactors, SMRs, advanced gas cooled reactors, Gen-IV designs

2. ตามชนิดของสารหล่อเย็น

ก. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดัน (Pressurized Water Reactor, PWR)

ข. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือด (Boiling Water Reactor, BWR)

ค. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลหนักอัดความดัน (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)

ง. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น (High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR)

จ. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็น (Liquid Metal Fast Reactor, LMFR)

3. ตามประเภทของพลังงานนิวตรอน

ก. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานต่ำ (Thermal Reactor)

ข. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูง (Fast Reactor)

4. ตามประเภทของการใช้งาน

ก. เพื่อผลิตไฟฟ้า

ข. เพื่องานวิจัยผลิตไอโซโทปรังสีและการรักษาทางการแพทย์

1.4 การพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Development of Small Reactors, SMR)

ความจริงแล้ว เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Small reactor) ไม่ใช่เป็นเรื่องที่คิดใหม่ เนื่องจากประวัติของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กได้เริ่มต้นพัฒนาขึ้นในปลายปี ค.ศ.1940 และ ในปีค.ศ.1950 สหรัฐอเมริกาได้เริ่มใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเพื่อปฏิบัติการทางทหารและเดินสมุทร เรือดำน้ำทางทหารชื่อ U.S.S. Nautilus เป็นเรือดำน้ำพลังงานนิวเคลียร์ลำแรก ที่เริ่มใช้งานครั้งแรกในปี 1955 และ เรือเดินสมุทรชื่อ NS Savannah ซึ่งใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเริ่มใช้งานเมื่อปี 1962 ในการท่องเที่ยวและขนส่งสินค้าก่อนที่จะถูกเลิกใช้งานในปีค.ศ. 1970 นอกจากนี้ ได้มีการพัฒนาและทดลองมาใช้ผลิตไฟฟ้าให้กับฐานทัพและพื้นที่ห่างไกลแต่โปรแกรมนี้ได้หยุดลงในช่วงกลางทศวรรษที่ 1970 ขณะเดียวกัน ประเทศอื่นๆ เช่น จีน ฝรั่งเศส รัสเซีย และอังกฤษ ได้มีการพัฒนา ทดลองและใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเพื่อการปฏิบัติการทางทหารและเดินสมุทรมาตั้งแต่ช่วงปีค.ศ. 1950s เช่นกัน [9]

เมื่อถึงยุคโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่พัฒนาขึ้นในยุคที่ 1 ซึ่งเป็นยุคเริ่มต้น (1950s-1960s) มีขนาดการผลิตกำลังไฟฟ้าน้อยกว่าโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่นิยมใช้กันอยู่ในปัจจุบันซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ยุคที่ 2, 3 และ 3+ (1970s-2000s) ที่มีขนาดกำลังผลิตไฟฟ้าอยู่ในช่วง 700-1600 MWe แต่อย่างไรก็ตามในกลางช่วงทศวรรษ 1980 บางประเทศมีความต้องการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แต่มีโครงสร้างพื้นฐานบางด้านที่ไม่สามารถใช้รองรับการใช้งานโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้ [5] จึงทำให้เกิดความต้องการใช้งานโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดที่เล็กลงจึงได้มีการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กขึ้นเพื่อตอบสนองความต้องการในยุคดังกล่าว และใช้งานมาจนถึงปัจจุบัน ขณะนี้มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ลดขนาดมาจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กำลังอยู่ระหว่างการก่อสร้างใน 4 ประเทศ และ อยู่ในระหว่างกำลังออกแบบมากกว่า 45 แบบใน 13 ประเทศ โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ส่วนใหญ่นั้นถูกพัฒนาจากเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบา (Light Water Reactor ; LWR) ที่พัฒนาเมื่อช่วงปี ค.ศ. 1970 ถึง 1980

ประเทศที่มีความสนใจพัฒนาเพื่อใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในการผลิตไฟฟ้าอย่างชัดเจนคือ ประเทศอาร์เจนตินา จีนรัสเซีย สหรัฐอเมริกา เกาหลีใต้ ฝรั่งเศส อินเดีย ญี่ปุ่น บราซิล แคนาดา โดยแต่ละประเทศมีความสนใจที่จะพัฒนาเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายรูปแบบ [10], [11] ดังนี้

<u>ประเทศอาร์เจนตินา</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันชื่อว่า CAREM คาดว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016

<u>ประเทศจีน</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 2 รูปแบบ คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันได้แก่
    - CNP-300 ได้เริ่มใช้งานตั้งแต่ปี 1994
    - ACP-100 อยู่ในระหว่างการพัฒนา คาดว่าจะใช้งานในปี 2018
    - NHR-200 อยู่ในระหว่างการพัฒนา
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น
    - HTR-PM กำลังอยู่ระหว่างการก่อสร้าง คาดว่าจะใช้งานในปี 2017

<u>ประเทศรัสเซีย</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 5 รูปแบบ คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันแบบ Integral PWR ได้แก่
    - RITM-200 อยู่ระหว่างการพัฒนา คาดว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดัน ได้แก่
    - KLT-40S อยู่ระหว่างการก่อสร้าง คาดว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016
    - VBER-300 อยู่ระหว่างการขอใบอนุญาต คาดว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016
    - ABV, ELENA, NIKA-70, RUTA-70, SAKHA-92, UNITERM, VVER-300 อยู่ระหว่างการออกแบบ และมีแผนการใช้ในอนาคต
3. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็นได้แก่
    - SVBR-100 อยู่ในขั้นตอนขอใบอนุญาต
    - BREST-OD-300 อยู่ระหว่างการพัฒนา
    - ANGSTREM, MARS อยู่ในขั้นตอนการออกแบบ
4. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็นได้แก่
    - MTSPNR (GREM) อยู่ในขั้นตอนการออกแบบ
5. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือด ได้แก่
    - EGP-6 เริ่มใช้งานในปี 1974

<u>ประเทศสหรัฐอเมริกา</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 5 ประเภท คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันแบบ Integral PWR ได้แก่
    - mPower, NuScale, Westinghouse SMR อยู่ระหว่างการพัฒนา คาดว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2022
    - RADIX อยู่ระหว่างการพัฒนา
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันได้แก่
    - SMR-160 (HI-SMUR) อยู่ระหว่างการพัฒนา
    - TPS อยู่ในระหว่างการออกแบบ
3. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็นได้แก่
    - ARC-100, G4M (HPM), PRISM อยู่ระหว่างการพัฒนา
    - ENHS, GEMSTAR, LFTR, STAR อยู่ในขั้นตอนการออกแบบ
4. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น
    - GT-MHR อยู่ระหว่างการพัฒนา
    - EM2 อยู่ในขั้นตอนการออกแบบ
5. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ FHR
    - SmAHTR อยู่ในขั้นตอนการออกแบบ

<u>ประเทศเกาหลีใต้</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 2 รูปแบบ คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดัน ได้แก่
    - SMART คาดว่าจะใช้งานในปี 2017
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็น ได้แก่
    - PEACER อยู่ระหว่างการออกแบบ

<u>ประเทศฝรั่งเศส</u>

พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 2 รูปแบบ คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดัน ได้แก่
    - Flexblue และ NP-300 อยู่ระหว่างการออกแบบมีแผนการใช้งานในอนาคต
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น ได้แก่
    - ANTARES กำลังอยู่ระหว่างการออกแบบ

ประเทศอินเดีย

ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันได้แก่

- PHWR -220 เริ่มใช้ในปี 1973
- AHWR อยู่ระหว่างการพัฒนา คาดว่าจะใช้งานในปี 2019

ประเทศญี่ปุ่น

ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 3 รูปแบบ คือ

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดันได้แก่
   - MRX อยู่ระหว่างการออกแบบ
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็นได้แก่
   - 4S อยู่ระหว่างการพัฒนา
   - Fuji MSR, LSPR และ RAPID อยู่ระหว่างการออกแบบ
3. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็นได้แก่
   - GTHTR อยู่ระหว่างการพัฒนา

ประเทศบราซิล

ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ Fixed bed ชื่อว่า FBNR อยู่ในระหว่างการออกแบบ

ประเทศแคนาดา

ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ Fusion ชื่อว่า General Fusion อยู่ในหว่างการออกแบบ

ตารางที่ 1.2-3 แสดงเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีการใช้งานและพัฒนาอยู่ในขณะนี้ ซึ่งรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่จะถูกศึกษาในการศึกษานี้แสดงอยู่ในบทที่ 2 และ 3 [12], [13]

1.4.1 การแบ่งประเภทเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กได้จัดแบ่งประเภทหลายแบบด้วยกัน (รวมทั้งโมดูลาร์และไม่ใช่) ดังนี้

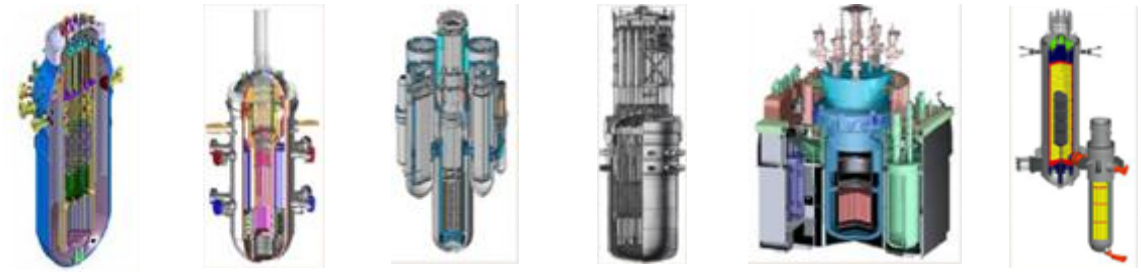
1.4.1.1 แบ่งตามการพัฒนาได้จัดออกเป็น 5 ประเภท ดังนี้

ก. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่นก้าวหน้า (Advanced SMRs) ซึ่งในประเภทนี้หมายถึง

- แบบโมดูลาร์ และรวมถึงเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized water reactor) ที่ส่วนประกอบที่สำคัญถูกบรรจุอยู่ในถังปฏิกรณ์ (Modular reactors and integrated PWRs)
- แบบแต่ละโมดูลมีระบบกังหันและเครื่องกำเนิดไฟฟ้าเฉพาะ (Each module has a dedicated turbine generator)
- แบบขยายขนาดได้ตามต้องการ (Modularity permits scaling to any size)

โดย SMR ที่อยู่ในประเภทนี้ แสดงใน รูปที่ 1.1 (ก) และ (ข)

(ก)



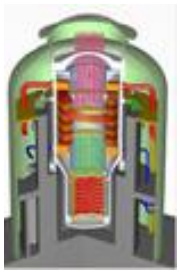
CAREM-25 อาร์เจนตินา | SMART เกาหลีใต้ | VBER-300 รัสเซีย | WWER-300 รัสเซีย | ABV-6 รัสเซีย | HTR-PM จีน

mPower สหรัฐอเมริกา | NuScale สหรัฐอเมริกา | Westinghouse SMR สหรัฐอเมริกา | CEFR จีน | 4S ญี่ปุ่น

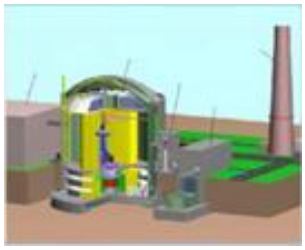
(ข)

รูปที่ 1.1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR รุ่นก้าวหน้า

ข. รุ่นนวัตกรรมใหม่ (Innovative SMRs) ซึ่งรวมถึงแบบที่ไม่ใช้น้ำเป็นสารหล่อเย็นและสารหน่วงนิวตรอน (including non-water coolant /moderator SMRs) รูปที่ 1.2 แสดงถึงเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่นนวัตกรรมใหม่



IMR
ญี่ปุ่น



AHWR300-LEU
อินเดีย

GT-MHR
สหรัฐอเมริกา

PRISM
สหรัฐอเมริกา

EM2
สหรัฐอเมริกา

PBMR
แอฟริกาใต้

รูปที่ 1.2เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR รุ่น นวัตกรรมใหม่

ค. รุ่นเปลี่ยนและดัดแปลง(Converted and Modified SMRs)

รุ่นนี้รวมถึง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบลอยน้ำ (barge-mounted floating NPP) และแบบอยู่ใต้น้ำคล้ายเรือดำน้ำ (seabed-moored submarine-like reactors) ดังแสดงในรูปที่1.3

KLT-40S
รัสเซีย

Flexblue
ฝรั่งเศส

SVBR-100
รัสเซีย

รูปที่ 1.3 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR แบบ รุ่นเปลี่ยนและดัดแปลง

ง. รุ่นใช้งานเชิงพาณิชย์มาแล้ว (Conventional SMRs)

เป็นรุ่นที่มีการใช้งานมาตั้งแต่ปี 1970/80s และยังดำเนินงานอยู่ ดังแสดงในรูปที่ 1.4

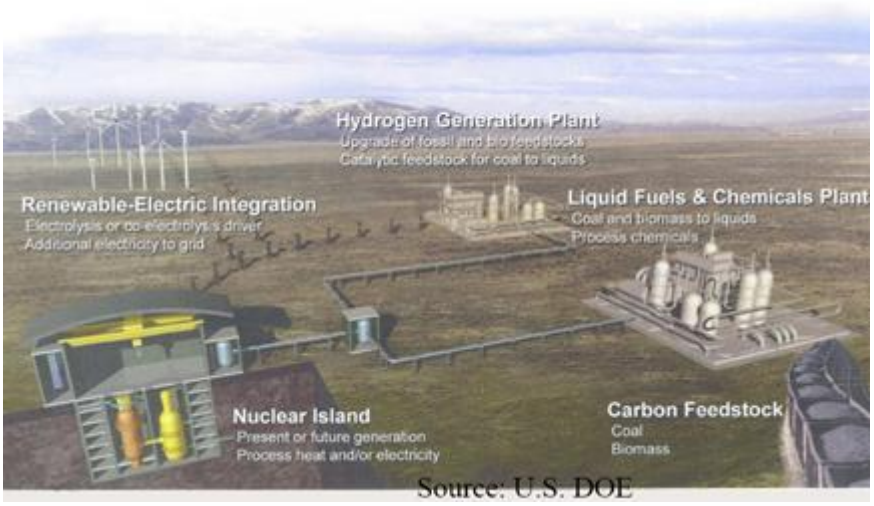
CNP-300
จีน

PHWR-220, 540, & 700
อินเดีย

รูปที่ 1.4 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR รุ่นใช้งานเชิงพาณิชย์แล้ว

จ. รุ่นนวัตกรรมใหม่เพื่อใช้ประโยชน์ด้านอื่นด้วย (Innovative Application of SMRs with Non-Nuclear)

รุ่นนี้ได้แก่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบประผสมผสานหรือไฮบริด เช่น สามารถใช้ในกระบวนการผลิตความร้อนร่วม การกลั่นน้ำทะเล การผลิตเชื้อเพลิงชีวภาพและผลิตก๊าซไฮโดรเจน ดังแสดงในรูปที่ 1.5



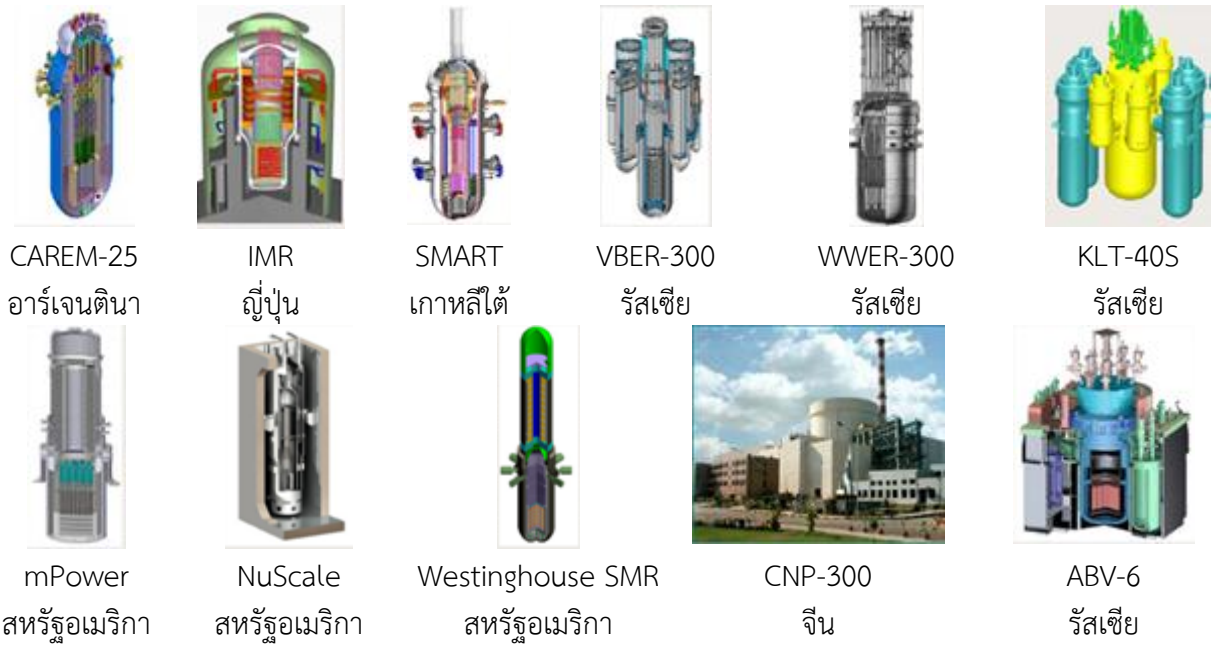
รูปที่ 1.5 รุ่นนวัตกรรมใหม่เพื่อใช้ประโยชน์ด้านอื่นด้วย

1.4.1.2 แบ่งตามชนิดของสารหล่อเย็น [14]

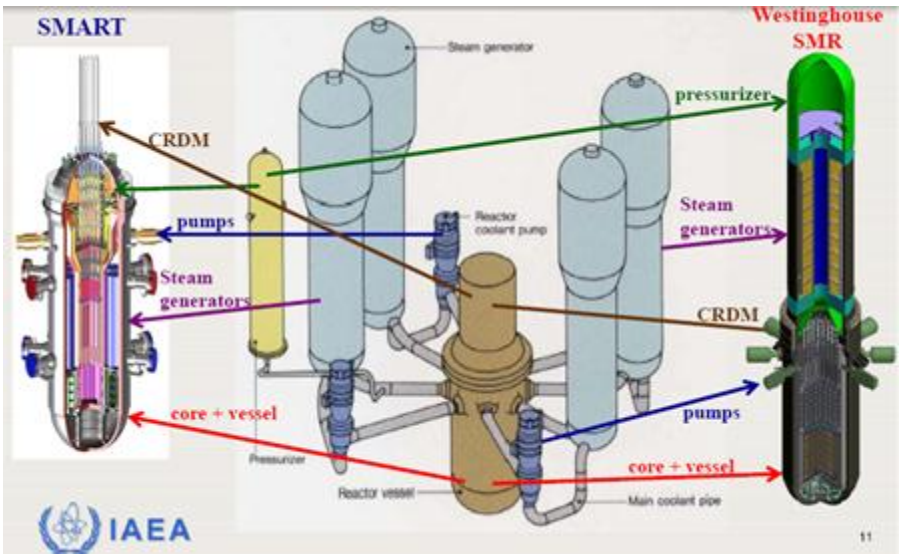
สามารถแบ่งประเภทเช่นเดียวกันกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ ดังนี้

ก. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำใช้น้ำธรรมดาหล่อเย็น ซึ่งประกอบด้วย

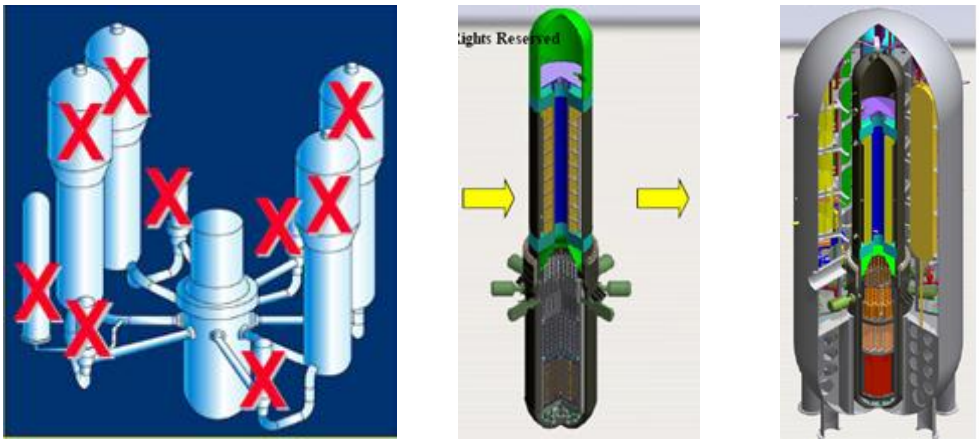
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) รูปที่ 1.6 ซึ่งรวมทั้งแบบ Integral PWRรูปที่ 1.7 (ก) และ (ข)
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือด (Boiling Water Reactor, BWR)



รูปที่ 1.6 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำใช้น้ำธรรมดาหล่อเย็น



(ก)



(ข)

รูปที่ 1.7 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดันแบบ Integral PWR (ต่อ)

ข. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลหนักอัดความดันสูง (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)

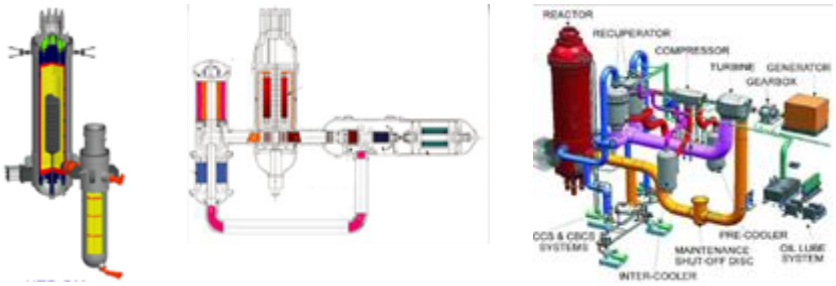
EC6
แคนาดา

PHWR-220, 540 & 700
แคนาดา

AHWR300-LEU
อินเดีย

รูปที่ 1.8 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลหนักอัดความดันสูง

ค. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น (High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR)



HTR-PM
จีน

GT-HTR 300
ญี่ปุ่น

PBMR
แอฟริกาใต้

GT-MHR
สหรัฐอเมริกา

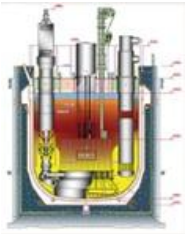
EM2
สหรัฐอเมริกา

รูปที่ 1.9 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้ก๊าซอุณหภูมิสูงหล่อเย็น

ง. เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็น (Liquid Metal Fast Reactor, LMFR)

CEFR
(จีน)

4S
(ญี่ปุ่น)



PFBR-500
(อินเดีย)

SVBR-100
(รัสเซีย)

PRISM
(สหรัฐอเมริกา)

รูปที่ 1.10 เครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนพลังงานสูงแบบใช้โลหะเหลวหล่อเย็น

ดูรายละเอียดข้อมูลเบื้องต้นของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทต่างๆข้างต้นได้ในบทที่ 2

1.4.1.3 แบ่งตามความพร้อมในการได้รับใบอนุญาตและการใช้งาน

ก. <u>แบ่งตามใบอนุญาต</u>

ในการศึกษานี้ คณะวิจัยได้จัดแบ่งไว้เป็น 5 ประเภทดังนี้

ประเภทที่ 1 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ได้รับใบอนุญาตและกำลังใช้งาน

ประเภทที่ 2 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ได้รับใบอนุญาตและกำลังก่อสร้าง

ประเภทที่ 3 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ได้รับใบอนุญาตการออกแบบแล้วแต่ยังไม่ได้เริ่มดำเนินการก่อสร้างโรงไฟฟ้า

ประเภทที่ 4 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่อยู่ระหว่างกระบวนการการยื่นขอรับใบอนุญาตการออกแบบ

ประเภทที่ 5 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กยังไม่ได้ขอใบอนุญาตและ/หรืออยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

ข. <u>แบ่งตามความพร้อมในการใช้งาน</u> [15]

คณะวิจัยได้จัดแบ่งออกเป็น**3 ประเภทหลัก** ดังนี้

1. **<u>ประเภทพร้อมใช้งานทันที (Immediate Deployment)</u>** หรืออาจเรียกว่า First-to market เป็นประเภทเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีความพร้อมในการใช้งานทันที โดยได้รับอนุญาตการออกแบบหรือกำลังอยู่ในช่วงการก่อสร้างหรือมีการใช้งานแล้ว ซึ่งสามารถเทียบเคียงกับการแบ่งประเภทการใช้งานในข้อ 3.1 คือ ประเภทที่ 1, 2 และ 3 ซึ่งแสดงอยู่ในตารางที่ 1.1 หรือ ในตารางที่ 1.2 ลำดับที่ 1-8 ประวัติโดยย่อของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทั้ง 27 ชนิดแสดงไว้ในตารางที่ 1.3 โดยรายละเอียดของข้อมูลเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เหล่านี้สามารถดูได้ในบทที่ 2

ตารางที่ 1.1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่อยู่ระหว่างกำลังก่อสร้าง [16]

ประเทศ	ชื่อเทคโนโลยี	ประเภทเทคโนโลยี	กำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	ประเทศผู้ผลิต	จำนวน	สถานที่ตั้ง	ปีที่เริ่มมีใช้งานหรือคาดว่าจะเริ่มมีใช้งาน
Argentina	CAREM-25 (a prototype) Central Argentina de Elementos Modulares	Integral PWR	27	CNEA	1	Atucha	2017 ~ 2018
China	HTR-PM (GCR) Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble bed Module	HTR	200	Tsinghua Univ./Harbin	2	Shidaowan unit 1	2017 ~ 2018
Pakistan	CNP-300 (China Nuclear Power Unit)	PWR	300	CNNC-China	2	Chashma	2013
Russian Federation	KLT-40S *(ship-borne)*	PWR	30	OKBM Afrikantov	2	Akademik Lomonosov	2013

2. **<u>ประเภทพร้อมใช้งานในระยะเวลาอันใกล้ (Near - Term Deployment)</u>** เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบนี้ส่วนใหญ่ออกแบบโดยอาศัยเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบา (Light Water Reactor, LWR) และมีความพร้อมในการใช้งานในอีกราว 5 ถึง 10 ปีซึ่งสามารถเทียบเคียงกับการแบ่งประเภทการใช้งานประเภทการใช้งานในข้อ 3.1 คือ ประเภทที่ 4 และ 5 ซึ่งแสดงอยู่ในตารางที่ 1.4
3. **<u>ประเภทพร้อมใช้งานในระยะอันไกล (Long-term Deployment)</u>**เป็นประเภท Advance ขณะนี้อยู่ในสถานะการออกแบบเบื้องต้น (conceptual design) ส่วนใหญ่ออกแบบโดยอาศัยเทคโนโลยีแบบใหม่ที่ไม่ใช่เทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบา เช่น เทคโนโลยี Liquid metal, gas, molten salt cooled reactor มีการผนวกเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยมากขึ้น มีการออกแบบที่ไม่ซับซ้อนขึ้น ดำเนินการภายใต้อุณหภูมิสูง และมีการใช้งานในลักษณะที่หลากหลายเช่น สามารถใช้ในกระบวนการผลิตความร้อนร่วม การกลั่นน้ำทะเล การ

ผลิตเชื้อเพลิงชีวภาพและเพิ่มประสิทธิภาพการจัดการทางเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ ทำให้มีรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงทางนิวเคลียร์ที่ยาวนานขึ้นและสามารถรองรับการใช้เชื้อเพลิงนิวเคลียร์แบบสมัยใหม่มีความพร้อมในการใช้งานในอีกราว 10 ถึง 25 ปี เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบนี้แสดงอยู่ในตารางที่ 1.4

ชนิดหรือประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กทั้ง 54 ในตารางที่ 1.2-1.3 จะถูกคัดเลือกโดยใช้กรอบที่นักวิจัยกำหนดไว้ในบทที่ 3 เพื่อนำมาศึกษาในรายละเอียดเชิงลึกและพิจารณาในการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทยนั้น โดยคณะผู้วิจัยมีความเห็นว่า ควรจะเลือกประเภทของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีข้อมูลรายละเอียดด้านเทคนิคและด้านที่เกี่ยวข้องสมบูรณ์เพียงพอที่จะนำไปใช้ในการประเมินและจัดลำดับเทคโนโลยี ซึ่งสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กประเภทพร้อมใช้งานทันที (Immediate Deployment) จะมีข้อมูลที่ค่อนข้างจะครบถ้วนสมบูรณ์เพียงพอที่จะนำไปใช้ในการประเมินและจัดลำดับเทคโนโลยี

อย่างไรก็ตามสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กประเภทพร้อมใช้งานในระยะเวลาอันใกล้ (Near - Term Deployment) บางประเภทถึงแม้ว่าจะอยู่ในช่วงการยื่นขอใบอนุญาตการออกแบบหรืออยู่ระหว่างกระบวนการพัฒนาและวิจัยแต่หากมีข้อมูลสมบูรณ์เพียงพอ ทางคณะวิจัยจะได้นำเทคโนโลยีนั้นๆมาร่วมในการประเมินการจัดลำดับเทคโนโลยีร่วมกับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กประเภทพร้อมใช้งานทันที ส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีความพร้อมใช้ในระยะเวลาอันนาน (Long-term Deployment) ที่แสดงในตาราง 1.3 นั้นจะไม่ถูกนำมาทำการประเมินและจัดอันดับเนื่องจากขณะนี้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบนี้ยังอยู่ในขั้นตอนการออกแบบเบื้องต้นจึงไม่มีข้อมูลรายละเอียดทางด้านเทคนิคและด้านที่เกี่ยวข้องสมบูรณ์เพียงพอจึงอาจจะทำให้เกิดการได้เปรียบ-เสียเปรียบของข้อมูลได้

ตารางที่ 1.2 ประเภทเทคโนโลยี SMR ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้

ลำดับที่	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเทศผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	กำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	สถานะภาพใช้งาน**	ปีที่เริ่มมีใช้งานหรือคาดว่าจะเริ่มมีใช้งาน
1.	PHWR-220	NPCIL	อินเดีย	PHWR	236	1	1973
2.	CNP-300	CNNC	จีน	PWR	300	1	1994
3.	CEFR	CIAE	จีน	LMFR	20	1	2011
4.	KLT-40S	OKBM Afrikantov	รัสเซีย	PWR	35	2	2016
5.	CAREM	CNEA	อาร์เจนตินา	Integral PWR	27	2	2017
6.	HTR-PM	INET	จีน	HTGR	200	2	2017
7.	SMART	KAERI	เกาหลีใต้	Integral PWR	100	3	2020-2025
8.	VBER-300	OKBM Afrikantov	รัสเซีย	PWR	325	4	2017
9.	SVBR-100	AKME-engineering	รัสเซีย	LMFR	101	4	2017***
10.	RITM-200	OKBM Afrikantov	รัสเซีย	Integral PWR	50	5	2017-2018
11.	ACP-100	CNNC	จีน	Integral PWR	100	5	2018
12.	AHWR-300	BARC	อินเดีย	PHWR	284	5	2019
13.	mPower	Babcock and Wilcox	สหรัฐอเมริกา	Integral PWR	180	5	2022

หมายเหตุ

1. *ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, BWR = Boiling Water Reactor, HTGR = High Temperature Gas Cooled Reactor, LMFR = Liquid Metal Fast Reactor, PHWR = Pressurized Heavy Water Reactor
2. **สถานะภาพใช้งาน 1 = ได้รับใบอนุญาตและกำลังใช้งาน 2 =ได้รับใบอนุญาตและกำลังก่อสร้าง3 = ได้รับใบอนุญาตการออกแบบแต่ยังไม่ได้ดำเนินการก่อสร้าง4 = อยู่ระหว่างกระบวนการขอใบอนุญาต 5 = ยังไม่ได้ขอใบอนุญาตและ/หรืออยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา
3. ***เริ่มดำเนินการโรงไฟฟ้าต้นแบบ (pilot plant) [17]
4. NA = ผู้ผลิตยังไม่มีแผนประกาศอย่างชัดเจน

ลำดับที่	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเทศผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	ขนาดกำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	สถานะภาพใช้งาน**	ปีที่เริ่มมีใช้งานหรือคาดว่าจะเริ่มมีใช้งาน
14.	NuScale	NuScale Power	สหรัฐอเมริกา	Integral PWR	45	5	2025
15.	SMR-160	Hotlec International Company	สหรัฐอเมริกา	PWR	160	5	NA
16.	4S	Toshiba	ญี่ปุ่น	LMFR	10	5	NA
17.	ABV6M	Afrikantov OKB	รัสเซีย	PWR	8.6	5	NA
18.	BREST-300	NIKIET	รัสเซีย	LMFR	300	4	2017-2018
19.	GT-HTR	JAEA	ญี่ปุ่น	HTGR	275	5	NA
20.	GT-MHR	General Atomics	สหรัฐอเมริกา	HTGR	150	5	NA
21.	EM^2	General Atomics	สหรัฐอเมริกา	HTR, FNR	240	5	NA
22.	PRISM	General Electric-Hitachi	สหรัฐอเมริกา	LMFR	311	5	NA
23.	UNITHERM	N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET)	รัสเซีย	PWR	2.5	5	NA
24.	VVER-300	OKB Gidopress	รัสเซีย	PWR	300	5	NA
25.	PRISM	General Electric-Hitachi	สหรัฐอเมริกา	LMFR	311	5	NA

หมายเหตุ

1. *ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, BWR = Boiling Water Reactor, HTGR = High Temperature Gas Cooled Reactor, LMFR = Liquid Metal Fast Reactor
2. **สถานะภาพใช้งาน 1 = ได้รับใบอนุญาตและกำลังใช้งาน 2 = ได้รับใบอนุญาตและกำลังก่อสร้าง 3 = ได้รับใบอนุญาตการออกแบบแต่ยังไม่ได้ดำเนินการก่อสร้าง 4 = อยู่ระหว่างกระบวนการขอใบอนุญาต 5 = ยังไม่ได้ขอใบอนุญาตและ/หรืออยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

NA = ผู้ผลิตยังไม่มีแผนประกาศอย่างชัดเจน

ตารางที่ 1.3 ประวัติการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
1.	PWHR-220	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PHWR ที่มีการดำเนินการในประเทศอินเดียมีอยู่ 16 ตัว ซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PHWR เครื่องแรกเริ่มต้นก่อสร้างเมื่อปี 1965 ที่ Rajasthan 1 ในความร่วมมือกับ Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL) เริ่มดำเนินการในปี 1973 ส่วนโรงที่ 2 เริ่มก่อสร้างโดยการสนับสนุนของประเทศแคนาดา แต่เมื่องานดำเนินได้ถึง 50% แคนาดาก็หยุดการสนับสนุน อินเดียจึงดำเนินการก่อสร้างด้วยตัวเองและเริ่มดำเนินการในปี 1981 ชื่อว่า Rajasthan 2 [11]
2.	CNP-300	CNP-300 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ออกแบบในเชิงพาณิชย์เครื่องแรกของประเทศจีน ภายใต้การควบคุมขององค์กรความร่วมมือทางนิวเคลียร์ของประเทศจีน (China National Nuclear Corporation, CNNC) และดำเนินการโดยบริษัทพลังงานนิวเคลียร์ Qinshan (Qinshan Nuclear Power Company, QNPC) ภายใต้ชื่อว่า Qinshan I-1 ตั้งอยู่ที่เมือง Zhejiang เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PWR 2 วงจร ให้กระแสไฟฟ้ารวม 310 MWe เริ่มก่อสร้างเมื่อปี 1985 วางโครงข่ายในปี 1991 และเริ่มดำเนินการในปี 1994 [11]
3.	CEFR	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ตัวแรกของจีนที่เป็นนิวตรอนเร็ว ตั้งอยู่ที่สถาบันพลังงานปรมาณูของจีน ก่อนหน้านี้เคยประสบวิกฤตเมื่อปี 2010 และเริ่มใช้งานได้อีกครั้งในปีถัดมา [18]
4.	KLT-40S	ในปี 2000 บริษัท OKBM Afrikantov ของรัสเซีย ได้เริ่มสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่สามารถลอยน้ำได้ชื่อว่า KLT-40 มีกำลังผลิต 35 Mwe ตามจริงแล้ว KLT มีหลายรุ่นแตกต่างกันไปตามความสูงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และเชื้อเพลิง คือKLT-20, 40, and 40S. สำหรับ KLT-40S อยู่ในโปรเจคของเรือ Akademik Lomonosov ประกอบไปด้วย 2 โรง และมีแผนการว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016 [11]
5.	CAREM-25	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของประเทศอาร์เจนตินาที่ถูกออกแบบโดย CNEA (National Atomic Energy Commission) เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ได้รับการพัฒนาขึ้นเป็นครั้งแรกตามคำเรียกร้องของกองทัพเรืออาร์เจนตินาต่อTR-1700 class submarines of German design ในปี 1984 ได้ถูกนำเสนอต่อสาธารณชนเป็นครั้งแรกระหว่างการประชุม IAEA ที่ประเทศเปรู แต่โครงการนี้ได้ถูกระงับไปเพราะเหตุผลทางการเมือง และได้ถูกนำมาพิจารณาอีกครั้งตามแผนฟื้นฟูพลังงานนิวเคลียร์ปี 2006 ของประเทศอาร์เจนตินา CAREM กำลังการผลิต 25 MW เริ่มก่อสร้างในปี 1968 ชื่อโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ Atucha I เป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แห่งแรกในละตินอเมริกา สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ Atucha II ถูกสร้างขึ้นในเดือนมิถุนายนปี1981 กำลังการผลิต 750

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
		MW มีแผนการที่จะเริ่มใช้กลางปี 2013 [19], [11]
6.	HTR-PM	ในปี 1995 ประเทศจีนได้พัฒนา HTR ตัวแรก คือ HTR-10 กำลังการผลิต 10 MWe เริ่มดำเนินการแบบเต็มรูปแบบในปี 2003 และยังคงมีการใช้งานจนถึงปัจจุบัน และในปี 2005 จีนมีความต้องการที่จะสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีกำลังการผลิตเพิ่มจาก HTR-10 จึงได้เริ่มก่อสร้าง HTR-PM ตัวแรก ซึ่งใช้รูปแบบเดียวกันกับ HTR-10 ตั้งอยู่ที่โรงไฟฟ้า Shidaowan จังหวัด Shandong กำหนดการก่อสร้างในเดือนกันยายน 2009 และจะนำมาใช้ปี 2017 [11], [20]
7.	SMART	SMART ถูกพัฒนาขึ้นโดย Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) โดยการสนับสนุนของกลุ่มบริษัทนาดใหญ่เพื่อขยายอุตสาหกรรมนิวเคลียร์ของเกาหลีใต้ ตั้งแต่ปี 1997 KAERI ได้พัฒนา SMART ขึ้นเพื่อกลั่นน้ำทะเล และเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้าในอำเภอ KAERI ได้ประกาศเมื่อไม่นานนี้ว่ากำลังออกแบบ SMART ตัวใหม่อย่างเต็มที่ เพื่อตอบสนองต่อบริษัทต่างๆที่ได้รับผลกระทบจากเหตุการณ์โรงไฟฟ้าฟูกูชิมา [11]
8.	VBER-300	ถูกสร้างขึ้นด้วยจุดหมายเพื่อใช้ในการกลั่นน้ำทะเลและผลิตกระแสไฟฟ้า เริ่มดำเนินการพัฒนาในปี 2001 ในปี 2006 บริษัทคาซัคสถาน-รัสเซียชื่อว่า "Atomnye Stantsii" ได้ถูกก่อตั้งขึ้นโดยมีวัตถุประสงค์เพื่อพัฒนาและส่งเสริมพลังงานนิวเคลียร์ โดยใช้ VBER-300 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สำหรับการใช้งานในรัสเซีย, คาซัคสถานและตลาดอื่น ๆ การออกแบบอยู่ในขั้นตอนขั้นสูงของการพัฒนาและการศึกษาความเป็นไปได้เสร็จเรียบร้อยแล้ว [11], [21]
9.	SVBR-100	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้สร้างขึ้นจากความร่วมมือของระหว่าง OKB Gidropress, Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) ของรัสเซียและ Atomenergoproekt Moscow (AEP) แม้ว่าจะมีหลายขนาดตั้งแต่ 6 MWe ถึง 100-400 MWe แต่ในขณะนี้มีอยู่ 2 ตัวที่ได้รับการพัฒนาคือ SVBR-100 and SVBR-10 SVBR-100 ถูกออกแบบขึ้นเพื่อใช้ในพื้นที่ห่างไกลของรัสเซีย มีหลายระดับพลังงานใช้ผลิตกระแสไฟฟ้าและกระบวนการทางความร้อน จะถูกวางไว้ในบริเวณใกล้เคียงกับประชากรในพื้นที่ นอกจากนี้ยังสามารถใช้ในบริเวณชายฝั่งและในทะเลได้ นักออกแบบยังจินตนาการว่ามันจะนำมาใช้เป็นส่วนหนึ่งของโรงงานอุตสาหกรรมได้ [11]
10.	RITM-200	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ทำลายน้ำแข็งรุ่นใหม่ที่อยู่ใต้การพัฒนา RITM-200 จะถูกนำมาแทนที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชุด KLT-40 ถูกนำมาใช้ในเชิงพาณิชย์ปี 2012 และจะนำมาใช้ในการทำลายน้ำแข็งก่อนปี 2016 นอกจากนี้ยังอาจนำไปใช้ในโรงไฟฟ้าแบบลอยน้ำได้ และยังสามารถปรับปรุงเพื่อนำไปประยุกต์ใช้ทางอื่นได้ เช่นการกลั่นน้ำทะเลและในทางอุตสาหกรรม เช่นการขุดเจาะในทะเล [11]

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
11.	ACP-100	ACP-100 (หรือเรียกว่า CAP100) พัฒนาโดย CNNC ของจีน โดยใช้ลักษณะพื้นฐานเทคโนโลยีที่อยู่ใน AP1000 ในปี 2010 การพัฒนา ACP100 กลายเป็นหนึ่งในความสำคัญสูงสุดสำหรับ CNNC และตั้งใจว่าจะเสร็จสิ้นการออกแบบและการดำเนินการทดสอบเบื้องต้นภายในเวลาสองปีครึ่ง ในเดือนพฤศจิกายน 2011 ได้เกิดการร่วมทุนระหว่างบริษัทนิวเคลียร์แห่งชาติของประเทศจีน, บริษัท Guodian จีน และรัฐบาลแห่งชาติ Zhangzhou ก่อตั้งเป็น CNNC New Energy Corporation (Chinergy) ได้ลงนามข้อตกลงในการก่อสร้างACP100 2 โรง ซึ่งจะช่วยในการผลิตกระแสไฟฟ้า ความร้อน และกลั่นน้ำทะเล CNNC วางแผนที่จะขออนุญาตการก่อสร้างสิ้นปี 2013 [11]
12.	AHWR	ออกแบบโดย Babha Atomic Research Center (BARC) ให้พลังงานความร้อน 920 MWt และกำลังผลิต 284 MWe กระทรวงพลังงานปรมาณูของอินเดีย (The Department of Atomic Energy, DAE) ได้มีประกาศเกี่ยวกับการก่อสร้างของ AHWR ว่าจะเริ่มภายในกลางปี 2013 และน่าจะแล้วเสร็จในเวลา 6 ปี (2019) [11]
13.	mPower	mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีจุดประสงค์หลักเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้า ถูกเปิดเผยครั้งแรกในปี 2009 โดยบริษัท Babcock & Wilcox และในปี 2010 บริษัท Babcock & Wilcox ได้ทำการลงทุนร่วมกับบริษัท Bechtel ในเดือนมิถุนายน 2011 บริษัทได้ลงนามเพื่อที่จะสร้าง mPower ที่รัฐเทนเนสซี โดยได้ขอใบอนุญาตต่อ NRC ในปี 2012 และวางแผนว่าจะสร้างในปี 2022 [11], [22]
14.	NuScale	NuScale วางแผนที่จะส่งใบรับรองการออกแบบต่อ NRC ในไตรมาสที่ 3 ของปี2015 [11]
15.	SMR-160	บริษัทวางแผนที่จะส่งใบอนุญาตการก่อสร้างและรายงานความปลอดภัยเบื้องต้นในเดือนมิถุนายน 2014 [11]
16.	4S	พัฒนาโดย Toshiba และ CRIEPI ของญี่ปุ่น 4S ถูกออกแบบให้รองรับความต้องการของตลาดทั่วโลก ที่ต้องการขนาดเล็กๆเพื่อใช้ผลิตไฟฟ้าในพื้นที่ห่างไกล เช่น เหมือง การสกัดbitumenจากทราย และการดำเนินการที่เกี่ยวข้องกับกระบวนการความร้อนที่ต้องใช้อุณหภูมิสูงๆ กระบวนการขอใบอนุญาตน่าจะอยู่ในช่วง 2020 [11]
17.	ABV6M	ABV6M เป็นการออกแบบล่าสุดในรุ่นของ ABV (ABV-3, ABV-6, and ABV-6M) โดยบริษัท OKBM Afrikantov ของรัสเซีย ABV6M ถูกออกแบบเพื่อใช้ในโรงไฟฟ้าที่ลอยน้ำได้ ABV6M เป็นขั้นสูงของการพัฒนาและแม้ว่าจะยังไม่มีการตัดสินใจขั้นสุดท้ายเกี่ยวกับการก่อสร้างโรงไฟฟ้าชนิดนี้ก็อยู่ในระหว่างการพิจารณา [11]
18.	BREST-300	นอกจาก BREST-300 แล้วยังมีอีก 2 รุ่น คือ BREST-600 และ BREST-1200 แต่การออกแบบก็อยู่บนพื้นฐานของ BREST-300 การพัฒนาแนวคิดของระบบนิวตรอนเร็วนี้เริ่มต้นเมื่อ 1980s NIKIET ยังคงมีการออกแบบรายละเอียดเพื่อทดลองใช้ BREST-OD-300 โดยจะตั้งอยู่ที่ Siberian Chemical Combine (SCC) [11]

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
19.	GT-HTR	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ High temperature gas cooled reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบ Japan Atomic Energy Agency (JAEA) ประเทศญี่ปุ่น ซึ่งสามารถให้กำลังผลิตทางความร้อนขนาด 600 MW หรือกำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 274MW เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ออกแบบให้สามารถผลิตกระแสไฟฟ้า ผลิตร่วมกระแสไฟฟ้าหรือผลิตพลังงานความร้อนสำหรับอุตสาหกรรม รวมถึงการผลิตก๊าซไฮโดรเจนอีกด้วย โดยสำหรับการผลิตกระแสไฟฟ้าและผลิตร่วมกระแสไฟฟ้านั้นจะใช้วงจรรอบกังหันก๊าซโดยตรง (Direct Cycle Gas Turbine) ในขณะที่การผลิตความร้อนสำหรับการผลิตก๊าซไฮโดรเจนนั้นจะใช้วงจรการส่งผ่านความร้อนทันที (Intermediate heat transport loop) สถานะภาพล่าสุดของการออกแบบนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-HTR ยังคงอยู่ในขั้นตอนการออกและพัฒนา
20.	GT-MHR	ได้รับการพัฒนาโดย General Atomics สหรัฐอเมริกา โดยได้รับการสนับสนุนจาก Fuji Industries ของญี่ปุ่น บริษัทได้ผลักดันให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้เป็นรุ่นต่อไปของกระทรวงพลังงานของอเมริกา โครงการยังคงเดินหน้าอย่างต่อเนื่องที่จะสร้าง GT-MHR ต้นแบบในรัสเซีย ตามด้วยการออกแบบ ขอใบอนุญาตและการก่อสร้าง [11]
21.	EM^2	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ EM^2 มีกำลังการผลิต 500 MWt หรือ 240 MWe เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ High temperature reactor ใช้ฮีเลียมเป็นสารหล่อเย็นใช้เชื้อเพลิงใช้แล้ว (ซึ่งนำผลิตผลฟิชชันออกไป 4 ตัน) หรือยูเรเนียมเสื่อมสมรรถะ 20 ตันรวมกับยูเรเนียมเสริมสมรรถนะต่ำ (~12% U-235) เป็นเชื้อเพลิงเมื่อเริ่มเดินเครื่อง ในปี 2013 บริษัท General Atomics ยื่นขอเงินทุนจาก US Department of Energy (DOE) เป็นรอบที่ 2 ซึ่งทาง General Atomics ได้ร่วมมือกับ Chicago Bridge & Iron, Mitsubishi Heavy Industries และ Idaho National Laboratory เพื่อพัฒนา EM^2 โดยคาดการณ์ว่าจะใช้เวลาพัฒนา และระยะเวลาการออกใบอนุญาต 12 ปี [17]
22.	PRISM	สามารถแลกเปลี่ยนความร้อนในกระบวนการทางอุตสาหกรรม เมื่อปี 2010 Savannah River Nuclear Solutions (SRNS) ได้ทำสัญญากับ Hitachi ที่จะพัฒนา PRISM ในปี 2011 Hitachi ได้ตั้งใจที่จะสร้าง PRISM เพื่อเป็นที่แปลงกากพลูโตเนียม จนปีนี้มีแผนว่าจะสร้างในประเทศ [11]
23.	UNITHERM	แนวคิดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ UNITHERM ถูกพัฒนาโดย N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET) รัสเซีย ซึ่งใช้หลักการออกแบบจากประสบการณ์ในการออกแบบการติดตั้งนิวเคลียร์ในเรือเดินสมุทร [11]
24.	VVER-300	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ VVER-300 พัฒนาขึ้นโดย Gidropress ซึ่งมีพื้นฐานการออกแบบมาจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ VVER-640

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
		(V-407) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ Light Water Reactor แบบ PWR ขนาด 300 เมกกะวัตต์ไฟฟ้าที่ใช้วัฏจักรแรงคินเพื่อแปลงรูปพลังงาน (Rankine cycle) [10]
25.	IRIS	Westinghouse's IRIS เป็นการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขั้นสูงซึ่งมีการพัฒนามานานกว่าสองทศวรรษโดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ IRIS เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ modular pressurized water reactor ที่มีการรวมระบบน้ำหล่อเย็นหลักซึ่งไหลเวียนโดยการพาความร้อนอยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ IRIS มีกำลังผลิต 1000 MWt 335 MWe IRIS ใช้เชื้อเพลิงแบบเดียวกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาที่ใช้อยู่ในปัจจุบัน (อย่างน้อยสำหรับรุ่น 335 MWe) มัดเชื้อเพลิงมีลักษณะเช่นเดียวกับของเครื่องปฏกรณ์แบบ AP1000 [17]

ตารางที่ 1.4 ประเภทเทคโนโลยี SMR ที่จัดอยู่ในประเภท long-term deployment

ลำดับที่	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	ขนาดกำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	ประเภทสถานะภาพใช้งาน
1	ALLEGRO	European Partners	GCFR	25	Conceptual Design
2	ANGSTREM	OKB Gidropress	LMR	6	Conceptual Design
3	ANTARES	AREVA	HTR	285	Conceptual Design
4	ELENA	Kurchatov Institute	PWR	0	Conceptual Design
6	ENHS	University of California, Berkeley	LMR	50	Conceptual Design
8	Flexblue	Direction des Constructions Navales Services (DCNS)	PWR (sea based)	160	Conceptual Design
9	Fuji MSR	International Thorium Energy & Molten Salt Technology Inc. Company (IThEMS)	LMR	200	Conceptual Design
10	GEMSTAR	Virginia Tech and Accelerator Driven Neutron Application (ADNA) Corporation	LMR	220	Conceptual Design
12	LFTR	Flibe Energy	LMR	n/a	Conceptual Design
13	LSPR	Tokyo Institute of Technology	LMR	53	Conceptual Design
14	MARS	Kurchatov Institute	LMR	6	Conceptual Design
15	MRX	Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) - Mitsubishi Heavy Industries (MHI)	PWR	30	Conceptual Design

หมายเหตุ

*ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, HTR = High Temperature Reactor, LMR = Liquid Metal Reactor, TWR = Travelling Wave Reactor, FHR =Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactors, GCFR = Gas-cooled Fast Reactor (Generation IV)

ลำดับที่	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	ขนาดกำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	ประเภทสถานะภาพใช้งาน
16	MTSPNR (GREM)	N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET)	HTR	2	Conceptual Design
17	NIKA-70	N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET)	PWR	15	Conceptual Design
18	NP-300	Technicatome (AREVA)	PWR	100-300	Conceptual Design
19	PEACER	Nuclear Transmutation Energy Research Centre of Korea (NUTRECK)	LMR	300/550	Conceptual Design
20	RAPID	Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)	LMR	1	Conceptual Design
21	RUTA-70	N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET)	PWR	n/a	Conceptual Design
22	SAKHA-92	OKBM Afrikantov	PWR	1	Conceptual Design
23	SmAHTR	Oak Ridge National Laboratory (ORNL)	FHR	50+	Conceptual Design
24	STAR	Argonne National Laboratory	LMR	10-100/178	Conceptual Design
25	TPS	General Atomics	PWR	16	Conceptual Design

หมายเหตุ

*ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, HTR = High Temperature Reactor, LMR = Liquid Metal Reactor, TWR = Travelling Wave Reactor, FHR = Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactors, GCFR = Gas-cooled Fast Reactor (Generation IV)

1.5 นโยบาย SMR ของแต่ละประเทศ

เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้รับความสนใจจากหลายประเทศ เช่น สหรัฐอเมริกา รัสเซีย จีน เป็นต้น เนื่องจากเทคโนโลยีนี้สามารถนำมาใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้าโดยมีความคล่องตัวเชิงการลงทุนสูง อีกทั้งยังสามารถนำไปประยุกต์ใช้ในด้านต่างๆ ได้อีกหลายด้าน เช่น ใช้ในการผลิตน้ำจากน้ำทะเล เป็นต้น แต่เนื่องจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็นเทคโนโลยีใหม่ยังไม่มีการใช้งานจริงบางเทคโนโลยีอยู่ในระหว่างการก่อสร้าง กิจกรรมที่เกี่ยวข้องส่วนใหญ่เน้นการพัฒนาเทคโนโลยีเป็นหลัก ในการศึกษานี้ ได้แบ่งประเทศที่ให้ความสนใจและมีนโยบายเกี่ยวข้องกับเทคโนโลยีนี้ออกเป็น 2 กลุ่มคือ **กลุ่มผู้ผลิตเทคโนโลยี** และ**กลุ่มผู้ซื้อเทคโนโลยี** กลุ่มผู้ผลิตเทคโนโลยีนั้นส่วนใหญ่เป็นประเทศที่มีอุตสาหกรรมทางด้านนิวเคลียร์อยู่แล้วและมีแนวความคิดที่จะนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้และส่งออกเพื่อสร้างรายได้ในอนาคต ประเทศกลุ่มนี้ได้แก่ สหรัฐอเมริกา รัสเซีย จีน ญี่ปุ่น เกาหลีใต้ อาร์เจนตินา เป็นต้น ส่วนกลุ่มผู้ซื้อเทคโนโลยีเป็นกลุ่มประเทศซึ่งต้องการนำเทคโนโลยีนี้ไปใช้โดยไม่มีแนวคิดพัฒนาเทคโนโลยีเอง ซึ่งมีทั้งประเทศที่มีการใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อยู่แล้ว เช่น บราซิล เมกซิโก เป็นต้น และประเทศที่ยังไม่มีการใช้เทคโนโลยีอยู่เลยเช่น ไทย อินโดนีเซีย มาเลเซีย ฟิลิปปินส์ มองโกเลีย เป็นต้น ประเทศเหล่านี้ให้ความสนใจในเทคโนยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แต่มีนโยบายที่ยังไม่ชัดเจนเนื่องจากเทคโนโลยีนี้ส่วนใหญ่ยังอยู่ในระหว่างการพัฒนา ประเทศเหล่านี้จึงติดตามเพื่อทำการประเมินความเหมาะสมของเทคโนโลยีต่อประเทศของตน

1.5.1 นโยบายของกลุ่มประเทศผู้ผลิตเทคโนโลยี

ประเทศสหรัฐอเมริกา

ประเทศสหรัฐอเมริกาเป็นหนึ่งในมหาอำนาจทางด้านเทคโนโลยีนิวเคลียร์ของโลก มีการนำเทคโนโลยีนิวเคลียร์มาใช้อย่างแพร่หลาย อีกทั้งยังเป็นผู้ส่งออกเทคโนโลยีนิวเคลียร์ที่สำคัญของโลกด้วย ในระยะเวลา 20 ปีก่อนหน้านี้ รัฐบาลสหรัฐมิได้ส่งเสริมการพัฒนาทางด้านนิวเคลียร์มากนัก แต่ในระยะเวลา 5 ปีที่ผ่านมา รัฐบาลสหรัฐมีแผนสนับสนุนทางด้านนิวเคลียร์มากขึ้นเนื่องจากความต้องการทางด้านพลังงานที่มีมากขึ้นและความจำเป็นในการลด CO_2 เพื่อลดปัญหาภาวะโลกร้อน รัฐบาลสหรัฐตั้งเป้าหมายเพิ่มบทบาทการเป็นผู้นำด้านเทคโนโลยีนิวเคลียร์ของโลกเพื่อสนับสนุนการจ้างงานในประเทศและการพัฒนาทางด้านเศรษฐกิจของตน กระทรวงพลังงาน (Department of Energy) ของประเทศสหรัฐอเมริกาได้วางแผนพัฒนาด้านนิวเคลียร์ของประเทศโดยใช้ชื่อว่า Nuclear Energy Research and Development Roadmap เพื่อเป็นการวางแผนสนับสนุนการพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์อย่างจริงจังและเป็นระบบ ส่วนหนึ่งของแผนพัฒนาคือการพัฒนาเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ โดยมุ่งให้สามารถใช้ได้อย่างเป็นรูปธรรมโดยเร็วที่สุด ทั้งนี้เพื่อทดแทนโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์รุ่นเก่าที่ใกล้หมดอายุการใช้งาน หรือการทดแทนโรงไฟฟ้าแบบอื่นๆ ในปี 2012 กระทรวงพลังงานของประเทศสหรัฐอเมริกาประกาศแผนสนับสนุนการใช้เทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กในทศวรรษหน้า โดยกระทรวงพลังงานจะเงินสนับสนุนการวิจัยและพัฒนาเป็นเวลา 5 ปี เป็นเงิน 452 ล้านเหรียญสหรัฐ โดยในปีงบประมาณ 2012 มีการจัดสรรงบประมาณสนับสนุนเป็นเงิน 67 ล้านเหรียญสหรัฐ และปีงบประมาณ 2013 เป็นเงิน 65 ล้านเหรียญสหรัฐ รัฐบาลสหรัฐได้พิจารณาเลือกสนับสนุนเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ เนื่องจากเหตุผลดังนี้

1. ความสามารถในการสร้างระบบโมดูลาร์ เพื่อให้อุปกรณ์ชิ้นหลักของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ถูกผลิตในโรงงานและอาศัยการก่อสร้างที่สถานที่ตั้งโรงไฟฟ้าอย่างจำกัด

2. การลงทุนที่น้อยกว่า (lower capital investment) เนื่องจากต้นทุนที่ถูกลงและระยะเวลาการก่อสร้างที่สั้นลง
3. ความสะดวกในการเลือกที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Siting flexibility) สามารถใช้ในบริเวณที่มีระบบสายส่งไฟฟ้าขนาดเล็ก หรือพื้นที่ห่างไกล หรือพื้นที่ที่ต้องการไฟฟ้าไม่มากนัก หรือพื้นที่ที่มีน้ำไม่มากนัก หรือพื้นที่ในเขตนิคมอุตสาหกรรม
4. ประสิทธิภาพการผลิตไฟฟ้าที่สูงขึ้น (Gain efficiency) โดยการทำงานร่วมกับพลังงานรูปแบบอื่นๆ
5. การควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ (Nonproliferation) เนื่องจากมีการออกแบบระบบป้องกันความปลอดภัยมาอย่างดี อีกทั้งในบางแบบมีการออกแบบให้ไม่จำเป็นต้องเติมเชื้อเพลิง
6. โอกาสทางการตลาดที่มีสูงในประเทศอื่นๆ (International Marketplace)

สำหรับการสนับสนุนการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กระทรวงพลังงานของประเทศสหรัฐอเมริกาได้เลือกสนับสนุนโครงการวิจัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แบบ mPower ของบริษัท Babcock & Wilcox ซึ่งมีขนาดกำลังการผลิตกระแสไฟฟ้า 180 MW เพื่อให้มีการดำเนินงานเชิงพาณิชย์ในปี 2022 โดยมีการศึกษาเรื่องดังต่อไปนี้

1. ออกแบบและพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR โดยวางแผนจะนำแบบที่ได้ยื่นขอใบรับรองแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ในปี 2014 และได้รับใบรับรองในปี 2018
2. ศึกษาและวิเคราะห์สถานที่ตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
3. ดำเนินการยื่นขอใบรับรองอนุญาตการก่อสร้างในปี 2015 และได้รับใบรับรองในปี 2018
4. ศึกษาและวิเคราะห์การดำเนินงานกิจกรรมต่างๆ ที่เกี่ยวข้องกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
5. พัฒนาระบบการผลิตชิ้นส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ภายในประเทศ

นอกจากนี้กระทรวงพลังงานของประเทศสหรัฐอเมริกายังร่วมมือกับบริษัทอื่นๆ เพื่อพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบอื่นๆ เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ Hyperion fast reactor ขนาด 25 MW เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Holtec PWR ขนาด 140 MW และาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ NuScale PWR ขนาด 45 MW ซึ่งจะมีการก่อสร้างต้นแบบที่แม่น้ำ Savannah รัฐ South Carolina

ประเทศรัสเซีย

ประเทศรัสเซียซึ่งเป็นอีกหนึ่งในมหาอำนาจทางด้านเทคโนโลยีนิวเคลียร์ของโลก ให้ความสำคัญในการพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์เป็นอย่างมากเนื่องจากพลังงานนิวเคลียร์มีบทบาทสำคัญและเป็นแหล่งพลังงานสำคัญของประเทศแหล่งหนึ่ง อีกทั้งรัสเซียยังเป็นผู้ส่งออกเทคโนโลยีนิวเคลียร์ที่สำคัญของโลกเช่นเดียวกับประเทศสหรัฐอเมริกา รัฐบาลรัสเซียให้ความสนใจกับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในหลายรูปแบบทั้งเพื่อเป็นแหล่งพลังงานและการขนส่ง เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กนั้นมีการตั้งเป้าหมายไปใช้งานในถิ่นทุรกันดารของประเทศ แต่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เหล่านี้จะไม่เน้นเป็นแบบโมดูลาร์ บางแบบก็เป็นเพียงการย่อส่วนกำลังการผลิตเพื่อให้ได้กำลังไฟฟ้าที่ลดลง รัฐบาลรัสเซียวางแผนพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กหลายรูปแบบ เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่น KLT-40S ขนาด 35 MW เพื่อเป็นเครื่องยนต์ในการขับเคลื่อนเรือขนาดใหญ่ ซึ่งได้มีการพัฒนาเกือบเสร็จสมบูรณ์แล้วและใกล้จะสามารถนำไปใช้

ในเชิงพาณิชย์ได้ หรือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ตะกั่ว-บิสมัทเพื่อเป็นตัวระบายความร้อน เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่น SVBR-100 ขนาด 101.5 MW พัฒนาโดยบริษัท OKB Gidropress/Eastern-European chief research and project institute of energy technologies (VNIPIET) เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่น SVBR-100 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบระบบรวม (Integrated system) ซึ่งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ระบบไฟฟ้าหลัก ระบบท่อไอน้ำ และเครื่องปั๊ม รวมกันอยู่ภายในท่อเดียวกัน โดยจะมีการสร้างภายในโรงงานแล้วส่งไปติดตั้งที่โรงไฟฟ้าเมื่อผ่านการทดสอบแล้ว ปัจจุบันได้รับใบอนุญาตการก่อสร้างแล้วในเดือนพฤษภาคม ปี 2556 โดยจะมีการทดลองสร้างเครื่องต้นแบบที่เมือง Dimitrovgrad ในเขต Ulyanovsk ซึ่งมีแผนในการใช้งานในเชิงพาณิชย์ในปี 2018

ประเทศจีน

ประเทศจีนเป็นประเทศที่ให้ความสำคัญกับพลังงานนิวเคลียร์เนื่องจากประเทศต้องการพลังงานจำนวนมากเพื่อในภาคอุตสาหกรรม ทำให้รัฐบาลจีนให้ความสนใจและทุ่มเทงบประมาณเพื่อพัฒนาเทคโนโลยีด้านพลังงานในทุกรูปแบบ เทคโนโลยีนิวเคลียร์เป็นหนึ่งในทางเลือกด้านพลังงานที่สำคัญของจีนโดยมีการวางแผนพัฒนาเทคโนโลยีด้านเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายรูปแบบ เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กได้รับความสนใจและมีการพัฒนาอย่างรวดเร็ว โครงการแบบโมดูลาร์ที่ทันสมัยที่สุดอยู่ในประเทศจีนคือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ HTR-PM ซึ่งเป็นแบบระบายความร้อนด้วยอากาศ ดำเนินการศึกษาและพัฒนาโดยบริษัท Chinergy โดยมีการออกแบบให้มีขนาด 210 MW เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CNP-300 ซึ่งพัฒนาโดย สถาบัน SNERDI โดยมีการออกแบบให้มีขนาด 450 MW และสามารถใช้งานได้กว่า 60 ปี อีกรูปแบบหนึ่งที่น่าสนใจสำหรับการพัฒนาเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในประเทศจีนคือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 50 MW เพื่อใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้าสำหรับพื้นที่ห่างไกล

ประเทศญี่ปุ่น

ประเทศญี่ปุ่นให้ความสำคัญในการพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์เป็นอย่างมากและเป็นผู้ส่งออกเทคโนโลยีนิวเคลียร์ที่สำคัญของโลกอีกรายหนึ่ง การส่งเสริมการพัฒนาด้านนิวเคลียร์ส่วนใหญ่เกิดจากภาคเอกชนซึ่งดำเนินการธุรกิจทางด้านนิวเคลียร์ เช่น บริษัทโตชิบาได้ร่วมกับทาง CRIEPI ได้พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ 4S (Super Safe Small Simple) ซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดจิ๋ว (Micro Reactor) ซึ่งสามารถใช้งานได้ถึง 30 ปี โดยไม่ต้องเปลี่ยนเชื้อเพลิงยูเรเนียม อีกทั้งยังพัฒนารุ่นที่มีกำลังสูงขึ้น เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ 4S ขนาด 50 MW ซึ่งสามารถใช้งานได้ถึง 10 ปี โดยไม่ต้องเปลี่ยนเชื้อเพลิงยูเรเนียม ในปี 2011 บริษัทโตชิบาได้ยื่นขอใบรับรองจาก US NRC สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบ 4S ที่เมือง Galena รัฐ Alaska ประเทศสหรัฐอเมริกา ในปัจจุบันยังไม่มีความคืบหน้าที่ชัดเจนในเรื่องนี้

ประเทศเกาหลีใต้

ประเทศเกาหลีใต้เป็นประเทศหนึ่งที่มีการใช้เทคโนโลยีนิวเคลียร์ในหลายด้าน โดยรัฐบาลเกาหลีใต้ให้ความสำคัญกับการพัฒนาด้านเทคโนโลยีนิวเคลียร์เป็นอย่างมาก ซึ่งรวมถึงเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กด้วย โดยมีหน่วยงานภาครัฐและเอกชนร่วมมือกันทำงาน โครงการพัฒนาเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่สำคัญคือ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART (The System-integrated Modular Advanced ReacTor) เป็นโครงการที่สนับสนุนโดยกระทรวงศึกษาและวิทยาศาสตร์และเทคโนโลยีของ

ประเทศเกาหลีใต้ ซึ่งเริ่มต้นการพัฒนาตั้งแต่ปี 1997 และมีการพัฒนาอย่างต่อเนื่อง ในปี 2012 ได้ดำเนินการขอใบอนุญาตในการก่อสร้าง (Standard Design Approval) และได้รับในอนุญาตในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART จาก Korean Nuclear Safety and Security Commission ในเดือนกรกฎาคม 2012 โดยเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ขนาด 100 MW ซึ่งคาดว่าการก่อสร้างจะแล้วเสร็จในปี 2017 โดยตั้งเป้าจะพัฒนาเทคโนโลยีนี้เพื่อใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้าและกิจกรรมอื่นๆเช่น การผลิตน้ำจากน้ำทะเล เป็นต้น ในขณะเดียวกันกระทรวงความรู้และเศรษฐกิจของรัฐบาลเกาหลีใต้มีแผนการจะพัฒนาเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในแบบของตนเอง ซึ่งเป็นการประยุกต์และพัฒนาเพิ่มเติมจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART ซึ่งการดำเนินการยังไม่มีความชัดเจน

ประเทศอาร์เจนตินา

ประเทศอาร์เจนติน่าเป็นประเทศหนึ่งที่ให้ความสนใจในการพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์ในหลายรูปแบบ มีการนำไปประยุกต์ใช้ในหลายด้านเช่น การแพทย์และการเกษตร เป็นต้น เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก ก็เป็นหนึ่งในความสนใจของรัฐบาลอาร์เจนตินาซึ่งมุ่งการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่น CAREM-25 โดยได้รับการพัฒนาและออกแบบโดย CNEA (Comision Nacional de Energia Atomica) โดยในปี 2009 รัฐสภาได้ประกาศสนับสนุนและรับรองการออกแบบ การก่อสร้าง และเริ่มมีการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบที่เมือง Atucha ในปี 2012 และมีกำหนดการเริ่มต้นผลิตกระแสไฟฟ้าในปี 2016

1.5.2 นโยบายของกลุ่มประเทศผู้ซื้อเทคโนโลยี

กลุ่มผู้ซื้อเทคโนโลยีเป็นกลุ่มประเทศที่ต้องการนำเทคโนโลยีนี้ไปใช้โดยไม่มีแนวคิดพัฒนาเทคโนโลยีเอง ซึ่งมีทั้งประเทศที่มีการใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อยู่แล้ว เช่น ปากีสถาน บราซิล เมกซิโก เป็นต้น และประเทศที่ยังไม่มีเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อยู่เลยเช่น ไทย อินโดนีเซีย มาเลเซีย ฟิลิปปินส์ มองโกเลีย เป็นต้น ประเทศเหล่านี้ให้ความสนใจติดตามเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กิจกรรมที่มีในประเทศกลุ่มนี้ส่วนใหญ่จะเป็นไปตามการสนับสนุนของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (IAEA) ซึ่งมีการจัดการประชุมอย่างต่อเนื่อง เช่น Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment ณ กรุงเวียนนา ประเทศออสเตรีย ระหว่างวันที่ 5 - 9 ธันวาคม พ.ศ. 2554 โดยมีตัวแทนเข้าร่วมประชุมจากทั้งกลุ่มผู้ผลิตได้แก่ สหรัฐอเมริกา รัสเซีย จีน เกาหลีใต้ อาร์เจนตินา เป็นต้น และกลุ่มผู้ซื้อถึง 14 ประเทศ ได้แก่ อัลเบเนีย แอลจีเรีย อินโนนีเซีย เวียดนาม โครเอเซีย กาน่า มาเลเซีย ซูดาน สิงคโปร์ บังคลาเทศ เคนย่า ไนจีเรีย ไทย และอุรุกวัย หรือการประชุม INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability: Licensing and Safety Issues for Small- and Medium-sized Reactors (SMRs) ณ กรุงเวียนนา ประเทศออสเตรีย ระหว่างวันที่ 29 กรกฎาคม - 2 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ผู้เข้าร่วมประชุมประมาณ 80 คน จาก 37 ประเทศ ร่วมกันพิจารณาเรื่องราวต่างๆ ที่เกี่ยวข้องกับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ เช่น การออกใบอนุญาตและความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

เอกสารอ้างอิง

[1] International Atomic Energy Agency. Climate change and nuclear power. 2009.

[2] World Nuclear Association. Another drop in nuclear generation World Nuclear News. 2010.

[3] International Atomic Energy Agency. The Database on Nuclear Power Reactors.[ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา :http://pris.iaea.org/pris/

[4] Energy Policy Institute. Economic and employment impacts of small modular nuclear reactors. 2010

[5] Organisation of Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency (OECD/NEA). Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactor. 2012.

[6] Department of Energy. Report to Congress on Small Modular Nuclear Reactors. 2001.

[7] Hyperion Power. A New Paradigm for Power Generation [ออนไลน์]. 2010. แหล่งที่มา : http://www.hyperionpowergeneration.com/product.html

[8] International Atomic Energy Agency. Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends IAEA (2005). Final report of a technical meeting. 2005.

[9] U.S. Department of Commerce International Trade Administration. The Commercial Outlook for U.S. Small Modular Nuclear Reactors.Manufacturing and Services Competitiveness Report (กุมภาพันธ์ 2011) : 1-10.

[10] International Atomic Energy Agency. Status of small and medium sized reactor designs. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2012.

[11] The Ux Consulting Company. Small Modular Reactor List [ออนไลน์]. 2010. แหล่งที่มา : http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRList.aspx [2 สิงหาคม 2013]

[12] International Atomic Energy Agency. Climate change and nuclear power. 2009.

[13] Kessides, I., andKuznetsov, V. Small Modular Reactors for Enhancing Energy Security in Developing Countries. Sustainability 4 (สิงหาคม 2012) : 1806-1832.

[14] Subki, M. Global Development Trends, Prospects and Issues for SMRs Deployment [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : International Atomic Energy Agency

[15] Department of Energy. DOE Small Modular Reactors (SMRs) Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2010. แหล่งที่มา : Department of Energy

[16] Subki, M. Update on IAEA Programme on SMR Technology Development and Deployment [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : International Atomic Energy Agency

[17] World Nuclear Association. Small Nuclear Power Reactors [ออนไลน์]. 2014. แหล่งที่มา : http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/

[18] Wikipedia. China Experimental Fast Reactor [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/China_Experimental_Fast_Reactor

[19] Wikipedia. CAREM [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/CAREM

[20] Wikipedia. HTR-PM [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/HTR-10#HTR-PM

[21] Wikipedia. VBER-300 [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/VBER-300

[22] Wikipedia. B&W mPower [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/B%26W_mPower

บทที่ 2

การกำหนดกรอบเพื่อคัดเลือก

2.1 ชนิดเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

2.2 รายละเอียดเทคโนโลยี SMRs ที่ได้คัดเลือกไว้ 6 เทคโนโลยี

2.3 การเปรียบเทียบระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คัดเลือก

บทที่ 2

การกำหนดกรอบเพื่อคัดเลือก

2.1 ชนิดเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

จากข้อมูลของเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ผู้วิจัยได้รวบรวมดังแสดงไว้ในบทที่ 1 ที่ปัจจุบันเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กทั่วโลกมีการใช้งานหรืออยู่ระหว่างการก่อสร้างหรือกำลังอยู่ระหว่างกระบวนการวิจัยพัฒนาในประเทศต่างๆนั้นมีเทคโนโลยีมากกว่า 50 ประเภท ซึ่งแบ่งเป็นประเภทของเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กชนิดพร้อมใช้งานทันที (Immediate Deployment) จำนวน 25 ประเภทและประเภทของเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีความพร้อมใช้ในระยะเวลาอันนาน (Long-term Deployment) จำนวน 25 ประเภทซึ่งข้อมูลทั้งหมด 25 แบบนั้น มีทั้งที่เป็นแบบโมดูลาร์และไม่ใช่โมดูลาร์ตามที่ได้นิยามไว้ในบทที่ 1 แต่วัตถุประสงค์ของการวิจัยนี้มุ่งเน้นศึกษาเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ดังนั้น เพื่อให้เกิดความเท่าเทียมและเสมอภาคกันในประเด็นของข้อมูลที่จะนำมาใช้ในการจัดลำดับเทคโนโลยีและในประเด็นอื่นๆที่เกี่ยวข้องในบทนี้ ผู้วิจัยจึงได้กำหนดกรอบเพื่อคัดเลือกชนิดเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่จะนำมาประเมินเพื่อการจัดลำดับเทคโนโลยีที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย โดยกรอบที่กำหนดขึ้นนี้ได้พิจารณาจากประเด็นต่างๆ และมีเหตุผลอธิบายประกอบ ดังต่อไปนี้

1. จะต้องมีลักษณะที่เรียกว่าโมดูลตามนิยามที่กำหนดขึ้นโดย IAEA ตามที่ได้นิยามไว้ในบทที่ 1

2. จะต้องจัดอยู่ในหมวดเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็ก ประเภทพร้อมใช้งานทันที (Immediate Deployment) หรือประเภทพร้อมใช้งานได้ในระยะเวลาอันใกล้ (Near-Term Deployment) เท่านั้นสำหรับเทคโนโลยีประเภทพร้อมใช้งานในระยะเวลาอันไกล (long-Term Deployment) ซึ่งส่วนใหญ่จะอยู่ในช่วงการพัฒนาออกแบบด้านแนวความคิด (Conceptual Design) มีความพร้อมในการใช้งานในอีกราว 10 ถึง 25 ปี ทางผู้วิจัยเห็นว่าเนื่องจากรายละเอียดด้านเทคนิคของเทคโนโลยีนั้นๆ อาจจะยังไม่ชัดเจน ซึ่งต่อไปอาจมีการเปลี่ยนแปลงในรายละเอียดพื้นฐานด้านต่างๆ รวมทั้งอาจมีข้อมูลไม่เพียงพอและคาดว่าจะต้องใช้เวลาอีกนานกว่าจะสามารถผลิตและใช้งานได้จริง จึงจะยังไม่นำมาพิจารณาในการประเมินการจัดลำดับเทคโนโลยีในครั้งนี้

3. จะต้องเป็นเทคโนโลยีที่มีสมัยใหม่และมีการพัฒนาล่าสุดแต่มีข้อมูลเชิงลึกด้านเทคนิคเพียงพอให้ทำการประเมินได้หรือเป็นเทคโนโลยีที่ได้ปรับปรุงโดยอาศัยประสบการณ์จากการดำเนินการของเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในอดีตและรุ่นปัจจุบัน

ดังนั้น เทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กในหมวดเทคโนโลยีประเภทที่ 1 ตามการจัดแบ่งตามประเภทการได้รับใบอนุญาตให้เป็นประเภทเทคโนโลยีที่ได้รับใบอนุญาตแล้วและมีการใช้งานแล้วในปัจจุบันจะไม่อยู่ในข่ายการพิจารณาการประเมินการจัดลำดับเทคโนโลยีเนื่องจากผลลัพธ์ของการดำเนินงานโครงการมุ่งหวังให้ได้ลำดับเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กและสมัยใหม่เพื่อเป็นทางเลือกที่เป็นไปได้สำหรับประเทศไทยในการใช้งานจริงต่อไปในอนาคต

4. จะต้องมีข้อมูลทางเทคนิคที่สมบูรณ์เพียงพอหรือมีแผนการใช้งานในช่วงเวลาที่ชัดเจน

   อนึ่ง สำหรับเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กประเภทพร้อมใช้งานในระยะเวลาอันใกล้ (Near-Term Deployment) ประเภทที่ 4 และประเภทที่ 5 ที่ยังไม่ได้รับใบอนุญาต หรืออยู่ในระหว่างกระบวนการการยื่นขอรับใบอนุญาตการออกแบบหรือยังไม่ได้ขอใบอนุญาต และ/หรืออยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนาแต่มีข้อมูลเพียงพอให้ทำการประเมินได้ผู้วิจัยอาจนำเทคโนโลยีนั้นๆ มาร่วมในการประเมินการจัดลำดับเทคโนโลยี

5. จะต้องเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่ออกแบบมาเพื่อการผลิตไฟฟ้าเท่านั้น

   เทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กที่เป็นประเภทที่ออกแบบเพื่อจุดประสงค์การใช้งานอื่นที่ไม่เกี่ยวข้องกับการผลิตกระแสไฟฟ้า จะไม่ถูกนำมาคัดเลือกในการประเมินการจัดลำดับเทคโนโลยี ในการศึกษานี้

เมื่อนำข้อกำหนดทั้ง 5 หัวข้อข้างต้นมาพิจารณาคัดเลือกชนิดของเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กจาก 25 ชนิดในตารางที่ 1.2 ในบทที่ 1 พบว่ามีเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จำนวนทั้งหมด 6 แบบ ที่คาดว่าจะนำมาใช้ในการประเมินเพื่อทำการจัดลำดับเทคโนโลยีต่อไป ดังแสดงในตารางที่ 2.1 ซึ่งรายละเอียดของข้อมูลด้านเทคนิคเชิงลึกเพื่อใช้ในการประเมินจะแสดงไว้ในบทนี้

ตารางที่ 2.1 ประเภทเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คาดว่าจะนำมาประเมินเพื่อการจัดลำดับเทคโนโลยี

ลำดับที่	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเทศผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	กำลังผลิตไฟฟ้า (MWe)	สถานะภาพใช้งาน**	ปีที่เริ่มมีใช้งานหรือคาดว่าจะเริ่มมีใช้งาน
1.	CAREM-25	CNEA	อาร์เจนตินา	Integral PWR	25	2	2016
2.	SMART	KAERI	เกาหลีใต้	Integral PWR	100	3	2017
3.	ACP-100	CNNC	จีน	Integral PWR	100	5	2018
4.	mPower	Babcock and Wilcox	สหรัฐอเมริกา	Integral PWR	180	5	2022
5.	NuScale	NuScale Power	สหรัฐอเมริกา	Integral PWR	45	5	2020s
6.	KTL-40s	OKBM Afrikantov	รัสเซีย	PWR	35	2	2016

หมายเหตุ

1. *ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, BWR = Boiling Water Reactor, HTGR = High Temperature Gas Cooled Reactor, LMFR = Liquid Metal Fast Reactor
2. **สถานะภาพใช้งาน 1 = ได้รับใบอนุญาตและกำลังใช้งาน 2 = ได้รับใบอนุญาตและกำลังก่อสร้าง 3 = ได้รับใบอนุญาตการออกแบบแต่ยังไม่ได้ดำเนินการก่อสร้าง 4 = อยู่ระหว่างกระบวนการขอใบอนุญาต 5 = ยังไม่ได้ขอใบอนุญาตและ/หรืออยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา
3. NA = ผู้ผลิตยังไม่มีแผนประกาศอย่างชัดเจน

2.2 รายละเอียดเทคโนโลยี SMRs ที่ได้คัดเลือกไว้ 6 เทคโนโลยี

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25

1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [1]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25 ได้รับการออกแบบภายใต้แนวคิดให้มีระดับความปลอดภัยสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์ชนิดอื่นๆ ที่มีอยู่ในปัจจุบัน และมิให้เป็นไปตามหลักการของการประหยัดอันเนื่องมาจากขนาด (Economy of Scale) โดยมีจุดเด่นทำสำคัญคือ

ก. เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดันที่รวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ภายในถังปฏิกรณ์ (Integral Pressurized Water Reactor) ซึ่งทำให้สามารถลดการใช้ปั๊ม ลดประมาณและขนาดของท่อต่างๆ และกำจัดอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็นอันเนื่องมาจากการแตกขนาดใหญ่ (Large Break LOCA) ได้

ข. เน้นการออกแบบให้มีความเรียบง่าย (Simplicity)

ค. ผนวกการป้องกันเชิงลึก (Defense in Depth) ตั้งแต่ในช่วงของการออกแบบเริ่มแรก

ง. ใช้ระบบความปลอดภัยแบบพาสซีฟ (Passive Safety System) ซึ่งสามารถทำงานได้ด้วยตนเองโดยไม่ต้องพึ่งปัจจัยภายนอก (เช่น การสั่งการของพนักงานเดินเครื่อง แรงขับเคลื่อนหรือแรงดันไฟฟ้าจากภายนอก เป็นต้น)

จ. ใช้การไหลเวียนทางธรรมชาติ (Natural Circulation) สำหรับการหล่อเย็นระบบปฐมภูมิ

ฉ. ระบบปฐมภูมิสามารถอัดความดันได้ด้วยตัวเอง (Self Pressurized)

ช. การควบคุมใช้ระบบซอฟแวร์แบบกระจายตัว (Distributed Software System)

ซ. ไม่จำเป็นต้องมีเครื่องกำเนิดไฟฟ้าแบบดีเซล

2. ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ [1-5]

ตารางที่ 2.2 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25

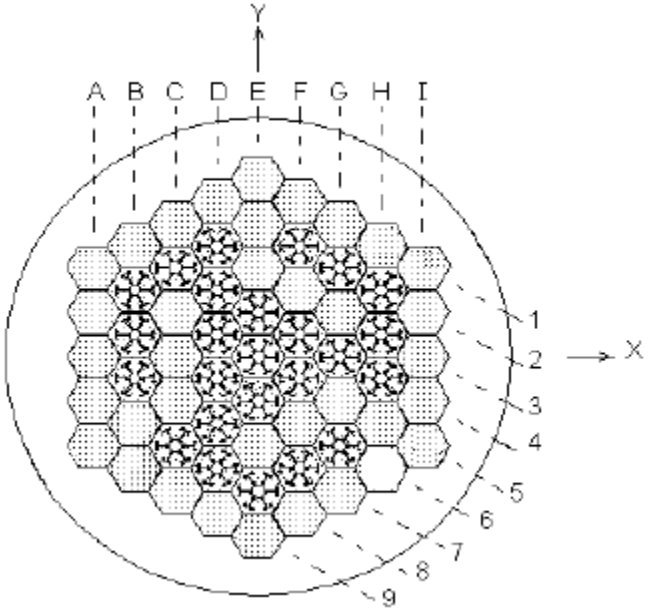
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	100 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	27 MWe
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	330 วันที่เต็มกำลัง ตามด้วยการเปลี่ยน 50% ของแกน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
ขนาดของถังปฏิกรณ์	เส้นผ่านศูนย์กลาง 3.2 m สูง 11 m
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
ความดันของระบบหล่อเย็น (RCS pressure)	12.25 MPa
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (RCS mass flow rate)	410 kg/s
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy-4
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	Hexagonal
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	1.4 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	61
จำนวนแท่งเชื้อเพลิงต่อมัด	108
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	1.8 - 3.1%
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุมนิวตรอน และสารดูดกลืนนิวตรอนในแท่งเชื้อเพลิง
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	18
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Helical steam generator
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	12
ความดันไอน้ำ	4.7 MPa
อุณหภูมิไอน้ำ	326 °C
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	+30 °C (290 °C)
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Integrated, primarily passive
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (CDF)	6×10^{-8} ต่อปี
ระยะเวลาที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	36 ชั่วโมง (50% ของระบบซ้ำซ้อนล้มเหลว)

3. เชื้อเพลิงนิวเคลียร์

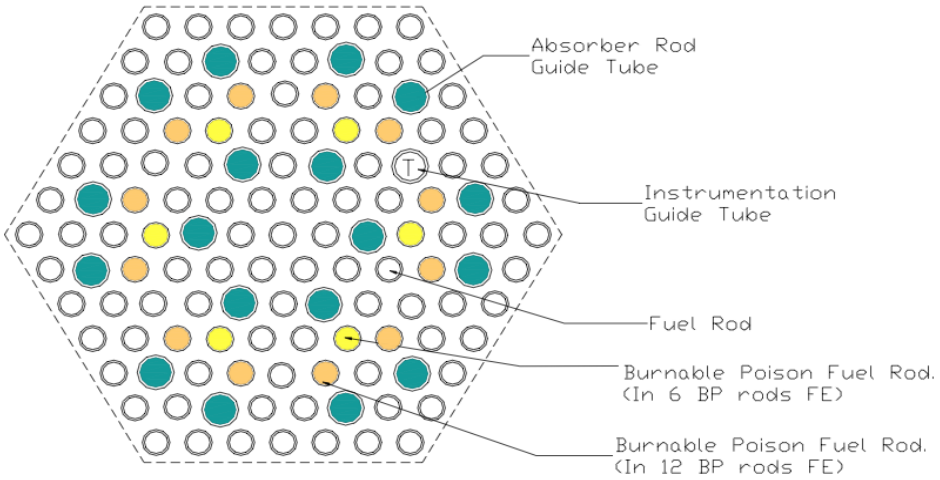
CAREM-25 ใช้เชื้อเพลิงยูเรเนียมในรูป UO_2 ซึ่งเสริมสมรรถภาพไว้ที่ 1.8 - 3.1% มีรอบของการเปลี่ยนเชื้อเพลิงอยู่ที่ 330 วัน (สำหรับการเดินเครื่องเต็มกำลัง) และปริมาณการเปลี่ยนที่ 50%

แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประกอบด้วยมัดเชื้อเพลิง (Fuel Assembly) 61 มัด มัดควบคุมสำหรับปรับและควบคุมอันตรกิริยา 16 มัด และมัดควบคุมสำหรับระบบปิดเครื่องฉับพลัน (Fast Shutdown System) 9 มัด รวมทั้งหมด 86 มัดเรียงตัวเป็น Hexagonal ดังรูปที่ 2.1

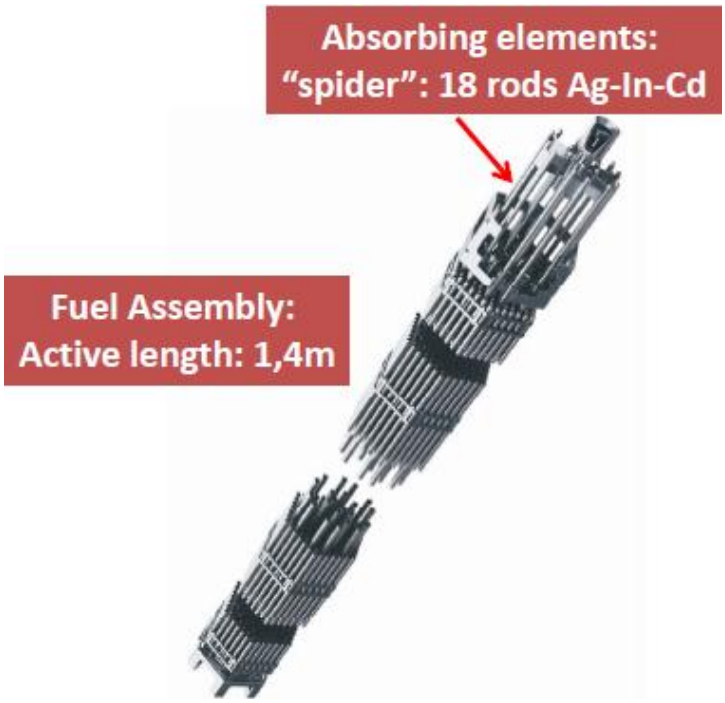


รูปที่ 2.1 มัดเชื้อเพลิงและมัดควบคุมในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [1]

แต่ละมัดเชื้อเพลิงมีความยาว 1.4 เมตร ประกอบด้วยแท่งเชื้อเพลิง 108 แท่ง แท่งควบคุม 18 แท่ง และท่อวัด 1 ท่อ เรียนตัวเป็น Hexagonal ดังรูปที่ 2.2 ในแท่งเชื้อเพลิงทั้งหมด มี 18 แท่งที่มีสารดูดกลืนนิวตรอนซึ่งทำจาก Gd_2O_3 ผสมอยู่ แท่งควบคุม 18 แท่งทำจาก Ag-In-Cd ดังรูปที่ 2.3



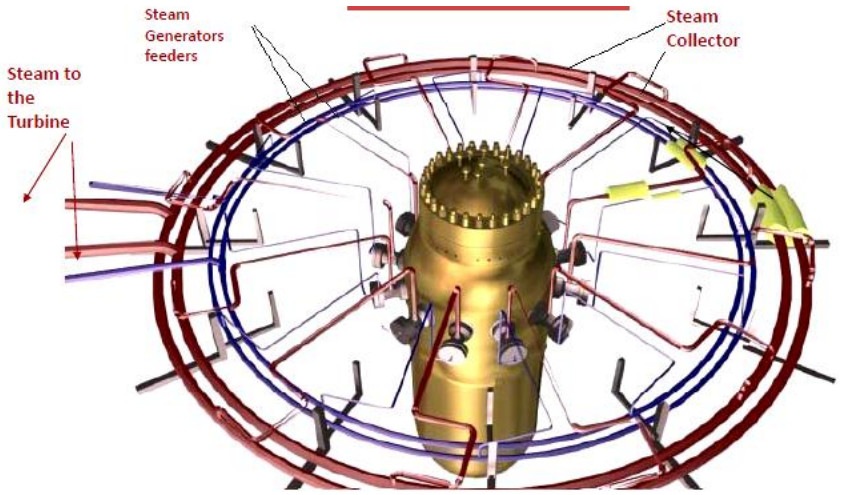
รูปที่ 2.2 มัดเชื้อเพลิง [4]



รูปที่ 2.3 มัดเชื้อเพลิง [1]

4. ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features)

ก. ระบบผลิตไอน้ำ (Steam Generator System) ถูกรวมเข้าไปอยู่ในถังปฏิกรณ์โดยมีเส้นผลิตทั้งหมด 12 เส้นมีลักษณะเป็นเกลียว (Helical) เพื่อลดขนาดลง และเป็นแบบไหลผ่านเพียงครั้งเดียว (Once-through) ท่อจ่ายไอน้ำ (Steam Generator Feeders) และท่อรวมไอน้ำ (Steam Collector) ถูกออกแบบให้มีลักษณะเป็นวงแหวน ดังรูปที่ 2.4



รูปที่ 2.4 ระบบผลิตไอน้ำ

ข. ระบบการไหลเวียนทางธรรมชาติในเครื่องปฏิกรณ์ซึ่งมีการอัดความดันด้วยตัวเอง (Self-Pressurized) ได้รับการศึกษาอย่างละเอียดสำหรับกรณีที่การไหลเวียนทางธรรมชาติมีคุณภาพต่ำ (Low Quality Natural Circulation) เพื่อดูปรากฏการณ์ที่อาจเกิดขึ้นในช่วงที่มีการเปลี่ยนแปลงของระบบ ซึ่งรวมถึงในช่วงเริ่มเดินเครื่อง (Startup) และผลที่อาจเกิดขึ้น [5]

5. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features)

ระบบความปลอดภัยของ CAREM-25 ออกแบบโดยใช้หลักการป้องกันเชิงลึก (Defense in Depth) และระบบพาสซีฟเพื่อหลีกเลี่ยงการพึ่งพาจากปัจจัยภายนอกในการบรรเทาอุบัติเหตุ

ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor Protection System) ประกอบด้วยระบบที่เป็นอิสระจากกัน 2 ระบบซึ่งประกอบด้วยโมดูลต่างๆ ได้แก่

- ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ที่หนึ่ง ประกอบด้วย
  - ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง
  - ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบพาสซีฟ (Passive Residual Heat Removal System, PRHRS)

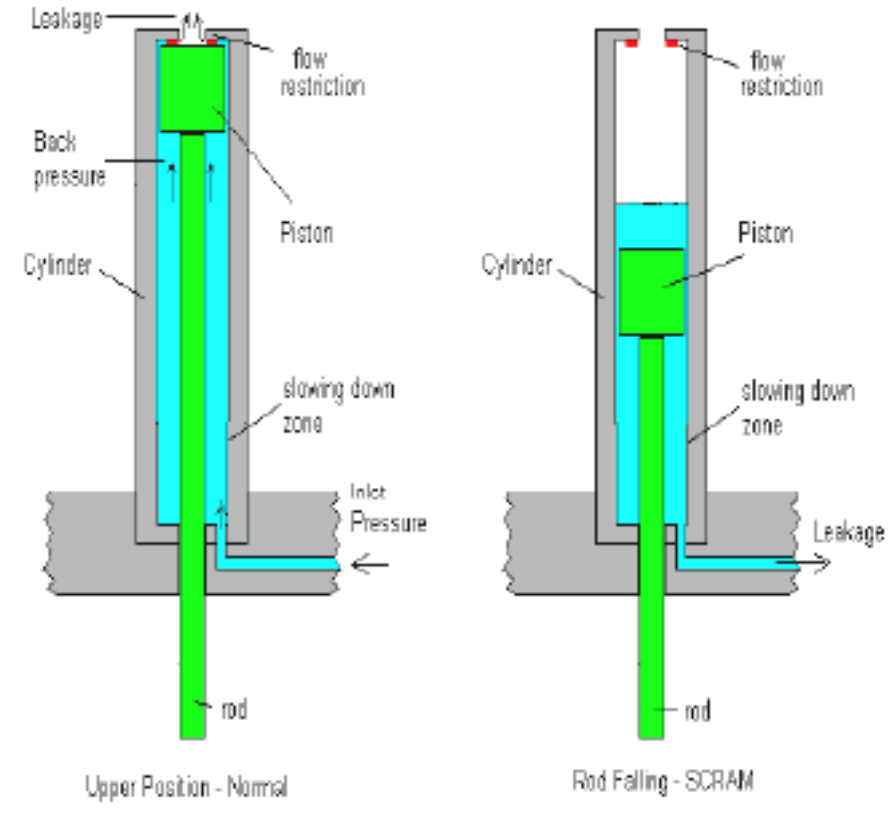
- ระบบแยกอาคารคลุมเครื่องออกจากภายนอก (Containment Isolation) หรือระบบไหลเวียนอากาศ (Ventilation System) ในกรณีเกิดอุบัติเหตุที่มีการสูญเสียของสารหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA)
- ระบบแยกเครื่องผลิตไอน้ำออกจากส่วนอื่น (Steam Generator Isolation) ในกรณีที่เกิดการแตกของท่อในเครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator Tube Rupture, SGTR)
- ระบบส่งสัญญาณในกรณีที่เกิด LOCA ไปยัง PRHRS และถัง Accumulator

- ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ที่สอง ประกอบด้วย
  - ระบบปิดเครื่องที่สอง

โดยมีรายละเอียดดังนี้

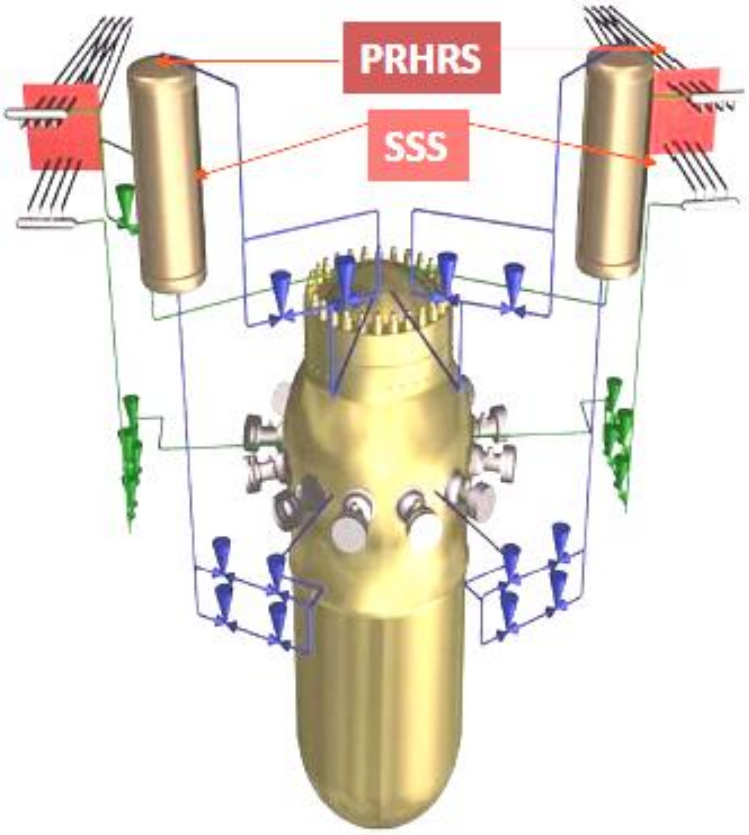
ก. ระบบปิดเครื่อง (Shutdown System) ประกอบด้วย 2 ระบบ คือ

- ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง (First Shutdown System, FSS) โดยใช้แท่งควบคุมซึ่งขับเคลื่อนด้วย Hydraulic Control Rods Drives ควบคุมด้วย Base Flow ดังรูปที่ 2.5 ซึ่งเมื่อเกิดการ SCRAM จะใช้เวลาในการเคลื่อนที่จากตำแหน่งสูงสุดลงต่ำสุดภายในเวลา 2 วินาที



รูปที่ 2.5 Hydraulic Control Rods Drives [1]

- ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) ด้วยการฉีดน้ำผสมโบรอน (Borated Water) ซึ่งอาศัยแรงโน้มถ่วงเป็นตัวผลักดัน ดังรูปที่ 2.6 สามารถทำงานได้โดยอัตโนมัติเมื่อระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ตรวจพบว่าระบบปิดเครื่องฉับพลันไม่ทำงาน ระบบนี้ประกอบด้วยแท็งก์บรรจุน้ำผสมโบรอนตั้งอยู่บริเวณส่วนบนของอาคารคลุมเครื่อง เชื่อมต่อกับถังปฏิกรณ์ด้วยท่อ 2 ท่อ ท่อหนึ่งเชื่อมระหว่างโดมกักไอน้ำ (Steam Dome) กับส่วนบนของแท็งก์ อีกท่อเชื่อมระหว่างส่วนล่างของแท็งก์กับตำแหน่งที่ต่ำกว่าระดับน้ำภายในถังปฏิกรณ์ เมื่อระบบได้รับการสั่งงาน จะเปิดวาล์วโดยอัตโนมัติ และน้ำในแท็งก์จะไหลเข้าไปในระบบปฐมภูมิ (Primary System) โดยอาศัยแรงน้ำถ่วงที่ความดันเดียวกับในถังปฏิกรณ์



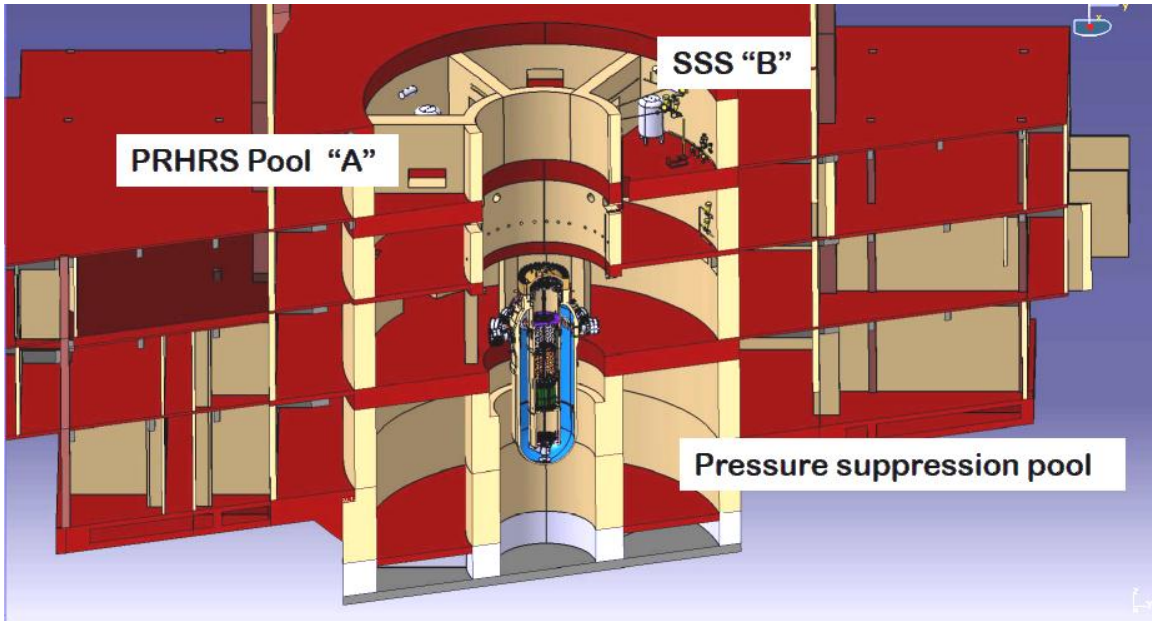
รูปที่ 2.6 ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) [1]

ข. ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบพาสซีฟ (Passive Residual Heat Removal System, PRHRS) ได้รับการออกแบบให้สามารถลดความดันในระบบปฐมภูมิและกำจัดความร้อนจากการสลายตัว (Decay Heat) ในกรณีที่เกิดการสูญเสียของแหล่งรองรับความร้อน (Loss of Heat Sink) เป็นระบบที่เรียบง่ายซึ่งทำงานโดยอาศัยการควบแน่นของไอน้ำจากระบบปฐมภูมิ ประกอบด้วยเครื่องควบแน่น (Condenser) ซึ่งมีการทำงานเหมือนเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน มีลักษณะเป็นท่อรูปตัว U ในแนวนอนขนานกันหลายๆ ท่อ ดังรูปที่ 2.6 ส่วน

ปลายด้านบนและล่างของแต่ละท่อเชื่อมเข้ากับหัวต่อร่วม (Common Header) หัวต่อด้านบนเชื่อมกับโดมกับไอน้ำในถังปฏิกรณ์ ส่วนหัวต่อด้านล่างเชื่อมกับตำแหน่งที่ต่ำกว่าระดับน้ำภายในถังปฏิกรณ์ เครื่องควบแน่นจะตั้งอยู่ในบ่อน้ำเย็นภายในอาคารคลุมเครื่อง ในเครื่องปฏิกรณ์จะมีระบบ PRHRS 2 ระบบที่สามารถทำงานแทนกันได้

ค. ระบบฉีดน้ำฉุกเฉิน (Emergency Injection System) เพื่อป้องกันแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์โผล่เหนือน้ำเมื่อเกิดอุบัติเหตุที่มีการสูญเสียน้ำหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA) ขึ้น ระบบนี้ประกอบด้วยถัง Accumulator บรรจุน้ำผสมโบรอนซึ่งเชื่อมต่อเข้ากับถังปฏิกรณ์ ภายในถัง Accumulator จะถูกอัดความดันไว้ ดังนั้นเมื่อเกิด LOCA และความดันในถังปฏิกรณ์ลดลงจะถึงระดับหนึ่ง แผ่นกั้นจะเปิดออกและน้ำจะไหลเข้าไปในถังปฏิกรณ์ ในกรณีที่เป็นการแตกขนาดเล็ก (Small Break) จะต้องใช้ระบบ PRHR เพื่อช่วยในการลดความดันในระบบปฐมภูมิด้วย ในเครื่องปฏิกรณ์จะมีระบบนี้มากกว่าหนึ่งชุดที่สามารถทำงานแทนกันได้

ง. อาคารคลุมเครื่อง เป็นคอนกรีตเสริมแรง (Reinforced Concrete) แบบ Pressure Suppression บุด้วยเหล็กกล้าไร้สนิม (Stainless Steel Liner) ดังรูปที่ 2.7 ความดันที่มากเกินจะถูกระบายผ่านวาล์วปลอดภัย (Safety Valve) ไปยังบ่อ Pressure Suppression ซึ่งอยู่ด้านล่าง



รูปที่ 2.7 อาคารคลุมเครื่อง [1]

นอกจากระบบดังกล่าวแล้ว CAREM-25 ยังใช้ระบบความปลอดภัยอื่นๆ ในการป้องกันเชิงลึกระดับต่างๆ ดังสรุปในตารางที่ 2.3

ตารางที่ 2.3 แสดงระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25

หน้าที่	ระบบ	ชนิด	ระดับการป้องกันเชิงลึก
ควบคุมกำลัง	- ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง: แท่งควบคุม - ระบบปิดเครื่องที่สอง: ฉีดโบรอน	พาสซีฟ	3
จำกัดความดันในระบบปฐมภูมิ	PRHRS และวาล์วปลอดภัย	พาสซีฟ	3
ลดความดันในระบบปฐมภูมิและกำจัดความร้อนจากการสลายตัว	PRHRS	พาสซีฟ	3
ป้องกันแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์โผล่เหนือน้ำ	ระบบฉีดน้ำฉุกเฉิน: Accumulator	พาสซีฟ	3
จำกัดความดันในระบบทุติยภูมิ	วาล์วปลอดภัยในระบบทุติยภูมิ	พาสซีฟ	3
แหล่งรับความร้อนสุดท้าย (Ultimate Heat Sink) ในช่วงเวลาหลังเกิดอุบัติเหตุที่ระบบยังสามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	บ่อน้ำสำหรับลดความดันและ PRHRS ภายในอาคารคลุมเครื่องซึ่งไม่ต้องอาศัยการหล่อเย็นจากภายนอก	พาสซีฟ	3
การกักเก็บนิวไคลด์รังสี	อาคารคลุมเครื่องแบบ Pressure Suppression	พาสซีฟ	3
กำจัดความร้อนหลงเหลือ	- ระบบเสริมสำหรับจ่ายน้ำไปยังเครื่องผลิตไอน้ำ (Auxiliary SG Feed Water System) - ระบบควบคุมปริมาตรและความบริสุทธิ์ ซึ่งมีความสามารถในการกำจัดความร้อนหลงเหลือหลังจากปิดเครื่องภายใต้ความดันของเครื่องที่กำหนดไว้ - ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือและระบบนำความร้อนไปยังแหล่งรับความร้อนสุดท้ายในทุกระยะของการปิดจนกว่าเครื่องปฏิกรณ์จะอยู่ในสภาพเย็น	แอคทีฟ	2 และ 3
จัดสภาพแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ระบบควบคุมปริมาตรและความบริสุทธิ์ซึ่งสามารถตอบสนองต่อเหตุการณ์ LOCA ทั้งหมด	แอคทีฟ	2 และ 3

หน้าที่	ระบบ	ชนิด	ระดับการป้องกันเชิงลึก
เติมน้ำในบ่อ PRHRS และหล่อเย็นบ่อ Pressure Suppression หลังจากช่วงที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	ระบบหล่อเย็นบ่อ Suppression รวมถึงระบบแลกเปลี่ยนความร้อน	แอคทีฟ	2 และ 3
ลดความดันในอาคารคลุมเครื่องหลังจากช่วงที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	ระบบหล่อเย็นบ่อ Suppression รวมถึงระบบสเปรย์บ่อแห้ง (Dry-Well Spray)	แอคทีฟ	2 และ 3

การตอบสนองต่อเหตุการณ์ที่คาดว่าจะเกิดขึ้นในระหว่างการดำเนินการ (Anticipated Operational Occurrences) และเหตุการณ์ภายใต้พื้นฐานการออกแบบ (Design Basis Events) ทำได้โดย

ขั้นที่ 1 ปิดเครื่องปฏิกรณ์ด้วยระบบ FSS และ SSS

ขั้นที่ 2 กำจัดความร้อนหลงเหลือจากการสลายตัวโดยใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 2

ขั้นที่ 3 หากล้มเหลวหรือไม่สามารถจ่ายไฟได้ จะใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 3 ซึ่งเป็นแบบพาสซีฟเพื่อนำเครื่องปฏิกรณ์กลับสู่สภาวะปลอดภัยภายในช่วงเวลาที่ระบบสามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period) ซึ่งมีระยะประมาณ 36-72 ชั่วโมง และเมื่อระบบต่างๆ และระบบไฟฟ้าสามารถใช้งานได้อีกครั้ง จึงกลับไปควบคุมด้วยระบบแอคทีฟต่อไป

ในการป้องกันและบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรงซึ่งเกิดการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ จะใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 4 ดังนี้

การป้องกัน หากไฟฟ้าดับเกิน 72 ชั่วโมง (ยาวกว่า Grace Period) จะฉีดน้ำเข้าไปในบ่อ PRHRS และในถังปฏิกรณ์โดยใช้ระบบดับเพลิง และทำการหล่อเย็นบ่อ PRHRS และ Pressure Suppression

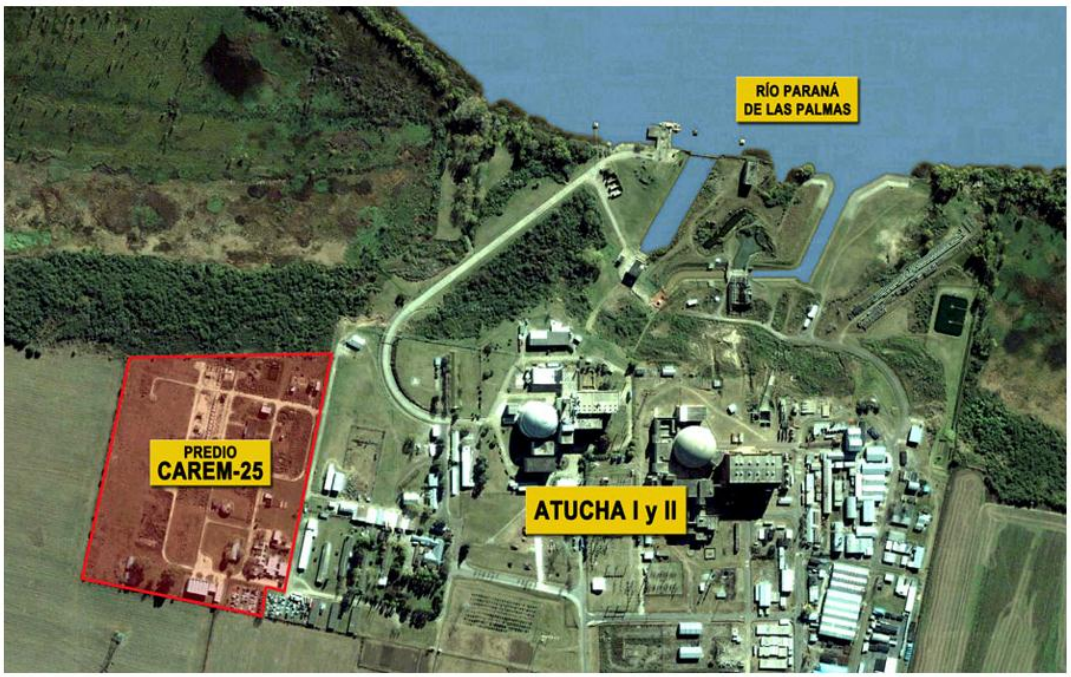
การบรรเทา จะหล่อเย็นด้านนอกของถังปฏิกรณ์เพื่อป้องกันแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่หลอมละลาย (Corium) ไม่ให้ทะลุออกมาด้านนอก และใช้เครื่องจับไฮโดรเจนแบบพาสซีฟ (Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiner) เพื่อป้องกันการระเบิดของไฮโดรเจน

6. สถานะการใช้งาน (Deployment status) [1], [4]

ในปี 2009 รัฐบาลอาร์เจนตินาเห็นว่าโครงการ CAREM-25 อยู่ในสถานะที่มีความสมบูรณ์เพียงพอแล้วที่จะสามารถอนุญาตให้เริ่มก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์ต้นแบบได้ จึงมอบหมายให้ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) ดำเนินการก่อสร้างโรงไฟฟ้าสาธิตหรือ CAREM-25 ขึ้น ซึ่งมีขนาดเล็กกว่าขนาดที่จะใช้งานจริง คือ มีขนาด 100 MWth หรือประมาณ 27 MWe เพื่อใช้เป็นตัวอย่างสำหรับพิสูจน์ความถูกต้องของการออกแบบและนำข้อมูลไปใช้เป็นพื้นฐานสำหรับการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ที่มีขนาดใหญ่กว่าสำหรับใช้งานจริงต่อไป

CAREM-25 ได้รับการออกแบบภายใต้ข้อแนะนำของ IAEA และเกณฑ์ของ Argentinean Regulatory Body ซึ่งอาศัยหลักการประเมินความปลอดภัยเชิงความน่าจะเป็น (Probabilistic Safety Assessment) ขั้นที่ 1, 2 และ 3 ในการคำนวณความเสี่ยง

สถานที่ก่อสร้างอยู่ที่จังหวัด Lima, เมือง Buenos Aires ใกล้กับ Atucha I และ II โดยใช้น้ำจากแม่น้ำ Paraná สำหรับหล่อเย็น ดังแสดงในรูปที่ 2.8



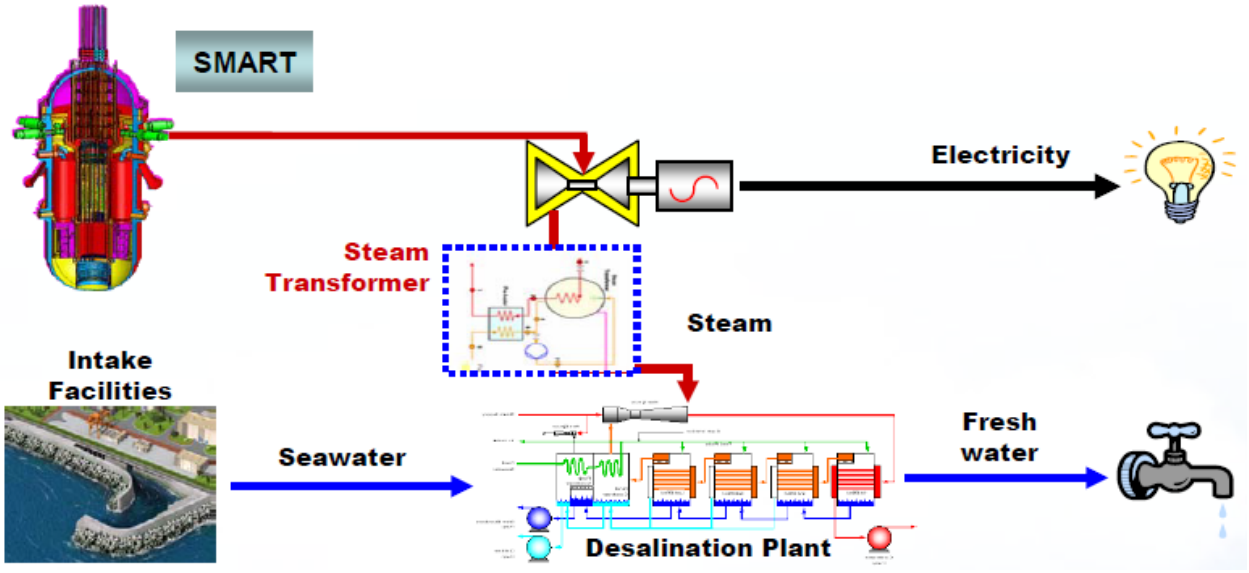
รูปที่ 2.8 สถานที่ก่อสร้าง CAREM-25 [4]

<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART</u>

1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [6], [7]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART ซึ่งถูกออกแบบมาให้เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่สามารถผลิตไฟฟ้า และแยกเกลือออกจากน้ำทะเลเพื่อผลิตน้ำเพื่อการอุปโภคบริโภคหรือผลิตความร้อน สำหรับชุมชนที่มีประชากร 100,000 คน เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor; PWR) ซึ่งรวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Integrated reactor design technology) และมีท่อที่เชื่อมต่อกับถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor pressure vessel) ที่มีขนาดเส้นผ่านศูนย์กลางไม่เกิน 2 นิ้ว ทำให้ไม่สามารถเกิดอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นขนาดใหญ่ (Large break LOCA) การออกแบบเชื้อเพลิง อุปกรณ์สนับสนุน รวมทั้งผังการจัดวางเครื่องปฏิกรณ์และอุปกรณ์สนับสนุนอ้างอิงจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ APR1400 ซึ่งมีการใช้งานจริงในสาธารณรัฐเกาหลี ระบบความปลอดภัยมีการผสมผสานระหว่างระบบที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) กับระบบที่สั่งการโดยเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง

(Active system) นอกจากนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ยังมีการวางแผนป้องกันและจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง รวมทั้งอุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) เช่นที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นอย่างดี



รูปที่ 2.9 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART [6]

2. ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ [6-10]

ตัวแปรสำคัญ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART แสดงในตารางที่ 2.4

ตารางที่ 2.4 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	330 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	100 MWe (nominal) 90 MWe (กรณีผลิตน้ำจืด) 82 MWe (กรณีผลิตความร้อน)
ปริมาณน้ำจืดที่ผลิตได้	40,000 ตันต่อวัน
ปริมาณความร้อนที่ผลิตได้	147 GCal ต่อชั่วโมง
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	3 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
ความดันสูงสุดในระบบ (Design pressure)	17 MPa
ความดันใช้งานในระบบ (Operating pressure)	15 MPa
อุณหภูมิสูงสุดในระบบ (Design temperature)	360 °C

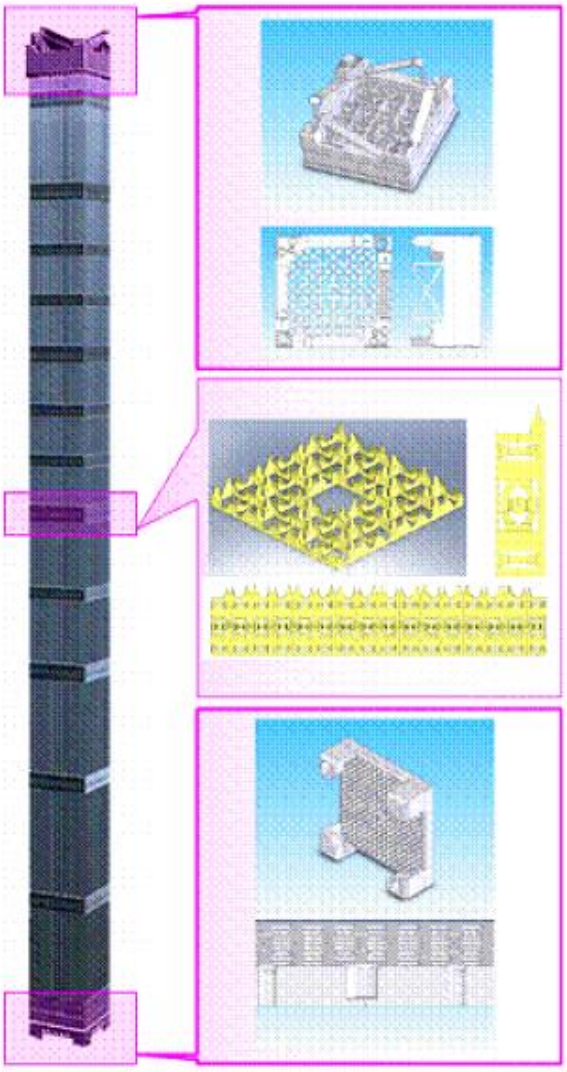
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	295.7 °C
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	323 °C
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	2090 kg/s
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy-4
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	17 x 17
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	57
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	4.8 %
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน และ แท่งควบคุมนิวตรอน
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	25
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Helical steam generator
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	8
ความดันไอน้ำ	5.2 MPa
อุณหภูมิไอน้ำ	298 °C
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	30 °C
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	Canned motor pump
จำนวนปั๊มหลัก	4 ตัว
อุณหภูมิไอน้ำขาออก	295.7 °C
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว (SSE level ground seismic peak acceleration)	0.3 g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Integrated (passive and active)
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตไฟฟ้า	300 x 300 m
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตน้ำจืด	300 x 200 m
รัศมีของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency planning zone; EPZ)	1.5 km
รัศมีของพื้นที่ประชากรเบาบาง (Low population zone; LPZ)	2 km
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency; CDF)	$< 10^{-6}$ ต่อปี
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์*	5.15×10^{-7} ต่อปี

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการปล่อยสารกัมมันตรังสีออกสู่บรรยากาศในช่วงต้นของอุบัติเหตุ (Large Early Release Frequency; LERF)	$< 10^{-7}$ ต่อปี
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในความบกพร่องอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment failure frequency; CFF)**	5.49×10^{-8} ต่อปี
ระยะเวลาสำหรับเจ้าหน้าที่เดินเครื่องหลังจากอุบัติเหตุเกิดขึ้น (Operator action time)	> 30 นาที

* เป็นผลการประเมินสำหรับอุบัติเหตุที่เกิดจากเหตุการณ์ภายใน (Internal events) เพลิงไหม้ภายใน (internal fire) และน้ำท่วม (flooding) เท่านั้น

3. **เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ [9]**

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART ทำจากยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.8 % โดยน้ำหนัก ขึ้นรูปเป็นเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) และบรรจุในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงของแท่งเชื้อเพลิง 2 เมตร จำนวน 264 แท่ง ประกอบกันเป็นมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17 เชื้อเพลิงดังกล่าวเป็นแบบเดียวกันกับที่ใช้ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ APR1400 ซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์รุ่นที่ 3 (Generation III) ที่มีการใช้งานแล้วในสาธารณรัฐเกาหลี

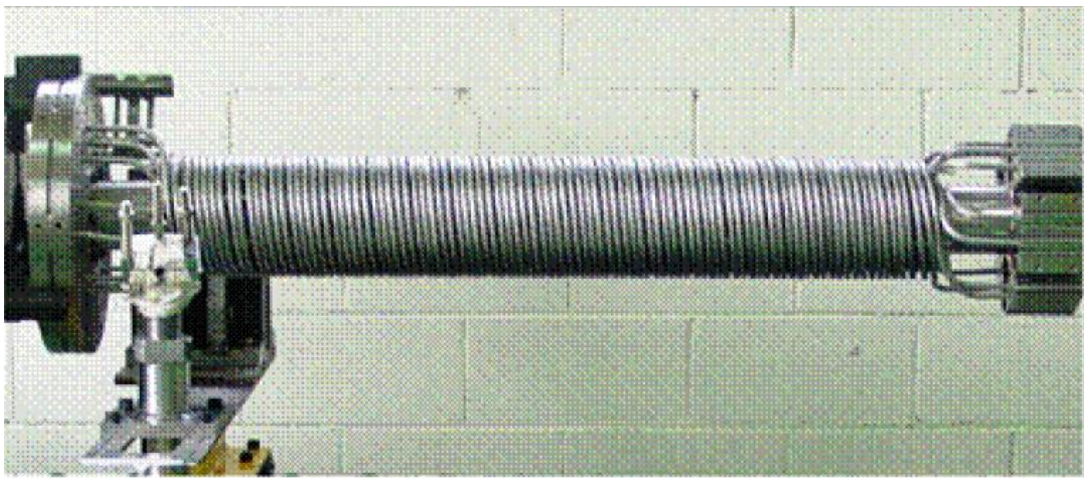


รูปที่ 2.10 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 [9]

4. ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features) [9]

4.1 เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุน (Helical steam generator)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART มีกล่องใส่เครื่องกำเนิดไอน้ำ (Steam generator cassette) จำนวน 8 กล่อง อยู่ติดกับผนังถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ในกล่องใส่เครื่องกำเนิดไอน้ำมีท่อจำนวนกว่า 375 ท่อที่ถูกจัดเป็นรูปเกลียวหมุน มีการใส่ออริฟิซ (Orifice) เพื่อป้องกันความไม่เสถียรของการไหลของน้ำหล่อเย็น (Flow instability) น้ำหล่อเย็นปฐมภูมิจะไหลจากบนลงล่างผ่านท่อรอบนอกของเครื่องกำเนิดไอน้ำ น้ำหล่อเย็นทุติยภูมิจะไหลจากล่างขึ้นบนผ่านท่อที่อยู่ชั้นใน น้ำหล่อเย็นทุติยภูมิจะกลายเป็นไอน้ำและออกจากเครื่องกำเนิดไอน้ำทางปากท่อด้านบนในรูปของไอน้ำร้อนยวดยิ่งอุณหภูมิ 30 °C ความดัน 5.2 MPa เครื่องกำเนิดไอน้ำนี้จะทำหน้าที่เป็นเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนให้ระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive residual heat removal system; PRHRS) ในกรณีที่มีการหยุดการเดินเครื่องอย่างผิดปกติหรือในกรณีอุบัติเหตุ โดยท่อจะถูกจัดเป็นรูปเกลียวหมุนเหมือนรูปที่ 2.11 ซึ่งเป็นแบบจำลองของเครื่องกำเนิดไอน้ำดังกล่าว ในขั้นตอนการผลิตท่อที่ถูกบิดเป็นเกลียวแล้วจะต้องผ่านกรรมวิธีทางความร้อน (Heat treatment) เพื่อลดความเค้นตกค้าง (Residual stress) และป้องกันการดีดตัวกลับของท่อ นอกจากนี้ ผลการประเมินความแข็งแรง (Strength analysis) แสดงให้เห็นว่ากล่องใส่เครื่องกำเนิดไอน้ำดังกล่าวผ่านเกณฑ์ความแข็งแรง (Strength criteria)



รูปที่ 2.11 อุปกรณ์ทดลองการทำงานของเครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุน [9]

5. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [9, 10]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART มีการผสมผสานระหว่างระบบที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) กับระบบที่สั่งการโดยเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง (Active system) ประกอบด้วยระบบย่อยทั้งหมด 7 ระบบ ดังต่อไปนี้

5.1 ระบบดับเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor shutdown system; RSS) จะดับเครื่องโดยอัตโนมัติเมื่อตรวจพบว่ามีตัวแปรสำคัญใดๆ มีค่าออกนอกขีดจำกัดความปลอดภัย (safety limit) ระบบนี้ประกอบด้วยแท่งควบคุมนิวตรอนและระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอน โดยเมื่อระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอนได้รับสัญญาณให้ดับเครื่อง ระบบจะหยุดการทำงานของแม่เหล็กไฟฟ้า ทำให้แท่งควบคุมนิวตรอนร่วงลงสู่แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ด้วยแรงโน้มถ่วง และหยุดปฏิกิริยาลูกโซ่ของนิวตรอนลงในทันที

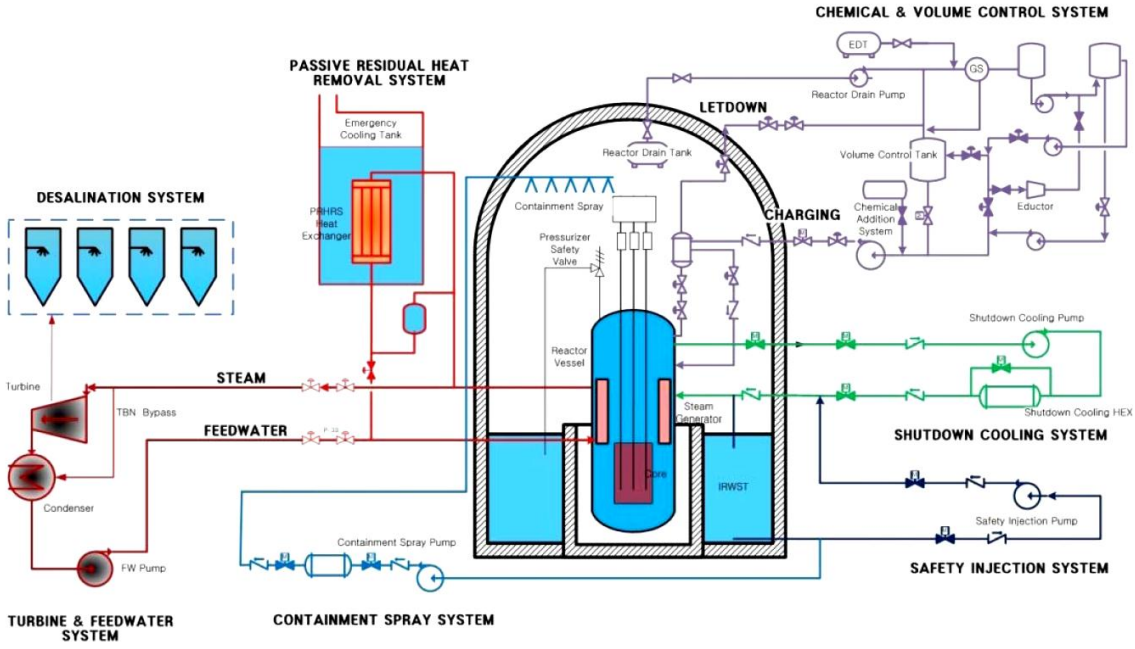
5.2 ระบบหัวฉีดน้ำหล่อเย็น (Safety injection system; SIS; 100% x 4 Trains) เป็นระบบที่ใช้ป้องกันการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในกรณีอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นขนาดเล็ก (Small break LOCA) โดยปกติแล้วแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะไม่หลอมเหลวเมื่อเกิดอุบัติเหตุดังกล่าวเนื่องจากมีปริมาณน้ำหล่อเย็นมาก แต่หากความดันเครื่องปฏิกรณ์ลดลง อาจทำให้น้ำหล่อเย็นไม่เพียงพอต่อการป้องกันการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ ระบบหัวฉีดน้ำหล่อเย็นนี้จะทำงานโดยอัตโนมัติเมื่อความดันลดลงต่ำกว่า 10 MPa และน้ำหล่อเย็นจะถูกฉีดออกจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์ (In-vessel refueling water storage tank; IRWST) เข้าสู่ถังบรรจุแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์เพื่อให้ระบบกำจัดความร้อนตกค้างสามารถทำงานได้ในระยะยาวหลังจากเกิดอุบัติเหตุ

5.3 ระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive residual heat removal system; PRHRS; 50% x 4 Trains) เป็นระบบที่ใช้กำจัดความร้อนตกค้างในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และความร้อนสัมผัส (Sensible heat) ที่อาศัยการไหลเวียนโดยธรรมชาติ (Natural circulation) โดยจะทำงานเมื่อเกิดเหตุฉุกเฉิน เช่น อุบัติเหตุการสูญเสียความสามารถในการจ่ายน้ำป้อนหล่อเย็น (Loss of feedwater supply) อุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) นอกจากนั้น ระบบนี้ยังสามารถใช้ในการหล่อเย็นระยะยาวหลังเกิดอุบัติเหตุ และการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงได้อีกด้วย ระบบดังกล่าวแบ่งเป็นระบบย่อย 4 ระบบที่เป็นอิสระต่อกัน โดยแต่ละระบบจะประกอบด้วยถังหล่อเย็นฉุกเฉิน (Cool-down tank) เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน (Heat exchanger) และถังน้ำหล่อเย็นชดเชย (Makeup tank) ระบบแต่ละระบบจะถูกหล่อเย็นด้วยน้ำจากถังน้ำหล่อเย็น (Coolant tank) ระบบนี้ถูกออกแบบให้ป้องกันแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์จากการหลอมเหลวได้นาน 36 ชั่วโมง ภายใต้อุบัติเหตุที่ถูกออกแบบไว้ (Design basis accident) โดยไม่ต้องมีการสั่งการใดๆจากเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง ในกรณีการดับเครื่องปกติ ความร้อนตกค้างจะถูกกำจัดโดยผ่านเครื่องกำเนิดไอน้ำไปที่เครื่องควบแน่น

5.4 ระบบหล่อเย็นหลังการดับเครื่อง (Shutdown cooling system; SCS; 100% x 2 Trains) เป็นระบบความปลอดภัยที่ใช้ควบคู่กับระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง ทำหน้าที่ลดอุณหภูมิของระบบน้ำหล่อเย็นเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor coolant system; RCS) หลังจากการดับเครื่อง โดยจะลดจากอุณหภูมิ

ดับเครื่องร้อน (Hot shutdown temperature) จนถึงอุณหภูมิเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิง (Refueling temperature) การหล่อเย็นในช่วงแรกทำโดยการถ่ายโอนความร้อนจากเครื่องกำเนิดไอน้ำสู่บรรยากาศผ่านเครื่องควบแน่นหรือเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนของระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง หลังจากอุณหภูมิและความดันของน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงจุดที่กำหนดไว้ ระบบหล่อเย็นหลังการดับเครื่องซึ่งใช้เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนและปั๊มต่างๆในการขับเคลื่อนจะทำงานจนกว่าอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นจะลดลงถึงอุณหภูมิเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิง และจะทำงานอย่างต่อเนื่อง เพื่อควบคุมอุณหภูมิของระบบให้คงที่อยู่ที่อุณหภูมิดังกล่าว

5.5 ระบบสเปรย์สำหรับหล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment Spray System; CSS; 100% x 2 Trains) ทำหน้าที่ลดความดันและอุณหภูมิในกรณีอุบัติเหตุท่อส่งไอน้ำหลักแตก (Main steam line break; MSLB) และอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็น (Loss of coolant accident; LOCA) ทั้งยังช่วยลดผลผลิตฟิชชัน (Fission products) จากบรรยากาศของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นอีกด้วย ระบบนี้ใช้น้ำจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์ น้ำที่ถูกพ่นออกมาจะมีส่วนผสมของกรดบอริกเพื่อช่วยยับยั้งการเกิดภาวะวิกฤตซ้ำ (Recriticality) โดยน้ำดังกล่าวถูกส่งผ่านจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์มาที่สเปรย์โดยปั๊มสำหรับสเปรย์หล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment spray pumps)



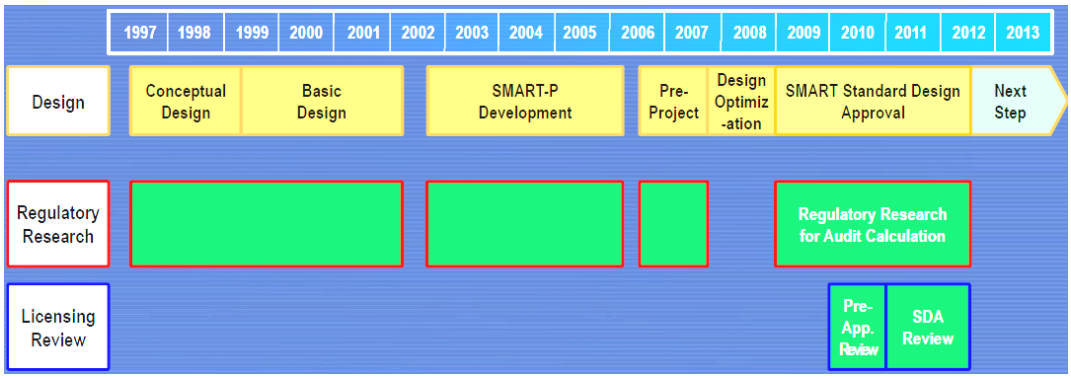
รูปที่ 2.12 ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมที่สำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART [9]

5.6 ระบบป้องกันความดันเกินในเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor overpressure protection system; ROPS) มีหน้าที่ลดความดันเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีอุบัติเหตุที่ถูกออกแบบไว้ (Design basis accident) ที่เกี่ยวข้องกับความบกพร่องของระบบควบคุม (Control system failure) ระบบนี้ประกอบด้วยวาล์วปลอดภัยของเครื่องควบคุมความดัน (Pressurizer safety valves; PSVs) ซึ่งจะเปิดออกเมื่อความดันเพิ่มสูงขึ้นกว่าความดันที่กำหนดไว้ ไอน้ำที่ถูกปล่อยออกจากวาล์วปลอดภัยทั้งหมดจะรวมกันและถูกปล่อยออกสู่บรรยากาศของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ผ่านถังระบายของเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor drain tank; RDT)

5.7 ระบบจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident mitigation system; SAMS) มีหน้าที่ป้องกันไม่ให้แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่หลอมเหลวแล้วออกนอกอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยการออกแบบช่องว่าง (Cavity) ในเครื่องปฏิกรณ์และอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ให้มีขนาดใหญ่เพียงพอ และโดยการใช้งานระบบความปลอดภัยต่างๆที่เตรียมไว้ ช่องอากาศใต้ถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์จะถูกเติมให้เต็มด้วยน้ำหล่อเย็นในกรณีอุบัติเหตุร้ายแรงเพื่อหล่อเย็นจากภายนอก และการหล่อเย็นภายในก็มีส่วนช่วยป้องกันไม่ให้แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่หลอมเหลวไหลทะลุถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ออกมาได้ นอกจากนี้ ยังมีเครื่องกำจัดก๊าซไฮโดรเจน (Hydrogen igniter) เพื่อป้องกันการระเบิดไฮโดรเจน (Hydrogen explosion) อีกด้วย

6. สถานะการใช้งาน (Deployment status) [11]

รูปที่ 2.13 แสดงสถานะการใช้งาน (Deployment status) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART ซึ่งเริ่มจากการศึกษาวิจัยโดยออกแบบแนวความคิด (Conceptual design) และออกแบบพื้นฐาน (Basic design) ตั้งแต่ปี ค.ศ. 1997 และ 1999 ตามลำดับ ต่อมาได้มีการศึกษาวิจัยภายใต้โครงการ SMART-P และทำการปรับปรุงแบบจนถึงปี ค.ศ. 2008 หลังจากนั้นในปี ค.ศ. 2009 กลุ่มผู้ผลิตได้เริ่มต้นเตรียมการขออนุมัติแบบมาตรฐาน (Standard design approval) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART และส่งขออนุมัติต่อคณะกรรมการกำกับดูแลความปลอดภัยและความมั่นคงแห่งสาธารณรัฐเกาหลี (Nuclear Safety and Security Commission; NSSC) เมื่อวันที่ 30 ธ.ค. 2010 NSSC ใช้เวลาตรวจสอบนาน 1 ปีครึ่ง และได้อนุมัติแบบมาตรฐานเมื่อวันที่ 4 ก.ค. 2012 ทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่นใหม่แบบแรกที่ได้รับการอนุมัติแบบมาตรฐาน อย่างไรก็ตาม ยังไม่มีหน่วยงานใดให้ความสนใจสั่งซื้อเครื่องปฏิกรณ์ดังกล่าวเพื่อก่อสร้างและใช้งานจริง



รูปที่ 2.13 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ SMART [11]

7. ข้อมูลเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [6]

มีการประมาณการโดยสถาบันวิจัยพลังงานปรมาณูแห่งสาธารณรัฐเกาหลี (The Korean Atomic Energy Research Institute; KAERI) ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART มีค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง 5,800 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 187,000 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อกำลังไฟฟ้า 1 กิโลวัตต์ และค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า (levelized unit electricity cost; LUEC) อยู่ที่ 0.061 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 1.97 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง

<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100</u>

1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) สมัยใหม่ซึ่งอาศัยการออกแบบจากเทคโนโลยี PWR ที่ใช้กันแพร่หลายอยู่ในปัจจุบัน โดยมีการใช้ระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเองโดยไม่อาศัยแหล่งจ่ายไฟภายนอก (Passive safety system) และเทคโนโลยีการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์ที่รวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Integrated reactor design technology) [11]

โดยเฉพาะเรื่องระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นั้น ACP-100 ถูกออกแบบให้ระบบความปลอดภัยสามารถทำงานได้ด้วยตนเองหลังเกิดอุบัติเหตุ เพื่อนำเครื่องปฏิกรณ์กลับสู่สภาวะที่ปลอดภัยโดยไม่ต้องอาศัยการควบคุมหรือสั่งการจากพนักงานเป็นเวลา 72 ชั่วโมง นอกจากนั้นยังมีการติดตั้งระบบความปลอดภัยแบบ Passive ที่ป้องกันการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe Accident Prevention) เช่นระบบกำจัดก๊าซไฮโดรเจน (Hydrogen Eliminator) ระบบระบายความร้อนอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Cavity Flooding) เพื่อให้มั่นใจว่าอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์จะไม่มีการระเบิดหรือเกิดรอยรั่วขึ้นได้

สำหรับเทคโนโลยีการออกแบบแบบโมดูลาร์ (Modular Design) จะช่วยให้การควบคุมชิ้นส่วนการผลิตของเครื่องปฏิกรณ์ได้ง่ายขึ้นและทำให้การก่อสร้างและติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์เป็นไปได้อย่างรวดเร็วมากยิ่งขึ้น

2. ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์

ตัวแปรสำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 แสดงในตารางที่ 2.5

ตารางที่ 2.5 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100

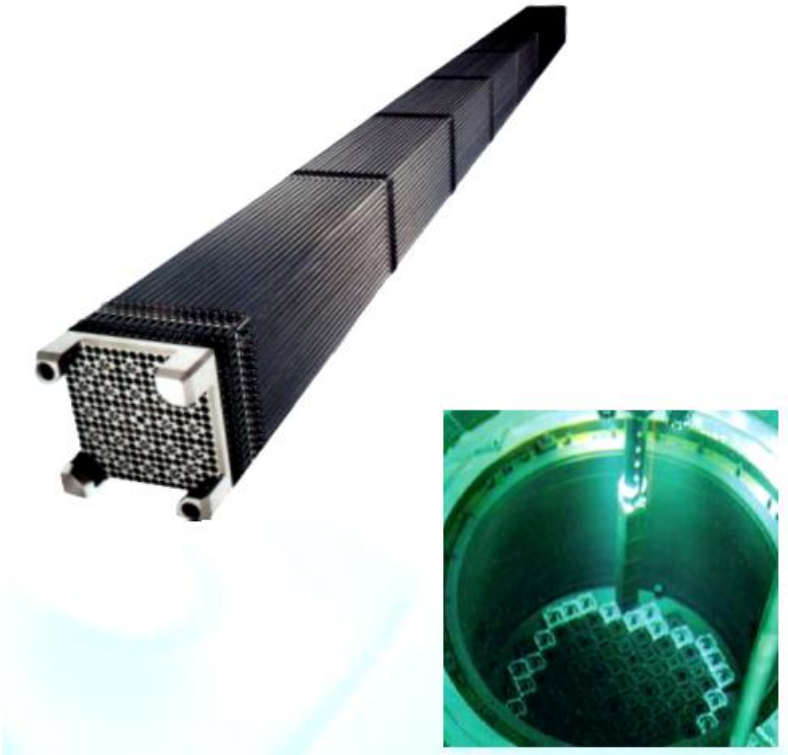
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	310 MW
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	~100 MW
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	2 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันใช้งานในระบบ (Operation pressure)	15 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	282 °C
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	323 °C
อุณหภูมิสารหล่อเย็นเฉลี่ย	303 °C

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	6500 m3/h
ประเภทของวัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
ประเภทแท่งเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	CF2 Shortened Assembly
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2150 mm
จำนวนชิ้นส่วนเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	57
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment)	4.2 %
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน และ แท่งควบคุมนิวตรอน
ระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอน(Drive mechanism type)	magnetism lifting
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	25
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Once-through steam generators (OTSG)
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	16
อุณหภูมิไอน้ำที่ผลิต	>290 ℃
แรงดันไอน้ำที่ผลิต	4 MPa
กำลังผลิตไอน้ำรวม	450 t/h
อุณหภูมิน้ำป้อน	105 ℃
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	Canned pump
จำนวนปั๊มหลัก	4 ตัว
อุณหภูมิไอน้ำที่นำไปใช้ (Extraction temperature)	235 ℃ (reheat)
แรงดันไอน้ำที่นำไปใช้ Extraction loop pressure	0.294 MPa
อุณหภูมิที่ทำให้ระบบ (Heating temperature)	125 ℃
แรงดันที่ทำให้ระบบ (Heating loop temperature)	1.6 MPa
โปรแกรมควบคุมกำลังการเดินเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor power-control operation program)	primary constant average temperature
โมเดลการเดินเครื่องปฏิกรณ์สำหรับการผลิตความร้อน (Thermal power plant operation model)	Base load operation (Mode-A)
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว	0.3g

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
(SSE level ground seismic peak acceleration)	
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive
ความถี่ของในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency, CDF)	10^{-7}

3. เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (Fuel Assembly)

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 ทำจากวัสดุยูเรเนียมออกไซด์ ($UO_{2)}$ ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.2 % บรรจุอยู่ในเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) ในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงแท่งเชื้อเพลิง 2500 มิลลิเมตร จำนวน 264 แท่งซึ่งประกอบกันเป็นชิ้นส่วนเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17 โดยมีแท่งนำ (Guide tube) จำนวน 24 ท่อและแท่งเครื่องมือวัด (instrumentation tube) จำนวน 1 แท่ง รูปที่ 2.14 แสดงโครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100



รูปที่ 2.14 โครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100 [12]

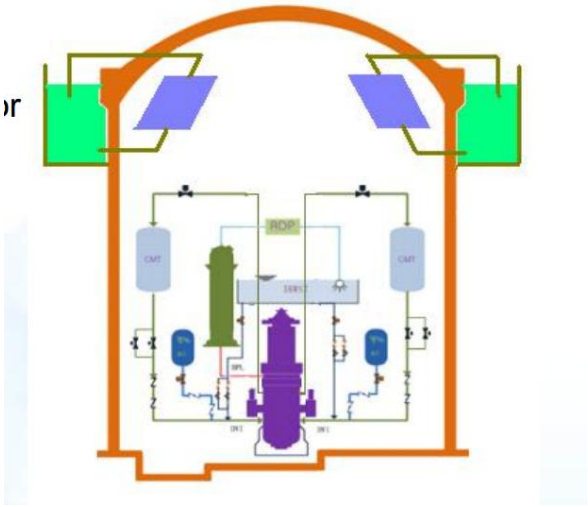
4. ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features) [12], [13]

-ไม่มีการระบุไว้-

5. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [13]

ระบบวิศวกรรมความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100ใช้ระบบความปลอดภัยแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) เพื่อให้เกิดความมั่นใจสูงสุดในการป้องกันอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ที่อาจจะเกิดขึ้น ระบบ Passive นี้จะช่วยลดการพึ่งพาการดำเนินการใดๆของผู้ควบคุมเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ และช่วยลดความระดับความรุนแรงของอุบัติเหตุ โดยระบบความปลอดภัยดังกล่าวของเครื่อง ACP-100มีดังต่อไปนี้

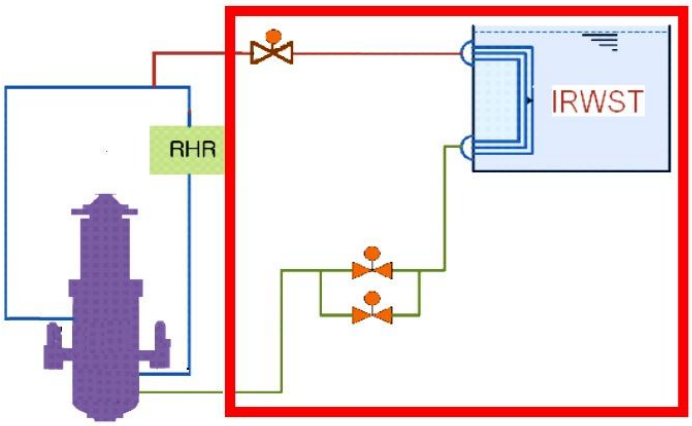
5.1 ระบบ Passive Core Cooling Systemเป็นระบบที่ใช้ในการหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในกรณีเกิดอุบัติเหตุขึ้นจะมีการฉีดสารระบายความร้อนเข้าไปยังเครื่องปฏิกรณ์ผ่านทางท่อเชื่อมต่อ (Nozzles) ระบบนี้ประกอบไปด้วยระบบย่อยๆได้แก่ ระบบ Core Makeup Tanks (CMS) ซึ่งใช้ระบบการฉีดสารระบายความร้อนเข้าไปใน Core หมุนเวียนแบบไหลตามธรรมชาติ (Natural Circulation Injection) ระบบ Actuators ซึ่งเป็นถังสารระบายความร้อนฉุกเฉินที่อัดก๊าซแรงดันสูงไว้ รูปที่ 2.15 แสดงระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100



รูปที่ 2.15 ระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100 [13]

5.2 ระบบ Passive Residual Heat System เป็นระบบที่ช่วยในการระบายความร้อนของสารหล่อเย็นในเครื่องปฏิกรณ์ โดยสารหล่อเย็นในเครื่องปฏิกรณ์ที่มีอุณหภูมิและแรงดันสูงจะถูกส่งผ่านำไปเคลื่อนผ่าน

ระบบแลกเปลี่ยนความร้อนภายนอกและเมื่อสารหล่อเย็นมีอุณหภูมิลดลงจะหมุนเวียนผ่านกลับไปยังเครื่องปฏิกรณ์รูปที่ 2.16 แสดงระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100



รูปที่ 2.16 ระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100 [13]

5.3 ระบบ Passive Containment Cooling System เป็นระบบที่ช่วยในกระบายความร้อนอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment) ในกรณีเกิดอุบัติเหตุขึ้นเช่นเกิดการสูญเสียสารหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA) ในระบบหรือรอยแยกที่ท่อส่งไอน้ำหลัก (Main Steam Line Break, MSLB) ซึ่งจะทำให้อุณหภูมิและแรงดันก๊าซของในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์สูงขึ้นและต้องการการระบายความร้อนออกสู่ด้านนอก โดยก๊าซหรือไอน้ำอุณหภูมิสูงในอาคารจะถูกส่งผ่านไปยังอุปกรณ์แลกเปลี่ยนความร้อนภายนอกรูปที่ 2.14 แสดงระบบ Passive Containment Cooling ของ ACP-100

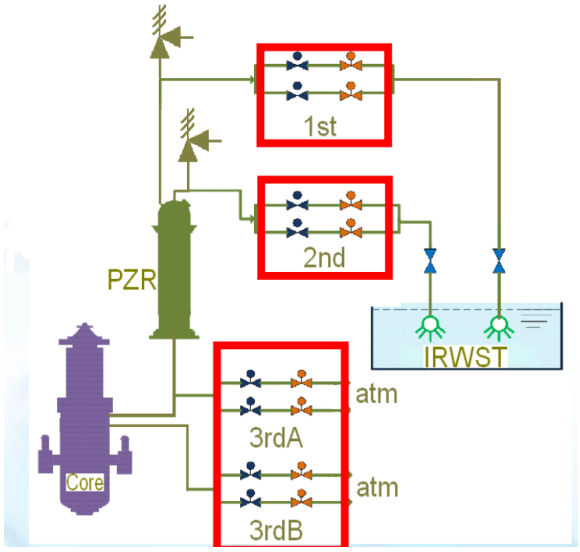
5.4 ระบบ Passive Containment Hydrogen System เป็นระบบที่ช่วยในการกำจัดก๊าซไฮโดรเจนอันเกิดจากปฏิกิริยาระหว่างไอน้ำอุณหภูมิสูงและเชื้อเพลิงหลอมเหลวระหว่างเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe Accidents) ระบบนี้ทำงานได้ด้วยตนเองอาศัยหลักการ Auto-Catalytic beds โดยไม่อาศัยแหล่งกำเนิดไฟฟ้าภายนอก

5.5 ระบบ Reactor Cave Flooding System ระบบนี้จะทำงานเมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง โดยเครื่องปฏิกรณ์จะถูกระบบทำให้ท่วมด้วยสารระบายความร้อนเพื่อให้เกิดการระบายความร้อนบริเวณด้านล่างของเครื่องปฏิกรณ์ ช่วยป้องกันไม่ให้เกิดการหลอมเหลวของเชื้อเพลิง

นอกจากนั้นยังมีระบบความปลอดภัยอื่นๆอาทิเช่น ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ (Automatic Depressurization System) ช่วยลดแรงดันในระบบระหว่างเกิดอุบัติเหตุ ดังแสดงในรูปที่ 2.17 ระบบฉีด

สารละลายโบรอนเข้าไปในระบบช่วยในการดับเครื่องปฏิกรณ์ ระบบไฟฟ้าสำรอง (Uninterruptible Power Supply, UPS) ในกรณีเกิดเหตุการณ์ไฟฟ้าในระบบดับ (Station Blackout) ซึ่งประกอบไปด้วย ระบบแบตเตอรี่กระแสตรงจ่ายไฟ 72 ชม. สำหรับใช้งานที่เกี่ยวข้องกับระบบปลอดภัย และระบบแบตเตอรี่กระแสตรงจ่ายไฟ 7 วันสำหรับการเฝ้าระวังและควบคุมระบบหลังเกิดอุบัติเหตุ

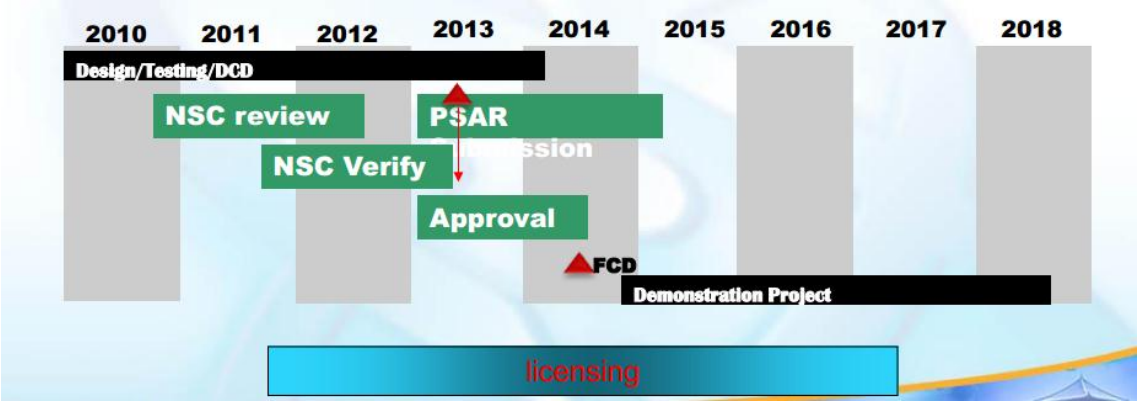
ในเรื่องของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วถูกออกแบบให้ติดตั้งภายใต้พื้นดิน ข้างในอาคารบริการเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor service building) โดยออกแบบให้สามารถระบายความร้อนแบบธรรมชาติอย่างปลอดภัยได้ด้วยตนเอง 7 วัน หากระบบระบายความร้อนไม่ทำงาน



รูปที่ 2.17 ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ ของ ACP-100 [13]

6. สถานะใช้งาน (Deployment status) [12]

รูปที่ 2.18 แสดงสถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 อยู่ระหว่างกระบวนการการพิจารณาใบอนุญาตออกแบบมาตรฐาน (Standard Design Certification) จาก National Nuclear & Radiation Safety Center (NSC) ซึ่งคาดกว่าจะได้รับการรับรองการออกแบบในปี 2014 และเริ่มมีการก่อสร้าง (First Concrete Date, FCD) โรงไฟฟ้าต้นแบบ (Demonstration plant) ซึ่งมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 จำนวน 2 เครื่องในปี 2014 ที่เมือง Putian, จังหวัด Fujian ทางชายฝั่งด้านตะวันออกของประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน ดังแสดงในรูปที่ 2.19



รูปที่ 2.18 สถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 [12]

รูปที่ 2.19 ตำแหน่งที่ตั้งของโรงไฟฟ้าต้นแบบชนิด ACP-100 ในประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน [13]

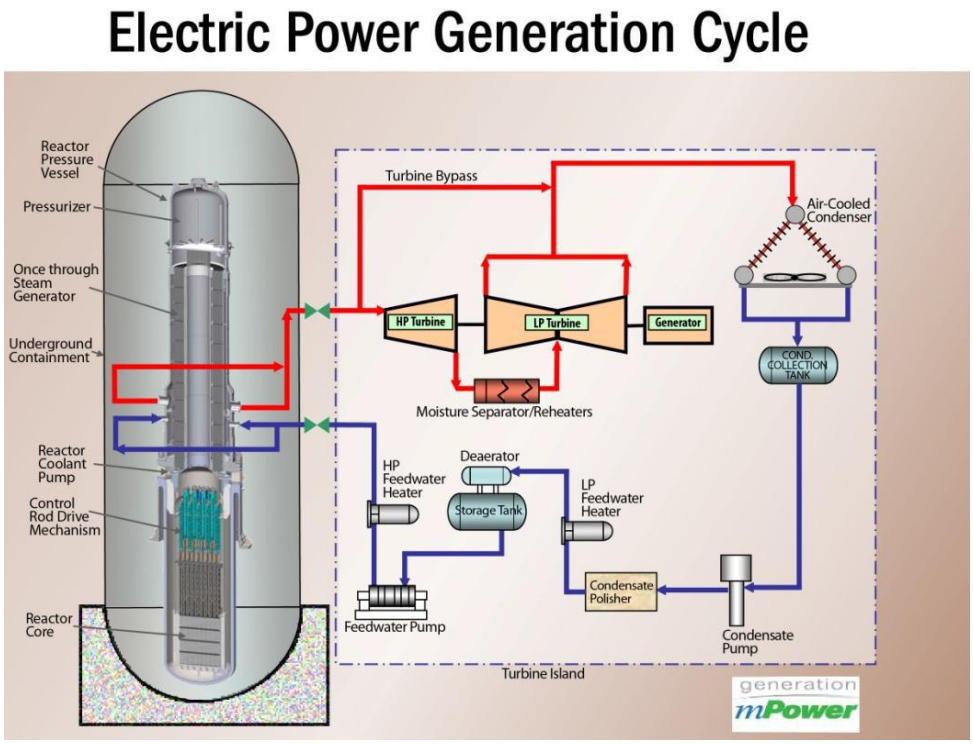
7. ข้อมูลเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [12, 13]

-ไม่มีการระบุไว้-

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower

1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [14-19]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบคู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน ซึ่งถูกออกแบบมาเพื่อใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้าโดยมีกำลังผลิต 180 MW ต่อ 1 เครื่องปฏิกรณ์ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor; PWR) โดยมีการออกแบบให้อุปกรณ์หลักหลายอย่างรวมไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์เดียว (Integrated reactor design) และมีท่อที่เชื่อมต่อกับถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor pressure vessel) เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower ถูกออกแบบให้ฝังอยู่ใต้พื้นดินเพื่อเพิ่มความปลอดภัย โดยมีระบบความปลอดภัยเทียบเท่ากับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่น Gen III+ ซึ่งเน้นระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) นอกจากนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower ยังมีการวางแผนป้องกันและจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง รวมทั้งอุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) เช่นที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นอย่างดี



รูปที่ 2.20 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower [14]

2. ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์

ตัวแปรสำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower แสดงในตารางที่ 2.6

ตารางที่ 2.6 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower [14-19]

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	530 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	155 MWe 1(Air-cooled condenser) 180 MWe (Water-cooled condenser)
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	4 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
ความดันสูงสุดในระบบ (Design pressure)	NA
ความดันใช้งานในระบบ (Operating pressure)	14.1 MPa
อุณหภูมิสูงสุดในระบบ (Design temperature)	NA
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	297.2 ℃ (567 ^{O}F)
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	320 ℃ (608 ^{O}F)
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	30Mlbm/hr kg/s
เส้นผ่าศูนย์กลางเครื่องปฏิกรณ์	4.5 m
ความยาวเครื่องปฏิกรณ์	23 m
น้ำหนักของถังปฏิกรณ์	628 tons (w/o fuel) 716 tons at power
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	17 x 17
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2.41 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	69
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	4.8 %
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุมนิวตรอน
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd และ B_4C
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	69
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	NA
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	NA
ความดันไอน้ำ	825 psi

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	Superheat 50°F
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	NA
จำนวนปั๊มหลัก	8 internal coolant pumps
อุณหภูมิไอน้ำขาเข้า (feedwater temp)	212.2 °C (414°F)
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว (SSE level ground seismic peak acceleration)	NA
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive design Natural circulation
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตไฟฟ้า	457x305 m^2 (~40 acres (2 pack)
รัศมีของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency planning zone; EPZ)	NA
รัศมีของพื้นที่ประชากรเบาบาง (Low population zone; LPZ)	NA
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency; CDF)	NA
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์*	NA
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการปล่อยสารกัมมันตรังสีออกสู่บรรยากาศในช่วงต้นของอุบัติเหตุ (Large Early Release Frequency; LERF)	NA
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในความบกพร่องอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment failure frequency; CFF)**	NA
ระยะเวลาสำหรับเจ้าหน้าที่เดินเครื่องหลังจากอุบัติเหตุเกิดขึ้น (Operator action time)	NA

3. เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ [14]

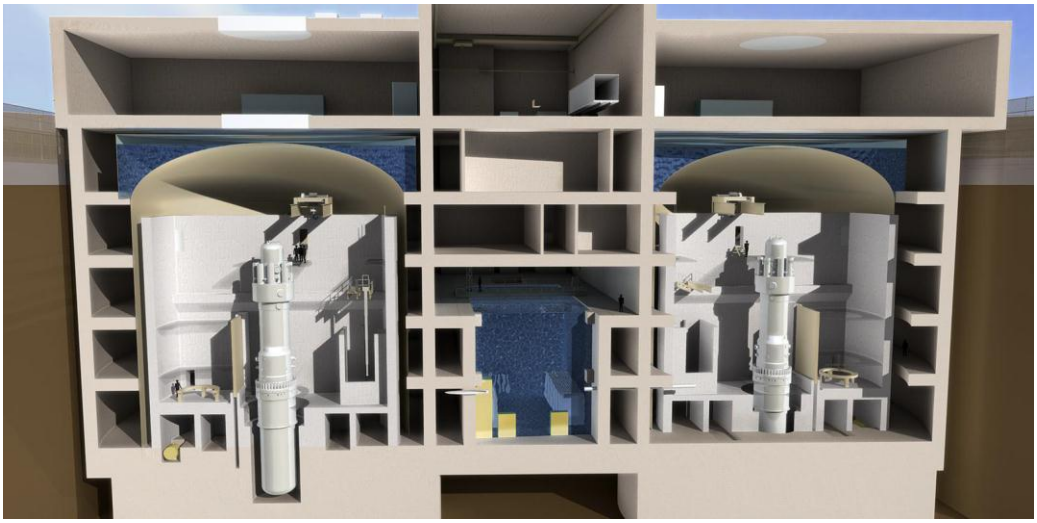
เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower ทำจากยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.8 % โดยน้ำหนัก ขึ้นรูปเป็นเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) และบรรจุในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงของแท่งเชื้อเพลิง 2.41 เมตร จำนวน 69 มัด ประกอบกันเป็นมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17

รูปที่ 2.21 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17

4. ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features)

4.1 เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack)

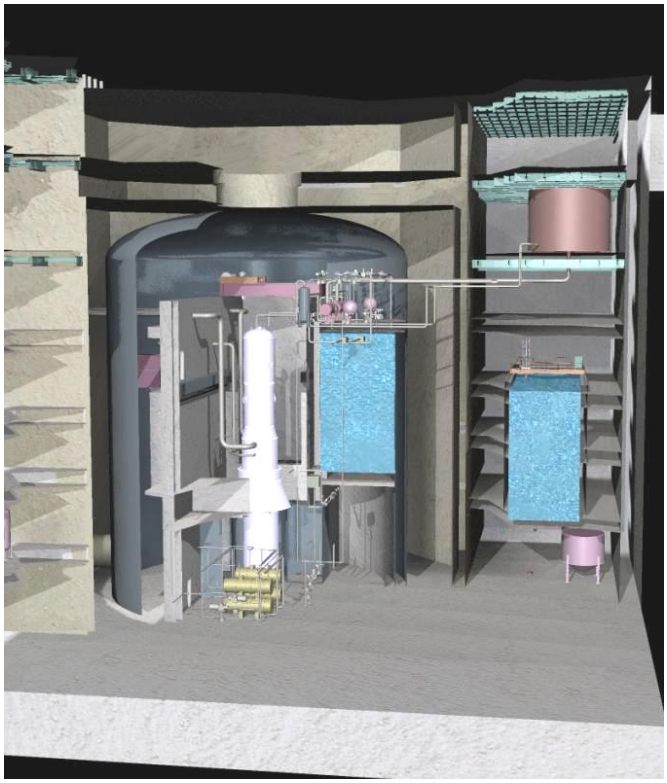
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน โดยมีห้องควบคุมและระบบตรวจสอบรวมถึงผู้ควบคุมร่วมกัน



รูปที่ 2.22 เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน

5. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [16], [19]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower เทียบเท่ากับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่น Gen III+ ซึ่งมีการนำเอาประสบการณ์จากอุบัติเหตุต่างๆ เช่น โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นต้น และปัญหาที่เกิดขึ้นจริงในการดำเนินโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ต่างๆ มีการเน้นระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) เพื่อลดการพึ่งพาระบบไฟฟ้าภายนอก อีกทั้งมีการออกแบบให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel pool) ฝังอยู่ใต้พื้นดินเพื่อเพิ่มความปลอดภัยและทั้งสองส่วนอยู่ภายในอาคารเดียวกันเพื่อเพิ่มความปลอดภัยและการพิทักษ์วัสดุนิวเคลียร์



รูปที่ 2.23 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว

รูปที่ 2.24 แสดงการเปรียบเทียบโอกาสการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์และข้อกำหนดสำหรับความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบดั่งเดิม แบบ AP1000 และ แบบ mPower

รูปที่ 2.24 การเปรียบเทียบความปลอดภัยโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบดั่งเดิม แบบ AP1000 และ แบบ mPower

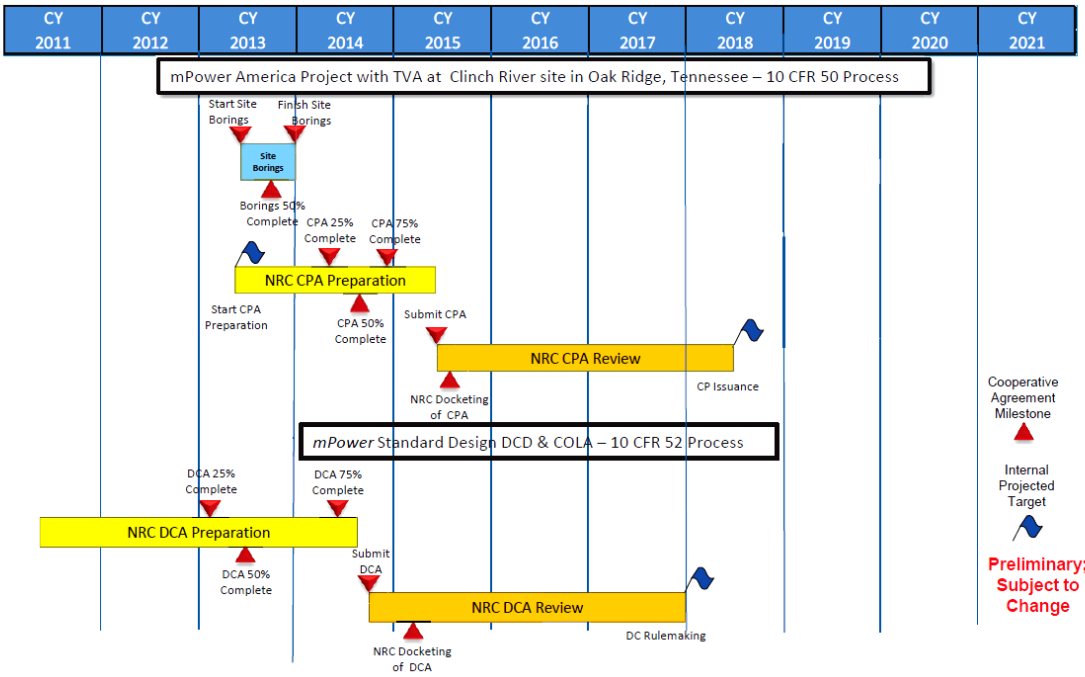
ตารางที่ 2.7 การออกแบบระบบป้องกันการเกิดอุบัติเหตุกรณีโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ (Protection against "Fukushima-type" Events)

Events and Threats	mPower Design Features
Earthquakes And Floods	• **Seismic attenuation**: Deeply embedded reactor building dissipates energy, limits motion • **"Water-tight"** : Separated, waterproof reactor compartments address unexpected events
Loss of Offsite Power	• **Passively safe**: AC power, offsite or onsite, not required for design basis safety functions • **Defense-in-depth**: 2 back-up 2.50MWe diesel generators for grid-independent AC power
Station Blackout	• **3-day batteries**: Safety-related DC power supports all accident mitigation for 72 hours • **APU back-up**: Auxiliary Power Units inside reactor building recharge battery system • **Long-duration "station keeping"**: Space allocated for 7+-day battery supply for plant monitoring/control
Emergency Core Cooling	• **Gravity, not pumps**: Natural circulation decay heat removal; water source in containment • **Robust margins**: Core heat rate (11.5kW/m) and small core (500MWth) limit energy • **Slow accidents**: Maximum break small compared to reactor inventory (4.7x10-5m2/m3)
Containment Integrity and Ultimate Heat Sink	• **Passive hydrogen recombiners**: Prevention of explosions without need for power supply • **Internal cooling source**: Ultimate heat sink inside underground shielded reactor building • **Extended performance window**: Up to 14 days without need for external intervention
Spent Fuel Pool Integrity and Cooling	• **Protected structure**: Underground, inside reactor service building, located on basemat • **Large heat sink**: 30+ days before boiling and uncovering of fuel with 20 years of spent fuel

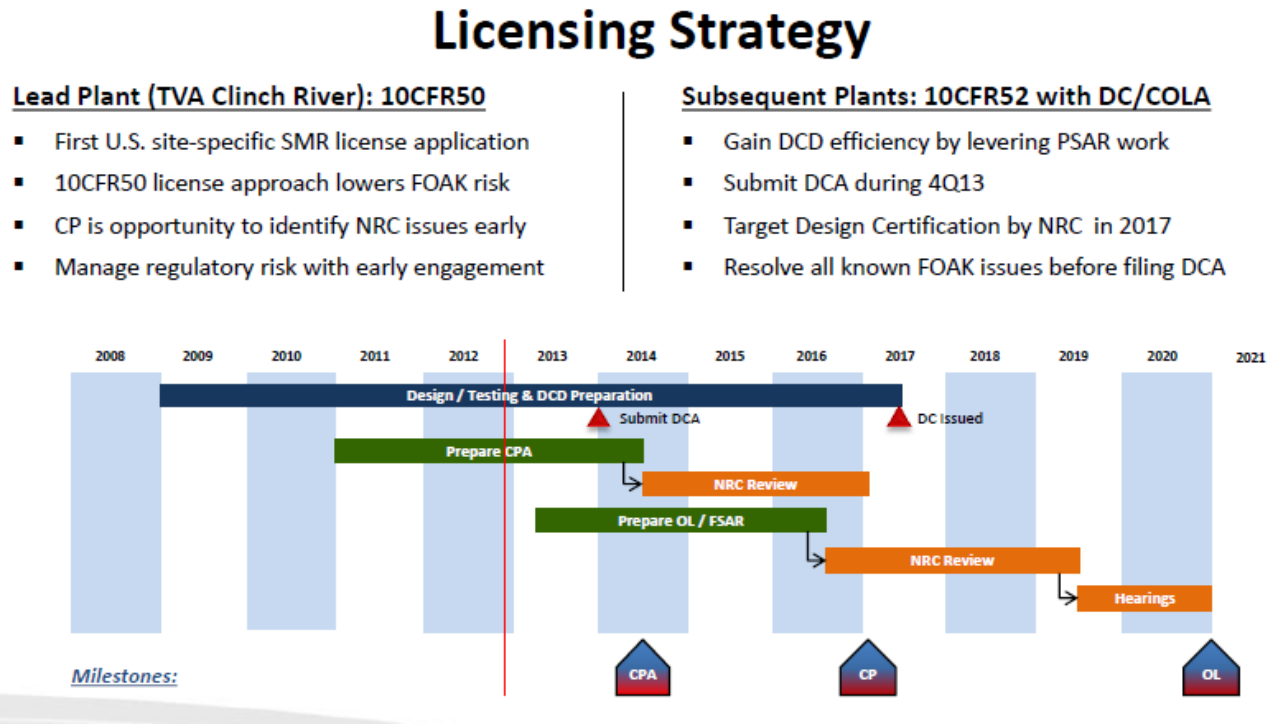
6. สถานะการใช้งาน (Deployment status)

รูปที่ 2.25 แสดงสถานะการใช้งาน (Deployment status) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower โดยมีการตั้งเป้าการใช้งานในปี คศ 2022 กระทรวงพลังงานของประเทศสหรัฐอเมริกาได้เลือกสนับสนุนโครงการวิจัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แบบ mPower โดยมีการศึกษาเรื่องดังต่อไปนี้

1. ออกแบบและพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR โดยวางแผนจะนำแบบที่ได้ยื่นขอใบรับรองแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ในปี 2014 และได้รับใบรับรองในปี 2018
2. ศึกษาและวิเคราะห์สถานที่ตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
3. ดำเนินการยื่นขอใบรับรองอนุญาตการก่อสร้างในปี 2015 และได้รับใบรับรองในปี 2018
4. ศึกษาและวิเคราะห์การดำเนินงานกิจกรรมต่างๆ ที่เกี่ยวข้องกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
5. พัฒนาระบบการผลิตชิ้นส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ภายในประเทศ



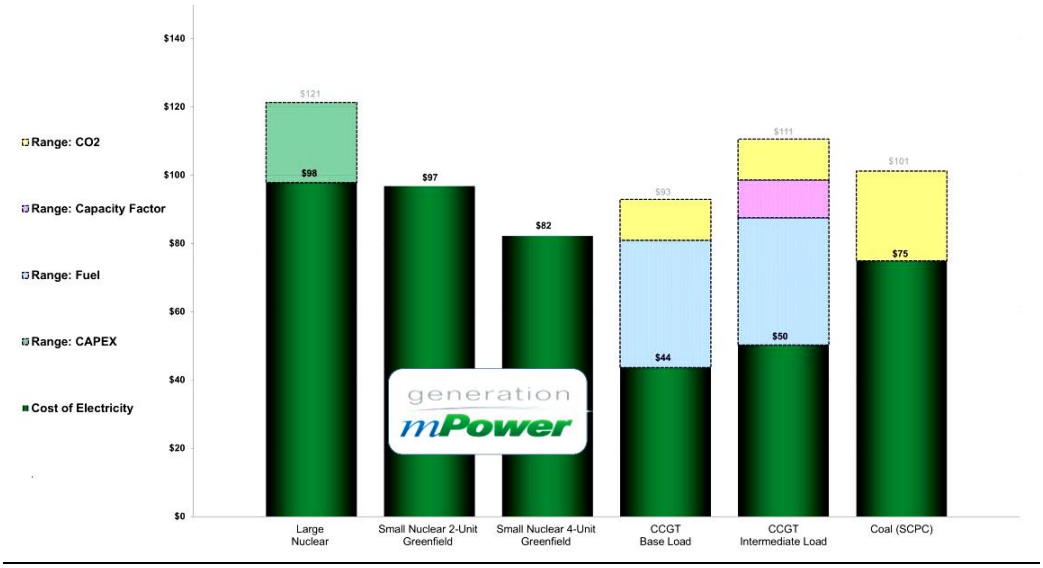
รูปที่ 2.25 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ mPower [14]



รูปที่ 2.26 ขั้นตอนการขออนุญาต

7. ข้อมูลเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [17]

มีการประมาณการโดยบริษัท Babcock & Wilcox ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower มีค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง 5,000 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 161,000 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อกำลังไฟฟ้า 1 กิโลวัตต์ และรูปที่ 2.27 แสดงการเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากเชื้อเพลิงแบบต่างๆ จะเห็นได้ว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า (levelized unit electricity cost; LUEC) สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower จำนวน 2 เครื่อง อยู่ที่ 0.097 ดอลลาร์สหรัฐต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง (ประมาณ 3.12 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ซึ่งต่ำกว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ แต่ก็สูงกว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้าจากก๊าซ

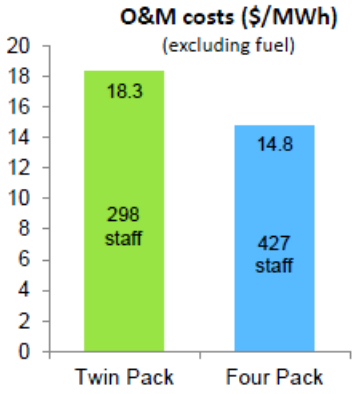


รูปที่ 2.27 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ของ mPower

B&W mPower O&M Model

Estimated Annual Operating Costs

Fixed O&M	*360 MWe*	*720 MWe*
Staffing (# of personnel)	298	427
Labor Cost	$35.4M	$51.3M
Utilities, Supplies, Services	$1.2M	$2.4M
NRC Fees (est.)	$2.9M	$5.8M
Other Fees (INPO, NEI, EP, etc.)	$2.8M	$3.9M
Taxes, Insurance	$1.5M	$3.0M
Total Fixed O&M	$43.8M	$66.4M
Variable O&M		
Capital Improvements	$6M	$12M
Outage Cost	$5M	$10M
Fuel Cost	$30M	$60M
Total Variable O&M	$41M	$82M
Total O&M		
Total Annualized O&M	$84.8M	$148.4M
Cost per MWh	$28.3	$24.8
Cost per MWh (excluding fuel)	$18.3	$14.8



Key Assumptions:

- Based on 2004 DOE/Dominion study
  - Reflects greater simplicity/automation
- Greenfield, water-cooled plant
- 95% capacity factor
- 48-month fuel cycle / 15-day refueling
- Centralized O&M support / remote M&D

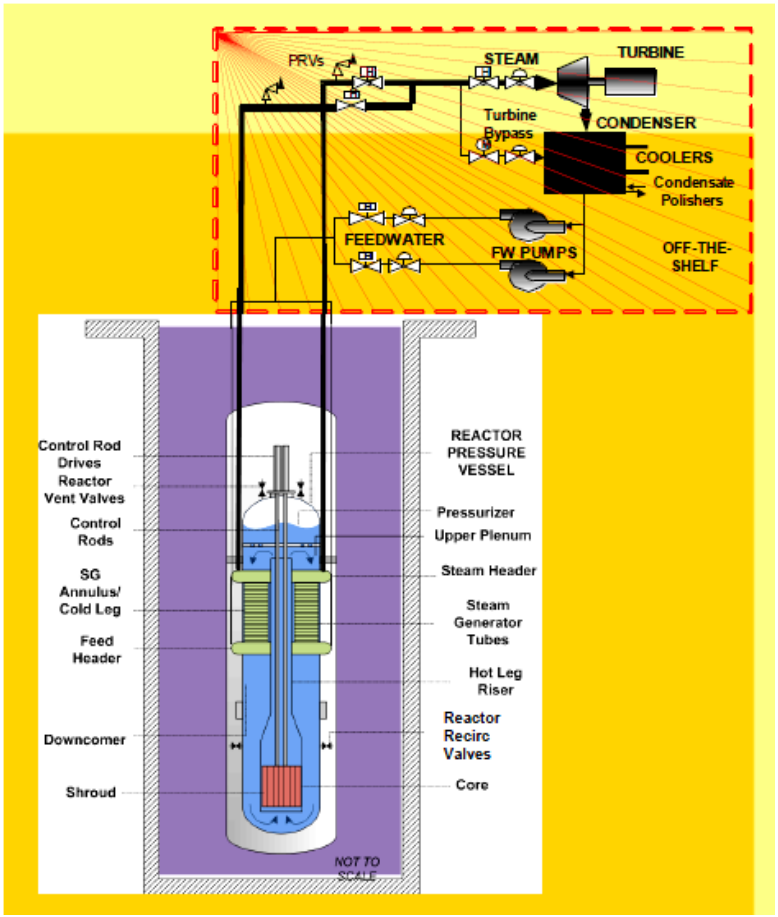
รูปที่ 2.28 ค่าประเมินใช้จ่ายต่อปี (Estimated Annual Operating Costs)

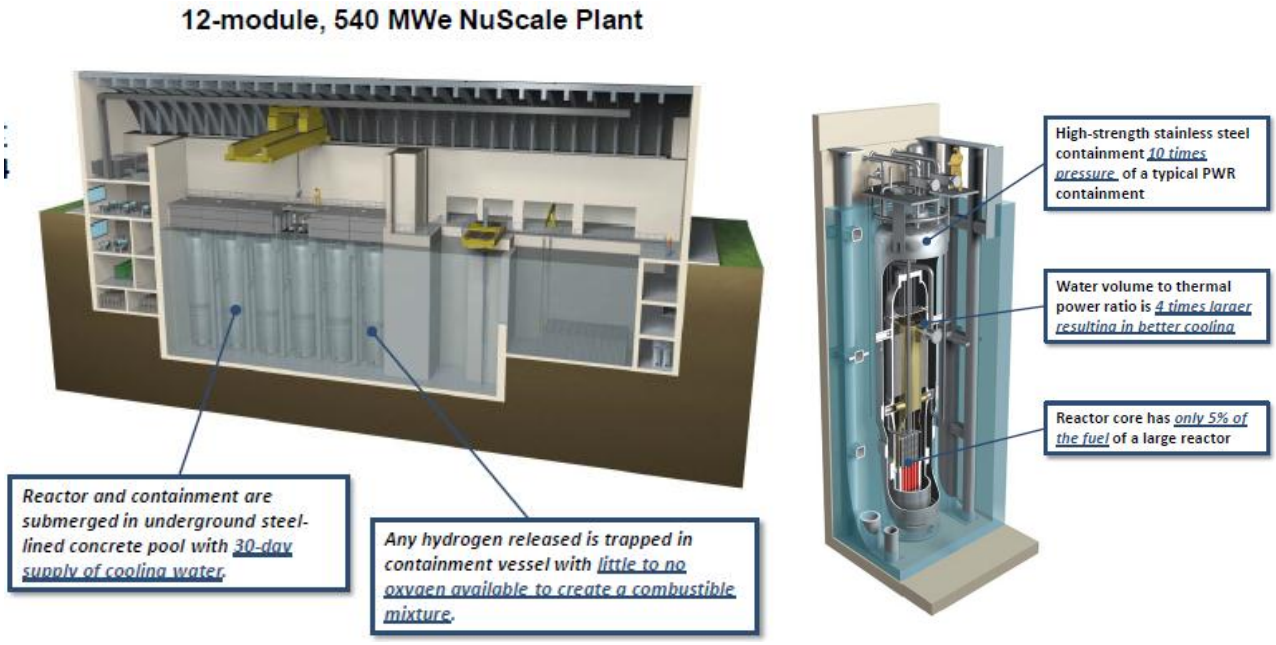
<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale</u> [20], [21]

1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) มีหลักการออกแบบโรงไฟฟ้าที่ประกอบด้วยโมดูลที่เป็นอิสระต่อกัน 1-12 โมดูล โดยใช้กังหันผลิตไฟฟ้าแยกกัน ซึ่งแต่ละโมดูลสามารถผลิตพลังงานไฟฟ้าสุทธิได้ 45 MWe โดยใน 1 โมดูลประกอบด้วยเครื่องปฏิกรณ์แบบอัดแรงดันน้ำซึ่งดำเนินการภายใต้การไหลเวียนของสารหล่อเย็นตามธรรมชาติ โดยเครื่องปฏิกรณ์แต่ละเครื่องจะถูกคลุมด้วยถังเหล็กกล้าไร้สนิม (stainless steel) ทนแรงดันสูง ถังคลุมปฏิกรณ์นี้สามารถทนความดันได้สูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์แบบ PWR ที่ใช้งานอยู่ถึง 10 เท่า โดยถังนี้จะแช่อยู่ใต้น้ำในบ่อคอนกรีตเสริมเหล็กกล้าไร้สนิม

โรงไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale มีคุณลักษณะด้านการออกแบบด้านความปลอดภัยทางวิศวกรรมความครอบคลุมด้านมั่นคงปลอดภัย สามารถหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ในระยะยาวตลอดจนการลดการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง โดยลักษณะด้านความปลอดภัยทางวิศวกรรมประกอบด้วยถังคลุมปฏิกรณ์ทนแรงดันสูง ระบบระบายความร้อนที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (passive decay heat removal) และมีระบบระบายความร้อนถังคลุม 2 ระบบ คือ บ่อน้ำสำหรับดับปฏิกรณ์ (shutdown accumulator) กับระบบบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง นอกจากนี้มีการออกแบบระบบระบายความร้อนในกรณีเกิดอุบัติและไม่มีไฟฟ้าใช้ (station blackout) ในสถานีโดยใช้ระบบการระบายด้วยอากาศ (air-cooling) และออกแบบให้ทนแผ่นดินไหว seismic ระดับ 0.5g ZPA





รูปที่ 2.29 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ NuScale

NuScale มี 5 คุณลักษณะที่สำคัญที่แตกต่างจากโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กอื่นๆ ที่มีได้รับการพัฒนาในปัจจุบัน (NuScale ARIS)

1. มีขนาดกะทัดรัด ส่วนของเครื่องปฏิกรณ์ (NSSS) สามารถประกอบเบื้องต้นจากโรงงานทั้งหมดและขนส่งมายังสถานที่ตั้งทางรถไฟ รถบรรทุก หรือ ทางเรือได้ การที่เครื่องมีขนาดเล็กนี้ทำให้ซัพพลายเออร์ขนาดกลางในพื้นที่สามารถประกอบได้
2. แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ถูกทำให้เย็น โดยระบบการไหลเวียนตามธรรมชาติ น้ำอุ่นที่ผลิตในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะมีความหนาแน่นของของเหลวต่ำจึงเคลื่อนที่ขึ้นข้างบนผ่านทางท่อขาร้อน ที่มีขดลวดน้ำเย็นพันรอบนอกเพื่อรับโอนความร้อนทำให้น้ำอุ่นเย็นตัวลงจึงมีความหนาแน่นเพิ่มขึ้นจึงเกิด ความแตกต่างของความหนาแน่นของน้ำที่ระดับต่างๆ เป็นผลให้เกิดแรงพยุงและดันให้มีการไหลวนเวียนตามธรรมชาติขึ้นในระบบ

   การไหลเวียนตามธรรมชาติมีประโยชน์อย่างมาก คือ ช่วยลดการใช้ปั๊ม ท่อ และวาล์ว และ ลดการบำรุงรักษาและลดความล้มเหลวที่อาจเกิดขึ้นจากอุปกรณ์เหล่านี้ นอกจากนี้ยังช่วยลดโหลดไฟฟ้าที่จะต้องใช้ในสถานีด้วย เพิ่มความเรียบง่าย มีความปลอดภัย รวมทั้งการช่วยลดค่าใช้จ่ายหรือด้านเศรษฐศาสตร์อีกด้วย
3. การออกแบบ NuScale อาศัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำมวลเบาที่ใช้งานอยู่แล้ว ดังนั้น การขอรับใบอนุญาต NuScale จึงสามารถใช้กรอบระเบียบข้อบังคับของ LWR ที่ใช้งานอยู่ รวมทั้ง รหัสหรือโค้ดและวิธีการต่างๆที่ได้รับพิสูจน์แล้ว อีกทั้งมาตรฐานการกำกับดูแลที่มีอยู่ได้

4. การออกแบบของ NuScale ได้รับการสนับสนุนทดสอบจากเครื่องปฏิกรณ์ต้นแบบขนาดย่อส่วน 1 ใน 3 (one-third scale) ที่ทำการทดสอบและดำเนินการที่ความดันและอุณหภูมิที่เต็มรูปแบบ ผลของการทดสอบต้นแบบจะให้การสนับสนุน ข้อมูลที่จำเป็นสำหรับการออกใบอนุญาต
5. การออกแบบ NuScale เป็น SMR เดียวที่ถังคลุมปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบแยกส่วนสามารถเคลื่อนย้ายขนส่งมาทาง เรือ รถยนต์และรถไฟได้ ซึ่งต่างจาก SMR อื่นที่อาคารคลุมปฏิกรณ์จะเป็นอาคารคอนกรีตที่ต้องสร้างในพื้นที่โรงไฟฟ้า ทำให้การใช้งานมีความยืดหยุ่น

2. ปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale

บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา NuScale Power Inc.

ประเทศผู้ผลิต สหรัฐอเมริกา

ประเภท Integral pressurized water reactor

ตารางที่ 2.8 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
Overall Plant	
กำลังผลิตไฟฟ้าสุทธิ	540 MWe
จำนวนหน่วยผลิตไฟฟ้า (number of generation units)	12
ประสิทธิภาพการผลิต (Nominal Plant Capacity Factor)	> 90 %
Power Generation Unit	
จำนวนปฏิกรณ์ (Number of Reactors)	One
กำลังผลิตทางไฟฟ้าสุทธิ (net)	45 MWe/ต่อหน่วย
กำลังผลิตทางไฟฟ้า(gross)	> 47.5 MWe/ต่อหน่วย
จำนวนเครื่องผลิตไอน้ำ	2 (Two independent tube bundles)
ชนิดเครื่องผลิตไอน้ำ	Vertical helical tube (Coil)
วัฏจักรไอน้ำ (Steam Cycle)	Rankine – subcritical regenerative with superheat
ความดันของกังหัน (Turbine Throttle Conditions)	3.1 MPa (450 psia)
ชนิดของกังหัน	3600 rpm, condensing, with extraction
อัตราการไหลของไอน้ำ (Steam Flow)	71.3 kg/s (565,723 lb/hr)
อุณหภูมิของน้ำป้อน (Feedwater Temperature)	149° C (300° F)
Reactor Core	
กำลังผลิตทางความร้อน	160 MWt
ความดันใช้งานในระบบ (Operation pressure)	8.72 MPa (1850 psia) (System pressure, Status report)

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
	12.76 MPa Reactor operating pressure
ประเภทของวัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2 Ceramic Pellets (<4.95 % enrichment)
อายุรอบการใช้งานของเชื้อเพลิง (Refueling Intervals)	24-48 เดือน
ขนาดของปฏิกรณ์ (Dimensions, Height x Diameter)	19.2 meters x 2.8 meters
น้ำหนัก (Weight)	264 tonnes
ความสูงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (active core height)	2 เมตร
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	329 °C
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	kg/s
ประเภทแท่งเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	Square lattice
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2000 mm (1/2 standard height)
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	37
จำนวนแท่งเชื้อเพลิงใน 1 มัดเชื้อเพลิง	264 แท่ง/มัดเชื้อเพลิง
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment)	<4.95 % weight
การจัดเรียงแท่งเชื้อเพลิง	Standard 17 x 17 PWR Enriched UO_2 Fuel with Zircaloy Cladding
เส้นผ่าศูนย์กลางของแท่งเชื้อเพลิง (Rod outside diameter)	0.374 inches
เส้นผ่าศูนย์กลางของเม็ดเชื้อเพลิง (Pellet outside diameter)	0.322 inches
ความหนาของท่อหุ้มเชื้อเพลิง (Clad thickness)	0.0224 inches
ระยะห่างระหว่างกึ่งกลางมัดเชื้อเพลิง (Assembly pitch)	8.466 inches
ระยะห่างระหว่างกึ่งกลางแท่งเชื้อเพลิง (Pin pitch)	0.496 inches
เส้นผ่าศูนย์กลางของแท่งควบคุม (Absorber material diameter)	0.339 inches
เส้นผ่าศูนย์กลางด้านนอกของแท่งควบคุม (Control rod outside diameter)	0.378 inches
ความยาวของแท่งควบคุม (Control rod length)	1/2 standard height
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน, แท่งควบคุมนิวตรอน Control Rods, Boric Acid

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
วัสดุปลอกหุ้มเชื้อเพลิง (Cladding material)	Zircaloy4 or advanced cladding
การเผาไหม้เชื้อเพลิง (Burn-up of fuel)	> 50 MWd/kg
Burnable absorber material	Gadolinia
ระบบการควบคุมรีเอ็กติวิตี (Mode of reactivity control))	Control rod, Boric acid
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	24
แรงดันไอน้ำที่ผลิต	3.82 MPa Turbine Throttle Condition 3.1 MPa
อุณหภูมิน้ำป้อน	149 °C
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	ไม่มีปั๊ม
จำนวนปั๊มหลัก (main circulating pump)	ไม่มีปั๊ม
แรงดันของระบบ (Reactor Operating pressure)	12.76 Mpa
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว [3] (SSE level ground seismic peak acceleration)	0.5 g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive
ความถี่ของในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency, CDF)	10^{-8} เครื่องปฏิกรณ์-ปี
Containment	
ขนาด	25.0 meters x 4.6 meters (Height x Diameter)
น้ำหนัก	303 tonnes
ความดันที่ออกแบบ	> 5.5 MPa
การป้องกันการชนของอากาศยาน	- อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์, ห้องควบคุม, บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วถูกใต้ดิน - ตึกที่ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ออกแบบให้สามารถรองรับการชนจากอากาศยาน
การป้องกัน Tsunami	สามารถป้องกันได้โดยการเลือกบริเวณที่ตั้งของโรงไฟฟ้า ให้อยู่ในบริเวณที่มีการป้องกันทางน้ำ เช่น อ่าวหรือปากแม่น้ำ และการสร้างโครงสร้างป้องกันที่เหมาะสม เช่น กำแพงกันคลื่น เขื่อน
การป้องกันอื่นๆ	ตึกที่ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ออกแบบให้ทนต่อน้ำ

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
	ท่วม และแรงลมจากพายุ

** When used in a desalination complex (FPU+desalination complex)

3. เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (Fuel Assembly)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ใช้เม็ดเชื้อเพลิงที่ทำจากวัสดุยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) น้อยกว่า 4.95 % มีจำนวนมัดเชื้อเพลิง 37 มัด โดยมีลักษณะการจัดเรียงแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัสขนาด 17x17 แต่ละมัดเชื้อเพลิงมีแท่งเชื้อเพลิง 264 แท่ง ท่อสำหรับสอดแท่งควบคุมเพื่อดูดจับนิวตรอน 24 แท่งและท่อเครื่องมือ 1 ท่อ ซึ่งในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ยังประกอบด้วยมัดแท่งควบคุม (control rod assemblies, CRAs) 16 มัด ดังแสดงในรูปที่ 2.30 ก.และ ข.

การออกแบบมัดเชื้อเพลิงจะใช้ประโยชน์จากการจัดพื้นที่ตามแนวแกนตั้ง (Axial zoning) ซึ่งมีจุดประสงค์คือ เพื่อให้มีการใช้นิวตรอนอย่างคุ้มค่าและรักษารูปร่างของฟลักส์ซึ่งจะเกิดพีคขึ้นได้ โดยการใช้เชื้อเพลิงที่มีค่าสมรรถนะต่ำในส่วนด้านบนและด้านล่างของแกนเชื้อเพลิง ซึ่งบริเวณที่มีการเสริมสมรรถนะที่น้อยกว่าจะทำให้มีสะท้อนนิวตรอน (reflector) ที่มีประสิทธิภาพขึ้นในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และลดการสูญเสียนิวตรอนในแนวแกนตั้ง (axial Leakage) ด้วย ดังแสดงในรูปที่ 2.31

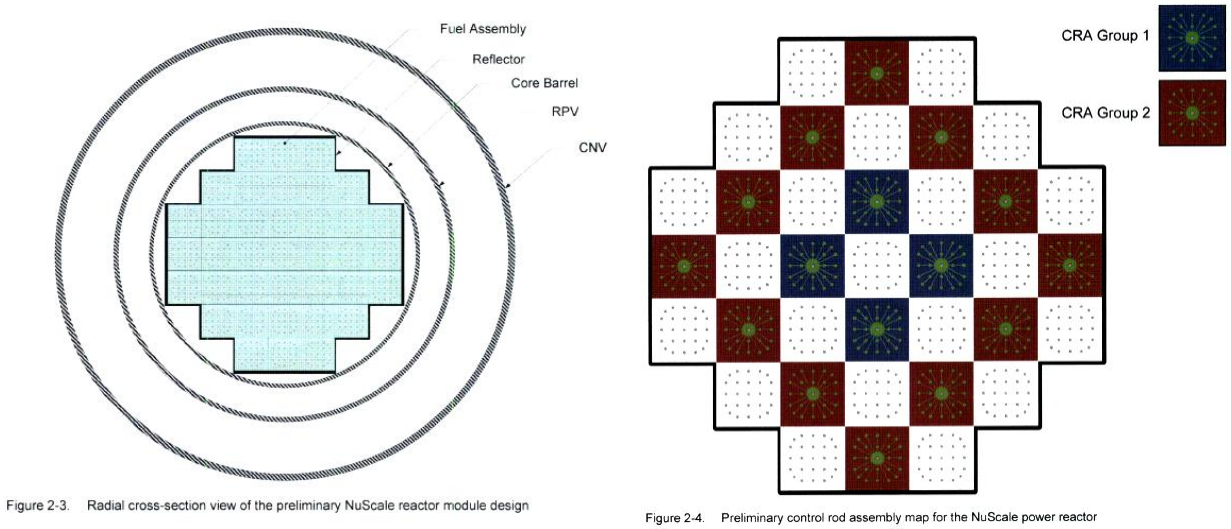
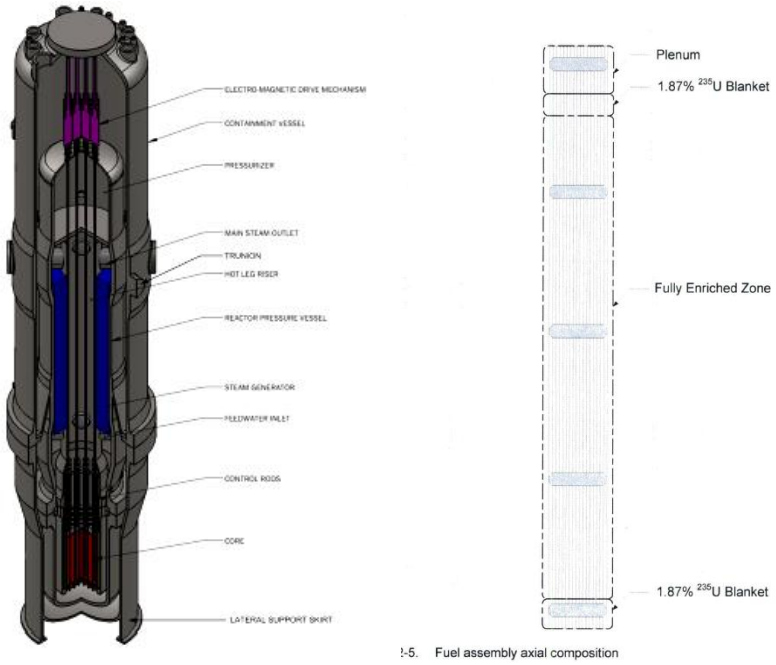


Figure 2-3. Radial cross-section view of the preliminary NuScale reactor module design

Figure 2-4. Preliminary control rod assembly map for the NuScale power reactor

รูปที่ 2.30 ก. ภาคตัดขวางของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale

ข. การจัดเรียงมัดแท่งเชื้อเพลิง และมัดแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ NuScale [22]



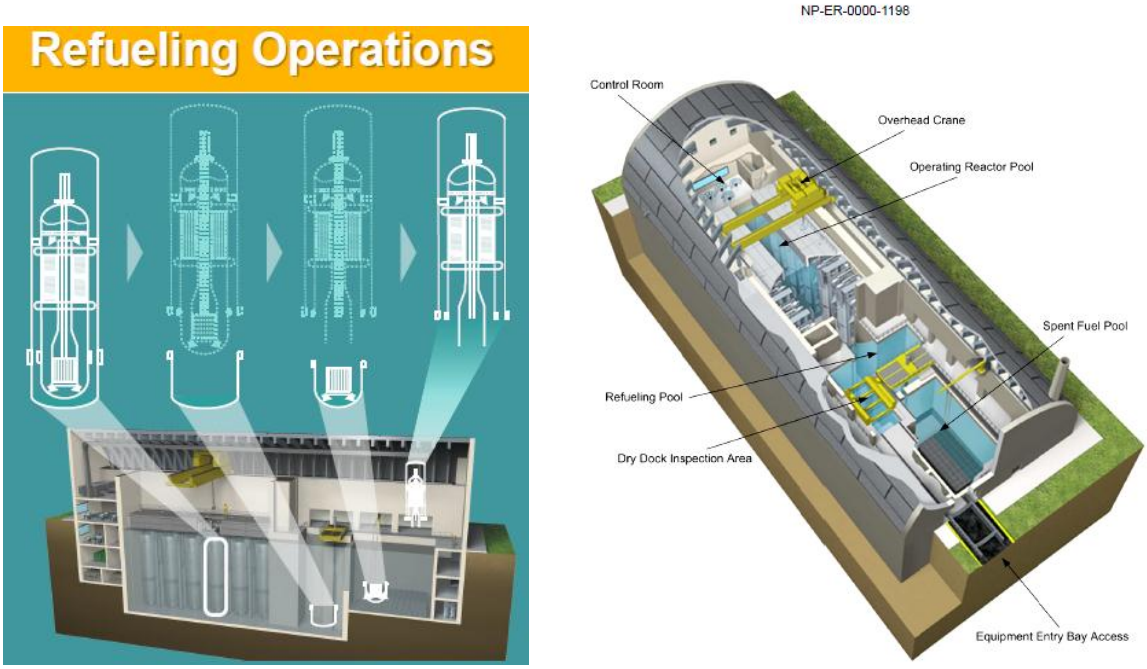
5. Fuel assembly axial composition

รูปที่ 2.31 NSSS module และส่วนประกอบของมัดเชื้อเพลิงตาม
แนวแกนของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale [23]

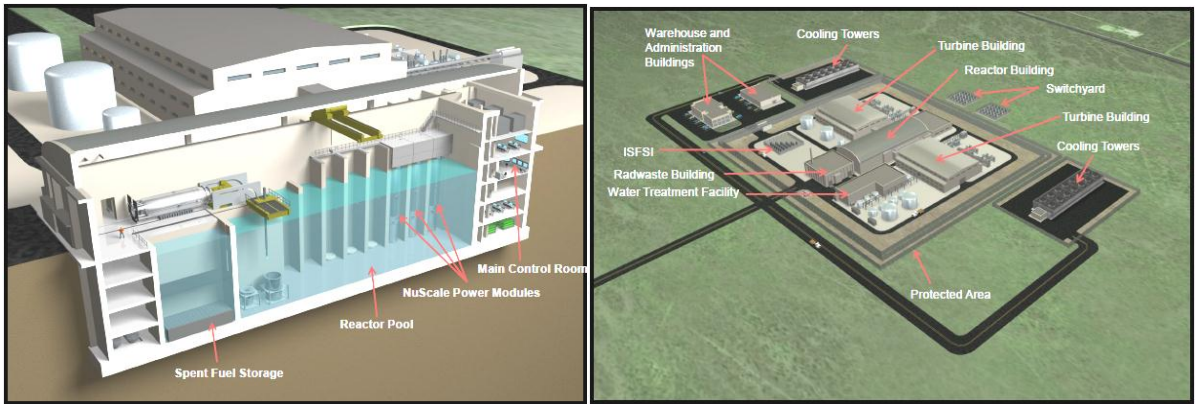
การเปลี่ยนเชื้อเพลิง

NuScale สามารถเปลี่ยนเชื้อเพลิงได้ ในขณะที่อีก 11 โมดูลเดินเครื่องอยู่ ในการเปลี่ยนเชื้อเพลิง เชื้อเพลิงใหม่จะถูกย้ายจากห้องเก็บใน dry storage มาไว้ในซอง (racks) ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว จากนั้นเครนจะทำการย้ายทั้ง NSSS module จากบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ไปไว้ที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว (refueling pool) จากนั้นทำการถอดถังคลุมปฏิกรณ์ (reactor containment) ด้านบนออกและด้านล่างของถังปฏิกรณ์ (reactor vessel) ที่มีแกนเชื้อเพลิงอยู่ เครนจะยกส่วนบนของ NSSS module ไปไว้ที่ dry dock area ที่อยู่ด้านบนของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพื่อทำการตรวจเช็คและซ่อมบำรุงรักษา ซึ่งในระหว่างนี้เชื้อเพลิงใหม่จะถูกนำติดตั้งในถังปฏิกรณ์ หลังจาก NSSS module ตรวจเช็คเรียบร้อยแล้วจะถูกนำมาประกอบกับถังปฏิกรณ์และนำกลับไปติดตั้งในบ่อปฏิกรณ์เพื่อเริ่มเดินเครื่องต่อไป ดังแสดงในรูปที่ 2.32

บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วมีพื้นที่ที่สามารถเก็บมัดเชื้อเพลิงใช้แล้วได้นาน 15 ปี และมีพื้นที่สำหรับเก็บมัดเชื้อเพลิงใหม่ด้วย เชื้อเพลิงใช้แล้วจะถูกเก็บไว้ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงประมาณ 5 ปีเพื่อให้กัมมันตภาพรังสีลดลงก่อนย้ายไปเก็บแบบใช้อากาศระบายความร้อน (Dry storage) ต่อไป ในรูป plant layout (รูปที่ 2.33) จะเห็นพื้นที่จัดเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วแบบ dry storage ไว้ได้ 60 ปี



รูปที่ 2.32 การเปลี่ยนเชื้อเพลิงและบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว [23], [24]

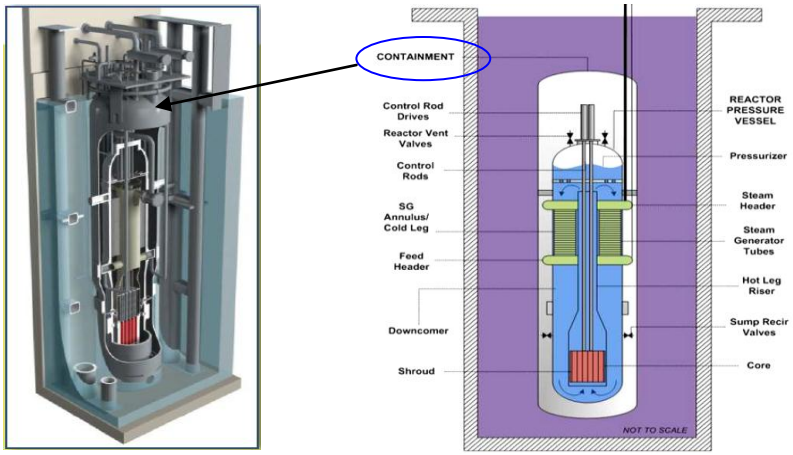


รูปที่ 2.33 แผนผังอาคารปฏิกรณ์ และ plant Layout [23]

- ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (Fist Of A Kind (FOAK) Engineering Features or New features)
  - อาคารทนแรงดันสูง (High-Pressure Containment: New Containment Paradigm)

อาคารคลุมปฏิกรณ์มีคุณสมบัติหลายประการที่แตกต่างจากการออกแบบอาคารที่ใช้งานอยู่ปัจจุบัน อาคารคลุมปฏิกรณ์ของ NuScale ทำด้วยถังเหล็กกล้าไร้สนิมในขณะที่อาคารคลุมปฏิกรณ์ SMR อื่นจะเป็นอาคารคอนกรีต ดังแสดงในรูปที่ 2.34 ในระหว่างการเดินเครื่องปกติบรรยากาศภายในอาคารหรือถังเหล็กกล้าไร้สนิมนี้จะถูกทำให้เป็นสุญญากาศจึงเป็นฉนวนที่ช่วยลดการสูญเสียความร้อนจากถังปฏิกรณ์ เป็นผลให้ที่ผิวของถังปฏิกรณ์ไม่จำเป็นต้องมีฉนวนกันความร้อน และลดโอกาสที่จะเกิดการอุดตันของบ่อ (Sump) ในอาคาร นอกจากนี้การเป็น

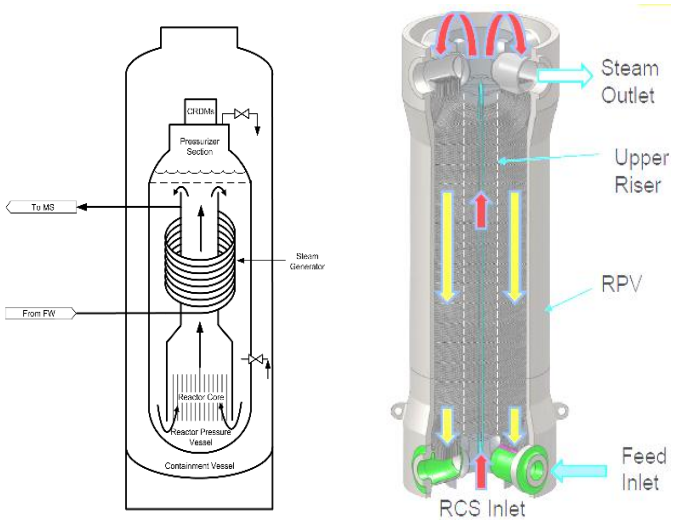
สุญญากาศยังช่วยเพิ่มความอัตรา การควบแน่นของไอน้ำในกรณีที่วาล์วนิรภัยระบายไอน้ำออกสู่พื้นที่ในอาคาร และที่สำคัญของการกำจัดอากาศออกไปคือ จะป้องกันไม่ให้มีส่วนผสมของไฮโดรเจนที่ติดไฟได้ง่ายในกรณีของการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง และช่วยลดปัญหาการกัดกร่อนและความชื้นภายในอาคาร และลดความจำเป็นเรื่องการมีระบบรวมไฮโดรเจน(Hydrogen recombiners) เนื่องจากอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นี้มีขนาดเส้นผ่าศูนย์กลางขนาดค่อนข้างเล็กมันได้ถูกออกแบบให้รับความดันสูงสุดมากกว่า 3.4 MPa (500 psia) ซึ่งสามารถรองรับความดันในกรณีเกิดรอยแตกขนาดเล็ก (Small break LOCA) ได้



รูปที่ 2.34 รายละเอียดของอาคารคลุมแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale อาคารทำด้วยถังโลหะเหล็กกล้าไร้สนิมที่แข็งแรงและแช่อยู่ในบ่อน้ำคอนกรีต [25]

- เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุน (Vertical helical tube SG)

แต่ละโมดูลของ NSSS จะใช้เครื่องกำเนิดความร้อน 2 ตัว แบบท่อขดลวดเกลียวในแนวตั้งสำหรับการผลิตไอน้ำ เครื่องกำเนิดไอน้ำจะวางอยู่ในพื้นที่วงแหวนระหว่างท่อ (ไรเซอร์) ขาร้อนและผนังด้านในของถังปฏิกรณ์ เครื่องกำเนิดไอน้ำประกอบด้วยท่อที่เชื่อมต่อกับบนและล่าง น้ำป้อนจะไหลเข้าด้านล่างผ่านทางหัวฉีดของเครื่องปฏิกรณ์ (ดูรูปที่ 2.35) และไหลขึ้นด้านบนตามท่อขดลวดเพื่อรับโอนความร้อนจากน้ำระบายความร้อนจากเตาปฏิกรณ์ทำให้น้ำป้อนเปลี่ยนเฟสและออกจากเครื่องกำเนิดไอน้ำในรูปของไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (superheated steam)

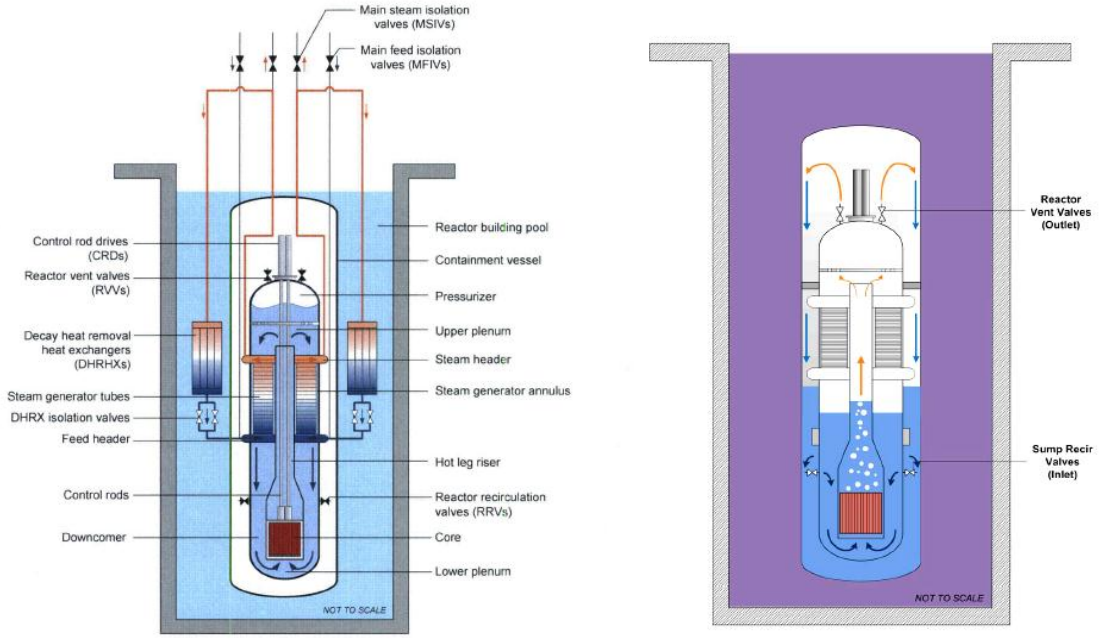


รูปที่ 2.35 เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบขดลวดเกลียวที่ประกอบติดกับถังปฏิกรณ์ [23]

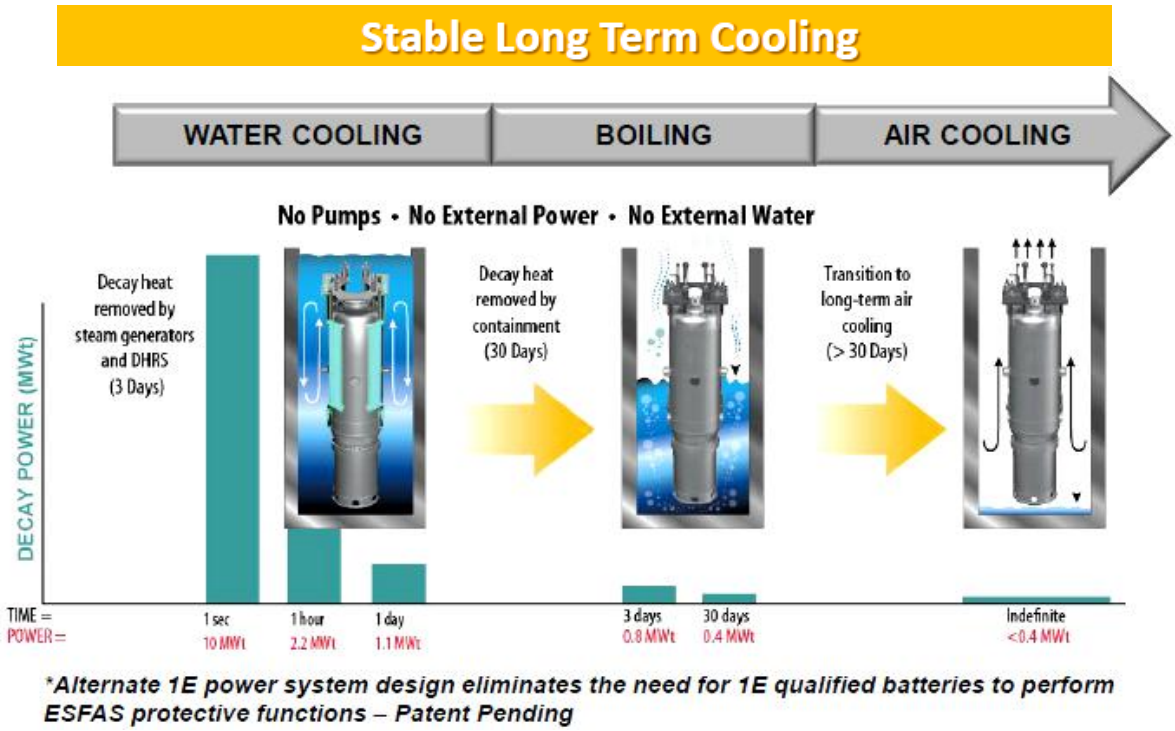
4. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features)

แต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale มีการตั้งระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเองที่เป็นอิสระต่อกัน (independent passive safety system) ดังแสดงในรูปที่ 2.36 แต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale จะมีระบบความปลอดภัยที่แยกอิสระและทำงานได้ด้วยตนเอง 2 ชุด เพื่อขนส่งความร้อนจากการสลายตัวไปยังบ่อน้ำในอาคารหรือถังคลุมปฏิกรณ์ โดยวิธีการระบายความร้อนจากแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และควบคุมความดันจะใช้การควบแน่นไอน้ำ ซึ่งระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเองมี 2 ระบบได้แก่ ระบบระบายความร้อนจากการสลายตัว (Decay Heat Removal System, DHRS) และระบบหล่อความเย็นแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS) โดยระบบ DHRS จะใช้เครื่องผลิตไอน้ำแบบขดลวดทั้ง 2 ตัวในการถ่ายเทความร้อนที่เกิดขึ้นในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ไปควบแน่นในเครื่องควบแน่นที่แช่อยู่ในบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ซึ่งเครื่องผลิตไอน้ำแต่ละตัวมีประสิทธิภาพในการกำจัดความร้อนได้ 100 % ดังแสดงในรูปที่ 2.37 ก. ในกรณีที่ท่อขดลวดของเครื่องกำเนิดไอน้ำไม่สามารถใช้งานได้ ระบบ ECCS จะดำเนินการเปิดวาล์วระบาย (vent valves) ที่อยู่ด้านบนของถังปฏิกรณ์ (Reactor vessel) โดยไอน้ำปฐมภูมิจะถูกระบายออกจากถังปฏิกรณ์ไปยังถังคลุมเครื่องปฏิกรณ์ซึ่งไอน้ำจะถูกควบแน่นบนผิวของถังคลุมเครื่องปฏิกรณ์ ของเหลวที่ผ่านการควบแน่นนี้จะไหลลงไปเก็บไว้ด้านล่างในบ่อที่ของถังคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (containment sump) เมื่อระดับของเหลวในบ่อสูงขึ้นมาเหนือวาล์วไหลเวียน วาล์วไหลเวียนจะถูกเปิดออกและทำให้เกิดการไหลตามธรรมชาติจากบ่อเก็บของเหลวเข้าสู่แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และออกไปจากเครื่องปฏิกรณ์ทางวาล์วระบายด้านบนของถังปฏิกรณ์เป็นการครบวงจร ดังแสดงในรูป 2.37 ข.

เนื่องจากระบบ NSSS module ทั้งหมดถูกแช่อยู่ในน้ำในบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ที่สามารถดูดซับความร้อนที่เกิดจากการสลายตัวของสารกัมมันตรังสีที่ได้จากการแตกตัวของยูเรเนียมหลังการปิดเครื่องปฏิกรณ์ได้มากกว่า 30 วัน และสามารถระบายความร้อนต่อด้วยอากาศเป็นเวลาไม่จำกัด ดังแสดงในรูปที่ 2.37



รูปที่ 2.36 ระบบระบายความร้อนของ NuScale ก. DHRS ข. ECCS



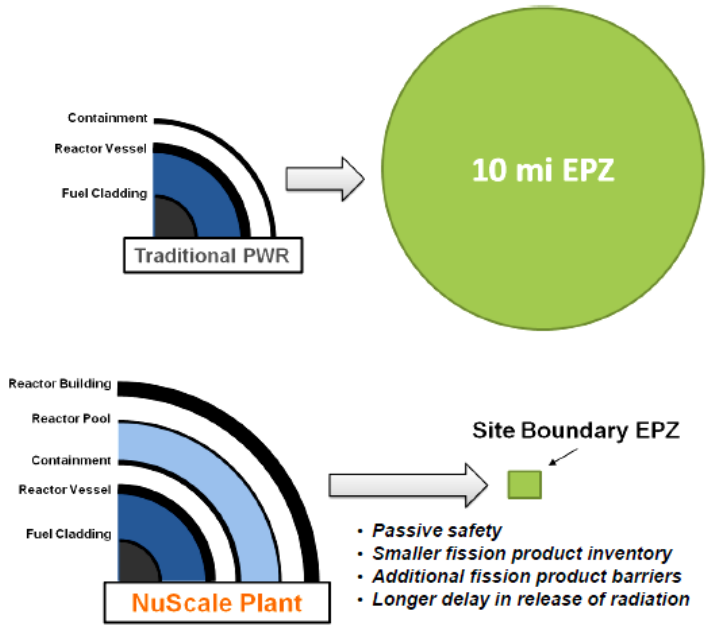
รูปที่ 2.37 การระบายความร้อนด้วยน้ำในบ่อปฏิกรณ์ [25]

ข้อมูลเกี่ยวกับสถานที่ตั้งโรงไฟฟ้า

ตาราง 2.9 ข้อมูลเบื้องต้นของปัจจัยโรงไฟฟ้า (Basic Plant Parameters)

ขนาดของพื้นที่ตั้ง (Site Plot Plan)	
• พื้นที่หวงห้าม (Protected Area)	42 acres
• พื้นที่ก่อสร้าง (Construction Area includes protected area)	520 acres
ปริมาณน้ำที่ใช้ในระหว่างดำเนินการ (Water Consumption During Operations)	
• น้ำหล่อเย็น (Cooling Water Consumption)	36 m^3/minute
• น้ำสะอาด (Potable Water Consumption)	34 m^3/day
จำนวนคนงานที่ใช้ก่อสร้าง (Construction Workforce)	
• คนชำนาญการ (Craft Labor (peak)	600
• เจ้าหน้าที่ (Staff (peak) (supervisory, field engineers, QA, management, etc)	400

ข้อมูลขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน (Basis for Reducing Emergency Planning Zone) [25] เมื่อเทียบกับโรงไฟฟ้าขนาดทั่งไป



รูปที่ 2.38 ขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน

การออกแบบจากการเรียนรู้จากอุบัติเหตุโรงไฟฟ้าฟูกุชิมา [24]

NuScale มีการพัฒนาจากการเรียนรู้เพื่อป้องกันอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ ดังแสดงในตารางต่อไปนี้

ตารางที่ 2.10 ตารางเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะกับ NuScale และวิธีการตอบสนองต่ออุบัติเหตุ

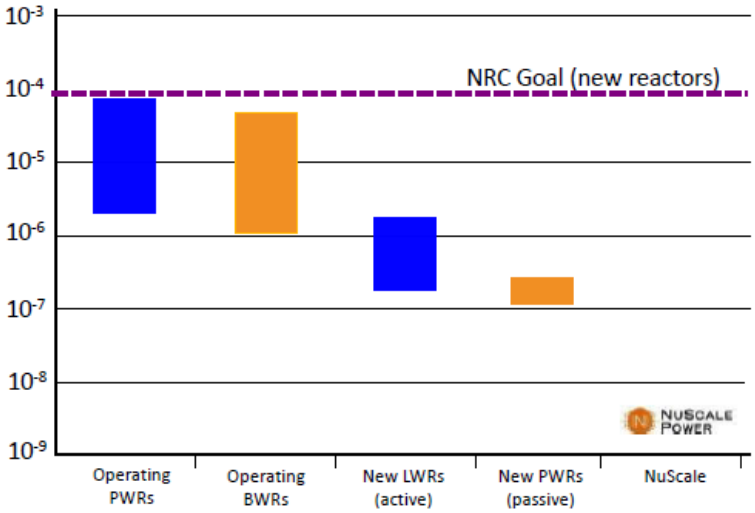
Comparison of NuScale to Fukushima-Type Plant

Fukushima	NuScale Plant
Reactor and Containment	
Safety Emergency Diesel Generators Required	Safety Emergency Diesel Generators Not Required
External Supply of Water Required	Containment immersed in 30 day supply of water
Coolant Supply Pumps Required	Not Required
Forced flow of water required for long term cooling	Long term (Beyond 30 days) cooling by natural convection to air
Spent Fuel Pool	
Water Cooling of Spent Fuel	Extended Cooling Capability *4 times the water of conventional spent fuel pools per MW power*
Elevated Spent Fuel Pool	Deeply Embedded Spent Fuel Pool
Limited Access to Back-up Supply of Water	Accessible Back-up Supplies of Water

Response to Classic Accident Initiators

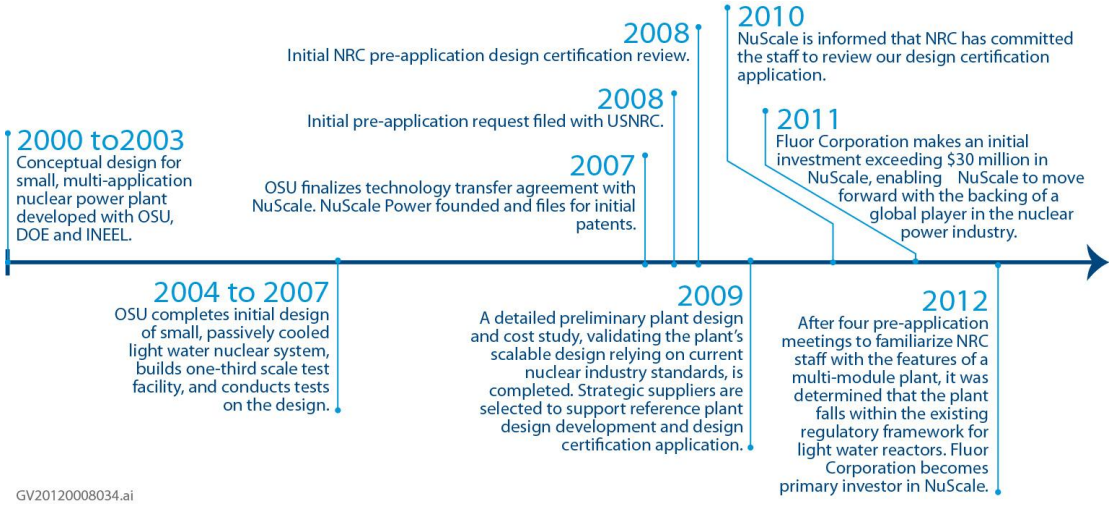
Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	**Reduced consequences** from lower energy release due to low steam generator inventory
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	**Eliminated** with use of natural circulation of primary coolant
Control rod ejection accident	No change
Steam generator tube rupture	**Reduced likelihood** because tubes are in compression (shell-side primary flow)
Large break loss-of-coolant accident	**Eliminated** by use of integral design
Small break loss-of-coolant accident	**Reduced consequences** due to no heatup of fuel (already in natural circulation)
Design basis fuel handling accident	**Reduced consequences** due to smaller source term in half-height assemblies

ข้อมูลความถี่ของความเสียหายของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Low Core Damage Frequency)

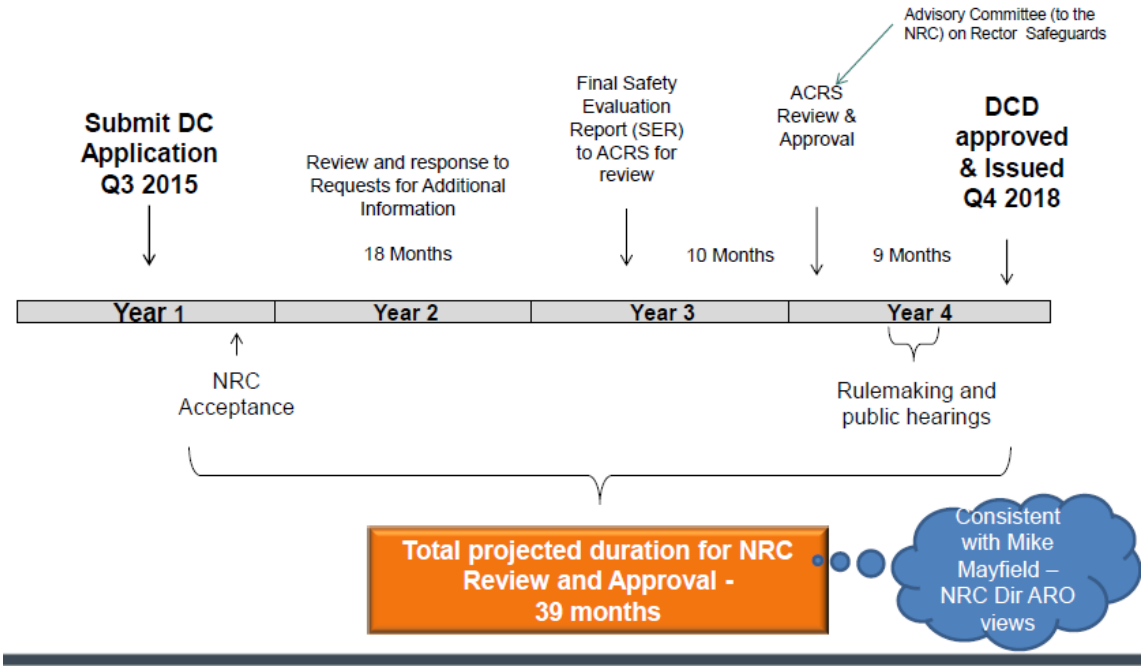


Source: NRC White Paper, D. Dube; basis for discussion at 2/18/09 public meeting on implementation of risk matrices for new nuclear reactors

5. สถานะการใช้งาน (Deployment status)



รูปที่ 2.39 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ NuScale [26]



รูปที่ 2.40 NRC Timeline [25]

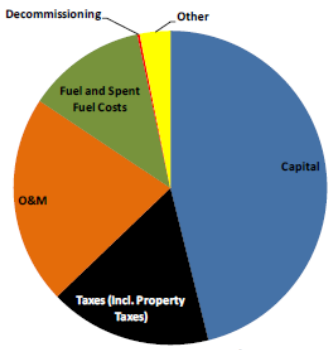
ปี 2013 NuScale Power's Small modular reactor (SMR) ได้รับเลือกจาก US Department of energy (DoE) ให้ได้รับเงินทุนกว่าตรึ่งหนึ่งในโครงการเพื่อทำการพัฒนา, การขอนุญาต และ เชิงพาณิชย์ของเครื่องปฏิกรณ์ โดยการลงทุนของ DoE จะช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale ได้การรับรองการออกแบบของสำนักงานกำกับกิจการพลังงานสหรัฐ (United States Nuclear Regulatory Commission, NRC) เพื่อที่สามารถนำไปสู่เชิงพาณิชย์ได้ในปี 2025 โดยเครื่องปฏิกรณ์จะถูกสร้างขึ้นในประเทศสหรัฐอเมริกา และโครงการจะอยู่ในรัฐโอเรกอนซึ่งมีสำนักงานใหญ่ของ NuScale

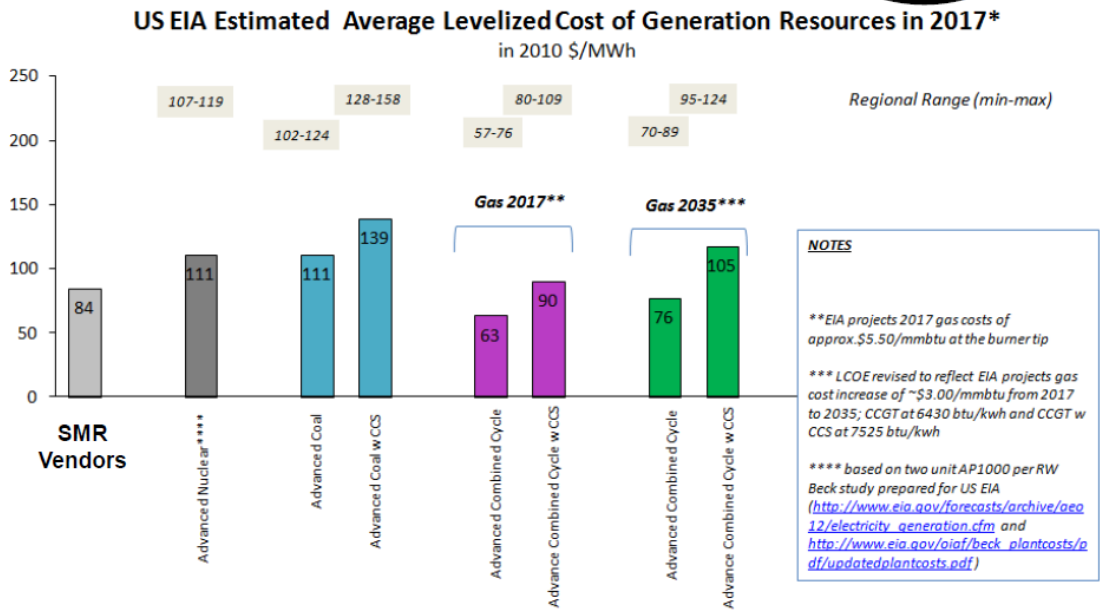
ขณะนี้เครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale กำลังอยู่ระหว่างความพยายามขอการรับรองการออกแบบ โดยจะส่งใบสมัครในปี 2015 ต่อสำนักงานกำกับกิจการพลังงานสหรัฐ โดยความพยายามนี้มีเป้าหมายอยู่ที่การใช้งานได้ทันทีของโรงไฟฟ้า NuScale ในปี 2019 เพื่อตอบสนองความต้องการของตลาดสาธารณูปโภคประเทศสหรัฐอเมริกา

6. ข้อมูลเบื้องต้นเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [24]

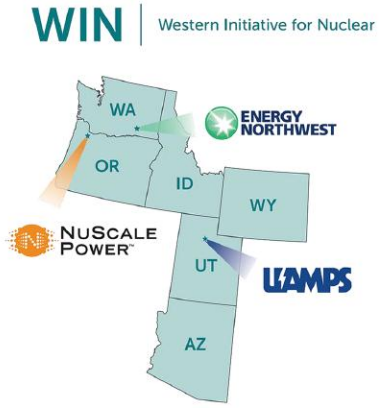
ข้อมูลประมาณการจากบริษัทผู้ผลิต

- ✓ Levelized cost of electricity (LCOE) estimates of $80-$100/MWH
- ✓ Overnight capital costs of $4000-$5000 per kilowatt
- ✓ Plant staffing equivalent to existing fleet FTE / MW





รัฐในประเทศสหรัฐอเมริกาที่จะมีแผนจะการใช้ NuScale Current participants: NuScale, UAMPS, Energy Northwest, and the states of ID, UT, OR, WA, WY, AZ โครงการแรกที่จะสร้าง คือที่ Idaho National Laboratory Site



ข้อมูลเกี่ยวกับผู้ผลิต [27-28]

หุ้นส่วนใหญ่ของ NuScale คือ Fluor Corporation ซึ่งเป็นบริษัทที่เป็นผู้นำตลาดทางด้าน วิศวกรรม(engineering), การประกอบขึ้นรูป (fabrication), การจัดหา (procurement), และก่อสร้าง (construction)

NuScale มีสำนักงานใหญ่อยู่ที่เมือง Portland รัฐ Oregon ส่วนทีมงานด้านเทคนิค (i.e., design, engineering, licensing, testing, operations, and project management) อยู่ที่เมือง Corvallis รัฐ Oregon เช่นกัน

ในช่วง 67 ปี ที่ผ่านมา บริษัท Fluor ได้ออกแบบสร้างหรือให้การสนับสนุนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในประเทศสหรัฐอเมริกา 20 ยูนิต นอกจากนี้ Fluor มีประสบการณ์ด้านนิวเคลียร์เชิงพาณิชย์ในด้านการบำรุงรักษา ปรับปรุงและบริการสนับสนุนการดำเนินงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่เกี่ยวข้องอยู่ทั้งหมด 87 ยูนิต

Fluor’s engineering and design solutions are benchmarks for industry:

- Fluor ranked No. 1 World's Most Admired Companies list in the "Engineering, Construction" *Fortune magazine 2012*
- Fluor ranked No. 1 on *ENR's* list of Top 100 Design-Build Firms 2012
- Fluor ranked No. 2 on *ENR's* list of Top 400 Contractors list 2012
- Fluor ranked No. 3 on *ENR's* list of Top 100 Contractors by New Contracts 2012
- One of the World's Most Ethical Companies by Ethisphere magazine for six years in a row

<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S</u> [29-32]

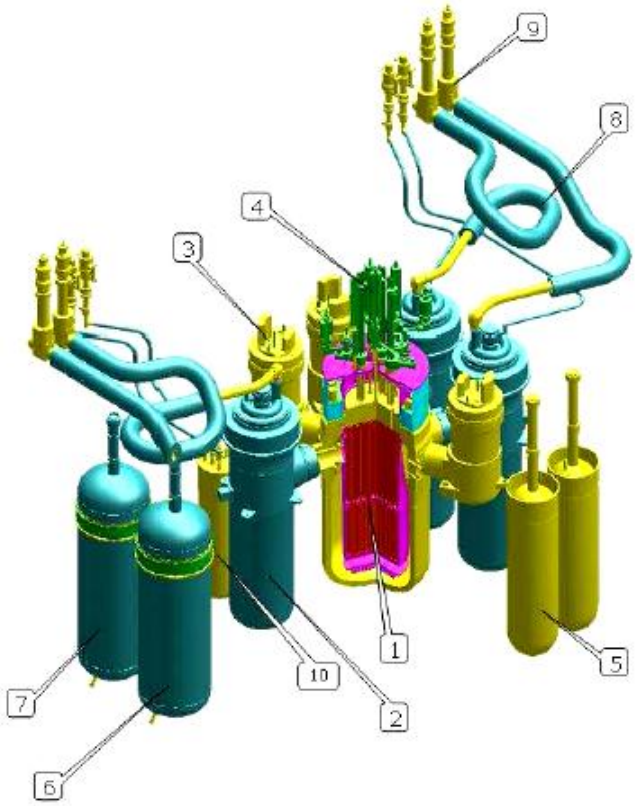
1. ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S ถูกออกแบบให้เป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์พลังงานร่วม PATES โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) ซึ่งอาศัยพื้นฐานจาก โรงไฟฟ้า KLT-40 เพื่อใช้ขับเคลื่อนเรือ และมีการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์เพื่อใช้พลังงานนิวเคลียร์ในการตัดน้ำแข็ง

โดยหลักของการการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้า มีดังนี้

1. ออกแบบให้เป็นแบบโมดูลาร์ : เครื่องปฏิกรณ์, เครื่องกำเนิดไอน้ำ และปั๊มหลัก เชื่อมต่อด้วยท่อหัวฉีดแบบสั้น (short nozzles) โดยไม่มีการเชื่อมต่อท่อแบบยาว (long pipeline)
2. มีการไหลเวียนของน้ำหล่อเย็นปฐมภูมิ (primary circuit) อาศัยการไหลเวียนแบบบังคับ (force circulation) และการไหลเวียนตามธรรมชาติ (natural circulation) มี 4 วงจรระบายความร้อน
3. pressurized primary circuit ด้วยการใช้ปั๊มประเภท canned motor และวาล์วประเภท leak-tight bellow-type
4. เครื่องกำเนิดไอน้ำประเภท once-through coiled
5. ระบบเพิ่มความดันก๊าซอยู่ภายนอก
6. มีการตรวจสอบอุปกรณ์การติดตั้ง, ซ่อมแซม และเทคโนโลยีทดแทน ตลอดจนการตรวจวินิจฉัยอุปกรณ์และการติดตามระบบและเครื่องมือ

แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของ KLT-40S จะอยู่บนพื้นฐานของเทคโนโลยีทางเรือซึ่งลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ KLT-40S แสดงอยู่ในรูปที่2.40 โดยเชื้อเพลิงจะใช้ยูเรเนียม 235 เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 20% (LEU) เพื่อป้องกันการนำไปใช้ทำอาวุธนิวเคลียร์ ดังนั้นหากต้องการเพิ่มปริมาณยูเรเนียมสามารถทำโดยจัดโครงสร้างของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้เป็นแบบ close-packed cassette โดยต้องมีความสอดคล้องกับปริมาตรของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สามารถเป็นไปได้ เพื่อให้สามารถบรรจุแท่งเชื้อเพลิงได้มากที่สุด



1- Reactor
2- SG
3- MCP
4- Control rod drive mechanisms
5- ECCS accumulator
6- Pressurizer (1st vessel)
7- Pressurizer (2nd vessel)
8- Steam lines
9- Localizing valves
10- HX of purification and cooldown system

ECCS – emergency core cooldown system; HX – heat exchanger

Fig. 2. General view of the KLT-40S RP.

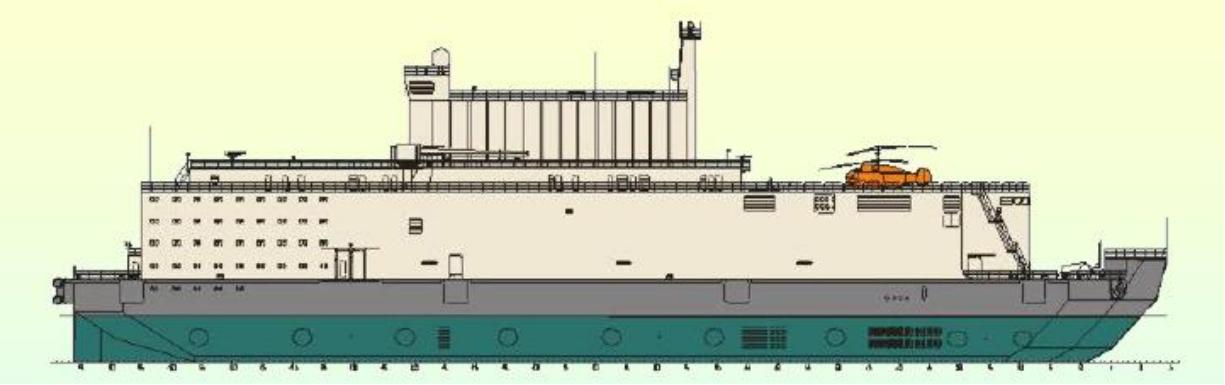
รูปที่ 2.41 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ KLT-40S [29]

ลักษณะทางเทคนิคของหน่วยผลิตไฟฟ้าลอยน้ำ (Floating power unit technical features) แสดงในตารางที่ 2.11 และรูปที่2.41

ตารางที่ 2.11 แสดงลักษณะทางเทคนิคของหน่วยผลิตไฟฟ้าลอยน้ำ

ชื่อพารามิเตอร์	**ค่า**
ความยาว	140 เมตร
ความกว้าง	30 เมตร
ความสูง (Board height)	10 เมตร
ระดับความลึกของร่องน้ำ	5.6 เมตร

ชื่อพารามิเตอร์	ค่า
ที่เหมาะสมกับท่าเรือ เพื่อให้เรือนาดเทียบท่าได้ Draft, m	
น้ำหนัก	21000 ตัน
ระยะเวลาก่อสร้าง	4 ปี
ระยะเวลาดำเนินการ	40 ปี



รูปที่ 2.42 แสดงลักษณะทางเทคนิคของหน่วยผลิตไฟฟ้าลอยน้ำ [30]

2. **ปัจจัยกำหนดที่สำคัญ (Major Parameters)** [29]

ปัจจัยกำหนดที่สำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KTL-40S แสดงในตารางที่ 2.12

ตารางที่ 2.12 แสดงปัจจัยกำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KTL-40S

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	2×150 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า (gross)	2×30 MWe
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	28 เดือน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันใช้งานในระบบ (Operation pressure)	12.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	280 °C
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	316 °C
อุณหภูมิสารหล่อเย็นเฉลี่ย	ไม่มีข้อมูล
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	761 kg/s

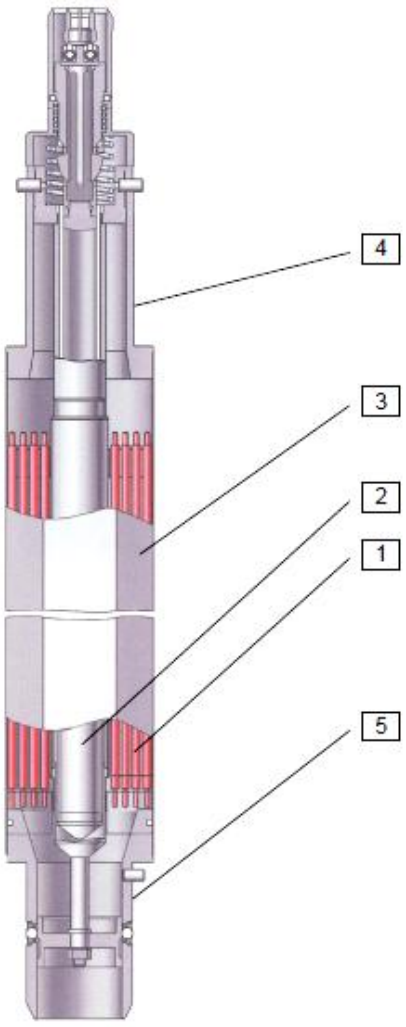
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
ประเภทของวัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	Cermet, UO_2 in inert matrix
ประเภทแท่งเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	ท่อทรงกระบอกเรียบ
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	1200 mm
จำนวนชิ้นส่วนเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	121
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment)	14.1 % weight
การควบคุมค่า Reactivity	แคดเมียมไนเตรต, แท่งควบคุมนิวตรอน
ระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอน (Drive mechanism type)	ไฟฟ้า, แรงโน้มถ่วง
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	11
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Vertical, coiled, one-through
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	4
อุณหภูมิไอน้ำที่ผลิต	290 °C
แรงดันไอน้ำที่ผลิต	3.82 MPa
กำลังผลิตไอน้ำรวม	Steam production 240 t/h
อุณหภูมิน้ำป้อน	170 °C
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	Canned, centrifugal, single-stage, vertical, double-speed
จำนวนปั๊มหลัก (main circulating pump)	4 ตัว
อุณหภูมิไอน้ำที่นำไปใช้ (Extraction temperature)	ไม่มีข้อมูล
แรงดันไอน้ำที่นำไปใช้ Extraction loop pressure	ไม่มีข้อมูล
อุณหภูมิที่ทำให้ระบบ (Heating temperature)	Core outlet temperature 317๐C
โปรแกรมควบคุมกำลังการเดินเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor power-control operation program)	ไม่มีข้อมูล
โมเดลการเดินเครื่องปฏิกรณ์สำหรับการผลิตความร้อน (Thermal power plant operation model)	ไม่มีข้อมูล
การใช้ประโยชน์ที่ไม่ใช่การผลิตกระแสไฟฟ้า	
อัตราการผลิตน้ำจืด	20000-100000** m^3/h
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว [K3] (SSE level ground seismic peak acceleration)	ทนความเร่งได้มากที่สุด 3 g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering	Inherent, Active, Passive

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
safety system)	
ความถี่ของในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency, CDF)	10^{-6} เครื่องปฏิกรณ์-ปี
การป้องกันการชนของอากาศยาน	- มีการป้องกันการชนจากเฮลิคอปเตอร์ (ชนิด Ka-32s, มวล 11 ตัน, ความเร็วในการชน 15 เมตร / วินาที) - มีการป้องกันการชนจากเครื่องบิน
การป้องกันการชนจากเรืออื่น	- การป้องกันการชนมีพื้นฐานการออกแบบจากเรือตัดน้ำแข็งพลังงานนิวเคลียร์ - มีระบบป้องกันการชน โดยบริเวณที่เป็น anti-collision จะมีการเสริมความแข็งแรง
การป้องกัน Tsunami	- สามารถป้องกันได้โดยการเลือกบริเวณที่ตั้งของโรงไฟฟ้าลอยน้ำ ให้อยู่ในบริเวณที่มีการป้องกันทางน้ำ เช่น อ่าว หรือปากแม่น้ำ และการสร้างโครงสร้างป้องกันที่เหมาะสม เช่น กำแพงกันคลื่น เขื่อน

** เมื่อใช้ผลิตน้ำจืดโดย desalination complex (FPU+desalination complex)

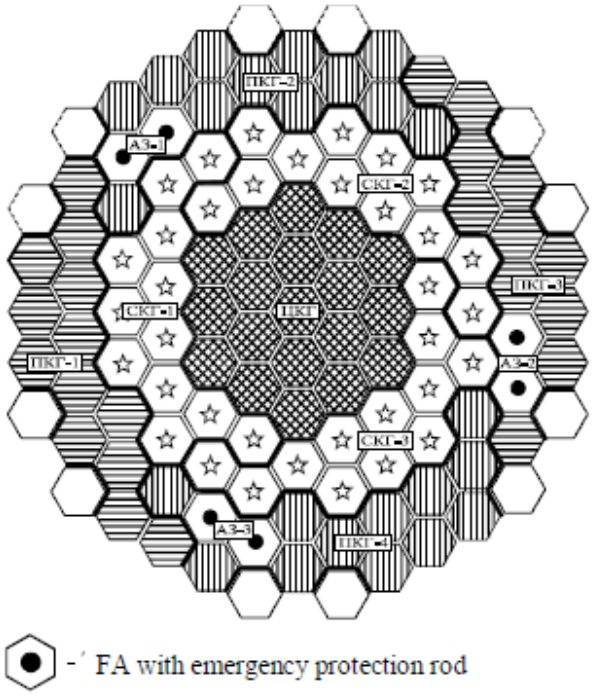
3. เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (Fuel Assembly)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S ใช้เม็ดเชื้อเพลิงที่ทำจากวัสดุยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 14.1% ซึ่งอยู่ใน inert matrix บรรจุไว้ในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงแท่งเชื้อเพลิง 1200 มิลลิเมตร จำนวน 121 แท่ง ซึ่งประกอบกันเป็นชิ้นส่วนเชื้อเพลิงแบบ hexahedral shrouded fuel assemblies และมี control rod 11 แท่ง แบ่งเป็น compensating rods 8 แท่ง และ emerge rods 3 แท่ง โดยจัดเรียงเป็นแบบที่เรียกว่า angles of a regular triangular lattice ดังแสดงในรูปที่2.42 และ 2.43



1 – FEs; 2- absorber element; 3 - nozzle; 4 – upper end; 5 – lower end.

รูปที่ 2.43 แสดง RP fuel assembly ของ KLT-40S



รูปที่ 2.44 การจัดเรียงแท่งเชื้อเพลิง และแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์

4. ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features)

นำเทคโนโลยีของ KTL-40S ไปใช้กับเรือ

5. ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features)

ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KTL-40S มีหลักการออกแบบดังนี้

- ให้ความสำคัญกับมาตรการการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุและมีการออกแบบที่เรียบง่าย
- มีลักษณะที่มีความปลอดภัยในตัวเอง (inherent safety)
- มีหลักการป้องกันในเชิงลึก
- มีระบบความปลอดภัยแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System)
- มีขีดจำกัดของผลกระทบจากการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง
- มีการป้องกันการที่ดีกว่าเมื่อมีการกระแทกจากภายนอก

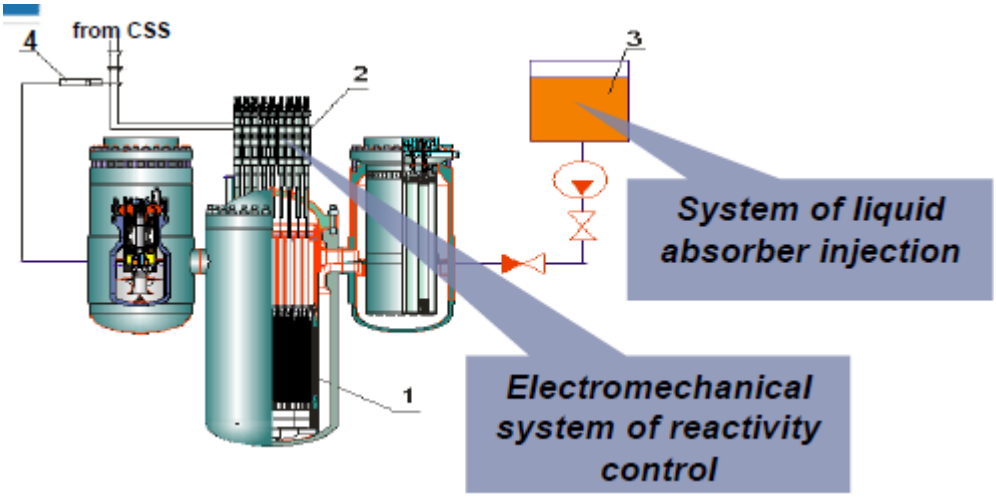
ระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) ของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ KTL-40S นี้หมายความรวมถึงลักษณะที่มีความปลอดภัยในตัวเอง (inherent safety) และระบบความปลอดภัยภายนอกที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (external passive safety systems)

โดยระบบวิศวกรรมความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KTL-40S ใช้ระบบความปลอดภัยทั้งแบบต้องอาศัยงานกระทำ (Active safety system) และแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) ซึ่งจะเป็นส่วนหนึ่งของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าที่จะดำเนินการฟังก์ชันความปลอดภัยต่อไปนี้

- การปิดเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน
- การระบายความร้อนฉุกเฉินออกจากวงจรปฐมภูมิ (primary circuit)
- การระบายความร้อนฉุกเฉินของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์
- การจำกัดขอบเขตของผลผลิตกัมมันตรังสี

<u>ระบบความปลอดภัยแบบต้องอาศัยงานกระทำ (Active safety system)</u>

- ระบบของการปิดเครื่องปฏิกรณ์โดยทำการสอด compensating control rods ซึ่งทำงานโดยใช้พลังงานไฟฟ้า ดังแสดงในรูปที่2.44



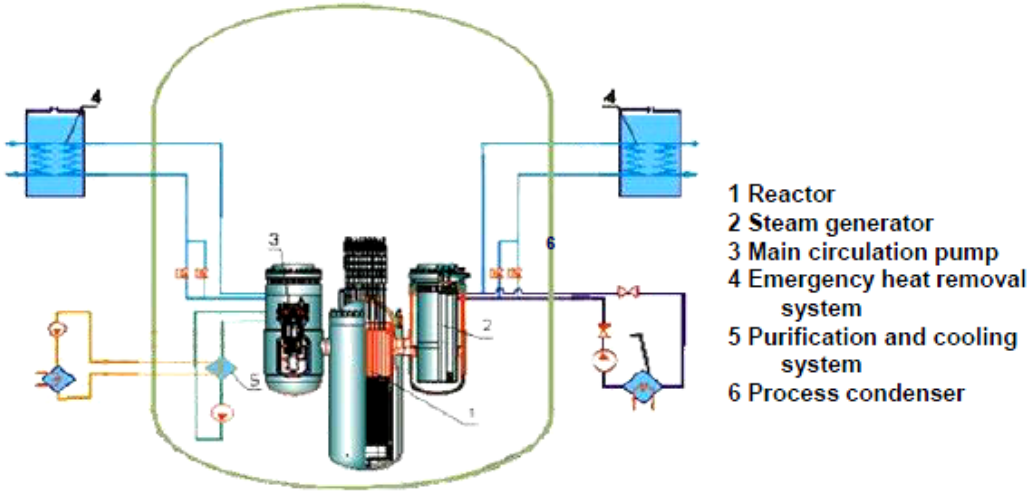
รูปที่ 2.45 ระบบของการปิดเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน

- ระบบทำความเย็นฉุกเฉิน
- ระบบน้ำสำรองฉุกเฉินจากปั๊มฉุกเฉิน (ECCS pumps) และปั๊มระบบไหลเวียน (recirculation pumps) ดังแสดงในรูปที่2.47
- ระบบกรองสำหรับสารรังสีที่กักเก็บในถังบรรจุ
- ระบบทำความเย็นฉุกเฉินโดนการดึงไอน้ำจากเครื่องกำเนิดไอน้ำไปยังเครื่องควบแน่น

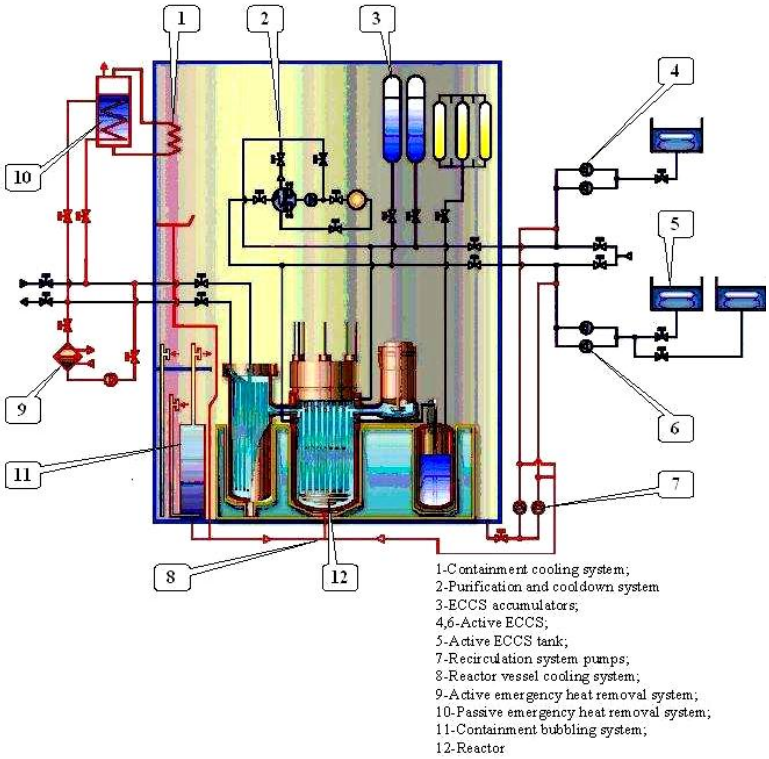
<u>ระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System)</u>

- ระบบของการปิดเครื่องปฏิกรณ์โดยทำการสอดแท่งควบคุม (compensate control rods) ซึ่งทำงานด้วยแรงโน้มถ่วง และการสอดแท่งป้องกันฉุกเฉิน (emergency protection rods) ด้วยการเร่งสปริงเมื่อมีการหยุดจ่ายกระแสไฟให้แม่เหล็กไฟฟ้า
- ระบบทำความเย็นฉุกเฉินผ่านเครื่องกำเนิดไอน้ำ

- ระบบจ่ายน้ำสำรองฉุกเฉินจากถังกักเก็บ
- ระบบปิดวาล์วของวงจรสนับสนุนและระบบเชื่อมต่อในอาคารคุมปฏิกรณ์ (Containment and normally closed localizing valves in the primary circuit auxiliary systems and interfacing systems)
- ระบบทำความเย็นที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเองสำหรับถังแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์
- อุปกรณ์การทำงานแบบทำงานได้ด้วยตนเองสำหรับทำให้ระบบความปลอดภัยทำงาน
- ระบบทำความเย็นของอาคารคลุม
- อาคารคลุม



รูปที่ 2.46 ระบบระบายความร้อนฉุกเฉินแบบทำงานได้ด้วยตนเอง



รูปที่ 2.47 ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S

สำหรับระบบความปลอดภัยของ PATES ซึ่งมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S เป็นหน่วยผลิตไฟฟ้า จะมีพื้นฐานของหลักการป้องกันในเชิงลึก โดยหลักการนี้ระบุเงื่อนไขในการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุ และกลยุทธ์การบรรเทาอุบัติเหตุ, เครื่องป้องกันทางกายภาพที่ป้องกันรังสีในสิ่งแวดล้อม และระบบของเทคนิคและมาตรการขององค์กรในการป้องกันและรักษาประสิทธิภาพ เช่นเดียวกับมาตรการป้องกันบุคคลและสิ่งแวดล้อม โดยระบบความปลอดภัยในตัวเองและระบบความปลอดภัยที่จัดการได้ด้วยตนเองเป็นสิ่งยืนยันถึงประสิทธิภาพของเครื่องป้องกันทางกายภาพ

ระบบของเทคนิคและมาตรการขององค์กรในเชิงลึกมีหลายระดับ

ระดับ 1 ป้องกันความผิดปกติจากการดำเนินการ หรือความขัดข้อง

ระดับ 2 ควบคุมความผิดปกติ และตรวจสอบความขัดข้อง

ระดับ 3 การควบคุมของการเกิดอุบัติเหตุจากพื้นฐานการออกแบบ

ระดับ 4 ควบคุมสภาวะร้ายแรงของโรงไฟฟ้า รวมทั้งป้องกันอุบัติเหตุที่จะเกิดต่อไป และบรรเทาผลต่อเนื่องที่เกิดจากอุบัติเหตุร้ายแรง

ระดับ 5 บรรเทาผลกระทบของรังสีที่ปลดปล่อยจากสารกัมมันตรังสี

6. สถานะการใช้งาน (Deployment status) [33]

ปี 2000 Russia's OKBM Afrikantov เริ่มทำโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ลอยน้ำโดยออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40 กำลังการผลิต 35 MWe [33] ซึ่งเครื่องปฏิกรณ์ต้นแบบออกแบบมาเพื่อทำลายน้ำแข็ง (ice breakers) และทางการเดินเรือ

การใช้งานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S มีความเกี่ยวข้องกับอนาคตของโครงการ Akademik Lomonosov ซึ่งประกอบด้วย KLT-40S 2 หน่วย และมีแนวโน้มที่จะแล้วเสร็จในปี 2016 ซึ่งจากการดำเนินงานที่ประสบความสำเร็จในรัสเซีย OKBM วางแผนที่จะส่งออกการออกแบบนี้ในต่างประเทศต่างๆ ที่มีศักยภาพในการซื้อ ได้แก่ จีน, อินโดนีเซีย, มาเลเซีย, แอลจีเรีย, เคปเวิร์ด, อุรุกวัย, เอกวาดอร์ และ อาร์เจนตินา

อย่างไรก็ตามคาดการว่าอาจจะมีการเปลี่ยนไปใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ROTM-200 แทนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S [34]

7. ข้อมูลเบื้องต้นเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects)

ตารางที่ 2.13 ข้อมูลเบื้องต้นเชิงเศรษฐศาสตร์

ชื่อตัวแปร	ลายละเอียด
FOAK plant delivery term, years	4
เป้าหมายความสามารถใช้งานระบบตามที่ต้องการ	0.85
บุคคลากรดำเนินการ	58
เงินลงทุนก่อสร้าง , $/kWe	3500-4000 ดอลลาร์ / กิโลวัตต์ไฟฟ้า
ค่าใช้จ่ายการผลิตไฟฟ้า (โหมดการควบแน่น)	～5.0 เซนต์ / กิโลวัตต์-ชั่วโมง
Net cost of heat power, $/Gcal ค่าสุทธิของการผลิตความร้อน	～20 ดอลลาร์ / จิกะแคลอรี่

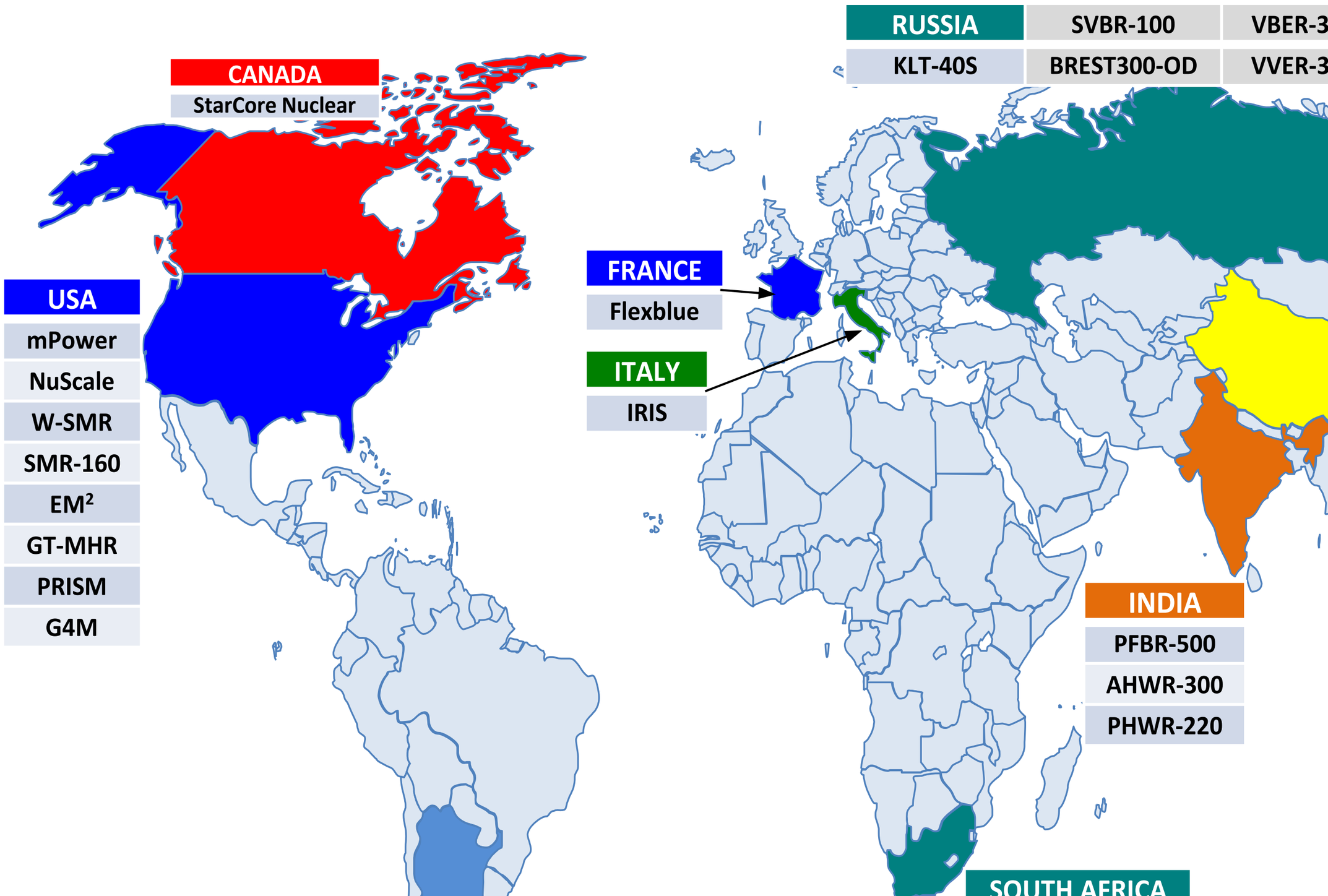
2.3 การเปรียบเทียบระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คัดเลือก

การเปรียบเทียบระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คัดเลือกทำการเปรียบเทียบโดยแบ่งตามหัวข้อดังต่อไปนี้

1. พื้นที่ตั้งที่ทีกำลังก่อสร้างหรือมีแผนการก่อสร้าง
2. แผนผังโรงไฟฟ้า (layout)
3. ข้อมูลถังปฏิกรณ์
4. การจัดเรียงเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ อายุการใช้งาน

5. ระบบความปลอดภัย
6. ห้องควบคุม

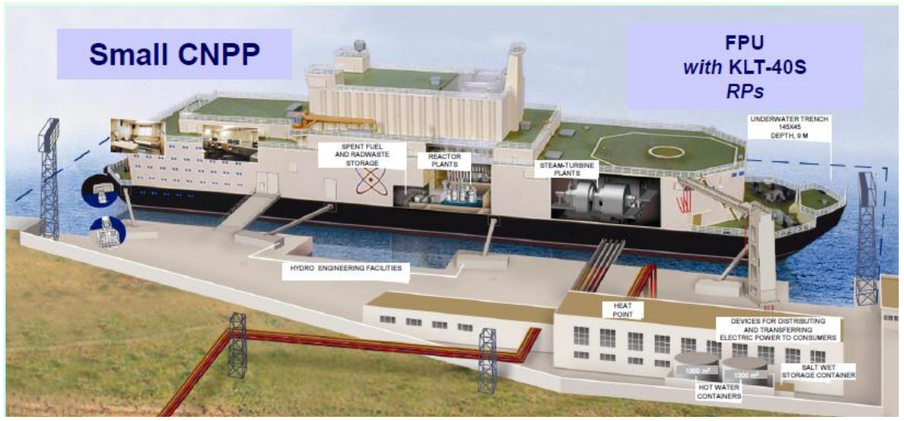
แผนที่แสดงประเทศที่พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก



ตารางที่ 2.14 ข้อมูลสำคัญข้อเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ถูกคัดเลือกทั้ง 6 ชนิด

สถานที่ตั้งโรงไฟฟ้า

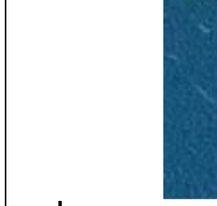
KTL-40S [31,G]



เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S ต้นแบบถูกสร้างที่ BALTIYSKY ZAVOD, ST. PETERSBURG และจะเริ่มเดินเครื่องในปี 2013 ในบริเวณของเมือง VILYUCHINSK, KAMCHATKA กำลังก่อสร้างในโครงการ Akademik Lomonosov ซึ่งประกอบด้วย KLT-40S 2 หน่วย และมีแนวโน้มที่จะแล้วเสร็จในปี 2016

CAREM-25 [35, G]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25 ก่อสร้างที่ Lima เมือง Buenos Aires ใกล้กับ Atucha I และ II โดยใช้น้ำจากแม่น้ำ Paraná สำหรับหล่อเย็น



เครื่องปฏิกรณ์นิ
ความร้อนหรือน้
จากการผลิตไฟฟ้
เครื่องปฏิกรณ์ดัง

ACP-100 [13, G]

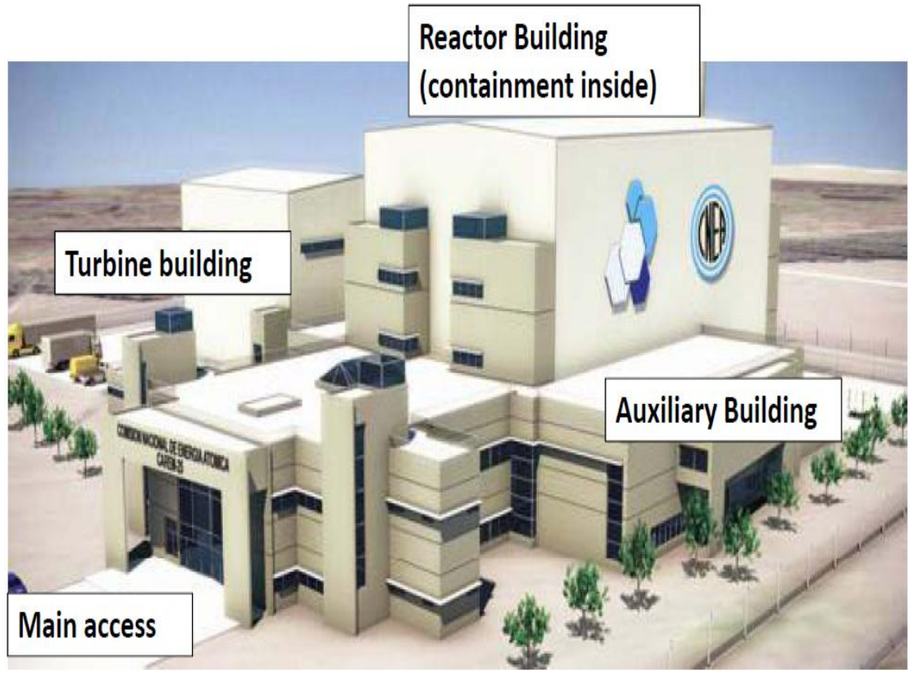
mPower [14, G]

แผนผังโรงไฟฟ้า

KTL-40S [31, G]

เป็นเครื่องปฏิกรณ์บนเรือ มีความกว้าง 30 เมตร 140 เมตร

CAREM-25 [35]

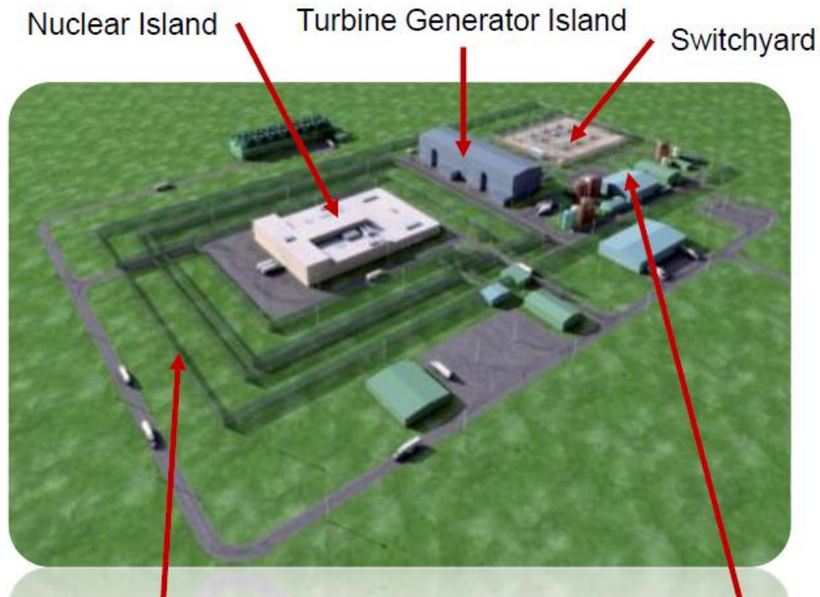


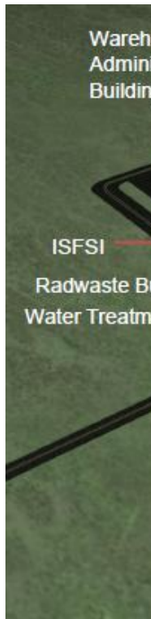
CAREM-25 เป็น prototype integral PWR SMR ที่ใช้ระบบความปลอดภัยแบบหมุนเวียนตามธรรมชาติ คาดว่าจะมีการก่อสร้าง 1 ยูนิต ที่ Atucha site

SMART เป็นเค

ACP-100 [13]

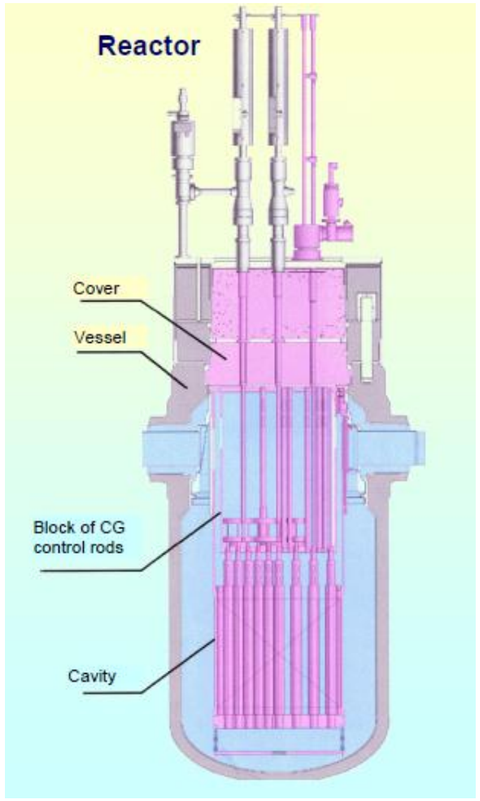
mPower [18]





เครื่องปฏิกรณ์

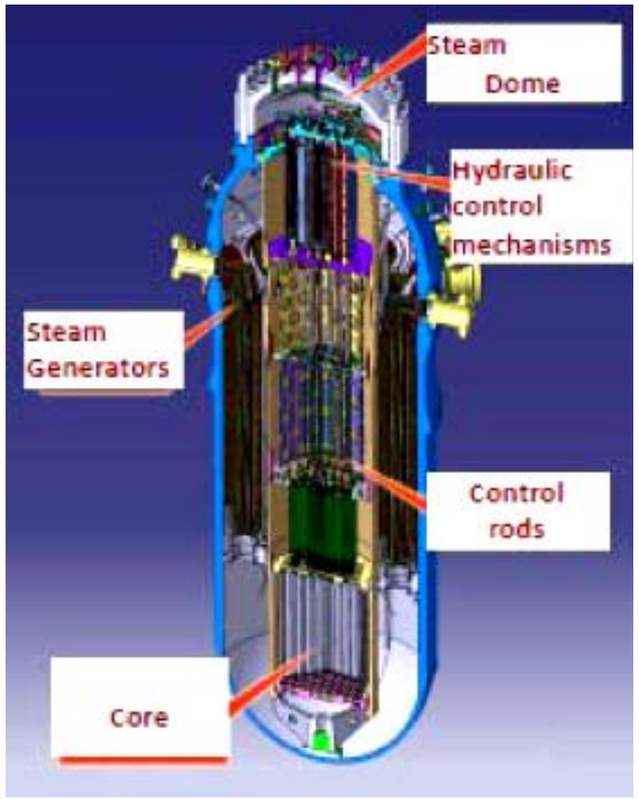
KLT-40S [31]



เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) มีกำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 35เมกกะวัตต์และกำลังผลิตทางความร้อน 150 เมกกะวัตต์

<u>อายุเครื่องปฏิกรณ์</u> 40 ปี

CAREM-25 [35]



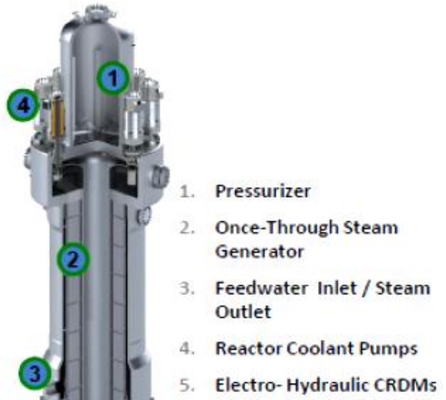
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-45 เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดันที่รวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ภายในถังปฏิกรณ์ (Integral Pressurized Water Reactor) มีกำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 27 เมกกะวัตต์และกำลังผลิตทางความร้อน 100 เมกกะวัตต์

Diameter) 15

ACP-100 [13]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) สมัยใหม่ซึ่งอาศัยการออกแบบจากเทคโนโลยี PWR ที่ใช้กันแพร่หลายอยู่ในปัจจุบัน โดยมีการใช้ระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเองโดยไม่อาศัยแหล่งจ่ายไฟภายนอก (Passive safety system) และเทคโนโลยี

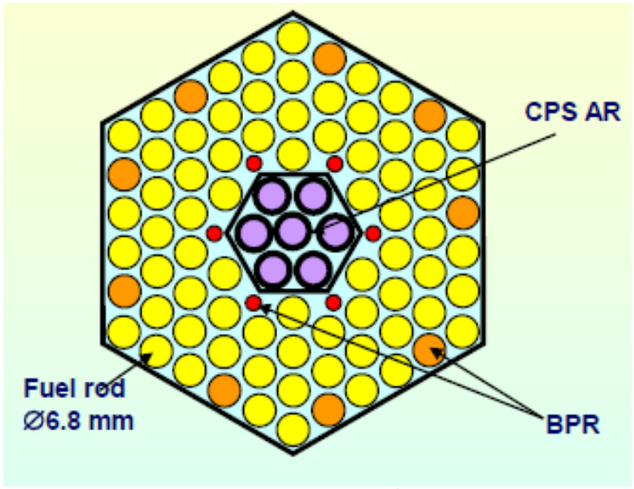
mPower [17]



เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบคู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกันซึ่ง เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) มีการออกแบบให้อุปกรณ์หลักหลายอย่างรวมไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์เดียว (Integrated

การจัดเรียงเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์

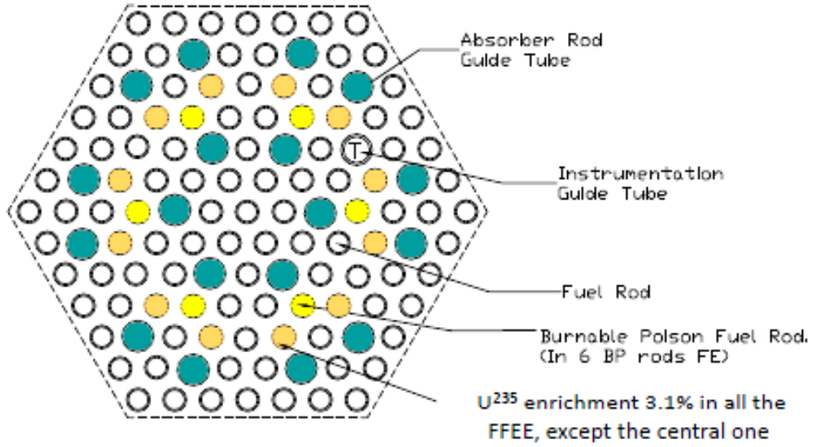
KLT-40S [31]



เชื้อเพลิงที่ทำจากวัสดุยูเรเนียมไดออกไซด์ (UO_2) ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 14.1% ซึ่งอยู่ใน inert matrix บรรจุไว้ในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงแท่งเชื้อเพลิง 1200 มิลลิเมตร จำนวน 121 แท่ง ซึ่งประกอบกันเป็นชิ้นส่วนเชื้อเพลิงแบบ hexahedral shrouded fuel assemblies และมี control rod 11 แท่ง แบ่งเป็น compensating rods 8 แท่ง และ emerge rods 3 แท่ง โดยจัดเรียงเป็นแบบที่เรียกว่า angles of a regular triangular lattice

<u>อายุการใช้งาน</u> : รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง 1ปี 4 เดือน

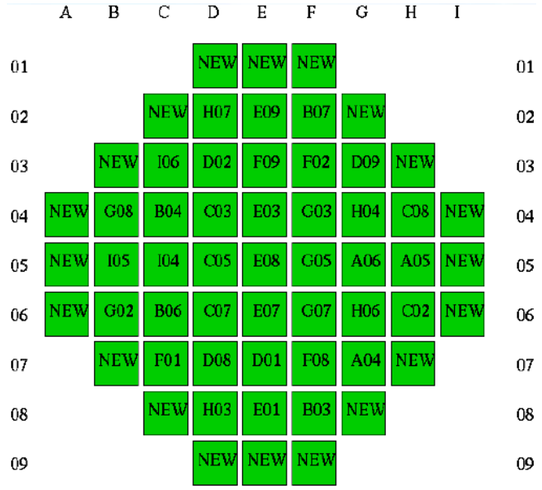
CAREM-25 [35]



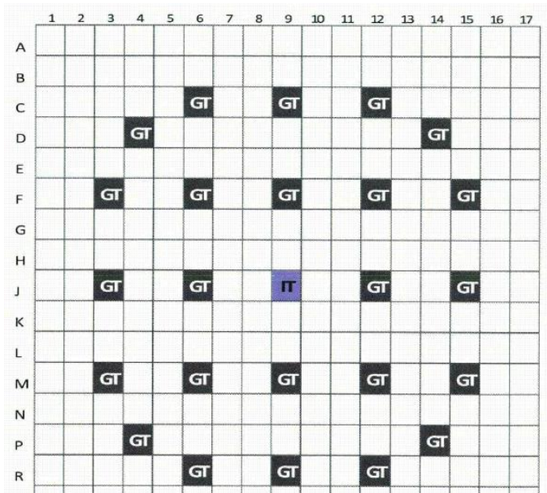
CAREM-25 ใช้เชื้อเพลิงยูเรเนียมทำจากยูเรเนียมไดออกไซด์ (UO_2) ซึ่งเสริมสมรรถภาพไว้ที่ 1.8 - 3.1% มีรอบของการเปลี่ยนเชื้อเพลิงอยู่ที่ 330 วัน (สำหรับการเดินเครื่องเต็มกำลัง) และปริมาณการเปลี่ยนที่ 50% แต่ละมัดเชื้อเพลิงมีความยาว 1.4 เมตร ประกอบด้วยแท่งเชื้อเพลิง 108 แท่ง แท่งควบคุม 18 แท่ง และท่อวัด 1 ท่อ เรียนตัวเป็น Hexagonal ในแท่งเชื้อเพลิงทั้งหมด มี 18 แท่งที่มีสารดูดกลืนนิวตรอนซึ่งทำจาก Gd_2O_3 ผสมอยู่ แท่งควบคุม 18 แท่งทำจาก Ag-In-Cd

<u>อายุการใช้งาน</u> : รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง 1 ปี 2 เดือน

ACP-100 [39]

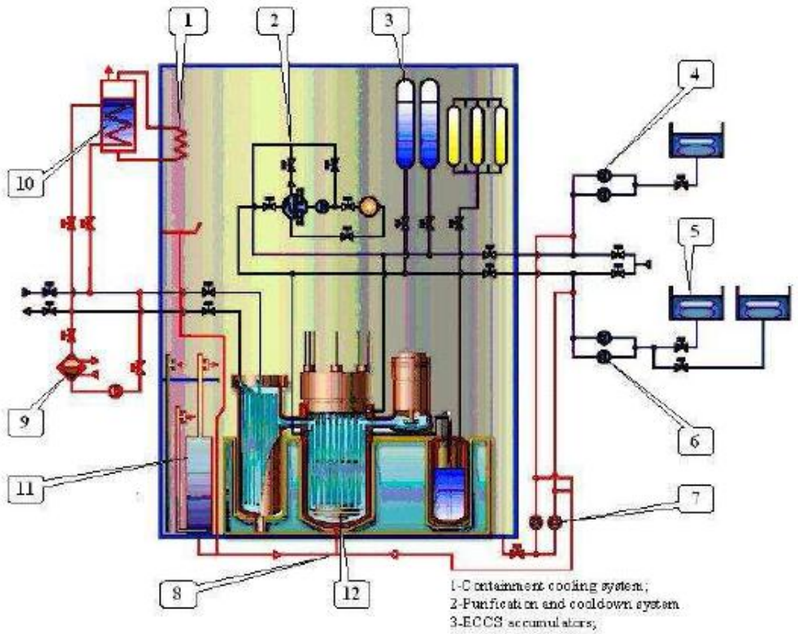


mPower [40]



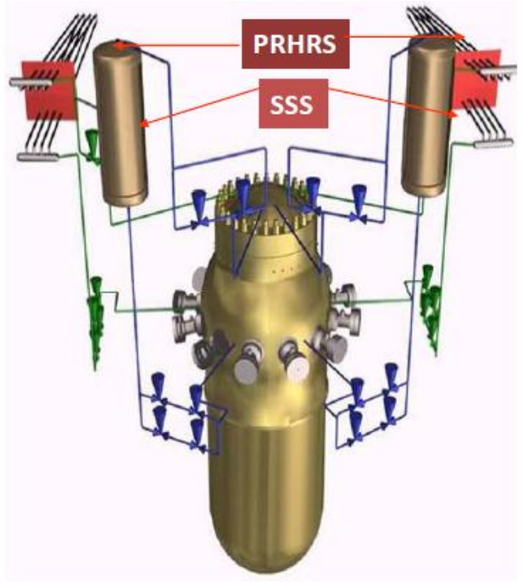
เชื้อเพลิงนิวเคลี
(UO_2) เสริมสม
(Fuel pellet)
เมตร จำนวน 2
แบบสี่เหลี่ยมจัต
แบบเดียวกันกั
(Generation II
<u>อายุการใช้งาน</u>:

KTL-40S [29]



ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S 40S ใช้ระบบความปลอดภัยทั้งแบบต้องอาศัยงานกระทำ (Active safety system) และแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) เช่น ระบบน้ำสำรองฉุกเฉินจากปั๊มฉุกเฉิน (ECCS pumps), ระบบทำความเย็นฉุกเฉินผ่านเครื่องกำเนิดไอน้ำ

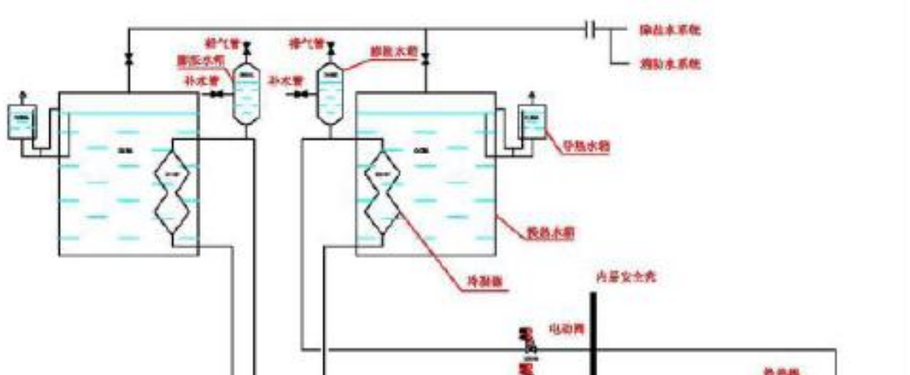
CAREM-25 [35]



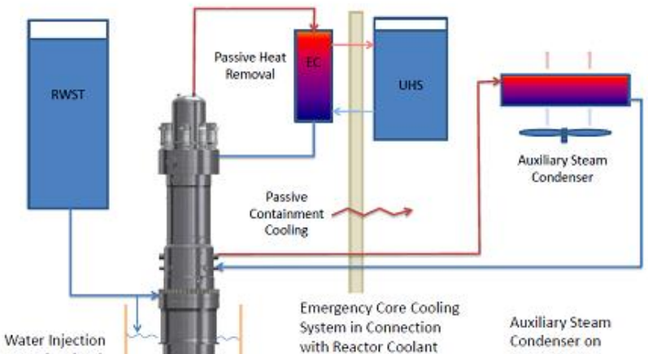
ปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25 ได้รับการออกแบบภายใต้ข้อแนะนำของ IAEA และเกณฑ์ของ Argentinean Regulatory Body ซึ่งอาศัยหลักการประเมินความปลอดภัยเชิงความน่าจะเป็น (Probabilistic Safety Assessment) ขั้นที่ 1, 2 และ 3 ในการคำนวณความเสี่ยง โดยปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ มีการออกแบบภายใต้แนวคิดให้มีระดับความปลอดภัยสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์ชนิดอื่นๆ ที่มีอยู่ในปัจจุบัน โดยใช้หลักการป้องกันเชิงลึก (Defense in Depth) และระบบพาสซีฟเพื่อหลีกเลี่ยงการพึ่งพาจากปัจจัยภายนอกในการบรรเทาอุบัติเหตุระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor Protection System) ประกอบด้วยระบบที่เป็นอิสระจากกัน 2 ระบบซึ่งประกอบด้วยโมดูลต่างๆ

ระบบความปลอดภ
ระหว่างระบบที่ทำ
เดินเครื่อง (Active
ปฏิกรณ์, ระบบหัว
หล่อเย็นหลังการดั
ป้องกันความดันเกิ

ACP-100 [41]



mPower [15]



ห้องควบคุมโรงไฟฟ้า

KTL-40S	CAREM-25	ห้องควบคุมของเ แสดงผลขนาดใหญ
ACP-100	mPower [17], [43]	ห้องควบคุมเครื่องป 3 กลุ่ม เพื่อลดข้อก

เอกสารอ้างอิง

[1] Giménez, M.O. CAREM Technical Aspects, Project and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near-Term Deployment, Vienna, Austria.

[2] Venanti. CAREM Project Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations, Vienna, Austria.

[3] Zanocco, P., Giménez, M.O. CAREM Technical Aspects, Project and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Technical Meeting/Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment. Vienna, Austria.

[4] Notari, C. CAREM Project. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : Standing Advisory Group on Nuclear Energy Meeting, Vienna, Austrial.

[5] International Atomic Energy Agency. Passive Safety Systems in Advanced Water Cooled Reactors (AWCRs). IAEA (2013)

[6] Joo, H.K. Joo and Choi, S. The earliest deployable iPWR: SMART. Technical Workshop on SMR [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : IAEA Technical Meeting, Vienna, Austria.

[7] Park, K.B. SMART: Design and technology features for both electric & non-electric applications [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, IAEA, Vienna, Austria.

[8] Choi, S. The earliest deployable iPWR: SMART [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา : Technical Workshop on SMR, IAEA Technical Meeting, Vienna, Austria.

[9] IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART). Status report 77. (2011)

[10] Jin, Y. Risk-informed analysis for the performance of engineered safety features in SMART reactors. IAEA. 2012.

[11] Jhung, M.J. Licensing review of SMART for standard design approval. Licensing and Safety Issues for Small and Medium-sized Nuclear Power Reactors (SMRs). 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013 แหล่งที่มา : IAEA

[12] Rong, S.D. Progress of ACP100. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : IAEA Presentation Material on the IAEA meeting of Technology Assessment and Medium-sized Reactor for near term deployment, Chengdu, China.

[13] Fajie, Z. Technology Development Design and Safety Features and its Deployment Scheme. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : IAEA Presentation Material on the IAEA meeting of Technology Assessment and Medium-sized Reactor for near term deployment, Chengdu, China

[14] Lee, D. Introduction to B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : IAEA Interregional Workshop, Vienna, Austria.

[15] Lee, D. B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา IAEA SMR Technology Workshop Vienna.

[16] Kim, T J. B&W mPowerTMDesign and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา ANS Winter Meeting/SMR 2011.

[17] Azad, A. Generation mPower SMR Plant and FOA Progress. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา : Platts 3rd Annual Small Modular Reactors Conference.

[18] Arnholt, B.K. The B&W mPowerTM Small Modular Reactor I&C Design, Architecture and Challenges. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : International Atomic Energy Agency

[19] Temple, R. B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา IAEA SMR Technical Meeting, Chengdu, China.

[20] International Atomic Energy Agency. NuScale Power Modular and Scalable Reactor. (2013)

[21] Wallace, E. NuScale Design and Pre-application Program Overview. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : NuScale Power™

[22] NuScale Power, LLC. NuScale Codes and Methods Framework. Description Report (2013) : 20

[23] NuScale Power™, LLC NuScale Plant Design Overview, August 2012 Revision 0.

[24] Reyes, J.N., Overview of NuScaleTechnology. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment, IAEA Headquarters, Vienna, Austria.

[25] Colbert, C. Overview of NuScale Design. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : Technical Meeting on Technology Assessment of SMRs for Near-Term Deployment Chengdu, China.

[26] NuScale Power™. History of the NuScale Power Technology. [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://www.nuscalepower.com/history.aspx [18 เมษายน 2014]

[27] Leveraging Fluor's Extensive Nuclear Experience and Global Execution Platform [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://www.nuscalepower.com/collaborationwithfluor.aspx

[28] World Nuclear News. NuScale SMR wins second DoE funding round. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา : http://www.world-nuclear-news.org/NN-NuScale-SMR-wins-second-DoE-funding-round-1312137.html [18 เมษายน 2014]

[29] International Atomic Energy Agency. KTL-40S. (2013)

[30] KLT-40S Reactor Plant for the floating CNPP FPU [โปรแกรมการนำเสนอ]. แหล่งที่มา : Afrikantov OKB Mechnical (OKBM)

[31] Fadeev, P. Yury. KLT-40S Reactor Plant for the floating CNPP FPU [โปรแกรมการนำเสนอ]. แหล่งที่มา : JSC Afrikantov OKBM

[32] ARIS. STATUS OF SMALL AND MEDIUM REACTOR SIZED REACTOR DESIGNA. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) (เมษายน 2012) : 28-29.

[33] The Ux Consulting Consulting Company. U_XC SMR Design Profile. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา : http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=KLT-40S [10 เมษายน 2014]

[34] World Nuclear Association. Nuclear-Powered Ships. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา : http://www.world-nuclear.org/info/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-powered-ships/ [10 เมษายน 2014]

[35] Marcelo, O. Giménez. CAREM THECNICAL ASPECTS, PROJET AND LICENSING STATUS. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology

[36] Kim, Koo Keung. SMART For Safer and Smarter Nuclear Energy. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา : Korea Atomic Energy Research Institute

[37]SMART An Early Deployable Integral Reactor for Multi-purpose Applications. INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations. [โปรแกรมการนำเสนอ] 2011. แหล่งที่มา : Korea Atomic Energy Research Institute

[38] Lee, J. Won. The SMART Reactor. 4th Annual Asian-Pacific Nuclear Energy Forum. 2010.

[39] Zhi, C. The Progress of I&C System Development in Small Modular Reactor ACP100. [โปรแกรมการนำเสนอ] 2013. แหล่งที่มา : Nuclear Power Institute of China

[40] B&W mPowerTM Reactor Core, Fuel Mechanical Design, Analysis, Testing Overview (Redacted). [โปรแกรมการนำเสนอ] 2013. แหล่งที่มา : Babcock & Wilcox mPower, Inc.

[41] Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment. Progress of ACP100. [โปรแกรมการนำเสนอ] 2013. แหล่งที่มา : China National Nuclear Corporation

[42] International Atomic Energy Agency. System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART). Status report 77. (2011) : 23

[43] B&W mPower™ Reactor. Control Rod Drive Mechanism Design and Testing [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : B&W mPower™

[44] International Atomic Energy Agency. NuScale Power Modular and Scalable Reactor. (2013) : 10

บทที่ 3

จัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่เหมาะสมสำหรับประเทศไทย

3.1 วิธีการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ

3.2 กระบวนการการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ในการศึกษาครั้งนี้

3.3 การจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

3.4 การวิเคราะห์ความไว (Sensitivity Analysis) เบื้องต้นของคะแนนถ่วงน้ำหนัก

บทที่ 3

จัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่เหมาะสมสำหรับประเทศไทย

ในบทนี้จะกล่าวถึงการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่เหมาะสมสำหรับประเทศไทยโดยพิจารณาจากพื้นฐานในเชิงเทคโนโลยี โดยการศึกษาครั้งนี้ได้ทำการพิจารณาจัดลำดับเฉพาะ 6 เทคโนโลยีที่ได้ทำการคัดเลือกไว้เบื้องต้นในหัวข้อที่ 2.1 ได้แก่ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ แบบ mPower, Nuscale, SMART, ACP-100, CAREM-25 และ KLT-40S โดยการจัดลำดับนั้นได้นำข้อมูลที่หามาได้จากเอกสารวิชาการที่เกี่ยวข้อง และจากผู้ผลิตของแต่ละเทคโนโลยีเป็นมาใช้ประกอบในการพิจารณา

3.1 วิธีการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ

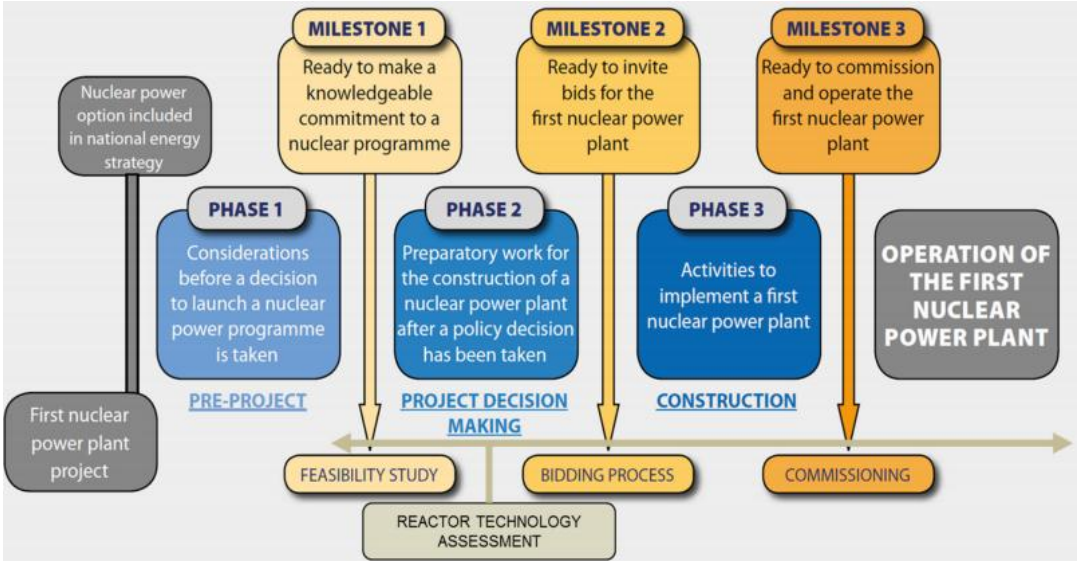
การจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นั้นทำได้โดยการทำการประเมินเทคโนโลยี (Technology Assessment) แต่ละเทคโนโลยี แล้วนำผลคะแนนที่ได้มาเรียงลำดับจากมากไปหาน้อย ในทางสากล เทคนิคหรือวิธีการที่ใช้ในการประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เทคนิคที่พัฒนาขึ้นโดยทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (International Atomic Energy Agency, IAEA) ได้รับการยอมรับและมีความน่าเชื่อถือ ที่จะนำมาใช้ในการประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Reactor Technology Assessment, RTA) สำหรับประเทศที่จะมีการใช้งานในระยะเวลาอันใกล้ (IAEA, 2013) โดยเทคนิคที่ IAEA พัฒนาขึ้นนี้ มุ่งหวังให้เป็นเครื่องมือในการตัดสินใจในการประเมินเทคโนโลยีนิวเคลียร์สำหรับการใช้เลือกเทคโนโลยีและการใช้งานสำหรับประเทศที่จะมีการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในระยะเวลาอันใกล้ ทั้งในส่วนประเทศที่ไม่เคยมีการใช้งานมาก่อนและประเทศที่กำลังจะมีการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เพิ่มเติม

เมื่อพิจารณาจากแผนการพัฒนาโครงสร้างพื้นฐานทางนิวเคลียร์ (Nuclear infrastructure development program) (IAEA, 2007) สำหรับประเทศที่จะเริ่มใช้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ซึ่งแสดงถึงกิจกรรมที่ประเทศนั้น ๆ ต้องทำตั้งแต่ช่วงการพิจารณาก่อนการตัดสินใจใช้พลังงานนิวเคลียร์ ช่วงระหว่างกระบวนการก่อสร้าง จนถึงช่วงการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ดังที่แสดงในรูปที่ 3.1 จากข้อมูลโดย IAEA การประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Reactor Technology Assessment, RTA) ถูกออกแบบให้สามารถทำได้ในแต่ละช่วงของการดำเนินการโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ดังนี้ (IAEA, 2013)

1. การประเมินเทคโนโลยีในช่วงการศึกษาความเป็นไปได้ของโครงการ (Feasibility Study)
2. การประเมินเทคโนโลยีในช่วงการออกแบบรายละเอียดการยื่นประมูลโครงการ (bid invitation specification) และในช่วงกระบวนการในการประเมินการประมูล (process of evaluation bid)

3. การประเมินเทคโนโลยีสำหรับใช้เป็นเครื่องมือในการตัดสินใจในการเตรียมการต่อรองทางสัญญา (contract negotiations)

4. การประเมินเทคโนโลยีสำหรับใช้เป็นเครื่องมือในการประเมินอย่างต่อเนื่องระหว่างการก่อสร้างและการดำเนินการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์

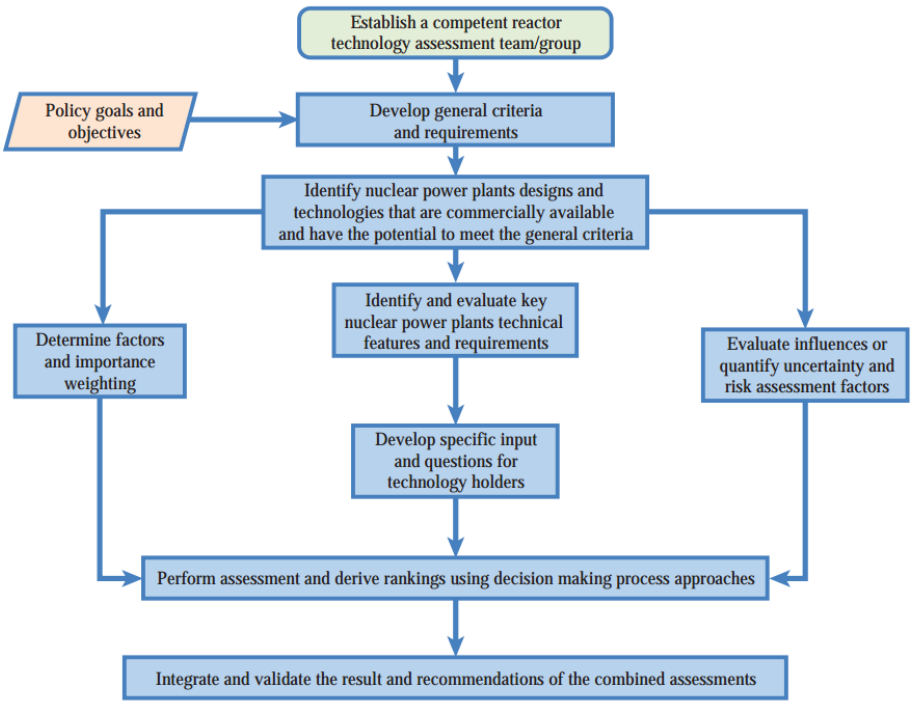


รูปที่ 3.1 แผนการพัฒนาโครงสร้างพื้นฐานทางนิวเคลียร์ (Nuclear infrastructure development program) (IAEA, 2007)

จากแผนภาพที่แสดงในรูปที่ 3.1 จะเห็นได้ว่าช่วงการศึกษาความเป็นไปได้เบื้องต้นเป็นช่วงที่แต่ละประเทศจะทำการพิจารณาความเป็นไปได้ของการดำเนินโครงการพลังงานนิวเคลียร์ การทำ RTA จะช่วยให้ทราบว่าเทคโนโลยีใดบ้างที่มีความเป็นไปได้ สำหรับประเทศไทยอาจกล่าวได้ว่าเพิ่งเริ่มทำการศึกษาความเป็นไปได้เบื้องต้นเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก คณะวิจัยจึงเห็นว่าการจัดลำดับเทคโนโลยีที่เป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทยควรอ้างอิงจาก RTA ของ IAEA โดยเลือกเฉพาะส่วนที่สำคัญและสามารถหาข้อมูลประกอบการประเมินได้

กระบวนการทำ RTA นั้นมีรายละเอียดหลายขั้นตอนตั้งแต่การจัดหาทีมงานประเมิน การคัดเลือกหัวข้อในการพิจารณาซึ่งมีพื้นฐานเกี่ยวพันกับแนวนโยบายหรือเป้าหมายของโครงการพลังงานนิวเคลียร์ระดับชาติ การระบุถึงเทคโนโลยีที่มีความพร้อมใช้งานและมีศักยภาพเพียงพอที่จะนำมาการประเมิน การระบุและประเมินลักษณะที่สำคัญทางเทคนิคและความต้องการทางเทคนิคของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ การพัฒนาคำถามสำหรับผู้ผลิตเทคโนโลยีเพื่อจะนำข้อมูลที่ได้มาใช้ในการประเมิน การกำหนดปัจจัยหรือค่าถ่วงน้ำหนักที่จะนำมาใช้ในสำหรับแต่ละหัวข้อที่จะทำการประเมิน การประเมินค่าความคลาดเคลื่อนหรือปัจจัยที่มีผลต่อการประเมิน การทำการประเมินและการจัดลำดับด้วยวิธีที่เหมาะสม รวมทั้งการรวบรวมผลและทดสอบความ

น่าเชื่อถือของผลที่ได้จากการประเมิน รูปที่ 3.2 แสดงแผนภาพขั้นตอนและลำดับของการทำ RTA อย่างเป็นระบบและเต็มรูปแบบ



รูปที่ 3.2 กระบวนการทำ Rector Technology Assessment (IAEA, 2007)

โดยความเป็นจริง RTA ที่พัฒนาโดย IAEA แบบเต็มรูปแบบนั้นน่าจะเหมาะสมกับการทำการประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีการใช้งานแพร่หลายและมีความพร้อมในเรื่องของการได้มาซึ่งข้อมูล รวมทั้งทีมงานที่จะประเมินจะต้องมีความพร้อมในหลายด้านๆ ทั้งในด้านเงินทุน บุคลากร และเวลา ตารางที่ 3.1 แสดงตัวอย่างหัวเรื่องที่เน้นในการทำการประเมินและผู้รับผิดชอบในแต่ละขั้นตอนของโครงการโรงไฟฟ้า

ตารางที่ 3.1 ตัวอย่างหัวเรื่องที่เน้นในการทำการประเมินและผู้รับผิดชอบในแต่ละขั้นตอน

	Typical Elements of Focus for:			Responsibility		
Elements for Decision-Making	**Feasibility Study**	**Invitation to Bid**	**Bid Evaluation**	**Construction Operation Maintenance**	**Owner/ Operator**	**Technology Holder**
Grid Integration	X	X	X	X	X	X
Proven Technology	X	X	X		X	
Operability, Inspectability, Maintainability, Reliability	X	X	X	X	X	X
Nuclear Safety	X	X	X	X	X	X
Major Systems & Components			X	X		X
Nuclear Fuel Performance	X	X	X	X		X
Environmental Impact	X	X	X	X	X	X
Capital Costs	o	X	X	C	X	X
Operation and Maintenance (O&M) Costs	o	o	X	X	X	X

X = Major Contribution **o** = Minor Contribution **C** = In Construction

3.2 กระบวนการการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ในการศึกษาครั้งนี้

สำหรับการดำเนินโครงการวิจัยนี้ซึ่งถือว่าเป็นขั้นตอนเริ่มต้นของการศึกษาความเป็นไปได้ของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในประเทศไทย โดยจุดประสงค์หลักของโครงการนั้นมุ่งศึกษาสถานภาพทางเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่พัฒนาในปัจจุบันและทำการจัดลำดับเทคโนโลยีที่เป็นไปได้เบื้องต้นเท่านั้น เนื่องจากมีข้อจำกัดหลายประการ เช่น เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีเพียงบางเทคโนโลยีที่กำลังจะเริ่มต้นใช้งานและมีหลายเทคโนโลยียังอยู่ในช่วงพัฒนาและออกแบบ ดังนั้นในการจัดลำดับเทคโนโลยีในการวิจัยครั้งนี้จึงมิได้มุ่งหมายเพื่อที่จะทำ RTA แบบเต็มรูปแบบตามที่ IAEA แนะนำ หากแต่ว่าจะนำเทคนิคบางส่วนของ RTA ที่พัฒนาขึ้นแล้วโดย IAEA มาปรับใช้ให้เหมาะสมในการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่เป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย

3 ขั้นตอนของ RTA ที่พัฒนาขึ้นแล้วโดย IAEA ที่จะนำมาปรับใช้ในโครงการ ได้แก่

1. การระบุถึงเทคโนโลยีที่มีความพร้อมใช้งานและมีศักยภาพในการประเมิน

2. การระบุลักษณะที่สำคัญทางเทคนิคและความต้องการทางเทคนิคของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่จะใช้ในการประเมิน
3. การประเมินและการจัดลำดับด้วยวิธีที่เหมาะสม

ซึ่งรายละเอียดในแต่ละขั้นตอนมีดังต่อไปนี้

3.2.1 การระบุถึงเทคโนโลยีที่มีความพร้อมใช้งานและมีศักยภาพในการประเมิน

เนื้อหาในส่วนนี้ได้มีการกล่าวในรายละเอียดแล้วในหัวข้อที่ 3.1

3.2.2 การระบุหัวข้อหลักของลักษณะสำคัญทางเทคนิคของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่จะใช้ในการประเมิน

หัวข้อหลักของลักษณะที่ใช้ในการประเมินตามตัวอย่างที่ปรากฏในเอกสาร IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.10 (IAEA [1]) ได้แบ่งหัวข้อหลัก (Key Element) ที่ใช้ในการประเมิน และสัดส่วนการให้คะแนนดังแสดงในตารางที่ 3.4 อย่างไรก็ตาม เมื่อพิจารณาจากประเด็นต่างๆดังต่อไปนี้ทำให้มีความจำเป็นต้องปรับลดหัวข้อที่ใช้ในการประเมินตามที่ได้แสดงผลในตารางที่ 3.2 ในหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมินครั้งนี้

1. ความเหมาะสมในเรื่องของข้อมูลที่มีอยู่ในโครงการ บางหัวข้อที่เกี่ยวข้องกับการดำเนินการช่วงการก่อสร้าง ระหว่างติดตั้งก่อสร้างโรงไฟฟ้า หรือภายหลังการเดินเครื่อง เช่น ความสามารถในการกำหนดบริหารโครงการ ผู้จำหน่าย/ข้อกำหนดของเจ้าของเทคโนโลยี การถ่ายทอดและการสนับสนุนเทคโนโลยี และ

2. เนื่องจากเทคโนโลยี SMR ที่คัดเลือกไว้เพื่อทำการประเมิน 6 ประเภทเทคโนโลยีส่วนใหญ่ยังคงอยู่ในช่วงการวิจัยพัฒนาจึงทำให้ยังไม่มีข้อมูลในส่วนนี้ครบถ้วนในทุกด้านของแต่ละชนิด ได้แก่ การพิจารณาสถานที่ตั้ง และลักษณะโครงข่ายทางไฟฟ้า (Grid Integration) การป้องกันอันตรายจากรังสี ผลกระทบทางสิ่งแวดล้อม การพิทักษ์วัสดุนิวเคลียร์ และ เป็นต้น

ตารางที่ 3.2 ผลการเลือกหัวข้อหลัก (Key Element) ที่ใช้ในการประเมินในโครงการวิจัยนี้

ลำดับที่	**หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน (Key Element) ตามตัวอย่างในเอกสาร IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.10** (IAEA [1])	**ระดับคะแนน (เปอร์เซ็นต์)**	**หัวข้อหลักที่สามารถใช้ในการประเมินโครงการวิจัยนี้**
1.	การพิจารณาสถานที่ตั้ง	10	x
2.	ลักษณะโครงข่ายทางไฟฟ้า	8	x
3.	ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์	20	✓
4.	ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	16	✓

ลำดับที่	หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน (Key Element) ตามตัวอย่างในเอกสาร IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.10 (IAEA [1])	ระดับคะแนน (เปอร์เซ็นต์)	หัวข้อหลักที่สามารถใช้ในการประเมินโครงการวิจัยนี้
5.	รูปแบบของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	10	✓
6.	การป้องกันอันตรายจากรังสี	2	x
7.	ผลกระทบทางสิ่งแวดล้อม	2	x
8.	การพิทักษ์วัสดุนิวเคลียร์	2	x
9.	ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้า	2	✓
10.	ขอบเขตการดำเนินงานของเจ้าของ/ผู้ประกอบการ	2	x
11.	ผู้จำหน่าย/ข้อกำหนดของเจ้าของเทคโนโลยี	2	x
12.	ความสามารถในการกำหนด บริหารโครงการ	2	x
13.	การถ่ายทอดและการสนับสนุนเทคโนโลยี	2	x
14.	เศรษฐศาสตร์	20	x
	คะแนนรวม	100	

ดังนั้นโดยสรุป จึงเหลือหัวข้อหลักที่สามารถนำปรับใช้ในการประเมินจัดลำดับเทคโนโลยีได้แก่ ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ การทำงานของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และวัฏจักรเชื้อเพลิง และความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้า ซึ่งจากการหารือกับผู้เชียวชาญด้านการประเมินเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (SMR) (Dr. Hadid Subki) จาก IAEA ระหว่างวันที่ 26-28 กุมภาพันธ์ 2557 ในการประชุมร่วมระหว่างนักวิจัยในโครงการและเจ้าหน้าที่จาก IAEA ประกอบกับการพิจารณาหัวข้อที่สามารถใช้ในการประเมินตามเอกสาร IAEA [1] ตามที่ได้อธิบายมาในข้างต้น เห็นร่วมกันว่าเพื่อให้การประเมินเทคโนโลยี SMR นั้น เข้าใจง่าย และเหมาะสมสัมพันธ์กับเนื้อหา ปริมาณข้อมูลที่มีอยู่ในโครงการ จึงได้กำหนดหัวข้อหลัก (Key Element) และหัวข้อย่อย (Key Feature) ในแต่ละหัวข้อหลักต่างๆ ขึ้นใหม่เพื่อใช้ในการทำประเมินโดยให้สอดคล้องกับเอกสารการประเมินของ IAEA ดังนี้

1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance)
    - การลดความซับซ้อน (Simplification)
    - รูปแบบของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel and Fuel Cycle Performance)
    - ความสามารถโรงไฟฟ้าได้แก่ ประสิทธิภาพรวม (Gross Efficiency) และอายุการใช้งานของโรงไฟฟ้า (Plant Life Time)
    - การเป็นเทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์แล้ว (Proven Technology)

2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Nuclear Plant Safety)

    - ระบบความปลอดภัยในระบบการระบายความร้อนคงเหลือ (Residual Heat Removal System, RHS)
    - ระบบความปลอดภัยในระบบการระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS)
    - การใช้หลักการ ความหลากหลายและการมีซ้ำกัน (Diversity and Redundancy)
    - การมีระบบจัดการอุบัติเหตุในกรณีเกิดการรั่วไหลของเชื้อเพลิงหลอมเหลวออกจากถังเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (Deployment status and Licensability)

    - สถานภาพใช้งานหรือการออกแบบ (Deployment status)
    - การขอใบอนุญาตการออกแบบ (Licensability)

4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (Constructability and Manufacturability)

    - ความสามารถในการก่อสร้างโรงไฟฟ้า (Constructability)
    - ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (Manufacturability)

5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (Plant and site security)

    - การติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ใต้พื้นดิน (Underground Installation)

3.2.3 การประเมินและการจัดลำดับด้วยวิธีที่เหมาะสม

3.2.3.A การกำหนดสัดส่วนคะแนนหรือคะแนนถ่วงน้ำหนักของหัวข้อการประเมินหลัก (Key Element และ Key Feature)

จากหัวข้อการประเมินหลักที่กำหนดขึ้นในบทที่ 3.3.2 เบื้องต้นทางคณะนักวิจัยได้กำหนดสัดส่วนการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน ในเบื้องต้นนี้ คณะวิจัยได้ทำการแบ่งคะแนนน้ำหนักของแต่ละหัวข้อหลักไว้ดังแสดงในตารางที่ 3.4 การแบ่งคะแนนน้ำหนักนี้ใช้ข้อมูลอ้างอิงที่สืบค้นจากการประชุมในระดับนานาชาติที่ได้ทำการสำรวจโดยใช้แบบสอบถามถามตัวแทนของประเทศที่จะมีโครงการสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แห่งแรกในประเทศ (newcomers) จำนวน 15 ประเทศ [3] ว่าประเทศนั้นๆจะให้ความสำคัญกับหัวข้อหลักเรื่องใดมากที่สุด ตัวอย่างแบบสอบถามในที่ประชุมแสดงในรูปที่ 3.3

Ranking Survey of the Selected 6 Key Elements of Technology Assessment

Newcomer Country: _____

No	Selected Key Elements	Ranking* (1 to 6)	Importance Rating** (%)
1	Standardization and Simplification		
2	Reactor Safety		
3	Plant Performance & Operability		
4	Proven Technology		
5	Economics		
6	Constructability		
			100

* 1 is the most important, 6 is the least important

** The percentage of key elements must add up to 100%

IAEA

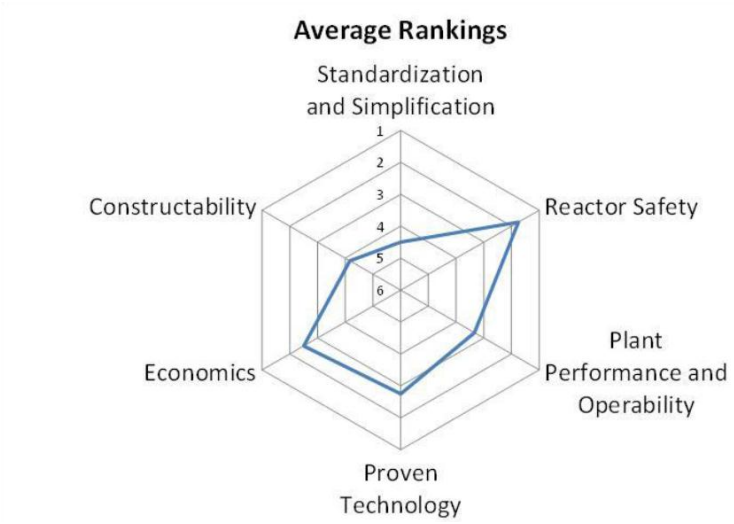
รูปที่ 3.3 ตัวอย่างแบบสอบถามในที่ประชุม *

* Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 5 - 9 December 2011

ผลการสำรวจพบว่า ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Reactor Safety) ข้อมูลทางเศรษฐศาสตร์ (Economy) การเป็นเทคโนโลยีที่พิสูจน์ได้ (Proven Technology) ความสามารถของโรงไฟฟ้าและการเดินเครื่อง (Plant Performance and Operability) การทำให้เป็นมาตรฐานและการลดความซับซ้อน (Standardization and Simplification) ความสามารถในการก่อสร้าง (Constructability) ถูกพิจารณาให้มีความสำคัญจากมากไปน้อยตามลำดับ ดังแสดงในตารางที่ 3.4

	Tally of Rankings*					
Selected Elements	1	2	3	4	5	6
Standardization and simplification	0	1	2	1	5	0
Reactor safety	6	4	1	1	0	1
Plant performance and operability	0	3	3	3	1	0
Proven technology	5	0	3	1	2	1
Economy	3	4	3	0	0	1
Constructability	1	2	2	1	0	3

*1 is the most important, 6 is the least important



รูปที่ 3.4 ผลการสำรวจการพิจารณาให้ความสำคัญของหัวข้อหลัก* [4]

*เอกสารประกอบการบรรยาย โดย Dr. Hadid Subki หัวข้อ Approaches for Reactor Technology Assessment and Selection : Case Study on SMRs, Nuclear Energy Management School, Abu Dhabi, UAE , 12 - 9 January 2011

หัวข้อหลักที่กำหนดขึ้นเพื่อใช้ในการประเมินในการศึกษาครั้งนี้ ไม่ได้สอดคล้องตรงตามที่ระบุไว้ในแบบสอบถามที่ทำโดย IAEA อย่างไรก็ตาม อาจจะพิจารณาความสัมพันธ์ของหัวข้อหลักที่กำหนดขึ้นใหม่ในการศึกษาครั้งนี้และหัวข้อที่ปรากฏในแบบสอบถามของ IAEA ดังแสดงในตารางที่ 3.3

ตารางที่ 3.3 ความสัมพันธ์ระหว่าง หัวข้อในแบบสอบถาม ของ IAEA และหัวข้อหลัก (Key Elements) ที่ใช้ในการประเมินในโครงการวิจัยนี้

หัวข้อในแบบสอบถาม ของ IAEA	หัวข้อหลัก (Key Elements) ที่กำหนดขึ้นในการศึกษาครั้งนี้
- เทคโนโลยีที่พิสูจน์ได้ (Proven Technology) - ความสามารถของโรงไฟฟ้าและการเดินเครื่อง (Plant Performance and Operability) - การทำให้เป็นมาตรฐานและการลดความซับซ้อน (Standardization and Simplification)	- ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ(Technical Characteristics and Performance)
- ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Reactor Safety)	- ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (Reactor Safety)
- ข้อมูลทางเศรษฐศาสตร์ (Economy)	- ไม่มี
- ความสามารถในการก่อสร้าง (Constructability)	- ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (Constructability and Manufacturability)

ดังนั้นเมื่อพิจารณาจากการให้ความสำคัญคะแนนน้ำหนักนี้ใช้ข้อมูลอ้างอิงที่สืบค้นจากการประชุมในระดับนานาชาติที่ได้ทำการสำรวจโดยใช้แบบสอบถามข้างต้นและความสัมพันธ์ของหัวข้อในแบบสอบถาม ของ IAEA และหัวข้อหลัก (Key Element) ที่ใช้ในการประเมินในโครงการวิจัยนี้ รวมทั้งการขอความเห็นจากหารือกับผู้เชียวชาญด้านการประเมินเทคโนโลยี จาก IAEA (Dr. Hadid Subki) คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักถูกกำหนดขึ้นดังแสดงในตารางที่ 3.4 ข้อมูลทางเศรษฐศาสตร์ถูกตัดจากหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน เนื่องจากผู้ผลิตไม่สามารถประเมินค่าใช้จ่ายในการก่อสร้างโรงไฟฟ้า และค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า โดยที่ยังไม่ทราบข้อมูลที่ตั้งโรงไฟฟ้า รวมถึงเงื่อนไขของประเทศผู้ซื้อ นอกจากนี้ ข้อมูลค่าใช้จ่ายที่คณะผู้วิจัยได้จากผู้ผลิตก็เป็นเพียงข้อมูลการประเมินเบื้องต้น ซึ่งผู้ผลิตแต่ละรายอาจจะประเมินโดยใช้เงื่อนไขที่แตกต่างกัน คณะผู้วิจัยจึงพิจารณาว่าไม่สามารถทำการประเมินและจัดลำดับข้อมูลทางเศรษฐศาสตร์ของแต่ละเทคโนโลยีได้ ส่วนความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง เป็นหัวข้อที่หลักที่อยู่ในการประเมินครั้งนี้ แต่ไม่มีปรากฏในหัวข้อในแบบสอบถามของ IAEA คณะผู้วิจัยได้เพิ่มเติมหัวข้อนี้ขึ้นมา เนื่องจากความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้งเป็นเรื่องที่ผู้ผลิตและผู้ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายกลุ่มให้ความสำคัญ โดยเฉพาะอย่างยิ่งหลังจากเหตุการณ์วินาศกรรม 11 กันยายน พ.ศ. 2544

ตารางที่ 3.4 หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน และเกณฑ์การให้คะแนน

ลำดับที่	หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน (Key Elements)	คะแนน
1.	ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	40
2.	ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์	20
3.	สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน	10
4.	ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต	10
5.	ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง	5
	<u>คะแนนรวม</u>	**85**

3.2.3.B การกำหนดเกณฑ์การให้คะแนนของหัวข้อหลักของการประเมิน (Key Element) รวมทั้งการกำหนดหัวข้อรอง (key Feature) หัวข้อย่อย (Key Subfeature) และ เกณฑ์การให้คะแนนของหัวข้อย่อย

สำหรับหัวข้อรอง (Key Feature) และหัวข้อย่อย (Key Subfeature) ถูกกำหนดขึ้นโดยอาศัยข้อมูลจากคำถามหลัก (Key Questions) ที่ควรจะต้องถูกถามในการประเมินหัวข้อหลักต่างๆตามที่ปรากฏในเอกสาร IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.10 [1] และความพร้อมของข้อมูลที่สามารถจะตอบในแต่ละคำถามได้ใน 6 ประเภทเทคโนโลยี SMR ที่นำมาประเมิน สำหรับเกณฑ์การให้คะแนนของหัวข้อย่อยถูกกำหนดขึ้นจากความเห็นของนักวิจัยในโครงการเมื่อพิจารณา ความสำคัญและผลประโยชน์ที่คาดว่าจะได้รับ โดยมีรายละเอียดตามแต่ละหัวข้อดังต่อไปนี้

ก. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ

<u>ความสำคัญ</u>

ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถเป็นคุณลักษณะที่สำคัญที่ใช้ในการเปรียบเทียบด้านสมรรถนะ ประสิทธิภาพ ลักษณะการเดินเครื่อง ลักษณะของเชื้อเพลิง และการได้รับการพิสูจน์มาแล้วของเทคโนโลยี ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถจะส่งผลต่อการบริหารจัดการการเดินเครื่อง ต้นทุนต่อหน่วยการผลิตกระแสไฟฟ้า และความเสถียรของระบบในการผลิตกระแสไฟฟ้า โดยในหัวข้อนี้ ได้มีการแบ่งหัวข้อย่อย (Sub Features) ในการพิจารณาและระดับคะแนนที่จะใช้ในแต่ละหัวข้อย่อยดังแสดงข้อมูลในตารางที่ 3.5

<u>คะแนนเต็ม</u> 40 คะแนน

<u>หัวข้อรองในการพิจารณาในการให้คะแนน</u>

หัวข้อย่อยในการพิจารณาในการให้คะแนนแสดงในตารางที่ 3.5

ตารางที่ 3.5 หัวข้อย่อยในการพิจารณาและระดับคะแนนในการประเมินเรื่องลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ

หัวข้อรอง (Key Features)	คะแนน
1. การลดความซับซ้อน (Simplification)	5
2. รูปแบบของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel and Fuel Cycle Performance)	15
3. ความสามารถของโรงไฟฟ้า (Plant Performance)	10
4. เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (Proven Technology)	10

โดยรายละเอียดในการพิจารณาการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อย่อยจะใช้เกณฑ์ดังต่อไปนี้

1.1 การลดความซับซ้อน (Simplification) มีคะแนนเต็ม 5 คะแนน โดยจะแบ่งเกณฑ์การให้คะแนนเป็นสองส่วนในแต่ละหัวข้อย่อยดังนี้

1.1.1 หากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทใดมีลักษณะการออกแบบที่ช่วยลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ได้แก่ การเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ integral ซึ่งรวมอุปกรณ์ต่าง ๆ ไว้ในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การลดจำนวนอุปกรณ์ที่มีความสำคัญต่อการเดินเครื่อง และการมีขนาดเล็กลงอย่างมีนัยสำคัญ หากมีลักษณะสำคัญเหล่านี้ 1 ข้อ 2 ข้อ และ 3 ข้อ จะได้คะแนน 0.5 คะแนน 1.5 คะแนน และ 2.5 คะแนนตามลำดับ หรือหากไม่มีจะได้คะแนน 0 คะแนน

1.1.2 หากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทใดมีลักษณะการออกแบบที่อาจเพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่องหรือการบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ เช่น การนำเอาระบบหมุนเวียนตามธรรมชาติ (Natural Circulation) มาใช้ในการเดินเครื่องปกติ (Normal Operation) ซึ่งอาจทำให้การควบคุมปริมาณการไหลของสารหล่อเย็นให้สม่ำเสมอทำได้ยากยิ่งขึ้น หากมีการเพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่องหรือบำรุงรักษาจะได้คะแนน 0 คะแนน หากไม่มีจะได้ 2.5 คะแนน

1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์และรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel and Fuel Cycle Performance) มีคะแนนเต็ม 15 คะแนน โดยจะแบ่งเกณฑ์การให้คะแนนเป็นสามส่วน ในแต่ละหัวข้อย่อยดังนี้

1.2.1 ระยะเวลาหรือรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel Cycle) โดยทั่วไปเทคโนโลยีที่มีรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงที่นานกว่าจะมีข้อได้เปรียบเรื่องเปอร์เซ็นต์ความสามารถในการเดินเครื่องที่สูงกว่า (Capacity Factor) ดังนั้นเกณฑ์การให้คะแนนในส่วนนี้กำหนดขึ้นดังแสดงในตารางที่ 3.6 ดังนี้

ตารางที่ 3.6 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (Nuclear Fuel Cycle)

ระยะเวลาของรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง, X (ปี)	คะแนน
$X < 2$	1
$2 \leq X < 3$	2
$3 \leq X < 4$	3
$X \geq 4$	4
ไม่มีการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	5

1.2.2 ประสบการณ์ของผู้ผลิตและการใช้งานด้านเทคโนโลยีด้านเชื้อเพลิง ซึ่งหากผู้ผลิตเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทใดมีประสบการณ์การผลิตและการใช้งานด้านเทคโนโลยีด้านเชื้อเพลิงในเชิงพาณิชย์ จะได้คะแนนเต็ม 5 คะแนน หรือหากไม่มี จะได้ 0 คะแนน

1.2.3 ลักษณะการออกแบบที่เป็นมาตรฐานของเชื้อเพลิงมาตรฐานของ PWR ทั่วไป ได้แก่ มีการจัดวางของแท่งเชื้อเพลิงแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส หรือแบบหกเหลี่ยม เปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียม 235 (Uranium-235 enrichment) อยู่ระหว่าง 4-5 เปอร์เซ็นต์ และความยาวแท่งเชื่อเพลิงอยู่ระหว่าง 4-4.2 เมตร โดยได้กำหนดเกณฑ์การให้คะแนนในส่วนนี้ดังแสดงในตารางที่ 3.7 เหตุผลในการนำประเด็นนี้มาพิจารณาคือ การจัดวางแท่งเชื้อเพลิงและความยาวแท่งเชื้อเพลิงจะส่งผลกระทบโดยตรงต่อลักษณะเฉพาะทางอุณหพลศาสตร์ (Thermal Hydraulic Characteristics) ของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ซึ่งมีผลต่อการออกแบบระบบหล่อเย็นและระบบความปลอดภัย ส่วนเปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียม 235 ก็จะส่งผลกระทบต่อการออกแบบการวางแท่งเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ซึ่งมีผลต่อลักษณะเฉพาะทางนิวตรอน (Neutronic Characteristics) ของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ เชื้อเพลิงมาตรฐานได้รับการพิสูจน์แล้วว่ามีลักษณะเฉพาะทางอุณหพลศาสตร์และทางนิวตรอนที่ไม่ส่งผลเสียต่อการควบคุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หรือต่อความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ดังนั้น การใช้เชื้อเพลิงมาตรฐานจึงเป็นการลดความเสี่ยงในการเกิดลักษณะเฉพาะทางอุณหพลศาสตร์และทางนิวตรอนที่ไม่พึงประสงค์ในเครื่อง

ปฏิกรณ์นิวเคลียร์ นอกจากนี้ การใช้เชื้อเพลิงที่เป็นมาตรฐานยังลดความเสี่ยงในการผูกขาดการจำหน่ายเชื้อเพลิงโดยผู้ผลิตได้อีกด้วย

ตารางที่ 3.7 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องการออกแบบและการจัดวางของแท่งเชื้อเพลิงและเปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียม 235

ลักษณะการออกแบบเชื้อเพลิง	คะแนน
ไม่มีลักษณะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานของ PWR ทั่วไป	0
มีลักษณะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานของ PWR ทั่วไป 1 ข้อ	1
มีลักษณะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานของ PWR ทั่วไป 2 ข้อ	3
มีลักษณะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานของ PWR ทั้ง 3 ข้อ	5

1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (Plant Performance) มีคะแนนเต็ม 10 คะแนน จะแบ่งเกณฑ์การให้คะแนนเป็นสองส่วน ในแต่ละหัวข้อย่อยดังนี้

1.3.1 ประสิทธิภาพรวมของโรงไฟฟ้า (Gross Efficiency) ซึ่งเป็นตัวเลขคาดการณ์ที่แสดงสัดส่วนของพลังงานของกระแสไฟฟ้ารวมที่ผลิตได้ต่อพลังงานของเชื้อเพลิงที่ปลดปล่อยออกมา โดยรายละเอียดการให้คะแนนในส่วนนี้แสดงในตารางที่ 3.8

ตารางที่ 3.8 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องประสิทธิภาพรวมของโรงไฟฟ้า (Gross Efficiency)

ประสิทธิภาพรวมโรงไฟฟ้า, Y (%)	คะแนน
$Y < 30$	0
$30 \leq Y < 35$	2.5
$Y > 35$	5

1.3.2 อายุการใช้งานของโรงไฟฟ้า (Plant Life Time) เป็นตัวเลขอายุใช้งานในระบุไว้ในการออกแบบประเภทเทคโนโลยีนั้นๆ โดยรายละเอียดการให้คะแนนในส่วนนี้แสดงในตารางที่ 3.9

ตารางที่ 3.9 เกณฑ์การให้คะแนนในเรื่องอายุการใช้งานของโรงไฟฟ้า (Plant Life Time)

อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า, T (ปี)	คะแนน
$T < 40$	0
$40 \leq T < 60$	1

$60 \leq T < 80$	3
$T \geq 80$	5

1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (Proven Technology) มีคะแนนเต็ม 10 คะแนน โดยในส่วนนี้จะพิจารณาในประเด็นเรื่องประสบการณ์ในการเดินเครื่องของผู้ผลิตเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในเทคโนโลยีแบบเดียวกันหรือใกล้เคียง หากมีประสบการณ์จะได้คะแนนเต็มในส่วนนี้ 10 คะแนน หรือหากไม่มีจะได้ 0 คะแนน

ข. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้า

<u>ความสำคัญ</u>

ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้านับว่าเป็นอีกปัจจัยหนึ่งที่มีความสำคัญต่อการพิจารณาความเหมาะสมของโรงไฟฟ้า ทั้งในทางเทคนิคซึ่งจะต้องสามารถดำเนินการได้ภายใต้สภาพเงื่อนไขต่างๆ สามารถป้องกันและบรรเทาอุบัติเหตุที่อาจเกิดขึ้นและส่งผลต่อผู้ปฏิบัติงาน ประชากรภายนอก และสิ่งแวดล้อมได้ และในทางสังคมซึ่งจะต้องสามารถให้ความเชื่อมั่นต่อประชาชนได้ว่าจะไม่มีการปลดปล่อยรังสีออกสู่ภายนอกแม้ว่าจะมีอุบัติเหตุเกิดขึ้นก็ตาม

<u>คะแนนเต็ม</u> 20 คะแนน

<u>หัวข้อย่อยในการพิจารณาในการให้คะแนน</u>

2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (Safety Design Philosophy) (คะแนนเต็ม 10 คะแนน) ซึ่งในที่นี้จะพิจารณาจากการใช้ระบบความปลอดภัยแบบแอคทีฟหรือพาสซิฟในการจัดการอุบัติเหตุที่อาจเกิดขึ้น ระบบที่พิจารณา ได้แก่

2.1.1 ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือ (Residue Heat Removal) (คะแนนเต็ม 5 คะแนน)

2.1.2 ระบบปิดเครื่องในภาวะฉุกเฉิน (Emergency Safety Shutdown) (คะแนนเต็ม 5 คะแนน)

โดยมีเกณฑ์การพิจารณาดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้แต่ระบบความปลอดภัยแบบแอคทีฟในการจัดการอุบัติเหตุจะได้ 0 คะแนน เนื่องจากเป็นระบบที่จำเป็นต้องมีการสั่งการและใช้พลังงานจากภายนอก เมื่อมีเหตุการณ์ฉุกเฉินเกิดขึ้นจึงมีความเป็นไปได้ที่จะไม่สามารถทำงานได้
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้แต่ระบบความปลอดภัยแบบพาสซีฟในการจัดการอุบัติเหตุจะได้ 5 คะแนน เนื่องจากเป็นระบบที่สามารถทำงานได้เองโดยไม่ต้องมีการสั่งการหรืออาศัยพลังงานจากภายนอก ซึ่งเมื่อมีเหตุการณ์ฉุกเฉินเกิดขึ้น ระบบจะสามารถทำงานได้ด้วยตัวเองในทันที

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ผสมผสานการทำงานระหว่างระบบแอคทีฟกับระบบพาสซีฟ จะได้ 2.5 คะแนน เนื่องจากระบบความปลอดภัยอาจไม่สามารถทำงานได้เต็มที่เนื่องจากยังต้องอาศัยระบบแอคทีฟอยู่

2.2 ความหลากหลายและการมีซ้ำกันของระบบความปลอดภัย (Diversity and Redundancy) (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) สำหรับในภาวะฉุกเฉินหรือเมื่อมีอุบัติเหตุเกิดขึ้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะต้องมีระบบความปลอดภัยมากกว่า 1 ระบบ ซึ่งต้องสามารถทำงานแทนกันได้ในกรณีที่ระบบใดระบบหนึ่งไม่ทำงาน เพื่อนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์กลับเข้าสู่สภาวะปลอดภัย และจะต้องมีระบบความปลอดภัยหลายแบบที่สามารถบรรลุวัตถุประสงค์ด้านความปลอดภัยแบบเดียวกันได้ เพื่อป้องกันมิให้เกิดความล้มเหลวของระบบจากสาเหตุเดียวกัน (Common Cause Failure) ซึ่งอาจเกิดขึ้นกับระบบที่มีลักษณะเดียวกัน โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ไม่มีความหลากหลายและซ้ำซ้อนของระบบความปลอดภัยจะได้ 0 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีความหลากหลายและซ้ำซ้อนของระบบความปลอดภัยจะได้ 5 คะแนน

2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (Severe Accident) (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) พิจารณาจากการออกแบบของระบบความปลอดภัยว่ามีระบบความปลอดภัยเฉพาะที่ถูกเตรียมไว้เพื่อการตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรงที่ถูกคาดการณ์ไว้ (Anticipated Severe Accidents) หรือไม่ โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ไม่มีระบบความปลอดภัยเพื่อการตอบสนองต่ออุบัติเหตุรุนแรงจะได้ 0 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีระบบความปลอดภัยเพื่อการตอบสนองต่ออุบัติเหตุรุนแรงจะได้ 5 คะแนน

ค. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน

<u>ความสำคัญ</u>

สถานะของการขออนุญาตและการใช้งานเป็นปัจจัยที่บ่งบอกถึงความพร้อมของการนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มาใช้งาน ว่าได้ผ่านการพิจารณาจากผู้กำกับดูแลในประเทศของตนแล้วและจะสามารถนำมาใช้ได้ภายในเวลาอันสั้นหรือภายในกรอบเวลาที่ต้องการหรือไม่ ทั้งยังเป็นตัวบ่งชี้ถึงสถานภาพของการออกแบบว่าอยู่ในระยะใดหรือมีความเป็นไปได้มากน้อยเพียงใดที่จะออกมาเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สามารถก่อสร้างและใช้งานได้จริง

<u>คะแนนเต็ม</u> 10 คะแนน

<u>หัวข้อย่อยในการพิจารณาในการให้คะแนน</u>

3.1 สถานะของการใช้งาน (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) พิจารณาตั้งแต่สถานะของการออกแบบ การก่อสร้าง ไปจนถึงการใช้งาน โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่กำลังอยู่ในระหว่างการออกแบบเบื้องต้นหรือเชิงแนวคิด (Conceptual Design) จะได้ 0 คะแนน เนื่องจากยังต้องใช้เวลาอีกนานในการพัฒนาก่อนที่จะสามารถก่อสร้างและใช้งานจริงได้
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ออกแบบเบื้องต้นหรือเชิงเสร็จแล้ว แต่ยังมิได้เริ่มออกแบบในรายละเอียด (Detailed Design) จะได้ 1 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่กำลังอยู่ในระหว่างการออกแบบในรายละเอียดจะได้ 2 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ออกแบบในรายละเอียดเสร็จแล้วแต่ยังมิได้เริ่มการก่อสร้างจะได้ 3 คะแนนเนื่องจากไม่สามารถพิสูจน์การใช้งานจริงได้ในไม่ช้า แม้ว่าจะออกแบบเสร็จเรียบร้อยแล้วก็ตาม
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่กำลังอยู่ในระหว่างการก่อสร้างจะได้ 4 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่กำลังใช้งานอยู่จะได้ 5 คะแนนเนื่องจากสามารถแสดงให้เห็นถึงการใช้งานจริงได้

3.2 สถานะของการขออนุญาต (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) พิจารณาจากการขออนุญาตในประเทศผู้ผลิต โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ยังมิได้มีการขออนุญาตใดๆ จะได้ 0 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่กำลังอยู่ในขั้นตอนของการขออนุญาตจะได้ 2.5 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ได้รับใบอนุญาตแล้วจะได้ 5 คะแนน

ง. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (Constructability and Manufacturability)

<u>ความสำคัญ</u>

เนื่องจากการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์จัดเป็นโครงการขนาดใหญ่ซึ่งมีความเสี่ยงสูง ประสบการณ์ในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของบริษัทผู้ผลิตจึงเป็นปัจจัยหนึ่งที่บ่งบอกถึงความเสี่ยงของโครงการ และเนื่องจาก SMR เป็นเทคโนโลยีที่มีการนำชิ้นส่วนแบบใหม่ซึ่งอาจไม่เคยมีการผลิตมาก่อนเข้ามาใช้ จึงอาจก่อให้เกิดปัญหาในการผลิตชิ้นส่วนเหล่านั้นได้ ซึ่งอาจทำให้เกิดความล่าช้าในการก่อสร้าง หากมีชิ้นส่วนในลักษณะนี้เป็นจำนวนมาก

<u>คะแนนเต็ม</u> 10 คะแนน

<u>หัวข้อย่อยในการพิจารณาในการให้คะแนน</u>

4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- บริษัทผู้ผลิตที่ไม่เคยมีประสบการณ์การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มาก่อนจะได้ 0 คะแนน
- บริษัทผู้ผลิตที่เคยมีประสบการณ์การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบที่ใกล้เคียงกัน แต่มีความแตกต่างของอุปกรณ์บางส่วน หรือบริษัทผู้ผลิตที่กำลังสั่งสมประสบการณ์จากการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ จะได้ 2.5 คะแนน
- บริษัทผู้ผลิตที่เคยมีประสบการณ์การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบที่ใกล้เคียงกัน ซึ่งมีอุปกรณ์ภายในที่มีแบบที่ไม่แตกต่างจากของเดิม จะได้ 5 คะแนน

4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) พิจารณาโดยดูว่ามีอุปกรณ์สำคัญที่เป็นแบบใหม่หรือไม่ และอุปกรณ์นั้น ๆ ได้รับการตรวจสอบประสิทธิภาพ (Verification and Validation) แล้วหรือยัง โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีอุปกรณ์สำคัญที่เป็นแบบใหม่และยังไม่ได้ผ่านการตรวจสอบประสิทธิภาพจะได้ 0 คะแนน เนื่องจากมีความเป็นไปได้สูงที่จะเกิดปัญหาในการผลิตโดยเฉพาะในช่วงแรก
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีอุปกรณ์สำคัญที่เป็นแบบใหม่และผ่านการตรวจสอบประสิทธิภาพแล้วจะได้ 2.5 คะแนน
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ไม่มีอุปกรณ์สำคัญที่เป็นแบบใหม่จะได้ 5 คะแนน

จ. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง

<u>ความสำคัญ</u>

ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (Plant and Site Security) เป็นการป้องกันมิให้ผู้ไม่หวังดีก่อให้เกิดความเสียหายต่อโรงไฟฟ้า หรือโจรกรรมวัสดุนิวเคลียร์ออกจากโรงไฟฟ้าเพื่อนำไปใช้ในทางที่ผิดได้ ซึ่งเป็นที่ยอมรับกันในปัจจุบันว่าเป็นเหตุการณ์ที่มีความเป็นไปได้ และหากเกิดขึ้นจะส่งผลกระทบร้ายแรงทั้งต่อตัวโรงไฟฟ้า ผู้ที่ปฏิบัติงานอยู่ในโรงไฟฟ้า ประชากรภายนอก และสิ่งแวดล้อม ดังนั้นจึงจำเป็นอย่างยิ่งที่โรงไฟฟ้าจะต้องผนวกเรื่องของความมั่นคงปลอดภัยเข้าไปในการออกแบบด้วย

<u>คะแนนเต็ม</u> 5 คะแนน

<u>หัวข้อย่อยในการพิจารณาในการให้คะแนน</u>

5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (คะแนนเต็ม 5 คะแนน) โดยมีเกณฑ์ดังนี้

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ตั้งอยู่เหนือพื้นดินจะได้ 0 คะแนน เนื่องจากการป้องกันทางกายภาพจากการจู่โจมจากภายนอกยากกว่าแบบที่ตั้งอยู่ใต้ดิน

- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ตั้งอยู่ใต้ดินจะได้ 5 คะแนน เนื่องจากง่ายต่อการป้องกันทางกายภาพจากการจู่โจมจากภายนอก และหากเกิดความเสียหายขึ้นก็มีความเป็นไปได้น้อยกว่าที่จะมีการแพร่กระจายของรังสีไปสู่ภายนอก

3.3 การจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

คณะผู้วิจัยได้จัดลำดับ 6 เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ได้ทำการคัดเลือกไว้ อันได้แก่ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ แบบ mPower, Nuscale, SMART, ACP-100, CAREM25, KLT-40S จะทำโดยอาศัยวิธีการที่ได้กล่าวในรายละเอียดไว้ในบทที่ 3.2

เพื่อให้เข้าใจง่ายคณะผู้วิจัยได้นำเสนอในรูปแบบการให้คะแนนแบบตาราง ซึ่งจะแสดง หัวข้อหลัก (Key Element) หัวข้อรอง (Key Feature) หัวข้อย่อย (Key Subfeature) และคะแนนที่ได้รับในแต่ละส่วนของหัวข้อหลักและหัวข้อย่อย โดยมีคำอธิบาย เหตุผลประกอบในการให้คะแนนของแต่ละส่วน ซึ่งข้อมูลที่ใช้อ้างอิงตามเนื้อหารายละเอียดของเทคโนโลยีแต่ละประเภท ตามที่ได้กล่าวไว้ในบทที่ 2 ตารางที่ 3.10 ถึงตารางที่ 3.15 แสดงข้อมูลผลการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลัก หัวข้อรองและ หัวข้อย่อย พร้อมคำอธิบายและเหตุผล ของเทคโนโลยี mPower, Nuscale, SMART, ACP-100, CAREM25 และ KLT-40S ตามลำดับ

ตารางที่ 3.10 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท mPower

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	20.5	3		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			0.5	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ integral แต่ไม่มีมีการลดจำนวนอุปกรณ์ที่มีความสำคัญต่อการเดินเครื่อง
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			2.5	ไม่มีการเพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่องหรือการบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		12		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			4	4 ปี
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			5	Babcock & Wilcox Inc. มีประสบการณ์ในการสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์มากกว่า 50 ปี
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			3	จัดวางแท่งเชื้อเพลิงแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส เปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียมอยู่ที่ 4.8% แต่ความยาวของแท่งเชื้อเพลิงอยู่ที่ 2.41 เมตร
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		5.5		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			2.5	ประสิทธิภาพรวม 34%
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			3	อายุการใช้งาน 60 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0		ยังไม่มีการสร้างจริง
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	20	10		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			5	-Passive auxiliary steam condenser (CNX) -High and low pressure decay heat removal (RCI)
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			5	-Automatic RCS depressurization

ตารางที่ 3.10 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท mPower

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
					-Intermediate pressure injection -Reactor inventory replenishment -Passive containment cooling
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		มีระบบความปลอดภัยหลายอย่าง
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		การออกแบบอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ มีน้ำหล่อเย็นในช่องว่างในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง และช่วยกำจัดก๊าซไฮโดรเจน
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	5.5	3		ออกแบบในรายละเอียดและยื่นขอใบอนุญาต
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		2.5		ยื่นขอใบอนุญาต
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	5	2.5		มีประสบการณ์ในการสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ แต่ยังเคยสำหรับ SMR
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		2.5		มีประสบการณ์ในการผลิตชิ้นส่วนสำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ แต่ยังเคยผลิตสำหรับ SMR
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	5	5		มีอาคารอยู่ใต้ดิน ความปลอดภัยสูง
คะแนนรวม		56			

ตารางที่ 3.11 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท NuScale

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	14	1.5		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			1.5	ใช้การไหลเวียนตามธรรมชาติ ช่วยลดการใช้ปั๊ม ท่อ และวาล์ว และ ลดการบำรุงรักษาและลดความล้มเหลวที่อาจเกิดขึ้นจากอุปกรณ์เหล่านี้ นอกจากนี้ยังช่วยลดโหลดไฟฟ้าที่จะต้องใช้ในสถานีด้วย
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			0	
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		7		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			4	24-48 เดือน
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			0	NuScale Power Inc บริษัทแม่คือ Fluor Corporation มีประสบการณ์ด้านนิวเคลียร์มา 67 ปี ได้ออกแบบ สร้างและก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ทั้งหมด 20 สถานีในประเทศสหรัฐอเมริกา
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			3	Standard 17 x 17 PWR Enriched UO2,Fuel with Zircaloy Cladding
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		5.5		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			2.5	
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			3	60 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0	0	
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	20	10		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			5	ใช้ระบบ Decay Heat Removal System, DHRS
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			5	ใช้ระบบ Emergency Core Cooling System, ECCS

ตารางที่ 3.11 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท NuScale

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		independent passive safety system มีระบบความปลอดภัยที่แยกอิสระและทำงานได้ด้วยตนเอง 2 ชุด
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		มีระบบสามารถหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์นิวเคลียร์ได้ในระยะยาว (>60 วัน)ตลอดจนการลดการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	5.5	3		
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		2.5		อยู่ในขั้นตอน การรีวิว โดย NRC
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	5.0	2.5		
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		2.5		มี ชิ้นส่วนใหม่เช่น, SS Containment และ Vertical helical tube SG
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	5	5		ติดตั้งใต้พื้นดิน
คะแนนรวม		49.5			

ตารางที่ 3.12 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท SMART

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	19.5	3		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			0.5	SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ integral แต่ไม่มีมีการลดจำนวนอุปกรณ์ที่มีความสำคัญต่อการเดินเครื่อง และมีความสูงเทียบเท่ากับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			2.5	ไม่มีการเพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่องหรือการบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		11		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			3	ระยะเวลาของรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงเท่ากับ 3 ปี
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			5	ผู้ผลิตมีประสบการณ์ในการผลิตเชื้อเพลิงให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ OPR-1000 และ APR-1400
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			3	จัดวางแท่งเชื้อเพลิงแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส เปอร์เซ็นต์การเสริมสมรรถนะแร่ยูเรเนียมอยู่ที่ 4.8% แต่ความยาวของแท่งเชื้อเพลิงอยู่ที่ 2 เมตร
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		5.5		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			2.5	ประสิทธิภาพรวม 33%
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			3	ถูกออกแบบให้มีอายุการใช้งาน 60 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0		ถึงแม้ว่าผู้ผลิตจะมีประสบการณ์ในการผลิตและเดินเครื่อง OPR-1000 และ APR-1400 แต่ไม่มีประสบการณ์ในการผลิตหรือเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก หรือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ integral
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	17.5	9		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			5	ใช้ PRHRS ซึ่งเป็นแบบพาสซีฟ
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			2.5	ใช้ SIS ซึ่งเป็นแบบแอคทีฟ ร่วมกับ SCS ซึ่งเป็นแบบพาสซีฟ
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		SIS: 100 x 4 trains, PRHRS: 50% x 4 trains, SCS: 100% x 2 trains, CSS: 100% x 2 trains และมีทั้ง SIS และ SCS ที่ทำหน้าที่เป็นระบบความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		มีการออกแบบอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้มีขนาดใหญ่เพียงพอ มี SAMS ช่วยเติมน้ำหล่อเย็นในช่องว่างในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง และช่วยกำจัดก๊าซไฮโดรเจน ทั้งยังมี CCS ช่วยลดผลผลิตฟิชชั่นและน้ำที่ถูกพ่นออกมาก็มีส่วนผสมของกรดบอริกเพื่อช่วยยับยั้งการเกิดภาวะวิกฤตซ้ำ

ตารางที่ 3.12 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท SMART

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	8	3		ออกแบบในรายละเอียดเสร็จแล้วแต่ยังมิได้เริ่มการก่อสร้าง
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		5		ได้รับใบอนุญาตแล้วเมื่อ 4 ก.ค. 2012
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	7.5	5		เคยมีประสบการณ์การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ OPR-1000 และ APR-1400 ซึ่งมีอุปกรณ์สำคัญไม่ต่างจาก SMART
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		2.5		มีเครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุนที่ถูกรวมเข้าไปในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ซึ่งไม่มีการใช้งานในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ใดมาก่อน แต่ผ่านการตรวจสอบประสิทธิภาพแล้ว
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	0	0		ตั้งอยู่บนดิน
คะแนนรวม		52.5			

ตารางที่ 3.13 รายละเอียดการให้คะแนนของ ACP-100

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	20.5	3		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			0.5	เครื่องปฏิกรณ์แบบ Integral ซึ่งมีการรวมเอาระบบผลิตไอน้ำเข้าไว้ในถังอัดแรงดันเครื่องปฏิกรณ์
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			2.5	
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		10		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			2	มีรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงที่ 2 ปี
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			5	บริษัท China National Nuclear Cooperation (CNNC) เป็นบริษัทที่มีประสบการณ์ในการพัฒนาและออกแบบโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ เช่น ACP 1000, ACP-600, ACC-1000, CNP-300 นอกจากนั้นยังมีประสบการณ์เดินเครื่องโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์มาแล้วกว่า 4 แห่ง 9 เครื่องปฏิกรณ์ และอีกกว่า 12 เครื่องกำลังอยู่ระหว่างการก่อสร้าง
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			3	เชื้อเพลิงเป็นแบบ PWR ทั่วไป เสริมสมรรถนะยูเรเนียม 4.2 %
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		7.5		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			2.5	ค่า Gross efficiency ประมาณ 32.2 %
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			5	อายุโรงไฟฟ้า 60 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0		
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	20	10		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			5	มีระบบความปลอดภัยแบบ Passive safety system
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			5	มีระบบ Passive Core Cooling system

ตารางที่ 3.13 รายละเอียดการให้คะแนนของ ACP-100

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		มีการออกแบบใช้หลักการ Diversity and redundancy
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		มีระบบ Reactor Cave flooding system
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	4.5	2		อยู่ระหว่างการออกแบบและทดสอบ
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		2.5		อยู่ในช่วงการตรวจสอบ Preliminary Safety Analysis report (PSAR)
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	5	2.5		มีประสบการณ์ในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ PWR 9 เครื่องปฏิกรณ์ และอีกกว่า 12 เครื่องกำลังอยู่ระหว่างการก่อสร้าง
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		2.5		ไม่มีอุปกรณ์ทีมีแนวความคิดทางวิศวกรรมแบบใหม่
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	5	5		ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ใต้พื้นดิน (Underground)
คะแนนรวม		55			

ตารางที่ 3.14 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท CAREM-25

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	5.5	1.5		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			1.5	เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Integral ที่รวม steam generator และ pressurizer ไว้ภายใน RPV และตัดอุปกรณ์ในการเดินเครื่องหลายอย่างด้วยการใช้ระบบ Passive
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			0	ใช้ระบบ Natural Circulation ในการเดินเครื่อง
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		1		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			1	มีรอบของการเปลี่ยนเชื้อเพลิงอยู่ที่ประมาณ 1 ปีที่กำลังเดินเครื่องเต็มที่ โดยแต่ละรอบจะเปลี่ยน 50% ของแกน
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			0	ผู้ผลิตเป็นหน่วยงานของรัฐ ไม่เคยมีประสบการณ์การผลิตเพื่อจำหน่ายมาก่อน
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			0	มัดเชื้อเพลิงเป็นแบบ Hexagonal โดยเชื้อเพลิงมีความยาว 1.4 เมตรซึ่งไม่เป็นมาตรฐาน
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		3		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			0	ประสิทธิภาพอยู่ที่ประมาณ 25%
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			3	ได้รับการออกแบบให้มีอายุการใช้งาน 60 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0	0	เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่มีหลายส่วนประกอบที่เป็นแบบใหม่ แม้ว่าผู้ผลิตจะเคยมีประสบการณ์การเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มาก่อน แต่เป็นเทคโนโลยีที่แตกต่างไปจาก CAREM25
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	20	10		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			5	มีระบบพาสซีฟและกระบวนการระบายความร้อนคงเหลือที่ชัดเจน
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			5	มีระบบพาสซีฟและกระบวนการระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉินที่ชัดเจน

ตารางที่ 3.14 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท CAREM-25

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		มีระบบความปลอดภัยที่หลากหลายและมีความซ้ำซ้อน
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		มีระบบและกระบวนการตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรงที่ชัดเจน
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	6.5	4		อยู่ในระหว่างการก่อสร้างที่ Lima, Buenos Aires
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		2.5		กำลังอยู่ในขั้นตอนการขออนุญาต
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	5	2.5		ผู้ผลิตเคยก่อสร้างและเดินเครื่องปฏิกรณ์ที่มีขนาดใหญ่กว่ามาก่อน รวมถึงเครื่องปฏิกรณ์วิจัยด้วย
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		2.5		เครื่องปฏิกรณ์มีอุปกรณ์ที่เป็นแบบใหม่บางส่วน เช่น Steam Generation Loop
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	0	0		โรงไฟฟ้าตั้งอยู่เหนือพื้นดิน
คะแนนรวม		37			

ตารางที่ 3.15 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท KLT-40S

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (40)	1.1 การลดความซับซ้อน (5)	11	3		
	1.1.1 ลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (2.5)			0.5	เครื่องกำเนิดไอน้ำ และ ปั๊มหลักหมุนเวียนเชื่อมต่อด้วยท่อสั้นๆ
	1.1.2 ไม่เพิ่มความซับซ้อนในการเดินเครื่อง (2.5)			2.5	
	1.2 รูปแบบของเชื้อเพลิงและรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (15)		7		
	1.2.1 รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง (5)			2	2.3 ปี
	1.2.2 ประสบการณ์ผู้ผลิต (5)			5	บริษัท OKB Mechanical Engineering (OKBM) มีประสบการณ์การออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายรุ่นของประเทศรัสเซีย
	1.2.3 มาตรฐานการออกแบบ (5)			0	เชื้อเพลิงแบบ hexahedral shrouded fuel assemblies เสริมสมรรถนะ U-235 14.1 %
	1.3 ความสามารถของโรงไฟฟ้า (10)		1		
	1.3.1 ประสิทธิภาพรวม (5)			0	กำลังผลิตความร้อน 300 MWth, กำลังผลิตไฟฟ้า 70 MWe □
	1.3.2 อายุการใช้งานโรงไฟฟ้า (5)			1	40 ปี
	1.4 เทคโนโลยีที่ได้รับการพิสูจน์และยอมรับ (10)		0		
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ (20)	2.1 ปรัชญาที่ใช้ในการออกแบบด้านความปลอดภัย (0)	15	5		
	2.1.1ระบบระบายความร้อนคงเหลือ (5)			2.5	ใช้ร่วมกันระหว่างระบบ Passive และ Active safety system
	2.1.2 ระบบระบายความร้อนแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน (5)			2.5	ใช้ร่วมกันระหว่างระบบ Passive และ Active safety system
	2.2 ความหลากหลายและซ้ำซ้อน (5)		5		

ตารางที่ 3.15 รายละเอียดการให้คะแนนของ เครื่องปฏิกรณ์ประเภท KLT-40S

หัวข้อหลัก (คะแนนเต็ม)	หัวข้อรอง/หัวข้อย่อย (คะแนนเต็ม)	คะแนน หัวข้อหลัก	คะแนน หัวข้อรอง	คะแนน หัวข้อย่อย	เหตุผลการให้คะแนน (เพิ่มเติม)
	2.3 การตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรง (5)		5		มีระบบควบคุม severe plant conditions
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (10)	3.1 สถานะของการใช้งาน (5)	9	4		กำลังก่อสร้าง
	3.2 สถานะของการขออนุญาต (5)		5		ได้รับใบอนุญาต
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้าง (10)	4.1 ประสบการณ์ในการก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (5)	10	5		บริษัท OKB Mechanical Engineering (OKBM) มีประสบการณ์การผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายรุ่นของประเทศรัสเซีย
	4.2 ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน (5)		5		
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (5)	5.1 ที่ตั้งของโรงไฟฟ้า (5)	0	0		บนผิวน้ำในทะเล
คะแนนรวม		45			

ตารางที่ 3.16 สรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 6 ประเภท

หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน	คะแนนเต็ม	ชนิดเทคโนโลยี					
		mPower	NuScale	SMART	ACP100	CAREM-25	KLT40S
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	40	20.5	14	19.5	20.5	5.5	11
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์	20	20	20	17.5	20	20	15
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน	10	5.5	5.5	8	4.5	6.5	9
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน ก่อสร้าง	10	5	5	7.5	5	5	10
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง	5	5	5	0	5	0	0
คะแนนรวม	**85**	**56**	**49.5**	**52.5**	**55**	**36**	**45**

ตารางที่ 3.17 สรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 6 ประเภท เมื่อเทียบคะแนนเป็นสัดส่วนเปอร์เซ็นต์

หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน	คะแนนเต็ม	ชนิดเทคโนโลยี					
		mPower	NuScale	SMART	ACP100	CAREM-25	KLT40S
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	47%	51%	35%	49%	51%	14%	28%
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์	24%	100%	100%	88%	100%	100%	75%
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน	12%	55%	55%	80%	45%	65%	90%
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน ก่อสร้าง	12%	50%	25%	75%	50%	50%	100%
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง	6%	100%	100%	0%	100%	0%	0%
คะแนนรวม	**100%**	**66%**	**58%**	**62%**	**65%**	**42%**	**53%**

ตารางที่ 3.16 แสดงสรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 6 ประเภท และตารางที่ 3.17 สรุปการให้คะแนนในแต่ละหัวข้อหลักและคะแนนรวมของ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 6 ประเภทเมื่อเทียบคะแนนเป็นสัดส่วนเปอร์เซ็นต์เมื่อเทียบคะแนนรวมเป็น 100 เปอร์เซ็นต์ และคะแนนในแต่ละหัวข้อหลักเป็น 100 เปอร์เซ็นต์ เช่นเดียวกัน ซึ่งจากข้อมูลที่ปรากฏในตารางที่ 3.10 ถึง 3.15 รามทั้ง ตารางที่ 3.16 สามารถวิเคราะห์แยกสรุปเป็นประเด็นได้ดังต่อไปนี้

1. เมื่อพิจารณาผลรวมคะแนนของแต่ละเทคโนโลยีอาจจะกล่าวได้ว่าผลการจัดลำดับเทคโนโลยีแบ่งได้เป็น สามกลุ่มหลัก ๆ คือ กลุ่มเทคโนโลยีที่ได้คะแนนสูงมากกว่าร้อยละ 60 ได้แก่ เทคโนโลยี mPower, SMART และ ACP 100 กลุ่มเทคโนโลยีที่มีคะแนนในระดับกลาง ระหว่างร้อยละ 50 ถึง 60 ได้แก่ เทคโนโลยี NuScale และ KLT-40S กลุ่มเทคโนโลยีที่มีคะแนนต่ำกว่า 50 ได้แก่ เทคโนโลยี CAREM-25

2. ในหัวข้อหลักการประเมิน เรื่องลักษณะทางเทคนิคและความสามารถเทคโนโลยี ส่วนใหญ่ค่อนข้างจะมีคะแนนใกล้เคียงกัน ยกเว้น เทคโนโลยี CAREM-25 และ KLT-40S ซึ่งได้คะแนนน้อยกว่าเนื่องจากการ

ออกแบบเชื้อเพลิงที่ไม่เป็นมาตรฐาน และค่าประเมินของประสิทธิภาพรวมการผลิตไฟฟ้าของโรงไฟฟ้าที่มีค่าค่อนข้างต่ำกว่าเมื่อเทียบกับเทคโนโลยีประเภทอื่น

3. ในหัวข้อย่อยเรื่องเทคโนโลยีที่พิสูจน์ได้และได้รับการยอมรับ ไม่มีเทคโนโลยีใดได้รับคะแนนในส่วนนี้ เนื่องจากในปัจจุบัน ยังไม่มีเทคโนโลยี SMR มีการใช้งานจริงเพื่อยืนยันประสิทธิภาพการใช้งานและความปลอดภัย

4. ในหัวข้อหลักการประเมินเรื่องความปลอดภัยในโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ เทคโนโลยีส่วนใหญ่ค่อนข้างจะมีคะแนนใกล้เคียงกัน เนื่องจากได้มีการนำเทคโนโลยีปลอดภัยในโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบสมัยใหม่ อาทิเช่น ระบบความปลอดภัยระบบ Passive Safety System เข้ามาประยุกต์ใช้ในการออกแบบ รวมถึงหลักการออกแบบระบบพื้นฐานด้านความปลอดภัยเช่น การออกแบบระบบโดยใช้หลักการความหลากหลายและซ้ำซ้อน และระบบในการจัดการการตอบสนองต่ออุบัติเหตุร้ายแรงเช่น ระบบ Core Catcher

5. ในหัวข้อหลักการประเมินเรื่องสถานะของการขออนุญาตและการใช้งานทุกเทคโนโลยีมีคะแนนใกล้เคียงกันเนื่องจากส่วนใหญ่อยู่ระหว่างการออกแบบและพัฒนาในรายละเอียดขั้นสุดท้าย ยกเว้นเทคโนโลยี CAREM-25 และ KLT-40S ที่เตรียมได้เริ่มการก่อสร้างบางส่วนแล้ว และ เทคโนโลยี SMART และ KLT-40S ที่ได้รับใบอนุญาตแล้ว

6. ในหัวข้อหลักการประเมินเรื่อง ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและการก่อสร้างนั้น เทคโนโลยี KLT-40S ได้คะแนนเต็ม เนื่องจากบริษัทผู้ผลิต (บริษัท OKBM Afrikantov ประเทศรัสเซีย) เคยผลิตโรงไฟฟ้าที่มีอุปกรณ์สำคัญคล้ายกันมาแล้วเป็นจำนวนมาก ทั้งยังไม่มีอุปกรณ์สำคัญแบบใหม่ซึ่งอาจก่อให้เกิดอุปสรรคในการผลิตอีกด้วย ส่วนเทคโนโลยี SMART ได้คะแนนรองลงมา เนื่องจากมีอุปกรณ์สำคัญแบบใหม่ 1 อย่างคือ เครื่องกำเนิดไอน้ำ ส่วนเทคโนโลยีอื่น ๆ มีคะแนนใกล้เคียงกัน เนื่องจากผู้ผลิตมีประสบการณ์ในการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ค่อนข้างแตกต่างจากเทคโนโลยีที่นำมาประเมิน และยังมีอุปกรณ์สำคัญใหม่อีกด้วย

7. เรื่องความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง ซึ่งพิจารณาประเด็นเรื่องการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ใต้พื้นดิน เฉพาะเทคโนโลยี mPower, NuScale และ ACP100 เท่านั้นที่ได้รับคะแนนในส่วนนี้

3.4 การวิเคราะห์ความไว (Sensitivity Analysis) เบื้องต้นของคะแนนถ่วงน้ำหนัก

เนื่องจากการกำหนดระดับคะแนนถ่วงน้ำหนักของหัวข้อหลัก ตามที่ได้อธิบายในข้อ 3.2.3A และดังที่ปรากฏระดับคะแนนในตารางที่ 3.4 เป็นการกำหนดขึ้นเบื้องต้นโดยอาศัยผลจากการทำการสำรวจโดยใช้แบบสอบถามของ IAEA และการขอความเห็นจากผู้เชี่ยวชาญด้านการประเมินเทคโนโลยี จาก IAEA อย่างไรก็ดี การกำหนดระดับคะแนนถ่วงน้ำหนักอาจจะมีการเปลี่ยนแปลงไปตามนโยบายของประเทศ หรือความเห็นของผู้มีส่วนได้ส่วนเสีย (Stakeholders) และอาจส่งผลทำให้ลำดับของเทคโนโลยีเปลี่ยนแปลงได้ คณะผู้วิจัยจึงได้ทำการวิเคราะห์ความไวของระดับคะแนนถ่วงน้ำหนัก โดยมีรายละเอียดดังต่อไปนี้

3.4.1 การจัดกลุ่มของหัวข้อหลักเพื่อใช้ในการวิเคราะห์ความไว

เพื่อให้การทดสอบความไวทำได้สะดวก เป็นที่เข้าใจง่ายขึ้น หัวข้อหลักที่กำหนดขึ้นดังแสดงในตารางที่ 3.5 จะถูกจัดกลุ่มใหม่โดย หัวข้อลักษณะทางเทคนิคและความสามารถคงไว้ตามเดิม ส่วนหัวข้อความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์และความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้งจะนำมารวมกันและเปลี่ยนชื่อหัวข้อเป็นความปลอดภัยและความมั่นคง (Safety and Security) และสุดท้าย จะนำหัวข้อสถานะของการขออนุญาตและการใช้งานและหัวข้อความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน ก่อสร้าง มารวมกันและเปลี่ยนชื่อหัวข้อเป็น ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต (Supplier Reliability and Readiness) ดังแสดงโครงสร้างความสัมพันธ์ระหว่างหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมินและหัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไวใน ตารางที่ 3.18 ทั้งนี้หัวข้อย่อยที่อยู่ในแต่ละหัวข้อหลักไม่ได้มีการเปลี่ยนแปลงใดๆทั้งสิ้น

ตารางที่ 3.18 ความสัมพันธ์ระหว่างหัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมินและหัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว

หัวข้อหลักที่ใช้ในการประเมิน	**หัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว**
ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance)
ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์	ความปลอดภัยและความมั่นคง (Safety and Security)
ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง	
สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน	ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต(Supplier Reliability and Readiness)
ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วน ก่อสร้าง	

3.4.2 การกำหนดเหตุการณ์ (Scenario) ในการวิเคราะห์ความไว

หากพิจารณาระดับคะแนนในแต่ละหัวข้อหลักที่ปรากฏในตารางที่ 3.4 และหัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไวดังที่ได้กล่าวมาแล้วจะพบว่า ตามหัวข้อที่กำหนดขึ้นเพื่อการวิเคราะห์ความไวนั้น หัวข้อลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance) มีสัดส่วนคะแนนสูงสุดในสัดส่วน 40 คะแนนจากคะแนนเต็ม 85 คะแนน โดยมีหัวข้อความปลอดภัยและความมั่นคง (Safety and Security) มีสัดส่วนรองลงมาคือ 25 คะแนนจากคะแนนเต็ม 85 คะแนน และหัวข้อ ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต (Supplier Reliability and Readiness)) มีสัดส่วนน้อยสุดคือ 20 คะแนนจากคะแนนเต็ม 85 คะแนน ดังนั้นคณะผู้วิจัยจึงได้กำหนดเหตุการณ์ในการวิเคราะห์ความไวขึ้น 3 เหตุการณ์โดยเหตุการณ์ A เป็นเหตุการณ์ที่สอดคล้องกับการให้คะแนนในบทที่ 3.2 ซึ่งให้ความสำคัญกับลักษณะทางเทคนิคและความสามารถสูงสุด เหตุการณ์ B เป็นเหตุการณ์ที่ให้ความสำคัญกับหัวข้อความปลอดภัยและความมั่นคงสูงสุด ทั้งนี้เหตุการณ์ B ถือว่าเป็น เหตุการณ์ที่เน้นปัจจัยที่เป็นความต้องการหลักของประเทศไทย ได้แก่เรื่อง ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้าหากเกิดอุบัติเหตุ (ตามคำแนะนำในมติคณะกรรมการอำนวยการโครงการร่วมสนับสนุน

ทุนวิจัยและพัฒนา กฟผ.–สกว. ในการประชุมคณะกรรมการอำนวยการฯ ครั้งที่ 3/2557 เมื่อวันที่ 21 มีนาคม 2557) และเหตุการณ์ C เป็นเหตุการณ์ที่ให้ความสำคัญกับความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต โดยสำหรับเหตุการณ์ B และ C คะแนนที่เพิ่มขึ้นจะแบ่งมาจากคะแนนของหัวข้อที่เหลือ เพื่อให้คะแนนรวมยังคงไว้ที่ 85 คะแนน ตารางที่ 3.20 สรุประดับคะแนนในแต่ละหัวข้อของเหตุการณ์ A, B, และ C ที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว

ตารางที่ 3.19 ระดับคะแนนในแต่ละเหตุการณ์ที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว

หัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว	**ระดับคะแนนในเหตุการณ์ A**	**ระดับคะแนนในเหตุการณ์ B**	**ระดับคะแนนในเหตุการณ์ C**
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance)	40	30	30
2. ความปลอดภัยและความมั่นคง (Safety and Security)	25	45	15
3. ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต (Supplier Reliability and Readiness)	20	10	40
คะแนนรวม	85	85	85

3.4.3 วิเคราะห์ผลการให้คะแนนและการจัดลำดับในแต่ละเหตุการณ์

ตารางที่ 3.20, 3.21 และ 3.22 แสดงคะแนนในแต่ละหัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไวและคะแนนรวมเมื่อเทียบกับคะแนนเต็มที่ 85 คะแนน เมื่อพิจารณาการให้คะแนนแบบเหตุการณ์ A, B, และ C ตามลำดับ และเพื่อให้เห็นถึงผลการจัดลำดับที่เปลี่ยนไป รูปที่ 3.5, 3.6 และ 3.7 จึงแสดงลำดับชนิดเทคโนโลยีตามเหตุการณ์ A, B และ C ที่ได้รับคะแนนจากสูงไปหาต่ำ ซึ่งจะเห็นได้ว่าเมื่อเปรียบเทียบผลการจัดลำดับในเหตุการณ์ A และ B ผลการจัดลำดับไม่มีแตกต่างกันในส่วนของลำดับที่ 1 และ 2 ได้แก่เทคโนโลยี mPower และ ACP-100 แต่จะมีการสลับกันของลำดับที่ 3 และลำดับที่ 4 ซึ่งได้แก่เทคโนโลยี SMART และ NuScale และการสลับกันของ ลำดับที่ 5 และ 6 ได้แก่ เทคโนโลยี KLT-40S และ CAREM-25 สำหรับเหตุการณ์ C ซึ่งมีการให้คะแนนให้ความสำคัญด้านความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิตเทคโนโลยี SMART และ KLT-40s กลับมีคะแนนสูงสุดเป็นลำดับที่ 1 และ 2 ตามลำดับเนื่องจากสองเทคโนโลยีดังกล่าวมีความพร้อมในการก่อสร้างและใช้งานแล้ว สำหรับลำดับที่ 3, 4, 5 และ 6 ได้แก่เทคโนโลยี mPower, ACP, NuScale, CAREM-25 ตามลำดับ

ซึ่งจะเห็นได้ว่าจากการทดสอบเบื้องต้นในเรื่องของความไวของระดับคะแนนที่มีผลต่อลำดับเทคโนโลยีนั้นพบว่า การแบ่งระดับคะแนนในแต่ละหัวข้อที่พิจารณาอาจจะมีผลต่อการจัดลำดับเทคโนโลยี

ขึ้นอยู่กับระดับการให้ความสำคัญในแต่ละหัวข้อที่พิจารณา ซึ่งในการศึกษาครั้งนี้หากพิจารณาให้ความสำคัญกับหัวข้อด้านเทคโนโลยี ได้แก่ ด้านลักษณะทางเทคนิค ความสามารถ และ ความปลอดภัย ความมั่นคง ลำดับเทคโนโลยีที่ได้ไม่มีการเปลี่ยนแปลงมากนัก แต่หากพิจารณาให้ความสำคัญกับหัวข้อด้านความพร้อมในการใช้งานและความน่าเชื่อถือของผู้ผลิต จะทำให้ลำดับเทคโนโลยีที่ได้มีการเปลี่ยนแปลงอย่างเห็นได้ชัด

ตารางที่ 3.20 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ A

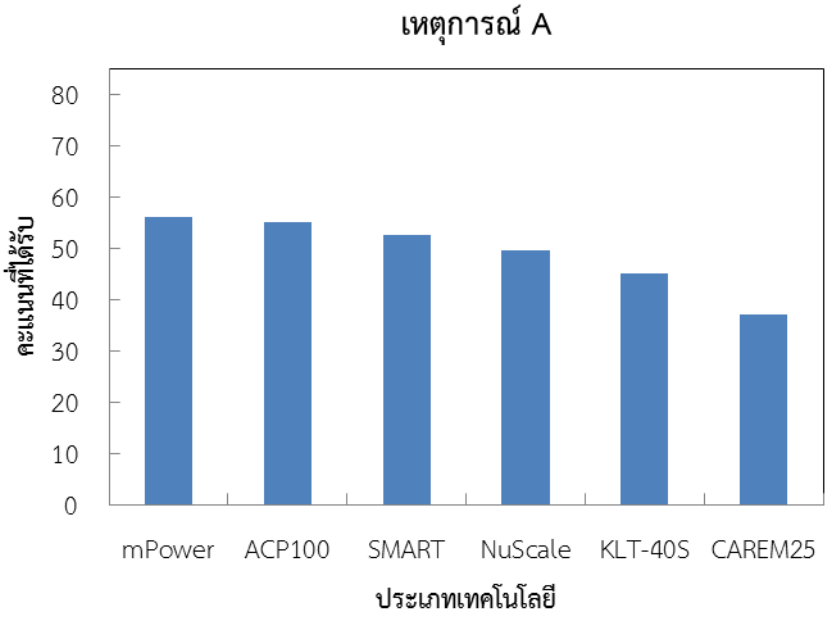
หัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว	**คะแนนเต็ม**	**ชนิดเทคโนโลยี**					
		mPower	NuScale	SMART	ACP100	CAREM-25	KLT40S
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	40	20.5	14	19.5	20.5	5.5	11
2. ความปลอดภัยและความมั่นคง	25	25	25	17.5	25	20	15
3. ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต	20	10.5	10.5	15.5	9.5	11.5	19
คะแนนรวม	85	56	49.5	52.5	55	37	45

ตารางที่ 3.21 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ B

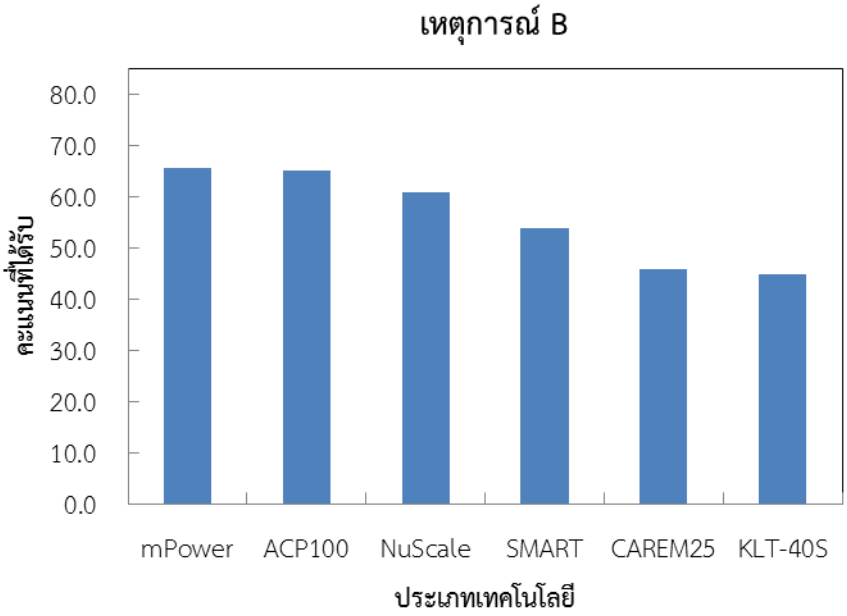
หัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว	**คะแนนเต็ม**	**ชนิดเทคโนโลยี**					
		mPower	NuScale	SMART	ACP100	CAREM-25	KLT40S
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	30	15.4	10.5	14.6	15.4	4.1	8.3
2. ความปลอดภัยและความมั่นคง	45	45.0	45.0	31.5	45.0	36.0	27.0
3. ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต	10	5.3	5.3	7.8	4.8	5.8	9.5
คะแนนรวม	85	65.6	60.8	53.9	65.1	45.9	44.8

ตารางที่ 3.22 ผลการให้คะแนนในเหตุการณ์ C

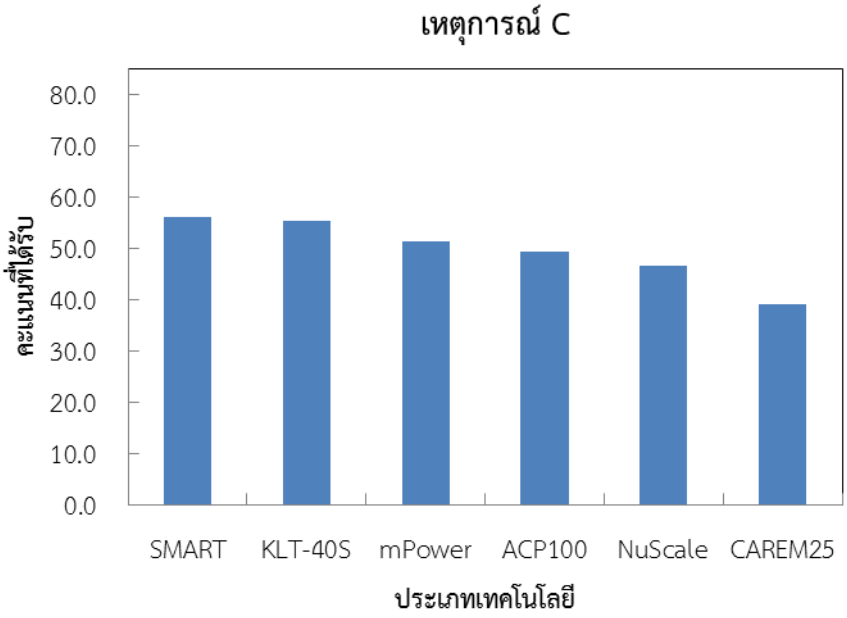
หัวข้อที่ใช้ในการวิเคราะห์ความไว	คะแนนเต็ม	ชนิดเทคโนโลยี					
		mPower	NuScale	SMART	ACP100	CAREM-25	KLT40S
1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ	30	15.375	10.5	14.625	15.375	4.125	8.25
2. ความปลอดภัยและความมั่นคง	15	15	15	10.5	15	12	9
3. ความน่าเชื่อถือและความพร้อมของผู้ผลิต	40	21	21	31	19	23	38
คะแนนรวม	85	51.4	46.5	56.1	49.4	39.1	55.3



รูปที่ 3.5 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ A



รูปที่ 3.6 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ B



รูปที่ 3.7 ผลการให้คะแนนและลำดับเทคโนโลยีในเหตุการณ์ C

เอกสารอ้างอิง

1. International Atomic Energy Agency. Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.10, Iaea, Vienna (2013)

2. International Atomic Energy Agency. milestones in the Development of a National Infrastructure for Nuclear power. IAEA, Nuclear energy series No. Ng-g-3.1, Iaea, Vienna (2007)

3. H. Subki. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา: Presentation Materials on Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment IAEA Headquarters, Vienna, Austria

4. H. Subki. Approaches for Reactor Technology Assessment and Selection: Case Study on SMRs. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา: presentation Materials on Nuclear Energy Management School, Abu Dhabi, UAE

บทที่ 4

การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

4.1 การเปรียบเทียบเชิงวิศวกรรมศาสตร์

4.2 ด้านเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ และสังคม

บทที่ 4

การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

การเปรียบเทียบเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้พิจารณาจากคุณลักษณะและข้อกำหนดต่างๆของโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ใหญ่ใน 3 ประเด็นหลัก ได้แก่

1. การเปรียบเทียบเชิงวิศวกรรมศาสตร์ ได้แก่
    ก. พื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้า
    ข. เชื้อเพลิง
    ค. ประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า
    ง. ระบบความปลอดภัย

หมายเหตุ ข้อ ข, ค และ ข้อ ง เป็นการเปรียบเทียบเฉพาะเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทที่ใช้น้ำมวลเบาแบบอัดแรงดันหรือที่เรียกว่า Pressurized Water Reactor (PWR) เท่านั้น โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่แบบน้ำอัดแรงดันที่นำมาเปรียบเทียบจะใช้ข้อมูลเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีขนาดกำลังผลิตไฟฟ้าประมาณ 1000 เมกกะวัตต์ไฟฟ้าแบบรุ่นใหม่ที่ได้มีการใช้งานแล้วในปัจจุบันหรือเทคโนโลยีที่จะเริ่มใช้งานในอนาคตอันใกล้ ซึ่งได้แก่ EPR VVER-1000 APR-1000 และ AP-1000 ส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นั้นได้ใช้ข้อข้อมูลเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดันรุ่นต่างๆที่สามารถสืบค้นข้อมูลได้ ซึ่งได้แก่ NuScale SMART VBER CAREM ACP-100 mPower Westinghouse SMR และ SMR-160

2. การเปรียบเทียบเชิงเศรษฐศาสตร์ เช่น การลงทุน โดยค่าใช้จ่ายในการพิจารณาได้มาจากการคำนวณที่อัตราส่วนลด 5 % โดยไม่ได้คำนึงถึงอัตราดอกเบี้ย และใช้อัตราแลกเปลี่ยนถัวเฉลี่ยถ่วงน้ำหนักระหว่างธนาคาร ณ วันที่ 1 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ในการเปลี่ยนค่าเงินดอลล่าร์สหรัฐเป็นเงินบาท ทั้งนี้แสดงผลโดยมีเลขนัยสำคัญ 2 ตำแหน่ง

3. การเปรียบเทียบเชิงสุขภาพและสังคม ได้แก่ ผลกระทบสิ่งแวดล้อม สังคม และสุขภาพ

โดยมีรายละเอียดการเปรียบเทียบในแต่ละหัวข้อดังต่อไปนี้

4.1 การเปรียบเทียบเชิงวิศวกรรมศาสตร์

4.1.1 สถานที่ตั้ง

การเลือกสถานที่ตั้ง (Site Selection) นับเป็นกระบวนการที่มีความสำคัญอย่างยิ่งต่อโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ เนื่องจากโรงไฟฟ้าจะต้องผจญกับสภาพแวดล้อมทั้งทางธรรมชาติและที่เกิดจากกิจกรรมต่างๆ ของมนุษย์ซึ่งอาศัยอยู่โดยรอบอยู่ตลอดเวลา ตั้งแต่เริ่มการก่อสร้าง ในระหว่างดำเนินการ ไปจนถึงในช่วงของการรื้อถอน ซึ่งบางครั้งอาจเกิดเหตุการณ์ร้ายแรงจากความผิดปกติของสภาพแวดล้อมขึ้น (เช่น น้ำท่วม แผ่นดินไหว สึนามิ หรือไฟไหม้) อันส่งผลกระทบต่อความปลอดภัยของโรงไฟฟ้า และในทางกลับกัน สิ่งแวดล้อมและประชากรที่อาศัยอยู่โดยรอบโรงไฟฟ้าก็อาจได้รับผลกระทบจากการที่มีโรงไฟฟ้าอยู่ในบริเวณใกล้เคียงด้วย

ดังนั้นในการพิจารณาความเหมาะสมของสถานที่ตั้ง จึงจำเป็นต้องรวบรวมและศึกษาข้อมูลเกี่ยวกับสภาพแวดล้อมดังกล่าว ซึ่งรวมถึง

- สภาพภูมิประเทศ (ลักษณะของที่ตั้ง ระยะห่างจากแหล่งน้ำ เป็นต้น)
- สภาพภูมิอากาศ (ปริมาณฝน ทิศทางลม ความเป็นไปได้ที่จะเกิดน้ำท่วม พายุ อุณหภูมิ เป็นต้น)
- สภาพทางธรณีวิทยา (รอยเลื่อน ความเป็นไปได้ที่จะเกิดแผ่นดินไหว ความแข็งแรงของชั้นดินที่ใช้เป็นรากฐาน การพังทลายของดิน การเกิดคลื่นสึนามิ เป็นต้น)
- สภาพทางอุทกวิทยา (ระดับน้ำ ทางน้ำใต้ดิน การเกิดน้ำขึ้นน้ำลง เป็นต้น) และ
- สภาพทางเศรษฐกิจและสังคม (ชุมชนใกล้เคียง การกระจายตัวของประชากร โรงงานอุตสาหกรรม การใช้พื้นดินและน้ำ เส้นทางการเดินทางทั้งทางบก ทางน้ำ และทางอากาศ เป็นต้น)

เพื่อเป็นหลักประกันว่า หากมีเหตุการณ์ร้ายแรงต่างๆเกิดขึ้นกับโรงไฟฟ้า โรงไฟฟ้าจะสามารถดำเนินการได้อย่างปลอดภัยในสถานที่ตั้งนี้ตลอดอายุการใช้งานหรือไม่

ไม่ว่าจะเป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กหรือขนาดใหญ่ ก็จำเป็นต้องประเมินโดยพิจารณาจากความเหมาะสมกับสภาพแวดล้อมเช่นเดียวกัน อย่างไรก็ตามสำหรับโรงไฟฟ้าขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ซึ่งมีขนาดที่เล็กกว่า มีการออกแบบที่เน้นการใช้งาน และมีระบบความปลอดภัยที่เทียบเท่าหรือมากกว่า (เมื่อเทียบกับโรงไฟฟ้าขนาดใหญ่รุ่นใหม่ในปัจจุบัน) จึงสามารถตอบสนองต่อเกณฑ์ด้านสถานที่ตั้งได้ง่ายขึ้น ดังแสดงในตาราง 4.1 ซึ่งเปรียบเทียบข้อแตกต่างด้านสถานที่ตั้งระหว่างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ในปัจจุบัน (Conventional LWR) ขนาด 1000 MWe และโรงไฟฟ้าขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ อย่างไรก็ตาม จากการประชุม INPRO ครั้งที่ 6 ที่ผ่านมา ซึ่งได้มีการพูดถึงข้อกำหนดด้านสถานที่ตั้งของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็ก มีข้อสรุปในเบื้องต้นว่าสำหรับโรงไฟฟ้าที่ตั้งอยู่บนพื้นดิน จะมีข้อกำหนดที่ไม่แตกต่างไปจากโรงไฟฟ้าขนาดใหญ่

ตารางที่ 4.1 เปรียบเทียบข้อแตกต่างด้านสถานที่ตั้งระหว่างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในปัจจุบัน ขนาด 1000 MWe และโรงไฟฟ้าขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ประเด็นเปรียบเทียบ	โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ (1000 MWe)	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
การประเมินความปลอดภัย	- ประเมินผลกระทบภัยธรรมชาติที่มีต่อโรงไฟฟ้า - ประเมินผลกระทบจากกิจกรรมของมนุษย์ที่มีต่อโรงไฟฟ้า - ประเมินผลกระทบของโรงไฟฟ้าที่มีต่อสิ่งแวดล้อมและประชากร	- ประเมินผลกระทบภัยธรรมชาติที่มีต่อโรงไฟฟ้า - ประเมินผลกระทบจากกิจกรรมของมนุษย์ที่มีต่อโรงไฟฟ้า - ประเมินผลกระทบของโรงไฟฟ้าที่มีต่อสิ่งแวดล้อมและประชากร
ขนาดของโครงข่ายไฟฟ้า (Electrical Grid)	- จำเป็นต้องตั้งอยู่ในพื้นที่ที่มีขนาดของโครงข่ายไฟฟ้าที่สามารถรองรับโรงไฟฟ้าขนาดใหญ่ได้ จึงอาจไม่สามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ห่างไกลได้	- สามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ๆ มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กได้ จึงสามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ห่างไกลได้ - มีศักยภาพที่จะนำไปสร้างแทน โรงไฟฟ้าขนาดกลางและขนาดเล็กชนิดอื่น (เช่น ถ่านหิน) ที่หมดอายุแล้วได้
พื้นที่วางแผนตอบสนองฉุกเฉิน (Emergency Planing Zone)	- ขนาดใหญ่ (16 – 80 กิโลเมตร) - มีความยุ่งยากในการวางแผนฉุกเฉินซึ่งครอบคลุมพื้นที่มาก	- ยังไม่มีการกำหนดที่แน่นอนในทางกฎหมาย แต่ผู้ออกแบบคาดว่าจะมีขนาดเล็ก (เช่น เท่าขอบเขตของโรงไฟฟ้า) เนื่องจากใช้ระบบที่มีความปลอดภัยสูงและ Source Term มีขนาดเล็กกว่า - การวางแผนฉุกเฉินสามารถทำได้ง่ายกว่า เนื่องจากทำในพื้นที่ขนาดเล็กและอาจไม่จำเป็นต้องมีแผนนอกโรงไฟฟ้า
ความยืดหยุ่นของสถานที่ตั้ง	- ทุกแบบมีความคล้ายคลึงกันในแง่ของสถานที่ตั้ง เนื่องจากข้อจำกัดด้านความปลอดภัยทางเทคนิค - จำเป็นต้องมีการกำหนดพื้นที่จำเพาะ (Exclusive Zone) และระยะห่างจากพื้นที่ที่มีประชากรต่ำ (Low Population Zone)	- ขึ้นอยู่กับการออกแบบ บางชนิดได้รับการออกแบบให้สามารถใช้งานในพื้นที่ห่างไกลแหล่งน้ำได้ บางชนิดได้รับการออกแบบเพื่อใช้งานใต้น้ำ บางชนิดได้รับการออกแบบให้ตั้งอยู่บนเรือได้ เป็นต้น - ในด้านเทคนิค ผู้ผลิตของหลายชนิดอ้างว่าได้ทำการออกแบบด้านความปลอดภัยเพื่อให้ไม่จำเป็นต้องมีพื้นที่วางแผนตอบสนองฉุกเฉิน จึงอาจสามารถตั้งอยู่ใกล้แหล่างที่มีประชากรหนาแน่นหรือแหล่งอุตสาหกรรมได้
แหล่งระบายความร้อน (Ultimate Heat Sink during accidents)	- ต้องใช้น้ำเป็นจำนวนมาก ทำให้จำเป็นต้องตั้งอยู่ในพื้นที่ใกล้แหล่งน้ำขนาดใหญ่	- ต้องใช้น้ำ โดยขึ้นอยู่กับขนาดและบางชนิดได้รับการออกแบบให้สามารถใช้อากาศเป็นตัวรับโอนความร้อนได้

ประเด็นเปรียบเทียบ	โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ (1000 MWe)	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
ขนาดของสถานที่ตั้ง	- ขึ้นอยู่กับจำนวน Unit ที่ต้องการสร้าง - เริ่มต้น (1 Unit) ขนาดใหญ่ (ประมาณ 1 ตารางกิโลเมตร)	- ขึ้นอยู่กับจำนวน module ที่ต้องการสร้าง - เริ่มต้น (1 module) ขนาดเล็ก (NuScale ใช้พื้นที่ประมาณ 0.18 ตารางกิโลเมตร)

4.1.2 ด้านเทคโนโลยีเชื้อเพลิง

ในการเปรียบเทียบเทคโนโลยีด้านเทคโนโลยีเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นั้นได้ทำการเปรียบเทียบในเรื่อง ชนิดวัสดุนิวเคลียร์ ร้อยละการเสริมสมรรถนะยูเรเนียม-235 ขนาดและการจัดวางแท่งเชื้อเพลิง รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง ดังแสดงในตารางที่ 4.2

ผลการเปรียบเทียบในภาพรวมของเทคโนโลยีเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลารีในแต่ละเทคโนโลยีพบว่ามีลักษณะที่ไม่ต่างกันมากนักเนื่องจากผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วนใหญ่มีประสบการณ์จากการออกแบบหรือใช้เชื้อเพลิงยูเรเนียมในรูปของ UO_2 ที่มีใช้งานแพร่หลายในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มาก่อนจึงนำประสบการณ์ดังกล่าวมาใช้ในการออกแบบเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ดังนั้น วัสดุเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ที่นำมาใช้ในเทคโนโลยีขนาดใหญ่และขนาดเล็กจึงเหมือนกันคือ UO_2 สำหรับเรื่องการเสริมสมรรถนะยูเรเนียม-235 ทั้งเทคโนโลยีขนาดใหญ่ และขนาดเล็กจะมีค่าใกล้เคียงกันโดยเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีร้อยละการเสริมสมรรถนะยูเรเนียม-235 อยู่ในช่วง 4-4.95 % ในขณะที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีค่าเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิงอยู่ในช่วง 3-5 %

ในการออกแบบการจัดวางมัดเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะขึ้นกับประสบการณ์จากการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ของประเทศผู้ผลิต เช่น ประเทศรัสเซียซึ่งเป็นเจ้าของเทคโนโลยี VVER-100 และ VBER-300 หรือประเทศอาร์เจนตินา (CAREM) จะมีประสบการณ์การจัดวางเชื้อเพลิงแบบหกเหลี่ยม (Hexagonal) ส่วนเจ้าของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่เหลือจะมีประสบการณ์ใช้ เทคโนโลยีการจัดวางเชื้อเพลิงแบบจัตุรัส

สำหรับรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงนั้นจะมีความแตกต่างกันบ้างโดยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ออกแบบรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงไว้อยู่ระหว่าง 18-24 เดือนในขณะที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ออกแบบไว้อยู่ระหว่าง 10.5 -72 เดือน

ตารางที่ 4.2 เทคโนโลยีด้านเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น [2, 3, 4, 5, 6, 10, 11, 13, 14, 15]

ประเภทเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ชื่อเทคโนโลยี	ชนิดวัสดุนิวเคลียร์	ร้อยละการเสริมสมรรถนะยูเรเนียม-235 โดยน้ำหนัก	ขนาดเส้นผ่านศูนย์กลางภายนอกของแท่งเชื้อเพลิง (มม.)	การจัดวางแท่งเชื้อเพลิงในมัดเชื้อเพลิง	รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น	EPR	UO_2, MOX	4.95	9.5	Square (10×10)	24 เดือน
	VVER-1000	UO_2	4.45	9.1	Hexagonal (312)	18 เดือน
	APR-1400	UO_2	4	9.5	Square (16×16)	24 เดือน
	AP-1000	UO_2	4.8	9.5	Square (17×17)	18 เดือน
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น	NuScale	UO_2	<4.95	9.5	Square (17×17)	24 เดือน
	SMART	UO_2	4.8	9.5	Square (17×17)	36 เดือน
	VBER-300	UO_2	4.95	9.1	Hexagonal (85)	72 เดือน
	CAREM-25	UO_2	3.1	9.0	Hexagonal (108)	14 เดือน
	ACP-100	UO_2	4.2	-	Square (17×17)	24 เดือน
	mPower	UO_2	<5	-	Square (17×17)	48 เดือน
	Westinghouse SMR	UO_2	<5	9.14	Square (17×17)	24 เดือน
	SMR-160	UO_2, MOX	ไม่ระบุการเสริมสมรรถนะ	-	Square (17×17)	42 สัปดาห์

เมื่อทำการเปรียบเทียบขนาดและน้ำหนักของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ พบว่า มีขนาดและน้ำหนักไม่แตกต่างกันนักดังแสดงในตารางที่ 4.3 หรืออาจกล่าวได้ว่า ขนาดน้ำหนักของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กไม่ได้แปรผันกับกำลังผลิตที่ลดลง จากตารางจะเห็นว่า ขนาดของถังปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กจะมีความสูงเฉลี่ยมากกว่าถังปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เนื่องจากว่าอุปกรณ์การผลิตไอน้ำ (Steam generator) และส่วนประกอบบางส่วนได้ออกแบบให้บรรจุไว้ภายในถังปฏิกรณ์ (integrated in reactor vessel)

ตารางที่ 4.3 เปรียบเทียบขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้น้ำมวลเบาเป็นสารหล่อเย็น [16]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ขนาด (ความสูง x เส้นผ่านศูนย์กลาง)	น้ำหนัก (ตัน)	กำลังการผลิตไฟฟ้า (MWe)
NuScale	19.2 m x 2.8 m	264	45
mPower	25.3 m x 3.9 m	628	180
SMART	15.5 m x 6 m	750	100
AP1000	12.2 m x 4.5 m	340	1200
ESBWR	27.6 m x 7.1 m	853	1600
VVER-1000	11.2 m x 4.2 m	322	1060

4.1.3 ประสิทธิภาพสุทธิ

ในการเปรียบเทียบเทคโนโลยีด้านประสิทธิภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นั้น ได้ทำการเปรียบเทียบในเรื่อง ค่าประสิทธิภาพสุทธิ กำลังการผลิตไฟฟ้า ความดันที่สภาวะการดำเนินงาน ดังแสดงในตารางที่ 4.4

ผลการเปรียบเทียบพบว่าค่าประสิทธิภาพสุทธิของโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่นั้นมีค่าอยู่ระหว่าง 32.8-36 เปอร์เซ็นต์ ในขณะที่ค่าประสิทธิภาพสุทธิของโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (เฉพาะบางเทคโนโลยีที่มีการเปิดเผยข้อมูล) จะมีค่าประสิทธิภาพต่ำกว่าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เล็กน้อยคือมีค่าอยู่ในช่วง 30.3-33 เปอร์เซ็นต์ ซึ่งเป็นช่วงปกติของค่าประสิทธิภาพหรือการแปลงผันพลังงานของวงจรแรงค์คิน (Rankin Cycle) หรือกังหันไอน้ำ อย่างไรก็ตาม รายละเอียดการออกแบบวงจรการระบายความร้อน วงจรกังหันไอน้ำ รวมทั้งสภาวะการทำงานของของไหลระบายความร้อน เช่น ค่าแรงดัน อุณหภูมิ หรือ การใช้พลังงานในโรงไฟฟ้าเป็นปัจจัยที่สำคัญส่งผลต่อค่าประสิทธิภาพของโรงไฟฟ้าทั้งสองชนิด

ตารางที่ 4.4 การเปรียบเทียบประสิทธิภาพสุทธิของโรงไฟฟ้าที่ใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ [4, 5, 6, 7, 8, 9, 12]

ประเภทเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเทศผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	กำลังผลิตความร้อน (MWth)	ดำเนินการที่ความดัน (MPa)	ประสิทธิภาพโรงไฟฟ้าสุทธิ (Net)** (%)
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	EPR	AREVA	ฝรั่งเศส	PWR	4590	15.5	36
	VVER-1000	OKB Gidropress	รัสเซีย	PWR	3000	15.7	33.7

ประเภทเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ชื่อเทคโนโลยี	บริษัท/องค์กรผู้ผลิต	ประเทศผู้ผลิต	ประเภทเทคโนโลยี*	กำลังผลิตความร้อน (MWth)	ดำเนินการที่ความดัน (MPa)	ประสิทธิภาพโรงไฟฟ้าสุทธิ (Net)** (%)
	APR-1000	KEPCO/KHNP	เกาหลีใต้	PWR	2815	15.5	35.5
	AP-1000	Westinghouse	สหรัฐอเมริกา	PWR	3400	15.5	32.8
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	NuScale	NuScale Power	สหรัฐอเมริกา	PWR	160	12.76	>30 (Gross)
	SMART	KAERI	เกาหลีใต้	PWR	330	15	30.3
	VBER-300	OKBM	รัสเซีย	PWR	917	12.7	33
	CAREM-25	CNEA	อาร์เจนตินา	PWR	100	12.25	NA
	ACP-100	CNNC	จีน	PWR	310	15	32.6
	mPower	Babcock and Wilcox	สหรัฐอเมริกา	PWR	530	14.1	NA
	Westinghouse SMR	Westinghouse	สหรัฐอเมริกา	PWR	800	15.5	NA
	SMR-160	Hotlec International Company	สหรัฐอเมริกา	PWR	446	15.5	NA

หมายเหตุ

1. *ประเภทเทคโนโลยี PWR = Pressurized Water Reactor, BWR = Boiling Water Reactor

2.** ประสิทธิภาพโรงไฟฟ้าสุทธิ= สัดส่วนเป็นตัวเลขร้อยละระหว่างค่าพลังงานไฟฟ้าที่ผลิตสุทธิและค่าพลังงานความร้อนที่ผลิตได้ โดย ค่าพลังงานไฟฟ้าสุทธิ = พลังงานความร้อนที่ผลิตได้ – ค่าพลังงานที่ใช้ในโรงไฟฟ้า

4.1.4 ด้านความปลอดภัย

การเปรียบเทียบเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นั้น มีหัวข้อในการพิจารณาในเปรียบเทียบ 3 หัวข้อหลัก คือ

1. การใช้ระบบและเทคโนโลยีความปลอดภัยระบบพาสซีฟ (Passive) ที่ไม่ต้องอาศัยสัญญาณหรือแหล่งไฟฟ้าภายนอก ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ

2. การใช้ระบบและเทคโนโลยีความปลอดภัยแบบแอคทีฟ (Active) ซึ่งต้องอาศัยสัญญาณหรือแหล่งไฟฟ้าภายนอก ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ

3. การใช้หลักการออกแบบความปลอดภัยในตัวเอง (Inherent safety)

ผลการเปรียบเทียบด้านความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ พบว่ามีการใช้เทคโนโลยีที่ไม่ต่างกันมากนักเนื่องจากผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้นำเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยที่มีการทดสอบและใช้งานแล้วอย่างแพร่หลายในเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มาใช้ในการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ อย่างไรก็ตาม อาจจะมีความต่างกันอยู่บ้าง ดังรายละเอียดที่ปรากฏดังตารางที่ 4.5

อย่างไรก็ตาม ยังพบว่าในเรื่องความปลอดภัยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในหลายๆ เทคโนโลยีมีข้อได้เปรียบเมื่อเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ อาทิเช่น อัตราส่วนของปริมาณน้ำหล่อเย็นที่อยู่ในระบบต่อปริมาตรของเชื้อเพลิงที่สูงขึ้นเมื่อเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่จะช่วยลดอัตราการเพิ่มอุณหภูมิในกรณีเกิดอุบัติเหตุ ขนาดของท่อที่เชื่อมต่อกับถังปฏิกรณ์มีขนาดที่เล็กลงทำให้ความเสี่ยงและระดับความเสียหายลดลงหากเกิดรอยแตกขึ้นกับท่อที่เชื่อมต่อ และปริมาณสารกัมมันตภาพรังสีที่มีอยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ลดลงอย่างมากในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กทำให้ลดโอกาสในการปลดปล่อยสารกัมมันตภาพรังสีในสิ่งแวดล้อม

ตารางที่ 4.5 การเปรียบเทียบเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

หัวข้อ	**เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่**	**เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์**
1. การใช้ระบบและเทคโนโลยีความปลอดภัยแบบพาสซีฟ ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ เช่น ● ระบบระบายความร้อนในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ● ระบบลดแรงดันและระบายความร้อนอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Containment) และถังแรงดัน (Pressure Suppression) ● ระบบกำจัดปริมาณก๊าซไฮโดรเจนในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	มีการใช้ระบบดังกล่าวในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นใหม่หลายรุ่น เช่น AP-1000, VVER-1000, EPR, APR-1000	มีระบุไว้ในรายละเอียดการออกแบบระบบดังกล่าวในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นใหม่หลายรุ่น เช่น ACP-100, mPower, NuScale, SMR-160, SMART, Westinghouse SMR
2. การใช้ระบบและเทคโนโลยีความปลอดภัยแบบแอคทีฟ ซึ่งต้องอาศัยสัญญาณหรือแหล่งไฟฟ้าภายนอก ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ เช่น ● ระบบ หล่อเย็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ฉุกเฉิน หรือ ECCS ● ระบบลดแรงดันและระบายความร้อนในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และ ถังแรงดัน	ยังมีการใช้ระบบดังกล่าวผสมผสานกับระบบ Passive ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นใหม่หลายรุ่น เช่น ABWR, VVER-1000, EPR, APR-1000	ยังมีการใช้ระบบดังกล่าวผสมผสานกับระบบ Passive ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์บางรุ่น เช่น SMART , VBER-300

หัวข้อ	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
3. การใช้หลักการออกแบบความปลอดภัยในตัว (Inherent safety)** เช่น ● ระบบจัดการเชื้อเพลิงหลอมเหลวในกรณีที่เกิดอุบัติเหตุร้ายแรง และอื่นๆ ● การใช้ระบบการหมุนเวียนสารหล่อเย็นแบบธรรมชาติ ● การใช้โครงสร้างที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีลักษณะ Integral ● อื่นๆ	มีการใช้หลักการดังกล่าวในการออกแบบระบบความปลอดภัยในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นใหม่หลายๆรุ่น เช่น AP-1000, VVER-1000, APR-1000	มีระบุไว้ในรายละเอียดการออกแบบระบบดังกล่าวในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายรุ่น เช่น SMR-160, NuScale, ACP-100, CAREM-25

4.2 ด้านเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ และสังคม

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีคุณลักษณะทางเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ และสังคมที่แตกต่างกันหลายประการ ดังแสดงในตารางที่ 4.6 (ดูรายละเอียดของข้อมูลเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ และสังคมได้ในบทที่ 5)

ผลการเปรียบเทียบ**ด้านเศรษฐศาสตร์** พบว่า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีข้อได้เปรียบในเรื่องการประหยัดต่อขนาด และประสบการณ์ในการก่อสร้างและการเดินเครื่อง ซึ่งทำให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าค่อนข้างต่ำเมื่อเปรียบเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กหรือแหล่งพลังงานอื่น ในขณะที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ก็มีข้อได้เปรียบหลายประการที่อาจมีศักยภาพในการช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า เช่น รูปแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ซับซ้อนน้อยลง ระยะเวลาในการก่อสร้างที่สั้นลง ความสามารถในการใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้าขนาดเล็ก ความสามารถในการผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และการเรียนรู้ระหว่างก่อสร้างและระหว่างใช้งาน ทั้งยังมีความยืดหยุ่นในการลงทุนสูงกว่า ซึ่งน่าจะช่วยดึงดูดการลงทุนในกรณีที่งบประมาณมีจำกัดหรือความเสี่ยงในการลงทุนอยู่ในระดับที่ค่อนข้างสูง

สำหรับผลการเปรียบเทียบ**ด้านสุขภาพ** เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อได้เปรียบหลายอย่าง คือ มีปริมาณสารกัมมันตรังสีต่อ 1 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์น้อยกว่า มีโอกาสเกิดอุบัติเหตุที่ก่อให้เกิดการปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศน้อยลง และมีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินแคบลง แต่ก็มีข้อเสียเปรียบเช่น หากอาคารปฏิกรณ์มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า 1 เครื่องจะทำให้มีโอกาสในการเกิดอุบัติเหตุพร้อมกันในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า 1 เครื่องมากกว่าและพนักงานเดินเครื่องก็ยังมีโอกาสได้รับรังสีขึ้น ซึ่งจะขึ้นอยู่กับ

สถานการณ์ที่จะเกิดขึ้นอาจจะนำไปสู่สถานการณ์ที่พนักงานเดินเครื่องก็ยังมีโอกาสได้รับรังสีมากกว่าในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้

ส่วน**ผลการเปรียบเทียบด้านสังคม** เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อได้เปรียบ 2 อย่าง คือ มีโอกาสได้รับการยอมรับจากประชาชนมากกว่าซึ่งอาจอันเป็นผลมาจากข้อได้เปรียบทางสุขภาพ และ มีศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ได้มากกว่า

อย่างไรก็ตาม ผู้อ่านพึงระวังว่าคุณลักษณะหลายประการที่เป็นข้อได้เปรียบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังอยู่ในขั้นตอนของการออกแบบเบื้องต้น และยังไม่มีข้อมูลจริงที่สามารถยืนยันคุณลักษณะการได้เปรียบดังกล่าวนั้นได้

ตารางที่ 4.6 ข้อแตกต่างด้านเศรษฐศาสตร์ สุขภาพและสังคมระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ [17 – 29]*

หัวข้อ	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
1. ด้านเศรษฐศาสตร์		
1.1. ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า [บาทต่อเมกกะวัตต์ชั่วโมง]**	1,800 [17]	1,100 – 3000 (PWR) [18]
1.2. การประหยัดต่อขนาด (Economy of scale) [19, 20]	กำลังการผลิตไฟฟ้าสูง ทำให้มีการประหยัดต่อขนาดมาก (ช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตได้มาก)	กำลังการผลิตไฟฟ้าไม่สูงมาก ทำให้มีการประหยัดต่อขนาดน้อย (ช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตได้น้อย)
1.3. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก (FOAK plant) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ (LEAD plant) [21]	มีประสบการณ์การก่อสร้างและการเดินเครื่องแล้ว ไม่จำเป็นต้องสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบหรือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก	ยังไม่มีประสบการณ์การก่อสร้างและเดินเครื่อง จึงจำเป็นต้องมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก และบางกรณีจำเป็นจะต้องมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ ซึ่งมีการลงทุนสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ธรรมดามาก
1.4. ประสบการณ์และความเชี่ยวชาญของพนักงานเดินเครื่อง [21]	พนักงานเดินเครื่องสามารถใช้ประสบการณ์ในการเดินเครื่องในอดีตมาป้องกันความผิดพลาดในการเดินเครื่อง	โดยมากมีการใช้เทคโนโลยีใหม่ ทำให้พนักงานเดินเครื่องไม่สามารถใช้ประสบการณ์ในอดีตได้เต็มที่

หัวข้อ	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
	และการหยุดเครื่องนอกแผนการเดินเครื่อง	
1.5. ความซับซ้อนของรูปแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [22]	โดยมากมีระบบที่ค่อนข้างซับซ้อน	สามารถลดความซับซ้อนได้โดยการลดจำนวนและประเภทของอุปกรณ์
1.6. ระยะเวลาในการก่อสร้าง [17, 23]	มีระยะเวลาในการก่อสร้างโดยเฉลี่ย 3 – 5 ปี	ถูกออกแบบให้ระยะเวลาในการก่อสร้างน้อยกว่า 3 ปี
1.7. สามารถใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้าขนาดเล็กได้ [22]	ไม่สามารถใช้ระบบส่งไฟฟ้าปัจจุบันของประเทศไทยได้	สามารถใช้ระบบส่งไฟฟ้าปัจจุบันของประเทศไทยได้
1.8. การผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [24]	มักต้องผลิตเป็นแบบเฉพาะของแต่ละเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และอุปกรณ์บางชิ้นมีขนาดใหญ่ จึงต้องผลิตและประกอบที่หน้างาน	สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ง่าย ทำให้สามารถผลิตอุปกรณ์และชิ้นส่วนต่าง ๆ ภายในโรงงานได้มากขึ้น ช่วยลดค่าใช้จ่ายและระยะเวลาในการก่อสร้าง อีกทั้งสะดวกในการตรวจสอบคุณภาพเพื่อเพิ่มความปลอดภัยด้วย
1.9. การเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้าง [23]	ระยะห่างระหว่างการผลิตค่อนข้างมาก เนื่องจากมีการก่อสร้างไม่มากนัก ทำให้เกิดการเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้างได้ยาก	มีการผลิตซ้ำหลาย ๆ ครั้ง ทำให้เกิดการเรียนรู้และปรับปรุงวิธีการและขั้นตอนการผลิตให้เหมาะสม
1.10. ความยืดหยุ่นในการลงทุน [22]	จำเป็นต้องวางแผนการลงทุน (แผนการก่อสร้าง) ล่วงหน้าก่อนเป็นเวลานาน ไม่สามารถเปลี่ยนแปลงแผนได้โดยง่าย	เนื่องจากมีระยะเวลาการก่อสร้างสั้น จึงสามารถเปลี่ยนแปลงแผนการก่อสร้าง เลื่อนช่วงเวลาการก่อสร้างให้เร็วขึ้นหรือช้าลง และเพิ่มหรือลดจำนวนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ง่าย ทั้งยังสามารถนำเงินที่ได้

หัวข้อ	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
		จากการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สร้างเสร็จแล้วมาเป็นเงินทุนสร้างเครื่องอื่น ๆ ได้อีกด้วย
2. ด้านสุขภาพ		
2.1. ปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (core inventory) และเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel) [25]	มีปริมาณสารกัมมันตรังสีต่อ 1 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า เนื่องจากปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกปฏิกรณ์นิวเคลียร์แปรผันตรงกับกำลังไฟฟ้า	มีปริมาณสารกัมมันตรังสีต่อ 1 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์น้อยกว่า
2.2. ความน่าจะเป็นในการเกิดขึ้นของอุบัติเหตุที่อาจปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศ [25]	มากกว่า เนื่องจากแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และระบบต่าง ๆ ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีความซับซ้อนมากกว่า	ถูกออกแบบให้มีความน่าจะเป็นน้อยกว่า
2.3. ความสามารถในการหล่อเย็นและการลดปริมาณสารกัมมันตรังสีก่อนปลดปล่อยสู่บรรยากาศ [25]	ด้อยกว่า เนื่องจากสัดส่วนของสารหล่อเย็นต่อกำลังความร้อนน้อยกว่า	ดีกว่า เนื่องจากสัดส่วนของสารหล่อเย็นต่อกำลังความร้อนสูงกว่า
2.4. การเกิดอุบัติเหตุพร้อมกันในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า 1 เครื่อง [26]	มีโอกาสน้อยมาก เนื่องจากระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แต่ละเครื่องมักเป็นอิสระต่อกัน	ขึ้นอยู่กับสถานการณ์ หากอาคารปฏิกรณ์มีเครื่องปฏิกรณ์มากกว่า 1 เครื่องจะมีโอกาสมากกว่า เพราะเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แต่ละเครื่องมักอยู่ใกล้กัน และบางกรณีมีการใช้ระบบความปลอดภัยร่วมกัน
2.5. พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน	มีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินค่อนข้างกว้าง โดยมากอยู่ที่รัศมี 8 – 10 กม. จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [27]	ถูกออกแบบให้มีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินแคบมาก หรือไม่มีเลย (จากผลการประเมินใน 4.2.2)

หัวข้อ	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
2.6. ปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องได้รับ [25]	น้อยกว่า เนื่องจากระยะห่างจากแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ถึงจุดที่พนักงานเดินเครื่องอยู่ (เช่น ห้องควบคุม) ยาวกว่า	มากกว่า เนื่องจากระยะห่างจากแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ถึงจุดที่พนักงานเดินเครื่องอยู่สั้นกว่า
3. ด้านสังคม		
3.1. การยอมรับจากประชาชน	ยากกว่า	ง่ายกว่า เพราะมีลักษณะเฉพาะหลายอย่างที่ช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ปลอดภัยมากขึ้น (ระบบความปลอดภัยแบบพาสซีฟ การลดความน่าจะเป็นในการเกิดอุบัติเหตุ และการลดผลกระทบจากอุบัติเหตุ) [23, 25] และพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินมีขนาดเล็ก (จากผลการประเมินใน 4.2.2)
3.2. ศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์	น้อยกว่าหรือเท่ากัน	มากกว่าหรือเท่ากัน [28, 29] เพราะมีการออกแบบเพื่อเพิ่มศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ที่ทัดเทียมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และสามารถนำโครงสร้างแบบดุมล้อ ซึ่งทุกกระบวนการที่มีความเสี่ยงต่อการแพร่กระจายของวัสดุนิวเคลียร์จะอยู่เฉพาะที่ศูนย์กลาง มาประยุกต์ใช้ได้ง่ายกว่า

หมายเหตุ * ข้อความที่มีการระบายสีแสดงความได้เปรียบในคุณลักษณะนั้นๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

** ค่าใช้จ่ายในตารางได้มาจากการคำนวณที่อัตราส่วนลด 5 % โดยไม่ได้คำนึงถึงอัตราดอกเบี้ย และใช้อัตราแลกเปลี่ยนถัวเฉลี่ยถ่วงน้ำหนักระหว่างธนาคาร ณ วันที่ 1 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ในการเปลี่ยนค่าเงินดอลลาร์สหรัฐเป็นเงินบาท ทั้งนี้ แสดงผลโดยมีเลขนัยสำคัญ 2 ตำแหน่ง

ตารางที่ 4.7 สรุปความแตกต่างด้านต่างๆ ระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

คุณลักษณะและข้อกำหนด	ผลการเปรียบเทียบ
เชิงวิศวกรรมศาสตร์	
พื้นที่ตั้ง	สามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ๆ มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กได้ จึงสามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ห่างไกลได้
เชื้อเพลิง	ไม่มีความแตกต่างที่เห็นได้ชัด
ประสิทธิภาพโรงไฟฟ้าสุทธิ	32.8-36% สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และ 30.3-33% สำหรับ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ไม่มีความแตกต่างที่เห็นได้ชัด
ระบบและเทคโนโลยีด้านความปลอดภัย	ไม่มีความแตกต่างที่เห็นได้ชัด
ประสบการณ์และความเชี่ยวชาญของพนักงานเดินเครื่อง	มีการใช้เทคโนโลยีใหม่ ทำให้พนักงานเดินเครื่องไม่สามารถใช้ประสบการณ์ในอดีตได้เต็มที่
เชิงเศรษฐศาสตร์	
ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิต(บาท/เมกกะวัตต์)	1800 บาท/เมกกะวัตต์ สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และ 1100-3000 บาท/เมกกะวัตต์ สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
ระยะเวลาก่อสร้าง	3 - 5 ปี สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และ น้อยกว่า 3 ปี สำหรับ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
การประหยัดต่อขนาด	กำลังไฟฟ้าไม่สูงมากทำให้มีการประหยัดต่อขนาดน้อย
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก (FOAK plant) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ	ยังไม่มีประสบการณ์การก่อสร้างและเดินเครื่อง จึงจำ เป็นต้องมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก และบางกรณีจำเป็นจะต้องมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ ซึ่งมีการลงทุนสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ธรรมดามาก
ความยืดหยุ่นในการลงทุน	เนื่องจากมีระยะเวลาการก่อสร้างสั้น จึงสามารถเปลี่ยนแปลงแผนการก่อสร้างเลื่อนช่วงเวลาการก่อสร้างให้เร็วขึ้นหรือช้าลง และเพิ่มหรือลดจำนวนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ง่าย สามารถนำเงินที่ได้จากการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สร้างเสร็จแล้วมาเป็นเงินทุนสร้างเครื่องอื่นๆ ได้
การผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ง่าย ทำให้สามารถผลิตอุปกรณ์และชิ้นส่วนต่าง ๆ ภายในโรงงานได้มากขึ้น ช่วยลดค่าใช้จ่าย และระยะเวลาในการก่อสร้าง
การเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้าง	มีการผลิตซ้ำหลายๆ ครั้ง ทำให้เกิดการเรียนรู้ ปรับปรุงวิธีการและขั้นตอนการผลิตให้เหมาะสม

คุณลักษณะและข้อกำหนด	ผลการเปรียบเทียบ
เชิงสุขภาพ	
ความน่าจะเป็นในการปลดปล่อย	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ถูกออกแบบให้มีค่าน้อยกว่า เนื่องจากมีปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์น้อยกว่า
สารกัมมันตภาพรังสีออกสู่บรรยากาศ	
พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ถูกออกแบบให้มีค่าน้อยมากหรือไม่มีเลย
ปริมาณรังสีที่พนักงานจะได้รับ	ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์โอกาสที่พนักงานจะได้รับมีค่าสูงกว่า เนื่องจากอุปกรณ์ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีโอกาสได้รับรังสีมากกว่า
การเกิดอุบัติเหตุพร้อมกันในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า 1 เครื่อง	มีโอกาสมากกว่า เพราะเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แต่ละเครื่องมักอยู่ใกล้กัน และบางกรณีมีการใช้ระบบความปลอดภัยร่วมกัน
เชิงสังคม	
การยอมรับจากประชาชน	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีลักษณะเฉพาะหลายอย่างที่ช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ปลอดภัย ได้เปรียบในเรื่อง การลดความน่าจะเป็นและผลกระทบจากการเกิดอุบัติเหตุ
ศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของวัสดุนิวเคลียร์	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีศักยภาพในการควบคุมได้มากกว่าหรือเท่ากัน

เอกสารอ้างอิง

[1] Technical Meeting on SMRs Technology Development for Near-Term Deployment. 2013.

[2] Fajie, Z. Safety features and licensing of ACP100 Design. 6th INPRO Dialogue Forum. 2013.

[3] Holtec International. HI-SMUR Fact Sheet [ออนไลน์]. 2011. แหล่งที่มา: http://www.smrllc.com/safety.html

[4] International Atomic Energy Agency. NuScale Power Modular and Scalable Reactor. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2013.

[5] International Atomic Energy Agency. Status of Small and Medium Sized Reactor Designs. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2012.

[6] International Atomic Energy Agency. Structural behaviour of fuel assemblies for water cooled reactors. 2005

[7] International Atomic Energy Agency. Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR). A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2011.

[8] International Atomic Energy Agency. Status report 93 - VVER–1000 (V-466B) (VVER–1000 (V-466B). A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2011.

[9] International Atomic Energy Agency. Status report 103 - Advanced Power Reactor (APR1000) e 04-11-2011. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2011.

[10] International Atomic Energy Agency. System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART). A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2011.

[11] Mingguang, Z. Small Reactors R&D in China [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : International Atomic Energy Agency

[12] Saiu, G., and Frogheri M.L. AP1000 Nuclear Power Plant Overview. ANSALDO Energia S.p.A - Nuclear Division

[13] The Babcock & Wilcox Company. B&W mPower Reactor. [ออนไลน์] แหล่งที่มา:http://www.babcock.com/products/Pages/mPower-Reactor.aspx[21มกราคม2014]

[14] Westinghouse Electric Corporation. The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant.1984

[15] Alarotu, H. Small Modular Reactors: Specic Safety Features. Aalto University.2013

[16] [ARIS] Advanced Reactors Information System(ARIS). [ออนไลน์]. 2011. แหล่งที่มา: https://aris.iaea.org/sites/overview.html

[17] Nuclear Energy Agency. Reduction of capital costs of nuclear power plants. OECD. 2000.

[18] Lokhov, A. Current status, technical feasibility and economics of small nuclear reactors. OECD/NEA study. 2011.

[19] Ingersoll, D. Deliberately small reactors and the second nuclear era. Progress in Nuclear Energy 51 (พฤษภาคม-กรกฎาคม 2009) : 589-603.

[20] Moore, F. Economies of scale: some statistical evidence. Quarterly Journal of Economics 73 (พฤษภาคม 1959) : 232-245.

[21] Rosner, R., and Goldberg, S. Small modular reactors – keys to future nuclear power generation in the U.S. The University of Chicago. 2011.

[22] Carelli, M., et al. Economic features of integral modular small-to-medium size reactor. Progress in Nuclear Energy 52 (พฤษภาคม 2010) : 403-414.

[23] Kessides, I., et al. Small modular reactor for enhancing energy security in developing countries. Sustainability 4 (2012) : 1806-1832.

[24] Carrelli, M., et al. Economic Comparison of Different Size Nuclear Reactors. Proceedings IJM Cancun. 2007.

[25] Nuclear Energy Institute. Small Modular Reactor Source Terms. 2012.

[26] Office of Nuclear Regulatory Research. State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report. United States Nuclear Regulatory Commission. 2012.

[27] Nuclear Safety Commission of Japan, Nuclear Disaster Prevention Guidelines, Tokyo, Japan, June 1980 (Japanese version).

[28] Kuznetsov, V. Options for small and medium sized reactors (SMRs) to overcome loss of economies of scale and incorporate increased proliferation resistance and energy security. Progress in Nuclear Energy 50 (2008) : 242-250.

[29] International Atomic Energy Agency. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005: reactors with conventional refueling schemes. IAEA-TECDOC-1485. 2006.

บทที่ 5

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย

5.1 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์

5.2 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสุขภาพ

5.3 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสังคม

บทที่ 5

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์ สุขภาพ สังคมและนโยบาย

การตัดสินดำเนินการพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์ต้องอาศัยข้อมูลจำนวนมากประกอบการพิจารณา เนื่องจากเป็นแผนงานขนาดใหญ่และมีผลกระทบต่อประเทศในหลายด้าน ทั้งด้านเศรษฐกิจ สังคม และสิ่งแวดล้อม ทำให้ต้องมีการวิเคราะห์อย่างละเอียดถี่ถ้วน เกณฑ์การตัดสินของแต่ละประเทศนั้นอาจแตกต่างกันไปขึ้นอยู่กับองค์ประกอบพื้นฐานและสถานการณ์ของประเทศนั้น ถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางรูปแบบจะมีการพัฒนาจากเทคโนโลยีจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีอยู่ แต่โดยรวมแล้วยังนับว่าเป็นเทคโนโลยีใหม่ และที่สำคัญคือไม่มีประเทศใดที่มีประสบการณ์ในการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เหล่านี้ (ไม่นับรวมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์วิจัย ที่มักมีลักษณะเฉพาะทางเทคโนโลยีที่แตกต่างไปจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์กำลัง) ทำให้ยังไม่มีข้อมูลเชิงปริมาณที่มีข้อมูลทางสถิติเป็นหลักฐานยืนยัน เพราะฉะนั้น ในการรวบรวมข้อมูลด้านต่างๆ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ผู้วิจัยจึงเน้นข้อมูลเชิงคุณภาพเป็นหลัก และให้ข้อมูลเชิงปริมาณซึ่งได้มาจากประมาณการเบื้องต้นของผู้ผลิต ส่วนราชการของประเทศต่างๆ หน่วยงานระหว่างประเทศ หรือบทความวิชาการ เฉพาะในส่วนที่สำคัญเท่านั้น คณะผู้วิจัยได้ทำการรวบรวมและแยกแยะออกเป็นประเด็นดังนี้

5.1 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงเศรษฐศาสตร์

ข้อมูลด้านเศรษฐศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็นข้อมูลประกอบการตัดสินใจเลือกที่สำคัญที่สุดอย่างหนึ่ง จากการสำรวจของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (International Atomic Energy Agency ; IAEA) กลุ่มประเทศที่กำลังพิจารณาเลือกเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แห่งแรกของประเทศโดยมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็นหนึ่งตัวเลือกนั้น ให้ความสำคัญกับปัจจัยทางด้านเศรษฐกิจ (ซึ่งรวมถึงค่าใช้จ่ายในส่วนต่าง ๆ ของวัฏจักรชีวิต (life cycle) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และความเสี่ยงทางการลงทุน) เป็นอันดับสอง รองจากความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [1] จึงนับได้ว่าข้อมูลด้านเศรษฐศาสตร์เป็นสิ่งที่สำคัญมากสิ่งหนึ่งสำหรับผู้มีส่วนได้ส่วนเสียในการก่อสร้าง และดำเนินการของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์

เนื้อหาในส่วนนี้เริ่มต้นจากการให้นิยามของค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ซึ่งจะเป็นสิ่งสำคัญที่ใช้ในการประเมินศักยภาพทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ต่อด้วยข้อมูลเกี่ยวกับค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ชนิดต่างๆ ซึ่งเป็นข้อมูลที่ได้มาจากประมาณการของผู้ผลิต หลังจากนั้น จะเป็นข้อมูลเกี่ยวกับข้อดีและข้อเสียซึ่งส่งผลทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เมื่อเปรียบเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ ซึ่งผู้วิจัยรวบรวมไว้โดยไม่ได้แบ่งประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ทั้งนี้เพราะการพิจารณาข้อมูลด้านเศรษฐกิจจะคำนึงถึงค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า และลักษณะเฉพาะทางการลงทุนเป็นสำคัญ ความแตกต่างของประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จึงไม่ส่งผลอย่างมีนัยสำคัญต่อข้อมูลด้านเศรษฐกิจ นอกจากนี้ ผู้วิจัยยังได้รวบรวมข้อมูลเกี่ยวกับผลกระทบทางเศรษฐกิจจากการผลิตไฟฟ้าด้วยเครื่องปฏิกรณ์

นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เพื่อเป็นข้อมูลประกอบการพิจารณาทางเศรษฐศาสตร์ในเชิงลึกในอนาคตอีกด้วย

5.1.1 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า

ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า (levelized unit electricity cost; LUEC) เป็นข้อมูลสำคัญที่ใช้ในการเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยของเทคโนโลยีผลิตไฟฟ้าต่างชนิดกัน โดยมีสูตรการคำนวณตามสมการที่ 5.1 [2]

$$LUEC = \frac{\sum_t \frac{(Investment_t + O\&M_t + Fuel_t + Carbon_t + Decommissioning_t)}{(1+r)^t}}{\sum_t \frac{Electricity_t}{(1+r)^t}} \qquad 5.1$$

โดยที่

LUEC	คือ ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า
$Electricity_t$	คือ ปริมาณไฟฟ้าที่ผลิตได้ทั้งหมดในปีที่ t
r	คือ อัตราส่วนลดต่อปี (annual discount rate)
$Investment_t$	คือ เงินลงทุน (ในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์) ในปีที่ t
$O\&M_t$	คือ ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในปีที่ t
$Fuel_t$	คือ ค่าเชื้อเพลิงในปีที่ t
$Carbon_t$	คือ ภาษีจากการปล่อยก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์สู่บรรยากาศ (carbon tax) ในปีที่ t
$Decommissioning_t$	คือ ค่าใช้จ่ายในการจัดการเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลังจากหยุดการเดินเครื่องถาวร (decommissioning cost) ในปีที่ t

ข้อมูลสัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายในการผลิตไฟฟ้าด้วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในตารางที่ 5.1 [2], [34] แสดงให้เห็นว่า สัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่กับของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีแนวโน้มไปในทิศทางเดียวกัน โดยมาจากการลงทุนในช่วงการก่อสร้างมากที่สุดถึง 59 – 76 % ตามมาด้วยค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และค่าเชื้อเพลิง ซึ่งมีสัดส่วน 15 – 25 % และ 10 – 17 % ตามลำดับภาษีจากการปล่อยก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์สู่บรรยากาศมีสัดส่วนน้อย เนื่องจากพลังงานนิวเคลียร์ปล่อยก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์ในช่วงการก่อสร้างเท่านั้น และเป็นปริมาณน้อยมากเมื่อเปรียบเทียบกับพลังงานชนิดอื่น ส่วนค่าใช้จ่ายในการจัดการเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลังจากหยุดการเดินเครื่องถาวรมีสัดส่วนน้อยเนื่องจากเป็นค่าใช้จ่ายที่จะเกิดขึ้นในช่วง 40 – 60 ปีหลังจากเริ่มเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (อย่างไรก็ตาม หากกำหนดอัตราส่วนลดเป็น 0 % ค่าใช้จ่ายในการจัดการเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลังจากหยุดการเดินเครื่องถาวรจะคิดเป็นประมาณ 15 % ของค่าใช้จ่ายในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์)

ตารางที่ 5.1 สัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

รายการ	**สัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า**			
	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ [2]		**เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ [34]**	
	อัตราส่วนลด 5 %	**อัตราส่วนลด 10 %**	**อัตราส่วนลด 5 %**	**อัตราส่วนลด 7.5%**
เงินลงทุน	58.6 %	75.6 %	59.0 %	66.6%
ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	25.2 %	14.9 %	24.2 %	19.5%
ค่าเชื้อเพลิง*	16.0 %	9.5 %	16.8 %	13.9%
ภาษีจากการปล่อยก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์	0.0 %	0.0 %	N/A	N/A
ค่าใช้จ่ายในการจัดการเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลังจากหยุดการเดินเครื่องถาวร	0.3 %	0.0 %	N/A	N/A

* ค่าเชื้อเพลิงเป็นค่าใช้จ่ายตลอดวัฏจักรของเชื้อเพลิง รวมถึงค่ากำจัดเชื้อเพลิงและค่าใช้จ่ายตลอดกระบวนการการนำเชื้อเพลิงกลับมาใช้ใหม่ด้วย

ตารางที่ 5.2 [3] แสดงค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ประเภทต่างๆ ซึ่งได้มาจากการประเมินของผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นั้นๆ ในบางกรณีที่ผู้ผลิตไม่ได้ระบุค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าไว้ชัดเจน ยกตัวอย่างเช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ NuScale ที่ระบุเพียงว่าเป้าหมายคือการลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าให้ต่ำกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (PWR) ขนาดใหญ่ ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจะไม่ถูกรวมอยู่ในตารางนี้ จากตารางจะเห็นได้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้นิวตรอนพลังงานสูงและระบายความร้อนด้วยโลหะเหลวขนาดเล็ก(SFR) ซึ่งเป็นประเภทที่มีขนาดเล็กกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อื่น มีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทอื่นมาก เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภท

อื่นๆ จะมีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าใกล้เคียงหรือน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ อย่างไรก็ตาม ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เป็นค่าเฉลี่ยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทั่วโลก จึงทำให้มีหลายกรณีที่ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สูงกว่าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เมื่อเปรียบเทียบในประเทศเดียวกัน นอกจากนี้ ผู้อ่านพึงระวังว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าในตารางนี้ไม่ได้มาจากข้อมูลทางสถิติ แต่เป็นค่าที่ผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แต่ละรายคำนวณขึ้นเอง

นอกจากค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าแล้ว ผู้วิจัยยังได้รวบรวมข้อมูลเงินลงทุน ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และค่าเชื้อเพลิงไว้ในตารางที่ 5.2 เพื่อเป็นข้อมูลประกอบการตัดสินใจในอนาคตอีกด้วย

ตารางที่ 5.2 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ประเภทต่างๆ และของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่*

ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	**ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า [บาทต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง]**	**เงินลงทุน [บาทต่อกิโลวัตต์ไฟฟ้า]**	**ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [บาทต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง]****	**ค่าเชื้อเพลิง [บาทต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง]****
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (PWR)	1.10-3.00	25,000–280,000	0.26-0.72	0.18-0.50
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือด (BWR)	0.41-1.60	34,000–130,000	0.098-0.38	0.068-0.26
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำมวลหนัก (HWR)	0.75-1.20	41,000–110,000	0.18-0.30	0.13-0.21
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หล่อเย็นด้วยก๊าซอุณหภูมิสูง (HTGR)	1.10-1.60	38,000– 63,000	0.27-0.39	0.19-0.27
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้นิวตรอนพลังงานสูงและระบายความร้อนด้วยโลหะเหลว(SFR)	4.10-9.10	N/A	N/A	N/A
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้นิวตรอนพลังงานสูงและระบายความร้อนด้วยตะกั่ว-บิสมัท (LBFR)	1.30-3.10	38,000	N/A	N/A
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่***	1.80	40,000–79,000	0.46	0.29

* ค่าใช้จ่ายในตารางได้มาจากการคำนวณที่อัตราส่วนลด 5 % โดยไม่ได้คำนึงถึงอัตราดอกเบี้ย และใช้อัตราแลกเปลี่ยนถัวเฉลี่ยถ่วงน้ำหนักระหว่างธนาคาร ณ วันที่ 1 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ในการเปลี่ยนค่าเงินดอลล่าร์สหรัฐเป็นเงินบาท ทั้งนี้ แสดงผลโดยมีเลขนัยสำคัญ 2 ตำแหน่ง

**สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำหล่อเย็น(PWR, BWR, HWR)ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และค่าเชื้อเพลิงคำนวณจากสัดส่วนของค่าใช้จ่ายต่างๆ ในค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าในตารางที่ 3.1 และค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า

*** ประเมินโดย IEA-NEA/OECD เมื่อปี พ.ศ. 2553 [7]

5.1.2 ข้อด้อยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อด้อยที่สำคัญอยู่ 3 ข้อ ซึ่งส่งผลให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าเพิ่มสูงขึ้นกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ คือ

1. การขาดการประหยัดต่อขนาด (lack of economy of scale) หมายถึงต้นทุนต่อหน่วยเพิ่มขึ้นจากขนาดที่ลดลง
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก (First-of-a-kind (FOAK) plant) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ (First of the first-of-a-kind (LEAD) plant)
3. ค่าใช้จ่ายการจัดการที่เพิ่มขึ้น (Economy of large nuclear fleet operation)

<u>การขาดการประหยัดต่อขนาด</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำมวลเบาเริ่มต้นจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (กำลังไฟฟ้าอยู่ในหลัก 10 – 100 เมกกะวัตต์) และมีการเพิ่มกำลังไฟฟ้าขึ้นเรื่อยๆ ในช่วงทศวรรษที่ 1960 เพื่อเพิ่มการประหยัดต่อขนาด (Economy of scale) [4] ซึ่งเป็นหลักโดยทั่วไปทางเศรษฐศาสตร์ที่ว่าการเพิ่มขึ้นของขนาดหรือกำลังการผลิตจะทำให้ต้นทุนต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าลดลง [5] การเพิ่มขึ้นของกำลังการผลิตของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์จะแปรผันตรงกับการเพิ่มขึ้นของปริมาตรของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และสอดคล้องกับปริมาตรของโรงไฟฟ้า ในขณะที่การเพิ่มขึ้นของต้นทุนในการผลิต เช่น วัตถุดิบที่จะใช้ในการสร้างอาคารเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ หรือจำนวนพนักงานเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มักจะสอดคล้องกับการเพิ่มขึ้นของพื้นที่ของโรงไฟฟ้า เนื่องจากการเพิ่มขึ้นของปริมาตรรวดเร็วกว่าการเพิ่มขึ้นของพื้นที่ตามกฎกำลังสอง-กำลังสาม (Square-cube law) [6] ทำให้ยิ่งเพิ่มกำลังการผลิตของโรงไฟฟ้าให้มากขึ้นเท่าใด ก็จะทำให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยลดลงเท่านั้น บริษัทผู้ผลิตและหน่วยงานที่รับผิดชอบโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ต่างมีความเชื่อมั่นในหลักการนี้ และเร่งพัฒนาให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีขนาดใหญ่ขึ้นเรื่อยๆ เพื่อลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า

การประเมินการประหยัดต่อขนาดในขั้นต้นสามารถใช้สมการที่ 5.2 ได้ [7]

$$\mathrm{Cost}(P_1) = \mathrm{Cost}(P_0) \bullet \left(\frac{P_1}{P_0} \right)^n \qquad 5.2$$

โดยที่ $\mathrm{Cost}(P_1)$ และ $\mathrm{Cost}(P_0)$ คือ ค่าใช้จ่ายสำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาด P_1 และ P_0 และ n คือ ค่าคงที่ของขนาด ซึ่งสำหรับโรงไฟฟ้าจะอยู่ระหว่าง 0.4 ถึง 0.7 ขึ้นอยู่กับชนิดของโรงไฟฟ้า การบริหารการก่อสร้าง ปัจจัยทางการเมืองและสังคม และปัจจัยอื่นๆ ทั้งนี้ ค่าคงที่ของขนาดสามารถอ้างอิงจากการประเมินโดยใช้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์จริงได้ เช่น ค่าคงที่ของขนาดที่ได้จากการเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แบบ OPR-1000 (954 MWe) กับแบบ APR-1400 (1343 MWe) ของประเทศเกาหลีอยู่ที่ 0.45[2] ส่วนค่าที่ได้จากการเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าแบบ AP1000 (1154 MWe) กับแบบ AP600 (600 MWe) อยู่ที่ 0.6 [8] และยังมีการศึกษาของฝรั่งเศสที่ได้มาจากการรวบรวมข้อมูลของโรงไฟฟ้าขนาด 300 – 1350 MWe ซึ่งชี้ให้เห็นว่าค่าคงที่ของขนาดของต้นทุนทางตรง ต้นทุนทางอ้อม และค่าเฉลี่ยของค่าคงที่ของขนาดอยู่ที่ประมาณ 0.6, 0.3 และ 0.51 ตามลำดับ [9]

ตารางที่ 5.3 แสดงต้นทุนต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าที่ประเมินโดยสมการที่ 5.1 ที่ค่าคงที่ของขนาดต่างๆ เมื่อกำหนดให้ต้นทุนต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 1,200 MWe เป็น 1 ถ้าเปรียบเทียบต้นทุนการผลิตของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 1,200 MWe กับ 300 MWe จะเห็นได้ว่าต้นทุนการผลิตต่อหน่วยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 300 MWe จะมากกว่าของขนาด 1,200 MWe ประมาณ 52 – 130 % [3]

หากนำข้อมูลในตารางที่ 5.2 มาคำนวณตามสมการที่ 5.2 โดยใช้ค่ามัธยฐานของค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (PWR) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือด (BWR) และกำหนดให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กมีขนาด 300 MWe จะเห็นได้ว่าค่า n จะอยู่ที่ประมาณ 0.91 และ 1.42 ตามลำดับ ซึ่งไม่ตรงกับสมมติฐานข้างต้นที่ค่า n จะอยู่ที่อยู่ระหว่าง 0.4 ถึง 0.7 ทั้งนี้เป็นเพราะว่าถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กจะมีข้อเสียเปรียบในเรื่องการขาดการประหยัดโดยขนาด แต่ก็มีข้อได้เปรียบอื่นๆ (ซึ่งจะกล่าวถึงในหัวข้อ 5.1.3) ที่ช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ทั้งยังมีข้อเสียเปรียบอื่นๆ (ซึ่งจะกล่าวต่อไปในหัวข้อนี้) ที่อาจเพิ่มค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าอีกด้วย อย่างไรก็ตาม หากต้องการเปรียบเทียบเพียงแค่การประหยัดโดยขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้น้ำเป็นสารหล่อเย็นที่มีขนาดแตกต่างกันสองเครื่อง สมการที่ 5.2 ก็ยังคงเป็นเครื่องมือในการประเมินที่ดีอยู่ ส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทอื่น มีสารหล่อเย็นที่แตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ จึงไม่สามารถใช้สมการนี้ในการประเมินได้

ตารางที่ 5.3 ต้นทุนต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าที่ค่าคงที่ของขนาดต่างๆ เมื่อใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 1,200 MWe เป็นเครื่องอ้างอิง

กำลังไฟฟ้า (MWe)	**1200**	**600**	**300**	**100**
n = 0.4	1.00	1.52	2.30	4.44
n = 0.5	1.00	1.41	2.00	3.46
n = 0.6	1.00	1.32	1.74	2.70
n = 0.7	1.00	1.23	1.52	2.11

<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรกและเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ</u>

ถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางรูปแบบจะนำเทคโนโลยีในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำมวลเบาที่ผู้ประกอบการมีความชำนาญอยู่แล้วมาปรับใช้ แต่ด้วยขนาดที่เล็กลง ทำให้ต้องมีการสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบเพื่อพิสูจน์ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบนั้นๆ สามารถใช้งานได้จริง โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบมักจะเริ่มต้นจากการสร้างตามแบบที่กำหนดไว้ แล้วค่อยๆ ปรับให้เหมาะสมกับการผลิตเป็นจำนวนมาก (mass production) ในโรงงาน ทำให้การผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบจะต้องเสียค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้ามากกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรกและเครื่องต่อๆ ไป จากข้อมูลการประเมินโดย The University of Chicago ประเทศสหรัฐอเมริกา เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบจะมีราคาสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรกประมาณ 1.49 – 2.45 เท่า [10] นอกจากนี้

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรกก็ยังมีราคาสูงกว่าเครื่องต่อๆ ไปในอัตราระหว่าง 15 – 55 % ขึ้นอยู่กับลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ลักษณะเฉพาะของพื้นที่ก่อสร้าง และการเปลี่ยนแปลงแบบหรือเครื่องมือในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์โดยค่าใช้จ่ายที่สูงกว่านั้นเป็นค่าใช้จ่ายในการศึกษาการทำงานจริงของส่วนต่างๆ ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การเตรียมเอกสารสั่งซื้อเครื่องมือและอุปกรณ์ การเจรจาทำสัญญาซื้ออุปกรณ์สำหรับเครื่องถัดๆ ไปการออกแบบผังการวางเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การออกแบบขั้นรายละเอียด (detailed design) ของอาคาร อุปกรณ์ การวางท่อส่งน้ำและสายเคเบิล การวางขั้นตอนการทดสอบระบบการเริ่มใช้และการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์การประเมินความปลอดภัย รวมถึงการตรวจประเมินคุณภาพของอุปกรณ์ต่างๆ ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [7] ค่าใช้จ่ายเหล่านี้อาจเป็นอุปสรรคสำคัญที่ทำให้ไม่มีผู้ประกอบการกลุ่มใดที่ต้องการเป็นกลุ่มแรกในการนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้งาน

<u>ค่าใช้จ่ายการจัดการที่เพิ่มขึ้น</u>

การประหยัดต่อการประกอบการของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่เป็นข้อได้เปรียบสำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ [10] เมื่อโรงไฟฟ้ามีขนาดใหญ่ ก็จะต้องการกลุ่มคนที่ทำหน้าที่ในการเดินเครื่องเป็นจำนวนมาก และเนื่องจากโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีการเดินเครื่องทั่วโลกมากว่า 50 ปีแล้วจึงมีผู้ประสบการณ์และความเชี่ยวชาญเป็นจำนวนมากที่สามารถเดินเครื่อง และตรวจเช็คระบบการทำงานต่างๆ ได้อย่างถูกต้อง ครบถ้วน และรวดเร็ว ช่วยลดระยะเวลาในการหยุดการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เพื่อการตรวจเช็คนอกจากนี้พนักงานเดินเครื่องที่มีประสบการณ์ยังสามารถป้องกันความผิดพลาดในการเดินเครื่อง ซึ่งอาจเป็นสาเหตุในการหยุดเครื่องนอกแผนการเดินเครื่อง (unscheduled shutdown) ได้อีกด้วย สิ่งเหล่านี้สามารถลดค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องในระยะยาวได้

5.1.3 ข้อได้เปรียบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะมีข้อด้อยเป็นจำนวนมากซึ่งทำให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ แต่เมื่อมองในมุมกลับกัน ขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ รวมถึงการผลิตและก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ครั้งละหลายๆ เครื่อง ซึ่งเป็นลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ก็ก่อให้เกิดข้อได้เปรียบหลายอย่าง ซึ่งสามารถนำมาลดทอนข้อด้อยเมื่อเปรียบเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้ โดยในการศึกษาครั้งนี้จะแบ่งข้อได้เปรียบนี้ออกเป็น 2 ประเภทคือ ข้อได้เปรียบจากขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (economies of size) และข้อได้เปรียบจากการผลิตเป็นจำนวนมาก โดยข้อได้เปรียบจากขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีทั้งหมด 4 ข้อ คือ

1. ลดความซับซ้อนของรูปแบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
2. ลดระยะเวลาในการก่อสร้าง
3. สามารถใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้า (power grid) ขนาดเล็กได้
4. เพิ่มความยืดหยุ่นในการลงทุน

และข้อได้เปรียบจากการผลิตเป็นจำนวนมาก (Economies of mass production) ที่ส่งผลทางเศรษฐกิจมีทั้งหมด 2 ข้อ คือ

1. สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (modularization)
2. เกิดการเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้างและระหว่างใช้งาน

โดยข้อได้เปรียบทั้งหมดยกเว้นความยืดหยุ่นในการลงทุนมีศักยภาพในการช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ในส่วนของความยืดหยุ่นของการลงทุนถึงแม้ว่าจะไม่ได้ช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า แต่ก็ช่วยให้การลงทุนในโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เกิดขึ้นได้ง่ายขึ้น โดยเฉพาะในประเทศที่ไม่สามารถลงทุนครั้งละมากๆ หรือประเทศที่ความเสี่ยงในการลงทุนในโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์อยู่ในระดับที่ค่อนข้างสูง

รายละเอียดของข้อได้เปรียบต่างๆ ที่กล่าวมาข้างต้น มีดังต่อไปนี้

5.1.3.1 ข้อได้เปรียบจากขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

<u>ลดความซับซ้อนของรูปแบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์</u>

ถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะมีอยู่หลายแบบ เช่น แบบใช้น้ำมวลเบา (light water reactor; LWR) หรือแบบผลิตเชื้อเพลิงด้วยนิวตรอนพลังงานสูง (fast breeding reactor; FBR) และอาจจะทำให้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าไม่เท่ากันแต่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วนใหญ่มักจะใช้ประโยชน์จากขนาดที่เล็กลง ด้วยการลดจำนวนและประเภทของอุปกรณ์ที่ใช้ ทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีความซับซ้อนน้อยลงเมื่อเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ [11] เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ถูกออกแบบโดย IRIS ซึ่งได้นำอุปกรณ์ทั้งหมดในวงจรปฐมภูมิของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เข้าไปไว้ในถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (reactor pressure vessel; RPV) ทำให้ไม่จำเป็นต้องมีท่อส่งน้ำทนความดันสูงขนาดใหญ่เหมือนในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ทั่วไป [12] การลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ส่งผลดีทางเศรษฐกิจหลายอย่าง เมื่อเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีจำนวนอุปกรณ์น้อยลงขนาด (ปริมาตร) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ก็จะเล็กลง ซึ่งส่งผลทำให้ค่าใช้จ่ายลดลงตามกฎกำลังสอง-กำลังสาม (ดูข้อ 5.1.2) ทั้งยังทำให้อุปกรณ์ที่จำเป็นต้องได้รับการบำรุงรักษาหรือการตรวจเช็คมีจำนวนลดลง ซึ่งช่วยลดจำนวนพนักงานเดินเครื่องหรือผู้เชี่ยวชาญที่ต้องอยู่ประจำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และลดค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องและบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ [13] IAEA ได้ทำการประเมินการลดลงของค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 2 แบบ คือ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized water reactor) ขนาด 335 MWe ของบริษัท Westinghouse และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VBER-300 ของสหพันธรัฐรัสเซีย โดยการลดความซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สามารถลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าลงได้ 15 และ 16 % ตามลำดับ [14-15]

<u>ลดระยะเวลาในการก่อสร้าง</u>

ในการติดตั้งอุปกรณ์ต่างๆ เช่น กังหันไฟฟ้า (turbine) ถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (RPV) ฯลฯ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ จะต้องขนส่งชิ้นส่วนจากโรงงานไปที่สถานที่ก่อสร้างทีละชิ้น แล้วนำไปประกอบที่สถานที่ก่อสร้าง ทำให้ต้องใช้เวลาในการก่อสร้างค่อนข้างนานแต่สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ อุปกรณ์ต่างๆ มักมีขนาดเล็กกว่าจึงสามารถประกอบชิ้นส่วนของอุปกรณ์นั้นๆ (หรือประกอบอุปกรณ์หลายๆชิ้นเข้าด้วยกันเป็นหน่วยอุปกรณ์ (module) ในโรงงาน และขนส่งอุปกรณ์ (หรือหน่วยอุปกรณ์) ที่ประกอบเสร็จเรียบร้อยแล้วไปที่สถานที่ก่อสร้างได้ทันทีโดยไม่ต้องแยกชิ้นส่วน ช่วยลด

ระยะเวลาในการก่อสร้าง และจำนวนคนงานที่จำเป็นในการก่อสร้างลงได้มาก [16] การลดระยะเวลาในการก่อสร้างสามารถลดเม็ดเงินที่ใช้ในการลงทุนได้มาก จากรูปที่ 5.1 ซึ่งแสดงอัตราส่วนของดอกเบี้ยต่อเงินต้นที่ระยะเวลาในการก่อสร้างต่างๆ จะเห็นได้ว่า การลดระยะเวลาการผลิตจาก 6 ปี (ซึ่งเป็นระยะเวลาการผลิตโดยปกติของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่) ลงเหลือ 3 ปี สามารถลดเงินที่ใช้ในการลงทุนคิดเป็น 9.3 และ 20 % ของเงินที่ใช้ลงทุนทั้งหมดที่อัตราส่วนลด 5 และ 10 % ตามลำดับ [7]

รูปที่ 5.1 อัตราส่วนของดอกเบี้ยต่อเงินต้นที่ระยะเวลาต่างๆ ในการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์

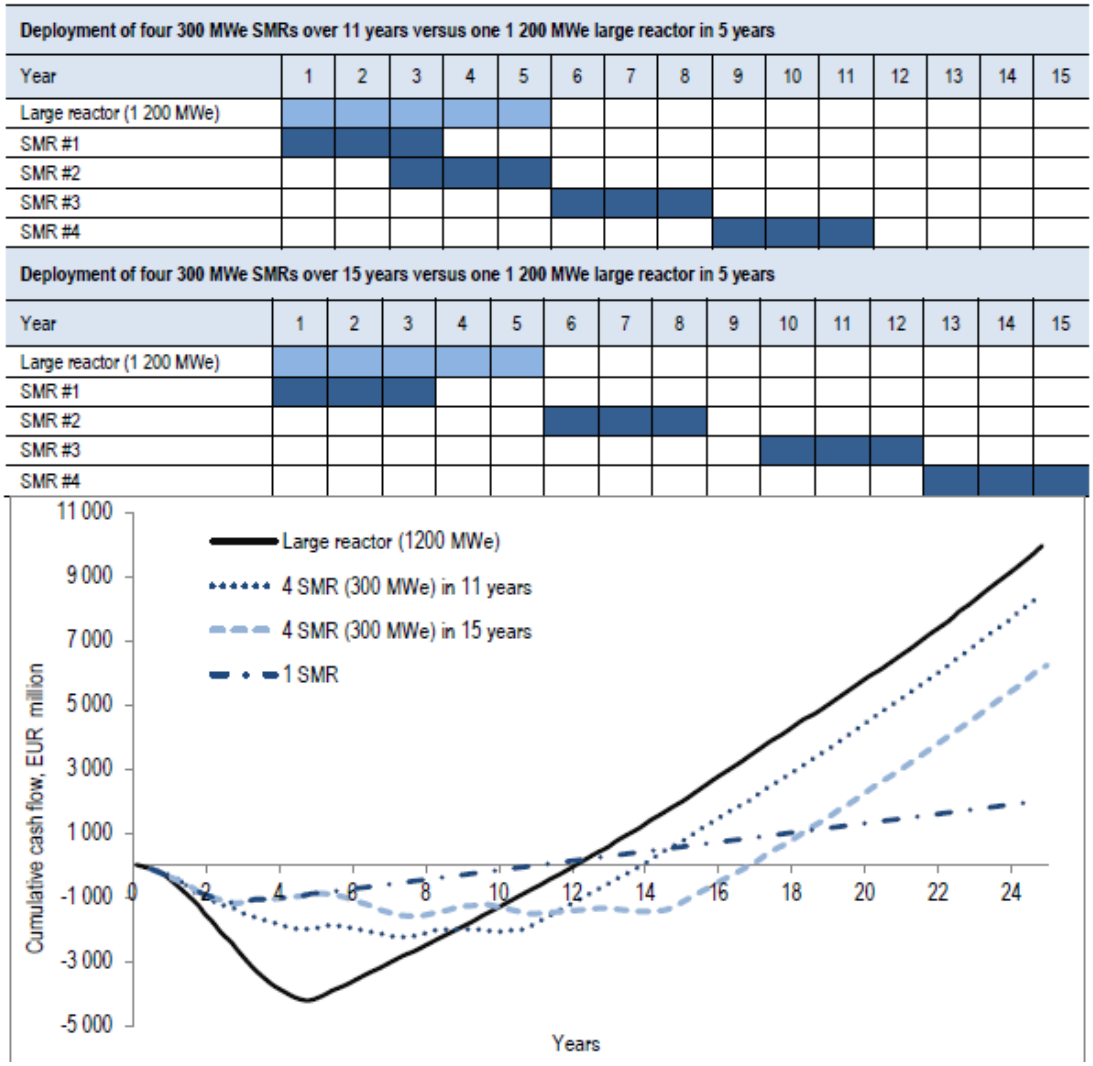
<u>สามารถใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้า (power grid) ขนาดเล็กได้</u>

ประเทศที่พัฒนาแล้วมีตลาดขนาดใหญ่และความต้องการไฟฟ้าที่ค่อนข้างสูง ทำให้ระบบส่งไฟฟ้ามีขนาดใหญ่และสามารถรองรับกำลังการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้ อย่างไรก็ตาม ในประเทศกำลังพัฒนาส่วนใหญ่หรือแม้แต่ประเทศพัฒนาแล้วที่มีจำนวนประชากรไม่มาก ระบบส่งไฟฟ้ามักมีขนาดเล็กและไม่สามารถใช้งานกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้เพราะจะก่อให้เกิดปัญหาต่อเสถียรภาพของระบบส่งไฟฟ้า (Grid stability) ได้ [11] ด้วยกำลังไฟฟ้าที่ไม่สูงมาก ทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กสามารถใช้งานกับระบบส่งไฟฟ้าที่มีอยู่แล้วได้ จึงไม่ต้องเสียค่าใช้จ่ายในการสร้างระบบและสายส่งไฟฟ้าขึ้นใหม่เหมือนในกรณีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

<u>เพิ่มความยืดหยุ่นในการลงทุน</u>

เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีขนาดเล็กและใช้เวลาในการก่อสร้างน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ การเพิ่มหรือลดขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และการเลื่อนช่วงเวลาการก่อสร้างให้เร็วขึ้นหรือช้าลงสามารถทำได้ง่าย ซึ่งช่วยเพิ่มความยืดหยุ่นในการลงทุนก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้[11] ในกรณีที่ทราบความต้องการใช้ไฟฟ้าที่แน่นอน ระยะเวลาการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แต่ละเครื่องที่สั้นลง ทำให้ระยะเวลานับจากการเริ่มต้นลงทุนกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แต่ละเครื่อง

จนถึงการเริ่มต้นใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สั้นลง ซึ่งจะช่วยให้ผลรวมดอกเบี้ยจากการลงทุนน้อยลงในขณะที่มีกำลังการผลิตไฟฟ้ารวมเทียบเท่ากับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ทั้งยังสามารถเลือกวิธีการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้เหมาะสมกับสภาพความต้องการใช้ไฟฟ้าจริง โดยจะสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทีละเครื่องหรือเริ่มต้นก่อสร้างทุกๆ เครื่องพร้อมกันก็ได้ และในกรณีที่ก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทีละเครื่อง กระแสเงินสดออกสูงสุด (maximum cash outflow) จะน้อยกว่าของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่เพราะการลงทุนเป็นไปอย่างค่อยเป็นค่อยไป ยกตัวอย่างเช่น ในรูปที่ 5.2 [7] ซึ่งเปรียบเทียบกระแสเงินสดสะสมของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังไฟฟ้า 1,200 MW จำนวน 1 เครื่อง กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีกำลังไฟฟ้า 300 MW จำนวน 4 เครื่อง จะเห็นได้ว่ากระแสเงินสดออกสูงสุดลดลง 50% เมื่อยืดระยะเวลาการสร้างจาก 6 ปี ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เป็น 11 ปีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก 4 เครื่อง และลดลง 65 % เมื่อยืดระยะเวลาการสร้างออกเป็น 15 ปี อย่างไรก็ตาม การยืดระยะเวลาการลงทุนก็จะทำให้กระแสเงินสดเข้าสูงสุด (maximum cash inflow) ลดลงตามไปด้วย



รูปที่ 5.2 กำหนดการก่อสร้างและกระแสเงินสดสะสม (Cumulative cash flow) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังไฟฟ้า 1,200 MW จำนวน 1 เครื่อง กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีกำลังไฟฟ้า 300 MW จำนวน 4 เครื่อง

ส่วนในกรณีที่มีเงื่อนไขในการลงทุน (เช่น ความต้องการใช้ไฟฟ้าหรือค่าไฟต่อหน่วย) ที่ไม่แน่นอน ผู้ผลิตสามารถปรับเปลี่ยนจำนวนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่จะก่อสร้างหรือกำหนดการการก่อสร้างเพื่อให้เหมาะสมกับเงื่อนไขนั้นๆ ได้ง่ายกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ นอกจากนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กยังสามารถช่วยลดความเสี่ยงในการลงทุนได้อีกด้วย เนื่องจากระยะเวลานับจากการวางแผนจนถึงการก่อสร้าง (lead time) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กสั้นกว่า ทำให้สามารถคาดการณ์สถานการณ์ในตลาดได้ง่ายขึ้น และถ้าการคาดการณ์ค่าไฟต่อหน่วยผิดพลาดและก่อให้เกิดการขาดทุน เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กจะมียอดการขาดทุนที่น้อยกว่าเพราะเม็ดเงินในการลงทุนแต่ละครั้งน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ ความเสี่ยงในการลงทุนที่ลดลงทำให้สถาบันทางการเงินที่จะให้เงินกู้ในการลงทุนเชื่อถือในการลงทุนมากขึ้น ซึ่งจะส่งผลให้ค่าชดเชยความเสี่ยง (risk premium) และต้นทุนการผลิต (cost of capital) ลดลงในที่สุด

5.1.3.2 ข้อได้เปรียบจากการผลิตเป็นจำนวนมาก

<u>สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Modularization)</u>

ขนาดที่เล็กลงและกำลังการผลิตไฟฟ้าที่น้อยลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ทำให้สามารถผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ง่ายขึ้น [17] การผลิตและใช้งานในรูปแบบนี้ทำให้สามารถผลิตอุปกรณ์และชิ้นส่วนต่างๆ ภายในโรงงาน (factory fabrication) ได้มากขึ้น ซึ่งการผลิตในโรงงานมักจะมีค่าใช้จ่ายน้อยกว่าเมื่อเปรียบเทียบกับการผลิตชิ้นส่วนที่หน้างาน [16] ทั้งยังช่วยลดระยะเวลาในการก่อสร้าง เนื่องจากสามารถนำชิ้นส่วนที่ขนส่งมาจากโรงงานมาประกอบเข้าด้วยกันที่หน้างานได้ทันที นอกจากนี้ การผลิตและใช้งานในรูปของหน่วยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ยังทำให้สามารถก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายๆ เครื่องในสถานที่ตั้งเดียวกัน โดยที่ใช้โครงสร้างพื้นฐาน (infrastructure) ร่วมกันได้อีกด้วย ทั้งนี้ หากมีการจัดระเบียบการให้ใบอนุญาตของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้เป็นการให้ใบอนุญาตต่อรูปแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (reactor type) แทนที่การให้ใบอนุญาตต่อการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ จะทำให้ช่วยลดขั้นตอนและระยะเวลาในการขอใบอนุญาตลงได้มาก ซึ่งจะสามารถลดดอกเบี้ยเงินกู้ในการก่อสร้างโรงไฟฟ้าได้อีกด้วย

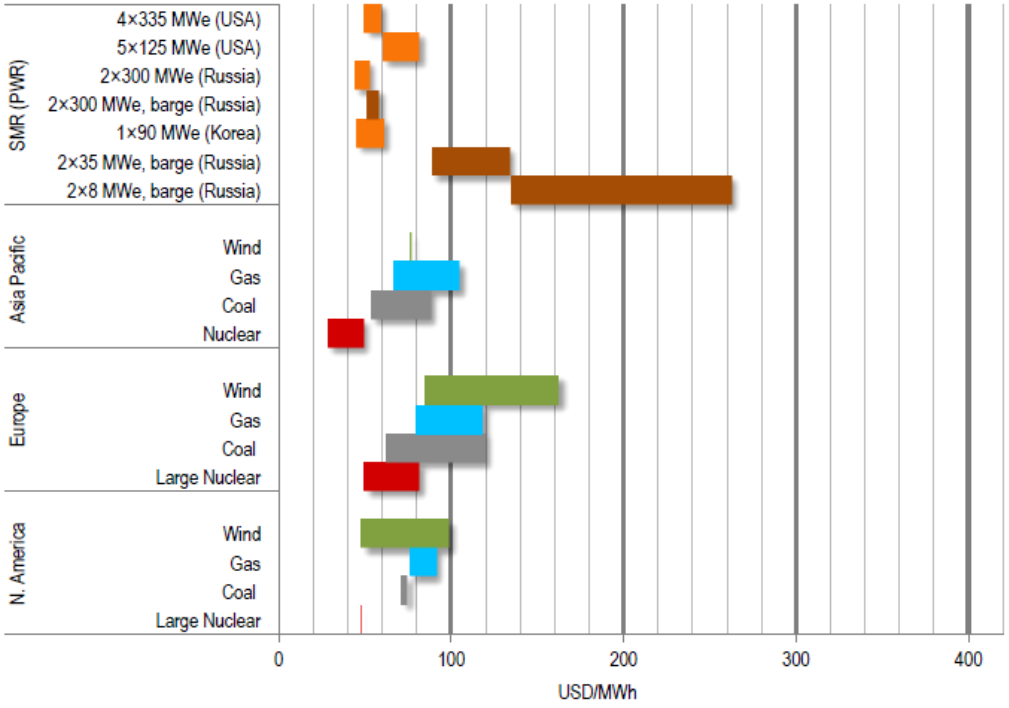
<u>เกิดการเรียนรู้ในระหว่างก่อสร้างและระหว่างใช้งาน</u>

การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ติดต่อกันหลายๆ เครื่องสามารถลดค่าใช้จ่ายในการผลิตได้ เพราะว่าเมื่อผลิตอุปกรณ์หรือชิ้นส่วนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในสายการผลิต (production line) และมีการผลิตซ้ำหลายๆ ครั้ง จะทำให้เกิดการเรียนรู้และปรับปรุงวิธีการผลิตและขั้นตอนการผลิตให้เหมาะสม ซึ่งจะช่วยลดค่าใช้จ่ายในการผลิตและค่าใช้จ่ายของแรงงานการผลิตได้ [16] โดยปกติแล้วการเรียนรู้และปรับปรุงระบบการผลิตจะเกิดขึ้นในช่วงการผลิตและติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 5 – 7 เครื่องแรก และหลังจากนั้นก็จะได้วิธีการและขั้นตอนการผลิตที่เหมาะสม [17] เพราะฉะนั้น ถ้าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีขนาด 300 และ 1,000 เมกกะวัตต์ ระบบการผลิตจะมีวิธีการและขั้นตอนที่เหมาะสมหลังจากก่อสร้างไปได้ 1,800 และ 6,000 เมกกะวัตต์ตามลำดับ นั่นหมายความว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะสามารถใช้ประโยชน์จากการเรียนรู้และประสบการณ์ในการผลิตเพื่อลดค่าใช้จ่ายในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ก่อนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ถึง 4,200 เมกกะวัตต์ ซึ่งเทียบเท่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กถึง 14 เครื่อง นอกจากนี้ การเรียนรู้การก่อสร้างที่หน้างานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ก็จะเกิดขึ้นเร็วกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เนื่องจากมีกำลังการผลิตไฟฟ้าที่น้อยกว่าและใช้เวลาก่อสร้างน้อยกว่า โดยปกติแล้วในการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องที่ 2 การเรียนรู้การประกอบชิ้นส่วนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การเรียนรู้การใช้งานวัสดุที่หน้างาน และการประหยัดทรัพยากรแรงงานจากการเรียนรู้ จะช่วยลดค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง 6 %, 8.5 % และ 10 % ตามลำดับ [18]

โดยรวมแล้ว หากมีการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ทั้งหมด 4 เครื่องในสถานที่ตั้งเดียวกันค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจะลดลง 10 – 19 % โดยที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์คู่แรกและคู่ที่สองจะมีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าลดลง 7 – 13 % และ 10 – 24 % ตามลำดับ [9], [15]

5.1.4 สรุปข้อได้เปรียบและข้อด้อยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ถึงแม้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะมีค่าใช้จ่ายสูงอันเนื่องมาจากการขาดการประหยัดต่อขนาด (economy of scale) การต้องเสียค่าใช้จ่ายในการสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องแรก (FOAK plant) และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบ (LEAD plant) รวมถึงขาดการประหยัดต่อการประกอบการของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ (economy of large nuclear fleet operation) ก็ตาม แต่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ก็มีข้อดีจากขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (economies of size) และข้อดีจากการผลิตเป็นจำนวนมาก (economies of mass production) ที่สามารถช่วยลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าลงได้อย่างไรก็ดี การจะสรุปว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มากกว่าหรือน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และแหล่งกำเนิดไฟฟ้าแบบอื่นๆ นั้น จำเป็นจะต้องคำนึงถึงลักษณะเฉพาะทางเศรษฐกิจและสังคมของประเทศนั้นๆ ด้วย รูปที่ 5.3 เป็นตัวอย่างแสดงการเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับแหล่งกำเนิดไฟฟ้าอื่นๆ โดยอ้างอิงข้อมูลของภูมิภาคเอเชียแปซิฟิก ทวีปอเมริกาเหนือและทวีปยุโรปเมื่อกำหนดให้อัตราส่วนลดอยู่ที่ 5% [3] จากรูปจะเห็นได้ว่า โดยส่วนใหญ่ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เล็กน้อย แต่จะต่ำกว่าแหล่งกำเนิดไฟฟ้าอื่นๆ ยกเว้นสหพันธรัฐรัสเซียที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีแนวโน้มที่จะมีค่าใช้จ่ายต่ำกว่าแหล่งกำเนิดพลังงานหลักอื่นๆ ทั้งหมด



รูปที่ 5.3 การเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับแหล่งกำเนิดไฟฟ้าอื่นๆ (อัตราส่วนลด 5%)

5.1.5 ผลกระทบทางเศรษฐกิจของโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ผลกระทบทางเศรษฐกิจ (economic impact) เป็นตัวชี้วัดในแง่เศรษฐศาสตร์ที่สำคัญตัวหนึ่ง ซึ่งสามารถนำมาใช้ประเมินประสิทธิภาพทางเศรษฐกิจของธุรกิจหรืออุตสาหกรรมได้ สถาบันนโยบายพลังงาน (The Energy Policy Institute) ศูนย์วิจัยพลังงานชั้นสูง (Center for Advanced Energy Studies) ประเทศสหรัฐอเมริกา ได้ทำการประเมินผลกระทบทางเศรษฐกิจของโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ สำหรับการก่อสร้างและเดินเครื่องในประเทศสหรัฐอเมริกา โดยใช้วิธีการวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิต (input-output analysis) [19] ข้อมูลผลกระทบทางเศรษฐกิจที่ได้สามารถใช้เป็นข้อมูลทางเศรษฐศาสตร์เบื้องต้นเพื่อประกอบการตัดสินใจเลือกเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็นแหล่งพลังงานในประเทศไทยได้ อย่างไรก็ตาม ผู้อ่านพึงระวังว่าการวิเคราะห์ดังกล่าวใช้ข้อมูลปัจจัยการผลิตของประเทศสหรัฐอเมริกา และหากเปลี่ยนมาใช้ข้อมูลของประเทศไทยอาจทำให้ได้ข้อมูลผลผลิตที่เปลี่ยนไป การประเมินผลกระทบทางเศรษฐกิจของโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีรายละเอียดดังต่อไปนี้

5.1.5.1 การวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิต (input-output analysis)

การวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิตเป็นวิธีการพื้นฐานที่ใช้ในการประเมินผลกระทบทางเศรษฐกิจอันเนื่องมาจากการผลิต (รวมทั้งการผลิตวัสดุตั้งต้น แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ชิ้นส่วนและองค์ประกอบอื่นๆ ที่ใช้ในการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์) การก่อสร้าง (การก่อสร้างอาคารและการประกอบชิ้นส่วนเข้าด้วยกันที่สถานที่ตั้งของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์) และการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ตลอดอายุการใช้งานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ผลกระทบที่วิเคราะห์ได้แบ่งออกเป็น 3 ประเภท คือ ผลกระทบทางตรง (direct impacts) ผลกระทบทางอ้อม (indirect impacts) และผลกระทบชักนำ (induced impacts) โดยผลกระทบทางตรงคือจำนวนการจ้างงานและรายได้ซึ่งจะได้มาจากการรวมรายรับรายจ่ายของอุตสาหกรรมนั้นๆ ผลกระทบทางอ้อมคือผลกระทบทางเศรษฐกิจจากกิจกรรมในอุตสาหกรรมนั้นๆ ต่ออุตสาหกรรมอื่นๆ ส่วนผลกระทบชักนำคือผลกระทบทางเศรษฐกิจที่เกิดจากการใช้เงินที่ได้มาจากผลกระทบทางตรงและทางอ้อมการคำนวณผลกระทบทางอ้อมและผลกระทบชักนำทำได้โดยคูณผลกระทบทางตรงด้วยตัวคูณ (multipliers) ของผลกระทบทางอ้อมและผลกระทบชักนำ ซึ่งจะแตกต่างกันไปแล้วแต่ลักษณะเฉพาะของอุตสาหกรรม โดยตัวคูณต่างๆ ที่ใช้ในการวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิตมักได้มาจากการเก็บข้อมูลทางสถิติ

ผลการวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิตของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่คณะผู้วิจัยนำเสนอในรายงานฉบับนี้ถอดความมาจากงานวิจัยเรื่อง “Economic and Employment Impacts of Small Modular Nuclear Reactors” ของสถาบันนโยบายพลังงาน ศูนย์วิจัยพลังงานชั้นสูง ประเทศสหรัฐอเมริกา โดยข้อมูลผลกระทบที่แสดงในงานวิจัยนี้ได้มาจากการคำนวณโดยใช้โปรแกรมคำนวณ IMPLAN ซึ่งเป็นโปรแกรมคำนวณที่เริ่มต้นพัฒนาตั้งแต่ทศวรรษที่ 1970 โดย กรมบริการเกษตรกรรมและป่าไม้ (Department of Agriculture Forest Service) ประเทศสหรัฐอเมริกา

5.1.5.2 การจำลองปัจจัยการผลิตและผลผลิต (input-output modeling) ของอุตสาหกรรมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ในการวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิตของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะแบ่งปัจจัยการผลิตออกเป็น 3 ส่วน คือ การผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์ฯ และการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ที่ได้จากเครื่องปฏิกรณ์ฯ โดยปกติแล้ว ในการวิเคราะห์ปัจจัยการผลิตและผลผลิตจะนิยมเลือกใช้ข้อมูลของกลุ่มธุรกิจที่จะก่อให้เกิดผลกระทบทางเศรษฐกิจสูงที่สุด เพราะฉะนั้น ในส่วนการผลิตและการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบโมดูลาร์จะพิจารณาผลกระทบโดยใช้ข้อมูลของอุตสาหกรรมที่เกี่ยวข้องกับการผลิตและการก่อสร้างโดยตรง ส่วนการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ จะประเมินจากกลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการซื้อขายพลังงานไฟฟ้าที่ได้จากการเดินเครื่องปฏิกรณ์ฯ

<u>การผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (manufacturing SMRs)</u>

การผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แตกต่างจากการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เนื่องจากชิ้นส่วนและอุปกรณ์ต่างๆ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะถูกผลิตในโรงงานและนำไปประกอบเข้าด้วยกันที่สถานที่ตั้งโรงไฟฟ้า ส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่จะมีการขึ้นรูปและประกอบชิ้นส่วนเกือบทั้งหมดที่หน้างาน

เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังไม่มีการก่อสร้างและใช้งานจริง ข้อมูลอย่างเป็นทางการเกี่ยวกับค่าใช้จ่าย การจ้างงาน เทคนิคการผลิตจึงยังไม่มี ข้อมูลปัจจัยการผลิตได้มาจากการรวมเอาข้อมูลปัจจัยการผลิตของกลุ่มธุรกิจ 9 กลุ่มที่เกี่ยวข้องกับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ดังที่แสดงไว้ในตารางที่ 5.4 เข้าด้วยกันเพื่อใช้เป็นข้อมูลปัจจัยการผลิตของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ตารางที่ 5.4 กลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ลำดับที่	กลุ่มธุรกิจ
1	อุตสาหกรรมเคมีอนินทรีย์พื้นฐาน
2	อุตสาหกรรมการผลิตยา
3	อุตสาหกรรมผลิตภัณฑ์โครงสร้าง
4	อุตสาหกรรมหม้อต้มสำหรับผลิตพลังงาน (power boiler) และเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน
5	อุตสาหกรรมมาตรวัดหนัก
6	อุตสาหกรรมวาล์วและอุปกรณ์เชื่อมต่อ
7	อุตสาหกรรมเครื่องมือทางรังสี
8	อุตสาหกรรมนาฬิกาและเครื่องมือวัดและควบคุม
9	บริการให้คำปรึกษาด้านสิ่งแวดล้อมและด้านเทคนิคอื่นๆ

<u>การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (construction of SMRs)</u>

โดยปกติแล้วการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะถูกจัดอยู่ในกลุ่มการก่อสร้างอสังหาริมทรัพย์ที่ไม่ใช่ที่พักอาศัย: โรงงาน สถานที่ผลิต แต่การก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีการก่อสร้างเป็นแบบหน่วยอุปกรณ์ซึ่งไม่เหมือนกับการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ จึงน่าจะเป็นการผสมผสานกลุ่มธุรกิจ4 กลุ่มตามตารางที่ 5.5

ตารางที่ 5.5 กลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ลำดับที่	กลุ่มธุรกิจ
1	การก่อสร้างอสังหาริมทรัพย์ที่ไม่ใช่ที่พักอาศัย: โรงงาน สถานที่ผลิต
2	การก่อสร้างอสังหาริมทรัพย์ที่ไม่ใช่ที่พักอาศัย: สถานที่ทางธุรกิจ
3	การก่อสร้างอสังหาริมทรัพย์ที่ไม่ใช่ที่พักอาศัย: อื่นๆ
4	การบำรุงรักษาและซ่อมแซมอสังหาริมทรัพย์ที่ไม่ใช่ที่พักอาศัย

<u>การใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ที่ได้จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (Usage of Nuclear Power from SMRs)</u>

ถึงแม้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะสามารถใช้ประโยชน์ในการผลิตสิ่งอื่นนอกจากไฟฟ้า เช่น ก๊าซไฮโดรเจน ความร้อน ฯลฯ แต่เนื่องจากความสนใจหลักของการศึกษาครั้งนี้อยู่ที่การผลิตไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ดังกล่าว จึงคำนึงถึงปัจจัยการผลิตในส่วนของการผลิตไฟฟ้าเท่านั้น โดยที่ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าเป็นค่าใช้จ่ายเฉลี่ยของแหล่งกำเนิดไฟฟ้าหลัก เช่น ถ่านหิน น้ำมัน ก๊าซธรรมชาติ หรือโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เป็นต้น

5.1.5.3 การประมาณการค่าใช้จ่ายในการผลิต ก่อสร้างและการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

การประมาณการค่าใช้จ่ายการผลิต ก่อสร้างและเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบกำลังไฟฟ้า 300 เมกกะวัตต์[1] ค่าใช้จ่ายในการผลิตและก่อสร้างโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ในระหว่าง 94,000–220,000 บาทต่อกิโลวัตต์ (ใช้อัตราแลกเปลี่ยนถัวเฉลี่ยถ่วงน้ำหนักระหว่างธนาคาร ณ วันที่ 1 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ในการเปลี่ยนค่าเงินดอลล่าร์สหรัฐเป็นเงินบาทและแสดงผลการคำนวณโดยมีเลขนัยสำคัญ 2 ตำแหน่ง) [20] ในการศึกษาครั้งนี้ผู้วิจัยใช้ค่ากึ่งกลาง (midpoint value) คือ 160,000 บาทต่อกิโลวัตต์ในการคำนวณ เพราะฉะนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต้นแบบที่กล่าวมาข้างต้นจะมีค่าใช้จ่ายในการผลิตและก่อสร้างรวม 160,000 x300 x 1,000 = 48 พันล้านบาทต่อเครื่อง ซึ่งค่าใช้จ่ายนี้จะแบ่งเป็นค่าใช้จ่ายในการผลิตอุปกรณ์

[1]ในรายงานที่อ้างอิงถึง [19] ใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบกำลังไฟฟ้า 100 เมกกะวัตต์ ในการประมาณการค่าใช้จ่าย แต่ผู้วิจัยได้ปรับให้เป็น 300 เมกกะวัตต์ เพื่อให้สอดคล้องกับข้อมูลในส่วนอื่น ทั้งนี้ เนื่องจากผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในรายงานที่อ้างอิงถึงนี้คำนวณโดยการคูณกำลังการผลิตไฟฟ้าหรือปริมาณไฟฟ้าที่ผลิตได้ เข้ากับผลกระทบต่อหน่วยกำลังการผลิตไฟฟ้าหรือต่อหน่วยไฟฟ้าที่ผลิตได้ การเปลี่ยนกำลังไฟฟ้าจาก 100 เป็น 300 เมกกะวัตต์จึงน่าจะไม่ส่งผลหรือส่งผลกระทบเพียงเล็กน้อยต่อผลการศึกษา

และชิ้นส่วนทั้งหมด 87 % และอีก 13 % ที่เหลือจะเป็นค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง (รวมถึงการติดตั้ง) ส่วนค่าใช้จ่ายที่เกี่ยวข้องกับการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ จะคำนวณจากค่าใช้จ่ายที่ผู้ซื้อไฟฟ้าจะต้องจ่ายเพื่อใช้ประโยชน์จากพลังงานไฟฟ้าดังกล่าว จึงใช้ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าในการคำนวณ โดยจะกำหนดอยู่ที่ 2.3 บาทต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง เนื่องจากผลการประเมินค่าไฟฟ้าในประเทศสหรัฐอเมริกาอยู่ที่ประมาณ 1.6 – 2.8 บาทต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง [20] หากกำหนดให้สัดส่วนเวลาการเดินเครื่อง (availability factor) อยู่ที่ 90 % ค่าใช้จ่ายในการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะอยู่ที่ 0.9 x 300,000 x 2.3 x 8,760 [ชั่วโมงต่อปี] = 5.4 พันล้านบาทต่อปี

5.1.5.4 ผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบ

การคำนวณผลกระทบทางเศรษฐกิจสามารถแสดงผลได้หลายรูปแบบ เช่น

1) ผลกระทบทางเศรษฐกิจในรูปยอดขาย (sale economic impacts) เป็นการแสดงผลกระทบทางเศรษฐกิจที่มีการใช้งานมากที่สุดอย่างหนึ่งเป็นผลรวมของความเปลี่ยนแปลงในอุตสาหกรรมทุกส่วน ซึ่งสามารถคำนวณได้ง่าย แต่อาจมีการนับผลกระทบที่ทับซ้อนและได้ค่าจากการคำนวณที่มากกว่าผลกระทบจริง
2) ผลกระทบมูลค่าเพิ่ม (value-added impacts) ซึ่งเป็นตัววัดผลกระทบทางเศรษฐกิจที่มีความแม่นยำค่อนข้างมาก เป็นผลรวมของเงินได้ทั้งหมดในระดับชาติ ระดับภูมิภาค และระดับท้องถิ่น ซึ่งรวมทั้งค่าตอบแทนลูกจ้าง รายได้ของผู้ประกอบการ รายได้อื่นๆ และภาษีธุรกิจทางอ้อม
3) รายได้ (earnings) ซึ่งเป็นผลรวมของค่าตอบแทนลูกจ้างกับรายได้ของผู้ประกอบการ
4) จำนวนการจ้างงาน (employments) ซึ่งเป็นผลรวมของจำนวนการจ้างงานทั้งแบบถาวรและแบบชั่วคราว
5) ภาษีธุรกิจทางอ้อม (indirect business taxes) ซึ่งรวมทั้งภาษีการขาย ภาษีทรัพย์สิน ภาษีสรรพสามิต และภาษีอื่นๆ ยกเว้นภาษีเงินได้บุคคลธรรมดาและภาษีเงินได้นิติบุคคล

ในที่นี้จะคำนวณผลกระทบทางเศรษฐกิจโดยใช้ผลกระทบทางเศรษฐกิจในรูปยอดขาย

ตารางที่ 5.6 แสดงตัวคูณของผลกระทบทางตรง ทางอ้อม และชักนำของผลกระทบทางเศรษฐกิจในรูปยอดขาย ของ 21 กลุ่มธุรกิจที่ใช้ในโปรแกรมคำนวณ IMPLAN

ตารางที่ 5.6 ตัวคูณของโปรแกรมคำนวณ IMPLAN

กลุ่มธุรกิจ	ผลกระทบทางตรง	ผลกระทบทางอ้อม	ผลกระทบชักนำ	ผลกระทบรวม
การผลิตโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	1.000	0.873	0.727	2.600
การก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	1.000	0.788	0.886	2.674
การใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์	1.000	0.376	0.435	1.811
เกษตรกรรม	1.000	0.996	0.525	2.521
ป่าไม้ ประมงและล่าสัตว์	1.000	0.444	0.719	2.163
เหมืองแร่	1.000	0.655	0.597	2.252

กลุ่มธุรกิจ	ผลกระทบทางตรง	ผลกระทบทางอ้อม	ผลกระทบชักนำ	ผลกระทบรวม
สาธารณูปโภค	1.000	0.746	0.515	2.261
การก่อสร้าง	1.000	0.919	0.722	2.641
การแปรรูปอาหาร	1.000	1.425	0.613	3.038
การผลิต	1.000	1.019	0.646	2.665
การขายส่งและขายปลีก	1.000	0.495	0.766	2.261
การขนส่งและคลังสินค้า	1.000	0.768	0.808	2.576
สารสนเทศ การศึกษาและสังคม	1.000	0.760	0.748	2.508
อสังหาริมทรัพย์ เงินทุนหลักทรัพย์และประกัน	1.000	0.563	0.495	2.058
วิทยาศาสตร์และเทคโนโลยี	1.000	0.589	0.954	2.543
บริการสาธารณสุขและสังคม	1.000	0.562	0.945	2.507
ศิลปะและบันเทิง	1.000	0.585	0.833	2.418
การโรงแรมและร้านอาหาร	1.000	0.816	0.773	2.589
บริการอื่นๆ	1.000	0.716	0.827	2.543
ภาครัฐ (ส่วนกลาง)	1.000	0.074	1.016	2.090
ภาครัฐ (ส่วนท้องถิ่น)	1.000	0.137	1.106	2.243

ค่าใช้จ่ายในการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ที่ 42 พันล้านบาท เนื่องจากค่าใช้จ่ายในการผลิตคิดเป็น 87 % ของค่าใช้จ่ายตั้งต้นทั้งหมด (48 พันล้านบาท) ตามที่กล่าวมาข้างต้น จากตารางที่ 5.6 ตัวคูณของผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็น 0.873, 0.727 และ 2.600 ตามลำดับ ค่าตัวคูณของผลกระทบรวมใกล้เคียงกับของการผลิตปกติซึ่งอยู่ที่ 2.665 จากข้อมูลทั้งหมดนี้ สามารถคำนวณผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้เป็น 36, 30 และ 110 พันล้านบาทตามลำดับต่อการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาด 300 เมกกะวัตต์ 1 เครื่อง

ค่าใช้จ่ายที่เกี่ยวข้องกับการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ที่ 5.4 พันล้านบาทต่อปี จากตารางที่ 5.6 ตัวคูณของผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เป็น 0.788, 0.886 และ 2.674 ตามลำดับค่าตัวคูณของผลกระทบรวมใกล้เคียงกับของการผลิตปกติซึ่งอยู่ที่ 2.641 ผลกระทบทางอ้อม

ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ที่ 4.9, 5.5 และ 17 พันล้านบาทตามลำดับ

ค่าใช้จ่ายที่เกี่ยวข้องกับการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ที่ 5.4 พันล้านบาทต่อปี จากตารางที่ 5.6 ตัวคูณของผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการผลิตไฟฟ้าโดยพลังงานนิวเคลียร์ซึ่งใช้ในการคำนวณผลกระทบทางเศรษฐกิจจากค่าใช้จ่ายที่เกี่ยวข้องกับการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เป็น 0.376, 0.435 และ 1.811 ตามลำดับผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์อยู่ที่ 2.1, 2.4 และ 9.9 พันล้านบาทต่อปีตามลำดับ หากใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ดังกล่าว 30 ปี ผลกระทบทางอ้อม ผลกระทบชักนำและผลกระทบรวมของการเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ตลอดอายุการใช้งานจะคำนวณได้เป็น 62, 71และ 300 พันล้านบาทตามลำดับ

ตารางที่ 5.7 แสดงผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบขนาด 300 เมกกะวัตต์ ที่ถูกแสดงผลในรูปแบบต่างๆ จากตารางจะเห็นได้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีผลกระทบทางเศรษฐกิจสูง โดยผลกระทบที่ถูกแสดงในรูปยอดขาย ผลกระทบมูลค่าเพิ่ม รายได้และภาษีธุรกิจทางอ้อมสูงถึง 420, 250, 120 และ 29 พันล้านบาทตามลำดับ และจำนวนการจ้างงานถึง 54,000 คน x ปี

อย่างไรก็ตาม ผลกระทบทางเศรษฐกิจที่กล่าวมาข้างต้นนี้ก็ยังน่าจะน้อยกว่าผลกระทบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เนื่องจากกลุ่มอุตสาหกรรมที่เกี่ยวข้องการการผลิต ก่อสร้าง และเดินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ก็ยังคงเป็นกลุ่มเดียวกันกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก โดยจะแตกต่างกันตรงที่สัดส่วนของค่าใช้จ่ายที่เกี่ยวข้องกับการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ น่าจะมากกว่าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก เพราะมีการขึ้นรูปและประกอบชิ้นส่วนเกือบทั้งหมดที่หน้างาน และจากตารางที่ 5.6 จะเห็นได้ว่าตัวคูณของผลกระทบรวมของการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ไม่ได้แตกต่างกันมากนัก (2.600 และ 2.674) จึงน่าจะสรุปได้ว่า ผลกระทบทางเศรษฐกิจต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าไม่น่าจะแตกต่างกันมากนัก และเนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีกำลังการผลิตไฟฟ้าที่สูงกว่ามาก จึงน่าจะสามารถสรุปได้ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่น่าจะมีผลกระทบทางเศรษฐกิจมากกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

ตารางที่ 5.7 ผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ต้นแบบ*

รายการ	**ยอดขาย** (พันล้านบาท)	**ผลกระทบมูลค่าเพิ่ม** (พันล้านบาท)	**รายได้** (พันล้านบาท)	**จำนวนการจ้างงาน** (คน x ปี)	**ภาษีธุรกิจทางอ้อม** (พันล้านบาท)
การผลิต	110	51	32	17,000	2.9
การก่อสร้าง	17	8.1	5.8	3,700	0.47
ค่าใช้จ่ายตั้งต้น	130	59	38	21,000	3.4
การใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ (ต่อปี)	9.9	6.4	2.6	1,100	0.86
การใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์ (30 ปี)	300	190	78	34,000	26
รวม	**420**	**250**	**120**	**54,000**	**29**

*ใช้อัตราแลกเปลี่ยนถัวเฉลี่ยถ่วงน้ำหนักระหว่างธนาคาร ณ วันที่ 1 สิงหาคม พ.ศ. 2556 ในการเปลี่ยนค่าเงินดอลล่าร์สหรัฐเป็นเงินบาทและแสดงผลโดยมีเลขนัยสำคัญ 2 ตำแหน่ง

5.1.5.5 การพิจารณาผลกระทบทางเศรษฐกิจของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในกรณีใช้งานในประเทศไทย

ผลกระทบทางเศรษฐกิจที่แสดงไว้ข้างต้นเป็นผลประเมินในกรณีการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในประเทศสหรัฐอเมริกา ซึ่งเป็นประเทศผู้พัฒนาและผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เอง อย่างไรก็ดีสำหรับกรณีของประเทศไทยนั้น แนวโน้มผลกระทบที่จะเกิดขึ้นน่าจะจำกัดกว่าของประเทศสหรัฐอเมริกา เนื่องจากการผลิตชิ้นส่วนต่างๆ จะเกิดขึ้นในประเทศผู้ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ซึ่งมูลค่าและการจ้างงานส่วนนี้จะหายไป ทำให้ไม่สามารถส่งผลต่อเศรษฐกิจทั้งทางตรงและทางอ้อมต่อประเทศไทยได้มากนัก

จากตารางที่ 5.4 ซึ่งแสดงกลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก จะเห็นได้ว่าแต่ละกลุ่มธุรกิจล้วนเกี่ยวข้องกับการผลิตวัสดุอุปกรณ์ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทั้งสิ้น ไม่ว่าประเทศไทยจะทำสัญญาซื้อขายกับผู้ผลิตในรูปแบบใดก็ตาม การดำเนินการในส่วนนี้น่าจะเกิดขึ้นเฉพาะในประเทศผู้ผลิต จึงไม่มีผลกระทบทางเศรษฐกิจต่อประเทศไทยทั้งผลกระทบทางตรง ทางอ้อม หรือแบบชักนำเลย

จากตารางที่ 5.5 ซึ่งแสดงกลุ่มธุรกิจที่เกี่ยวข้องกับการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ในส่วนของลำดับที่ 3 ที่เกี่ยวข้องกับการก่อสร้างตัวเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์โดยตรงจะเป็นการก่อสร้างโดยประเทศผู้ผลิตซึ่งจะไม่ส่งผลกระทบทางเศรษฐกิจต่อประเทศไทย อย่างไรก็ตามสำหรับส่วนของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ อาคารเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ หรืออาคารสำนักงาน ผู้รับเหมาในประเทศสามารถเข้าไปมีส่วนร่วมได้ และสำหรับการบำรุงรักษาและซ่อมแซม หน่วยงานที่เป็นเจ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ก็สามารถเป็นผู้ดำเนินการได้ ทั้งนี้ขึ้นอยู่กับเงื่อนไขในช่วงการทำสัญญาซื้อขาย หากผู้รับเหมาหรือเจ้าของเข้าไปมีส่วนร่วมในเรื่องดังกล่าว ก็จะเกิดผลทางเศรษฐกิจในส่วนนี้กับประเทศไทย หากประเทศไทยทำสัญญาในรูปแบบเดียวกับสัญญาระหว่างประเทศสหรัฐอาหรับเอมิเรตส์ทำกับสาธารณรัฐเกาหลี

ซึ่งกำหนดให้สาธารณรัฐเกาหลีเข้ามาดูแลกิจการทั้งหมดจนถึงขั้นตอนการเลิกใช้งาน ผลทางเศรษฐกิจที่กล่าวถึงข้างต้นก็จะเกิดกับสาธารณรัฐเกาหลีซึ่งเป็นผู้ผลิตเท่านั้น แต่หากเป็นรูปแบบเดียวกับสัญญาระหว่างประเทศสาธารณรัฐสังคมนิยมเวียดนามกับสหพันธรัฐรัสเซียหรือประเทศญี่ปุ่นนั้น จะเน้นการถ่ายทอดเทคโนโลยีจากสหพันธรัฐรัสเซียและประเทศญี่ปุ่นซึ่งเป็นประเทศผู้ผลิตสู่สาธารณรัฐสังคมนิยมเวียดนามประเทศผู้ใช้งาน ก็จะมีโอกาสในการเกิดผลกระทบทางเศรษฐกิจในประเทศมากขึ้น

ในส่วนผลกระทบจากการใช้ประโยชน์พลังงานนิวเคลียร์จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ จะคล้ายกับผลกระทบจากการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ กล่าวคือ ขนาดของผลกระทบทางเศรษฐกิจที่จะเกิดขึ้นขึ้นอยู่กับรายละเอียดในสัญญาซื้อขายว่าประเทศผู้ใช้งานมีส่วนร่วมในการดำเนินงานดังกล่าวมากน้อยเพียงใด ดังนั้นการพัฒนาสัญญาที่เหมาะสมต่อความพร้อมและลักษณะของประเทศเป็นสิ่งจำเป็นอย่างยิ่งและมีผลกระทบต่อผลกระทบต่อเศรษฐกิจที่จะเกิดขึ้นเป็นอย่างมาก รูปแบบสัญญาที่เหมาะสมขึ้นอยู่กับปัจจัยพื้นฐานและความพร้อมของแต่ละประเทศ จำเป็นที่จะมีการศึกษาอย่างรอบคอบและเป็นระบบเพื่อให้เกิดประโยชน์สูงสุดกับประเทศ

ทั้งนี้ข้อมูลในตาราง 5.6 ที่นำมาใช้ในการคำนวณในหัวข้อ 5.1.5.4 เป็นข้อมูลที่อ้างอิงจากธุรกิจในประเทศสหรัฐอเมริกา การแบ่งกลุ่มธุรกิจและตัวเลขผลกระทบทางอ้อมและผลกระทบชักนำในประเทศไทยอาจจะแตกต่างจากข้อมูลในตาราง 5.6 ได้ เนื่องจากปัจจัยพื้นฐานหลายอย่างที่แตกต่างกัน

5.2 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสุขภาพ

ข้อมูลด้านสุขภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่จะกล่าวถึงในส่วนนี้ เป็นข้อมูลผลกระทบทางด้านสุขภาพในระหว่างการเกิดอุบัติเหตุ (during accident) และในช่วงการเดินเครื่องปกติ (normal operation) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ดังกล่าว ข้อมูลผลกระทบทางด้านสุขภาพในระหว่างการเกิดอุบัติเหตุมักจะแสดงผลในรูปของปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุ (individual accidental dose) ส่วนข้อมูลในช่วงการเดินเครื่องปกติมักจะแสดงผลในรูปของปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ (individual occupational dose) อย่างไรก็ตาม ในการประเมินปริมาณรังสีทั้งสองชนิดที่กล่าวมาข้างต้น จำเป็นจะต้องมีข้อมูลเฉพาะที่สามารถอ้างอิงได้เกี่ยวกับลักษณะเฉพาะทั้งด้านรูปแบบ (design) และด้านความปลอดภัย (safety) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และในส่วนของการประเมินปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุยังจำเป็นจะต้องมีข้อมูลภูมิประเทศและภูมิอากาศของสถานที่ตั้ง เพื่อประเมินการกระจายตัวสู่บรรยากาศของกลุ่มสารกัมมันตรังสี (source term) ที่รั่วไหลออกจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

เนื่องจากยังไม่มีการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ และยังไม่มีการรายงานการประเมินปริมาณรังสีที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่าง ๆ จากผู้ผลิต ทั้งปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุและปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ ข้อมูลที่จะกล่าวถึงในส่วนนี้จึงเป็นข้อมูลเชิงคุณภาพซึ่งเปรียบเทียบปริมาณสารกัมมันตรังสี (amount of source term) และระยะเวลาก่อนสารกัมมันตรังสีเหล่านั้นถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศ (release time) ในอุบัติเหตุแต่ละกลุ่มของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีใช้อยู่ในปัจจุบัน ซึ่งข้อมูลเหล่านี้จะส่งผลกระทบโดยตรงต่อผลการประเมินปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุ และยังจะกล่าวถึงข้อมูลพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (emergency planning zone: EPZ) ซึ่งเป็นตัวชี้วัดหนึ่งที่สามารถแสดงขอบเขตของผลกระทบต่อสุขภาพจากอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ได้ โดยพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุ

ฉุกเฉินสามารถคำนวณได้จากการนำปริมาณสารกัมมันตรังสีและระยะเวลาก่อนสารกัมมันตรังสีเหล่านั้นถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศมาคำนวณโดยใช้สมมติฐานเชิงอนุรักษ์ (conservative assumptions) นอกจากนี้ยังมีข้อมูลเชิงคุณภาพแสดงการเปรียบเทียบปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ (occupational dose) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ โดยคำนึงถึงลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่เปลี่ยนไปจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่ส่งผลต่อปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนจะได้รับส่วนปริมาณรังสีที่แต่ละบุคคลได้รับจากอุบัติเหตุที่คำนวณได้เบื้องต้นโดยใช้สมมติฐานเชิงอนุรักษ์ (conservative assumptions) จะถูกแสดงไว้ในส่วนของภาคผนวก 1

5.2.1 ปริมาณสารกัมมันตรังสีและระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศในอุบัติเหตุ (source term)

ข้อมูลส่วนใหญ่ในส่วนนี้จะอ้างข้อมูลที่ได้จากการศึกษาสารกัมมันตรังสีที่ถูกปลดปล่อยออกสู่บรรยากาศ (source term) จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของสถาบันพลังงานนิวเคลียร์ (Nuclear Energy Institute: NEI) ประเทศสหรัฐอเมริกา [22] โดยข้อมูลส่วนใหญ่ที่ใช้ในการศึกษาจะได้มาจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดันขนาดเล็ก (iPWR) 4 รูปแบบ คือ mPower, NuScale, Westinghouse (WR-330) และ Holtec ข้อมูลที่ได้จึงสามารถนำไปใช้ในการประเมินผลกระทบทางสุขภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำได้ แต่อาจจะมีข้อจำกัดเมื่อนำข้อมูลที่ได้ไปใช้ในการประเมินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอื่นๆ เช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อุณหภูมิสูงหล่อเย็นด้วยก๊าซ (HTGR) หรือเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นิวตรอนพลังงานสูงระบายความร้อนด้วยโซเดียม (SFR) ฯลฯ อย่างไรก็ตาม ข้อมูลเหล่านี้สามารถใช้เป็นข้อมูลเบื้องต้นประกอบการพิจารณาผลกระทบต่อสุขภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ได้

ปัจจัยที่เกี่ยวข้องกับผลกระทบทางด้านสุขภาพในระหว่างการเกิดอุบัติเหตุที่มาจากลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีทั้งปัจจัยที่ลดและเพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีและระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ โดยปัจจัยที่ลดปริมาณสารกัมมันตรังสีและยืดระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ แบ่งออกเป็น 3 กลุ่ม คือ

1. ปัจจัยที่ช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (core inventory) และเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel)
2. ปัจจัยที่ช่วยลดความน่าจะเป็นในการเกิดขึ้น (occurrence probability) ของอุบัติเหตุที่อาจนำมาสู่การปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศ
3. ปัจจัยที่ช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ

ส่วนปัจจัยที่อาจเพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศคือการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายๆ เครื่องในสถานที่ตั้งเดียวกัน

5.2.1.1 ปัจจัยที่ช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (core inventory) และเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทั้ง 4 แบบที่นำมาเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อ้างอิงในการศึกษาครั้งนี้ยึดเอารูปแบบเชื้อเพลิงแบบเดียวกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน แต่จะลดจำนวนชุดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (nuclear fuel assembly) หรือลดความยาวของแท่งเชื้อเพลิง ด้วยกำลังที่ต่ำลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ต่ำกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และเนื่องจากลักษณะเฉพาะของเชื้อเพลิงไม่ได้เปลี่ยนไป จึงสามารถกำหนดให้ปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แปรผันตรงกับกำลังความร้อนในการประเมินอย่างคร่าวๆ (rough estimate) ได้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ใช้ในการศึกษาครั้งนี้ส่วนใหญ่มีกำลังความร้อนคิดเป็นประมาณ 3 เท่าของกำลังไฟฟ้า ซึ่งเป็นอัตราที่ไม่แตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ (ยกเว้นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ NuScale ซึ่งมีกำลังความร้อนประมาณ 3.5 เท่าของกำลังไฟฟ้า เนื่องจากมีแผนการใช้ประโยชน์จากพลังงานความร้อนและไอน้ำร้อนด้วย) จึงสามารถสรุปได้ในเบื้องต้นว่าปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แปรผันตรงกับกำลังไฟฟ้า

5.2.1.2 ปัจจัยที่ช่วยลดความน่าจะเป็นในการเกิดขึ้น (occurrence probability) ของอุบัติเหตุที่อาจนำมาสู่การปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศ

ลักษณะเฉพาะหลายอย่างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สามารถลดความน่าจะเป็นในการเกิดขึ้นของอุบัติเหตุที่อาจนำมาสู่การปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศได้ เช่น การนำเครื่องผลิตไอน้ำ (steam generator) กับเครื่องเพิ่มความดัน (pressurizer) เข้าไปไว้ในถังบรรจุแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทำให้ไม่ต้องมีท่อส่งน้ำขนาดใหญ่เพื่อเชื่อมอุปกรณ์สองชิ้นนี้เข้ากับถังเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ จึงทำให้ไม่จำเป็นต้องคำนึงถึงอุบัติเหตุท่อส่งน้ำขนาดใหญ่แตก (large break loss of coolant accident: large break LOCA) ซึ่งเป็นอุบัติเหตุสำคัญที่อาจก่อให้เกิดการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศได้นอกจากนี้ ถังบรรจุแกนปฏิกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วนใหญ่ไม่มีรอยต่อในบริเวณครึ่งล่างซึ่งเป็นส่วนที่ใช้บรรจุสารหล่อเย็น ทำให้ความน่าจะเป็นในการเกิดอุบัติเหตุที่เกี่ยวข้องกับการสูญเสียสารหล่อเย็น (loss of coolants accidents) ลดน้อยลง

5.2.1.3 ปัจจัยที่ช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ

ลักษณะเฉพาะบางอย่างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศ ยกตัวอย่างเช่น สัดส่วนของสารหล่อเย็นต่อกำลังความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่และใช้ระบบความปลอดภัยระบบแพสซิฟ (passive safety system) สองปัจจัยนี้ช่วยให้ความก้าวหน้า (progression) ของอุบัติเหตุช้าลงและมีระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศที่ยาวขึ้น ทำให้มีโอกาสในการหาทางป้องกันหรือลดทอนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศได้ทันท่วงที และในบางกรณีอาจสามารถยับยั้งการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีที่ยาวขึ้นยังช่วยให้เกิดการสลาย (decay) ของสารกัมมันตรังสีก่อนการปลดปล่อย ซึ่งสามารถลดปริมาณกัมมันตรังสีที่จะถูกปลดปล่อยโดยเฉพาะสารกัมมันตรังสีที่มีค่าครึ่งชีวิต (half-life) สั้นลงอีกด้วย นอกจากนี้ รูปแบบที่ไม่ซับซ้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์(การมีจำนวนระบบหรือส่วนเชื่อมต่อน้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

ขนาดใหญ่) ยังทำให้มีจำนวนช่องทางให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกสู่บรรยากาศน้อยลง ทำให้อัตราการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีน้อยลง หากมีการจัดการอุบัติเหตุที่รวดเร็วก็จะสามารถลดการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศได้มาก ยิ่งไปกว่านั้น อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์บางรูปแบบ เช่น Westinghouse และ NuScale จมอยู่ใต้น้ำ (submerged) ในขณะเดินเครื่อง ทำให้น้ำที่อยู่รอบๆ อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สามารถยึดจับสารกัมมันตรังสีที่ออกมาจากอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ออกสู่บรรยากาศได้อีกทางหนึ่ง

5.2.1.4 ปัจจัยที่อาจเพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศ

ปัจจัยสำคัญที่อาจเพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศคือการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์หลายๆ เครื่องในสถานที่ตั้งเดียวกันโดยปกติแล้ว การประเมินอุบัติเหตุที่ก่อให้เกิดการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศจะประเมินภายใต้สมมติฐานที่ว่าอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องหนึ่งจะไม่ส่งผลกระทบต่อเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องอื่นในสถานที่ตั้งเดียวกัน เพราะเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มักมีระบบต่างๆ รวมทั้งระบบที่เกี่ยวกับความปลอดภัยที่เป็นอิสระต่อกัน (independent) อย่างไรก็ตาม อุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ (Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident) แสดงให้เห็นว่าเหตุการณ์บางอย่าง โดยเฉพาะเหตุการณ์ภายนอก (external events) เช่น แผ่นดินไหว สึนามิ ภูเขาไฟระเบิด น้ำท่วม ฯลฯ อาจก่อให้เกิดอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายๆ เครื่องที่อยู่ในสถานที่ตั้งเดียวกันในเวลาเดียวกัน ซึ่งทำให้การประเมินอุบัติเหตุที่ก่อให้เกิดการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีสู่บรรยากาศจำเป็นต้องคำนึงถึงอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นพร้อมกันในหลายเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [23] ซึ่งจะส่งผลให้ปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศมากขึ้น และอาจทำให้ผลกระทบจากอุบัติเหตุนั้นๆ รุนแรงขึ้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วนใหญ่ถูกออกแบบให้มีการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายๆ เครื่องในสถานที่ตั้งเดียวกันและมีระยะห่างระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะน้อยกว่าในกรณีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องใหญ่ ทั้งยังมีการใช้ระบบความปลอดภัยร่วมกันโดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายเครื่อง โอกาสการเกิดอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลายเครื่องพร้อมๆ กันจึงอาจจะมากกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

5.2.2 พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency Planning Zone: EPZ)

พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินเป็นพื้นที่ที่กำหนดขึ้นเพื่อให้สามารถเตรียมการวิธีการรับมืออุบัติเหตุไว้ล่วงหน้าก่อนที่อุบัติเหตุจะเกิดขึ้น [24] การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินเริ่มต้นจากการเลือกอุบัติเหตุร้ายแรงที่มีโอกาสเกิดขึ้น แล้วประเมินปริมาณสารกัมมันตรังสีที่จะถูกปลดปล่อยออกสู่บรรยากาศ หลังจากนั้นก็ประเมินการกระจายตัวในอากาศและการตกตะกอนลงสู่พื้นดินของสารกัมมันตรังสีที่ส่งผลต่อสุขภาพ แล้วจึงประเมินปริมาณรังสีที่ประชาชนจะได้รับ เมื่อได้ปริมาณรังสีที่ระยะต่างๆ แล้วก็นำปริมาณรังสีนั้นมาเปรียบเทียบกับเกณฑ์ที่กำหนด เพื่อกำหนดว่าพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินจะต้องมีรัศมีเท่าใดจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ขั้นตอนสุดท้ายคือการกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินจริง โดยจะต้องคำนึงถึงลักษณะทางภูมิประเทศ และการแบ่งเขตการปกครองส่วนภูมิภาคของบริเวณรอบที่ตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินแบ่งออกเป็น 2 ประเภท คือ พื้นที่เตรียมการเพื่อป้องกันหรือลดการได้รับรังสีจากเมฆกัมมันตรังสี (plume exposure pathway EPZ) และพื้นที่เตรียมการเพื่อเพื่อป้องกันหรือลดการได้รับรังสีจากอาหาร (ingestion exposure pathway EPZ) ในที่นี่จะให้ความสนใจกับประเภทแรกซึ่ง

เกี่ยวข้องกับการป้องกันผลกระทบจากรังสีต่อสุขภาพในระยะแรก (สัปดาห์แรก) ของอุบัติเหตุเท่านั้น เนื่องจากผลกระทบระยะยาวสามารถป้องกันได้โดยการย้ายถิ่นฐาน (relocation) หรือการห้ามการจำหน่ายผลิตผลทางการเกษตรที่ได้รับรังสีเกินที่กำหนด (food intake restriction) ได้ จึงส่งผลกระทบต่อสุขภาพค่อนข้างน้อยเมื่อเปรียบเทียบกับผลกระทบจากรังสีต่อสุขภาพในระยะแรกของอุบัติเหตุ

การเปรียบเทียบขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ จะทำโดยใช้เงื่อนไขง่ายๆ และใช้สมมติฐานเชิงอนุรักษ์ (รายละเอียดของเงื่อนไขและสมมติฐานที่ใช้อยู่ในภาคผนวก 1) โดยจะใช้โปรแกรมคำนวณ HotSpot Version 2.07.2 ของสถาบันวิจัยแห่งชาติลอว์เรนซ์ ลิเวอร์มอร์ (Lawrence Livermore National Laboratory) ประเทศสหรัฐอเมริกา [25] ซึ่งเหมาะสมกับการประเมินผลกระทบจากรังสีต่อสุขภาพในระยะแรก โดยกำหนดให้

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่ใช้ในการประเมินเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (PWR) มีกำลังไฟฟ้า 1,200 เมกกะวัตต์ และกำลังความร้อน 3,600 เมกกะวัตต์ (เลือกเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (PWR) เพื่อให้สอดคล้องกับข้อ 5.2.1)
2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีกำลังไฟฟ้าและกำลังความร้อนคิดเป็น 1 ใน 4 ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องใหญ่ (กำลังไฟฟ้า 300 เมกกะวัตต์)
3. ปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แปรผันตรงกับกำลังความร้อน (อ้างอิงจาก 5.2.1.1)
4. ใช้ไอโอดีน-131 เป็นสารกัมมันตรังสีที่ใช้ในการประเมิน เนื่องจากมีค่าครึ่งชีวิตที่สั้น (8 วัน) และมักถูกเลือกใช้ในการประเมินผลกระทบของสารกัมมันตรังสีต่อสุขภาพในการประเมินอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์
5. เลือกอุบัติเหตุที่มีความน่าจะเป็นในการเกิดขึ้นมากกว่า 10^{-7} ที่มีความรุนแรงสูงที่สุด : อุบัติเหตุที่เกิดจากการสูญเสียแหล่งพลังงานไฟฟ้าทั้งหมดที่เกิดขึ้นพร้อมกับการแตกของท่อส่งน้ำในเครื่องกำเนิดไอน้ำ (steam generator) [23]

ตารางที่ 5.8 แสดงขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในรูปเปอร์เซนต์เมื่อกำหนดให้ขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เป็น 1 เมื่อใช้เกณฑ์การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินที่แตกต่างกัน จากตารางจะเห็นได้ว่าหากใช้เกณฑ์การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของคณะกรรมาธิการกำกับดูแลนิวเคลียร์แห่งสหรัฐอเมริกา (United States Nuclear Regulatory Commission: USNRC) ที่กำหนดให้ปริมาณรังสียังผลรวม (Total Effective Dose Equivalent) ตลอด 48 ชั่วโมง ณ ขอบของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินไม่เกิน 25 rem หรือ 250 mSvปริมาณรังสียังผลรวมสูงสุดในกรณีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะไม่เกินเกณฑ์ (192mSv) ซึ่งหมายความว่าไม่ต้องมีเขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินหากอ้างอิงมาตรฐานขององค์การป้องกันอันตรายจากรังสีระหว่างประเทศ (International Commission of Radiological Protection: ICRP) ที่เสนอให้เกณฑ์ปริมาณรังสีที่ได้รับในเหตุฉุกเฉินอยู่ระหว่าง 20 – 100 mSv [26] ถ้าเกณฑ์การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินอยู่ที่ปริมาณรังสียังผลรวมเป็น 100 mSv และ 20 mSv พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินจะคิดเป็นประมาณ 17% และ 3.5 % ของกรณีอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ตามลำดับและเมื่อกำหนดให้เกิดอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ

โมดูลาร์พร้อมกัน 2 เครื่อง (เพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีเป็น 2 เท่าหรือคิดเป็นปริมาณสารกัมมันตรังสีครึ่งหนึ่งของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่) เมื่อกำหนดให้เกณฑ์การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินอยู่ที่ปริมาณรังสียังผลรวมเป็น 250 mSv, 100 mSv และ 20 mSv พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินจะคิดเป็นประมาณ 41%, 42% และ 15 % ของกรณีอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ตามลำดับจะเห็นได้ว่า ไม่ว่าจะใช้เกณฑ์การกำหนดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินเท่าใด พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินก็ยังจะน้อยกว่าครึ่งหนึ่งของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ และเมื่อกำหนดให้เกิดอุบัติเหตุในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์พร้อมกัน 2 เครื่อง (เพิ่มปริมาณสารกัมมันตรังสีเป็น 4 เท่า) ขนาดของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินจะเท่ากับของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เนื่องจากปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แปรผันตรงกับกำลังความร้อน และกำหนดให้อุบัติเหตุเป็นอุบัติเหตุแบบเดียวกัน อย่างไรก็ตาม การที่สัดส่วนของสารหล่อเย็นต่อกำลังความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ (อ้างถึงข้อ 5.1.2.3) ทำให้ความก้าวหน้าของอุบัติเหตุช้าลงและมีระยะเวลาก่อนการปลดปล่อยสู่บรรยากาศที่ยาวขึ้นซึ่งปัจจัยเหล่านี้ทำให้มีเวลาในสำหรับมาตรการเพื่อลดผลกระทบของอุบัติเหตุ และน่าจะช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีที่จะถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศได้ อย่างไรก็ตาม ในการคำนวณหาปริมาณสารกัมมันตรังสีที่สามารถลดทอนได้โดยมาตรการเหล่านี้ จำเป็นจะต้องมีข้อมูลเชิงลึกเกี่ยวกับรูปแบบและลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ซึ่งยังไม่สามารถหาได้ในขณะนี้

ตารางที่ 5.8 ขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (กำหนดให้ขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เป็น 100**%**)

จำนวนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์(เครื่อง)	TEDE 250 mSv	TEDE 100 mSv	TEDE 20 mSv
1	ไม่ถึงเกณฑ์	17 %	3.5 %
2	41 %	42%	15 %
4	100 %	100 %	100 %

ผู้อ่านพึงระวังว่าการประเมินพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินข้างต้นนี้มีวัตถุประสงค์เพียงเพื่อใช้เป็นตัวชี้วัดในการเปรียบเทียบผลกระทบทางด้านสุขภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ เป็นการประเมินโดยใช้เงื่อนไขง่ายๆ ใช้สมมติฐานเชิงอนุรักษ์และใช้สารกัมมันตรังสีเพียง 1 อย่าง (ไอโอดีน-131) ทั้งยังไม่ได้คำนึงถึงลักษณะทางภูมิประเทศหรือข้อมูลภูมิอากาศของสถานที่ตั้ง ในการประเมินพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินของสถานที่ตั้งจริง ผู้ประเมินจำเป็นจะต้องรวบรวมข้อมูลทั้งภูมิประเทศและภูมิอากาศของสถานที่ตั้ง ต้องพิจารณาเงื่อนไขและสมมติฐานทั้งหมดอย่างละเอียดและต้องใช้โปรแกรมคำนวณซึ่งสามารถประเมินผลกระทบทางสุขภาพและเศรษฐกิจทั้งในระยะสั้นและระยะยาวได้

5.2.3 ปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ (Occupational dose)

การศึกษาหรือข้อมูลการวิเคราะห์เกี่ยวกับปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องแต่ละคนได้รับ (Occupational dose) ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังมีน้อย เนื่องจากปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องได้รับไม่ได้ขึ้นกับรูปแบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อย่างเดียว แต่ยังขึ้นอยู่กับการวาง

แผนการเดินเครื่อง ซึ่งเป็นประเด็นที่มักจะไม่มีการคำนึงถึงในช่วงก่อนสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ แต่จะมีความสำคัญมากขึ้นหลังจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ก่อสร้างเสร็จแล้ว

อย่างไรก็ตาม เมื่อพิจารณารูปแบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แล้ว โอกาสที่พนักงานเดินเครื่องจะได้รับรังสีมากกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มีค่อนข้างมาก เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีขนาดค่อนข้างกะทัดรัด มีจำนวนอุปกรณ์และชิ้นส่วนไม่มาก และอุปกรณ์เหล่านั้นก็ถูกวางไว้ใกล้ๆ กัน จึงอาจทำให้อัตราปริมาณรังสี (Dose rate) ที่นอกอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (หรือที่ห้องควบคุม (control room)) สูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ [22] แต่การวางแผนการเดินเครื่องที่ดี (เช่น การงดการตรวจเช็คอุปกรณ์ระหว่างเดินเครื่อง) หรือการกำบังรังสีของห้องควบคุมที่ดีก็สามารถช่วยลดปริมาณรังสีที่พนักงานเดินเครื่องจะได้รับได้

5.3 การวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสังคม

ปัจจัยทางสังคมเป็นปัจจัยที่ผู้ผลิตและประเทศที่มีแผนการที่จะผลิตไฟฟ้าโดยใช้พลังงานนิวเคลียร์ให้ความสำคัญมาก โดยเฉพาะหลังจากเกิดอุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ฟุกุชิมะไดอิจิ ประเทศญี่ปุ่น เนื่องจากอุบัติเหตุดังกล่าวได้ก่อให้เกิดผลกระทบในวงกว้าง มีการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีออกสู่บรรยากาศเป็นจำนวนมาก [27] ประชาชนกว่า 140,000 คนต้องอพยพออกจากที่อยู่และที่ทำกินของตน [28] และกว่าครึ่งไม่สามารถกลับเข้าไปได้เป็นเวลาหลายปีทั้งยังมีพื้นที่หลายพันตารางกิโลเมตรที่จำเป็นต้องมีการกำจัดการปนเปื้อนสารกัมมันตรังสี ซึ่งผลกระทบเหล่านี้ทำให้ประชาชนทั้งในประเทศญี่ปุ่นและประเทศอื่นๆ ทั่วโลก รวมทั้งประเทศไทยที่เคยสนับสนุนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์จำนวนมากหันมาต่อต้าน ซึ่งทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 50 เครื่องทั่วญี่ปุ่นต้องหยุดการเดินเครื่องเป็นเวลาหลายปี [29] และแผนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในหลายประเทศรวมทั้งประเทศไทยต้องเลื่อนออกไปหรือถูกยกเลิก [30]

ในส่วนของการวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในเชิงสังคมนี้ จะพิจารณาเฉพาะปัจจัยทางด้านเทคนิคที่สามารถส่งผลกระทบทางสังคมเป็นหลัก โดยจะกล่าวถึงปัจจัยที่มีศักยภาพ (Potential) ในการเพิ่มความเชื่อมั่นหรือการยอมรับของสาธารณะ (public acceptance) โดยเฉพาะประเด็นที่เกี่ยวข้องกับอุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ได้กล่าวมาข้างต้น และปัจจัยที่มีศักยภาพในการช่วยควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ (nuclear proliferation) ซึ่งเป็นปัจจัยสำคัญให้ได้มาซึ่งการยอมรับจากนานาชาติ โดยจะชี้ให้เห็นถึงศักยภาพของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เมื่อเปรียบเทียบกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

นอกจากปัจจัยที่กล่าวมาข้างต้นแล้วยังมีเรื่องของหลักธรรมาภิบาล (Good Governance) สำหรับการบริหารจัดการโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ซึ่งเป็นปัจจัยที่สำคัญทางด้านสังคม แต่ไม่ได้ถูกนำมาพิจารณาเนื่องจากไม่อยู่ในขอบเขตของงานวิจัยนี้ และยังมีข้อจำกัดของเอกสารอ้างอิง[2]

[2] หลักธรรมาภิบาลสำหรับการบริหารจัดการโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่สามารถอ้างอิงได้จากเอกสาร GSR Part 1 on Governmental, Legal, and Regulatory Framework for Safety และ INSAG-20 on Stakeholder Involvement in Nuclear Issues

5.3.1 ศักยภาพในการเพิ่มการยอมรับจากประชาชน

ศักยภาพในการเพิ่มการยอมรับจากประชาชนแบ่งออกเป็น 2 ส่วน คือ

1. ลักษณะเฉพาะที่ช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ปลอดภัยมากขึ้น (รวมทั้งระบบความปลอดภัยแบบแพสซิฟ การลดความน่าจะเป็นในการเกิดอุบัติเหตุและการลดผลกระทบจากอุบัติเหตุ)
2. ขนาดที่เล็กลงของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน

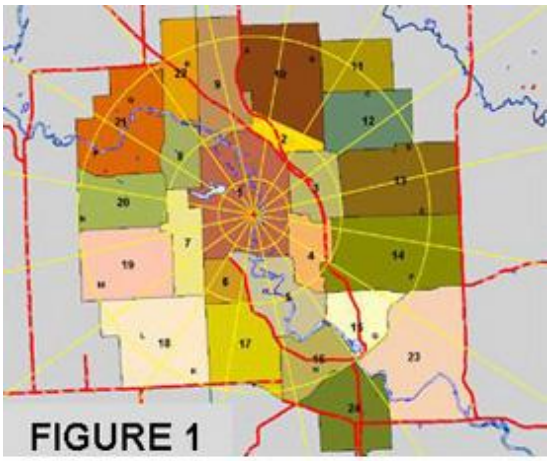
5.3.1.1 ลักษณะเฉพาะที่ช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ปลอดภัยมากขึ้น

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีลักษณะเฉพาะหลายอย่างที่มีศักยภาพในการช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีความปลอดภัยมากยิ่งขึ้น ซึ่งสามารถนำมาใช้ในการอธิบายเพื่อสร้างความเข้าใจให้กับประชาชน ยกตัวอย่างเช่น การมีระบบความปลอดภัยระบบแพสซิฟ (passive safety system) รวมถึงการที่มีอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่จมอยู่ใต้น้ำในขณะเดินเครื่อง สองปัจจัยนี้สามารถป้องกันการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้นานถึง 72 ชั่วโมง ในกรณีอุบัติเหตุที่เกิดจากการสูญเสียแหล่งพลังงานไฟฟ้าทั้งหมด[16] ซึ่งเป็นอุบัติเหตุลักษณะเดียวกันกับที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ และจากที่ได้กล่าวไปแล้วในข้อ 5.2.1 การนำเครื่องผลิตไอน้ำ (steam generator) กับเครื่องเพิ่มความดัน (pressurizer) เข้าไปไว้ในถังบรรจุแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ช่วยป้องกันอุบัติเหตุท่อส่งน้ำขนาดใหญ่แตก (large break loss of coolant accident: large break LOCA) ซึ่งเป็นอุบัติเหตุสำคัญที่อาจก่อให้เกิดการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ นอกจากนี้ การลดลงของปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และการมีปริมาณสารหล่อเย็นมากเมื่อเปรียบเทียบกับกำลังความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ยังช่วยลดปริมาณสารกัมมันตรังสีที่จะถูกปลดปล่อยสู่บรรยากาศ รวมถึงยืดเวลาที่จะใช้ในการจัดการเพื่อลดผลกระทบของอุบัติเหตุได้อีกด้วย นอกจากลักษณะเฉพาะเหล่านี้จะช่วยลดผลกระทบที่อาจเกิดต่อสุขภาพแล้ว ยังสามารถช่วยลดผลกระทบอื่นๆ ของอุบัติเหตุที่อาจเกิดขึ้นได้อีกด้วย เช่น ลดปริมาณผู้คนที่จะต้องอพยพหรือย้ายถิ่นฐาน (หรืออาจไม่ต้องมีการอพยพเลย) และลดขนาดพื้นที่ที่จำเป็นจะต้องมีการกำจัดการปนเปื้อนทางรังสีหากสามารถแสดงให้ประชาชนเห็นได้ว่าความรุนแรงและผลกระทบของอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์น้อยกว่าหรือไม่แตกต่างจากโรงไฟฟ้าประเภทอื่นๆ (เช่น โรงไฟฟ้าพลังงานถ่านหิน โรงไฟฟ้าพลังงานน้ำมัน หรือโรงไฟฟ้าพลังงานก๊าซธรรมชาติ) การทำความเข้าใจกับประชาชนก็อาจจะเป็นไปได้ง่ายขึ้น

5.3.1.2 ขนาดที่เล็กลงของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน

การลดลงของปริมาณสารกัมมันตรังสีในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ทำให้พื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินมีขนาดเล็กลง หรือในบางกรณีอาจไม่จำเป็นต้องมีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (ดูข้อ 5.2.2) การมีขนาดพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินที่เล็กลง ทำให้การทำความเข้าใจกับเขตปกครองส่วนท้องถิ่นที่จะนำเอาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เข้าไปติดตั้งเป็นไปได้ง่ายขึ้น ยกตัวอย่างเช่น จากตัวอย่างการกำหนดเขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินตามรูปที่ 5.4 จะเห็นได้ว่า เขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินครอบคลุมเขตปกครองส่วนท้องถิ่นถึง 24 เขต ทำให้การเจรจาเพื่อเตรียมการรับมือเหตุฉุกเฉินซึ่งเป็นสิ่งที่จำเป็นต้องทำในช่วงการเจรจาเพื่อติดตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ต้องทำกับเขตปกครองส่วนท้องถิ่นถึง 24 แห่ง (ในทางปฏิบัติอาจสามารถเจรจากับผู้ว่าราชการจังหวัดเพียงคนเดียวได้ แต่อย่างไรก็ยังจำเป็นต้องมีการทำความเข้าใจกับทุกเขตปกครองที่เกี่ยวข้องอยู่) แต่หากเขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินลดลงจน

เหลือเพียง 3.5–429% ตามที่มีการประเมินในข้อ 5.2.2 แล้ว จำนวนเขตการปกครองส่วนท้องถิ่นน่าจะลดลงมาก หรืออาจจะเหลือเพียงแห่งเดียว ซึ่งจะทำให้การเจรจาในระดับท้องถิ่นเป็นไปได้ง่ายขึ้น และทำให้ผู้ติดตั้งโรงไฟฟ้าสามารถแบ่งเวลาให้กับการทำความเข้าใจกับประชาชนส่วนรวมได้มากยิ่งขึ้น



รูปที่ 5.4 ตัวอย่างเขตพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉินที่กำหนดโดยคณะกรรมาธิการกำกับดูแลนิวเคลียร์แห่งสหรัฐอเมริกา [31]

5.3.2 ศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วนใหญ่มีลักษณะเฉพาะที่ช่วยให้ศักยภาพในการควบคุมเทียบเท่าหรือดีกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในปัจจุบัน [13], [15] ยกตัวอย่างเช่น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบใช้น้ำจะใช้เชื้อเพลิงยูเรเนียมเสริมสมรรถนะที่มียูเรเนียม-235 น้อยกว่า 20 % (low enriched uranium) และมีการออกแบบองค์ประกอบของเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วให้เกิดการดัดแปลงเป็นอาวุธนิวเคลียร์ได้ยาก ซึ่งเหมือนกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้น้ำขนาดใหญ่ ส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กอุณหภูมิสูงหล่อเย็นด้วยก๊าซ จะถูกออกแบบให้มีค่าเบิร์นอัพ (burn-up) สูง (มีอายุการใช้งานในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ยาวนาน) ซึ่งจะทำให้มีพลูโตเนียม-239 น้อยลง และให้มีสัดส่วนของวัสดุเกิดฟิชชั่นได้ (fissile material) ต่อเชื้อเพลิงน้อย สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้นิวตรอนพลังงานสูงและระบายความร้อนด้วยโลหะเหลวขนาดเล็กจะมีการออกแบบวงจรเชื้อเพลิง (fuel cycle) ให้ไม่มีการแยกพลูโตเนียมกับยูเรเนียมออกจากกันตลอดวงจร และมีการเปลี่ยนองค์ประกอบของพลูโตเนียมในเชื้อเพลิงให้มีสัดส่วนของพลูโทเนียม-238 มากขึ้น และเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบใช้นิวตรอนพลังงานสูงและระบายความร้อนด้วยโลหะเหลวขนาดเล็กบางรูปแบบ เช่น เครื่อง 4S ของประเทศญี่ปุ่น จะถูกออกแบบให้ไม่มีการเติมเชื้อเพลิงในที่ (on-site refueling) ตลอดอายุการใช้งาน [32] ซึ่งจะทำให้การนำเชื้อเพลิงออกไปใช้ในวัตถุประสงค์อื่นเป็นไปได้ยากขึ้น ทั้งยังทำให้ไม่ต้องกังวลเรื่องการสั่งซื้อเชื้อเพลิงตลอดอายุการใช้งาน เป็นการเพิ่มความมั่นคงทางพลังงาน (energy security) ได้อีกทางหนึ่งด้วย

นอกจากนี้ ด้วยขนาดที่เล็กของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ทำให้สามารถนำโครงสร้างแบบดุมล้อ (hub-and-spoke configuration) มาประยุกต์ใช้ได้ง่ายขึ้น โครงสร้างแบบดุมล้อเป็นโครงสร้างที่ทุกกระบวนการที่มีความเสี่ยงต่อการแพร่กระจายของวัสดุนิวเคลียร์ เช่น การเสริมสมรรถนะ

ยูเรเนียม (uranium enrichment) หรือการนำเชื้อเพลิงกลับมาใช้ใหม่ (fuel reprocessing) จะอยู่เฉพาะที่ศูนย์กลางที่เรียกว่า nuclear park และศูนย์กลางนี้จะทำหน้าที่ส่งเชื้อเพลิง หรือส่งตัวเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ไปให้ผู้ซื้อ และเมื่อผู้ซื้อใช้เสร็จแล้วก็จะส่งกลับมาที่ศูนย์กลางอีกครั้ง [33] หากนำโครงสร้างนี้มาใช้ได้ การควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์ก็จะสามารถทำได้ในระดับภูมิภาค ซึ่งทำให้การตรวจสอบต่างๆ เป็นไปได้ง่ายขึ้น

5.3.3 การมีส่วนร่วมของประชาชนในกระบวนการการขอใบอนุญาต

มีการอภิปรายในส่วนนี้ระหว่างการประชุม INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability ครั้งที่ 6 ณ กรุงเวียนนา ประเทศออสเตรีย ซึ่งได้มีการตั้งข้อสังเกตที่ควรมีการพิจารณาเกี่ยวกับการมีส่วนร่วมของประชาชนในกระบวนการขออนุญาตว่ามีความแตกต่างกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่อย่างไร โดยมีประเด็นที่มีการพูดคุยกันดังนี้ [35]

1. เกณฑ์และนโยบายใดบ้างสำหรับการเลือกสถานที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ควรเปิดให้ประชาชนรับทราบ
2. ผลกระทบทางสิ่งแวดล้อมใดบ้างที่เกิดขึ้นระหว่างการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ควรเปิดให้ประชาชนเข้ามามีส่วนร่วม
3. มีนโยบายในระดับชาติหรือนานาชาติใดบ้างที่เกี่ยวข้องกับการประเมินผลกระทบสิ่งแวดล้อม
4. หน่วยงานใดบ้างเป็นผู้รับผิดชอบในการทำงานร่วมกับประชาชน ในระหว่างกระบวนการการขออนุญาตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
5. ประชาชนกลุ่มใดควรได้รับเลือกให้เป็นผู้ประเมินการวิเคราะห์ความเสี่ยงเกี่ยวกับผลกระทบของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่มีต่อสิ่งแวดล้อม
6. มีแผนฉุกเฉินใดบ้างที่ประชาชนซึ่งอาศัยอยู่บริเวณโดยรอบโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ควรทราบ และควรจะทำอย่างไรให้ประชาชนเหล่านั้นสามารถเข้ามีส่วนร่วมอย่างมีประสิทธิภาพและประสิทธิผล

อย่างไรก็ตามในขณะนี้ ที่ประชุมยังไม่มีข้อสรุปออกมาเป็นเอกสารใดๆ แต่คาดว่าจะมีการบรรจุเป็นหัวข้ออภิปรายในการประชุมครั้งถัดไป

เอกสารอ้างอิง

[1] Subki, M. Approach for reactor technology assessment and selection: case study on SMRs. Nuclear Energy Management School [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา: International Atomic Energy Agency

[2] Nuclear Energy Agency. Projected costs of generating electricity. 2010 Edition. OECD/NEA study. 2011.

[3] Lokhov, A. Current status, technical feasibility and economics of small nuclear reactors. OECD/NEA study. 2011.

[4] Ingersoll, D.Deliberately small reactors and the second nuclear era. Progress in Nuclear Energy51 (พฤษภาคม-กรกฎาคม 2009): 589-603.

[5] Moore, F.Economies of scale: some statistical evidence. Quarterly Journal of Economics 73 (พฤษภาคม 1959) : 232-245.

[6] วิกิพีเดีย สารานุกรมเสรี. Square-cube law [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: http://en.wikipedia.org/wiki/Square-cube_law

[7] Nuclear Energy Agency. Reduction of capital costs of nuclear power plants. OECD. 2000.

[8] Paulson, C.Westinghouse AP1000 advanced plant simplification results, measures, and benefits. 2006.

[9] Rouillard, J., et al. Technical and economic evaluation of portable water production through desalination of sea water by using nuclear energy and other means. 1992.

[10] Rosner, R., and Goldberg, S. Small modular reactors – keys to future nuclear power generation in the U.S. The University of Chicago. 2011.

[11] Carelli, M., et al. Economic features of integral modular small-to-medium size reactor. Progress in Nuclear Energy 52 (พฤษภาคม 2010) : 403-414.

[12] Carelli, M., et al. The design and safety features of the IRIS reactor. Nuclear Engineering and Design 230 (2004) : 151-167.

[13] Kuznetsov, V.Options for small and medium sized reactors (SMRs) to overcome loss of economies of scale and incorporate increased proliferation resistance and energy security. Progress in Nuclear Energy 50 (2008) : 242-250.

[14] Kuznetsov, V., and Barkatullah, N. Approaches to assess competitiveness of small and medium sized reactors. Proceedings of International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors. 2009.

[15] International Atomic Energy Agency. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005: reactors with conventional refueling schemes. IAEA-TECDOC-1485. 2006.

[16] Kessides, I., et al. Small modular reactor for enhancing energy security in developing countries. Sustainability 4 (2012) : 1806-1832.

[17] Carrelli, M., et al. Economic Comparison of Different Size Nuclear Reactors. Proceedings IJM Cancun. 2007.

[18] Boarin, S., et al. Valutazioni economiche con validazione-applicazionedei modelli economico-finanziari. ENEA. 2011.

[19] Solan, D., et al. Economic and Employment Impacts of Small Modular Nuclear Reactors. The Energy Policy Institute. 2010.

[20] Wesoff, E., et al. Small modular nuclear reactors: The economies of small.2009.

[21] การไฟฟ้านครหลวง. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: http://www.mea.or.th/

[22] Nuclear Energy Institute. Small Modular Reactor Source Terms.2012.

[23] Office of Nuclear Regulatory Research. State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report. United States Nuclear Regulatory Comission. 2012.

[24] United States Nuclear Regulatory Comission. Emergency Planning Zones [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: www.nrc.gov/about-nrc/emerg-preparedness/about-emerg-preparedness/planning-zones.html

[25] Homann, S. HotSpot Health Physics Codes Version 2.07.2 User's Guide. Lawrence Livermore National Laboratory. 2011.

[26] International Commission on Radiological Protection. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103 (2007)

[27] Terada, H.,et al. Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion. Journal of Environmental Radioactivity112 (2012):141-54.

[28] Prime Minister of Japan and His Cabinet. Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on nuclear safety - Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations. 2011.

[29] Kyodo. Oi's reactor 3 first to go critical after Fukushima. The Japan Times Online [ออนไลน์]. 2012. แหล่งที่มา: http://wearechangetv.us/2012/07/ois-reactor-3-first-to-go-critical-after-fukushima/#axzz2bpRo4b00

[30] สำนักงานนโยบายและแผนพลังงาน.การปรับปรุงแผนพัฒนากำลังผลิตไฟฟ้าของประเทศไทย พ.ศ. 2553-2573 ฉบับปรับปรุงครั้งที่ 3 (PDP 2010 ฉบับปรับปรุงครั้งที่ 3). กระทรวงพลังงาน. 2012.

[31] United States Nuclear Regulatory Comission. Typical 10-Mile Plume Exposure Pathway EPZ Map [ออนไลน์]. 2012. แหล่งที่มา: www.nrc.gov/about-nrc/emerg-preparedness/about-emerg-preparedness/planning-zones/10-mile-plume-exposure.html

[32] International Atomic Energy Agency. Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends. Final report of a technical meeting held in Vienna, 7–11 June 2004. 2005.

[33] Feiveson, H.The search for proliferation-resistant nuclear power.Journal of Federation of American Scientists 54 (2001): 1-9.

[34] Rothwell, G. Small Modular Reactors: Costs, Waste and Safety Benefits. National Energy Policy Institute. 2012.

[35] International Atomic Energy Agency, INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability: Licensing and Safety Issues for Small and Medium-sized Reactors (SMRs): GROUP 5: Public Participation in SMR Licensing Process 29 July – 2 August 2013, IAEA Headquarters, Vienna, Austria

บทที่ 6
บทสรุป และข้อแนะนำสำหรับประเทศไทย

6.1 ข้อสรุปสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

6.2 การประเมินเทคโนโลยี

6.3 ข้อเสนอแนะสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย

6.4 ระยะเวลาที่เหมาะสมในการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้ในประเทศไทย

6.5 ข้อเสนอแนะ

บทที่ 6
บทสรุป และข้อแนะนำสำหรับประเทศไทย

6.1 ข้อสรุปสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ถูกพัฒนาขึ้นในหลายประเทศทั่วโลก โดยมีจุดประสงค์เพื่อใช้งานในลักษณะหลากหลาย โดยส่วนใหญ่มุ่งพัฒนาเพื่อการผลิตกระแสไฟฟ้า โดยมีความคาดหวังว่าจะลดความซับซ้อนของระบบและรูปแบบเพื่อให้ง่ายต่อการใช้งาน อีกทั้งให้มีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าที่ต่ำลง และใช้พื้นที่สำหรับโรงไฟฟ้าที่น้อยลง รวมทั้งมีการออกแบบให้มีความปลอดภัยระดับสูงสามารถตอบสนองกับความผิดปกติรูปแบบต่างๆได้เป็นอย่างเหมาะสมและปลอดภัย ปัจจุบันเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่ได้รับการพัฒนามีมากกว่า 45 เทคโนโลยี โดยมีรูปแบบที่มีการใช้สารหล่อเย็นที่แตกต่างกันไป เช่น แบบใช้น้ำเป็นสารหล่อเย็น แบบใช้ก๊าซเป็นสารหล่อเย็น หรือแบบใช้โลหะเป็นสารหล่อเย็น เป็นต้น สำหรับโครงการวิจัยนี้ได้คัดเลือกเทคโนโลยีที่คาดว่าจะมีความเหมาะสมกับประเทศไทยโดยอาศัยข้อกำหนดพื้นฐานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ เช่น ชนิดของสารหล่อเย็น และ รูปแบบของเทคโนโลยี เป็นต้น ซึ่งพบว่ามีเทคโนโลที่น่าสนใจจำนวน 6 เทคโนโลยี คือ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower (สหรัฐอเมริกา), NuScale (สหรัฐอเมริกา), SMART (เกาหลีใต้), CAREM-25 (อาร์เจนตินา), ACP-100 (จีน) และ KLT-40s (รัสเซีย) นอกจากนี้ ได้ทำการเปรียบเทียบข้อเด่น-ข้อด้อยโดยรวมระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์กับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ ผลจากการศึกษาพบว่า โดยหลักการเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไม่ได้มีความแตกต่างจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่มากนัก อุปกรณ์และระบบหลายๆ ส่วนคล้ายคลึงกันโดยมีการย่อส่วนให้มีความเหมาะสมตามขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีขนาดเล็กลง ผลการศึกษาข้อเด่น-ข้อด้อยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สามารถสรุปได้ ดังนี้

<u>ข้อเด่น</u>

ประเด็นด้านเทคนิค

- มีระบบการทำงานมีความซับซ้อนน้อยลง เพื่อให้ง่ายต่อการใช้งานและช่วยลดโอกาสในการเกิดอุบัติเหตุและเหตุการณ์ที่อาจก่อให้เกิดความเสียหายต่อแกนปฏิกรณ์
- ใช้หลักการลดการทำงานของระบบสร้างความดันโดยกำลังไฟจากภายนอกเช่น การไหลเวียนของสารหล่อเย็นโดยอาศัยแรงโน้มถ่วงและหลักการความร้อนตามธรรมชาติ (Natural Circulation) ทำให้สามารถทำงานต่อไปในกรณีที่ไม่มีไฟภายนอกได้

- มีขนาดกำลังผลิตที่เล็กลงจะช่วยเพิ่มโอกาสที่จะก่อสร้างในพื้นที่มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กหรือในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือในพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่มีการพัฒนาไม่มากนัก
- สามารถสร้างได้หลายๆยูนิตในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน
- สามารถนำไปทดแทนโรงงานไฟฟ้ารูปแบบอื่น เช่น โรงไฟฟ้าก๊าซธรรมชาติ โรงไฟฟ้าถ่านหิน เป็นต้น ได้ง่ายเนื่องจากกำลังการผลิตไฟฟ้าไม่ต่างกัน
- ความสามารถใช้ความร้อนที่ผลิตได้ในอุตสาหกรรมอื่นได้ เช่น กลั่นน้ำทะเลและการผลิตไฮโดรเจน

ประเด็นผลกระทบต่อสุขภาพ

- มีปริมาณสารกัมมันตรังสีต่อ 1 แกนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์น้อย จึงทำให้มีพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (emergency preparedness zone) แคบลงกว่าพื้นที่ฉุกเฉินของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

ประเด็นด้านเศรษฐศาสตร์

- ขนาดที่เล็กลงของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และการผลิตเป็นจำนวนมาก อาจจะสามารถช่วยลดค่าใช้จ่ายในการผลิตไฟฟ้า และขนาดที่เล็กลงก็ช่วยให้ความยืดหยุ่นในการลงทุนสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

ประเด็นด้านสังคม

- มีโอกาสได้รับการยอมรับจากประชาชนและมีศักยภาพในการควบคุมการแพร่กระจายของอาวุธนิวเคลียร์มากกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่

ข้อด้อย

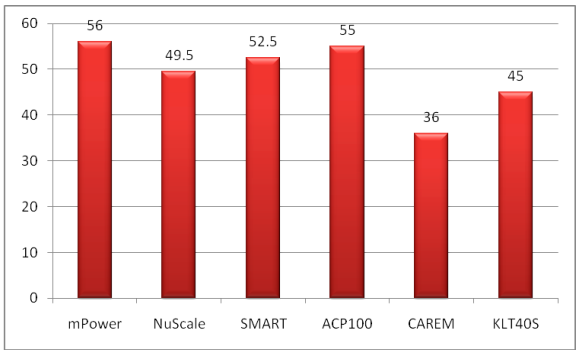
- การใช้ระบบไหลเวียนสารหล่อเย็นตามแรงโน้มถ่วงและหลักการพาความร้อนตามธรรมชาติ (Natural circulation) ในการเดินเครื่องปกติ ช่วยด้านการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์ให้ง่ายขึ้น แต่ทำให้การดำเนินยากขึ้นเนื่องจากไม่เคยมีประสบการณ์มาก่อน
- ด้านประสิทธิภาพเชิงพลังงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์นั้นพบว่ามีค่าด้อยกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่เพียงเล็กน้อย
- เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กบางเทคโนโลยีมีการนำนวัตกรรมหรือระบบใหม่มาใช้ซึ่งยังไม่เคยมีการนำใช้งานมาก่อนจึงอาจไม่เข้าข่ายว่าเป็นเทคโนโลยีที่ผ่านกาพิสูจน์มาแล้ว (proven technology) จึงเป็นปัจจัยหรือพารามิเตอร์หนึ่งที่ถูกนำใช้ในการประเมินเทคโนโลยี
- ขาดการประหยัดต่อขนาด และประสบการณ์ในการก่อสร้างและการเดินเครื่อง ทำให้ผลการประเมินค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้ามักออกมาสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่
- หากมีการใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์หลายยูนิตในสถานีเดียวกัน จะเพิ่มโอกาสในการเกิดอุบัติเหตุพร้อมกันในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มากกว่า 1 เครื่อง ซึ่งจะนำไปสู่ผลกระทบที่มากขึ้น

6.2 การประเมินเทคโนโลยี

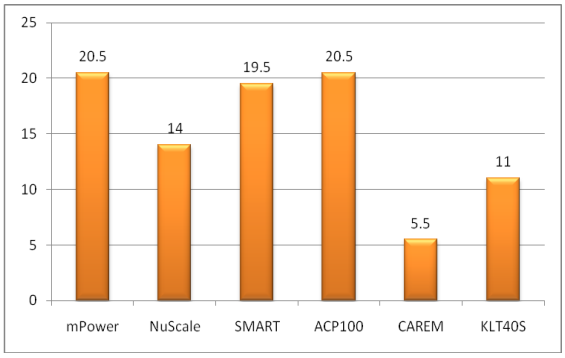
การศึกษานี้ได้ทำการประเมินเทคโนโลยีโดยข้อมูลด้านเทคนิคที่สืบค้นได้ ณ ปัจจุบัน และเพียงพอที่สามารถนำมาใช้ประเมินเชิงลึกได้ โดยใช้หลักการประเมินที่แนะนำโดยทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (IAEA) ซึ่งในการศึกษานี้ได้คัดเลือกเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 6 เทคโนโลยี ได้แก่ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower NuScale SMART CAREM-25M ACP-100 และ KLT-40s ทั้งหมดเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้น้ำมวลเบาหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ และเป็นแบบ Integral PWR ยกเว้น KLT-40s ที่เป็น PWR แบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบลอยน้ำ (barge-mounted floating NPP) โดยมีหัวข้อหลักและคะแนนที่ใช้ในการพิจารณา 5 เกณฑ์ ดังนี้

1. ลักษณะทางเทคนิคและความสามารถ (Technical Characteristics and Performance) 40 คะแนน
2. ความปลอดภัยของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ (Nuclear Plant Safety) 20 คะแนน
3. สถานะของการขออนุญาตและการใช้งาน (Deployment status , schedule, Licensability) 10 คะแนน
4. ความสามารถในการผลิตชิ้นส่วนและก่อสร้างของบริษัทผู้ผลิต (Constructability & Manufacturability) 10 คะแนน
5. ความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้ง (Plant and site security) 5 คะแนน

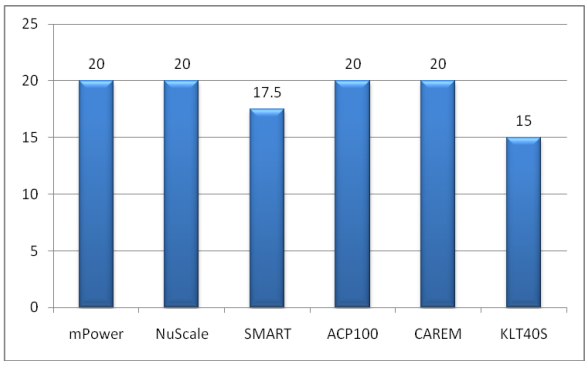
ผลการศึกษาพบว่า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower มีคะแนนที่ได้จากการประเมินสูงสุด อันดับที่สองคือ ACP-100 และลำดับสามคือ SMART ทั้งสามเทคโนโลยีนี้มีคะแนนไล่เลี่ยกันมาก อันดับสี่และห้าซึ่งมีคะแนนใกล้เคียงกันคือ NuScale กับ KLT-40S โดยมี CAREM-25 มีคะแนนเป็นอันดับสุดท้าย เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 ได้คะแนนสูงอาจเป็นเพราะว่าได้ถูกพัฒนาจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบขนาดใหญ่ที่ทันสมัยคือ AP-1000 ส่วน KLT-40s และ CAREM-25 ถึงแม้ว่าได้คะแนนสูงด้านประสบการณ์เพราะได้เรียนรู้จากการก่อสร้างที่ได้เริ่มขึ้นแล้วในขณะนี้ แต่ไม่ได้คะแนนด้านความมั่นคงปลอดภัยของโรงไฟฟ้าและที่ตั้งเพราะเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ติดตั้งอยู่สูงกว่าระดับผิวดิน รวมทั้งได้คะแนนเรื่องอื่นต่ำกว่าเทคโนโลยีอื่นๆ ดังแสดงในรูปที่ 6.1



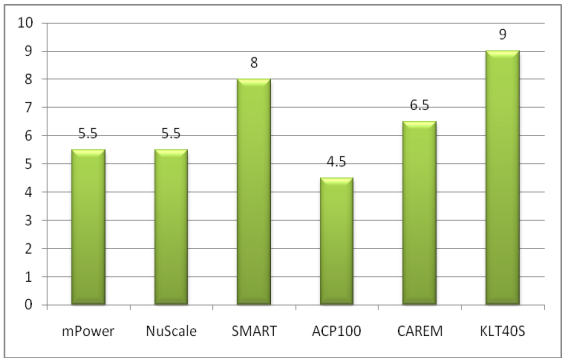
ลำดับคะแนนรวมของเครื่องปฏิกรณ์ทั้ง 6 ประเภท



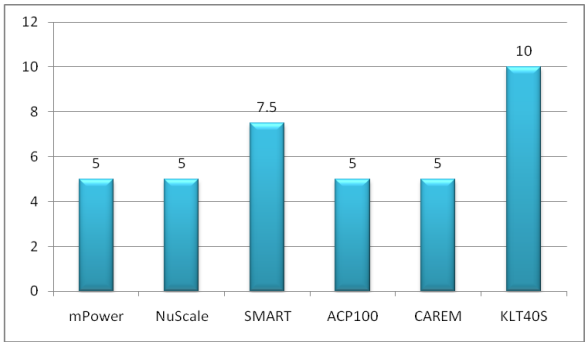
Technical Characteristics and Performance



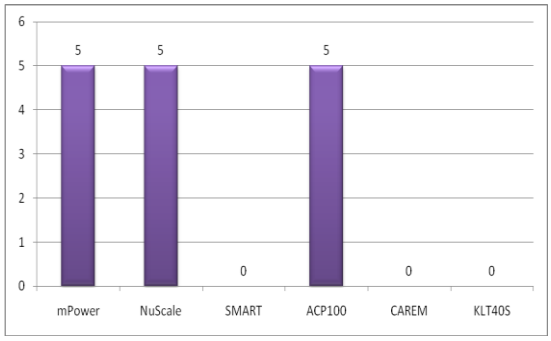
Nuclear Plant Safety



Deployment status, schedule, Licensability



Constructability & Manufacturability



Plant and site security

รูปที่ 6.1 คะแนนการประเมินเทคโนโลยีทั้ง 6 เทคโนโลยีในการศึกษานี้

<u>วิจารณ์</u>

หลักการประเมินเทคโนโลยีโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ของทบวงการปรมาณูระหว่างประเทศได้กำหนดหัวข้อหลักของลักษณะสำคัญทางเทคนิคของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ในหลายประเด็น ซึ่งบางประเด็นไม่ได้ถูกพิจารณาในการศึกษาครั้งนี้เนื่องจากไม่มีข้อมูลเพียงพอ ทั้งนี้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ส่วน

ใหญ่อยู่ในช่วงการวิจัยและพัฒนาปรับปรุงเทคโนโลยี และการขออนุญาตการออกแบบ (Design Certificate) โดยคาดว่าจะมีการเริ่มใช้งานจริงภายหลังปี ค.ศ. 2020 จึงไม่มีข้อมูลหลายส่วนจากการใช้งานจริง การประเมินในการศึกษานี้จึงทำภายใต้ข้อจำกัดของข้อมูลมาก การประเมินจึงเป็นแบบเบื้องต้นตามข้อมูลเท่าที่ปรากฏในช่วงเวลาการศึกษานี้ (ม.ค.2556-มิ.ย.2557) เท่านั้น ดังนั้น หากมีการทำการประเมินเทคโนโลยีอีกในอนาคต ลำดับของเทคโนโลยีที่ได้จากการประเมินอาจเปลี่ยนไปจากการศึกษานี้

ด้านการพิจารณาประสบการณ์ของผู้ผลิตแต่ละแห่ง ต้องพิจารณาด้วยว่าผู้ผลิตมีประสบการณ์ในการด้านอะไรบ้าง เช่น B&W มีประสบการณ์ในการผลิตชิ้นส่วนอุปกรณ์ แต่แทบไม่เคยทำการก่อสร้าง

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทุกตัวยกเว้น KLT มีชิ้นส่วนอุปกรณ์แบบใหม่อยู่ทั้งสิ้น ซึ่งบางผู้ผลิตอาจจะไม่ระบุข้อมูลไว้ แต่ชิ้นส่วนอุปกรณ์แบบใหม่เหล่านี้ได้รับการ verify & validate แล้ว

6.3 ข้อเสนอแนะสำหรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย

จากผลการศึกษาจะพบว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มีข้อเด่นหลายประการดังที่สรุปไว้ในข้อ 6.1 อย่างไรก็ตาม เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์เหล่านี้ยังเป็นเทคโนโลยีใหม่และอยู่ในช่วงของการพัฒนา ในปัจจุบันยังไม่มีการนำมาใช้งานจริง การนำเทคโนโลยีแบบใหม่ (First of a kind, FOAK) ที่แม้จะมีการทดลองก่อสร้างและดำเนินการภายในประเทศผู้ผลิตเทคโนโลยีซึ่งเป็นผู้ได้รับอนุญาตการรับรองแบบก็ตาม แต่หากนำไปก่อสร้างและใช้ในสถานที่ใหม่ เช่น ประเทศไทย ย่อมมีหลายปัจจัยรวมทั้งสภาวะแวดล้อมที่แตกต่างหรือมีการเปลี่ยนแปลงไปจากที่ออกแบบไว้ อาจทำให้ต้องมีการปรับปรุงหรือพัฒนาบางระบบใหม่ให้เหมาะสมกับการนำไปใช้จริงในสถานที่นั้นๆ ประเทศไทยซึ่งไม่มีประสบการณ์ในการก่อสร้างและการดำเนินงานโรงไฟฟ้านิวเคลียร์เลยจึงไม่ควรเร่งรีบที่จะนำเทคโนโลยีนี้มาใช้เพราะอาจทำให้การลงทุนบานปลาย ดังนั้น จึงควรลงทุนใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ซึ่งมีความคุ้มค่าในเชิงเศรษฐศาสตร์ก่อนดีกว่า แม้การลงทุนสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่นั้นต้องใช้เงินลงทุนที่สูงกว่าแต่ความเสี่ยงนั้นน้อยกว่าเนื่องจากเทคโนโลยีเข้าสู่สภาวะอิ่มตัว (mature state) แล้ว

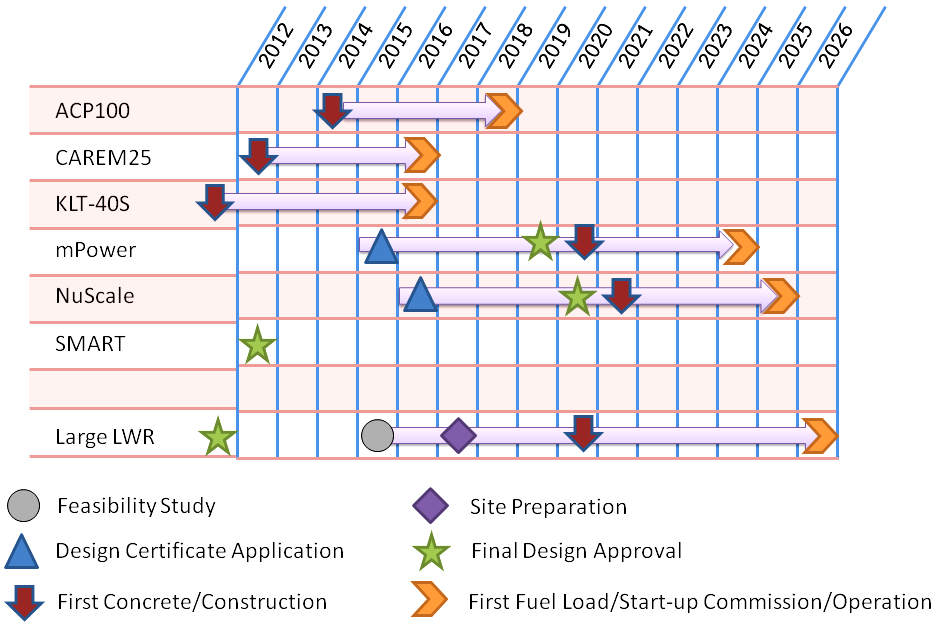
6.4 ระยะเวลาที่เหมาะสมในการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้ในประเทศไทย

ในอนาคตหากประเทศไทยสนใจที่จะเลือกใช้เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาผลิตไฟฟ้าหรือนำมาทดแทนโรงไฟฟ้าถ่านหินหรือก๊าซธรรมชาติที่ปลดระวางเนื่องจากสามารถใช้กับระบบสายส่งเดิมได้ หรือการนำมาใช้ในนิคมอุตสาหกรรมโดยตรงเพื่อให้ต้นทุนของการผลิตสินค้าของโรงงานในนิคมอุตสาหกรรมนั้นถูกลง หรือนำมาประยุกต์ใช้ในงานด้านอื่นๆ เช่น การผลิตน้ำจืดจากน้ำทะเล แหล่งพลังงานให้กับโรงงานโดยตรง ประเด็นมีอยู่ว่า ประเทศไทยต้องวางแผนระยะเวลาที่เหมาะสมที่จะนำเทคโนโลยีเหล่านี้เข้าสู่ระบบได้เมื่อไร

จากเอกสารของทบวงการปรมาณูระหว่างประเทศได้ให้คำข้อแนะนำเกี่ยวกับกรอบเวลาสำหรับการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่ไว้[1] ซึ่งเมื่อนำมาพิจารณาเทียบกับกรอบเวลาตามแผนพัฒนาพลังงานของประเทศไทยฉบับล่าสุด (PDP 2010 rev. 3) ที่ต้องการผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ในปี พ.ศ. 2569 (ค.ศ. 2026) แล้วจะพบว่าสำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ 1000 MWe ประเทศไทยควรเริ่มการศึกษาความเป็นไปได้ของโครงการในปี 2015 และเริ่มเตรียมสถานที่ตั้งในปี 2017 และมีระยะเวลาในการก่อสร้างประมาณ 6 ปีจึงจะสามารถเดินเครื่องได้ในปี 2026 เมื่อนำมาเทียบกับข้อมูลกรอบเวลาของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ทั้ง 6 ชนิดที่คัดเลือกไว้ (ACP100 CAREM25-25M KLT-40S mPower NuScale และ SMART) จะเห็นว่า มี 5 ใน 6 เทคโนโลยีมีแผนที่จะก่อสร้างโรงไฟฟ้าแห่งแรกเสร็จและเริ่มเดินเครื่องก่อนปี 2026 โดย ACP100 CAREM-25 และ KLT-40S กำลังอยู่ในระหว่างการก่อสร้าง ส่วน mPower และ NuScale มีแผนที่จะก่อสร้างในปี ค.ศ. 2020 และ 2021 ตามลำดับตามที่แสดงไว้ในรูปที่ 6.2 ถ้าพิจารณาระยะเวลาการก่อสร้างของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ACP100 CAREM-25 และ KLT-40S พบว่าใช้ระยะเวลาทำการก่อสร้างประมาณ 4 ปี ดังนั้น หากจะต้องการที่จะผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในปี ค.ศ. 2026 ควรเริ่มการก่อสร้างใน ปี ค.ศ.2022 จึงจะเหลือเวลาในทำการศึกษาความเป็นไปได้ และ เตรียมพื้นที่ตั้งนับจากปี ค.ศ. 2015 ประมาณ 7 ปี ดังนั้น กรอบระยะเวลาที่กำหนดในแผนพัฒนา 2013 v 3 จึงมีความเป็นไปได้ที่จะจะผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ในปี ค.ศ. 2026

---

1 IAEA, *Project Management in Nuclear Power Plant Construction: Guidelines and Experience*, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.7



รูปที่ 6.2 แผนการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลลาที่มี เทียบกับแผนการก่อสร้างโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่หากต้องการใช้งานในปี พ.ศ. 2569

ส่วนการพิจารณาว่าเทคโนโลยีใดพร้อมที่จะนำมาใช้ในประเทศไทย จะเห็นว่าก่อนปี คศ. 2022 ซึ่งวางแผนว่าจะทำการก่อสร้างนั้น จากกรอบเวลาในรูปที่ 6.2 จะเห็นว่ามีเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่สร้างเสร็จก่อนปี ค.ศ 2022 พร้อมใช้งานอยู่ 3 เทคโนโลยี คือ ACP-100 คาดว่าจะเดินเครื่องในปี ค.ศ. 2018, และ CAREM-25 และ KLT-40s คาดว่าแล้วเสร็จ ปี ค.ศ. 2016 ดังนั้น หากประเทศไทยมีข้อกำหนดในการเลือกเทคโนโลยีว่าต้องมีการก่อสร้างและใช้งานแล้ว อาจต้องเลื่อนระยะเวลาการศึกษาความเป็นไปได้ไปเป็นหลัง ปี ค.ศ. 2018 จึงเหลือเวลาในการศึกษาความเป็นไปได้และเตรียมพื้นที่ตั้งประมาณ 4 ปี ก่อนเริ่มทำการก่อสร้าง

อย่างไรก็ตาม CAREM-25 ที่กำลังก่อสร้างที่ Lima เมือง Buenos Aires ใกล้กับ Atucha I และ II เป็นเพียงเครื่องต้นแบบสำหรับใช้พัฒนารุ่น CAREM100 ซึ่งเป็นรุ่นที่จะนำมาใช้งานจริงต่อไป จึงมิใช่เครื่องที่บริษัทผู้ผลิตต้องการจำหน่าย เช่นเดียวกับรุ่น KLT-40S ซึ่งกำลังก่อสร้างและจะเริ่มเดินเครื่องในปี 2016 นั้นล่าสุดบริษัทผู้ผลิต KLT-40S ก็ได้ประกาศว่าจะไม่ผลิตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์รุ่นนี้อีกต่อไป แต่จะนำประสบการณ์ของ KLT-40S ไปใช้ในการพัฒนาเครื่องรุ่นอื่นแทน อีกทั้งในผลการประเมิน KLT-40s ได้คะแนนเป็นลำดับที่ 5 เพราะเป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่ติดตั้งอยู่สูงกว่าระดับผิวดินและมีคะแนนเรื่องอื่นต่ำกว่าเทคโนโลยีอื่นๆด้วย ส่วนเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศสหรัฐอเมริกา คือ mPower และ NuScale ยังอยู่ในระหว่างขั้นตอนขออนุญาต ขณะนี้ก็ยังมิได้รับใบอนุญาตจากหน่วยงานกำกับดูแลทางนิวเคลียร์ของสหรัฐ (US NRC) โดยมี

แผนที่จะยื่นขอรับรองใบอนุญาตการออกแบบในปี ค.ศ. 2015 และ 2016 ตามลำดับ และมีแผนที่จะก่อสร้างแล้วเสร็จในปี ในปี ค.ศ. 2024 และ 2025 ตามลำดับ

ในขณะที่เทคโนโลยี SMART ซึ่งได้รับใบอนุญาตการออกแบบแล้วแต่ยังไม่มีการสั่งซื้อหรือการก่อสร้างเลย จึงอาจไม่เป็นไปตามข้อกำหนดที่ว่าต้องเป็นเทคโนโลยีที่มีการก่อสร้างและใช้งานแล้วจึงทำให้มีข้อมูลประกอบการตัดสินใจในการคัดเลือกเทคโนโลยีไม่เพียง

ดังนั้น เมื่อพิจารณากรอบเวลาตามรูปที่ 6.2 ประกอบกับข้อมูลข้างต้น จึงเห็นว่ามี ACP100 เพียงเทคโนโลยีเดียวที่มีความเป็นไปได้มากที่สุดที่จะสามารถนำมาใช้ในประเทศไทยหากต้องการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์ในปี 2026 เนื่องจากเป็นตามข้อกำหนด ผู้ผลิตมีความต้องการที่จะจำหน่ายและอยู่ในกรอบเวลาของ PDP 2013 rev3

<u>วิจารณ์</u>

1. หากพิจารณาเรื่องการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไปใช้งานในพื้นที่ห่างไกลและเคลื่อนย้ายได้สะดวก KLT-40 เป็นเทคโนโลยีเดียวใน 6 เทคโนโลยีที่เป็นแบบลอยน้ำจึงสามารถเคลื่อนย้ายได้ และพร้อมที่จะนำมาใช้ในทันที แต่ KLT-40s มีกำลังไฟฟ้าค่อนข้างต่ำและทั้งยังมีประสิทธิภาพที่ต่ำมากด้วย เพราะฉะนั้น จึงมีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยไฟฟ้าที่สูงมาก ดังนั้น ในพิจารณาหากรวมด้านเศรษฐศาสตร์ ด้วยแล้ว KLT-40 ก็น่าจะได้คะแนนน้อยกว่าตัวอื่น ดังนั้น หากไม่นำเรื่องเศรษฐศาสตร์มาพิจารณาในการคัดเลือก KLT-40 จึงมีความเป็นไปได้มากที่สุดที่จะไปใช้งานในพื้นที่ห่างไกล

2. หากพิจารณาว่าประเทศไทยจะมีความพร้อมที่จะนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์มาใช้งานหลังปี 2026 mPower และ NuScale ก็จะเป็นตัวเลือกได้อีกทางหนึ่งเพราะขณะนี้มีการสั่งซื้อและจะสร้างทั้ง 2 เทคโนโลยีในสหรัฐอเมริกา โดยคาดว่าจะเริ่มเดินเครื่องได้ในปี ค.ศ. 2024 และ 2025 แต่อย่างไรก็ตาม เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทั้ง 2 เทคโนโลยีมีขนาดใหญ่กว่า 100 MWe โดยเฉพาะ NuScale ได้ขออนุญาตการออกแบบเป็นแบบ 12 โมดูล ดังนั้ หากต้องสร้างทคโนโลยี NuScale อาจต้องสร้างทั้ง 12 โมดูล ทำให้กำลังผลิตรวมเท่ากับ 540 MWe จึงอาจไม่เหมาะที่จะสร้างในพื้นที่เล็กๆหรือห่างไกลได้

6.5 ข้อเสนอแนะ

คณะวิจัยได้รับข้อคิดเห็นด้านสังคมและได้ให้เสนอแนะต่อร่างรายงานการวิจัยจากผู้เชี่ยวชาญ ซึ่งเป็นประโยชน์ต่อการวิจัยนี้ ดังต่อไปนี้

ข้อเสนอหลักด้านสังคมในงานวิจัยชิ้นนี้วางอยู่บน 2 ประเด็นสำคัญที่สืบเนื่องกัน กล่าวคือ ประเด็นแรกให้ความสำคัญกับตัวเทคโนโลยีที่ใช้ในการผลิตเครื่องปฏิกรณ์ ซึ่งมีการคาดการณ์ว่าจะสามารถควบคุมการแพร่กระจายของนิวเคลียร์ สามารถลดอุบัติเหตุ และลดพื้นที่ที่อาจได้รับผลกระทบเมื่อเกิดอุบัติเหตุได้ จากความสามารถทางด้านเทคโนโลยีในประเด็นที่หนึ่ง นำไปสู่ประเด็นที่สอง ที่ให้ความสำคัญต่อการยอมรับของสาธารณะ (Public acceptance) โดยงานวิจัยชี้ให้เห็นว่า เมื่อสามารถควบคุมเทคโนโลยีและใช้สอยประสิทธิภาพของเทคโนโลยีจะสร้างความเชื่อมั่นและการยอมรับจากผู้คนในสังคมสาธารณะได้

ข้อเสนอด้านสังคมที่งานวิจัยใช้ในการทำความเข้าใจและอธิบายดังกล่าว เป็นข้อเสนอที่วางอยู่บนฐานเรื่องความมั่นคงโดยรัฐเป็นสำคัญ (state security) อันเป็นฐานคิดที่เน้นการควบคุม จัดการ เพื่อให้เกิดประสิทธิภาพ ป้องกันความผิดพลาด และนำไปสู่การยอมรับ ฐานคิดในลักษณะดังกล่าวถูกใช้เป็นแนวทางหลักสำหรับการจัดการพลังงานมาตั้งแต่ในอดีต อันเป็นช่วงเวลาที่รัฐมักเป็นหน่วยงานหลักในการจัดการพลังงานในสังคม อย่างไรก็ตามในสังคมที่มีพัฒนาการด้านประชาธิปไตยอยู่ในระดับสูง และมีการเปลี่ยนฐานของการผลิตพลังงานมาสู่ระบบสมัยใหม่อย่างในสังคมไทย กรอบคิดสำหรับการจัดการพลังงานในมุมมองความมั่นคงโดยรัฐ ยังคงมีความสำคัญและจำเป็นอยู่มากเพราะรัฐยังคงเป็นกลไกหลัก ที่จะคอยจัดการกับปัญหาความล้มเหลวของตลาด รวมถึงการจัดสรรทรัพยากรด้านพลังงานให้เกิดการกระจายตัวอย่างเป็นธรรม (energy redistribution) โดยเฉพาะพลังงานจากนิวเคลียร์ที่ยังคงมีปัญหาในการจัดการกับการยอมรับอยู่มาก รัฐจึงเป็นกลไกที่จะให้หลักประกันเพื่อการสร้างการยอมรับได้อย่างมีนัยสำคัญ

นอกจากการพิจารณาการจัดการพลังงานนิวเคลียร์ในมุมมองความมั่นคงโดยรัฐแล้ว อาจจำเป็นต้องขยายการมองไปถึงความมีธรรมาภิบาล ในกระบวนการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไปใช้ เพื่อให้หลักธรรมาภิบาลเป็นหลักประกันพื้นฐานที่คอยผลักดันให้เกิดทั้งความมั่นคงทางพลังงาน (energy security) ควบคู่ไปกับความมั่นคงมนุษย์ (human security) และความเป็นธรรมทางพลังงาน (energy justice) ที่ไม่ได้หมายรวมเพียงแค่พลังงานจากเครื่องปฏิกรณ์จะสร้างผลลัพธ์ต่อคนจน คนด้อยโอกาสทางพลังงานอย่างไร แต่ยังหมายรวมไปถึงความสามารถในการประเมินความปลอดภัยจากเทคโนโลยีนิวเคลียร์ ในระดับความคุ้นชินของชีวิตได้ (self-assessed familiarity)

การพิจารณาการบริหารจัดการพลังงานนิวเคลียร์จากหลักของธรรมาภิบาลย่อมทำให้เห็นการมีส่วนร่วมผ่านจุดยืนและมุมมองที่หลากหลายต่อนิวเคลียร์ อันจะนำไปสู่การจิตนาการทางสังคมร่วมกันของการมีหรือไม่มีนิวเคลียร์ในสังคมไทย โดยเฉพาะการแบ่งปันแนวคิดเรื่องผลประโยชน์และต้นทุน ที่จะเกิดขึ้นจากการผลิตพลังงานจากนิวเคลียร์ หรือกระบวนการผลิตพลังงานจากแหล่งอื่นๆ ดังนั้นประเด็นที่อาจขยายมุมมองเพิ่มเติมจากข้อเสนอของงานวิจัยคือ หลักธรรมาภิบาล (good governance) ในกระบวนการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไปปฏิบัติ โดยอาจพิจารณาได้จากประเด็นดังต่อไปนี้

ก. **ความโปร่งใส** (Transparency) ในกระบวนการการกำหนดและการตัดสินใจเกี่ยวกับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ข. **ภาระรับผิดชอบ** (Accountability) ของหน่วยงานทั้งภาครัฐ ภาคเอกชน ภาคสาธารณะ ในฐานะผู้ใช้ ผู้ตัดสินใจ ผู้แบบรับผลกระทบจากพื้นที่ที่มีการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไปใช้

ค. **การมีส่วนร่วม** (Participation) ของผู้เกี่ยวข้องในการตัดสินใจร่วมกัน การแบ่งปันผลประโยชน์ร่วมกัน การชดเชยภาระร่วมกัน การเห็นอกเห็นใจร่วมกันระหว่างผู้มีส่วนเกี่ยวข้อง ทั้งผู้ได้ประโยชน์และผู้เสียผลประโยชน์ในเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

ง. **นิติธรรม** (Rule of law) การมีกฎหมาย ข้อบังคับที่สามารถใช้ในการจัดการกับความขัดแย้งที่อาจเกิดขึ้นจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ รวมไปถึงการมีระเบียบข้อบังคับที่รองรับทั้งผู้เห็นด้วยและไม่เห็นด้วยกับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ให้สามารถหยิบใช้ได้ทั้งในเชิงการส่งเสริมสนับสนุนและการป้องกันบรรเทาผลกระทบ

จ. **การต่อต้านคอร์รัปชั่น** (Combating Corruption) ในกระบวนการนำเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ไปปฏิบัติ กระบวนการอย่างไรที่จะป้องกันไม่ให้เกิดการทุจริตจนผลประโยชน์กระจุกตัว แต่ต้นทุนกระจายตัว

ฉ. **การส่งมอบบริการสาธารณะ** (Public Service Delivery) โดยอาจพิจารณาถึงการส่งมอบพลังงานไฟฟ้าจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ในฐานะบริการสาธารณะของรัฐไปยังสังคมทั้งผู้คนในพื้นที่และผู้คนนอกพื้นที่ที่มีเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์

แม้งานวิจัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ จะเป็นการจำลองสภาพการณ์ในอนาคต ซึ่งอาจเป็นไปได้ทั้งในทิศทางบวกและลบ แต่หากใช้หลักธรรมาภิบาลประกอบการศึกษาและทำความเข้าใจในทุกขั้นตอน ย่อมจะรับรองการตรวจสอบกำกับได้ของสังคม รวมถึงการแสวงหาผู้รับผิดชอบในแต่ละกระบวนการและขั้นตอนของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ อันจะนำไปสู่การยอมรับร่วมกันของสังคมต่อตัวเทคโนโลยีได้

6.5.1 ความเห็นและข้อเสนอแนะสำหรับงานวิจัยต่อเนื่องในอนาคต

การศึกษานี้ได้รวบรวมข้อมูลด้านเทคนิคในแง่ต่างๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ค่อนข้างครบถ้วนเท่าที่ปรากฏ ณ ขณะนี้ เนื่องจากเทคโนโลยีส่วนใหญ่อยู่ในช่วงการพัฒนา อีก 2-3 ปีข้างหน้าอาจมีการเปลี่ยนแปลงข้อมูลและรายละเอียดจึงควรมีการทำประเมินเทคโนโลยีอีกครั้งในอนาคต แต่อย่างไรก็ตามยังมีประเด็นศึกษาที่น่าสนใจเพื่อใช้ในการประกอบการพัฒนาโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ของประเทศ ได้แก่ การจัดทำแผนกลยุทธ์ (Roadmap) การพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศไทยและควรมีการศึกษา การเลือกสถานที่ตั้ง (Siting) ที่มีศักยภาพเป็นที่ตั้งของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทย

การจัดทำแผนกลยุทธ์ (Roadmap) การพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศไทยเป็นสิ่งจำเป็นอย่างยิ่ง ซึ่งต้องการพิจารณาจากในหลากหลายมิติ เช่น แผนพลังงานของประเทศ แนวโน้มด้านพลังงานในอนาคต และแผนพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศเพื่อนบ้านและประเทศอื่นในย่านเอเชียตะวันออกเฉียงใต้ เป็นต้น

สำหรับการเลือกสถานที่ตั้งที่มีศักยภาพเป็นที่ตั้งของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศไทยนั้นจำเป็นต้องรวบรวมและศึกษาข้อมูลที่เกี่ยวกับ ดังต่อไปนี้

1. ขนาดของโครงข่ายไฟฟ้า (Electrical Grid)
    - สามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ๆ มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กได้ จึงสามารถตั้งอยู่ในพื้นที่ห่างไกลได้
    - มีศักยภาพที่จะนำไปสร้างแทน โรงไฟฟ้าขนาดกลางและขนาดเล็กชนิดอื่น (เช่น ถ่านหิน) ที่หมดอายุแล้วได้
2. การประเมินความปลอดภัย
    - ผลกระทบภัยธรรมชาติที่มีต่อโรงไฟฟ้า
    - ผลกระทบจากกิจกรรมของมนุษย์ที่มีต่อโรงไฟฟ้า
    - ผลกระทบของโรงไฟฟ้าที่มีต่อสิ่งแวดล้อมและประชากร
3. พื้นที่วางแผนตอบสนองฉุกเฉิน (Emergency Planing Zone)
    - การวางแผนฉุกเฉินสามารถทำได้ง่ายกว่าเนื่องจากทำในพื้นที่ขนาดเล็กและอาจไม่จำเป็นต้องมีแผนนอกโรงไฟฟ้า
4. ความยืดหยุ่นของสถานที่ตั้ง
    - ขึ้นอยู่กับการออกแบบ บางชนิดได้รับการออกแบบให้สามารถใช้งานในพื้นที่ห่างไกลแหล่งน้ำได้ บางชนิดได้รับการออกแบบให้ตั้งอยู่บนเรือได้ เป็นต้น
    - สามารถตั้งอยู่ใกล้แหล่งที่มีประชากรหนาแน่นหรือแหล่งอุตสาหกรรมได้ เนื่องจากผู้ผลิตหลายบริษัทอ้างว่าได้ทำการออกแบบด้านความปลอดภัยเพื่อให้ไม่จำเป็นต้องมีพื้นที่วางแผนตอบสนองฉุกเฉิน

5. แหล่งระบายความร้อน (Ultimate Heat Sink during accidents)
6. ขนาดของสถานที่ตั้ง

จากประสบการณ์การคัดเลือกสถานที่ตั้งที่เหมาะสมสำหรับโครงการโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ของการไฟฟ้าฝ่ายผลิตแห่งประเทศไทยจะประสบปัญหากับการเข้าพื้นที่เนื่องจากประชาชนยังไม่ยอมรับ ดังนั้นหากจะทำการศึกษาเรื่องหาสถานที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ควรทำการวิจัยด้านสังคมในลักษณะเป็นคู่ขนานพร้อมกันไปกับงานด้านเทคนิคเพราะจะทำให้ทราบทัศนคติของคนในพื้นที่ที่มีศักยภาพที่เป็นที่ตั้งโรงไฟฟ้าว่าเป็นอย่างไร

นอกจากนี้ภายใต้สังคมสมัยใหม่ที่มีทั้งการพัฒนา ความแตกต่างหลากหลาย และมีการปะทะสังสรรค์ของประชาธิปไตยอยู่ในระดับสูงอย่างสังคมไทย การพิจารณาพลังงานนิวเคลียร์ในมิติของสังคม อาจจำเป็นต้องทบทวนวรรณกรรมในมิตินิวเคลียร์กับสังคมให้มากขึ้น เพื่อใช้ประกอบสร้างกรอบการมองให้กว้างขวางและครอบคลุมมากขึ้น โดยอาจผนวกรวมประเด็นของการเมือง ชุมชน และวัฒนธรรม เข้าไปในกรอบด้านสังคมด้วย เพราะโดยเนื้อแท้แล้วการจัดการกับพลังงานนิวเคลียร์ไม่ว่าจะในสังคมใดก็ตามคือการเข้าไปจัดการกับการยอมรับของสาธารณะ ที่ไม่เพียงแต่ทำให้ผู้คนในพื้นที่หรือนอกพื้นที่ยอมรับ แต่หมายรวมไปถึงการสร้างกรอบคิดของสังคมร่วมกัน (Paradigm) ที่ใช้ในการมองและทำความเข้าใจต่อพลังงานจากนิวเคลียร์ ดังนั้นประเด็นสำหรับงานวิจัยต่อเนื่องในอนาคตไม่ว่าจะเป็นเรื่องแผนกลยุทธ์ (Roadmap) การพัฒนาพลังงานนิวเคลียร์ของประเทศไทยหรือด้านการหาสถานที่ตั้งควรจะทำการวิจัยด้านสังคมซึ่งประกอบไปด้วย

1. การศึกษาในแง่โครงสร้างทางการเมืองที่ใช้รองรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กล่าวคือ การศึกษาในแง่ของกฎหมาย ขอบเขตอำนาจหน้าที่ของหน่วยงานของภาครัฐ ในกระบวนการตัดสินใจ การรับผิดชอบ ต่อเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ เพื่อให้เกิดช่องทางที่เป็นทางการในการบริหารจัดการ การป้องกันปัญหาและผลลัพธ์ที่อาจเกิดขึ้นโดยเฉพาะผู้คนในพื้นที่ซึ่งต้องรองรับต่อเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์โดยตรง ที่จำเป็นต้องรู้ถึงกระบวนการในการป้องกันตนเองตามกฎหมาย การเข้าถึงการช่วยเหลือจากหน่วยงานและองค์กรของภาครัฐ รวมไปถึงการตรวจสอบที่สามารถกระทำกระทำได้

2. การศึกษาชุมชนที่รองรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ โดยเป็นการศึกษาทำความเข้าใจกับลักษณะทางสังคมของพื้นที่ ซึ่งถูกกำหนดให้รองรับต่อเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กล่าวคือ การทำความเข้าใจกับลักษณะทางสังคม การร่วมกลุ่มของคนในชุมชน ความขัดแย้งในชุมชนที่อาจเกิดขึ้นก่อนและหลังการเข้ามาของเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ เพื่อจะได้ใช้ข้อมูลพื้นฐานของชุมชนในการวางแผนและจัดการกับตัวเทคโนโลยี

3. การศึกษาความเชื่อมั่นต่อตัวเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กล่าวคือ การศึกษาความเชื่อมโยงระหว่างระบบพลังงานในระดับชาติและชุมชน ซึ่งเป็นพื้นที่แหล่งผลิตพลังงานจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ กล่าวอีกนัยหนึ่งคือการศึกษาว่าพลังงานที่ผลิตขึ้นในพื้นที่ถูกนำไปใช้ภายนอกพื้นที่หรือภายในพื้นที่มากกว่ากัน ซึ่งจะเชื่อมโยงไปถึงประเด็นความเคลือบแคลงของคนในพื้นที่ต่อการยอมรับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ นอกจากนั้นในประเด็นความเชื่อมั่นยังอาจสามารถศึกษาในประเด็น ความท้าทายต่อความสามารถในการกำหนดพลังงานได้เองของชุมชน กล่าวคือ การมีเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ จะส่งผลให้ชุมชนสามารถผลิตและพึ่งพาพลังงานที่ผลิตภายในพื้นที่ได้เอง โดยไม่ต้องพึ่งพาการจัดส่งพลังงานจากภายนอกพื้นที่ซึ่งอาจมีความเสี่ยงได้หรือไม่ รวมไปถึงการมีส่วนร่วมที่มีลักษณะเป็นโครงสร้างเชิงองค์กรในการกำกับดูแลการผลิตพลังงานจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ผ่านการมีส่วนร่วมของท้องถิ่น NGOs สถาบันการศึกษา ภาคธุรกิจ ฯลฯ ซึ่งอยู่ในพื้นที่

ซึ่งข้อเสนอแนะข้อผู้เชี่ยวชาญได้สอดคล้องกับหัวข้อที่มีการอภิปรายไว้ในระหว่างการประชุม INPRO Dialogue Forum; Public Participation in SMR Licensing Process; ครั้งที่ 6 เมื่อวันที่ 29 กรกฎาคม – 2 สิงหาคม 2013 ณ กรุงเวียนนา ประเทศออสเตรีย ที่ได้ตั้งข้อสังเกตที่ควรมีการพิจารณาเกี่ยวกับการมีส่วนร่วมของประชาชนในกระบวนการขออนุญาต ดังนี้

1. เกณฑ์และนโยบายใดบ้างสำหรับการเลือกสถานที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ควรเปิดให้ประชาชนรับทราบ
2. ผลกระทบทางสิ่งแวดล้อมใดบ้างที่เกิดขึ้นระหว่างการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่ควรเปิดให้ประชาชนเข้ามามีส่วนร่วม
3. มีนโยบายในระดับชาติหรือนานาชาติใดบ้างที่เกี่ยวข้องกับการประเมินผลกระทบสิ่งแวดล้อม
4. หน่วยงานใดบ้างเป็นผู้รับผิดชอบในการทำงานร่วมกับประชาชน ในระหว่างกระบวนการการขออนุญาตเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
5. ประชาชนกลุ่มใดควรได้รับเลือกให้เป็นผู้ประเมินการวิเคราะห์ความเสี่ยงเกี่ยวกับผลกระทบของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่มีต่อสิ่งแวดล้อม
6. มีแผนฉุกเฉินใดที่ประชาชนซึ่งอาศัยอยู่บริเวณโดยรอบโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ควรทราบ และควรจะทำอย่างไรให้ประชาชนเหล่านั้นสามารถเข้ามีส่วนร่วมอย่างมีประสิทธิภาพและประสิทธิผล

ดังนั้น ซึ่งหามีการศึกษาวิจัยทั้งทางด้านเทคนิคและสังคมร่วมกันอย่างครบถ้วนในหลายมิติอาจนำไปถึงการสร้างความเชื่อมั่นและการยอมรับจากผู้คนในสังคมสาธารณะ (Public acceptance) ได้

ภาคผนวก ก.

กิจกรรมที่เกี่ยวข้องกับการนำผลโครงการไปใช้ประโยชน์

ประเภทกิจกรรม

การจัดประชุมสัมมนา ให้ความรู้แก่บุคคลทีเกี่ยวข้อง นิสิต นักศึกษาและประชาชน ทั่วไป

หัวข้อการประชุมสัมมนา

“Small and Medium-sized Nuclear Reactors (SMRs) Technology Development, Assessment and Selection”

วันเวลา และสถานที่ประชุม:

24 -25 กุมภาพันธ์ 2557 ณ ห้องประชุม อาคารอรุณ สรเทศน์ คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ผู้เข้าร่วมประชุม:

คณะนักวิจัยในโครงการ เจ้าหน้าที่จากหน่วยงานที่เกี่ยวข้อง ได้แก่ สำนักงานปรมาณูเพื่อสันติ , สถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์แห่งชาติ, การไฟฟ้าฝ่ายผลิตแห่งประเทศไทย และนิสิต นักศึกษารวมถึงประชาชนที่สนใจ ประมาณ 30 ท่าน

วิทยากรหลัก:

ผู้เชี่ยวชาญจาก IAEA : Dr. Hadid Subki ตำแหน่ง Project Manager, Small and Medium-sized Reactor, Department of Nuclear Energy, IAEA

รายละเอียดการประชุม

วันที่ 24-25 ก.พ. เป็นการประชุมสัมมนา โดยมีการบรรยายเพื่อให้ความรู้ที่เกี่ยวข้องกับเทคโนโลยี SMR เช่น เรื่องเทคโนโลยีความปลอดภัย กระบวนการขอใบอนุญาตและ การประเมินเทคโนโลยี จาก Dr. Subki รวมทั้งการนำเสนอ แลกเปลี่ยนทรรศนะความเห็นในเรื่องต่างๆ กับเจ้าหน้าที่จากหน่วยงานที่เกี่ยวข้องของประเทศไทย และการนำเสนอผลความก้าวหน้าการดำเนินการวิจัยในโครงการโดยหัวหน้าคณะวิจัย

หมายเหตุ

วันที่ 26-28 ก.พ. 2557 เป็นการประชุมกลุ่มย่อยกับคณะวิจัยในเรื่องเนื้อหาของร่างรายงานฉบับสมบูรณ์ โดยเฉพาะในเรื่องการประเมินเทคโนโลยี SMR

รูปที่ 1 และ **2** แสดงบรรยากาศการประชุมและรูปหมู่ผู้เข้าร่วมประชุม

เอกสารและตารางการประชุม

IAEA Expert Mission
on
“Small and Medium-sized Nuclear Reactors (SMRs) Technology Development, Assessment and Selection”

24 – 28 February 2014
Chulalongkorn University,

Bangkok, THAILAND

Location/Room: 201 Arun Sorathep Building

Technical Organizer:

Dr. Supitcha Chanyotha (Chulalongkorn University)

PROGRAMME

Day-1: Monday, 24 February 2014

Time	Topics	Speaker
09:00 – 09:30	**Opening**	
	Opening Remarks *(10 minutes each)*	**Professor Dr. Bundhit Eua-arporn** Chulalongkorn University **Dr. Hadid Subki** IAEA Department of Nuclear Energy
	Self-introduction of the Participants *(10 minutes inclusive)*	
09:30 – 10:15	Nuclear Power in the Future Power Generation Mix of Thailand: Energy Scenarios to 2050	**Mr.Samerjai Suksumek** Director General Energy Policy and Planning Office, Energy Ministry
10:15 – 10:30	**Break**	
10:30 – 11:15	IAEA Programme on Advanced Nuclear Power Technology Development for Near Term Deployment	**Dr. Hadid Subki** IAEA Department of Nuclear Energy
11:15 – 12:15	Advanced Water-Cooled Reactor Technologies for Immediate and Near Term Deployment	**Dr. Hadid Subki** IAEA
12:15 – 13:30	**Lunch Break**	
13:30 – 14:15	Advanced SMR Designs and Technologies for Near Term and Future Deployment	**Dr. Hadid Subki** IAEA
14:15 – 14:45	Status/Overview of the Project "Survey Study of Small Modular Nuclear Reactor (SMR) Technology for Thailand"	**Dr. Supitcha Chanyotha** Chulalongkorn University
14:45 – 15:00	**Break**	
15:00 – 16:30	Technical Discussion on the Presented Materials	**All**
Adjourn Day-1		

Day-2: Tuesday, 25 February 2014

Time	Topics	Speaker
09:00 – 09:45	Regulatory, Licensing and Safety Issues in SMR Technology Development and Deployment	**Dr. Hadid Subki** IAEA
09:45 – 10:30	Regulatory, Licensing and Safety Issues in NPP Technology Development and Deployment in Thailand	**Mr. Pongkrit Siripirom Director Bureau of Nuclear Safety Regulation**
10:30 – 10:45	**Break**	
10:45 – 11:30	Key technical considerations of embarking countries in assessing and selecting nuclear reactor technologies	**Dr. Hadid Subki** IAEA
11:30 – 12:15	Thailand's Technical Requirements of NPP	**EGAT**
12:15 – 13:30	**Lunch Break**	
13:30 – 14:00	Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi Accident to Enhance the Performance and Design of Engineered Safety Features in Advanced Reactors	**Dr. Hadid Subki** IAEA
14:00 – 14:45	Introduction to Reactor Technology Assessment and Selection Approach	**Dr. Hadid Subki** IAEA
14:45 – 15:00	**Break**	
15:00 – 16:30	Technical Discussion on the Presented Materials	**All**
Adjourn Day-2		

Day-3: Wednesday, 26 February 2014

Time	Topics	Speaker
08:30 – 09:00	Implementation of Reactor Technology Assessment for Project "Survey Study of Small Modular Nuclear Reactor (SMR) Technology for Thailand"	**Dr. Supitcha Chanyotha** Chulalongkorn University
09:00 – 10:30	Review of Technical Features of Near-Term Water-Cooled Small Modular Reactors, focusing on: SMART, CAREM25, mPower, NuScale, Westinghouse SMR, and ACP100	**Dr. Hadid Subki** IAEA
10:30 – 10:45	**Break**	
10:45 – 11:30	Thermal-Hydraulics Performance of Engineered Safety Features in Advanced Reactors (Large Reactors and SMRs)	**Dr. Hadid Subki** IAEA
11:30 – 12:30	**Working Session #1**: Review and discussion on **contents' sufficiency** of the Draft Final Report of the Project "Survey Study of SMR Technology for Thailand	Chulalongkorn University, IAEA
12:30 – 13:30	**Lunch Break**	
13:30 – 15:00	**Working Session #2**: Review and discussion on **contents' sufficiency** of the Draft Final Report of the Project "Survey Study of SMR Technology for Thailand	Chulalongkorn University, IAEA
15:00 – 15:30	**Break**	
15:30 – 16:30	**Working Session #3**: Review of available literatures (IAEA and non-IAEA) to be incorporated into the Draft Final Report of the Project "Survey Study of SMR Technology for Thailand	Chulalongkorn University, IAEA
Adjourn Day-3		

Day-4: Thursday, 27 February 2014

Time	Topics	Speaker
08:30 – 10:00	**Working Session #1**: Review of available literatures (IAEA and non-IAEA) to be incorporated into the Draft Final Report of the Project "Survey Study of SMR Technology for Thailand	Chulalongkorn University, IAEA
10:00 – 10:10	**Break**	
10:15 – 12:00	**Working Session #2**: **Start Writing Session**: *by first assigning specific tasks to each participant to work on or finalize specific section/chapter of the draft report*	Chulalongkorn University, IAEA
12:00 – 13:30	**Lunch Break**	
13:30 – 15:00	**Working Session #3**: Writing sections/chapters for the report	Chulalongkorn University, IAEA
15:00 – 15:30	**Break**	
15:30 – 16:30	**Working Session #4**: Writing sections/chapters for the report	Chulalongkorn University, IAEA
Adjourn Day-4		

Day-5: Friday, 28 February 2014

Time	Topics	Speaker
08:00 – 09:00	**Review of Progress**	Chulalongkorn University, IAEA
09:00 – 11:30	**Working Session #1**: Finalization of the Report	Chulalongkorn University, IAEA
12:00 – 13:30	**Lunch Break**	
13:30 – 15:00	**Working Session #1**: Finalization of the Report	Chulalongkorn University, IAEA
15:00 – 15:30	**Break**	
15:30 – 16:00	**Working Session #3**: Print and review an "*Interim*" Final Report	Chulalongkorn University, IAEA
16:00 – 16:30	**Wrap Up and Closing Sessions:** Identification of Future Tasks and supports from IAEA/NENP/NPTDS for Chulalongkorn University's activities on SMR studies.	Chulalongkorn University, IAEA, and Closing Remarks from both Parties
Adjourn Day-5		

หลักฐานลายเซ็นผู้เข้าร่วมประชุม

รายชื่อผู้เข้าร่วมประชุมสัมมนา

"Small and Medium-sized Nuclear Reactors (SMRs) Technology Development, Assessment and Selection"

วันที่ 24 กุมภาพันธ์ 2557 เวลา 09.00-16.30 น.

ณ ภาควิชาวิศวกรรมนิวเคลียร์ คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ลำดับ	ชื่อ-สกุล	ลายเซ็น	หน่วยงาน	เบอร์โทรศัพท์	หมายเหตุ
1	นายรชตพล มัญชุวงศ์		กฟผ.	02-4361731	
2	นางสาวภัทรา ศรีสวัสดิ์		กฟผ.	02-4361732	
3	นายประสิทธิ์ จันทร์ทอง		กฟผ.	02-4361733	
4	นายภานุพงศ์ นินกฤษ		ปส.	02-5614071	
5	นายประกรณ์ ประกายพฤษ		สทน.	02-4019889#5923	
6	นายธรรมสรณ์ ลำใย		สทน.	02-4019889#5923	
7	นายสมคิด เชาว์ช่างเหล็ก		สทน.	02-4019889#5923	
8	นายภัทรนาท ชีลวา		สทน	0878120502	
9	นายชัชชัย [illegible]		วพ.	084-1476133	
10	[illegible]			054 171[illegible]	
11	นายณัฐวุฒิ [illegible]		วปอ.	083 3[illegible]	
12	สุรพร [illegible]		จุฬาฯ	0814445809	
13	[illegible]		สทน.	0837844934	
14	[illegible]		อิสระ	081-804-3303	
15	นายวิทวัส [illegible]		ว.ศ.	086-0904714	
16	Neil Guillermo			0855479863	
17	Nguyen Nhat Quy			0956201569	
18	Lyheng TAN			095535207	
19	Khin Htet Htay		NSS	095535767	
20	Thet Wai Tun		u	0910674062	
21	Pornthip kuasakul		-11-	083-5243516	
22	Xay Bandith KHAMLOVE		-11-	-	
23	Phamasone PHOUYAVONG		-11-	0227x0x531	
24	นายกิตติพงศ์ [illegible]		ปส	02-5614071	
25	[illegible]		[illegible]		

รายชื่อผู้เข้าร่วมประชุมสัมมนา

"Small and Medium-sized Nuclear Reactors (SMRs) Technology Development, Assessment and Selection"

วันที่ 25 กุมภาพันธ์ 2557 เวลา 09.00-16.30 น.

ณ ภาควิชาวิศวกรรมนิวเคลียร์ คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ลำดับ	ชื่อ-สกุล	ลายเซ็น	หน่วยงาน	เบอร์โทรศัพท์	หมายเหตุ
1	นายรชตพล มัญชุวงศ์		กฟผ.	02-4361731	
2	นางสาวภัทรา ศรีสวัสดิ์		กฟผ.	02-4361732	
3	นายประสิทธิ์ จันทร์ทอง		กฟผ.	02-4361733	
4	นายภานุพงศ์ นินกฤษ		ปส.	02-5614071	
5	นายประกรณ์ ประกายพฤษ		สทน.	02-4019889#5923	
6	นายธรรมสรณ์ ลำใย		สทน.	02-4019889#5923	
7	นายสมคิด เชาว์ช่างเหล็ก		สทน.	02-4019889#5923	
8				0891716678	
9				0878120502	
10				085-1484654	
11	NURHANI SULAIMAN		NUC ENGIN.	0939908823	
12	MADIHAH MUSANI		"	0886068582	
13	Vuthy Phim		Nuclear Eng	0955357068	
14	Sandy Tith		Nuc E	095 5357069	
15	NURUL ILYANI BINTI ZAHARUDIN		NE	0940463684	
16	Neil Guillermo		"	0857748685	
17	Phanwarone PHOUYAVONG		—	091 2279531	
18	~~xaybandith xayavong~~		—		
19	Apichart Chartpumapat		—	0831234741	
20	CHIA JIBIN		Nuclear Eng.		
21	Nguyen Nhi Giay			0956265569	
22			—	095 5357067	
23	Thet Htoo Tun		"	0971067406Z	
24	Lyheng Tar		—	095 535707	
25	Pornthip Kuasakul		Nuclear	083-5295818	
26	xaybandith XAYAVONG		—	- -	
27	Natecool Kirlingchaiyan		EGAT		
28	Pannipa Neithong		Nuclear CU	080-415-2695	
29				083-4844434	
30	Suwairat Utsadee		Nuclear CU	086-5171672	
31	Pongsrit Sripisan		DS	02-5614071	

ภาคผนวก ข.

วัตถุประสงค์ ตารางเปรียบเทียบกิจกรรมที่วางแผนไว้และกิจกรรมที่ดำเนินมา และผลที่ได้รับตลอดโครงการ

(1) วัตถุประสงค์ของโครงการ

1. เพื่อศึกษาสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์
2. เพื่อทำการจัดลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย

โดยโครงการได้ดำเนินการจนบรรลุวัตถุประสงค์ตามที่ได้ตั้งไว้ทั้งสองข้อคือได้ข้อมูลสถานภาพเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และลำดับเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย

(2) ตารางสรุปเปรียบเทียบระหว่างแผนงานวิจัยตามที่เสนอไว้ในโครงการกับงานวิจัยที่ได้ดำเนินการไปแล้ว

กิจกรรมตามแผนงานวิจัย	กิจกรรมที่ทำได้จริง
1.1 รวบรวมข้อมูลจากรายงานทางวิชาการจากวารสารและแหล่งอื่นๆ	1.1 ได้ทำการรวบรวมข้อมูลรายงานวิชาการจากวารสาร เอกสารการประชุมวิชาการ รายงานทั้งในประเทศและต่างประเทศต่างๆ
1.2 สอบถามองค์ความรู้และความคิดเห็นจากผู้เชี่ยวชาญ	1.2 ได้ทำการรวบรวมสอบถามองค์ความรู้และความคิดเห็นจากผู้เชี่ยวชาญจาก 2 กิจกรรมหลักดังต่อไปนี้ • การเข้าร่วมกิจกรรมการประชุมที่เกี่ยวข้องกับเทคโนโลยี SMR ในต่างประเทศจำนวน 6 ครั้ง • การสอบถามองค์ความรู้และความคิดเห็นจากผู้เชี่ยวชาญด้านเทคโนโลยี SMR จากทบวงการปรมาณูระหว่างประเทศ จำนวน 1 ครั้ง

กิจกรรมตามแผนงานวิจัย	กิจกรรมที่ทำได้จริง
1.3. รวบรวมข้อมูลจากเว็บไซต์ต่างๆ	1.3 ทำการรวบรวมข้อมูลจากฐานข้อมูลหรือเว็บไซต์ของหน่วยงานหรือองค์กรที่มีเกี่ยวข้องกับเทคโนโลยี SMR ในต่างประเทศ
2.1 ทำการเปรียบเทียบจุดเด่นและจุดด้อย ระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	2.1 ทำการเปรียบเทียบจุดเด่นและจุดด้อย ระหว่างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ๆในด้านต่างๆ ได้แก่ รูปแบบและชนิดของเชื้อเพลิง ระบบหล่อเย็น ระบบความปลอดภัย และ อายุการใช้งาน
3.1 ทำการเปรียบเทียบคุณลักษณะและข้อกำหนดสำหรับโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังการผลิต 1000 MW ในแง่ของประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า รวมถึงเรื่องของพื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ความปลอดภัย และผลกระทบสิ่งแวดล้อม สังคม และสุขภาพ	3.1 ทำการเปรียบเทียบคุณลักษณะและข้อกำหนดในแง่ต่างๆได้แก่ • เชิงวิศวกรรมศาสตร์ ได้แก่ พื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้า เชื้อเพลิง ประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า และระบบความปลอดภัย • เชิงเศรษฐศาสตร์ เช่น ลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์ที่เพิ่มหรือลดค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า • เชิงสังคม ได้แก่ ผลกระทบทางสังคม และสุขภาพ
4.1 รวบรวมและวิเคราะห์แนวนโยบายของประเทศต่างๆและให้ข้อเสนอแนะแนวนโยบายเกี่ยวกับโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์สำหรับประเทศไทย	4.1 รวบรวมข้อมูลและวิเคราะห์แนวนโยบายของประเทศต่างๆ โดยแยกกลุ่มประเทศออกเป็นประเทศผู้ผลิตเทคโนโลยีและกลุ่มประเทศผู้ซื้อเทคโนโลยี
5.1 ทำการจัดลำดับเทคโนโลยีโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย	5.1 ได้ทำการจัดลำดับเทคโนโลยีโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทยจากเทคโนโลยีที่ได้คัดเลือกไว้ 6 เทคโนโลยี

(3) ตารางสรุปผลที่ได้รับในแต่ละช่วงระยะเวลาตลอดโครงการ

เดือนที่	กิจกรรม (activities)	ผลงานที่ได้รับ (outputs)
1-6	1. ศึกษาและรวบรวมข้อมูลที่เกี่ยวข้องกับเทคโนโลยีของโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์	1.ได้ข้อมูลเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่างๆ
7-12	1. เปรียบเทียบจุดเด่นและจุดด้อยระหว่างโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ 2. เปรียบเทียบคุณลักษณะและข้อกำหนดสำหรับโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังการผลิต 1000 MW	1.สามารถสรุปให้เห็นถึงจุดเด่นและจุดด้อยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่างๆ 2. ได้ผลการเปรียบเทียบคุณลักษณะและข้อกำหนดสำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์และโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่มีกำลังการผลิต 1000 MW ทั้งในเรื่องของพื้นที่ตั้งโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ ความปลอดภัย และผลกระทบสิ่งแวดล้อม สังคม และสุขภาพ
13-15	1. ทำการจัดลำดับเทคโนโลยีโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย 2. ศึกษาแนวนโยบายสำหรับการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศต่างๆ	1. สามารถจัดลำดับเทคโนโลยีโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ ที่อาจจะเป็นไปได้เบื้องต้นสำหรับประเทศไทย 2. ได้ข้อมูลนโยบายเกี่ยวกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ของประเทศต่างๆและข้อเสนอแนะสำหรับประเทศไทย

ภาคผนวก ค

รายละเอียดข้อมูลเบื้องต้นในแต่ละเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

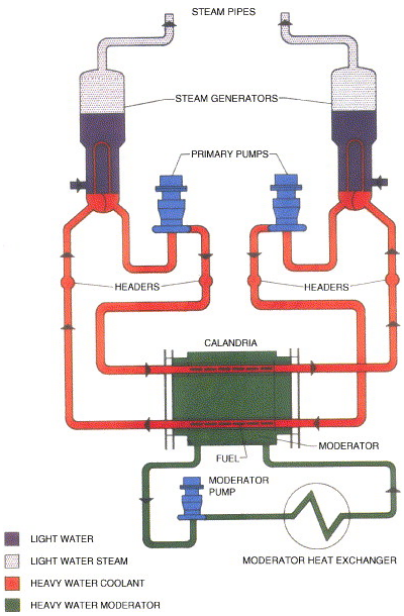
ภาคผนวกนี้ได้รวบรวมข้อมูลรายละเอียดเบื้องต้นในแต่ละเทคโนโลยีนิวเคลียร์ขนาดเล็ก เรียงลำดับตามประเภทที่ระบุไว้ในตารางที่ 1.2 ในบทที่ 1 มีดังต่อไปนี้

1. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PHWR-220

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Indian 220 MWe PHWR หรือ PHWR-220 เมกกะวัตต์ เป็นหนึ่งในเครื่องปฏิกรณ์ประเภทน้ำมวลหนักอัดความดัน (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR) ที่ใช้เทคโนโลยีร่วมกับเครื่องปฏิกรณ์แบบ PHWR-540 และ PHWR-700 เมกกะวัตต์ ตารางที่ ค.1 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์แบบ PHWR-220 ปัจจุบันมีเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้อยู่ในประเทศอินเดียทั้งหมด 16 เครื่อง เครื่องปฏิกรณ์แบบ PHWR ใช้น้ำมวลหนัก (D_2O) เป็นสารหล่อเย็นและสารหน่วงนิวตรอน และใช้ยูเรเนียมไดออกไซด์ซึ่งไม่มีการเสริมสมรรถนะเป็นเชื้อเพลิง เครื่องปฏิกรณ์ประกอบด้วยมัดเชื้อเพลิงสอดอยู่ใน Calandria ซึ่งแช่อยู่ใต้น้ำ วงจรถ่ายเทความร้อนปฐมภูมิ (Primary Heat Transport, PHT) ประกอบด้วยปั๊มสารหล่อเย็นปฐมภูมิ (Primary Coolant Pump, PCP) 4 ตัว ทำหน้าที่ปั๊มสารหล่อเย็นให้ไหลผ่านแกนปฏิกรณ์ไปยังเครื่องผลิตไอน้ำ 4 ตัวดังรูปที่ ค.1

ตารางที่ ค.1 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก PHWR-220 [1]

ชื่อ	PHWR-220
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	NPCIL
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐอินเดีย
ประเภท	Pressurized heavy water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลหนัก
แรงดันในระบบ	8.5 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	293 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	755 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	236 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	ยูเรเนียมธรรมชาติ
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	24 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งดูดกลืน แท่ง booster และสารดูดจับนิวตรอนที่ละลายในสารหน่วงนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	ใช้งานแล้วตั้งแต่ปีค.ศ. 1973



รูปจากNuclear Power Corp. of India

รูปที่ ค.1 โครงสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ PHWR-220

PHWR ได้รับการออกแบบตามหลักการป้องกันเชิงลึก ระบบควบคุมเครื่องปฏิกรณ์สามารถปรับลดกำลังได้อย่างรวดเร็ว มีระบบปิดเครื่องปฏิกรณ์ 2 ระบบที่แตกต่างกันซึ่งสามารถตอบสนองได้อย่างรวดเร็ว นอกจากนี้ยังมีระบบฉีดสารดูดจับนิวตรอน (Poison Injection System) ที่สามารถใช้ควบคุมให้แกนปฏิกรณ์อยู่ใต้ภาวะวิกฤต (Subcriticality) ในระยะยาวได้ ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System) ประกอบด้วยระบบฉีดน้ำมวลหนักความดันสูง ระบบฉีดน้ำมวลเบาความดันปานกลาง และระบบไหลเวียนความดันต่ำ อาคารคลุมเครื่องมีสองชั้น โดยชั้นปฐมภูมิ (Primary Containment) ใช้วัสดุที่ทำจากคอนกรีตอัดแรง (Prestressed Concrete) และชั้นทุติยภูมิ (Secondary Containment) ใช้วัสดุที่ทำจากคอนกรีตเสริมแรง (Reinforced Concrete)

2. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CNP-300

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ChinaNuclearPowerUnit หรือ CNP-300 ผลิตขึ้นโดยบริษัท China National Nuclear Corporation (CNNC) เริ่มใช้งานเป็นครั้งแรกในปี ค.ศ. 1991 โดยมีกำลังการผลิต 300 เมกกะวัตต์ไฟฟ้า เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) ประกอบด้วยระบบผลิตไอน้ำ (Nuclear Steam Supply System, NSSS) สองวง แกนปฏิกรณ์ประกอบด้วยมัดเชื้อเพลิง 121 มัด แต่ละมัดประกอบด้วยเม็ดเชื้อเพลิงยูเรเนียมไดออกไซด์ (UO_2) ซึ่งบรรจุอยู่ภายในท่อเซอร์คาลอยอัดความดันดังรูปที่ ค.2 การควบคุมเครื่องปฏิกรณ์สามารถทำได้ด้วยการเลื่อนแท่งดูดจับนิวตรอนซึ่งแทรกอยู่ในมัดเชื้อเพลิงบางมัด เชื้อเพลิงที่ใช้ได้รับการเสริมสมรรถนะระหว่าง 2.4 – 3.0 % ระบบหล่อเย็นประกอบด้วยวงจรหล่อเย็นแบบปิดสองวงจรซึ่งต่อขนานกับเตาปฏิกรณ์ โดยแต่ละวงจรจะต่อกับปั๊มและเครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator, SG) ปั๊มที่ใช้เป็นแบบชั้นเดียวแนวตั้ง ในระหว่างเดินเครื่องสารหล่อเย็นหรือสารระบายความร้อนจะไหลจากเตาปฏิกรณ์ไปยังเครื่องผลิตไอน้ำ และถ่ายเทความร้อนให้กับน้ำที่ไหลอยู่ในอีกวงจรหนึ่งจนกลายเป็นไอ (สำหรับส่งไปยังกังหันผลิตไฟฟ้าต่อไป) ส่วนสารหล่อเย็นหลังถ่ายโอนความร้อนแล้วจะถูกปั๊มกลับไปยังเตาปฏิกรณ์อีกครั้ง ตารางที่ ค.2 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์แบบ CNP-300 [1]

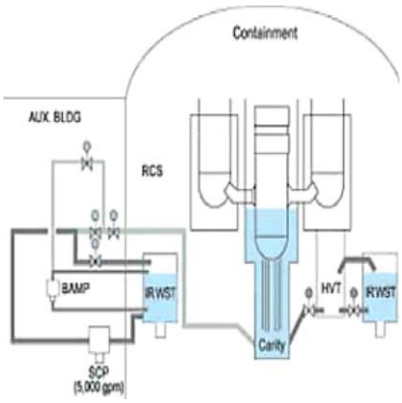
ตารางที่ ค.2 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก CNP-300 [1]

ชื่อ	**CNP-300**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	CNNC
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐประชาชนจีน
ประเภท	Pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15.2 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	302 ℃
กำลังผลิตทางความร้อน	999 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	325 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	2.4 – 3.0 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	18 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอนและการสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	ใช้งานแล้วตั้งแต่ปี ค.ศ. 1991

จุดเด่นด้านความปลอดภัยของ CNP-300 คือการออกแบบให้สามารถลดผลสืบเนื่องจากอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็น (LOCA) โดยใช้ระบบความปลอดภัยต่าง ๆ เช่น ระบบ Safety Injection ที่สามารถเพิ่ม Negative Reactivity ในแกนปฏิกรณ์เมื่อเกิดเหตุการณ์ Uncontrolled Plant Cooldown และ ระบบ Containment Spray ที่สามารถกำจัดธาตุไอโอดีนในอากาศออกจากอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์เมื่อเกิด

LOCA เป็นต้น นอกจากนี้ ยังมีระบบจัดการเชื้อเพลิงในสองบริเวณ คือ ในช่องแกนปฏิกรณ์ (ดังรูปที่ ค.2) และในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วซึ่งอยู่อีกอาคารหนึ่ง โดยมีระบบขนถ่ายเชื้อเพลิงเชื่อมต่อระหว่างอาคาร [1]

รูปจากIAEA



รูปที่ ค.2 โครงสร้างเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CNP-300

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์CNP-300 มีการใช้งาน 2 หน่วยในประเทศจีนที่เมือง Zhejiang เริ่มมีการเชื่อมต่อกับโครงสร้างทางไฟฟ้าตั้งแต่ปี 1991 นอกจากนั้นโรงไฟฟ้าประเภทนี้ได้มีการติดตั้งหน่วยแรกอย่างสมบูรณ์ในประเทศปากีสถาน ที่โรงไฟฟ้า Chashma ตั้งแต่ปี 1999 โดยหน่วยที่สองอยู่ระหว่างการดำเนินการก่อสร้างตั้งแต่ปี 2005

3. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CEFR</u>

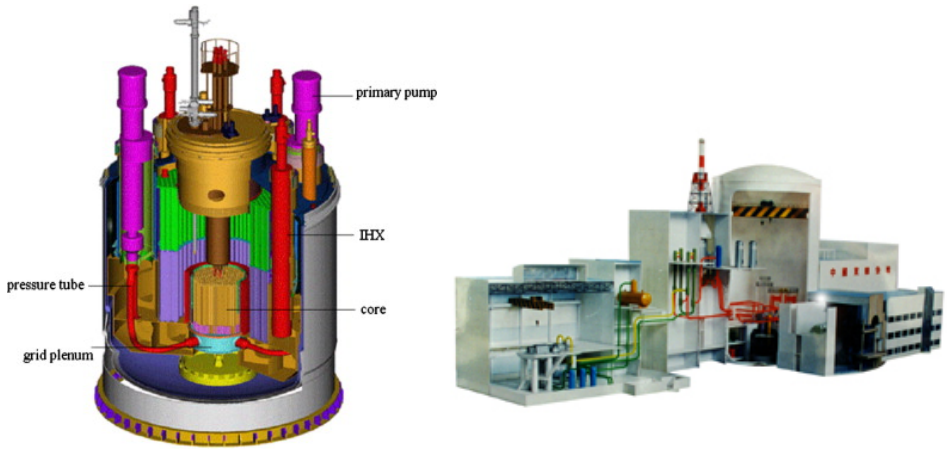
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ China Experiment Fast Reactor (CEFR) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Liquid Metal Cool Fast Reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัท China Nuclear Energy Industry Corporation (CNEIC) ประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้เป็นเครื่องที่ถูกใช้ในการพัฒนาเทคโนโลยีเรื่องการออกแบบ การเดินเครื่องและการดูแลรักษาของเครื่องปฏิกรณ์แบบ Fast Reactor ในประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน โดยเชื้อเพลิงที่ใช้ในเป็นชนิด PO_2 -UO_2 บรรจุอยู่ในมัดเชื้อเพลิงจำนวน 81 มัด

รูปที่ ค.3 แสดงโครงสร้างของเครื่องปฏิกรณ์ จากรูปดังกล่าวจะเห็นได้ว่าโครงสร้างหลักๆของเครื่องปฏิกรณ์ประกอบไปด้วยแกนเครื่องปฏิกรณ์ โครงสร้างที่รองรับด้านล่างของแกนปฏิกรณ์ ปั๊มสารหล่อเย็นจำนวน 2 ชุดและ อุปกรณ์แลกเปลี่ยนความร้อน (Intermediate Heat Exchangers, IHXs) จำนวน 4 ชุด ติดตั้งอยู่บริเวณด้านบนของเครื่องปฏิกรณ์ โดยวงจรแลกเปลี่ยนความร้อนปฐมภูมิซึ่งรับความร้อนจากเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ประกอบไปด้วย ปั๊มสารหล่อเย็น diagrid plenum, ระบบท่อ, อ่างที่ใช้บรรจุสารโลหะโซเดียมร้อนและเย็น สำหรับวงจรแลกเปลี่ยนความร้อนทุติยภูมิซึ่งใช้รับความร้อนจากวงจรปฐมภูมิประกอบไปด้วยปั๊ม, อุปกรณ์แลกเปลี่ยนความร้อน, Evaporator, Superheaterรายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CEFR แสดงในตารางที่ ค.3

ตารางที่ ค.3 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ CEFR [1]

ชื่อ	**CEFR**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	บริษัท CNEIC
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐประชาชนจีน
ประเภท	Liquid Metal Cool Fast Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	โซเดียม
แรงดันในระบบ	NA
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	530 ℃
กำลังผลิตทางความร้อน	65 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	20 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	PO_2 -UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	19.6 % (U-235)
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	NA
การควบคุมค่า Reactivity	NA
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	30 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	กำลังใช้งาน

สำหรับการออกแบบด้านความปลอดภัยนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CEFR ออกแบบให้มีระบบระบายความร้อนแบบทำงานได้ด้วยตนเองโดยใช้การส่งผ่านความร้อนแบบธรรมชาติ การหมุนเวียนของสารหล่อเย็นในวงจรระบายความร้อนปฐมภูมิและทุติยภูมิและการระบายความร้อนโดยอากาศ โดยมีสองระบบทำงานอิสระต่อกันด้วยขนาดการระบายความร้อน 0.525 เมกกะวัตต์ รูปที่ ค.3 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CEFR



รูปจาก [2] CIAE

รูปที่ ค.3 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CEFR

โดยสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบัน เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CEFR ได้ดำเนินการก่อสร้างแล้วเสร็จและสามารถเชื่อมโยงกับเครือข่ายทางไฟฟ้าได้ตั้งแต่เดือนกรกฎาคมปี 2011

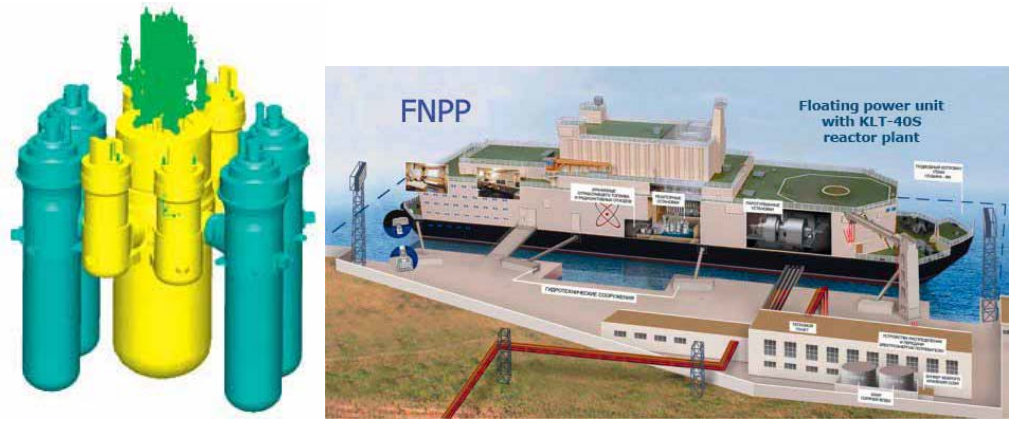
4. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ KLT-40S</u>

เครื่องปฏิกรณ์ KLT-40S เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Pressurized Water Reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัทOKBM Afrikantov ประเทศสหพันธรัฐรัสเซียซึ่งสามารถให้กำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 35 เมกกะวัตต์และกำลังผลิตทางความร้อน 150 เมกกะวัตต์ โดยจุดประสงค์ของการออกแบบหลักเพื่อใช้ในเรือที่ใช้พลังงานนิวเคลียร์ในการขับเคลื่อนโดยออกแบบให้มีระยะเวลาการก่อสร้าง ประกอบและทดสอบ ที่อู่ต่อเรือในเวลาประมาณ 4 ปี และส่งมอบให้ลูกค้าในประเทศที่สั่งซื้อโดยสถานที่ที่จะมีการใช้งานโดยไม่จำเป็นจะต้องมีโครงสร้างหลักทางไฟฟ้าที่จำเป็นการเชื่อมต่อกับสำหรับโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ทั่วไปซึ่งเป็นข้อได้เปรียบของโรงไฟฟ้าประเภทเคลื่อนที่ได้หรือที่เรียกว่า Floating Power Unit (FPU) ที่สามารถมีการใช้งานในพื้นที่ห่างไกล นอกจากนั้นสำหรับการบำรุงรักษาเครื่องปฏิกรณ์ KLT-40S สามารถทำได้โดยส่งกลับไปยังผู้ผลิตทางเรือซึ่งจะสามารถควบคุมค่าใช้จ่ายในส่วนนี้ได้ [1]

ระบบการหมุนเวียนของสารหล่อเย็น (น้ำมวลเบา) ออกแบบให้เป็นลักษณะที่เรียกว่า โมดุล (Module) โดยมีปั๊มหลักสำหรับใช้หมุนเวียนสารหล่อเย็นและเครื่องผลิตไอน้ำเชื่อมต่อกับถังปฏิกรณ์ผ่านท่อ Nozzles โดยประกอบด้วยวงจรหมุนเวียนแบบต้องใช้พลังงานภายนอก (Forced Circulation) และ แบบธรรมชาติ (Natural Circulation) [1] ตารางที่ ค.4 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ RITM-200 และรูปที่ ค.4 แสดงเครื่องปฏิกรณ์ และโครงสร้างเรือที่มีการเครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S

ตารางที่ ค.4 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ KLT-40S [1]

ชื่อ	**KLT-40S**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	OKBM Afrikantov
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Pressurized Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	12.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	316 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	150 เมกกะวัตต์ความร้อน
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	35 เมกกะวัตต์ไฟฟ้า
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า 20%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	28 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ระหว่างการก่อสร้าง



ภาพโดยOKBM Afrikantov

รูปที่ ค.4 แสดงเครื่องปฏิกรณ์ และโครงสร้างเรือที่มีการเครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S

สำหรับการออกแบบด้านความปลอดภัยนั้นเครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S ออกแบบด้วยเทคโนโลยีที่มีการทดสอบมาแล้วอาทิเช่น การมีโครงสร้างเครื่องผลิตไอน้ำที่มีท่อ Nozzle ที่มีขนาดเล็กเพื่อป้องกันการสูญเสียสารหล่อเย็นจำนวนมากหากเกิดอุบัติเหตุการแตกร้าวของโครงสร้างระบบท่อที่เชื่อมต่อกับเครื่องปฏิกรณ์ขึ้น นอกจากนั้นระบบอื่นเช่น ระบบการดับเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉินก็ออกแบบให้มีความหลากหลายและไม่ขึ้นแก่กันและกัน โดยออกแบบจากประสบการณ์การสร้างโรงไฟฟ้าต้นแบบและการใช้คอมพิวเตอร์โปรแกรมในการคำนวณ

เครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S 2 หน่วยยังอยู่ในกระบวนการก่อสร้างและติดตั้งอุปกรณ์ บริษัท OKBM Afrikantov คาดว่าจะแล้วเสร็จภายในปี 2016 [3]

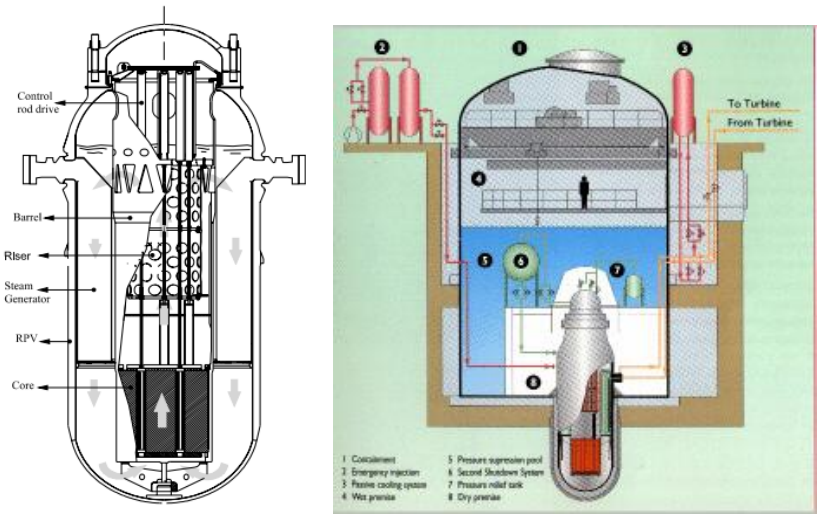
5. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM-25</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Central ARgentina de ElementosModulares (CAREM) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ integral Pressurized Water Reactor (PWR) ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยCentral Argentina de ElementosModulares (CNEA) และบริษัทหลายแห่งในประเทศอาร์เจนตินา โดยมีกำลังการผลิตไฟฟ้าขนาด 25 เมกกะวัตต์ ซึ่ง CNEA อ้างว่าสามารถปรับการออกแบบให้สามารถผลิตไฟฟ้าขนาดสูงขึ้นได้ในอนาคตลักษณะที่เด่นในการออกแบบของเครื่องปฏิกรณ์ประเภทนี้ คือ การรวมเอาเครื่องควบคุมความดัน (Pressurizer) และเครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator) เข้าไว้ในถังแรงดันเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor pressure vessel) โดยตำแหน่งของเครื่องผลิตไอน้ำจะอยู่สูงกว่าแกนปฏิกรณ์เพื่อให้เกิดการหมุนเวียนของสารหล่อเย็นในระบบแบบธรรมชาติโดยไม่อาศัยอุปกรณ์ภายนอก [1] สำหรับเชื้อเพลิงที่ใช้จะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานของโรงไฟฟ้าประเภท PWR ทั่วไป ตารางที่ ค.5 แสดงรายละเอียดทางด้านเทคนิคของเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM

ตารางที่ ค.5 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก CAREM-25 [1]

ชื่อ	**CAREM**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	CNEA
ประเทศผู้ผลิต	อาร์เจนตินา
ประเภท	Integral Pressurized Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	12.25MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	NA
กำลังผลิตทางความร้อน	100 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	25 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	3.1%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	14 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	ระหว่างการก่อสร้างโรงไฟฟ้าต้นแบบ 1 โรง

ในส่วนเรื่องความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์ประเภทนี้นั้น ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM ได้ผนวกระบบพื้นฐานที่ใช้ในไฟฟ้าแบบน้ำมวลเบา (Light Water Reactor, LWR) ทั่วไป เพื่อป้องกันอุบัติเหตุต่างๆ เช่น การสูญเสียสารหล่อเย็น การสูญเสียการไหลในระบบ นอกจากนั้นยังมีระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) เพื่อให้ระบบเครื่องปฏิกรณ์เย็นตัวลงอย่างน้อยที่สุด 32 ชม โดยไม่ต้องอาศัยแหล่งจ่ายไฟฟ้ากระแสสลับภายนอกหรือพนักงานควบคุมในการทำงานของระบบความปลอดภัย สำหรับระบบความปลอดภัยต่างๆ นั้นจะออกแบบให้มีสองชุดเสมอเพื่อให้มั่นใจว่าจะมีโอกาสที่ระบบความปลอดภัยจะไม่ทำงานพร้อมกันน้อยที่สุด รูปที่ ค.5 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM



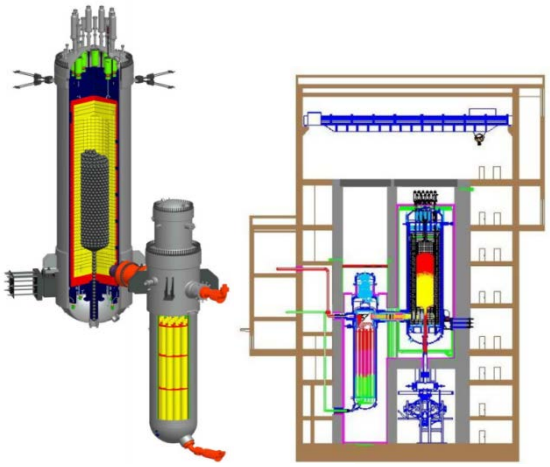
ภาพโดย ComisionNacional de EnergiaAtomica

รูปที่ ค.5 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM

สำหรับสถานะล่าสุดของเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM นั้น อยู่ระหว่างเตรียมการก่อสร้างโรงไฟฟ้าต้นแบบที่ Atucha site, Lima, Buenos Aires ประเทศอาร์เจนตินา ซึ่งคาดว่าจะแล้วเสร็จพร้อมเชื่อมต่อกับระบบไฟฟ้าภายนอกภายในปี 2016 [3] โดยมีแผนจะทำการก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ CAREM แต่ขนาดกำลังการผลิตไฟฟ้า 200 เมกกะวัตต์ที่เมือง Formosa ในปี 2021 [4]

6. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ HTR-PM</u>

ชื่อเต็ม Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble bed Module เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ High Temperature Reactor (HTR) ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดย Institute of Nuclear Energy Technology (INET) แห่ง Tsinghua University และ Huaneng Shandong Shidaowan Nuclear Power Company (HSSNPC) ประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน มีขนาดกำลังการผลิตไฟฟ้าขนาด 200 เมกกะวัตต์ โดยเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ที่ใช้ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ HTR-PM นั้นจะเป็นลักษณะที่เรียกว่า triple coated (TRISO) ceramic particle fuel element ซึ่งบรรจุเม็ดเชื้อเพลิง UO_2 UC_2, UCO ขนาด 200-600 μm โดยซึ่งมีลักษณะโครงสร้างเป็นชั้นๆ นี้ช่วยให้สามารถทนอุณหภูมิที่การใช้งานสูงกว่า 1600 ℃ ได้และยังมีประโยชน์ในการกักเก็บสารที่ได้จากการแตกตัว (fission products) ได้อีกด้วย โดย fuel element ดังกล่าวจะบรรจุอยู่ในแกนปฏิกรณ์ซึ่งทำขึ้นจากวัสดุเซรามิคในลักษณะเป็นท่อยาว [1],[5] ดังแสดงโครงสร้างของแกนปฏิกรณ์ในรูปที่ ค.6



ภาพโดย INET

รูปที่ ค.6 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์และเครื่องผลิตไอน้ำ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ HTR-PM [5]

ดังที่แสดงในรูปที่ ค.6 เครื่องปฏิกรณ์ประเภทนี้จะมีประกอบไปด้วยวงจรระบายความร้อนแบบปฐมภูมิและทุติยภูมิโดยสารหล่อเย็นในวงจรปฐมภูมิจะเป็นสารฮีเลียมและสารหล่อเย็นในวงจรทุติยภูมิจะเป็นน้ำ โดยในวงจรปฐมภูมินั้นจะประกอบไปด้วย ถังทนแรงดันสำหรับแกนปฏิกรณ์ (Reactor Pressure Vessel) เครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator) และท่อนำเข้าแก๊สเข้าและออกที่เชื่อมต่อที่ด้านล่างและด้านบนของถังทนแรงดันสำหรับแกนปฏิกรณ์ โดยพัดลม (Blower) เป็นตัวช่วยให้เกิดการหมุนเวียนของสารฮีเลียมรับความร้อนจากเชื้อเพลงในแกนปฏิกรณ์เพื่อไปแลกเปลี่ยนความร้อนกับน้ำที่เข้ามาในส่วนท่อแลกเปลี่ยนความร้อนในเครื่องผลิตไอน้ำ โดยในวงจรทุติยภูมินั้นจะเป็นลักษณะเดียวกันกับที่ใช้ในโรงไฟฟ้าแบบ Pressurized Water Reactor (PWR) ทั่วไป[1] ตารางที่ ค.6 แสดงรายละเอียดทางด้านเทคนิคของเครื่องปฏิกรณ์แบบ HTR-PM

ตารางที่ ค.6 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก HTR-PM [1],[5]

ชื่อ	**HTR-PM**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	INET, Tsinghua University
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐประชาชนจีน
ประเภท	HTR, Pebble bed type reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ความสูง 11 ม.,เส้นผ่านศูนย์กลาง 3 ม.
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ฮีเลียม/กราไฟท์
แรงดันในระบบ	7 MPa (วงจรปฐมภูมิ)
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	750 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	500 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	211 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	8.5%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	1,057 วัน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ระหว่างการก่อสร้าง 2 เครื่อง

ในการออกแบบเพื่อความปลอดภัยนั้นใช้หลักที่เรียกว่าระบบความปลอดภัยในตัวเอง (Inherent safety system) หรือระบบความปลอดภัยที่ผนวกไปกับแกนปฏิกรณ์ โดยแกนปฏิกรณ์สามารถระบายความร้อนจากการสลายตัวของสารกัมมันตภาพรังสีได้ด้วยตัวเองหากเกิดอุบัติเหตุขึ้นโดยใช้หลักการระบายความร้อนแบบธรรมชาติด้วยการนำความร้อนและการแผ่รังสี จึงสามารถรักษาอุณหภูมิของเชื้อเพลิงให้ต่ำกว่าอุณหภูมิสูงสุดที่จะทนได้ที่ 1,600 °C โดยไม่ให้สารที่ได้จากการแตกตัว (Fission product) รั่วไหลออกจากเชื้อเพลิงแบบ TRISO coat fuel ทำให้ไม่เกิดอุบัติเหตุการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์ และไม่มีการปลดปล่อยสารกัมมันตภาพรังสีสู่สิ่งแวดล้อม

สถานะล่าสุดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ HTR-PM นั้นปัจจุบันกำลังอยู่ในระหว่างการก่อสร้างโรงไฟฟ้าสาธิต (Demonstration plant) จำนวน 2 เครื่องเมื่อปี ค.ศ. 2011 ที่เมืองWeihai เขต Shandong ประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน โดยคาดว่าจะสามารถทำการใช้งานโรงไฟฟ้าดังกล่าวได้ภายในปี 2017 [7,18]

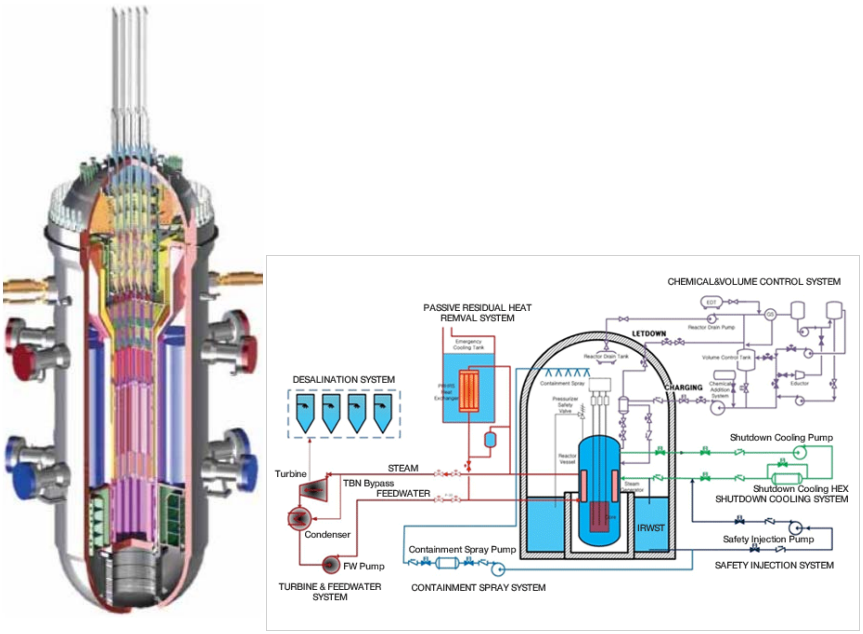
7. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMART</u>

เครื่องปฏิกรณ์ System Integrated Modular Advanced Reactor หรือ SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์ประเภท Integral PWR ที่ออกแบบโดยมุ่งเน้นที่ความปลอดภัย และความประหยัด ผลิตโดย Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) ประเทศเกาหลีใต้ มีขนาดกำลังผลิต 100 MWe ในส่วนของความปลอดภัย SMART ได้นำระบบความปลอดภัยในตัว (Inherent Safety System) และระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) มาใช้ ในส่วนของความประหยัด SMART มีการออกแบบที่เรียบง่ายใช้หลัก Modularization (ผลิตในโรงงานเป็นส่วนๆ และยกมาติดตั้ง) ซึ่งช่วยลดเวลาก่อสร้าง และเพิ่มความพร้อมในการใช้งาน (Availability) ของเครื่องปฏิกรณ์ เชื้อเพลิงของ SMART ยังมีอายุการใช้การถึง 36 เดือน ตารางที่ ค.7 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ SMART

ตารางที่ ค.7 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก SMART [1]

ชื่อ	**SMART**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	KAERI
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐเกาหลี
ประเภท	Integral pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	323 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	330 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	100 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	4.8
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	36 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุม สารละลายโบรอน และสารดูดจับนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	ได้รับ Standard Design Approval ในเดือนกรกฎาคม ปี 2012

SMART ใช้ระบบระบายความร้อนหลงเหลือ (Residual Heat Removal System, RHRS) ที่เป็นแบบระบบจัดการด้วยตัวเองตามหลักธรรมชาติ (Passive Self System) และระบบบรรเทาอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็นแบบใหม่เพื่อเพิ่มความปลอดภัยในกรณีที่เกิดอุบัติเหตุขึ้น แกนปฏิกรณ์ได้รับการออกแบบให้มีความหนาแน่นกำลัง (Power Density) ต่ำ ซึ่งช่วยลดปัญหาจากการเปลี่ยนแปลงของอุณหภูมิในแกนปฏิกรณ์ระหว่างการเดินเครื่องในสภาวะปกติ และเมื่อเกิดเหตุการณ์ผิดปกติ (ภายใต้ Design Basis) ได้ นอกจากนี้ SMART ยังมีระบบความปลอดภัยอื่นๆ เช่น ระบบ Safety Injection ระบบฉีดอาคารคลุมเครื่อง ระบบป้องกันความดันในเตาปฏิกรณ์สูงเกิน และระบบบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง



ภาพโดย KAERI

รูปที่ ค.7 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และระบบโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบ SMART

ไอน้ำที่ผลิตจากเตาปฏิกรณ์ส่วนใหญ่จะใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้า ส่วนที่เหลือสามารถนำไปใช้ในกิจกรรมอื่นๆ เช่น กระบวนการแยกเกลือออกจากน้ำทะเล (Desalination) เป็นต้น SMART ผ่านการรับรองการออกแบบโดย Korean Nuclear Safety and Security Commission ในเดือนกรกฎาคม ปี ค.ศ. 2012 และคาดว่าจะมีการก่อสร้างโรงไฟฟ้าต้นแบบในปี 2017

8. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VBER-300</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Vodyanoi Blochnyi Energetichesky Reactor - Water Modular Power Reactor (VBER) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Pressurized Water Reactor (PWR) ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยOKBM Afrikantov ประเทศสหพันธรัฐรัสเซีย โดยมีกำลังการผลิตไฟฟ้าเต็มที่ขนาด 295-325 เมกกะวัตต์ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VBER-300 นี้ออกแบบสำหรับการผลิตไฟฟ้าบนพื้นดินหรือโรงไฟฟ้าแบบผลิตร่วม (Cogeneration plants) หรือสำหรับโรงไฟฟ้าแบบลอยน้ำ (Floating plant) เทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทนี้พัฒนาจากเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้ในเรือดำน้ำของประเทศรัสเซีย โรงไฟฟ้าประเภทนี้มีลักษณะคล้ายกับโรงไฟฟ้าประเภท PWR ทั่วไปซึ่งประกอบไปด้วยถังแรงดันเครื่องปฏิกรณ์ เครื่องควบคุมแรงดันและเครื่องกำเนิดไอน้ำ โดยอาศัยปั๊มหล่อเย็นหลัก (Main Coolant Pump) ช่วยให้เกิดการหมุนวนของสารหล่อเย็นในวงจรการระบายความร้อนปฐมภูมิของเครื่องปฏิกรณ์ โดยมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ที่ใช้นั้นจะเป็นเชื้อเพลิงมาตรฐานที่ใช้ทั่วไปกับโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ PWR รุ่น VVER ที่ใช้กันในประเทศรัสเซีย [1] ตารางที่ ค.8 แสดงรายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆของเครื่องปฏิกรณ์แบบ VBER-300 [1]

ตารางที่ ค.8 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก VBER-300 [1]

ชื่อ	**VBER-300**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	OKBM Afrikantov
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Pressurized Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	12.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	316 ℃
กำลังผลิตทางความร้อน	917 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	325 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรถถนะ	4.95%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	6 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน, การฉีดสารละลายโบรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

โดยการออกแบบระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์ประเภทนี้จะใช้หลักการในเรื่องระบบความปลอดภัยหลายหลักการ อาทิเช่น ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system), การจัดลำดับความสำคัญในวิธีการการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุ (Prioritization of accident prevention measures), การเพิ่มระบบความปลอดภัยเพื่อรองรับปัจจัยภายนอก เช่น เหตุการณ์ที่เกิดจากกระทำผู้ก่อการร้าย เป็นต้น โดยระบบหยุดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นี้ประกอบไปด้วยระบบการสอนแท่งควบคุมนิวตรอน ระบบการฉีดสารดูดซับนิวตรอน และระบบการฉีดสารละลายโบรอนจากถังพักภายนอก สำหรับ

ระบบหล่อเย็นฉุกเฉินของแกนเครื่องปฏิกรณ์ประกอบไปด้วยถังสะสมสารระบายความร้อน (Accumulator) และระบบระบายความร้อนแบบทำงานได้ด้วยตนเองจำนวนสองระบบ รูปที่ ค.8 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์ประเภทนี้

ภาพโดย OKBM Afrikantov

รูปที่ ค.8 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ VBER-300

สำหรับสถานะล่าสุดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VBER-300 นั้นในปัจจุบันอยู่ในขั้นขออนุญาต (Licensing Stage) ได้ทำการศึกษาความเป็นไปได้การก่อสร้างในเมือง Aktau ประเทศคาซัคสถาน เสร็จสิ้นแล้ว และมีแผนจะดำเนินการก่อสร้างให้แล้วเสร็จในปี 2016 [7]

9. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SVBR-100</u>

เครื่องปฏิกรณ์ Svintsovo Vismutny Bystryi Reactor - Lead-Bismuth Fast Reactor หรือ SVBR-100 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนเร็ว (Fast Neutron Reactor) ที่ใช้ตะกั่ว-บิสมัทเป็นสารหล่อเย็น (LMR) มีขนาดกำลังผลิต 101.5 MWeผลิตโดย OKB Gidropress/Eastern-European chief research and project institute of energy technologies (VNIPIET) ประเทศรัสเซียถูกออกแบบให้เป็นโมดูลเนื่องจากเครื่องผลิตไอน้ำถูกใส่ไว้ภายในเตาปฏิกรณ์ร่วมกับแกนปฏิกรณ์ดังรูปที่ ค.9 เครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้อาศัยเทคโนโลยีหล่อเย็นที่ใช้งานอยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในเรือดำน้ำของรัสเซีย แกนปฏิกรณ์สามารถทำงานได้โดยไม่จำเป็นต้องเติมหรือเปลี่ยนเชื้อเพลิงเป็นประจำ เชื้อเพลิงแต่ละชุดสามารถใช้งานได้ยาวนานถึง 7-8 ปี และนอกจากยูเรเนียมไดออกไซด์ (UO_2) แล้ว SVBR-100 ยังได้รับการออกแบบให้สามารถใช้เชื้อเพลิง MOX และวัฏจักรเชื้อเพลิงแบบปิดได้ ตารางที่ ค.9 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ SVBR-100

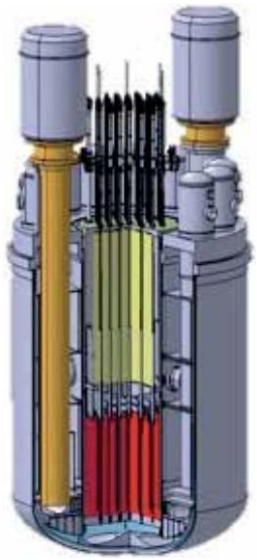
ตารางที่ ค.9 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กSVBR-100[1]

ชื่อ	**SVBR-100**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	AKME Engineering
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Liquid metal cooled fast reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ตะกั่ว-บิสมัท
แรงดันในระบบ	6.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	500 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	280 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	101 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า 16.4 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	7-8 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

วงจรปฐมภูมิทั้งหมดของ SVBR-100 ถูกออกแบบให้อยู่ภายในเตาปฏิกรณ์ซึ่งมีเกราะป้องกันหุ้มอยู่อีกชั้น ส่วนวาล์ว Line-Break Control (LBC) และสายท่ออื่นๆ จะอยู่ภายนอก การไหลเวียนตามธรรมชาติ (โดยปราศจากปั๊ม) ของสารหล่อเย็นภายในวงจรระบายความร้อน (HeatRemovalCircuit) ภายในเครื่องปฏิกรณ์สามารถลดอุณหภูมิ และป้องกันอันตรายเมื่อแกนปฏิกรณ์ร้อนเกินไปได้

การออกแบบให้วงจรปฐมภูมิอยู่ภายในเตาปฏิกรณ์ และการใช้ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) ทำให้สามารถตัดระบบความปลอดภัยบางส่วนที่อาจจำเป็นสำหรับเครื่องปฏิกรณ์ทั่วไปออกไปได้ ซึ่งช่วยให้ SVBR-100 มีความเรียบง่าย และมีราคาลดลง ระบบความปลอดภัยอื่นๆ ที่ SVBR-100 นำมาใช้รวมถึง ระบบปิดเครื่องแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) ระบบลด

ความดัน และระบบระบบความร้อนหลงเหลือแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) ที่สามารถใช้งานได้แม้ไม่ได้รับการจ่ายไฟ (Blackout)



รูปที่ ค.9 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ SVBR-100
ซึ่งมีแกนปฏิกรณ์และเครื่องผลิตไอน้ำอยู่ภายใน

เครื่องปฏิกรณ์แบบ SVBR-100 อยู่ในขั้นตอนออกแบบในรายละเอียดโดยมีแผนจะเริ่มดำเนินการโรงไฟฟ้าต้นแบบในปี 2017

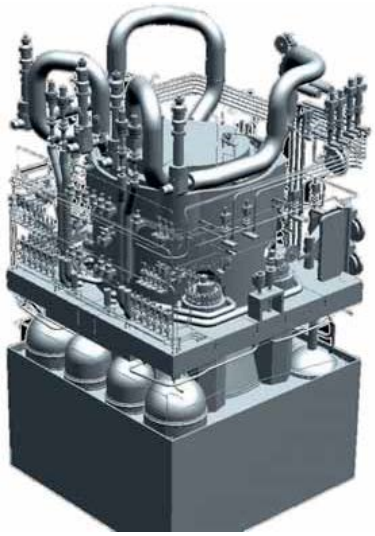
10. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ RITM-200</u>

เครื่องปฏิกรณ์ RITM-200 เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Pressurized Water Reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัท OKBM Afrikantov ประเทศสหพันธรัฐรัสเซียซึ่งสามารถให้กำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 50 MW โดยจุดประสงค์ของการออกแบบหลักเพื่อใช้ในเรือตัดน้ำแข็งพลังงานนิวเคลียร์หรือที่เรียกว่า Nuclear Icebreakers ขนาดระวางขับน้ำ 150-300 ตัน นอกจากนั้นยังสามารถไปใช้เป็นเครื่องปฏิกรณ์สำหรับการผลิตกระแสไฟฟ้า การกลั่นน้ำจืด หรือแหล่งพลังงานสำหรับอุตสาหกรรมในทะเล [1],[3]

เครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ออกแบบให้เป็นลักษณะที่เรียกว่า “ Integral” โดยมีปั๊มหลักสำหรับใช้หมุนเวียนสารหล่อเย็นจำนวน 4 ตัวติดตั้งอยู่ในห้องปั๊มที่ตำแหน่งท่อสารหล่อเย็นขาเข้า (Cold leg) และมีเครื่องผลิตไอน้ำจำนวน 4 เครื่องและระบบเครื่องปรับแรงดันในระบบ (Gas Pressurizer) ติดตั้งอยู่นอกตัวเครื่องปฏิกรณ์ โดยมีขนาดรวมของโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ที่ 6m×6m×15m และมีน้ำหนัก 1,100 ตัน [1] การออกแบบแกนของเครื่องปฏิกรณ์เป็นแบบ Cassette type คล้ายกับแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ KLT-40S โดยออกแบบให้สามารถทำงานได้ 7 ปีที่ Load Factor 65% ก่อนที่จะจำเป็นต้องมีการเปลี่ยนเชื้อเพลิง และมีอายุการใช้งานของอุปกรณ์ที่ใช้ถาวรที่ 40 ปีตารางที่ ค.10 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ RITM-200 และรูปที่ ค.10 แสดงเครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200 และโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200

ตารางที่ ค.10 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์RITM-200 [1],[3]

ชื่อ	**RITM-200**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	OKBM Afrikantov
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Pressurized Water Reactor (integral)
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	NA
กำลังผลิตทางความร้อน	175 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	50 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า 20%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	84 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	40 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา



ภาพโดย OKBM Afrikantov

รูปที่ ค.10 แสดงเครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200 และโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200

เครื่องปฏิกรณ์แบบ RITM-200 ยังอยู่ในกระบวนการออกแบบ วิจัยและพัฒนา บริษัท OKBM Afrikantov คาดว่าจะมีการใช้งานภายในปี 2016

11. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100</u>

ในปี 2010 บริษัท China National Nuclear Corporation (CNNC) ได้เริ่มพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กรุ่น ACP100 ขึ้นโดยอาศัยเทคโนโลยีจากเครื่องปฏิกรณ์น้ำอัดความดันที่บริษัทมีประสบการณ์ในการก่อสร้าง โดยเครื่องปฏิกรณ์ ACP100 จัดเป็นเครื่องปฏิกรณ์ประเภท Integrated Pressurized Water Reactor (iPWR) ซึ่งมีเครื่องผลิตไอน้ำอยู่ภายในถังปฏิกรณ์ รูปที่ ค.11 แสดงส่วนประกอบต่างๆ ภายในอาคารคลุมเครื่อง

ACP-100 ใช้ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) เพื่อลดการสั่งงานของผู้เดินเครื่อง และให้สามารถบรรเทาอุบัติเหตุภายใต้ Design Basis ได้โดยไม่ต้องอาศัยระบบที่ไม่เกี่ยวข้องกับความปลอดภัย [1] เช่น

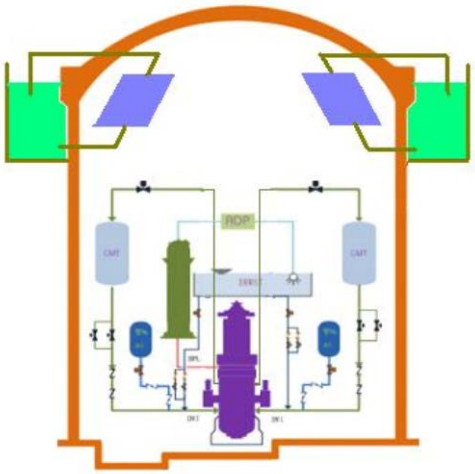
- ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์แบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) ประกอบด้วย Core Makeup Tank ซึ่งใช้การไหลเวียนทางธรรมชาติ IRWST Injection ความดันต่ำ และระบบไหลเวียนภายในอาคารคลุมเครื่องซึ่งทำงานโดยอาศัยแรงโน้มถ่วง
- ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) สามารถกำจัดความร้อนจากการสลายตัว อาศัยเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนที่ใช้หลักการไหลเวียนทางธรรมชาติ ซึ่งเมื่อทำงานร่วมกับระบบหล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) จะสามารถกำจัดความร้อนหลงเหลือจากการสลายตัวได้ไม่จำกัดโดยไม่ต้องอาศัยการสั่งการจากผู้เดินเครื่อง

นอกจากนี้ ACP-100 ยังมีระบบความปลอดภัยอื่นๆ เช่น ระบบลดความดันอัตโนมัติ (Automatic Depressurization System) ระบบควบคุมปริมาณก๊าซไฮโดรเจนภายในอาคารคลุมเครื่องแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) ระบบหล่อน้ำถังปฏิกรณ์เมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ระบบฉีดโบรอนความหนาแน่นสูง เป็นต้น

ACP-100 ถูกออกแบบให้อยู่ใต้ดินเพื่อป้องกันภัยคุกคามจากภายนอก ได้รับการปรับปรุงในส่วนของอาคารคลุมเครื่อง บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว และการจัดการเมื่อเกิด Station Blackout เพื่อป้องกันเหตุการณ์ที่เกิดขึ้น ณ โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะ

ตารางที่ ค.11 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กACP-100 [11]

ชื่อ	ACP-100
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	CNNC
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐประชาชนจีน
ประเภท	Integrated Pressurized Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	303 °C (เฉลี่ย)
กำลังผลิตทางความร้อน	310 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	100 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	4.2 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	2 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน และ แท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	ผ่านการอนุมัติการออกแบบเบื้องต้น จะเสร็จสิ้นการออกแบบเบื้องต้นปลายปี 2013



รูปที่ ค.11 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบACP-100

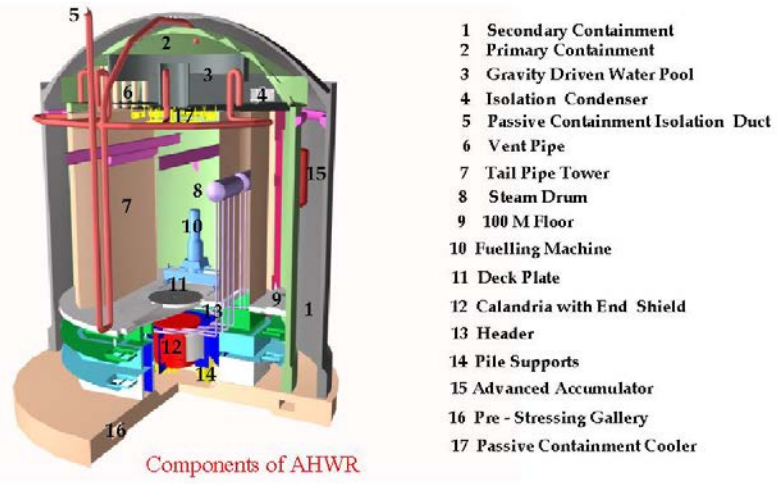
12. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ AHWR 300-LEU</u>

เครื่องปฏิกรณ์ Advanced Heavy Water Reactor หรือ AHWR300-LEU เป็นอีกหนึ่งใน SMR จากประเทศอินเดีย ผลิตโดย BabhaAtomicResearchCenter (BARC) และเป็นเครื่องปฏิกรณ์ประเภทน้ำมวลหนักที่ใช้ออกไซด์ยูเรเนียม-ทอเรียม (Th-U MOX) และออกไซด์พลูโตเนียม-ทอเรียม (Th-Pu MOX) เป็นเชื้อเพลิง โดยมีเป้าหมายที่จะเพิ่มการใช้ทอเรียมในการผลิตไฟฟ้าเชิงธุรกิจแทนการใช้ยูเรเนียมดังที่เป็นอยู่ในปัจจุบัน ตารางที่ ค.12 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ AHWR300-LEU

แกนปฏิกรณ์ของ AHWR300-LEU จะอยู่ภายในเตา Calandriaที่เต็มไปด้วยน้ำมวลหนัก (D_2O) ซึ่งทำหน้าที่เป็นสารหน่วงนิวตรอน Calandria จะมีช่องทางให้สารหล่อเย็นไหลผ่าน ซึ่งสำหรับ AHWR300-LEU จะใช้น้ำมวลเบา (H_2O) ในสภาวะเดือดเป็นสารหล่อเย็น วัฏจักรเชื้อเพลิงของ AHWR300-LEU ได้รับการออกแบบให้เป็นแบบปิด ซึ่งยูเรเนียม-233 และทอเรียมที่สกัดคืนได้จากเชื้อเพลิงใช้แล้ว จะถูกนำไปผลิตเป็นเชื้อเพลิงเพื่อนำกลับมาใช้อีก การไหลเวียนของสารหล่อเย็นใช้หลักการพาความร้อนทางธรรมชาติ (Natural Convection) ผ่านท่อไปยัง Steam Drum เพื่อแยกไอน้ำที่จะส่งไปยังระบบกังหันผลิตไฟฟ้าต่อไปในระหว่างการปิดเครื่องภายใต้สภาวะ Hot Shutdown วาล์วแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) ระหว่าง Steam Drum และ Isolation Condenser ที่แช่อยู่ในบ่อน้ำขนาดใหญ่จะถูกเปิดออกเพื่อช่วยระบายความร้อนที่เกิดขึ้นจากการสลายตัว (Decay Heat) รูปที่ ค.12 แสดงวงจรภายในอาคารเครื่องปฏิกรณ์ AHWR300-LEU

ตารางที่ ค.12 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก AHWR300-LEU [1]

ชื่อ	**AHWR300-LEU**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Bhabha Atomic Research Centre (BARC)
ประเทศผู้ผลิต	สาธารณรัฐอินเดีย
ประเภท	Pressure tube type heavy water moderated reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา/น้ำมวลหนัก
แรงดันในระบบ	7.0 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	285 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	920 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	304 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	MOX (Th, 233U), MOX (Th, Pu)
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	3.00 – 3.75 % ^{233}U 2.50 – 4.00 % Pu
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	NA
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอนและการสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	100 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา



ภาพโดย BARC

รูปที่ ค.12 อาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ AHWR300-LEU

จุดเด่นของระบบความปลอดภัยของ AHWR300-LEU คือการใช้ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) ต่างๆ เช่น ระบบฉีดสารหล่อเย็นฉุกเฉินเข้าแกนปฏิกรณ์ผ่าน Rupture Disc การตัดขาดอาคารคลุมเครื่องออกจากภายนอกเมื่อเกิดอุบัติเหตุที่มีการสูญเสียสารหล่อเย็นปริมาณมาก (Large Break LOCA) และระบบฉีดสารดูดจับนิวตรอนโดยใช้ความดันไอของระบบเมื่อเกิดความล้มเหลวขณะปิดเครื่อง ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS) ได้รับการออกแบบให้สามารถหล่อเย็นต่อเนื่องได้ 72 ชั่วโมงหลังเกิดเหตุการณ์ขึ้น

หน่วยงาน Department of Atomic Energy (DAE) ของประเทศอินเดียวางแผนว่าจะมีสามารถเริ่มการก่อสร้างโรงไฟฟ้าประเภทนี้ได้ในราวกลางปี 2013 และใช้เวลาประมาณทั้งหมด 6 ปีในการก่อสร้าง

13. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ mPower</u>

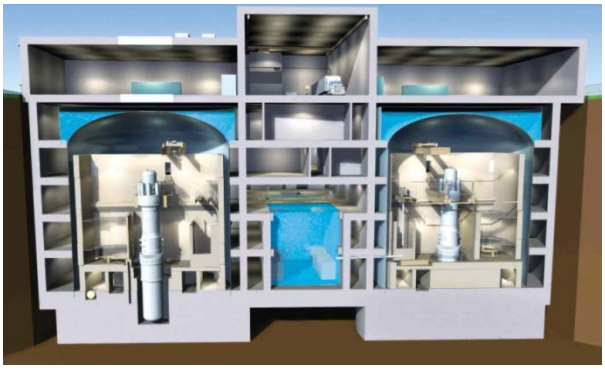
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ integral Pressurized Water Reactor (PWR) ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัท Babcock and Wilcox (B&W) ประเทศสหรัฐอเมริกาโดยมีกำลังการผลิตไฟฟ้าขนาด 180 เมกกะวัตต์ โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ถูกออกแบบให้มีลักษณะแบบโมดูลาร์ ซึ่งรวมแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ระบบกังหันไอน้ำ ระบบการควบคุมแท่งควบคุมนิวตรอน ปั๊มสารหล่อเย็น และเครื่องควบคุมความดันเข้าไว้ในถังทนแรงดันสูงเพียงถังเดียว รายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower แสดงในตารางที่ ค.13

สำหรับในเรื่องเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ที่ใช้ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ mPower นั้น จะใช้เชื้อเพลิงซึ่งใช้ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดแรงดันสูงมาตรฐานทั่วไป โดยออกแบบให้รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงประมาณ 4 ปี ไม่ต้องมีการเติมเชื้อเพลิงเข้าไปใหม่ (Refuelling) ในระหว่าง 4 ปีของการใช้งานของเชื้อเพลิงโดยจะมีการออกแบบให้มีพื้นที่อาคารสำหรับเก็บเชื้อเพลิงใหม่ให้เพียงพอตลอดอายุการใช้งาน 60 ปีของเครื่องปฏิกรณ์ สำหรับรายละเอียดด้านเทคนิคทั่วไปของเชื้อเพลิงนั้นมีดังนี้ เชื้อเพลิงทำจาก UO_2 ซึ่งมีการเสริมสมรรถนะ น้อยกว่า 5 % โดยเชื้อเพลิงประกอบไปด้วย 69 มัดเชื้อเพลิง ในลักษณะการออกแบบแท่งเชื้อเพลิงแบบ 17×17 โดยมีความสูงของแท่งเชื้อเพลิง 241.3 เซนติเมตร มีแท่งควบคุมนิวตรอนที่ทำจาก Ag-Cd-In (AIC) และ B_4C ทั้งนี้ไม่มีการใช้สารละลายโบรอนในการการควบคุมค่า reactivity ในสารหล่อเย็น

ตารางที่ ค.13 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก mPower [1]

ชื่อ	**B & M mPower**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Babcock and Wilcox
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	Integral Pressurized Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ความสูง 23 ม.,เส้นผ่านศูนย์กลาง 4.5 ม.
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	14.1 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	320 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	500 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	180 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า5 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	4 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานการณ์ออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบmPowerนั้นได้ออกแบบให้มีลักษณะความปลอดภัยที่เรียกว่า Inherent safety features ซึ่งมีรายละเอียดหลายประการ [1] อาทิเช่น



ภาพโดยบริษัท Babcock and Wilcox (B&W)

รูปที่ ค.13 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ mPower

1. ระบบการระบายความร้อนของแกนปฏิกรณ์ที่มีขนาดใหญ่ซึ่งช่วยให้มีเวลาเพียงพอสำหรับการเริ่มต้นตอบสนองของระบบความปลอดภัยในกรณีเกิดอุบัติเหตุ
2. มีช่องที่เชื่อมต่อท่อต่างๆของเครื่องปฏิกรณ์อยู่ในระดับที่สูง ทำให้ลดการสูญเสียปริมาณสารหล่อเย็นลงในกรณีเกิดอุบัติเหตุการสูญเสียน้ำหล่อเย็น เมื่อเทียบกับกรณีที่ช่องเชื่อมต่ออยู่ในระดับต่ำ
3. ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉินหรือ Emergency Core Cooling System (ECCS) สามารถทำงานได้ด้วยตัวของมันเองหรือที่เรียกว่า Passive Safety System เพื่อลดความดัน และอุณหภูมิภายในอาคารคลุมปฏิกรณ์หรือ Containment
4. ระบบปลอดภัยต่างๆ ออกแบบให้ทำงานโดยไม่ต้องอาศัยแหล่งกำเนิดไฟฟ้าจากเครื่องกำเนิดไฟฟ้าด้วยน้ำมันดีเซล
5. อุบัติเหตุในลักษณะการสูญเสียน้ำหล่อเย็นจากรอยแตกขนาดใหญ่ (Large Break LOCAs) ไม่สามารถเกิดขึ้นได้เนื่องมาจากการออกแบบที่บรรจุชิ้นส่วนสำคัญต่างๆ ไว้ภายในถังปฏิกรณ์ โดยรอยต่อหรือท่อเชื่อมกับอุปกรณ์ภายนอกที่มีขนาดใหญ่ที่สุดมีขนาดน้อยกว่า 7.6 เซนติเมตร

นอกเหนือจากระบบความปลอดภัยดังที่ได้กล่าวมาแล้ว ถังแรงดันของเครื่องปฏิกรณ์แบบ mPower ได้ถูกออกแบบให้ทำด้วยโลหะหนา และมีขนาดที่เหมาะสม โดยติดตั้งภายใต้พื้นดินเพื่อให้มั่นใจว่าสามารถทนแรงดันสูงสุดในกรณีเกิดอุบัติเหตุพื้นฐานแบบต่างๆ ที่ได้ออกแบบไว้ รูปที่ ค.13 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ mPower

สำหรับสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบันอยู่ในขั้นตอนการพิจารณา Design Certificate Pre-Application จากหน่วยงาน Nuclear Regulatory Commission (NRC) ของประเทศสหรัฐอเมริกาโดยมีแผนจะทำการก่อสร้างและมีใช้งานโรงไฟฟ้าประเภทนี้จำนวน 4 หน่วย โดยบริษัท Tennessee Valley Authority(TVA) ที่เมือง Oak Ridgeรัฐ Tennessee ประเทศสหรัฐอเมริกาภายในปี 2022

14. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale</u>

เครื่องปฏิกรณ์ NuScale พัฒนาโดยบริษัท NuScale Power Inc. เป็นเครื่องปฏิกรณ์ประเภทน้ำมวลเบาอัดความดัน (Pressurized LWR) ที่ได้รับการออกแบบให้มีลักษณะเป็นโมดูล โดยโรงไฟฟ้าหนึ่งโรงอาจประกอบไปด้วย 1 ถึง 12 โมดูลที่เป็นอิสระจากกัน แต่ละโมดูลมีกำลังการผลิตไฟฟ้าอยู่ที่ 45 เมกกะวัตต์โดยใช้กังหันผลิตไฟฟ้าแยกกันมี High Pressure Containment Vessel เป็นของตัวเองดังรูปที่ ค.14 (ก) และถูกจัดวางอยู่ใต้น้ำภายในบ่อคอนกรีตเสริมเหล็กกล้าไร้สนิมดังรูปที่ ค.14 (ข) NuScale ใช้ UO_2 ที่เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 4.95 % เป็นเชื้อเพลิง โดยจัดเรียงมัดเชื้อเพลิงแบบ 17x17 แท่งเชื้อเพลิงมีความสูง 2 เมตร และคาดว่าจะใช้ปริมาณเชื้อเพลิงเพียง 5% ของปริมาณที่ใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่เชื้อเพลิงแต่ละชุดมีอายุการใช้งานประมาณ 24 เดือน บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วใน NuScale ได้รับการออกแบบให้สามารถเก็บและหล่อเย็นเชื้อเพลิงใช้แล้วจากทั้ง 12 โมดูล และเชื้อเพลิงทั้งหมดที่ใช้ในช่วง 10 ปีได้

จุดเด่นด้านความปลอดภัยของ NuScale คือการหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ระยะยาว และการบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง ซึ่งได้แก่ High Pressure Containment Vessel, ระบบระบายความร้อนจากการสลายตัว และระบบระบายความร้อนจากใน Containment แบบ Passive, accumulator สำหรับการปิดเครื่อง เป็นต้น โมดูลของNuScale ทำงานโดยอาศัยการพาความร้อนทางธรรมชาติ (Natural Convection) อยู่ในถังเหล็กกล้าไร้สนิมความแข็งแรงสูง (High Strength Stainless Steel Containment Vessel)

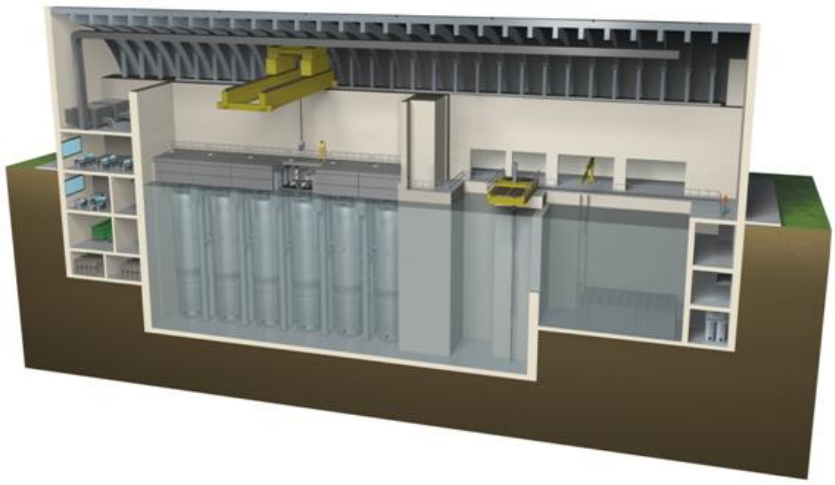
การระบายความร้อนจากการสลายตัว (Decay Heat Removal) ของ NuScale ประกอบด้วย (1) ระบบระบายความร้อนจากการสลายตัว 2 ชุดที่เป็นอิสระจากกัน ทำงานด้วยหลักการไหลเวียนทางธรรมชาติในวงจรไหลเวียนแบบปิด (2) น้ำในสระรอบโมดูลซึ่งมีปริมาณเพียงพอสำหรับใช้หล่อเย็นในการระบายความร้อนจากการสลายตัวได้ติดต่อกัน 3 วัน (3) Containment ที่ทำจากเหล็กกล้าไร้สนิมยังสามารถช่วยในการระบายความร้อนจากการสลายตัวได้โดยไอน้ำที่ปล่อยออกมาจากด้านในจะเกาะที่ผนังของ Containment ควบแน่นกลับเป็นน้ำ ไหลลงไปรวมกันบริเวณส่วนล่างของ Containment และไหลกลับเข้าไปหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ใหม่ได้ ซึ่งกระบวนการนี้จะสามารถหล่อเย็นต่อเนื่องได้ประมาณ 30 วัน (4) การหล่อเย็นด้วยอากาศซึ่งเกิดขึ้นต่อจากกระบวนการหล่อเย็นด้วย Containment ข้างต้นต่อไปเรื่อยๆ [10]

เครื่องปฏิกรณ์ NuScale อยู่ระหว่างกระบวนการวิจัยและพัฒนา โดยบริษัท Westinghouse ได้ยื่นใบสมัครเข้าโครงการช่วยเหลือการพัฒนา SMR ของ US DOE ในปี 2013 และคาดว่าจะมีการใช้งานได้ในช่วง ค.ศ. 2020-2029

ตารางที่ ค.14 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก NuScale [1]

ชื่อ	**NuScale**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	NuScale Power Inc.
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	Integral pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	เส้นผ่านศูนย์กลาง 15 ฟุต สูง 82 ฟุต
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	8.72 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	329 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	160 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	45 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า 4.95 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	24 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

รูปที่ ค.14 (ก) โครงสร้างแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale



รูปที่ ค.14 (ข) โรงไฟฟ้านิวเคลียร์ตามแบบ NuScale

15. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ SMR-160 (HI-SMUR)</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Holtec's Inherently-Safe Modular Underground Reactor (HI-SMUR) หรือบางครั้งเรียกว่า SMR-160 เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Light Water Reactor แบบ PWR ขนาด 160 เมกกะวัตต์ไฟฟ้า ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัท Holtec International Company ตัวเครื่องปฏิกรณ์ถูกออกแบบให้ตั้งภายใต้พื้นดินด้วยเหตุผลด้านความปลอดภัย ด้านเชื้อเพลิงนั้นเครื่องปฏิกรณ์แบบ HI-SMUR ใช้เชื้อเพลิงทำจาก UO_2 แบบที่ใช้ทั่วไปในโรงไฟฟ้าแบบ Power Water Reactor (PWR) โดยแท่งเชื้อเพลิงจะบรรจุอยู่ในมัดเชื้อเพลิงจำนวน 32 มัดรวมกันใน 1 fuel Cartridge ซึ่งการเปลี่ยนเชื้อเพลิงจะเปลี่ยนทั้ง fuel cartridge เลยโดยออกแบบให้ใช้เวลาเปลี่ยนเชื้อเพลิงเพียง 1 สัปดาห์ในทุกๆ รอบ 42 สัปดาห์ของวัฏจักรเชื้อเพลิง สารหล่อเย็นที่ใช้เป็นน้ำมวลเบาซึ่งไม่มีส่วนผสมของสารละลายโบรอนที่ใช้ในการควบคุมการเกิดปฏิกิริยาฟิชชั่นทำให้ไม่เกิดการสึกกร่อนในระบบหล่อเย็นจากสารละลายโบรอนรายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ HI-SMUR แสดงในตารางที่ ค.15

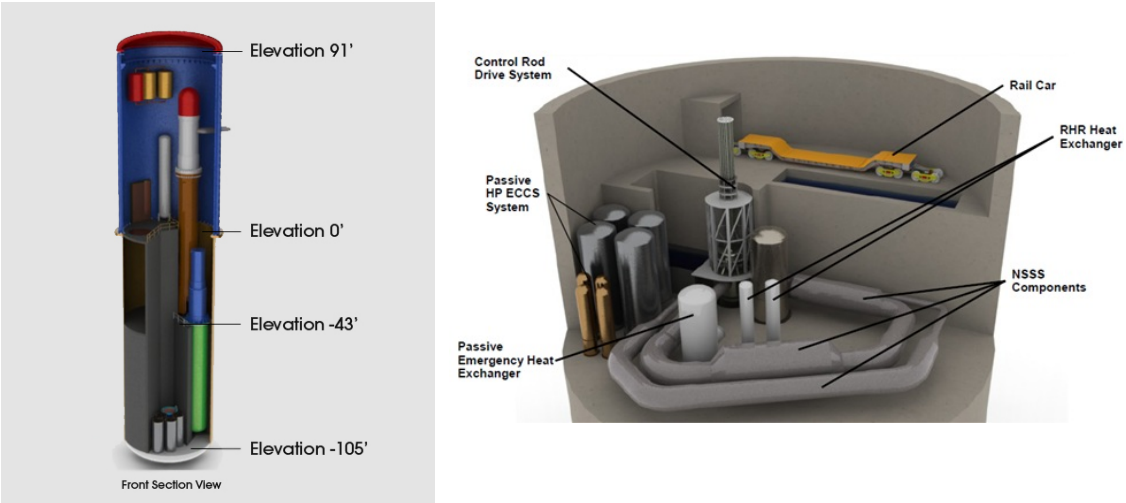
ตารางที่ ค.15 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก SMR-160 (HI-SMUR)

ชื่อ	<u>SMR-160 (HI-SMUR)</u>
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Hotlec International Company
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	Light Water Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	NA
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	NA
กำลังผลิตทางความร้อน	NA
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	160 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2 หรือ MOX
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	NA
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	42 สัปดาห์
การควบคุมค่า Reactivity	NA
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	80 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

ทางด้านเทคโนโลยีด้านความปลอดภัยที่ใช้กับเครื่องปฏิกรณ์แบบ HI-SMUR นั้น เครื่องปฏิกรณ์ถูกออกแบบให้มีความปลอดภัยสูงสุดโดยมีการผนวกระบบความปลอดภัยเข้ากับเครื่องปฏิกรณ์ (Inherently safe) ยกตัวอย่างเช่น

1. ระบบระบายความร้อนเครื่องปฏิกรณ์ในวงจรปฐมภูมิจะใช้การระบายความร้อนแบบธรรมชาติ โดยไม่อาศัยปั๊มหล่อเย็นและอุปกรณ์ต่างๆ ทำให้ลดความเสี่ยงต่อการทำงานผิดพลาดของอุปกรณ์ดังกล่าวได้
2. ใช้ระบบการหล่อเย็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ passive cooling system ซึ่งทำงานด้วยตัวมันเอง ระหว่างการดับเครื่องปฏิกรณ์หรือระหว่างการเกิดอุบติเหตุ โดยมีแหล่งน้ำภายนอกซึ่งตั้งอยู่เหนือเครื่องปฏิกรณ์สำหรับใช้ในการหล่อเย็นเครื่องปฏิกรณ์หาเกิดอุบัติเหตุ
3. ไม่มีท่อขนาดใหญ่ในระบบการระบายความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์ ทำให้ไม่มีโอกาสการเกิดอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็นจากรอยแยกขนาดใหญ่ในท่อ (Large Break Loss of Coolant Accident, LOCA)
4. อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment) ทำจากเหล็กกล้าซึ่งจะใช้เป็นผนังสำหรับแลกเปลี่ยนความร้อนหากเกิดอุบัติเหตุทำให้เครื่องปฏิกรณ์มีอุณหภูมิสูงขึ้น

รูปที่ ค.15 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ HI-SMUR จะเห็นได้ว่าแกนเครื่องปฏิกรณ์ถูกติดตั้งภายใต้พื้นดิน ซึ่งในเรื่องของการพิทักษ์ความมั่นคงทางด้านนิวเคลียร์นั้น ทำให้โอกาสเสี่ยงต่อการที่ผู้ก่อการร้ายสามารถเข้าถึงพื้นที่เก็บ และใช้งานเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ได้นั้นลดลง



ภาพโดยSMR LLC.

รูปที่ ค.15 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ HI-SMUR (SMR-160)

สำหรับสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบันนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ HI-SMUR (SMR-160) อยู่ระหว่างการออกแบบในรายละเอียด โดยบริษัทผู้ผลิตคาดว่าจะสามารถยื่นขอใบอนุญาตการออกแบบต่อ United States Nuclear Regulatory Commission (US. NRC) ภายในปี 2016 [8]

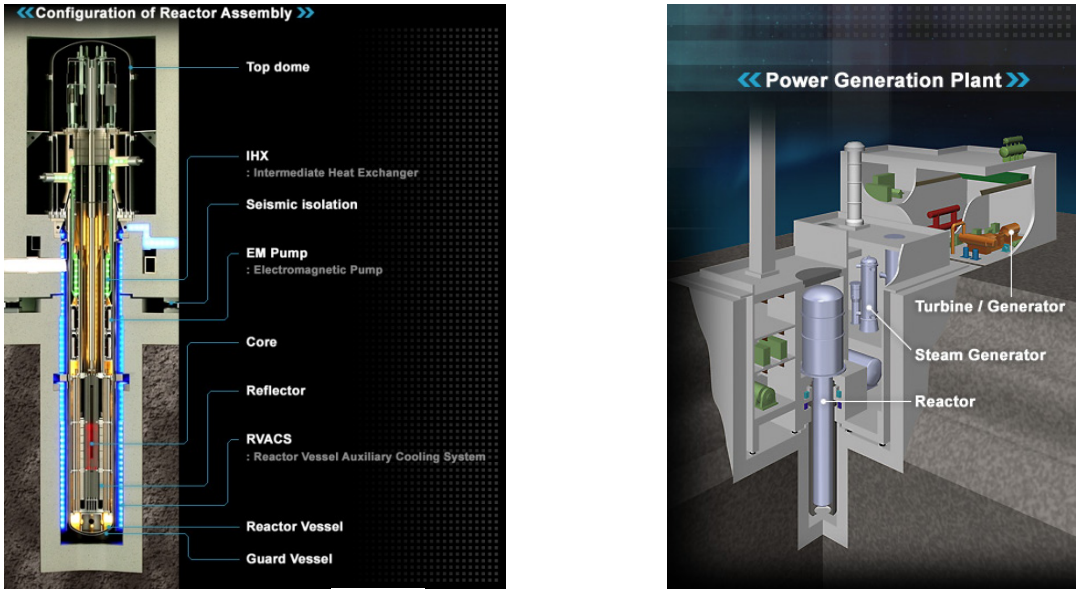
16. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ 4S</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Super-Safe Small and Simple หรือ 4S เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวตรอนเร็วแบบหล่อเย็นด้วยโลหะเหลว (Liquid metal cooled fast reactor, LMFR) ซึ่งพัฒนา และออกแบบโดยบริษัท Toshiba และ Central Research Institute of the Electric Power Industry (CRIEPI) ประเทศญี่ปุ่น โดยมีกำลังการผลิตไฟฟ้าขนาด 10 เมกกะวัตต์ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทนี้ถูกออกแบบให้เป็นแหล่งให้พลังงานเพื่อตอบสนองการใช้งานที่หลากหลายรูปแบบ เช่น การใช้เพื่อสำหรับการผลิตสารไฮโดรเจน การกลั่นน้ำจืด เชื้อเพลิงถูกออกแบบให้มีอายุการใช้งานนานถึง 30 ปีเท่ากับอายุใช้งานของเครื่องปฏิกรณ์ โดยเชื้อเพลิงที่ใช้นั้นจะอยู่ในรูปโลหะผสมอัลลอย (metal alloy fuel) เช่น U-Zr ประกอบด้วยเชื้อเพลิงยูเรเนียมที่เสริมสมรรถนะ น้อยกว่า 20% หรือ U-PU-Zr ซึ่งมีส่วนประกอบของพลูโตเนียม น้อยกว่า 24 % โดยมวล โดยมีการออกแบบให้วัสดุสะท้อนนิวตรอนรอบแกนปฏิกรณ์สามารถเคลื่อนที่ได้ เพื่อชดเชยกับที่อัตราการปลดปล่อยนิวตรอนของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ที่ลดลงตลอดช่วงอายุการทำงานของเครื่องปฏิกรณ์ [1],[3] รายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ 4S แสดงในตารางที่ ค.16

ตารางที่ ค.16 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก 4S [1]

ชื่อ	**4S**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Toshiba, CRIEPI
ประเทศผู้ผลิต	ญี่ปุ่น
ประเภท	Liquid Metal Reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ความสูง 2.5 ม.,เส้นผ่านศูนย์กลาง 1.2 ม.
สารหล่อเย็น	โซเดียม
แรงดันในระบบ	Non-pressurized
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	510 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	30 MWt (หรือทางเลือก 135 MWt)
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	10 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	U-Zr alloy
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	น้อยกว่า 19%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	30 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน, การฉีดสารละลายโบรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	30 ปี
สถานการณ์ออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทนี้เป็นลักษณะที่เรียกว่า Integral pool type ซึ่งมีลักษณะที่ตัวถังแรงดันเครื่องปฏิกรณ์ติดตั้งอยู่ในบ่อขนาดใหญ่ภายใต้พื้นดิน โดยที่อุปกรณ์หลักๆ ของเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ เช่น เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน (heat exchanger), ปั๊มแบบ electromagnetic, แผงวัสดุกำบังรังสีนิวตรอน, แท่งควบคุมการหยุดปฏิกิริยาฟิชชั่น, แผงกำบังรังสีนิวตรอนและท่อน้ำสำหรับระบายความร้อน จะติดตั้งอยู่ภายในถังแรงดันเครื่องปฏิกรณ์ทั้งหมดสำหรับระบบความปลอดภัยนั้นถูกออกแบบให้ใช้ระบบความปลอดภัยในลักษณะจัดการตัวมันเองหรือที่เรียกว่า Passive Safety System รูปที่ ค.16 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ 4S นี้



ภาพโดยบริษัท Toshiba Power System

รูปที่ ค.16 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ 4S

สำหรับสถานะล่าสุดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ 4S นั้นปัจจุบันอยู่ในขั้นตอนการพิจารณาเบื้องต้น Design Certificate Pre-Application จากหน่วยงาน Nuclear Regulatory Commission(NRC) ของประเทศสหรัฐอเมริกา [3]

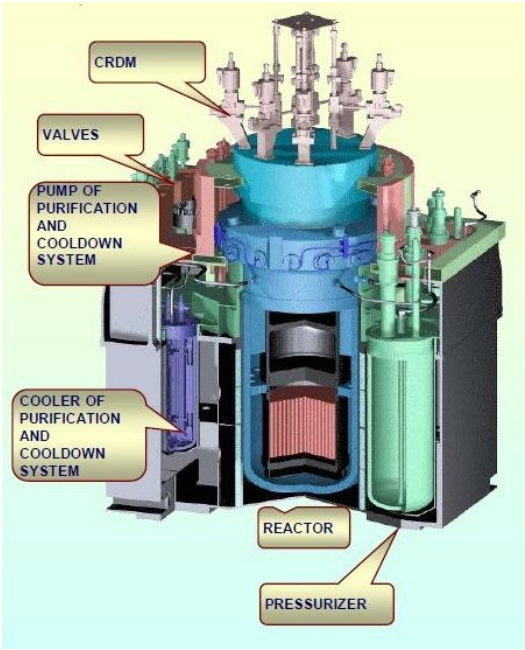
17. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ABV-6M</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์Atomny Blochny Vodyanoy - Nuclear Modular Water (ABV-6M) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Pressurized water reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบโดยบริษัท Afrikantov OKB ในประเทศสหพันธรัฐรัสเซีย โดยจุดประสงค์ประการหนึ่งของการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ABV-6M ก็คือเพื่อใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ในโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ลอยน้ำ (Floating Nuclear Power Plant) ซึ่งโรงไฟฟ้าประเภทนี้อาจจะใช้เพื่อการผลิตกระแสไฟฟ้าพลังงานความร้อนร่วม หรือพลังงานความร้อนเพื่อการกลั่นน้ำจืดสำหรับโรงไฟฟ้าทั่วไป โดยมีกำลังการผลิตพลังงานความร้อนขนาด 45 เมกกะวัตต์ หรือพลังงานไฟฟ้า 14.6 เมกกะวัตต์ และออกแบบให้มีรอบรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงนิวเคลียร์อยู่ที่ 10 ปี และอายุการใช้งานโรงไฟฟ้าที่ 50 ปี [1]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ออกแบบให้มีการติดตั้งเครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator) ไว้ในเครื่องปฏิกรณ์ และมีระบบแท่งควบคุมนิวตรอนติดตั้งเหนือฝาปิดถังเครื่องปฏิกรณ์ และอุปกรณ์ป้องกันนิวตรอน (Neutron shielding) ดังที่แสดงรูปที่ ค.17 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ ABV-6M รายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ABV-6M แสดงในตารางที่ ค.17

ตารางที่ ค.17 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก ABV-6M [1]

ชื่อ	**ABV-6M**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Afrikantov OKB
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ความสูง 13 ม.,เส้นผ่านศูนย์กลาง 8.5 ม.
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15.7 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	NA
กำลังผลิตทางความร้อน	45 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	8.6 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	uranium aluminium silicide
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	16.5% หรือ 19.7%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	10 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	50 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา



ภาพโดย Afrikantov OKBM

รูปที่ ค.17 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ ABV-6M

สำหรับสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบันเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ABV-6M ยังอยู่ในขั้นตอนการออกแบบ และยังไม่ได้แผนการใช้งานที่ชัดเจน [3]

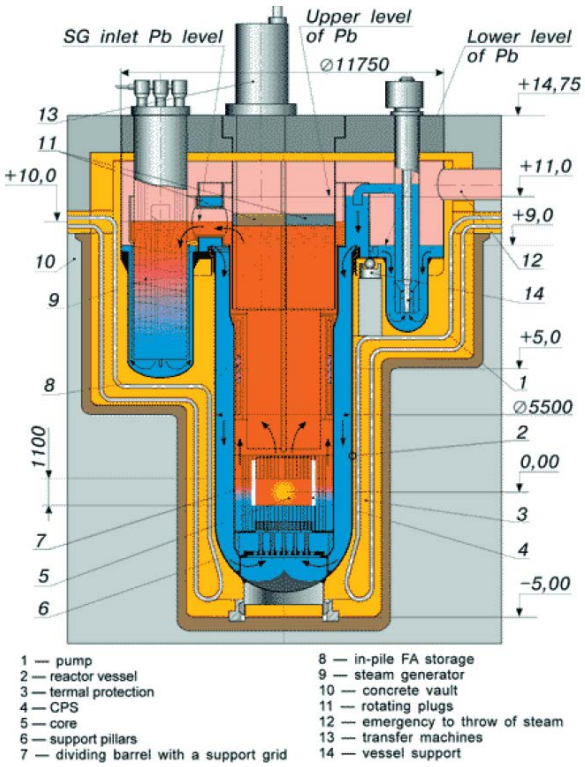
18. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Bystryi Reactor so Svintsovym Teplonositelem - Fast Reactor with Lead Coolant (BREST-300) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Liquid metal cool reactor ขนาดกำลังผลิตไฟฟ้า 300 เมกกะวัตต์ ซึ่งพัฒนา และออกแบบโดยบริษัท N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET) ในประเทศสหพันธรัฐรัสเซีย เครื่องปฏิกรณ์นี้ถูกออกแบบให้ใช้เพื่อผลิตกระแสไฟฟ้าพลังงานความร้อนร่วม หรือให้พลังงานความร้อนแก่โรงงาน โดยเชื้อเพลิงซึ่งทำขึ้นจากวัสดุ Uranium plutonium mononitride (PuN-UN) และปลอกเชื้อเพลิงทำจากวัสดุ Chromium ferritic martensitic steel ซึ่งให้ประสิทธิภาพการนำความร้อนที่สูง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 มีวงจรแลกเปลี่ยนความร้อนปฐมภูมิประกอบไปด้วยเครื่องผลิตไอน้ำ และปั๊มหล่อเย็นอยู่ภายนอกถังเครื่องปฏิกรณ์แรงดันซึ่งติดตั้งอยู่ในช่องว่างซึ่งล้อมด้วยวัสดุคอนกรีตทำหน้าที่เป็นฉนวนความร้อน ซึ่งจะรักษาอุณหภูมิให้ต่ำกว่าอุณหภูมิสูงสุดที่ได้ออกแบบไว้ด้วยการระบายความร้อนจากอากาศแบบธรรมชาติ [1] รายละเอียดทางด้านเทคนิคอื่นๆ ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 แสดงในตารางที่ ค.18

ตารางที่ ค.18 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบ BREST-300 [1]

ชื่อ	**BREST-300**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	NIKIET
ประเทศผู้ผลิต	สหพันธรัฐรัสเซีย
ประเภท	Liquid metal cooled reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ตะกั่ว
แรงดันในระบบ	NA
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	540 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	700 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า300	300 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	PuN-UN-MA
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	NA
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	12 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	NA
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

สำหรับการออกแบบด้านความปลอดภัยนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 ออกแบบให้มีระบบความปลอดภัยแบบที่ผนวกไว้กับกับการออกแบบ อาทิเช่น การมีค่าสัมประสิทธิ์ reactivity ของอุณหภูมิของเชื้อเพลิงเป็นลบ ทำให้เมื่ออุณหภูมิของเชื้อเพลิงสูงขึ้นผิดปกติจะทำให้อัตราการเกิดปฏิกิริยาฟิชชั่นน้อยลง จากการวิเคราะห์ด้านความปลอดภัยยืนยันว่า ภายใต้เหตุการณ์ต่างๆ เช่น การเพิ่มของอัตราการเกิดปฏิกิริยาฟิชชั่นอย่างรวดเร็วอย่างผิดปกติ การที่สารหล่อเย็นถูกกีดขวางไม่ให้เคลื่อนตัวในระบบ การสูญเสียระบบระบายความร้อนทุติยภูมิ หรือแม้กระทั่งการสูญเสียความสามารถของระบบความปลอดภัย จะทำให้เกิดอุบัติเหตุต่อความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 รูปที่ ค.18 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ BREST-300



ภาพโดย IAEA

รูปที่ ค.18 แสดงโครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ BREST-300

สำหรับสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบัน เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ BREST-300 ยังอยู่ในขั้นตอนการออกแบบ โดยมีแผนจะทำการก่อสร้างโรงไฟฟ้าต้นแบบที่เมือง Beloyarsk ประเทศสหพันธรัฐรัสเซีย แต่ยังไม่ได้ระบุเวลาที่ชัดเจน [3]

19. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-HTR</u>

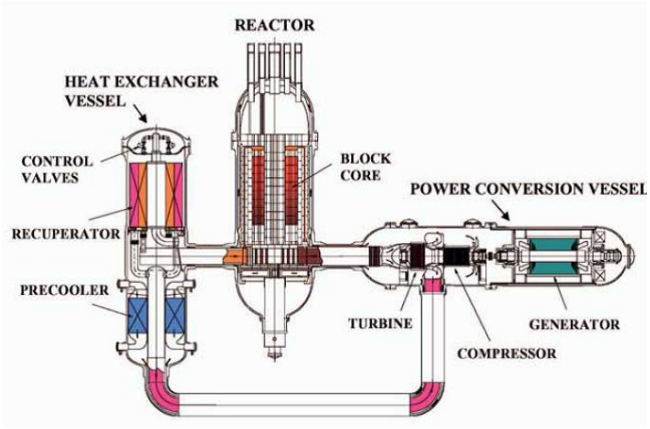
เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR) เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ High temperature gas cooled reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบ Japan Atomic Energy Agency (JAEA) ประเทศญี่ปุ่น ซึ่งสามารถให้กำลังผลิตทางความร้อนขนาด 600 MW หรือกำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 274MWเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ออกแบบให้สามารถผลิตกระแสไฟฟ้า ผลิตร่วมกระแสไฟฟ้าหรือผลิตพลังงานความร้อนสำหรับอุตสาหกรรม รวมถึงการผลิตก๊าซไฮโดรเจนอีกด้วย โดยสำหรับการผลิตกระแสไฟฟ้าและการผลิตไฟฟ้าความร้อนร่วมนั้นจะใช้วงจรรอบกังหันก๊าซโดยตรง (Direct Cycle Gas Turbine) ในขณะที่การผลิตความร้อนสำหรับการผลิตก๊าซไฮโดรเจนนั้นจะใช้วงจรการส่งผ่านความร้อนทันที (Intermediate heat transport loop) ดังที่แสดงตำแหน่งของระบบต่างๆ ระบบเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์ GTHTR ในรูปที่ ค.19

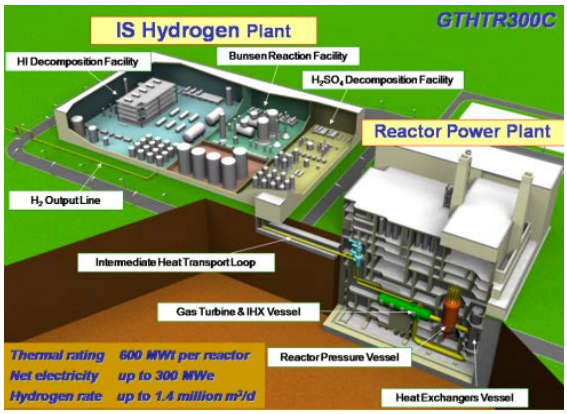
สำหรับการออกแบบในเรื่องเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ GTHTR ใช้เชื้อเพลิงแบบ Triple coated Isotropic (TRISO) Coated Fuel Particles (CFPs) ที่ภายนอกเคลือบด้วยวัสดุเซรามิค ส่วนภายในบรรจุส่วนผสมระหว่าง กราไฟต์และเชื้อเพลิงยูเรเนียมเสริมสมรรถนะ 14% เป็นลักษณะก้อนทรงกลมขนาดเส้นผ่านศูนย์กลาง 1 มิลลิเมตร โดยก้อนเชื้อเพลิงเล็กเหล่านี้จะบรรจุอยู่ในแท่งเชื้อเพลิงขนาดเล็กที่เรียกว่า Fuel Compact ซึ่งมีลักษณะเป็นแท่งทรงกระบอกกลวงขนาดเส้นผ่านศูนย์กลางภายนอก 26 มิลลิเมตรและภายใน 8.5 มิลลิเมตร สูง 83 มิลลิเมตร แท่งเชื้อเพลิงขนาดเล็กนี้จะบรรจุอยู่ในแท่งเชื้อเพลิงขนาดกลางหรือ ที่เรียกว่า Fuel rod อีกทีหนึ่ง ซึ่ง 1 แท่งเชื้อเพลิงขนาดกลางสามารถบรรจุแท่งเชื้อเพลิงขนาดเล็กได้ประมาณ 12 ชุดโดยจะมีแท่งเชื้อเพลิงขนาดใหญ่จะบรรจุอยู่ในแท่งเชื้อเพลงขนาดใหญ่หรือที่เรียกว่า Fuel Column จำนวน 90 แท่งกระจายอยู่ในแกนเครื่องปฏิกรณ์ในลักษณะวงแหวน ตารางที่ ค.19 แสดง รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GTHR [9]

ตารางที่ ค.19 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แขนาดเล็ก GT-HTR [9]

ชื่อ	GT-HTR
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Japan Atomic Energy Agency (JAEA)
ประเทศผู้ผลิต	ญี่ปุ่น
ประเภท	High temperature gas cooled reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ความสูง 8 ม.,เส้นผ่านศูนย์กลาง 5.5 ม.
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ฮีเลียม
แรงดันในระบบ	6.9 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	950 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	600 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	274 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	LEU, MOX และอื่นๆ
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	14 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	24 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานการณ์ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

สำหรับการออกแบบด้านความปลอดภัยนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GTHTR ออกแบบให้มีระบบความปลอดภัยผนวกเข้ากับแบบของตัวเครื่องปฏิกรณ์ (Inherent safety principles) โดยอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์หรือที่เรียกว่า Containment vessel นั้นโดยความเป็นจริงแล้วไม่จำเป็นสำหรับเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้เนื่องจากในการออกแบบระบบเครื่องปฏิกรณ์จะไม่มีการรั่วไหลจำนวนมากของสาร Fission Products ออกจากเครื่องปฏิกรณ์ภายหลังการเกิดอุบัติเหตุ อย่างไรก็ตามอาคารได้ถูกออกแบบขึ้นด้วยเหตุผลการทนต่อการเปลี่ยนแปลงแรงดันระหว่างเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ นอกจากนั้นเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ยังมีระบบที่เรียกว่า Vessel Cooling System สำหรับระบายความร้อนถังปฏิกรณ์ระหว่างเกิดอุบัติเหตุด้วยหลักการการหมุนวนของอากาศตามธรรมชาติ อีกประการหนึ่งนั้น ระบบการดับเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้นั้นจะสามารถใช้งานได้สองระบบโดยไม่ขึ้นแก่กันและกันได้แก่ระบบแท่งควบคุมแบบปกติและระบบการใส่ก้อน B_4C เข้าไปในช่องว่างที่ออกแบบไว้ในแกนเครื่องปฏิกรณ์





ภาพโดย JAEA ภาพโดยIAEA

รูปที่ ค.19 แสดงระบบเครื่องปฏิกรณ์ และการออกแบบอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ GT-HTR

สำหรับสถานะล่าสุดของการออกแบบนั้นในปัจจุบันนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-HTR ยังคงอยู่ในขั้นตอนการออกและพัฒนา

20. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-MHR</u>

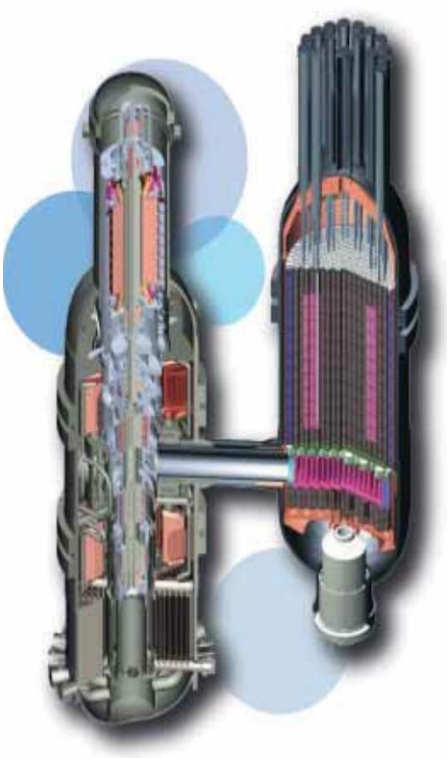
เครื่องปฏิกรณ์ Gas Turbine Modular Helium Reactor หรือ GT-MHR พัฒนาโดยบริษัท General Atomics เป็นเครื่องปฏิกรณ์อุณหภูมิสูงที่หล่อเย็นด้วยก๊าซฮีเลียม (High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR) ที่ใช้วัฏจักรแปลงรูปพลังงานแบบเบรตัน (Brayton Power Conversion Cycle) ซึ่งช่วยเพิ่มประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า สารหล่อเย็นมีอุณหภูมิขาออกสูงถึง 750 °C จึงสามารถนำไปผลิตก๊าซไฮโดรเจนด้วยวิธี Electrolysis หรือ Thermochemical Water Splitting ได้ GT-MHR ใช้ยูเรเนียมเสริมสมรรถนะต่ำ (Low Enriched Uranium, LEU) เป็นเชื้อเพลิง และด้วยประสิทธิภาพและความสามารถในการใช้เชื้อเพลิง (Fuel Burnup) ที่สูง ประกอบกับปริมาณเชื้อเพลิง Fertile ที่มีต่ำกว่าเครื่องปฏิกรณ์ทั่วไป จึงทำให้ GT-MHR ผลิตกากกัมมันตรังสีที่เป็นโลหะหนัก (รวมถึงธาตุพลูโตเนียมทั้งหมด และพลูโตเนียม-239 ซึ่งเป็นไอโซโทปที่เป็นปัญหาในด้านการแพร่ขยายอาวุธนิวเคลียร์) ออกมาน้อยเมื่อเทียบต่อหน่วยพลังงานที่ผลิต ตารางที่ ค.20 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ GT-MHR

ตารางที่ ค.20 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก GT-MHR [1]

ชื่อ	**GT-MHR**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	General Atomics
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	High temperature gas cooled reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ฮีเลียม/กราไฟต์
แรงดันในระบบ	6.38 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	750 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	350 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	150 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UCO
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	15.5 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	18 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา

ในส่วนของความปลอดภัย GT-MHR ใช้วิธีการถ่ายเทความร้อนแบบ Passive เท่านั้นในการจัดการกับความร้อนจากการสลายตัวของแกนปฏิกรณ์ นอกจากนี้ยังถูกออกแบบให้สามารถกักเก็บนิวไคลด์รังสีในเชื้อเพลิงไว้ได้ ทั้งในสภาวะการเดินเครื่องปกติและเมื่อเกิดอุบัติเหตุที่ยังอยู่ภายใต้สมมุติฐานที่ตั้งไว้ขึ้นโดยไม่จำเป็นต้องอาศัยแหล่งจ่ายไฟฟ้าอื่นๆ หรือการตอบสนองใดๆ จากเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง

ในส่วนของการพิทักษ์ความปลอดภัย รูปแบบของเชื้อเพลิงที่ใช้ใน GT-MHR ถูกออกแบบให้ยากต่อการนำไปสกัดเพื่อใช้ผลิตอาวุธนิวเคลียร์ทั้งก่อนและหลังใช้งาน



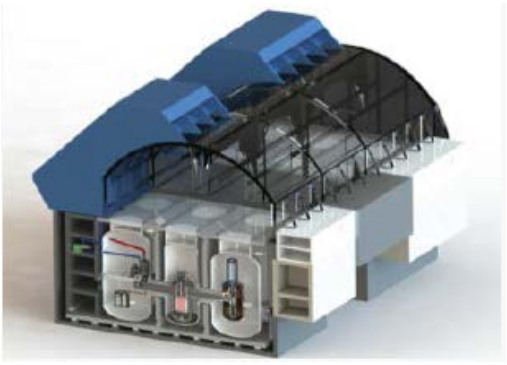
รูปที่ ค.20 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ GT-MHR

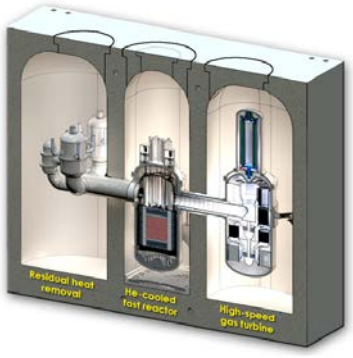
21. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ EM^2

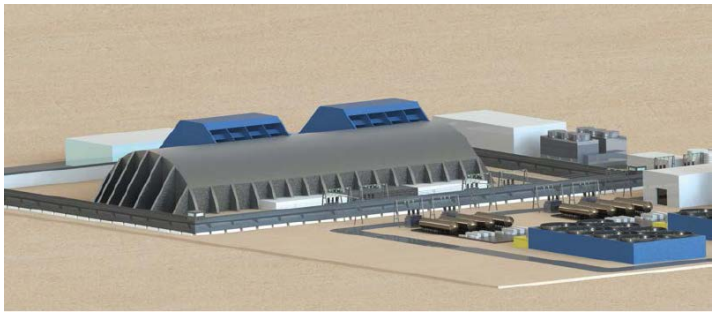
เครื่องปฏิกรณ์ Energy Multiplier Module หรือ EM^2 พัฒนาโดยบริษัท General Atomics เป็นเครื่องปฏิกรณ์รุ่นที่พัฒนาขึ้นจากเครื่องปฏิกรณ์อุณหภูมิสูงที่หล่อเย็นด้วยก๊าซฮีเลียม (High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR) ที่ใช้วัฏจักรแปลงรูปพลังงานแบบเบรตัน (Brayton Power Conversion Cycle) ซึ่งช่วยเพิ่มประสิทธิภาพในการผลิตไฟฟ้า สารหล่อเย็นมีอุณหภูมิขาออกสูงถึง 850 °C เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์ EM^2 มีลักษณะที่แตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์อื่นๆ คือ เครื่องปฏิกรณ์ EM^2 ถูกพัฒนามาเพื่อสามารถใช้ประโยชน์จากเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ที่ใช้แล้วโดยไม่ต้องนำเชื้อเพลิงใช้แล้วไปผ่านการสกัดเชื้อเพลิงใหม่ โดยเชื้อเพลิงของในเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้ารุ่นแรกประกอบด้วยยูเรเนียมเสริมสมรรถนะต่ำ (LEU) 22 ตัน และเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ใช้แล้ว 20.4 ตัน ซึ่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ใช้แล้วจะมียูเรเนียมประมาณ 1 %, พลูโตเนียมประมาณ 1 %, mixed actinides (MA) และผลิตผลจากการเกิดฟิชชั่น 3 % ส่วนที่เหลือเป็นยูเรเนียม-238 ซึ่งองค์กรที่ทำการออกแบบยืนยันว่าไม่จำเป็นต้องมีการเสริมสมรรถนะยูเรเนียมภายหลังจากเครื่องปฏิกรณ์รุ่นแรก เนื่องจากเชื้อเพลิงที่ออกจากเครื่องปฏิกรณ์รุ่นก่อนจะถูกใช้สำหรับรุ่นต่อไป โดยเชื้อเพลิงใช้แล้วที่ออกมานี้ปริมาณ 38.5 ตันจะถูกใช้สำหรับรุ่นต่อไป และผลิตผลจากการเกิดฟิชชั่นประมาณ 4 ตัน จะถูกแยกออกไป

ตารางที่ ค.21 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็ก EM^2

ชื่อ	EM^2
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	General Atomics
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	High temperature gas cooled fast reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	ฮีเลียม / NA
แรงดันในระบบ	NA
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	850 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	500 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	240 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	เชื้อเพลิงใช้แล้ว
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	1% U-235, 1% Pu, mixed actinides (MA)
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	30 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	NA
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	30 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนาการออกแบบช่วงเริ่มต้น







ภาพโดย General Atomics

รูปที่ ค.21 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ EM^2

22. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวคลียร์แบบ PRISM</u>

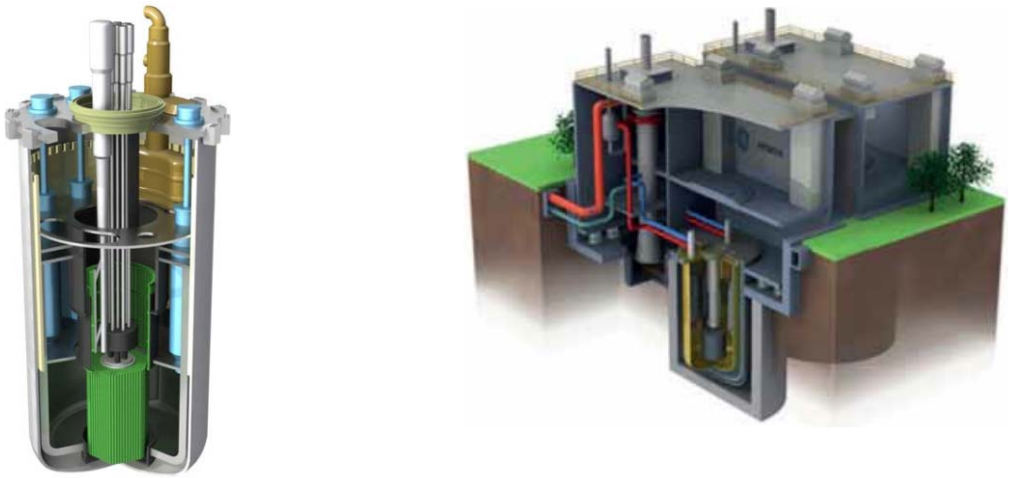
เครื่องปฏิกรณ์ Power Reactor Innovative Small Modular หรือ PRISM พัฒนาโดยบริษัท General Electric-Hitachi เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้โซเดียมเหลวเป็นสารหล่อเย็น (LMR) มีลักษณะเป็น Pool Type ดังแสดงในรูปที่ ค.22 ใช้เชื้อเพลิงโลหะผสม (Alloy) ระหว่างยูเรเนียม พลูโตเนียม และเซอร์คาลอยดัง แสดงในตารางที่ ค.22 การปิด และการระบายความร้อนจากการสลายตัวเป็นแบบ Passive แกนปฏิกรณ์ของ PRISM ถูกออกแบบให้ (1) จำกัดการ Burnup สูงสุดของเชื้อเพลิง (2) จำกัดการแกว่งของ Burnup Reactivity (3) มีรอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงทุก 18 เดือน (4) เชื้อเพลิงมีอายุการใช้งาน 54 เดือน (5) Blacket มีอายุการใช้งาน 90 เดือน

ระบบถ่ายเทความร้อนปฐมภูมิทั้งหมดซึ่งรวมถึง Intermediate Heat Exchangers (IHXs) ถูก ออกแบบให้อยู่ภายในถังปฏิกรณ์ (Reactor Vessel) โดยโซเดียมเหลวจะไหลจากบ่อเย็นด้านล่างของแกน ปฏิกรณ์ ผ่านและรับความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ขึ้นไปยังบ่อร้อนด้านบน และไหลผ่าน IHXs เพื่อลดอุณหภูมิ ก่อนกลับสู่บ่อเย็นอีกครั้ง

จุดเด่นด้านความปลอดภัยของ PRISM คือ แกนปฏิกรณ์ได้รับการออกแบบให้มีคุณสมบัติในเชิง Negative Reactivity Feedback ต่างๆ ที่เอื้อต่อการปิดเครื่องปฏิกรณ์ เช่น Doppler Effect, ความ หนาแน่นและช่องว่างของโซเดียม, การขยายตัวของเชื้อเพลิงด้านแนวยาวและแนวรัศมี เป็นต้น ซึ่งในสภาวะ ฉุกเฉินนอกจากการปิดเครื่องจะใช้การ Scram แท่งควบคุมแล้ว ยังได้คุณสมบัติเหล่านี้ช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์ เข้าสู่สถานะปิดตัวได้เร็วและรักษาเครื่องปฏิกรณ์ให้อยู่ในสภาพที่ปลอดภัยและคงที่ในขณะที่มีอุณหภูมิสูงได้ ซึ่งหลังจากนั้นจะใช้ระบบปิดเครื่องอีกระบบที่ใช้นำเครื่องปฏิกรณ์เข้าสู่สภาวะ Subcritical

ตารางที่ ค.22 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก PRISM [1]

ชื่อ	PRISM
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	GE-Hitachi
ประเทศผู้ผลิต	สหรัฐอเมริกา
ประเภท	Liquid metal cooled fast breeder reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	โซเดียม
แรงดันในระบบ	ต่ำ
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	485 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	840 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	311 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	U-Pu-Zr
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	26 % Pu, 10 % Zr
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	18 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุมนิวตรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	ไม่ระบุ
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา



ภาพโดย GE-Hitashi

รูปที่ ค.22 โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์ และอาคารเครื่องปฏิกรณ์แบบ PRISM

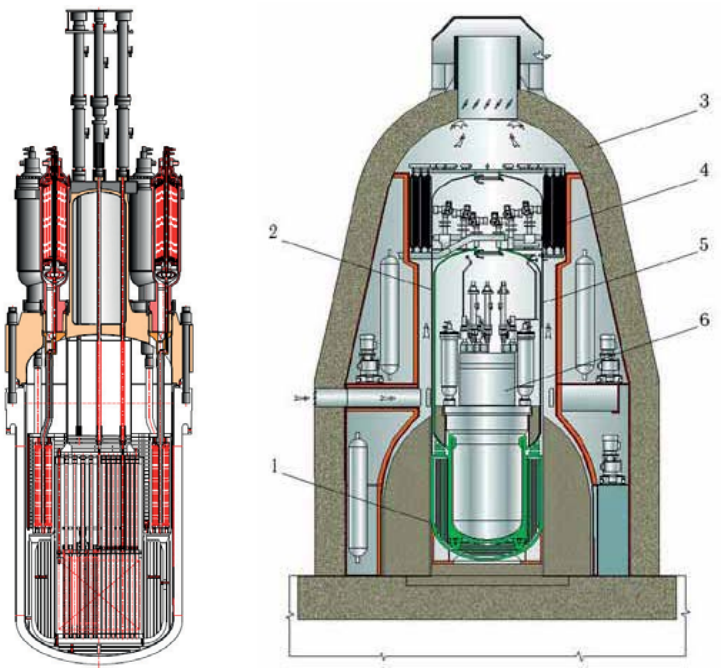
23. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ UNITERM</u>

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ UNITERM ถูกออกแบบเพื่อใช้ผลิตกระแสไฟฟ้าความร้อนร่วม มีกำลังความร้อนอยู่ที่ 50 MWt แต่มีกำลังไฟฟ้าเพียง 1.5 MWe การผลิตชิ้นส่วน การประกอบ และการทดสอบการใช้งานโมดูลต่างๆ ของโรงไฟฟ้าจะเกิดขึ้นในโรงงาน โดยมีเพียงโมดูลขนาดใหญ่เพียงไม่กี่ชิ้นเท่านั้นที่จะเกิดขึ้นในสถานที่ตั้งโดยตรง เมื่อเริ่มดำเนินการ เครื่องปฏิกรณ์จะมีอายุการใช้งานอยู่ที่ 20-25 ปีโดยไม่จำเป็นต้องเปลี่ยนหรือเติมเชื้อเพลิง (ที่ 70-80% Capacity Factor) และหลังจากที่แกนปฏิกรณ์เย็นลง เครื่องปฏิกรณ์จะถูกย้ายออกจากสถานที่ตั้งไปปลดระวางที่โรงงานซึ่งเตรียมไว้โดยเฉพาะ

เครื่องปฏิกรณ์แบบ UNITERM มีหลักการที่อยู่บนพื้นฐานจากประสบการณ์การออกแบบการติดตั้งนิวเคลียร์ทางทะเลของ NIKIET ได้รับการออกแบบเพื่อใช้งานในพื้นที่ห่างไกลที่ขาดการพัฒนาโครงสร้างพื้นฐาน และไม่จำเป็นต้องใช้บุคลากรจำนวนมากเพื่อดำเนินการโรงไฟฟ้า

ตารางที่ ค.23 รายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก UNITERM [UNIT]

ชื่อ	**UNITERM**
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	NIKIET /RDIP
ประเทศผู้ผลิต	รัสเซีย
ประเภท	pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	16.5 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	330 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	20 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	2.5 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2–ZrO_2 (CERMET)
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	19.75 %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	25 ปี
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุม และสารละลายโบรอน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	25 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนาการออกแบบในช่วงเริ่มแรก



รูปที่ ค.23 ถังปฏิกรณ์และเครื่องปฏิกรณ์ UNITHERM

การออกแบบเครื่องปฏิกรณ์แบบ UNITHERM เป็นผลให้สามารถใช้งานระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเองได้กว้างขวาง และอุปกรณ์ของเครื่องปฏิกรณ์อยู่บนพื้นฐานของกระบวนการตามธรรมชาติ โดยไม่ต้องได้รับแหล่งจ่ายพลังงานจากภายนอก โดยระบบเหล่านี้ประกอบด้วย

- กลไกการขับเคลื่อนแท่งควบคุม (control element drive mechanisms, CEDMs) ถูกออกแบบมาเพื่อให้มีความปลอดภัยในการสอดแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์โดยใช้แรงโน้มถ่วง
- อุปกรณ์ล็อคใน CEDM เพื่อหลีกเลี่ยงผู้ไม่เกี่ยวข้องถอนแท่งควบคุมออก
- ระบบระบายความร้อนอิสระที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง ซึ่งทำหน้าที่เป็นระบบทำความเย็นการดับเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน
- อาคารคลุมเครื่องที่สามารถรักษาการไหลเวียนของสารหล่อเย็นปฐมภูมิ ลดความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์ และกักเก็บสารกัมมันตภาพรังสีภายใต้สภาวะที่มีการรั่วไหลในระบบปฐมภูมิ
- ระบบระบายความร้อนจากถังเครื่องปฏิกรณ์แบบพาสซีฟ และถังกำบังชีวภาพ

ตัวเลือกของโรงกังหันผลิตไฟฟ้าสำหรับโรงไฟฟ้าเครื่องปฏิกรณ์แบบ UNITHERM ขึ้นอยู่กับกำลังการผลิตของโรงไฟฟ้า และวิธีการดำเนินการที่ผู้ใช้ต้องการ

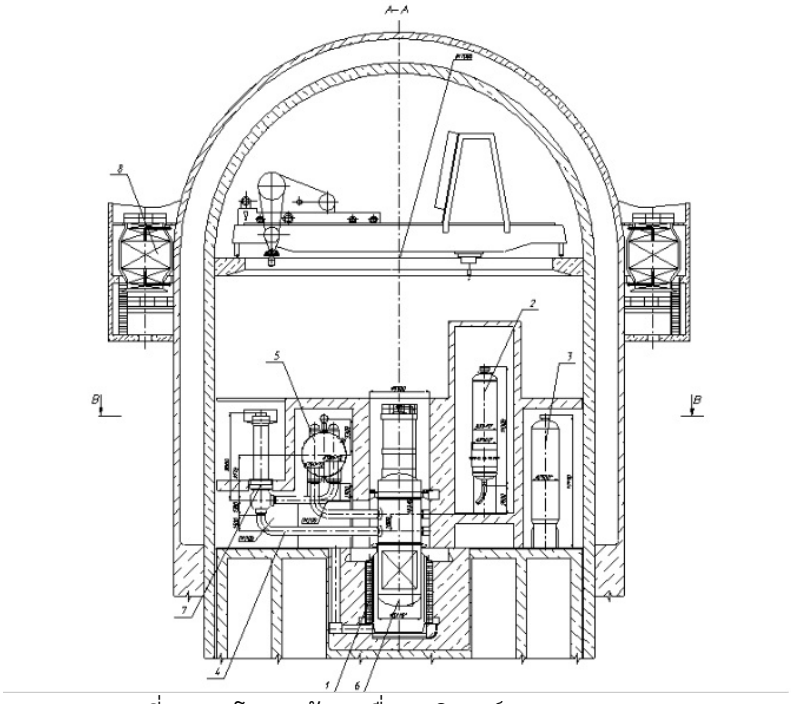
อย่างไรก็ตามในปัจจุบัน สถานะล่าสุดของการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้มีท่าทีว่าจะหยุดชะงัก

24. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ VVER-300</u>

เครื่องปฏิกรณ์ VVER-300 พัฒนาขึ้นโดย Gidropress เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Light Water Reactor แบบ PWR ขนาด 300 เมกกะวัตต์ไฟฟ้าที่ใช้วัฏจักรแรงคินเพื่อแปลงรูปพลังงาน (Rankine cycle) ใช้เชื้อเพลิง UO_2 เสริมสมรรถนะ 3.3%

ตารางที่ ค.24 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็ก VVER-300

ชื่อ	VVER-300
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	Gidropress
ประเทศผู้ผลิต	รัสเซีย
ประเภท	pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	16.2 MPa /17.64 :design P
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	325 °C / 350: design P
กำลังผลิตทางความร้อน	850 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	300 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	3.3 % Enrichment of reload fuel at equilibrium core 4.79 Weight %
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	24 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	การสอดแท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	-



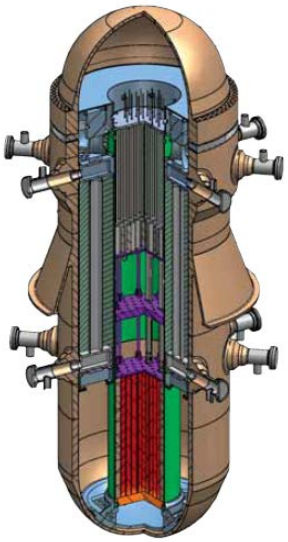
รูปที่ ค.24 โครงสร้างเครื่องปฏิกรณ์แบบ VVER-300

25. <u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ IRIS</u>

เครื่องปฏิกรณ์ IRIS เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ Light Water Reactor แบบ PWR ขนาด 335 เมกกะวัตต์ไฟฟ้าที่ใช้วัฏจักรแรงคินทางอ้อมแปลงรูปพลังงาน (Indirect Rankine cycle) ซึ่งถูกพัฒนาขึ้นโดยโครงการความร่วมมือระหว่างประเทศ ส่วนเชื้อเพลิงเครื่องปฏิกรณ์ IRIS ใช้เชื้อเพลิงทำจาก UO_2 เสริมสมรรถนะ 4.95 % โดยแท่งเชื้อเพลิงจะบรรจุอยู่ในมัดเชื้อเพลิงจำนวน 89 มัด โดยการออกแบบแกนปฏิกรณ์ในอนาคตจะออกแบบให้รองรับเชื้อเพลิง UO_2 เสริมสมรรถนะที่มากขึ้น และสามารถใช้ MOX เป็นเชื้อเพลิงได้ซึ่งเครื่องปฏิกรณ์แบบ IRIS เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้แอกทิไนด์อย่างมีประสิทธิภาพ

ตารางที่ ค.25 แสดงรายละเอียดของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็ก IRIS

ชื่อ	IRIS
บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา	IRIS
ประเทศผู้ผลิต	International Consortium
ประเภท	Integral pressurized water reactor
ขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์	NA
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันในระบบ	15.5 MPa
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	330 °C
กำลังผลิตทางความร้อน	1000 MWt
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	335 MWe
ประเภทของเชื้อเพลิง	UO_2 / MOX
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ	4.95%
รอบการเปลี่ยนเชื้อเพลิง	48 เดือน
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน, การสอดแท่งควบคุม
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สถานะการออกแบบ/ใช้งาน	อยู่ในขั้นตอนการวิจัยและพัฒนา



ภาพโดย IAEA

รูปที่ ค.25 (ก) โครงสร้างแกนเครื่องปฏิกรณ์แบบ IRIS

ในด้านความปลอดภัยเครื่องปฏิกรณ์ IRIS ใช้ระบบความปลอดภัยแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) และความปลอดภัยโดยปรัชญาการออกแบบที่รวมข้อมูลของความเสี่ยง (Risk Informed Approach) เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์แบบ IRIS มีการออกแบบเป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบ integral ทำให้ลักษณะของการเกิดอุบัติเหตุอย่างใดอย่างหนึ่งจะถูกกำจัดหรือผลกระทบหรือความน่าจะเป็นของการเกิดอุบัติเหตุลดลงมาก 88% ของอุบัติเหตุระดับ 4 ดังรูป ค.25(ข) ถูกกำจัดออก และลดระดับลง นำไปสู่การป้องกันในเชิงลึกในระดับสูงซึ่งช่วยให้ไอริสไม่จำเป็นต้องมีบริเวณสำหรับเหตุฉุกเฉิน

สถานะการใช้งานในปัจจุบันทีมออกแบบเครื่องปฏิกรณ์ IRIS ได้ทำการออกแบบเบื้องต้นของโรงงานทดลองขนาดใหญ่เพื่อเสร็จสิ้นแล้วเพื่อเตรียมความพร้อมสำหรับการรับรองการออกแบบในอนาคต

IRIS response to PWR Class IV events

Class IV design basis events		IRIS design characteristic	Results of IRIS safety-by-design
1	Large break LOCA	Integral RV layout—no loop piping	Eliminated by design
2	Steam generator tube rupture	High design pressure once-through SGs, piping, and isolation valves	Reduced consequences, simplified mitigation
3	Steam system piping failure	High design pressure SGs, piping, and isolation valves. SGs have small water inventory	Reduced probability, reduced (limited containment effect, limited cooldown) or eliminated (no potential for return to critical power) consequences
4	Feedwater system pipe break	High design pressure SGs, piping, and isolation valves. Integral RV has large primary water heat capacity	Reduced probability, reduced consequences (no high pressure relief from reactor coolant system)
5	Reactor coolant pump shaft break	Spool pumps have no shaft	Eliminated by design
6	Reactor coolant pump seizure	No DNB for failure of 1 out of 8 RCPs	Reduced consequences
7	Spectrum of RCCA ejection accidents	With internal CRDMs there is no ejection driving force	Eliminated by design
8	Design basis fuel handling accidents	No IRIS specific design feature	No impact

รูปที่ ค.25(ข) การตอบสนองต่ออุบัติเหตุระดับ 4 ของ IRIS

เพื่อให้ง่ายต่อการทำความเข้าใจต่อลักษณะของเครื่องปฏิกรณ์แต่ละเทคโนโลยีจึงได้รวบรวมข้อมูลเปรียบเทียบไว้ในตาราง ค.26 ดังต่อไปนี้

ตารางที่ ค.26 แสดงลักษณะเฉพาะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์รูปแบบต่างๆ

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
PHWR-220 / Pressurized heavy water reactor / 236	• UO_2 ยูเรเนียมธรรมชาติ	• น้ำมวลหนักเป็นสารระบายความร้อน	• ออกแบบตามหลักการป้องกันเชิงลึก • ระบบควบคุมเครื่องปฏิกรณ์สามารถปรับลดกำลังได้อย่างรวดเร็ว • มีระบบฉีดสารดูดจับนิวตรอน (Poison Injection System) ที่สามารถใช้ควบคุมให้แกนปฏิกรณ์อยู่ใต้ภาวะวิกฤต (Subcriticality) ในระยะยาวได้ • ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System) • อาคารคลุมเครื่องมีสองชั้น โดยชั้นปฐมภูมิใช้วัสดุที่ทำจากคอนกรีตอัดแรง และชั้นทุติยภูมิใช้วัสดุที่ทำจากคอนกรีตเสริมแรง	2 ปี	40 ปี
EGP-6 / Graphite-moderated BWR / 11	• ไม่ระบุ	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• ได้รับการพัฒนาให้มีความปลอดภัยเพิ่มขึ้นโดยเฉพาะในเรื่องของการป้องกันแผ่นดินไหว	ไม่ระบุ	ไม่ระบุ
CNP-300 / Pressurized water reactor / 300	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 2.4-3.0 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • วงจรหล่อเย็นแบบปิดสองวงจรต่อขนานกับเตาปฏิกรณ์ แต่ละวงจรจะต่อกับปั๊มและเครื่องผลิตไอน้ำ	• ออกแบบให้สามารถลดผลสืบเนื่องจากอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็น (LOCA) • มีระบบ Safety Injection และ ระบบ Containment Spray • มีระบบจัดการเชื้อเพลิงในสองบริเวณ คือ ในช่องแกนปฏิกรณ์และในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว และระบบขนถ่ายเชื้อเพลิงเชื่อมต่อระหว่างอาคาร	1.5 ปี	40 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
CEFR / Liquid metal cooled fast reactor / 20	• PO_2 -UO_2 • เสริมสรรถนะยูเรเนียม-235 19.6 %	• โซเดียมเป็นสารระบายความร้อน • ประกอบด้วยปั๊มสารหล่อเย็น 2 ชุด เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน 4 ชุด	• มีระบบระบายความร้อนแบบทำงานได้ด้วยตนเองโดยใช้การส่งผ่านความร้อนแบบธรรมชาติ • มีการหมุนเวียนของสารหล่อเย็นในวงจรระบายความร้อนปฐมภูมิ, ทุติยภูมิระบบ และการระบายความร้อนโดยอากาศทำงานอิสระต่อกัน	ไม่ระบุ	30 ปี
KLT-40S / Pressurized Water Reactor / 35	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 20 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • ออกแบบเป็นลักษณะที่เรียกว่า โมดุล (Module) มีปั๊มหลักสำหรับใช้หมุนเวียนสารหล่อเย็น	• ออกแบบด้วยเทคโนโลยีที่มีการทดสอบมาแล้ว • ระบบการดับเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉินออกแบบให้ไม่ขึ้นแก่กันและกัน	2 ปี 4 เดือน	40 ปี
CAREM / integral Pressurized Water Reactor /25	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 3.1 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • การหมุนเวียนของสารหล่อเย็นในระบบแบบธรรมชาติ	• ระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ CAREM ได้ผนวกระบบพื้นฐานที่ใช้ในไฟฟ้าแบบน้ำมวลเบา (Light Water Reactor, LWR) ทั่วไป • ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) • ระบบความปลอดภัยต่างๆ ออกแบบให้มีสองชุดเสมอ	1 ปี 2 เดือน	60 ปี
HTR-PM / HTR, Pebble bed type reactor / 200	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 8.5 % • มีลักษณะ triple coated (TRISO)	• วงจรปฐมภูมิใช้ฮีเลียมเป็นสารระบายความร้อนโดยใช้พัดลมช่วยให้เกิดการหมุนเวียน • วงจรทุติยภูมิใช้น้ำเป็นสารระบายความร้อนลักษณะเดียวกับโรงไฟฟ้าแบบ PWR	• ใช้ระบบความปลอดภัยในตัวเอง (Inherent safety system) หรือ ระบบความปลอดภัยที่ผนวกไปกับแกนปฏิกรณ์ • ใช้หลักการระบายความร้อนแบบธรรมชาติด้วยการนำความร้อนและการแผ่รังสี	ประมาณ 2 ปี 9 เดือน	40 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
SMART / Integral Pressurized Water Reactor / 100	• UO_2 • ไม่ระบุการเสริมสมรรถนะ	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• ใช้ระบบความปลอดภัยในตัว (Inherent Safety System) • ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) • ใช้ระบบระบายความร้อนหลงเหลือ (Residual Heat Removal System, RHRS) แบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) • ระบบบรรเทาอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็นแบบใหม่ • แกนปฏิกรณ์ได้รับการออกแบบให้มีความหนาแน่นกำลัง (Power Density) ต่ำ ช่วยลดปัญหาจากการเปลี่ยนแปลงของอุณหภูมิในแกนปฏิกรณ์ • ระบบ Safety Injection ฉีดอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ • ระบบป้องกันความดันในเตาปฏิกรณ์สูงเกิน • ระบบบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง	3 ปี	60 ปี
VBER-300 / Pressurized Water Reactor / 295	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 4.95 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • อาศัยปั๊มหล่อเย็นหลัก (Main Coolant Pump) ช่วยให้เกิดการหมุนวนของสารหล่อเย็นในวงจรการระบายความร้อนปฐมภูมิของเครื่องปฏิกรณ์	• ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตัวเอง (Passive safety system) • การจัดลำดับความสำคัญในวิธีการการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุ (Prioritization of accident prevention measures) • การเพิ่มระบบความปลอดภัยเพื่อรองรับปัจจัยภายนอก • ระบบระบายความร้อนทำงานด้วยตนเอง	6 ปี	60 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
SVBR-100 / Liquid metal cooled fast reactor / 100	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 16.4 % • สามารถออกแบบให้ใช้เชื้อเพลิง MOX และวัฏจักรเชื้อเพลิงแบบปิดได้	• ตะกั่ว-บิสมัทเป็นสารระบายความร้อน • อาศัยเทคโนโลยีหล่อเย็นที่ใช้งานอยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในเรือดำน้ำของรัสเซีย • อาศัยหลักการไหลเวียนตามธรรมชาติ	• ออกแบบให้วงจรปฐมภูมิอยู่ภายในเตาปฏิกรณ์ • ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) • ระบบปิดเครื่องด้วยตัวเอง • ระบบลดความดัน และระบบระบบความร้อนหลงเหลือด้วยตัวเอง • ภายในเครื่องปฏิกรณ์สามารถลดอุณหภูมิและป้องกันอันตรายเมื่อแกนปฏิกรณ์ร้อนเกินไปได้	7-8 ปี	60 ปี
RITM-200 / Pressurized Water Reactor / 55 ออกแบบให้เป็นลักษณะที่เรียกว่า“ Integral”	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 20 %	• มีปั๊มหลักสำหรับใช้หมุนเวียนสารหล่อเย็นจำนวน 4 ตัวติดตั้งอยู่ในห้องปั๊มที่ตำแหน่งท่อสารหล่อเย็นขาเข้า (Cold leg)	• ไม่ระบุ	7 ปี	40 ปี
ACP-100 / Integrated Pressurized Water Reactor (iPWR) / 100	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 4.2 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • การหล่อเย็นภายในแกนปฏิกรณ์เป็นแบบ Passive ใช้หลักการไหลเวียนตามธรรมชาติ • ระบบไหลเวียนภายในอาคารคลุมอาศัยแรงโน้มถ่วง	• ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) • ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) อาศัยหลักการไหลเวียนทางธรรมชาติทำงานร่วมกับระบบหล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) • ระบบลดความดันอัตโนมัติ (Automatic Depressurization System)	2 ปี	60 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
ACP-100 (ต่อ)			• ระบบควบคุมปริมาณก๊าซไฮโดรเจนภายในอาคารคลุมเครื่องแบบจัดการด้วยตัวเอง(Passive Self System) • ระบบหล่อน้ำถังปฏิกรณ์เมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง • ระบบฉีดโบรอนความหนาแน่นสูง		
AHWR300-LEU / Pressure tube type heavy water moderated reactor / 284	• MOX (Th, ^{233}U) , MOX (Th, Pu) • เสริมสมรรถนะ 3.00 – 3.75 % ^{233}U, 2.50 – 4.00 % Pu	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • การไหลเวียนใช้หลักการพาความร้อนทางธรรมชาติ	• ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system) • ระบบหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS) สามารถหล่อเย็นต่อเนื่องได้ 72 ชั่วโมงหลังเกิดเหตุการณ์ขึ้น	ไม่ระบุ	100 ปี
mPower / Integral Pressurized Water / 180	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 5.0 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • ใช้ปั๊มไหลเวียนสารหล่อเย็น • ไม่ใช้สารโบรอนควบคุมค่า reactivity ในสารหล่อเย็น	• ออกแบบให้มีความปลอดภัยในตนเอง (Inherent safety) • ถังแรงดันทำด้วยโลหะหนาที่มีขนาดเหมาะสมติดตั้งไว้ใต้พื้นดิน	4 ปี	60 ปี
Westinghouse SMR / Integrated Pressurized Water Reactor / 225	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 5.0 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• ใช้ระบบความปลอดภัยของ AP1000 • มีเครื่องระบายความร้อน 4 ตัวสำหรับระบายความร้อนจาก 2 แหล่งเมื่อเกิดอุบัติเหตุ • เครื่องปฏิกรณ์สามารถอยู่ได้ด้วยตนเอง7 วันโดยไม่ต้องอาศัยการสั่งการจากผู้ควบคุม	2 ปี	ไม่ระบุ

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
NuScale / Pressurized Light Water reactor /45	• UO_2 • เสริมสมรรถนะน้อยกว่า 4.95 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • การพาความร้อนตามธรรมชาติ • การระบายความร้อนจากการสลายตัวของ 1. ระบบไหลเวียนความร้อนตามธรรมชาติจากการสลายตัว 2 ชุดที่เป็นอิสระกัน 2. น้ำในรอบสระโมดูล 3. อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ 4. การหล่อเย็นด้วยอากาศ	• การหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์ระยะยาว • การบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง	2 ปี	60 ปี
SMR-160 (HI-SMUR) / Light Water reactor / 160	• UO_2 แบบที่ใช้ทั่วไปในโรงไฟฟ้า PWR หรือ MOX • ไม่ระบุการเสริมสมรรถนะ	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน • ใช้การระบายความร้อนแบบธรรมชาติในวงจรระบายความร้อนปฐมภูมิ • ใช้สารหล่อเย็นแบบทำงานด้วยตัวเอง (Passive cooling system) • ไม่มีท่อขนาดใหญ่ในการระบายความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์	• ออกแบบให้ติดตั้งภายใต้พื้นดิน • ออกแบบโดยผนวกความปลอดภัยเข้ากับเครื่องปฏิกรณ์ (Inherent safety)	42 สัปดาห์	80 ปี
4S / Liquid metal cooled fast reactor (LMFR) / 10	• Metal alloy fuel เช่น U-Zr alloy เสริมสมรรถนะมากกว่า 19 %	• โซเดียมเป็นสารระบายความร้อน	• ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system)	30 ปี	30 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
ABV-6M / Pressurized water reactor / 14.6	• Uranium aluminium silicide • เสริมสมรรถนะ 16.5 % หรือ 19.7 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• ไม่ระบุ	10 ปี	50 ปี
ARC-100 / Sodium cooled fast reactor / 100	• U/Zr metallic alloy • เสริมสมรรถนะ 10.1-17.2 %	• โซเดียมเหลวเป็นสารระบายความร้อน	• ใช้ระบบป้องกันการหลอมระบายของแกนปฏิกรณ์แบบจัดการด้วยตัวเอง	20 ปี	ไม่ระบุ
BREST-300 / Liquid metal cooled reactor / 300	• PuN-UN-MA • ปลอกเชื้อเพลิงทำจากวัสดุ Chromium ferritic martensitic steel ซึ่งนำความร้อนได้สูง	• ตะกั่วเป็นสารระบายความร้อน • วงจรแลกปลี่ยนความร้อนปฐมภูมิรักษาอุณหภูมิให้ต่ำกว่าอุณหภูมิสูงสุดที่ออกแบบไว้ด้วยการระบายความร้อนแบบธรรมชาติ	• ออกแบบให้มีระบบปลอดภัยผนวกเข้ากับแบบ (Inherent safety)	1 ปี	60 ปี
G4M / Liquid metal cooled reactor / 25	• แท่งเชื้อเพลิงทำจาก Uraniumnitride เสริมสมรรถนะ 19.75 % • ในแท่งเชื้อเพลิงมีการเติมโลหะเหลว lead-bismuth eutectic (LBE)	• ตะกั่ว-บิสมัทเป็นสารระบายความร้อน • ในแท่งเชื้อเพลิงมีการเติมโลหะเหลว lead-bismuth eutectic (LBE) เพื่อให้เกิดการถ่ายเทความร้อนสูงระหว่างเชื้อเพลิงและปลอกเชื้อเพลิง	• ถูกออกแบบโดยเงื่อนไขหลายประการเพื่อให้มั่นใจว่าระบบไฟฟ้าและบริเวณโดยรอบมีความปลอดภัยที่สุด • ระบบตัวเครื่องปฏิกรณ์ถูกออกแบบให้ติดตั้งอยู่ใต้ดินเพื่อความปลอดภยต่อสิ่งแวดล้อม • มีระบบค่า Reactivity 2 ระบบ ไม่ขึ้นแก่กัน	10ปี	10ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
G4M (ต่อ)	• ส่วนประกอบเชื้อเพลิงอื่นๆ ทำด้วยโลหะผสม HT-9	• มีระบบแลกเปลี่ยนความร้อนระหว่างการดับเครื่องปฏิกรณ์ 2 แบบ 1. ระบายความร้อนแบบธรรมชาติจากแกนปฏิกรณ์ในวงจรระบายความร้อนแบบทุติยภูมิผ่านเครื่องผลิตไอน้ำ ระบายความร้อนจากไอน้ำ			
GT-HTR / High temperature gas cooled reactor / 275	• ใช้เชื้อเพลิงแบบ Triple coated Isotropic (TRISO) Coated Fuel Particles (CFPs) ภายนอกเคลือบวัสดุเซรามิก ภายในบรรจุส่วนผสมเชื้อเพลิง • ยูเรเนียมเสริมสมรรถนะ 14 % และแกรไฟต์ หรือ LEU ผสม MOX และ อื่นๆ	• ฮีเลียมเป็นสารระบายความร้อน	• ออกแบบให้มีระบบปลอดภัยผนวกเข้ากับแบบของตัวเครื่องปฏิกรณ์ (Inherent safety) • อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment vessel) • ระบบ Vessel Cooling System ระบายความร้อนถังปฏิกรณ์ระหว่างเกิดอุบัติเหตุโดยใช้หลักกการหมุนวนอากาศตามธรรมชาติ • ระบบดับเครื่องปฏิกรณ์2 ระบบ ไม่ขึ้นแก่กัน	2 ปี	60 ปี
GT-MHR / High temperature gas cooled reactor / 286	• ใช้ยูเรเนียมเสริมสมรรถนะต่ำ (LEU)	• ก๊าซฮีเลียม, แกรไฟต์เป็นสารระบายความร้อน • ใช้วัฏจักรแปลงรูปพลังงานความร้อน	• ความร้อนที่เกิดจากการสลายตัวของแกนปฏิกรณ์ใช้การถ่ายเทความร้อนแบบ Passiveเท่านั้น • ถูกออกแบบให้กักเก็บนิวไคล์ในรังสีเชื้อเพลิงได้ทั้งในสภาวะ	1.5 ปี	60 ปี

ชื่อเครื่องปฏิกรณ์ / ประเภทเทคโนโลยี / กำลังการผลิต (MWe)	ชนิดของเชื้อเพลิง	ระบบหล่อเย็น	ระบบความปลอดภัย	อายุการใช้งาน	
				รอบเปลี่ยนเชื้อเพลิง	เครื่องปฏิกรณ์
GT-MHR (ต่อ)	• UCO เสริมสมรรถนะ 15.5 %	• ใช้วัฏจักรแปลงรูปพลังงานความร้อนแบบเบรนตัน • ใช้การถ่ายเทความร้อนแบบ Passive	• ถูกออกแบบให้กักเก็บนิวไคล์ในรังสีเชื้อเพลิงได้ทั้งในสภาวะปกติและเกิดอุบัติเหตุภายให้ใต้สมมติฐานที่ตั้งไว้โดยไม่ต้องใช้แหล่งจ่ายไฟอื่น • ถูกออกแบบให้ยากต่อการนำไปสกัดเชื้อเพลิง	1.5 ปี	60 ปี
EM^2	• เชื้อเพลิงยูเรเนียมใช้แล้ว	• ฮีเลียมเป็นสารระบายความร้อน	• NA	30 ปี	30 ปี
PRISM / Liquid metal cooled fast breeder reactor / 311	• โละหะผสม (Alloy) U-Pu-Zr • เสริมสมรรถนะ Pu 26 %, Zr 10%	• โซเดียมเหลวลักษณะ pool Type เป็นสารระบายความร้อน • ระบบถ่ายเทความร้อนปฐมภูมิทั้งหมดอยู่ภายในถังปฏิกรณ์	• แกนปฏิกรณ์ถูกออกแบบให้มีคุณสมบัติในเชิง Negative Reactivity Feedback ที่เอื้อต่อการเปิดเครื่องปฏิกรณ์ • ใช้การ Scram แท่งควบคุมเพื่อปิดเครื่องในภาวะฉุกเฉิน	1.5 ปี	ไม่ระบุ
UNITHERM	• UO_2–ZrO_2 (CERMET)	•	• ระบบความปลอดภัยแบบจัดการได้ด้วยตนเอง (Passive safety system)	25 ปี	25 ปี
VVER-300	• UO_2 • เสริมสมรรถนะ 3.3 %	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• มีระบบความปลอดภัยแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System) • ระบบความปลอดภัยแบบแอคทีฟ • จุดเด่นด้านความปลอดภัยในตัวเอง	2 ปี	60 ปี
IRIS	• UO_2 เสริมสมรรถนะ 4.95 % หรือ MOX	• น้ำมวลเบาเป็นสารระบายความร้อน	• มีระบบความปลอดภัยแบบจัดการด้วยตัวเอง (Passive Self System)	4 ปี	60 ปี

เอกสารอ้างอิง

[1] International Atomic Energy Agency. Status of small and medium sized reactor designs. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2012.

[2] Cui, M., Guo, Y., and Zhang, Z. Transient simulation code development of primary coolant system of Chinese Experimental Fast Reactor. Annual of Nuclear Energy 53 (2013): 158-169.

[3] World Nuclear Association. Small Nuclear Power Reactors. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: http://www.world–nuclear.org[4มิถุนายน2013]

[4] World Nuclear Association. CAREM small reactor set for Formosa province. [ออนไลน์]. 2009. แหล่งที่มา:http://www.world-nuclear-news.org[4มิถุนายน2013]

[5] Sun, Y. HTR Development Status in China [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา :International Atomic Energy Agency

[6] World Nuclear Association.Nuclear Power in China. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: http://www.world–nuclear.org[4มิถุนายน2013]

[7] KAZAROMPROM. VBER-300.[ออนไลน์]. 2012. แหล่งที่มา:http://www.kazatomprom.

kz/en/pages/VBER-300 [4มิถุนายน2013]

[8] World Nuclear Association.Small Nuclear Power Reactors. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา: http://www.smrllc.com [4มิถุนายน2013]

[9] International Atomic Energy Agency. Status report 101- Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR300C). 2011

[10] Reyes, J. Advancements in Design, Safety, and Inovation[โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา :3rd Annual Small Modular Reactor Conference, SC, USA

[11] Fajie, Z. Safety features and licensing of ACP100 Design. 6th INPRO Dialogue Forum [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013.

ภาคผนวก ง.

บทความสำหรับการเผยแพร่ต่อประชาชนทั่วไป

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กความหวังใหม่เทคโนโลยีนิวเคลียร์

ความก้าวหน้าทางด้านเทคโนโลยีต่างๆ โดยเฉพาะเทคโนโลยีด้านการแพทย์ ทำให้มนุษย์มีอายุยาวนานขึ้นส่งผลให้จำนวนประชากรโลกสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง ขณะเดียวกันเพื่อตอบสนองความเจริญก้าวหน้าและอำนวยความสะดวกสบาย มนุษย์จึงต้องการและแสวงหาพลังงานต่างๆ มาใช้ในการดำรงชีวิตและการพัฒนาเทคโนโลยีต่างๆ พลังงานหนึ่งที่สำคัญต่อการพัฒนาเทคโนโลยี และมีความต้องการสูงขึ้นมาก คือ พลังงานไฟฟ้า แต่อย่างไรก็ตาม การผลิตไฟฟ้าก็ต้องอาศัยแหล่งพลังงานหรือเชื้อเพลิงซึ่งส่วนใหญ่มาจากธรรมชาติ หรือที่เรียกว่า เชื้อเพลิงฟอสซิล (ถ่านหิน น้ำมัน และก๊าซธรรมชาติ) ซึ่งความต้องการพลังงานไฟฟ้าที่เพิ่มขึ้นนี้จึงส่งผลให้แหล่งเชื้อเพลิงธรรมชาติถูกนำมาใช้งานและกำลังจะหมดสิ้นไปอย่างรวดเร็ว และเป็นเหตุให้เชื้อเพลิงธรรมชาติมีราคาที่แปรปรวนและปรับตัวสูงขึ้นตลอดเวลา ขณะเดียวกันเชื้อเพลิงธรรมชาติที่ด้อยคุณภาพก็สร้างมลภาวะและส่งผลกระทบแก่สิ่งแวดล้อมให้แก่โลกเพิ่มขึ้น เช่น มลพิษทางอากาศ มลพิษทางน้ำ และโดยเฉพาะผลกระทบต่อภาวะโลกร้อนจากก๊าซคาร์บอนไดออกไซด์ที่ปล่อยออกมาจากการเผาไหม้ที่ปัจจุบันมีอัตราเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็วจึงทำให้เกิดการแปรปรวนของสภาพอากาศและเกิดภัยธรรมชาติส่งผลเสียหายต่อมนุษย์ในรูปแบบต่างๆ มากมายอย่างเห็นได้ชัดเจนในปัจจุบัน

ดังนั้น มนุษย์เราจึงควรตระหนักถึงสภาวะโลกร้อนและผลกระทบต่างที่เกิดขึ้น โดยแสวงหาเทคโนโลยีการผลิตไฟฟ้าจากเชื้อเพลิงอื่นๆ ที่ส่งผลกระทบน้อยต่อภาวะโลกร้อน ซึ่งการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์นั้นนับเป็นทางเลือกที่เหมาะสมทางหนึ่งและสามารถตอบโจทย์เรื่องสภาวะโลกร้อนได้เป็นอย่างดี แต่สิ่งที่พลังงานนิวเคลียร์จะต้องเผชิญไม่เพียงแต่ความกังวลของประชาชนในด้านความปลอดภัยและปัญหาการจัดการกากกัมมันตรังสี แต่ยังรวมถึงการประเมินผลทางเศรษฐกิจจากนักลงทุน และระบบสาธารณูปโภคโดยเฉพาะอย่างยิ่งต้องระมัดระวังเกี่ยวกับแหล่งพลังงานและกลไกของตลาดอีกด้วย ประเทศผู้พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีความคิดว่า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีขนาดเล็กกว่าที่มีการใช้งานอยู่ในขณะนี้อาจสามารถตอบโจทย์ได้ทั้งสำหรับผู้มีส่วนได้เสีย โดยเฉพาะอย่างยิ่งสำหรับประเทศที่กำลังพัฒนาและประเทศที่มีพื้นที่สร้างโรงไฟฟ้าไม่ใหญ่นัก หรือแม้กระทั่งประเทศที่พัฒนาแล้วที่มีข้อจำกัดทางความเสี่ยงในด้านการลงทุน ปัจจุบันจึงทำให้หลายประเทศผู้พัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ให้ความสนใจในการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ที่มีขนาดเล็กและมีลักษณะเป็นแบบโมดูลาร์ (SMRs) มากขึ้น จึงเป็นการกลับมาของอุตสาหกรรมนิวเคลียร์อีกครั้ง

จากสถิติข้อมูลการใช้พลังงานนิวเคลียร์ทั่วโลกพบว่าสัดส่วนพลังงานไฟฟ้าที่ผลิตจากพลังงานนิวเคลียร์มีอยู่ที่ประมาณ 13-14% ของพลังงานไฟฟ้าที่ผลิตทั่วโลก [1] โดยจากข้อมูลของทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศ (International Atomic Energy Agency) [2] เมื่อวันที่ 9 มิถุนายน 2013 พบว่ามีจำนวนโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่อยู่ระหว่างการใช้งานจำนวน 436 โรงใน 31 ประเทศทั่วโลก ผลิตพลังงานไฟฟ้าจำนวนรวมประมาณ 372,686 MWe และที่อยู่ในระหว่างการก่อสร้างใหม่จำนวน 69 โรง (66,831

MWe) ใน 14 ประเทศทั่วโลก สำหรับประเทศไทย กระทรวงพลังงานได้บรรจุการใช้พลังงานนิวเคลียร์อย่างเป็นทางการไว้ในแผนพัฒนากำลังการผลิตไฟฟ้า ปี 2007 (Power Development Plan, PDP 2007) โดยมีนโยบายว่าในช่วงปี 2563 (ค.ศ.2020) ประเทศไทยจะมีโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เชิงพาณิชย์ซึ่งมีกำลังผลิตรวม 4,000 MWe ซึ่งจะเป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่ที่เป็นนิยมใช้กันในปัจจุบัน แต่หลังจากมีการปรับแผน PDP หลายครั้งรวมทั้งหลังเกิดเหตุการณ์อุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ฟูกูชิมะ ประเทศญี่ปุ่น ทำให้ประชาชนมีความไม่มั่นใจในโครงการโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ ดังนั้น แผนพัฒนากำลังการผลิตไฟฟ้าของประเทศไทยฉบับปรับปรุง 3 ปี พ.ศ. 2553 (PDP 2010 v3) ได้กำหนดให้เลื่อนการเริ่มใช้งานการผลิตไฟฟ้าจากพลังงานนิวเคลียร์ จากปี พ.ศ. 2566 เป็น พ.ศ. 2569 ทั้งนี้ เพื่อขยายเวลาการเตรียมโครงสร้างพื้นฐาน การเตรียมความพร้อมด้านความปลอดภัย กฎหมาย กฎระเบียบ การเตรียมพร้อมฉุกเฉิน และการสร้างความเข้าใจกับภาคประชาชน

หลังจากอุบัติเหตุของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในเมืองฟูกูชิมะ ประเทศญี่ปุ่นที่มีสารกัมมันตรังสีแพร่กระจายไปเป็นบริเวณกว้าง ทำให้มีกระแสการต่อต้านการใช้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์เป็นเหตุให้โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในหลายประเทศต้องหยุดเดินเครื่องเพื่อทำการประเมิน และทดสอบความปลอดภัยอย่างเข้มงวด (Stress test) จึงอาจเป็นเหตุให้ต้นทุนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่นปัจจุบันขยับสูงขึ้น อีกทั้งความจำเป็นที่ต้องมีมาตรการที่เข้มงวดมากขึ้นในพิจารณาผลกระทบต่อสิ่งแวดล้อม และสังคมในหลายด้านเช่นกัน ดังนั้น หลายประเทศได้ลงทุนทำการวิจัย และพัฒนาเทคโนโลยีนิวเคลียร์เพื่อการผลิตไฟฟ้าที่เครื่องปฏิกรณ์มีขนาดเล็กลง โดยความสนใจที่เพิ่มขึ้นในเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กนี้ส่วนใหญ่ได้รับอิทธิพลจากปัจจัยต่างๆ เช่น ต้นทุนค่าใช้จ่ายที่ลดลงเมื่อเทียบกับโรงไฟฟ้านิวเคลียร์แบบดั้งเดิม และศักยภาพของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กที่มีโครงสร้างที่เอื้ออำนวยในหลายๆ พื้นฐาน โดยเฉพาะพื้นที่ห่างไกลความเจริญ และมีความหลากหลายของการใช้งาน จากรายงานของสมาคมนิวเคลียร์โลก (World Nuclear Association) ได้กล่าวถึงข้อได้เปรียบหลักของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กเมื่อเทียบกับแบบดั้งเดิมไว้ ซึ่งระบุว่า "เครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กที่ทันสมัยเพื่อการผลิตไฟฟ้าถูกคาดหวังว่าจะมีความเรียบง่ายมากขึ้นในด้านการออกแบบ มีค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าต่ำ มุ่งเน้นเพื่อความหลากหลายของการใช้งาน มีขนาดของพื้นที่ตั้งน้อย รวมทั้งได้รับการออกแบบให้มีความปลอดภัยระดับสูงในกรณีที่เกิดความผิดปกติ" [3]

นอกจากนี้ยังมีรายงานที่ได้กล่าวถึงข้อได้เปรียบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ว่าเหมาะสำหรับการใช้งานในประเทศที่กำลังพัฒนา [3], [4] เนื่องจาก

1. สามารถลดขั้นตอนการทำงานและความยุ่งยากในการประกอบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ไปได้มาก
2. การออกแบบที่เรียบง่าย (ระบบน้อยลง) ช่วยลดความถี่ของการเกิดอุบัติเหตุ และเหตุการณ์ที่อาจก่อให้เกิดความเสียหายต่อแกนปฏิกรณ์ เมื่อเปรียบเทียบกับโรงไฟฟ้าในปัจจุบันที่มีการออกแบบที่ซับซ้อน
3. การถ่ายเทความร้อน ระบบการหมุนเวียนของน้ำ ถูกออกแบบให้อยู่ภายใต้โดมคลุม (Containment) ที่มีขนาดเล็กกะทัดรัด คุณลักษณะการระบายความร้อนแบบธรรมชาติที่สามารถทำงานต่อไปในกรณีที่ไม่มีไฟภายนอกได้อย่างมีประสิทธิภาพซึ่งเป็นการแก้ปัญหาที่โรงไฟฟ้าฟูกุชิมะของประเทศญี่ปุ่นต้องเผชิญสึนามิเมื่อปี 2011

4. หลังจากทำการติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่โรงไฟฟ้าแล้ว หากตรวจสอบพบสิ่งผิดปกติในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อันเกิดจากกระบวนการผลิตที่ไม่เหมาะสมก็สามารถเคลื่อนย้ายกลับไปทำการซ่อมแซมที่โรงงานที่ทำการผลิต และนำเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เครื่องใหม่มาติดตั้งทดแทนได้ทันที [5]
5. ขนาดที่ค่อนข้างเล็กส่งผลให้มีการลงทุนน้อยกว่า และลดเวลาในการประกอบและเวลาระยะสั้นในการก่อสร้างเนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จะประกอบเบ็ดเสร็จจากโรงงานการออกแบบที่ทำการผลิตซึ่งลักษณะเช่นนี้ทำให้ลดเวลาการก่อสร้าง (ใช้เวลาระยะในการก่อสร้างสั้นลง) จึงลดความเสี่ยงทางการเงิน
6. นอกเหนือจากการผลิตไฟฟ้า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ยังมีความสามารถใช้ในอุตสาหกรรมกลั่นน้ำทะเลและการผลิตไฮโดรเจนเช่นเดียวกับการใช้งานอื่นๆ
7. โรงไฟฟ้าที่มีขนาดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่เล็กลงช่วยเพิ่มโอกาสที่จะก่อให้เกิดตลาดใหม่ๆ สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ โดยเฉพาะอย่างยิ่งในพื้นที่มีโครงข่ายไฟฟ้าขนาดเล็กหรือในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือในพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่มีการพัฒนาไม่มากนัก
8. เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์บางเทคโนโลยีสามารถติดตั้งใต้ดินจึงแตกต่างจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่ ทำให้ลดจุดอ่อนจากการโจมตีของผู้ก่อการร้ายหรือภัยพิบัติจากธรรมชาติได้ [6]

จากข้อดีต่างๆข้างต้น ทำให้ขณะนี้เครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์จึงได้รับความสนใจจากหลายประเทศทั่วโลกเป็นอย่างมาก โดยเฉพาะประเทศที่กำลังพัฒนาเนื่องจากอาจตอบสนองต่อความต้องการพลังงานในประเทศขนาดเล็กๆที่มีทรัพยากรทางการเงินอย่างจำกัดเพราะใช้เงินลงทุนที่ต่ำกว่าขนาดใหญ่และโดยเฉพาะอย่างยิ่งในพื้นที่มีเครือข่ายทางไฟฟ้าขนาดเล็กหรืออยู่ในพื้นที่ห่างไกลความเจริญ หรือพื้นที่ที่มีโครงสร้างพื้นฐานทางไฟฟ้าที่ยังมีการพัฒนาไม่เพียงพอได้

การพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก

ความจริงแล้ว เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Small reactor) ไม่ใช่เป็นเรื่องที่คิดใหม่ เนื่องจากประวัติของเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กได้เริ่มต้นพัฒนาขึ้นในปลายปี ค.ศ.1940 และ ในปีค.ศ.1950 สหรัฐอเมริกาได้เริ่มใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเพื่อปฏิบัติการทางทหารและเดินสมุทร เรือดำน้ำทางทหารชื่อ U.S.S. Nautilus เป็นเรือดำน้ำพลังงานนิวเคลียร์ลำแรก ที่เริ่มใช้งานครั้งแรกในปี 1955 และ เรือเดินสมุทรชื่อ NS Savannah ซึ่งใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเริ่มใช้งานเมื่อปี 1962 ในการท่องเที่ยวและขนส่งสินค้าก่อนที่จะถูกเลิกใช้งานในปีค.ศ. 1970 นอกจากนี้ ได้มีการพัฒนาและทดลองมาใช้ผลิตไฟฟ้าให้กับฐานทัพและพื้นที่ห่างไกลแต่โปรแกรมนี้ได้หยุดลงในช่วงกลางทศวรรษที่ 1970 ขณะเดียวกัน ประเทศอื่นๆ เช่น จีน ฝรั่งเศส รัสเซีย และอังกฤษ ได้มีการพัฒนา ทดลองและใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กเพื่อการปฏิบัติการทางทหารและเดินสมุทรมาตั้งแต่ช่วงปีค.ศ. 1950s เช่นกัน [7]

เมื่อถึงยุคโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ โรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่พัฒนาขึ้นในยุคที่ 1 ซึ่งเป็นยุคเริ่มต้น (1950s-1960s) มีขนาดการผลิตกำลังไฟฟ้าน้อยกว่าโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่นิยมใช้กันอยู่ในปัจจุบันซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์ยุคที่ 2, 3 และ 3+ (1970s-2000s) ที่มีขนาดกำลังผลิตไฟฟ้าอยู่ในช่วง 700-1600 MWe แต่อย่างไรก็

ตามในกลางช่วงทศวรรษ 1980 บางประเทศมีความต้องการใช้งานโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แต่มีโครงสร้างพื้นฐานบางด้านที่ไม่สามารถใช้รองรับการใช้งานโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดใหญ่ได้ [4] จึงทำให้เกิดความต้องการใช้งานโรงไฟฟ้าที่มีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดที่เล็กลงจึงได้มีการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กขึ้นเพื่อตอบสนองความต้องการในยุคดังกล่าว และใช้งานมาจนถึงปัจจุบัน ขณะนี้มีเครื่องปฏิกรณ์ขนาดเล็กที่ลดขนาดมาจากเครื่องปฏิกรณ์ขนาดใหญ่กำลังอยู่ระหว่างการก่อสร้างใน 4 ประเทศ และอยู่ในระหว่างกำลังออกแบบมากกว่า 45 แบบใน 13 ประเทศ โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ส่วนใหญ่นั้นถูกพัฒนาจากเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบา (Light Water Reactor ; LWR) ที่พัฒนาเมื่อช่วงปี ค.ศ. 1970 ถึง 1980 ประเทศที่มีความสนใจพัฒนาเพื่อใช้งานเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กในการผลิตไฟฟ้าอย่างชัดเจนคือ ประเทศอาร์เจนตินา จีนรัสเซีย สหรัฐอเมริกา เกาหลีใต้ ฝรั่งเศส อินเดีย ญี่ปุ่น บราซิล แคนาดา โดยแต่ละประเทศมีความสนใจที่จะพัฒนาเทคโนโลยีของเครื่องปฏิกรณ์หลายรูปแบบ [8], [9] โดยสรุปเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กที่น่าสนใจมีดังนี้

ตารางที่ ง.1 ประวัติการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่อยู่ในกรอบโครงการงานวิจัยนี้

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
1.	PWHR-220	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PHWR ที่มีการดำเนินการในประเทศอินเดียมีอยู่ 16 ตัว ซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PHWR เครื่องแรกเริ่มต้นก่อสร้างเมื่อปี 1965 ที่ Rajasthan 1 ในความร่วมมือกับ Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL) เริ่มดำเนินการในปี 1973 ส่วนโรงที่ 2 เริ่มก่อสร้างโดยการสนับสนุนของประเทศแคนาดา แต่เมื่องานดำเนินได้ถึง 50% แคนาดาก็หยุดการสนับสนุน อินเดียจึงดำเนินการก่อสร้างด้วยตัวเองและเริ่มดำเนินการในปี 1981 ชื่อว่า Rajasthan 2 [9]
2.	CNP-300	CNP-300 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ออกแบบในเชิงพาณิชย์เครื่องแรกของประเทศจีน ภายใต้การควบคุมขององค์กรความร่วมมือทางนิวเคลียร์ของประเทศจีน (China National Nuclear Corporation, CNNC) และดำเนินการโดยบริษัทพลังงานนิวเคลียร์ Qinshan (Qinshan Nuclear Power Company, QNPC) ภายใต้ชื่อว่า Qinshan I-1 ตั้งอยู่ที่เมือง Zhejiang เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ PWR 2 วงจร ให้กระแสไฟฟ้ารวม 310 MWe เริ่มก่อสร้างเมื่อปี 1985 วางโครงข่ายในปี 1991 และเริ่มดำเนินการในปี 1994 [9]
3.	CEFR	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ตัวแรกของจีนที่เป็นนิวตรอนเร็ว ตั้งอยู่ที่สถาบันพลังงานปรมาณูของจีน ก่อนหน้านี้เคยประสบวิกฤตเมื่อปี 2010 และเริ่มใช้งานได้อีกครั้งในปีถัดมา [11]
4.	KLT-40S	ในปี 2000 บริษัท OKBM Afrikantov ของรัสเซีย ได้เริ่มสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ที่สามารถลอยน้ำได้ชื่อว่า KLT-40 มีกำลังผลิต 35 Mwe ตามจริงแล้ว KLT มีหลายรุ่นแตกต่างกันไปตามความสูงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และเชื้อเพลิง คือKLT-20, 40, and 40S. สำหรับ KLT-40S อยู่ในโปรเจคของเรือ Akademik Lomonosov ประกอบไปด้วย 2 โรง และมีแผนการว่าจะเริ่มใช้งานในปี 2016 [9]
5.	CAREM-25	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของประเทศอาร์เจนตินาที่ถูกออกแบบโดย CNEA (National Atomic Energy Commission) เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ได้รับการพัฒนาขึ้นเป็นครั้งแรกตามคำเรียกร้องของกองทัพเรืออาร์เจนตินาต่อTR-1700 class submarines of German design ในปี 1984 ได้ถูกนำเสนอต่อสาธารณชนเป็นครั้งแรกระหว่างการประชุม IAEA ที่ประเทศเปรู แต่โครงการนี้ได้ถูกระงับไปเพราะเหตุผลทางการเมือง และได้ถูกนำมาพิจารณาอีกครั้งตามแผนฟื้นฟูพลังงานนิวเคลียร์ปี 2006 ของประเทศ

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
		อาร์เจนตินา CAREM-25 กำลังการผลิต 25 MW เริ่มก่อสร้างในปี 1968 ชื่อโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ Atucha I เป็นโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์แห่งแรกในละตินอเมริกา สำหรับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ Atucha II ถูกสร้างขึ้นในเดือนมิถุนายนปี1981 กำลังการผลิต 750 MW มีแผนการที่จะเริ่มใช้กลางปี 2013 [12], [9]
6.	HTR-PM	ในปี 1995 ประเทศจีนได้พัฒนา HTR ตัวแรก คือ HTR-10 กำลังการผลิต 10 MWe เริ่มดำเนินการแบบเต็มรูปแบบในปี 2003 และยังคงมีการใช้งานจนถึงปัจจุบัน และในปี 2005 จีนมีความต้องการที่จะสร้างเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีกำลังการผลิตเพิ่มจาก HTR-10 จึงได้เริ่มก่อสร้าง HTR-PM ตัวแรก ซึ่งใช้รูปแบบเดียวกันกับ HTR-10 ตั้งอยู่ที่โรงไฟฟ้า Shidaowan จังหวัด Shandong กำหนดการก่อสร้างในเดือนกันยายน 2009 และจะนำมาใช้ปี 2017 [9], [13]
7.	SMART	SMART ถูกพัฒนาขึ้นโดย Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) โดยการสนับสนุนของกลุ่มบริษัทนาดใหญ่เพื่อขยายอุตสาหกรรมนิวเคลียร์ของเกาหลีใต้ ตั้งแต่ปี 1997 KAERI ได้พัฒนา SMART ขึ้นเพื่อกลั่นน้ำทะเล และเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้าในอำเภอ KAERI ได้ประกาศเมื่อไม่นานนี้ว่ากำลังออกแบบ SMART ตัวใหม่อย่างเต็มที่ เพื่อตอบสนองต่อบริษัทต่างๆที่ได้รับผลกระทบจากเหตุการณ์โรงไฟฟ้าฟูกูชิมา [9]
8.	VBER-300	ถูกสร้างขึ้นด้วยจุดหมายเพื่อใช้ในการกลั่นน้ำทะเลและผลิตกระแสไฟฟ้า เริ่มดำเนินการพัฒนาในปี 2001 ในปี 2006 บริษัทคาซัคสถาน-รัสเซียชื่อว่า "Atomnye Stantsii" ได้ถูกก่อตั้งขึ้นโดยมีวัตถุประสงค์เพื่อพัฒนาและส่งเสริมพลังงานนิวเคลียร์ โดยใช้ VBER-300 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สำหรับการใช้งานในรัสเซีย, คาซัคสถานและตลาดอื่น ๆ การออกแบบอยู่ในขั้นตอนขั้นสูงของการพัฒนาและการศึกษาความเป็นไปได้เสร็จเรียบร้อยแล้ว [9], [14]
9.	SVBR-100	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้สร้างขึ้นจากความร่วมมือของระหว่าง OKB Gidropress, Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) ของรัสเซียและ Atomenergoproekt Moscow (AEP) แม้ว่าจะมีหลายขนาดตั้งแต่ 6 MWe ถึง 100-400 MWe แต่ในขณะนี้มีอยู่ 2 ตัวที่ได้รับการพัฒนาคือ SVBR-100 and SVBR-10 SVBR-100 ถูกออกแบบขึ้นเพื่อใช้ในพื้นที่ห่างไกลของรัสเซีย มีหลายระดับพลังงานใช้ผลิตกระแสไฟฟ้าและกระบวนการทางความร้อน จะถูกวางไว้ในบริเวณใกล้เคียงกับประชากรในพื้นที่ นอกจากนี้ยังสามารถใช้ในบริเวณชายฝั่งและในทะเลได้ นักออกแบบยังจินตนาการว่ามันจะนำมาใช้เป็นส่วนหนึ่งของโรงงานอุตสาหกรรมได้ [9]

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
10.	RITM-200	เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่ใช้ทำลายน้ำแข็งรุ่นใหม่ที่อยู่ใต้การพัฒนา RITM-200 จะถูกนำมาแทนที่เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชุด KLT-40 ถูกนำมาใช้ในเชิงพาณิชย์ปี 2012 และจะนำมาใช้ในการทำลายน้ำแข็งก่อนปี 2016 นอกจากนี้ยังอาจนำไปใช้ในโรงไฟฟ้าแบบลอยน้ำได้ และยังสามารถปรับปรุงเพื่อนำไปประยุกต์ใช้ทางอื่นได้ เช่นการกลั่นน้ำทะเลและในทางอุตสาหกรรม เช่นการขุดเจาะในทะเล [9]
11.	ACP-100	ACP-100 (หรือเรียกว่า CAP100) พัฒนาโดย CNNC ของจีน โดยใช้ลักษณะพื้นฐานเทคโนโลยีที่อยู่ใน AP1000 ในปี 2010 การพัฒนา ACP100 กลายเป็นหนึ่งในความสำคัญสูงสุดสำหรับ CNNC และตั้งใจว่าจะเสร็จสิ้นการออกแบบและการดำเนินการทดสอบเบื้องต้นภายในเวลาสองปีครึ่ง ในเดือนพฤศจิกายน 2011 ได้เกิดการร่วมทุนระหว่างบริษัทนิวเคลียร์แห่งชาติของประเทศจีน, บริษัท Guodian จีน และรัฐบาลแห่งชาติ Zhangzhou ก่อตั้งเป็น CNNC New Energy Corporation (Chinergy) ได้ลงนามข้อตกลงในการก่อสร้างACP100 2 โรง ซึ่งจะช่วยในการผลิตกระแสไฟฟ้า ความร้อน และกลั่นน้ำทะเล CNNC วางแผนที่จะขออนุญาตการก่อสร้างสิ้นปี 2013 [9]
12.	AHWR	ออกแบบโดย Babha Atomic Research Center (BARC) ให้พลังงานความร้อน 920 MWt และกำลังผลิต 284 MWe กระทรวงพลังงานปรมาณูของอินเดีย (The Department of Atomic Energy, DAE) ได้มีประกาศเกี่ยวกับการก่อสร้างของ AHWR ว่าจะเริ่มภายในกลางปี 2013 และน่าจะแล้วเสร็จในเวลา 6 ปี (2019) [9]
13.	mPower	mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีจุดประสงค์หลักเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้า ถูกเปิดเผยครั้งแรกในปี 2009 โดยบริษัท Babcock & Wilcox และในปี 2010 บริษัท Babcock & Wilcox ได้ทำการลงทุนร่วมกับบริษัท Bechtel ในเดือนมิถุนายน 2011 บริษัทได้ลงนามเพื่อที่จะสร้าง mPower ที่รัฐเทนเนสซี โดยได้ขอใบอนุญาตต่อ NRC ในปี 2012 และวางแผนว่าจะสร้างในปี 2022 [9], [15]
14.	NuScale	NuScale วางแผนที่จะส่งใบรับรองการออกแบบต่อ NRC ในไตรมาสที่ 3 ของปี2015 [9]
15.	SMR-160	บริษัทวางแผนที่จะส่งใบอนุญาตการก่อสร้างและรายงานความปลอดภัยเบื้องต้นในเดือนมิถุนายน 2014 [9]
16.	4S	พัฒนาโดย Toshiba และ CRIEPI ของญี่ปุ่น 4S ถูกออกแบบให้รองรับความต้องการของตลาดทั่วโลก ที่ต้องการขนาดเล็กๆเพื่อใช้ผลิตไฟฟ้าในพื้นที่ห่างไกล เช่น เหมือง การสกัดbitumenจากทราย และการดำเนินการที่เกี่ยวข้องกับกระบวนการความร้อนที่ต้องใช้อุณหภูมิสูงๆ กระบวนการขอใบอนุญาตน่าจะอยู่ในช่วง 2020 [9]

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
17.	ABV6M	ABV6M เป็นการออกแบบล่าสุดในรุ่นของ ABV (ABV-3, ABV-6, and ABV-6M) โดยบริษัท OKBM Afrikantov ของรัสเซีย ABV6M ถูกออกแบบเพื่อใช้ในโรงไฟฟ้าที่ลอยน้ำได้ ABV6M เป็นขั้นสูงของการพัฒนาและแม้ว่าจะยังไม่มีการตัดสินใจขั้นสุดท้ายเกี่ยวกับการก่อสร้างโรงไฟฟ้าชนิดนี้ก็อยู่ในระหว่างการพิจารณา [9]
18.	BREST-300	นอกจาก BREST-300 แล้วยังมีอีก 2 รุ่น คือ BREST-600 และ BREST-1200 แต่การออกแบบก็อยู่บนพื้นฐานของ BREST-300 การพัฒนาแนวคิดของระบบนิวตรอนเร็วนี้เริ่มต้นเมื่อ 1980s NIKIET ยังคงมีการออกแบบรายละเอียดเพื่อทดลองใช้ BREST-OD-300 โดยจะตั้งอยู่ที่ Siberian Chemical Combine (SCC) [9]
19.	GT-HTR	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ High temperature gas cooled reactor ซึ่งพัฒนาและออกแบบ Japan Atomic Energy Agency (JAEA) ประเทศญี่ปุ่น ซึ่งสามารถให้กำลังผลิตทางความร้อนขนาด 600 MW หรือกำลังผลิตทางไฟฟ้าขนาด 274MW เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้ออกแบบให้สามารถผลิตกระแสไฟฟ้า ผลิตร่วมกระแสไฟฟ้าหรือผลิตพลังงานความร้อนสำหรับอุตสาหกรรม รวมถึงการผลิตก๊าซไฮโดรเจนอีกด้วย โดยสำหรับการผลิตกระแสไฟฟ้าและผลิตร่วมกระแสไฟฟ้านั้นจะใช้วงจรรอบกังหันก๊าซโดยตรง (Direct Cycle Gas Turbine) ในขณะที่การผลิตความร้อนสำหรับการผลิตก๊าซไฮโดรเจนนั้นจะใช้วงจรการส่งผ่านความร้อนทันที (Intermediate heat transport loop) สถานะภาพล่าสุดของการออกแบบนั้น เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ GT-HTR ยังคงอยู่ในขั้นตอนการออกและพัฒนา
20.	GT-MHR	ได้รับการพัฒนาโดย General Atomics สหรัฐอเมริกา โดยได้รับการสนับสนุนจาก Fuji Industries ของญี่ปุ่น บริษัทได้ผลักดันให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดนี้เป็นรุ่นต่อไปของกระทรวงพลังงานของอเมริกา โครงการยังคงเดินหน้าอย่างต่อเนื่องที่จะสร้าง GT-MHR ต้นแบบในรัสเซีย ตามด้วยการออกแบบ ขอใบอนุญาตและการก่อสร้าง [9]
21.	EM^2	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ EM^2 มีกำลังการผลิต 500 MWt หรือ 240 MWe เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ High temperature reactor ใช้ฮีเลียมเป็นสารหล่อเย็นใช้เชื้อเพลิงใช้แล้ว (ซึ่งนำผลิตผลฟิชชันออกไป 4 ตัน) หรือยูเรเนียมเสื่อมสมรรถะ 20 ตันรวมกับยูเรเนียมเสริมสมรรถนะต่ำ (~12% U-235) เป็นเชื้อเพลิงเมื่อเริ่มเดินเครื่อง ในปี 2013 บริษัท General Atomics ยื่นขอเงินทุนจาก US Department of Energy (DOE) เป็นรอบที่ 2 ซึ่งทาง General Atomics ได้ร่วมมือกับ Chicago Bridge & Iron, Mitsubishi Heavy Industries และ Idaho National Laboratory เพื่อพัฒนา EM^2 โดยคาดการณ์ว่าจะใช้เวลาพัฒนา และระยะเวลาการออกใบอนุญาต 12 ปี [10]

ลำดับ	ชื่อเทคโนโลยี	ประวัติโดยสรุป
22.	PRISM	สามารถแลกเปลี่ยนความร้อนในกระบวนการทางอุตสาหกรรม เมื่อปี 2010 Savannah River Nuclear Solutions (SRNS) ได้ทำสัญญากับ Hitachi ที่จะพัฒนา PRISM ในปี 2011 Hitachi ได้ตั้งใจที่จะสร้าง PRISM เพื่อเป็นที่แปลงกากพลูโตเนียม จนปีนี้มีแผนว่าจะสร้างในประเทศ [9]
23.	UNITHERM	แนวคิดเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ UNITHERM ถูกพัฒนาโดย N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET) รัสเซีย ซึ่งใช้หลักการออกแบบจากประสบการณ์ในการออกแบบการติดตั้งนิวเคลียร์ในเรือเดินสมุทร [9]
24.	VVER-300	เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ VVER-300 พัฒนาขึ้นโดย Gidropress ซึ่งมีพื้นฐานการออกแบบมาจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ VVER-640 (V-407) เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ Light Water Reactor แบบ PWR ขนาด 300 เมกกะวัตต์ไฟฟ้าที่ใช้วัฏจักรแรงคินเพื่อแปลงรูปพลังงาน (Rankine cycle) [8]
25.	IRIS	Westinghouse's IRIS เป็นการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขั้นสูงซึ่งมีการพัฒนามานานกว่าสองทศวรรษโดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ IRIS เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ modular pressurized water reactor ที่มีการรวมระบบน้ำหล่อเย็นหลักซึ่งไหลเวียนโดยการพาความร้อนอยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ IRIS มีกำลังผลิต 1000 MWt 335 MWe IRIS ใช้เชื้อเพลิงแบบเดียวกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาที่ใช้อยู่ในปัจจุบัน (อย่างน้อยสำหรับรุ่น 335 MWe) มัดเชื้อเพลิงมีลักษณะเช่นเดียวกับของเครื่องปฏกรณ์แบบ AP1000 [10]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ (SMR)

ทบวงการพลังงานปรมาณูระหว่างประเทศได้กำหนดลักษณะของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ หรือ Small Modular Reactors (SMR) ไว้ดังนี้

1. **S** หมายถึง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็ก (Small nuclear reactor) เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่สามารถผลิตกำลังไฟฟ้าได้ในระดับที่ต่ำกว่า 300 MWe ที่มีการใช้งานแล้วหรือที่อยู่ระหว่างกำลังพัฒนา
2. **M** คือ Modular หรือ โมดูล ซึ่งมีความหมายถึง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มีลักษณะเป็นโมดูลที่ทำการผลิตและประกอบเบล็ดเสร็จจากโรงงานที่ทำการผลิต (Factory Fabrication) สามารถทำการขนย้ายโดยรถบรรทุก หรือรถไฟเพื่อนำไปติดตั้งในที่ที่ต้องการได้ หรือมีการใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กหลายโมดูลประกอบกัน (multi-module deployment) และให้รวมถึงลักษณะของเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดันสูง (Pressurized water reactor) ที่มีส่วนประกอบที่สำคัญ เช่น เครื่องผลิตไอน้ำ (steam generator) และปั๊มหล่อเย็นต่างๆ ถูกบรรจุอยู่ในถังปฏิกรณ์ (reactor vessel) หรือที่เรียกว่า Integral PWR

ในปัจจุบันเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์ที่น่าสนใจและมีความเป็นไปได้ที่จะมีการนำมาใช้ในเร็ววันคือ

1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ CAREM-25

ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [16]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ CAREM-25 ได้รับการออกแบบภายใต้แนวคิดให้มีระดับความปลอดภัยสูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์ชนิดอื่นๆ ที่มีอยู่ในปัจจุบัน และมิให้เป็นไปตามหลักการของการประหยัดอันเนื่องมาจากขนาด (Economy of Scale) โดยมีจุดเด่นทำสำคัญคือ

ก. เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดแรงดันที่รวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ภายในถังปฏิกรณ์ (Integral Pressurized Water Reactor) ซึ่งทำให้สามารถลดการใช้ปั๊ม ลดประมาณและขนาดของท่อต่างๆ และกำจัดอุบัติเหตุการสูญเสียสารหล่อเย็นอันเนื่องมาจากการแตกขนาดใหญ่ (Large Break LOCA) ได้

ข. เน้นการออกแบบให้มีความเรียบง่าย (Simplicity)

ค. ผนวกการป้องกันเชิงลึก (Defense in Depth) ตั้งแต่ในช่วงของการออกแบบเริ่มแรก

ง. ใช้ระบบความปลอดภัยแบบพาสซีฟ (Passive Safety System) ซึ่งสามารถทำงานได้ด้วยตนเองโดยไม่ต้องพึ่งปัจจัยภายนอก (เช่น การสั่งการของพนักงานเดินเครื่อง แรงขับเคลื่อนหรือแรงดันไฟฟ้าจากภายนอก เป็นต้น)

จ. ใช้การไหลเวียนทางธรรมชาติ (Natural Circulation) สำหรับการหล่อเย็นระบบปฐมภูมิ

ฉ. ระบบปฐมภูมิสามารถอัดความดันได้ด้วยตัวเอง (Self Pressurized)

ช. การควบคุมใช้ระบบซอฟแวร์แบบกระจายตัว (Distributed Software System)

ซ. ไม่จำเป็นต้องมีเครื่องกำเนิดไฟฟ้าแบบดีเซล

ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ [16-20]

ตารางที่ ง.2 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25

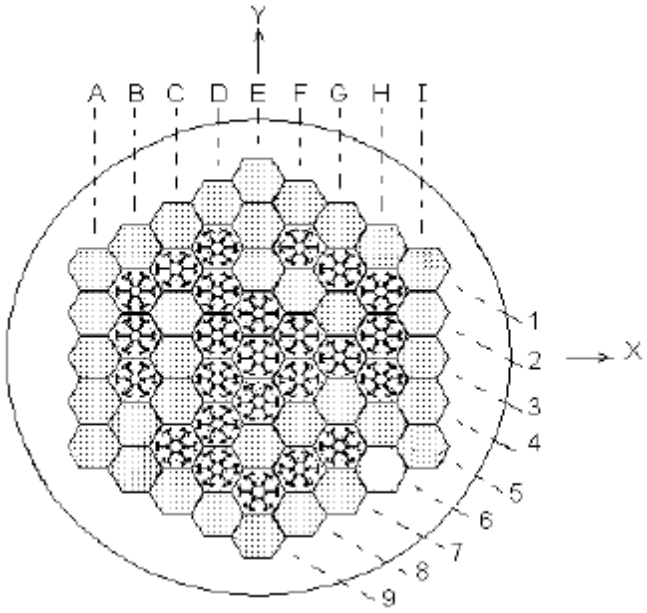
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	100 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	27 MWe
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	330 วันที่เต็มกำลัง ตามด้วยการเปลี่ยน 50% ของแกน
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
ขนาดของถังปฏิกรณ์	เส้นผ่านศูนย์กลาง 3.2 m สูง 11 m
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
ความดันของระบบหล่อเย็น (RCS pressure)	12.25 MPa
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (RCS mass flow rate)	410 kg/s
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy-4
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	Hexagonal
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	1.4 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	61
จำนวนแท่งเชื้อเพลิงต่อมัด	108
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	1.8 - 3.1%
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุมนิวตรอน และสารดูดกลืนนิวตรอนในแท่งเชื้อเพลิง
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	18
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Helical steam generator
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	12
ความดันไอน้ำ	4.7 MPa
อุณหภูมิไอน้ำ	326 °C

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	+30 ℃ (290 ℃)
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Integrated, primarily passive
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์ (CDF)	6×10^{-8} ต่อปี
ระยะเวลาที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	36 ชั่วโมง (50% ของระบบซ้ำซ้อนล้มเหลว)

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์

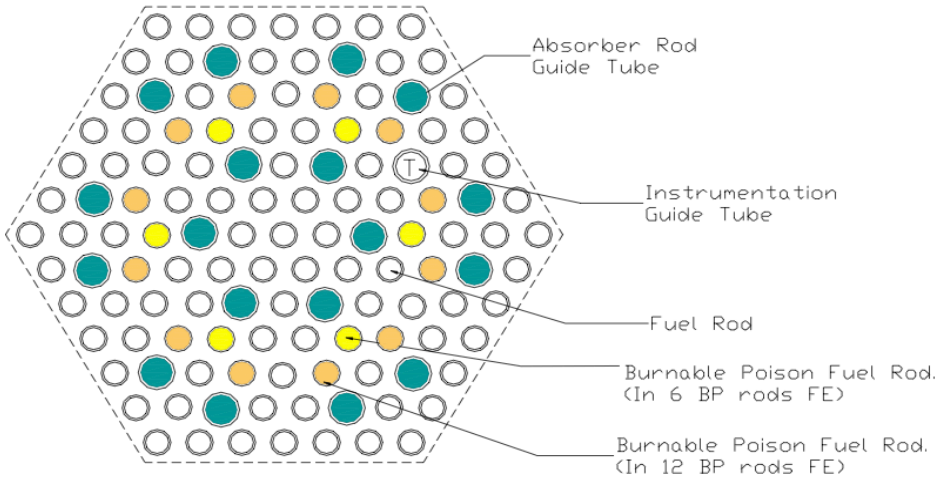
CAREM-25 ใช้เชื้อเพลิงยูเรเนียมในรูป UO_2 ซึ่งเสริมสมรรถภาพไว้ที่ 1.8 - 3.1% มีรอบของการเปลี่ยนเชื้อเพลิงอยู่ที่ 330 วัน (สำหรับการเดินเครื่องเต็มกำลัง) และปริมาณการเปลี่ยนที่ 50%

แกนปฏิกรณ์ประกอบด้วยมัดเชื้อเพลิง (Fuel Assembly) 61 มัด มัดควบคุมสำหรับปรับและควบคุมอันตรกิริยา 16 มัด และมัดควบคุมสำหรับระบบปิดเครื่องฉับพลัน (Fast Shutdown System) 9 มัด รวมทั้งหมด 86 มัดเรียงตัวเป็น Hexagonal ดังรูปที่ ง.1

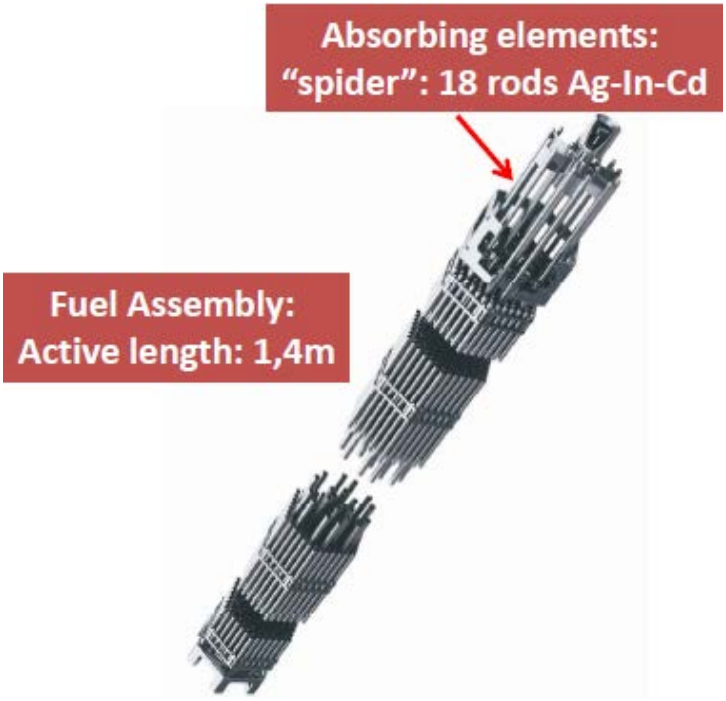


รูปที่ ง.1 มัดเชื้อเพลิงและมัดควบคุมในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [16]

แต่ละมัดเชื้อเพลิงมีความยาว 1.4 เมตร ประกอบด้วยแท่งเชื้อเพลิง 108 แท่ง แท่งควบคุม 18 แท่ง และท่อวัด 1 ท่อ เรียนตัวเป็น Hexagonal ดังรูปที่ ง.2 ในแท่งเชื้อเพลิงทั้งหมด มี 18 แท่งที่มีสารดูดกลืนนิวตรอนซึ่งทำจาก Gd_2O_3 ผสมอยู่ แท่งควบคุม 18 แท่งทำจาก Ag-In-Cd ดังรูปที่ ง.3



รูปที่ ง.2 มัดเชื้อเพลิง [19]



รูปที่ ง.3 มัดเชื้อเพลิง [16]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features)

ระบบความปลอดภัยของ CAREM-25 ออกแบบโดยใช้หลักการป้องกันเชิงลึก (Defense in Depth) และระบบพาสซีฟเพื่อหลีกเลี่ยงการพึ่งพาจากปัจจัยภายนอกในการบรรเทาอุบัติเหตุ

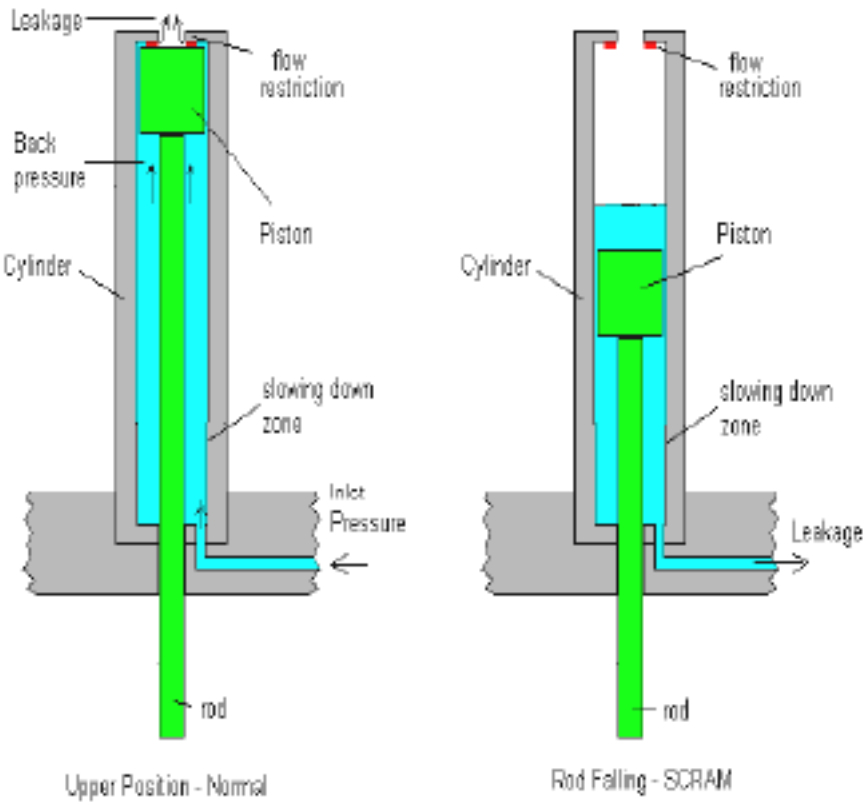
ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor Protection System) ประกอบด้วยระบบที่เป็นอิสระจากกัน 2 ระบบซึ่งประกอบด้วยโมดูลต่างๆ ได้แก่

- ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ที่หนึ่ง ประกอบด้วย
  - ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง
  - ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบพาสซีฟ (Passive Residual Heat Removal System, PRHRS)
  - ระบบแยกอาคารคลุมเครื่องออกจากภายนอก (Containment Isolation) หรือระบบไหลเวียนอากาศ (Ventilation System) ในกรณีเกิดอุบัติเหตุที่มีการสูญเสียของสารหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA)
  - ระบบแยกเครื่องผลิตไอน้ำออกจากส่วนอื่น (Steam Generator Isolation) ในกรณีที่เกิดการแตกของท่อในเครื่องผลิตไอน้ำ (Steam Generator Tube Rupture, SGTR)
  - ระบบส่งสัญญาณในกรณีที่เกิด LOCA ไปยัง PRHRS และถัง Accumulator
- ระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ที่สอง ประกอบด้วย
  - ระบบปิดเครื่องที่สอง

โดยมีรายละเอียดดังนี้

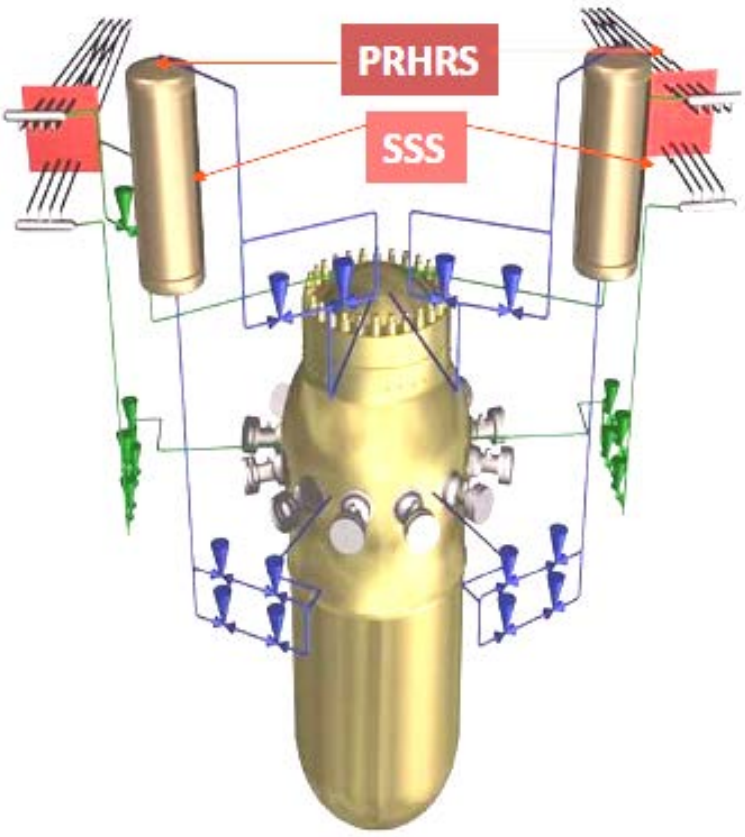
ก. ระบบปิดเครื่อง (Shutdown System) ประกอบด้วย 2 ระบบ คือ

- ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง (First Shutdown System, FSS) โดยใช้แท่งควบคุมซึ่งขับเคลื่อนด้วย Hydraulic Control Rods Drives ควบคุมด้วย Base Flow ดังรูปที่ ง.4 ซึ่งเมื่อเกิดการ SCRAM จะใช้เวลาในการเคลื่อนที่จากตำแหน่งสูงสุดลงต่ำสุดภายในเวลา 2 วินาที



รูปที่ ง.4 Hydraulic Control Rods Drives [16]

- ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) ด้วยการฉีดน้ำผสมโบรอน (Borated Water) ซึ่งอาศัยแรงโน้มถ่วงเป็นตัวผลักดัน ดังรูปที่ ง.5 สามารถทำงานได้โดยอัตโนมัติเมื่อระบบปกป้องเครื่องปฏิกรณ์ตรวจพบว่าระบบปิดเครื่องฉับพลันไม่ทำงาน ระบบนี้ประกอบด้วยแท็งก์บรรจุน้ำผสมโบรอนตั้งอยู่บริเวณส่วนบนของอาคารคลุมเครื่อง เชื่อมต่อกับถังปฏิกรณ์ด้วยท่อ 2 ท่อ ท่อหนึ่งเชื่อมระหว่างโดมกักไอน้ำ (Steam Dome) กับส่วนบนของแท็งก์ อีกท่อเชื่อมระหว่างส่วนล่างของแท็งก์กับตำแหน่งที่ต่ำกว่าระดับน้ำภายในถังปฏิกรณ์ เมื่อระบบได้รับการสั่งงาน จะเปิดวาล์วโดยอัตโนมัติ และน้ำในแท็งก์จะไหลเข้าไปในระบบปฐมภูมิ (Primary System) โดยอาศัยแรงน้ำถ่วงที่ความดันเดียวกับในถังปฏิกรณ์



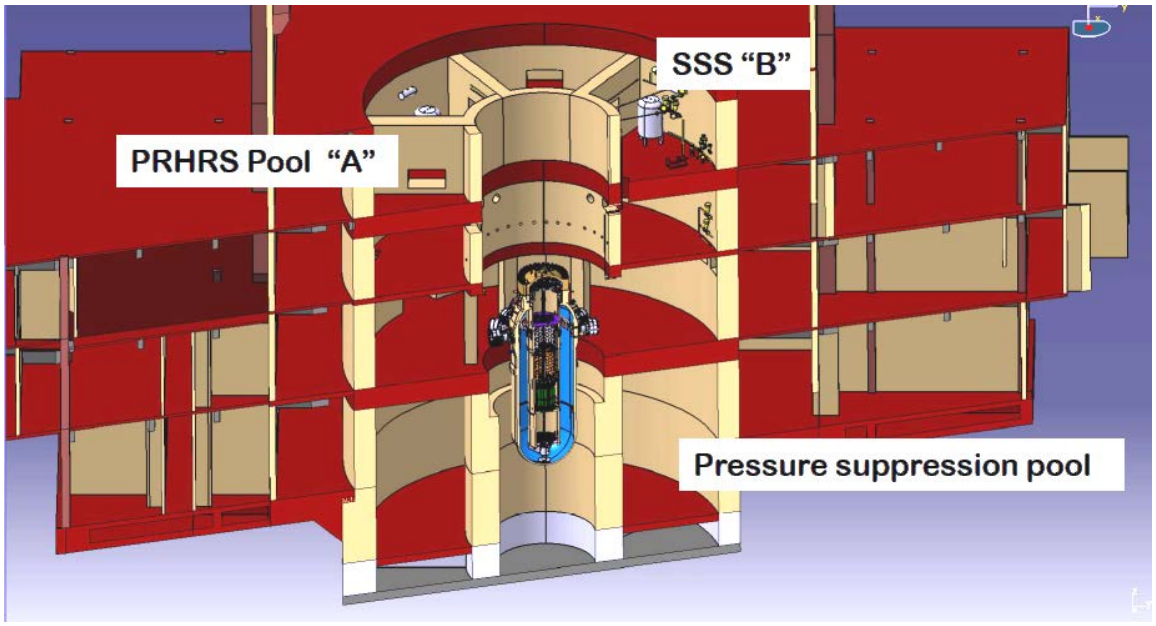
รูปที่ ง.5 ระบบปิดเครื่องที่สอง (Second Shutdown System, SSS) [16]

ข. ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือแบบพาสซีฟ (Passive Residual Heat Removal System, PRHRS) ได้รับการออกแบบให้สามารถลดความดันในระบบปฐมภูมิและกำจัดความร้อนจากการสลายตัว (Decay Heat) ในกรณีที่เกิดการสูญเสียของแหล่งรองรับความร้อน (Loss of Heat Sink) เป็นระบบที่เรียบง่ายซึ่งทำงานโดยอาศัยการควบแน่นของไอน้ำจากระบบปฐมภูมิ ประกอบด้วยเครื่องควบแน่น (Condenser) ซึ่งมีการทำงานเหมือนเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน มีลักษณะเป็นท่อรูปตัว U ในแนวนอนขนานกันหลายๆ ท่อ ดังรูปที่ ง.6 ส่วนปลายด้านบนและล่างของแต่ล่ะท่อเชื่อมเข้ากับหัวต่อร่วม (Common Header) หัวต่อด้านบนเชื่อมกับโดมกับไอน้ำในถังปฏิกรณ์ ส่วนหัวต่อด้านล่างเชื่อมกับตำแหน่งที่ต่ำกว่าระดับน้ำภายในถังปฏิกรณ์ เครื่องควบแน่นจะตั้งอยู่ในบ่อน้ำเย็นภายในอาคารคลุมเครื่อง ในเครื่องปฏิกรณ์จะมีระบบ PRHRS 2 ระบบที่สามารถทำงานแทนกันได้

ค. ระบบฉีดน้ำฉุกเฉิน (Emergency Injection System) เพื่อป้องกันแกนปฏิกรณ์โผล่เหนือน้ำเมื่อเกิดอุบัติเหตุที่มีการสูญเสียน้ำหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA) ขึ้น ระบบนี้ประกอบด้วยถัง Accumulator บรรจุน้ำผสมโบรอนซึ่งเชื่อมต่อเข้ากับถังปฏิกรณ์ ภายในถัง Accumulator จะถูกอัดความดันไว้ ดังนั้นเมื่อเกิด LOCA และความดันในถังปฏิกรณ์ลดลงจะถึงระดับหนึ่ง แผ่นกั้นจะเปิดออกและน้ำจะไหลเข้าไปใน

ถังปฏิกรณ์ ในกรณีที่เป็นการแตกขนาดเล็ก (Small Break) จะต้องใช้ระบบ PRHR เพื่อช่วยในการลดความดันในระบบปฐมภูมิด้วย ในเครื่องปฏิกรณ์จะมีระบบนี้มากกว่าหนึ่งชุดที่สามารถทำงานแทนกันได้

ง. อาคารคลุมเครื่อง เป็นคอนกรีตเสริมแรง (Reinforced Concrete) แบบ Pressure Suppression บุด้วยเหล็กกล้าไร้สนิม (Stainless Steel Liner) ดังรูปที่ ง.6 ความดันที่มากเกินจะถูกระบายผ่านวาล์วปลอดภัย (Safety Valve) ไปยังบ่อ Pressure Suppression ซึ่งอยู่ด้านล่าง



รูปที่ ง.6 อาคารคลุมเครื่อง [16]

นอกจากระบบดังกล่าวแล้ว CAREM-25 ยังใช้ระบบความปลอดภัยอื่นๆ ในการป้องกันเชิงลึกระดับต่างๆ ดังสรุปในตารางที่ ง.3

ตาราง ง.3 แสดงระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์ CAREM-25

หน้าที่	ระบบ	ชนิด	ระดับการป้องกันเชิงลึก
ควบคุมกำลัง	- ระบบปิดเครื่องที่หนึ่ง: แท่งควบคุม - ระบบปิดเครื่องที่สอง: ฉีดโบรอน	พาสซีฟ	3
จำกัดความดันในระบบปฐมภูมิ	PRHRS และวาล์วปลอดภัย	พาสซีฟ	3
ลดความดันในระบบปฐมภูมิและกำจัดความร้อนจากการสลายตัว	PRHRS	พาสซีฟ	3
ป้องกันแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์โผล่เหนือน้ำ	ระบบฉีดน้ำฉุกเฉิน: Accumulator	พาสซีฟ	3
จำกัดความดันในระบบทุติยภูมิ	วาล์วปลอดภัยในระบบทุติยภูมิ	พาสซีฟ	3
แหล่งรับความร้อนสุดท้าย (Ultimate Heat Sink) ในช่วงเวลาหลังเกิดอุบัติเหตุที่ระบบยังสามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	บ่อน้ำสำหรับลดความดันและ PRHRS ภายในอาคารคลุมเครื่องซึ่งไม่ต้องอาศัยการหล่อเย็นจากภายนอก	พาสซีฟ	3
การกักเก็บนิวไคลด์รังสี	อาคารคลุมเครื่องแบบ Pressure Suppression	พาสซีฟ	3
กำจัดความร้อนหลงเหลือ	- ระบบเสริมสำหรับจ่ายน้ำไปยังเครื่องผลิตไอน้ำ (Auxiliary SG Feed Water System) - ระบบควบคุมปริมาตรและความบริสุทธิ์ ซึ่งมีความสามารถในการกำจัดความร้อนหลงเหลือหลังจากปิดเครื่องภายใต้ความดันของเครื่องที่กำหนดไว้ - ระบบกำจัดความร้อนหลงเหลือและระบบนำความร้อนไปยังแหล่งรับความร้อนสุดท้ายในทุกระยะของการปิดจนกว่าเครื่องปฏิกรณ์จะอยู่ในสภาพเย็น	แอคทีฟ	2 และ 3
จัดสภาพแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์	ระบบควบคุมปริมาตรและความบริสุทธิ์ซึ่งสามารถตอบสนองต่อเหตุการณ์ LOCA ทั้งหมด	แอคทีฟ	2 และ 3

หน้าที่	ระบบ	ชนิด	ระดับการป้องกันเชิงลึก
เติมน้ำในบ่อ PRHRS และหล่อเย็นบ่อ Pressure Suppression หลังจากช่วงที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	ระบบหล่อเย็นบ่อ Suppression รวมถึงระบบแลกเปลี่ยนความร้อน	แอคทีฟ	2 และ 3
ลดความดันในอาคารคลุมเครื่องหลังจากช่วงที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period)	ระบบหล่อเย็นบ่อ Suppression รวมถึงระบบสเปรย์บ่อแห้ง (Dry-Well Spray)	แอคทีฟ	2 และ 3

การตอบสนองต่อเหตุการณ์ที่คาดว่าจะเกิดขึ้นในระหว่างการดำเนินการ (Anticipated Operational Occurrences) และเหตุการณ์ภายใต้พื้นฐานการออกแบบ (Design Basis Events) ทำได้โดย

ขั้นที่ 1 ปิดเครื่องปฏิกรณ์ด้วยระบบ FSS และ SSS

ขั้นที่ 2 กำจัดความร้อนหลงเหลือจากการสลายตัวโดยใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 2

ขั้นที่ 3 หากล้มเหลวหรือไม่สามารถจ่ายไฟได้ จะใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 3 ซึ่งเป็นแบบพาสซีฟเพื่อนำเครื่องปฏิกรณ์กลับสู่สภาวะปลอดภัยภายในช่วงเวลาที่ระบบสามารถจัดการตัวเองได้ (Grace Period) ซึ่งมีระยะประมาณ 36-72 ชั่วโมง และเมื่อระบบต่างๆ และระบบไฟฟ้าสามารถใช้งานได้อีกครั้ง จึงกลับไปควบคุมด้วยระบบแอคทีฟต่อไป

ในการป้องกันและบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรงซึ่งเกิดการหลอมละลายของแกนปฏิกรณ์ จะใช้ระบบป้องกันเชิงลึกระดับ 4 ดังนี้

การป้องกัน หากไฟฟ้าดับเกิน 72 ชั่วโมง (ยาวกว่า Grace Period) จะฉีดน้ำเข้าไปในบ่อ PRHRS และในถังปฏิกรณ์โดยใช้ระบบดับเพลิง และทำการหล่อเย็นบ่อ PRHRS และ Pressure Suppression

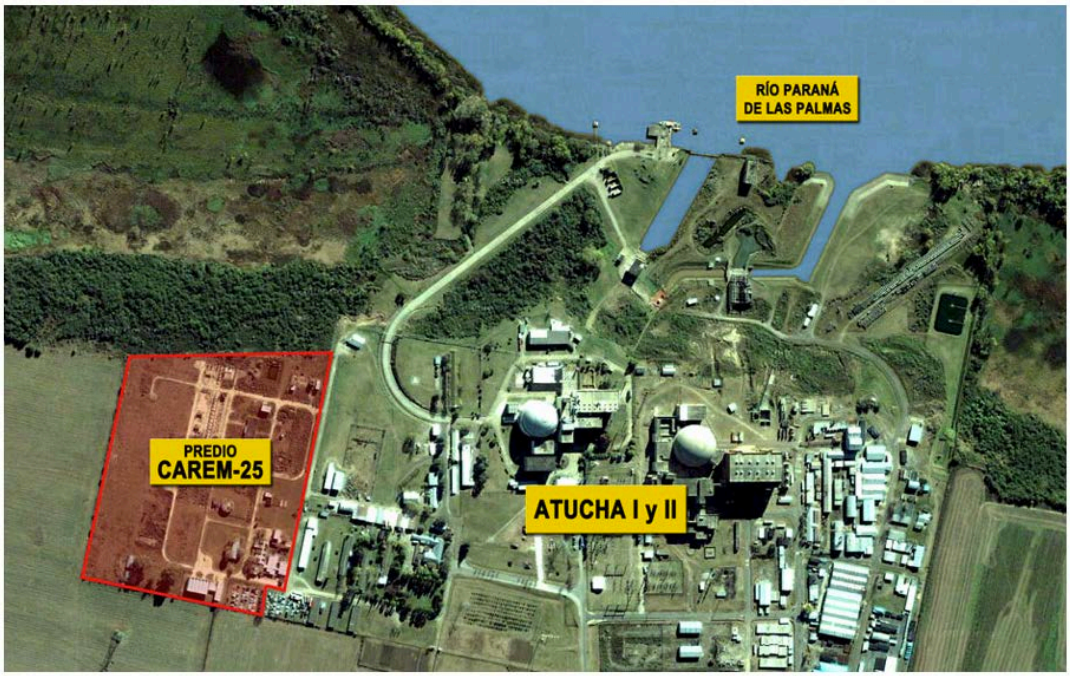
การบรรเทา จะหล่อเย็นด้านนอกของถังปฏิกรณ์เพื่อป้องกันแกนปฏิกรณ์ที่หลอมละลาย (Corium) ไม่ให้ทะลุออกมาด้านนอก และใช้เครื่องจับไฮโดรเจนแบบพาสซีฟ (Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiner) เพื่อป้องกันการระเบิดของไฮโดรเจน

สถานะการใช้งาน (Deployment status) [16], [19]

ในปี 2009 รัฐบาลอาร์เจนตินาเห็นว่าโครงการ CAREM-25 อยู่ในสถานะที่มีความสมบูรณ์เพียงพอแล้วที่จะสามารถอนุญาตให้เริ่มก่อสร้างเครื่องปฏิกรณ์ต้นแบบได้ จึงมอบหมายให้ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) ดำเนินการก่อสร้างโรงไฟฟ้าสาธิตหรือ CAREM-25 ขึ้น ซึ่งมีขนาดเล็กกว่าขนาดที่จะใช้งานจริง คือ มีขนาด 100 MWth หรือประมาณ 27 MWe เพื่อใช้เป็นตัวอย่างสำหรับพิสูจน์ความถูกต้องของการออกแบบและนำข้อมูลไปใช้เป็นพื้นฐานสำหรับการพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์ที่มีขนาดใหญ่กว่าสำหรับใช้งานจริงต่อไป

CAREM-25 ได้รับการออกแบบภายใต้ข้อแนะนำของ IAEA และเกณฑ์ของ Argentinean Regulatory Body ซึ่งอาศัยหลักการประเมินความปลอดภัยเชิงความน่าจะเป็น (Probabilistic Safety Assessment) ขั้นที่ 1, 2 และ 3 ในการคำนวณความเสี่ยง

สถานที่ก่อสร้างอยู่ที่จังหวัด Lima, เมือง Buenos Aires ใกล้กับ Atucha I และ II โดยใช้น้ำจากแม่น้ำ Paraná สำหรับหล่อเย็น ดังแสดงในรูปที่ ง.7



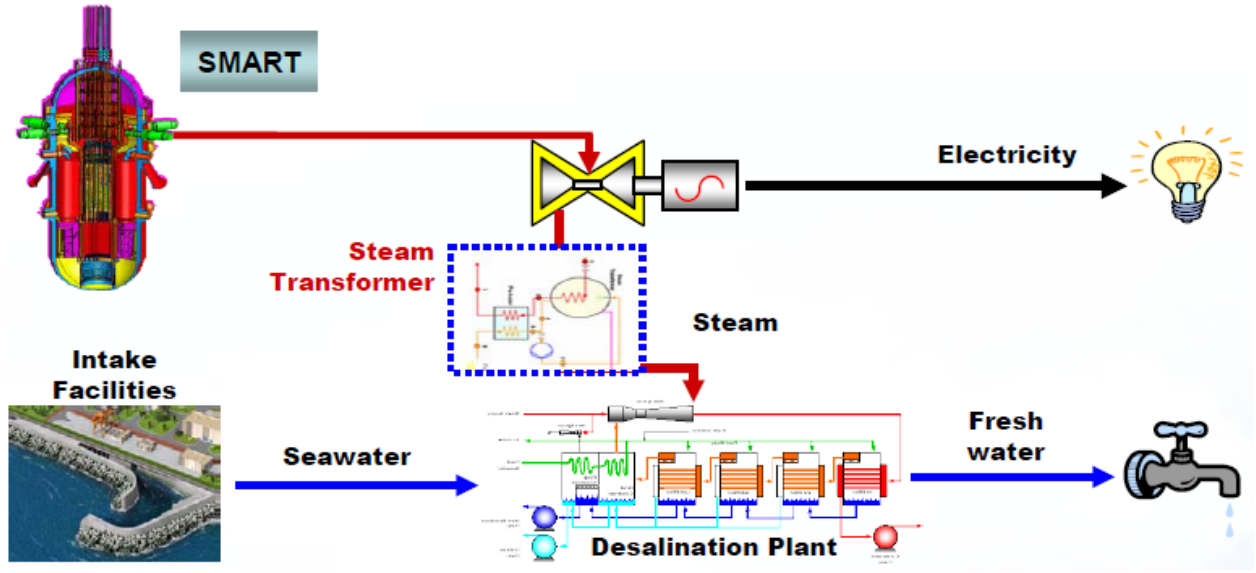
รูปที่ ง.7 สถานที่ก่อสร้าง CAREM-25 [19]

2 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART

ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [21], [22]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ซึ่งถูกออกแบบมาให้เป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่สามารถผลิตไฟฟ้า และแยกเกลือออกจากน้ำทะเลเพื่อผลิตน้ำเพื่อการอุปโภคบริโภคหรือผลิตความร้อน สำหรับชุมชนที่มีประชากร 100,000 คน เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำอัดความดัน (Pressurized Water Reactor; PWR) ซึ่งรวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Integrated reactor design technology) และมีท่อที่เชื่อมต่อกับถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor pressure vessel) ที่มีขนาดเส้นผ่านศูนย์กลางไม่เกิน 2 นิ้ว ทำให้ไม่สามารถเกิดอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นขนาดใหญ่ (Large break LOCA) การออกแบบเชื้อเพลิง อุปกรณ์สนับสนุน รวมทั้งผังการจัดวางเครื่องปฏิกรณ์และอุปกรณ์สนับสนุนอ้างอิงจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ APR1400 ซึ่งมีการใช้งานจริงในสาธารณรัฐเกาหลี ระบบความปลอดภัยมีการผสมผสานระหว่างระบบที่ทำงานได้

ด้วยตนเอง (Passive system) กับระบบที่สั่งการโดยเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง (Active system) นอกจากนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ยังมีการวางแผนป้องกันและจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง รวมทั้งอุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) เช่นที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นอย่างดี



รูปที่ ง.8 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART [21]

ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ [21-25]

ตัวแปรสำคัญ ของเครื่องปฏิกรณ์ SMART แสดงในตารางที่ ง.4

ตารางที่ ง.4 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ SMART

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	330 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	100 MWe (nominal) 90 MWe (กรณีผลิตน้ำจืด) 82 MWe (กรณีผลิตความร้อน)
ปริมาณน้ำจืดที่ผลิตได้	40,000 ตันต่อวัน
ปริมาณความร้อนที่ผลิตได้	147 GCal ต่อชั่วโมง
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	3 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
ความดันสูงสุดในระบบ (Design pressure)	17 MPa

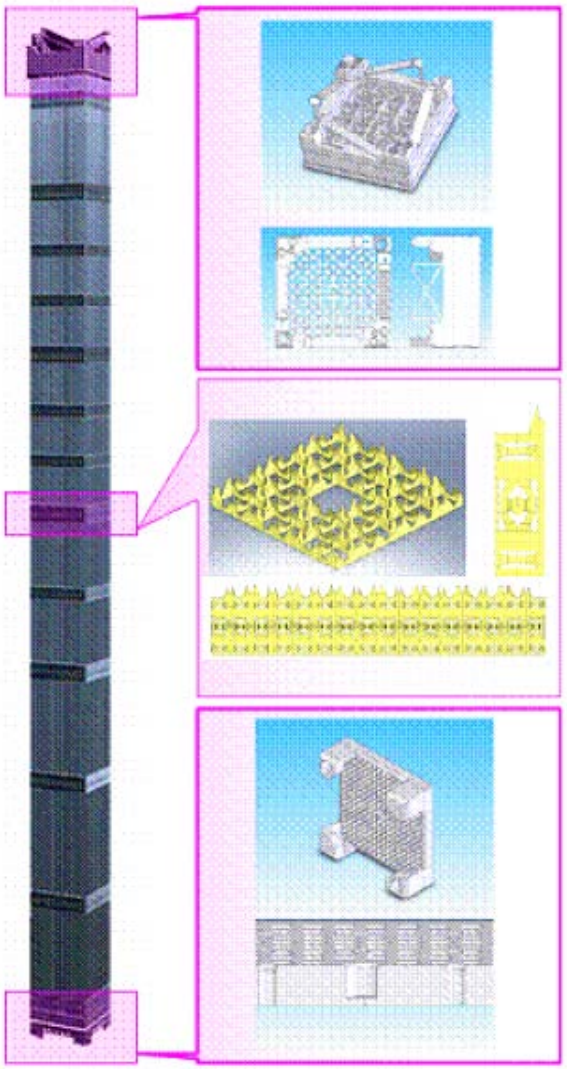
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
ความดันใช้งานในระบบ (Operating pressure)	15 MPa
อุณหภูมิสูงสุดในระบบ (Design temperature)	360 ℃
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	295.7 ℃
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	323 ℃
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	2090 kg/s
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy-4
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	17 x 17
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	57
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	4.8 %
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน และ แท่งควบคุมนิวตรอน
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	25
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Helical steam generator
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	8
ความดันไอน้ำ	5.2 MPa
อุณหภูมิไอน้ำ	298 ℃
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	30 ℃
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	Canned motor pump
จำนวนปั๊มหลัก	4 ตัว
อุณหภูมิไอน้ำขาออก	295.7 ℃
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว (SSE level ground seismic peak acceleration)	0.3 g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Integrated (passive and active)
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตไฟฟ้า	300 x 300 m
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตน้ำจืด	300 x 200 m
รัศมีของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency planning zone; EPZ)	1.5 km

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
รัศมีของพื้นที่ประชากรเบาบาง (Low population zone; LPZ)	2 km
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency; CDF)	$< 10^{-6}$ ต่อปี
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์*	5.15×10^{-7} ต่อปี
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการปล่อยสารกัมมันตรังสีออกสู่บรรยากาศในช่วงต้นของอุบัติเหตุ (Large Early Release Frequency; LERF)	$< 10^{-7}$ ต่อปี
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในความบกพร่องอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment failure frequency; CFF)**	5.49×10^{-8} ต่อปี
ระยะเวลาสำหรับเจ้าหน้าที่เดินเครื่องหลังจากอุบัติเหตุเกิดขึ้น (Operator action time)	> 30 นาที

* เป็นผลการประเมินสำหรับอุบัติเหตุที่เกิดจากเหตุการณ์ภายใน (Internal events) เพลิงไหม้ภายใน (internal fire) และน้ำท่วม (flooding) เท่านั้น

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ [24]

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ทำจากยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.8 % โดยน้ำหนัก ขึ้นรูปเป็นเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) และบรรจุในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงของแท่งเชื้อเพลิง 2 เมตร จำนวน 264 แท่ง ประกอบกันเป็นมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17 เชื้อเพลิงดังกล่าวเป็นแบบเดียวกันกับที่ใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ APR1400 ซึ่งเป็นเครื่องปฏิกรณ์รุ่นที่ 3 (Generation III) ที่มีการใช้งานแล้วในสาธารณรัฐเกาหลี



รูปที่ ง.9 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17 [9]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [24, 25]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART มีการผสมผสานระหว่างระบบที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) กับระบบที่สั่งการโดยเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง (Active system) ประกอบด้วยระบบย่อยทั้งหมด 7 ระบบ ดังต่อไปนี้

1 ระบบดับเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor shutdown system; RSS) จะดับเครื่องโดยอัตโนมัติเมื่อตรวจพบว่ามีตัวแปรสำคัญใดๆ มีค่าออกนอกขีดจำกัดความปลอดภัย (safety limit) ระบบนี้ประกอบด้วยแท่งควบคุมนิวตรอนและระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอน โดยเมื่อระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอนได้รับสัญญาณให้

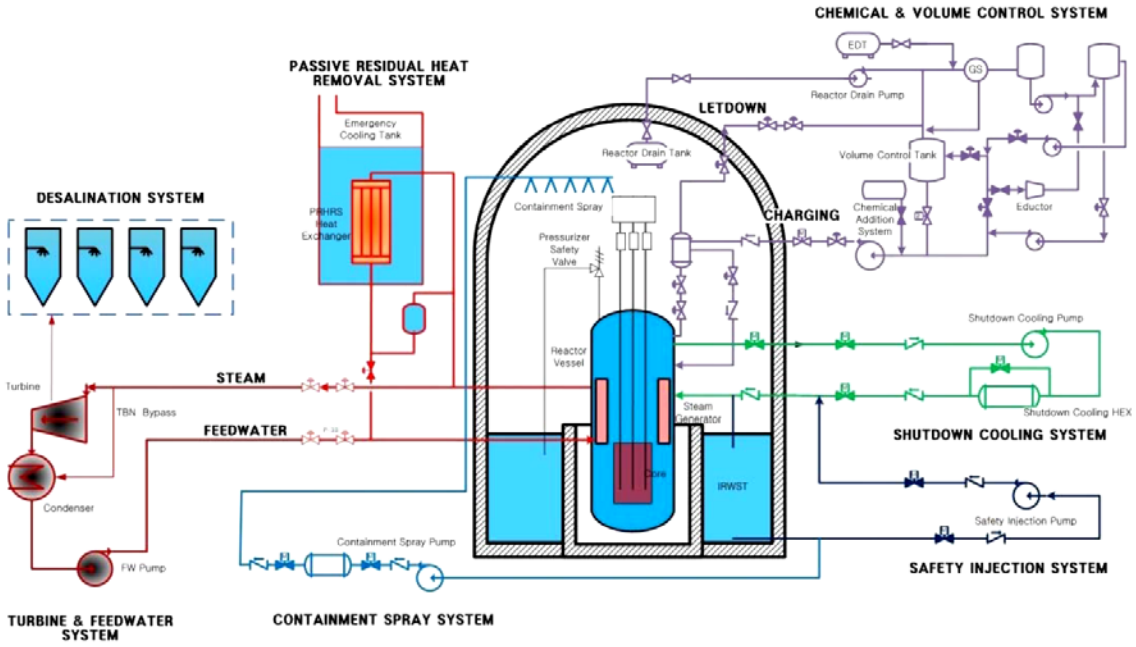
ดับเครื่อง ระบบจะหยุดการทำงานของแม่เหล็กไฟฟ้า ทำให้แท่งควบคุมนิวตรอนร่วงลงสู่แกนเครื่องปฏิกรณ์ด้วยแรงโน้มถ่วง และหยุดปฏิกิริยาลูกโซ่ของนิวตรอนลงในทันที

2 ระบบหัวฉีดน้ำหล่อเย็น (Safety injection system; SIS; 100% x 4 Trains) เป็นระบบที่ใช้ป้องกันการหลอมเหลวของแกนเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นขนาดเล็ก (Small break LOCA) โดยปกติแล้วแกนเครื่องปฏิกรณ์จะไม่หลอมเหลวเมื่อเกิดอุบัติเหตุดังกล่าวเนื่องจากมีปริมาณน้ำหล่อเย็นมาก แต่หากความดันเครื่องปฏิกรณ์ลดลง อาจทำให้น้ำหล่อเย็นไม่เพียงพอต่อการป้องกันการหลอมเหลวของแกนเครื่องปฏิกรณ์ได้ ระบบหัวฉีดน้ำหล่อเย็นนี้จะทำงานโดยอัตโนมัติเมื่อความดันลดลงต่ำกว่า 10 MPa และน้ำหล่อเย็นจะถูกฉีดออกจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์ (In-vessel refueling water storage tank; IRWST) เข้าสู่ถังบรรจุแกนเครื่องปฏิกรณ์เพื่อให้ระบบกำจัดความร้อนตกค้างสามารถทำงานได้ในระยะยาวหลังจากเกิดอุบัติเหตุ

3 ระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive residual heat removal system; PRHRS; 50% x 4 Trains) เป็นระบบที่ใช้กำจัดความร้อนตกค้างในแกนเครื่องปฏิกรณ์และความร้อนสัมผัส (Sensible heat) ที่อาศัยการไหลเวียนโดยธรรมชาติ (Natural circulation) โดยจะทำงานเมื่อเกิดเหตุฉุกเฉิน เช่น อุบัติเหตุการสูญเสียความสามารถในการจ่ายน้ำป้อนหล่อเย็น (Loss of feedwater supply) อุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) นอกจากนั้น ระบบนี้ยังสามารถใช้ในการหล่อเย็นระยะยาวหลังเกิดอุบัติเหตุ และการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงได้อีกด้วย ระบบดังกล่าวแบ่งเป็นระบบย่อย 4 ระบบที่เป็นอิสระต่อกัน โดยแต่ละระบบจะประกอบด้วยถังหล่อเย็นฉุกเฉิน (Cool-down tank) เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อน (Heat exchanger) และถังน้ำหล่อเย็นชดเชย (Makeup tank) ระบบแต่ละระบบจะถูกหล่อเย็นด้วยน้ำจากถังน้ำหล่อเย็น (Coolant tank) ระบบนี้ถูกออกแบบให้ป้องกันแกนเครื่องปฏิกรณ์จากการหลอมเหลวได้นาน 36 ชั่วโมง ภายใต้อุบัติเหตุที่ถูกออกแบบไว้ (Design basis accident) โดยไม่ต้องมีการสั่งการใดๆจากเจ้าหน้าที่เดินเครื่อง ในกรณีการดับเครื่องปกติ ความร้อนตกค้างจะถูกกำจัดโดยผ่านเครื่องกำเนิดไอน้ำไปที่เครื่องควบแน่น

4 ระบบหล่อเย็นหลังการดับเครื่อง (Shutdown cooling system; SCS; 100% x 2 Trains) เป็นระบบความปลอดภัยที่ใช้ควบคู่กับระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง ทำหน้าที่ลดอุณหภูมิของระบบน้ำหล่อเย็นเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor coolant system; RCS) หลังจากการดับเครื่อง โดยจะลดจากอุณหภูมิดับเครื่องร้อน (Hot shutdown temperature) จนถึงอุณหภูมิเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิง (Refueling temperature) การหล่อเย็นในช่วงแรกทำโดยการถ่ายโอนความร้อนจากเครื่องกำเนิดไอน้ำสู่บรรยากาศผ่านเครื่องควบแน่นหรือเครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนของระบบกำจัดความร้อนตกค้างที่ทำงานได้ด้วยตนเอง หลังจากอุณหภูมิและความดันของน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงจุดที่กำหนดไว้ ระบบหล่อเย็นหลังการดับเครื่องซึ่งใช้เครื่องแลกเปลี่ยนความร้อนและปั๊มต่างๆในการขับเคลื่อนจะทำงานจนกว่าอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นจะลดลงถึงอุณหภูมิเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิง และจะทำงานอย่างต่อเนื่อง เพื่อควบคุมอุณหภูมิของระบบให้คงที่อยู่ที่อุณหภูมิดังกล่าว

5 ระบบสเปรย์สำหรับหล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment Spray System; CSS; 100% x 2 Trains) ทำหน้าที่ลดความดันและอุณหภูมิในกรณีอุบัติเหตุท่อส่งไอน้ำหลักแตก (Main steam line break; MSLB) และอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็น (Loss of coolant accident; LOCA) ทั้งยังช่วยลดผลผลิตฟิชชัน (Fission products) จากบรรยากาศของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีอุบัติเหตุการแตกของท่อส่งน้ำหล่อเย็นอีกด้วย ระบบนี้ใช้น้ำจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์ น้ำที่ถูกพ่นออกมาจะมีส่วนผสมของกรดบอริกเพื่อช่วยยับยั้งการเกิดภาวะวิกฤตซ้ำ (Recriticality) โดยน้ำดังกล่าวถูกส่งผ่านจากบ่อเก็บน้ำสำหรับการเปลี่ยนถ่ายเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์มาที่สเปรย์โดยปั๊มสำหรับสเปรย์หล่อเย็นอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment spray pumps)



รูปที่ ง.10 ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมที่สำคัญของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART [24]

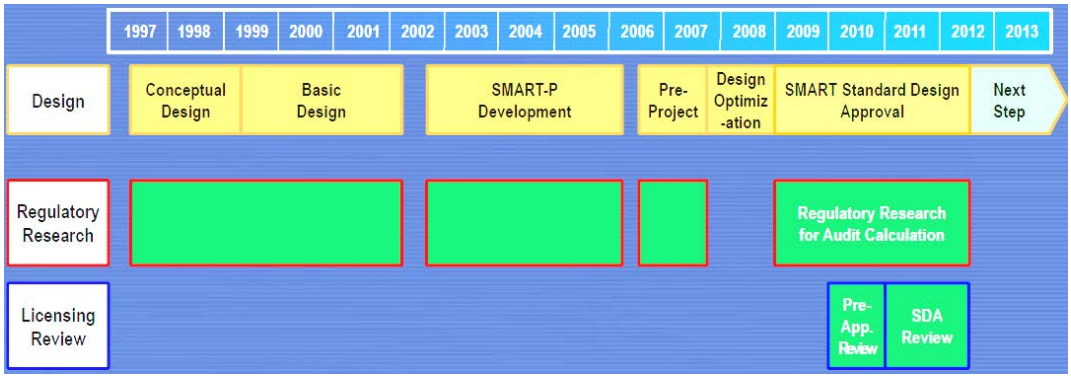
6 ระบบป้องกันความดันเกินในเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor overpressure protection system; ROPS) มีหน้าที่ลดความดันเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีอุบัติเหตุที่ถูกออกแบบไว้ (Design basis accident) ที่เกี่ยวข้องกับความบกพร่องของระบบควบคุม (Control system failure) ระบบนี้ประกอบด้วยวาล์วปลอดภัยของเครื่องควบคุมความดัน (Pressurizer safety valves; PSVs) ซึ่งจะเปิดออกเมื่อความดันเพิ่มสูงขึ้นกว่าความดันที่กำหนดไว้ ไอน้ำที่ถูกปล่อยออกจากวาล์วปลอดภัยทั้งหมดจะรวมกันและถูกปล่อยออกสู่บรรยากาศของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ผ่านถังระบายของเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor drain tank; RDT)

7 ระบบจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident mitigation system; SAMS) มีหน้าที่ป้องกันไม่ให้แกนเครื่องปฏิกรณ์ที่หลอมเหลวแล้วออกนอกอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยการออกแบบช่องว่าง (Cavity) ใน

เครื่องปฏิกรณ์และอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ให้มีขนาดใหญ่เพียงพอ และโดยการใช้งานระบบความปลอดภัยต่างๆ ที่เตรียมไว้ ช่องอากาศใต้ถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์จะถูกเติมให้เต็มด้วยน้ำหล่อเย็นในกรณีอุบัติเหตุร้ายแรงเพื่อหล่อเย็นจากภายนอก และการหล่อเย็นภายในก็มีส่วนช่วยป้องกันไม่ให้แกนเครื่องปฏิกรณ์ที่หลอมเหลวไหลทะลุถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ออกมาได้ นอกจากนี้ ยังมีเครื่องกำจัดก๊าซไฮโดรเจน (Hydrogen igniter) เพื่อป้องกันการระเบิดไฮโดรเจน (Hydrogen explosion) อีกด้วย

สถานะการใช้งาน (Deployment status) [26]

รูปที่ ง.11 แสดงสถานะการใช้งาน (Deployment status) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART ซึ่งเริ่มจากการศึกษาวิจัยโดยออกแบบแนวความคิด (Conceptual design) และออกแบบพื้นฐาน (Basic design) ตั้งแต่ปี ค.ศ. 1997 และ 1999 ตามลำดับ ต่อมาได้มีการศึกษาวิจัยภายใต้โครงการ SMART-P และทำการปรับปรุงแบบจนถึงปี ค.ศ. 2008 หลังจากนั้นในปี ค.ศ. 2009 กลุ่มผู้ผลิตได้เริ่มต้นเตรียมการขออนุมัติแบบมาตรฐาน (Standard design approval) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART และส่งขออนุมัติต่อคณะกรรมการกำกับดูแลความปลอดภัยและความมั่นคงแห่งสาธารณรัฐเกาหลี (Nuclear Safety and Security Commission; NSSC) เมื่อวันที่ 30 ธ.ค. 2010 NSSC ใช้เวลาตรวจสอบนาน 1 ปีครึ่ง และได้อนุมัติแบบมาตรฐานเมื่อวันที่ 4 ก.ค. 2012 ทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กรุ่นใหม่แบบแรกที่ได้รับการอนุมัติแบบมาตรฐาน อย่างไรก็ตาม ยังไม่มีหน่วยงานใดให้ความสนใจสั่งซื้อเครื่องปฏิกรณ์ดังกล่าวเพื่อก่อสร้างและใช้งานจริง



รูปที่ ง.11 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ SMART [26]

ข้อมูลเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [21]

มีการประมาณการโดยสถาบันวิจัยพลังงานปรมาณูแห่งสาธารณรัฐเกาหลี (The Korean Atomic Energy Research Institute; KAERI) ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMART มีค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง 5,800 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 187,000 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อ

กำลังไฟฟ้า 1 กิโลวัตต์ และค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า (levelized unit electricity cost; LUEC) อยู่ที่ 0.061 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 1.97 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง

3 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ACP-100

ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) สมัยใหม่ซึ่งอาศัยการออกแบบจากเทคโนโลยี PWR ที่ใช้กันแพร่หลายอยู่ในปัจจุบัน โดยมีการใช้ระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเองโดยไม่อาศัยแหล่งจ่ายไฟภายนอก (Passive safety system) และเทคโนโลยีการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์ที่รวมอุปกรณ์หลายส่วนไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Integrated reactor design technology) [26]

โดยเฉพาะเรื่องระบบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นั้น ACP-100 ถูกออกแบบให้ระบบความปลอดภัยสามารถทำงานได้ด้วยตนเองหลังเกิดอุบัติเหตุ เพื่อนำเครื่องปฏิกรณ์กลับสู่สภาวะที่ปลอดภัยโดยไม่ต้องอาศัยการควบคุมหรือสั่งการจากพนักงานเป็นเวลา 72 ชั่วโมง นอกจากนั้นยังมีการติดตั้งระบบความปลอดภัยแบบ Passive ที่ป้องกันการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe Accident Prevention) เช่นระบบกำจัดก๊าซไฮโดรเจน (Hydrogen Eliminator) ระบบระบายความร้อนอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Cavity Flooding) เพื่อให้มั่นใจว่าอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์จะไม่มีการระเบิดหรือเกิดรอยรั่วขึ้นได้

สำหรับเทคโนโลยีการออกแบบแบบโมดูลาร์ (Modular Design) จะช่วยให้การควบคุมชิ้นส่วนการผลิตของเครื่องปฏิกรณ์ได้ง่ายขึ้นและทำให้การก่อสร้างและติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์เป็นไปได้อย่างรวดเร็วมากยิ่งขึ้น

ปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์

ปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ ACP-100แสดงในตารางที่ ง.5
ตารางที่ ง.5 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ(Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ ACP-100

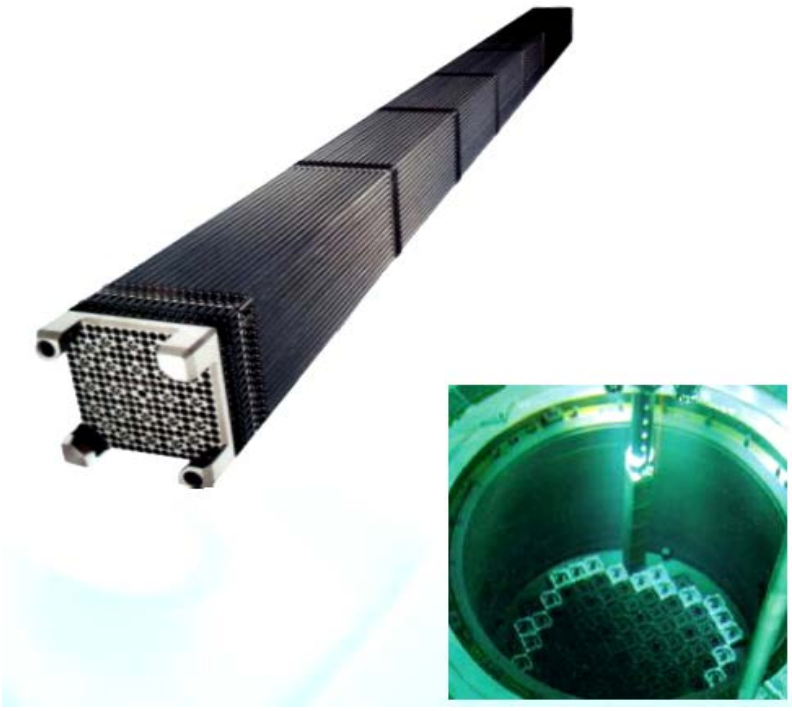
ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	310 MW
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	~100 MW
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	2 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
แรงดันใช้งานในระบบ (Operation pressure)	15 MPa

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	282 ℃
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	323 ℃
อุณหภูมิสารหล่อเย็นเฉลี่ย	303 ℃
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	6500 m3/h
ประเภทของวัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
ประเภทแท่งเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	CF2 Shortened Assembly
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2150 mm
จำนวนชิ้นส่วนเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	57
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment)	4.2 %
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน และ แท่งควบคุมนิวตรอน
ระบบขับเคลื่อนแท่งควบคุมนิวตรอน(Drive mechanism type)	magnetism lifting
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	25
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	Once-through steam generators (OTSG)
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	16
อุณหภูมิไอน้ำที่ผลิต	>290 ℃
แรงดันไอน้ำที่ผลิต	4 MPa
กำลังผลิตไอน้ำรวม	450 t/h
อุณหภูมิน้ำป้อน	105 ℃
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	Canned pump
จำนวนปั๊มหลัก	4 ตัว
อุณหภูมิไอน้ำที่นำไปใช้ (Extraction temperature)	235 ℃ (reheat)
แรงดันไอน้ำที่นำไปใช้ Extraction loop pressure	0.294 MPa
อุณหภูมิที่ทำให้ระบบ (Heating temperature)	125 ℃
แรงดันที่ทำให้ระบบ (Heating loop temperature)	1.6 MPa
โปรแกรมควบคุมกำลังการเดินเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor power-control operation program)	primary constant average temperature

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
โมเดลการเดินเครื่องปฏิกรณ์สำหรับการผลิตความร้อน (Thermal power plant operation model)	Base load operation (Mode-A)
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว (SSE level ground seismic peak acceleration)	0.3g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive
ความถี่ของในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency, CDF)	10^{-7}

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (Fuel Assembly)

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 ทำจากวัสดุยูเรเนียมออกไซด์ ($UO_{2)}$ ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.2 % บรรจุอยู่ในเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) ในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงแท่งเชื้อเพลิง 2500 มิลลิเมตร จำนวน 264 แท่งซึ่งประกอบกันเป็นชิ้นส่วนเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17 โดยมีแท่งนำ (Guide tube) จำนวน 24 ท่อและแท่งเครื่องมือวัด (instrumentation tube) จำนวน 1 แท่ง รูปที่ ง.12 แสดงโครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100

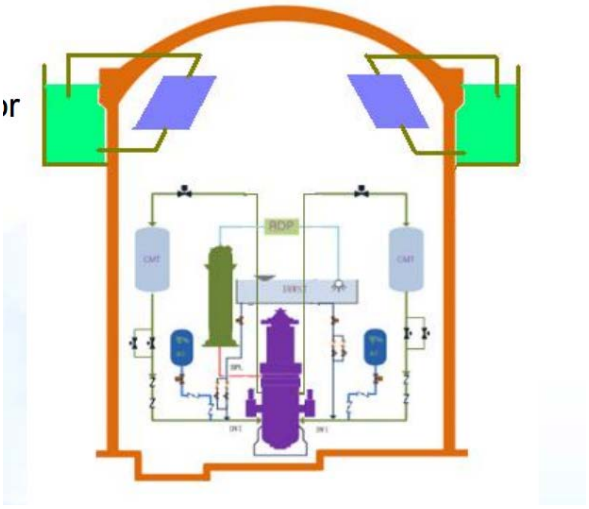


รูปที่ ง.12 โครงสร้างแท่งเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของ ACP-100 [27]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [28]

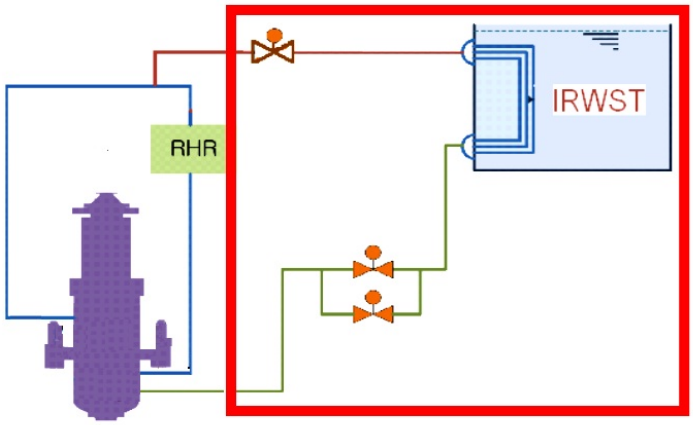
ระบบวิศวกรรมความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100ใช้ระบบความปลอดภัยแบบที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive Safety System) เพื่อให้เกิดความมั่นใจสูงสุดในการป้องกันอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ที่อาจจะเกิดขึ้น ระบบ Passive นี้จะช่วยลดการพึ่งพาการดำเนินการใดๆของผู้ควบคุมเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีเกิดอุบัติเหตุ และช่วยลดความระดับความรุนแรงของอุบัติเหตุ โดยระบบความปลอดภัยดังกล่าวของเครื่อง ACP-100มีดังต่อไปนี้

1 ระบบ Passive Core Cooling Systemเป็นระบบที่ใช้ในการหล่อเย็นแกนเครื่องปฏิกรณ์ในกรณีเกิดอุบัติเหตุขึ้นจะมีการฉีดสารระบายความร้อนเข้าไปยังเครื่องปฏิกรณ์ผ่านทางท่อเชื่อมต่อ (Nozzles) ระบบนี้ประกอบไปด้วยระบบย่อยๆได้แก่ ระบบ Core Makeup Tanks (CMS) ซึ่งใช้ระบบการฉีดสารระบายความร้อนเข้าไปใน Core หมุนเวียนแบบไหลตามธรรมชาติ (Natural Circulation Injection) ระบบ Actuators ซึ่งเป็นถังสารระบายความร้อนฉุกเฉินที่อัดก๊าซแรงดันสูงไว้ รูปที่ ง.13 แสดงระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100



รูปที่ ง.13 ระบบ Passive Core Cooling System ของ ACP-100 [28]

2 ระบบ Passive Residual Heat System เป็นระบบที่ช่วยในกระบายความร้อนของสารหล่อเย็นในเครื่องปฏิกรณ์ โดยสารหล่อเย็นในเครื่องปฏิกรณ์ที่มีอุณหภูมิและแรงดันสูงจะถูกส่งผ่านำไปเคลื่อนผ่านระบบแลกเปลี่ยนความร้อนภายนอกและเมื่อสารหล่อเย็นมีอุณหภูมิลดลงจะหมุนเวียนผ่านกลับไปยังเครื่องปฏิกรณ์รูปที่ ง.14 แสดงระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100



รูปที่ ง.14 ระบบ Passive Residual Heat ของ ACP-100 [28]

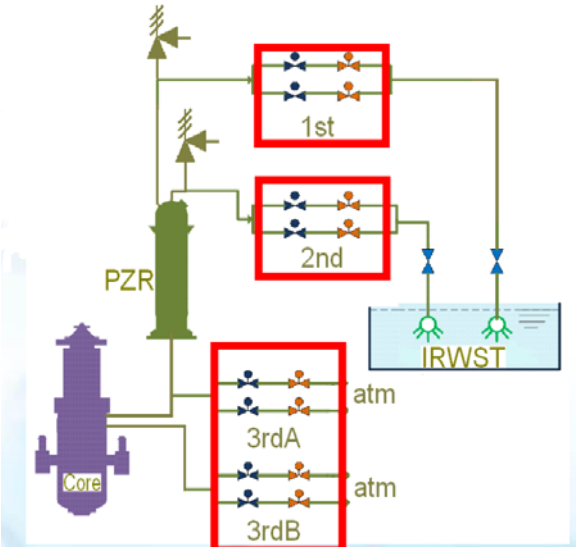
3 ระบบ Passive Containment Cooling System เป็นระบบที่ช่วยในกระบายความร้อนอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment) ในกรณีเกิดอุบัติเหตุขึ้นเช่นเกิดการสูญเสียสารหล่อเย็น (Loss of Coolant Accident, LOCA) ในระบบหรือรอยแยกที่ท่อส่งไอน้ำหลัก (Main Steam Line Break, MSLB) ซึ่งจะทำให้อุณหภูมิและแรงดันก๊าซของในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์สูงขึ้นและต้องการการระบายความร้อนออกสู่ด้านนอก โดยก๊าซหรือไอน้ำอุณหภูมิสูงในอาคารจะถูกส่งผ่านไปยังอุปกรณ์แลกเปลี่ยนความร้อนภายนอกรูปที่ ง.14 แสดงระบบ Passive Containment Cooling ของ ACP-100

4 ระบบ Passive Containment Hydrogen System เป็นระบบที่ช่วยในการกำจัดก๊าซไฮโดรเจนอันเกิดจากปฏิกิริยาระหว่างไอน้ำอุณหภูมิสูงและเชื้อเพลิงหลอมเหลวระหว่างเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe Accidents) ระบบนี้ทำงานได้ด้วยตนเองอาศัยหลักการ Auto-Catalytic beds โดยไม่อาศัยแหล่งกำเนิดไฟฟ้าภายนอก

5 ระบบ Reactor Cave Flooding System ระบบนี้จะทำงานเมื่อเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง โดยเครื่องปฏิกรณ์จะถูกระบบทำให้ท่วมด้วยสารระบายความร้อนเพื่อให้เกิดการระบายความร้อนบริเวณด้านล่างของเครื่องปฏิกรณ์ ช่วยป้องกันไม่ให้เกิดการหลอมเหลวของเชื้อเพลิง

นอกจากนั้นยังมีระบบความปลอดภัยอื่นๆอาทิเช่น ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ (Automatic Depressurization System) ช่วยลดแรงดันในระบบระหว่างเกิดอุบัติเหตุ ดังแสดงในรูปที่ ง.15 ระบบฉีดสารละลายโบรอนเข้าไปในระบบช่วยในการดับเครื่องปฏิกรณ์ ระบบไฟฟ้าสำรอง (Uninterruptible Power Supply, UPS) ในกรณีเกิดเหตุการณ์ไฟฟ้าในระบบดับ (Station Blackout) ซึ่งประกอบไปด้วย ระบบแบตเตอรี่กระแสตรงจ่ายไฟ 72 ชม. สำหรับใช้งานระบบที่เกี่ยวข้องกับระบบปลอดภัย และระบบระบบแบตเตอรี่กระแสตรงจ่ายไฟ 7 วันสำหรับการเฝ้าระวังและควบคุมระบบหลังเกิดอุบัติเหตุ

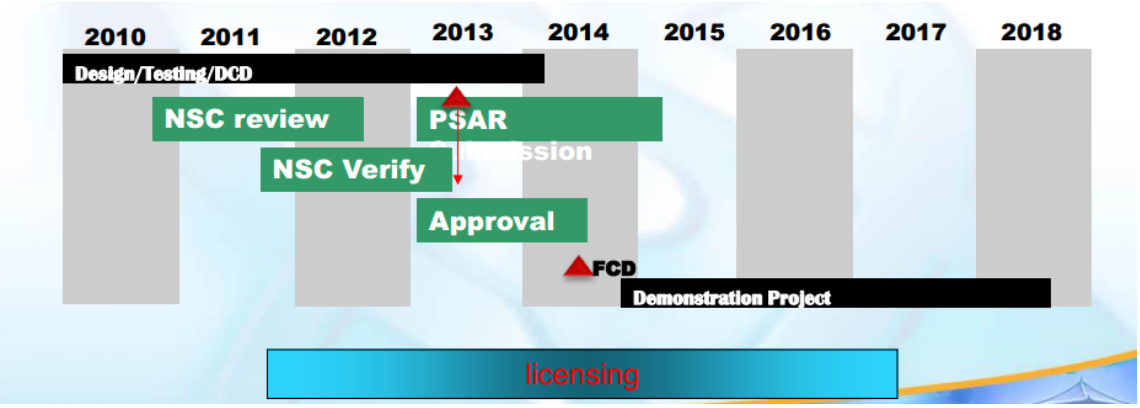
ในเรื่องของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วถูกออกแบบให้ติดตั้งภายใต้พื้นดิน ข้างในอาคารบริการเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor service building) โดยออกแบบให้สามารถระบายความร้อนแบบธรรมชาติอย่างปลอดภัยได้ด้วยตนเอง 7 วัน หากระบบระบายความร้อนไม่ทำงาน



รูปที่ ง.15 ระบบลดแรงดันอัตโนมัติ ของ ACP-100 [28]

สถานะใช้งาน (Deployment status) [27]

รูปที่ ง.16 แสดงสถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ACP-100 อยู่ระหว่างกระบวนการการพิจารณาใบอนุญาตออกแบบมาตรฐาน (Standard Design Certification) จาก National Nuclear & Radiation Safety Center (NSC) ซึ่งคาดกว่าจะได้รับการรับรองการออกแบบในปี 2014 และเริ่มมีการก่อสร้าง (First Concrete Date, FCD) โรงไฟฟ้าต้นแบบ (Demonstration plant) ซึ่งมีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ACP-100 จำนวน 2 เครื่องในปี 2014 ที่เมือง Putian, จังหวัด Fujian ทางชายฝั่งด้านตะวันออกของประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน ดังแสดงในรูปที่ ง.17



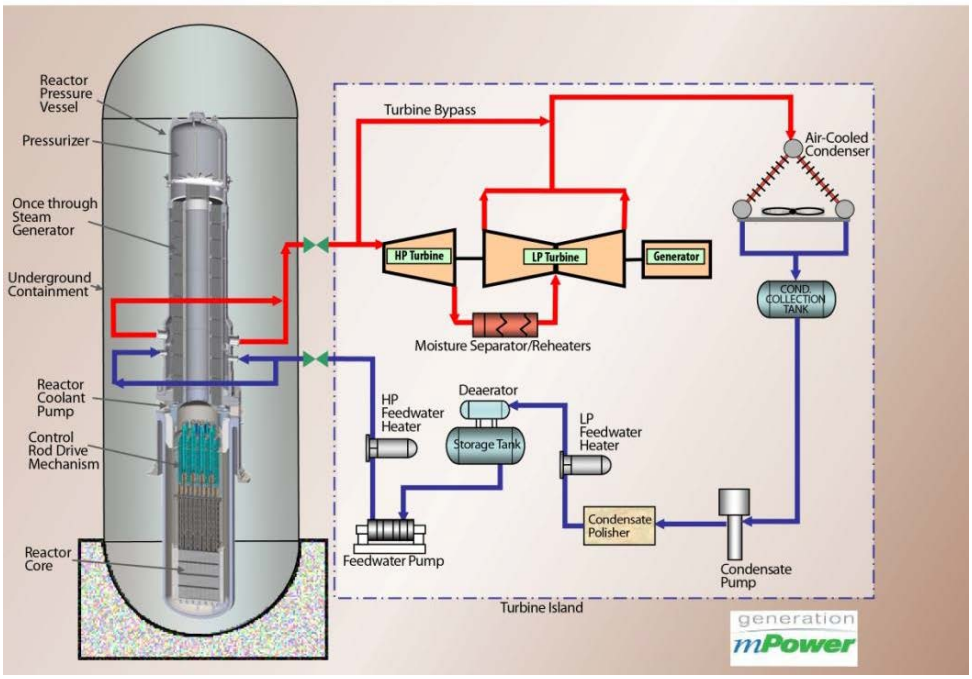
รูปที่ ง.16 สถานการณ์ใช้งาน (Deployment status) ของ ACP-100 [27]

รูปที่ ง.17 ตำแหน่งที่ตั้งของโรงไฟฟ้าต้นแบบชนิด ACP-100 ในประเทศสาธารณรัฐประชาชนจีน [28]

4 เครื่องปฏิกรณ์ mPower

ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy) [29-34]

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบคู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน ซึ่งถูกออกแบบมาเพื่อใช้ในการผลิตกระแสไฟฟ้าโดยมีกำลังผลิต 180 MW ต่อ 1 เครื่องปฏิกรณ์ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำอัดความดัน (Pressurized Water Reactor; PWR) โดยมีการออกแบบให้อุปกรณ์หลักหลายอย่างรวมไว้ในถังปฏิกรณ์นิวเคลียร์เดียว (Integrated reactor design) และมีท่อที่เชื่อมต่อกับถังบรรจุเครื่องปฏิกรณ์ (Reactor pressure vessel) เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower ถูกออกแบบให้ฝังอยู่ใต้พื้นดินเพื่อเพิ่มความปลอดภัย โดยมีระบบความปลอดภัยเทียบเท่ากับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่น Gen III+ ซึ่งเน้นระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) นอกจากนี้ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower ยังมีการวางแผนป้องกันและจัดการอุบัติเหตุร้ายแรง รวมทั้งอุบัติเหตุที่ทำให้ไม่มีไฟฟ้าใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ (Station blackout; SBO) เช่นที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นอย่างดี



รูปที่ ง.18 กรอบความคิดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower [29]

ตัวแปรสำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์

ตัวแปรสำคัญ ของเครื่องปฏิกรณ์ mPower แสดงในตารางที่ ง.6

ตารางที่ ง.6 ตัวแปร (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ mPower [29-34]

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
กำลังผลิตทางความร้อน	530 MWth
กำลังผลิตทางไฟฟ้า	155 MWe 1(Air-cooled condenser) 180 MWe (Water-cooled condenser)
อายุการใช้งานของเชื้อเพลิง	4 ปี
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
ความดันสูงสุดในระบบ (Design pressure)	NA
ความดันใช้งานในระบบ (Operating pressure)	14.1 MPa
อุณหภูมิสูงสุดในระบบ (Design temperature)	NA

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาเข้า	297.2 ℃ (567 $^{\circ}$F)
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	320 ℃ (608 $^{\circ}$F)
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	30Mlbm/hr kg/s
เส้นผ่าศูนย์กลางเครื่องปฏิกรณ์	4.5 m
ความยาวเครื่องปฏิกรณ์	23 m
น้ำหนักของถังปฏิกรณ์	628 tons (w/o fuel) 716 tons at power
วัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2
วัสดุที่ใช้ทำปลอกเชื้อเพลิง	Zircaloy
ประเภทมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	17 x 17
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2.41 m
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	69
การเสริมสมรรถนะเชื้อเพลิง (Fuel enrichment)	4.8 %
การควบคุมค่า Reactivity	แท่งควบคุมนิวตรอน
ประเภทแท่งควบคุมนิวตรอน	Ag-In-Cd และ B_4C
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	69
ประเภทเครื่องกำเนิดไอน้ำ	NA
จำนวนเครื่องกำเนิดไอน้ำ	NA
ความดันไอน้ำ	825 psi
อุณหภูมิไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (Superheating temperature)	Superheat 50°F
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	NA
จำนวนปั๊มหลัก	8 internal coolant pumps
อุณหภูมิไอน้ำขาเข้า (feedwater temp)	212.2 $^{\circ}$C (414°F)
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว (SSE level ground seismic peak acceleration)	NA
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive design Natural circulation
ขนาดพื้นที่ที่จำเป็นสำหรับระบบผลิตไฟฟ้า	457x305 m^2 (~40 acres (2 pack)

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด
รัศมีของพื้นที่เตรียมการเพื่อเหตุฉุกเฉิน (Emergency planning zone; EPZ)	NA
รัศมีของพื้นที่ประชากรเบาบาง (Low population zone; LPZ)	NA
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency; CDF)	NA
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์*	NA
เป้าหมายของความน่าจะเป็นในการปล่อยสารกัมมันตรังสีออกสู่บรรยากาศในช่วงต้นของอุบัติเหตุ (Large Early Release Frequency; LERF)	NA
ผลการประเมินความน่าจะเป็นในความบกพร่องอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (Containment failure frequency; CFF)**	NA
ระยะเวลาสำหรับเจ้าหน้าที่เดินเครื่องหลังจากอุบัติเหตุเกิดขึ้น (Operator action time)	NA

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ [29]

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower ทำจากยูเรเนียมออกไซด์ (UO_2) เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) 4.8 % โดยน้ำหนัก ขึ้นรูปเป็นเม็ดเชื้อเพลิง (Fuel pellet) และบรรจุในแท่งเชื้อเพลิง (Fuel rod) ซึ่งมีความสูงของแท่งเชื้อเพลิง 2.41 เมตร จำนวน 69 มัด ประกอบกันเป็นมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly) ด้วยการจัดวางแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัส (square pitch arrangement) แบบ 17×17

รูปที่ ง.19 โครงสร้างมัดเชื้อเพลิงนิวเคลียร์มาตรฐานแบบ 17 x 17

ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (FOAK Engineering Features or New features)

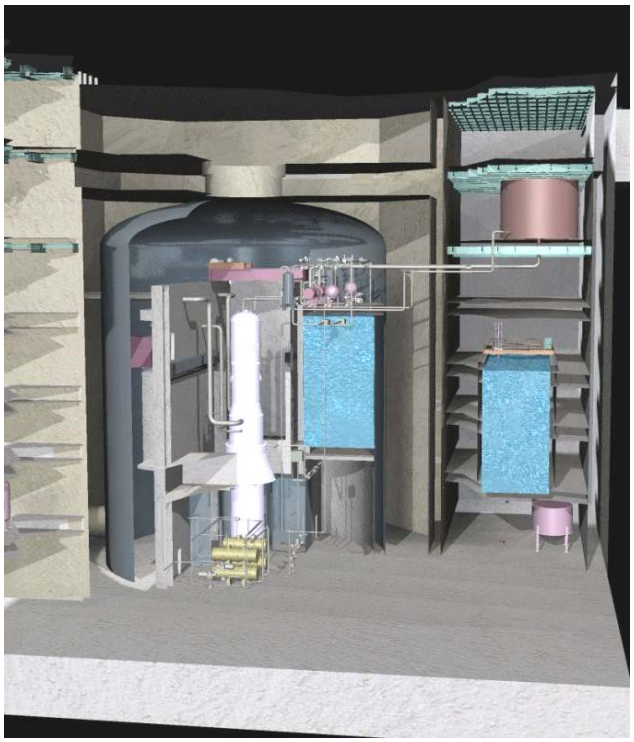
เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower เป็นเครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน โดยมีห้องควบคุมและระบบตรวจสอบรวมถึงผู้ควบคุมร่วมกัน

รูปที่ ง.20 เครื่องปฏิกรณ์คู่ (Twin-pack) ภายในอาคารปฏิกรณ์เดียวกัน

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features) [31], [34]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรมของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower เทียบเท่ากับโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ขนาดใหญ่รุ่น Gen III+ ซึ่งมีการนำเอาประสบการณ์จากอุบัติเหตุต่างๆ เช่น โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เป็นต้น และปัญหาที่เกิดขึ้นจริงในการดำเนินโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ต่างๆ มีการเน้นระบบความปลอดภัยที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (Passive system) เพื่อลดการพึ่งพาระบบไฟฟ้าภายนอก อีกทั้งมีการออกแบบให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel pool) ฝังอยู่ใต้พื้นดินเพื่อเพิ่มความปลอดภัยและทั้งสองส่วนอยู่ภายในอาคารเดียวกันเพื่อเพิ่มความปลอดภัยและการพิทักษ์วัสดุนิวเคลียร์



รูปที่ ง.21 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว

รูปที่ ง.22 แสดงการเปรียบเทียบโอกาสการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์และข้อกำหนดสำหรับความปลอดภัยของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์แบบดั่งเดิม แบบ AP1000 และ แบบ mPower

รูปที่ ง.22 การเปรียบเทียบความปลอดภัยโรงไฟฟ้านิวเคลียร์แบบดั่งเดิม แบบ AP1000 และ แบบ mPower

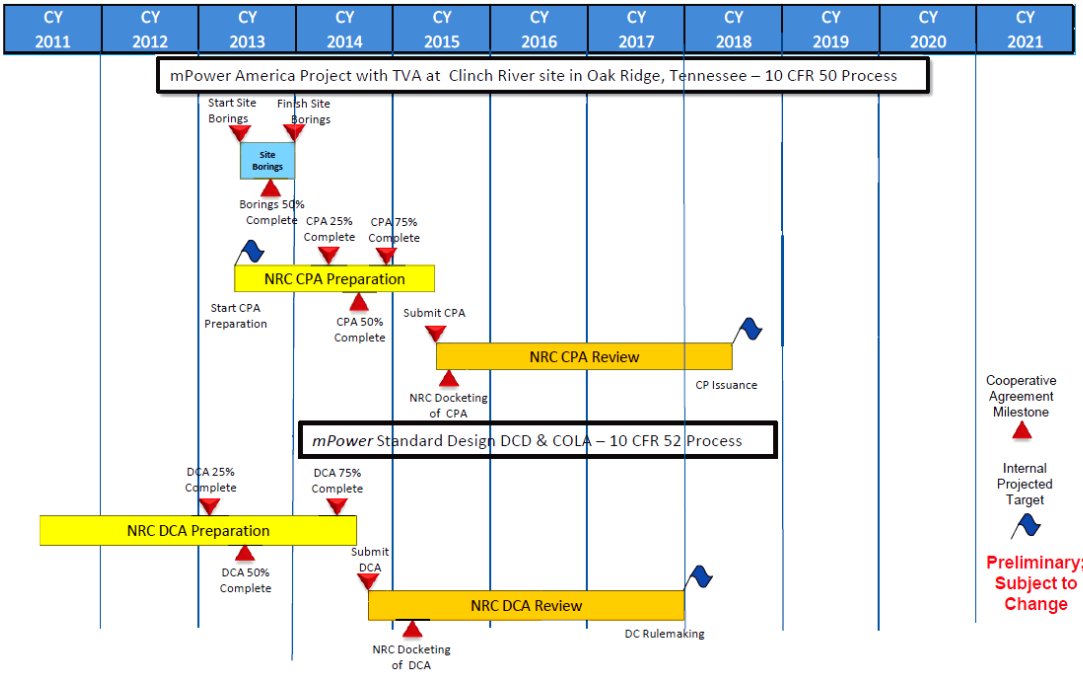
ตารางที่ ง.7 การออกแบบระบบป้องกันการเกิดอุบัติเหตุกรณีโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ (Protection against "Fukushima-type" Events)

Events and Threats	mPower Design Features
Earthquakes And Floods	• **Seismic attenuation**: Deeply embedded reactor building dissipates energy, limits motion • **"Water-tight"** : Separated, waterproof reactor compartments address unexpected events
Loss of Offsite Power	• **Passively safe**: AC power, offsite or onsite, not required for design basis safety functions • **Defense-in-depth**: 2 back-up 2.50MWe diesel generators for grid-independent AC power
Station Blackout	• **3-day batteries**: Safety-related DC power supports all accident mitigation for 72 hours • **APU back-up**: Auxiliary Power Units inside reactor building recharge battery system • **Long-duration "station keeping"**: Space allocated for 7+-day battery supply for plant monitoring/control
Emergency Core Cooling	• **Gravity, not pumps**: Natural circulation decay heat removal; water source in containment • **Robust margins**: Core heat rate (11.5kW/m) and small core (500MWth) limit energy • **Slow accidents**: Maximum break small compared to reactor inventory (4.7x10-5m2/m3)
Containment Integrity and Ultimate Heat Sink	• **Passive hydrogen recombiners**: Prevention of explosions without need for power supply • **Internal cooling source**: Ultimate heat sink inside underground shielded reactor building • **Extended performance window**: Up to 14 days without need for external intervention
Spent Fuel Pool Integrity and Cooling	• **Protected structure**: Underground, inside reactor service building, located on basemat • **Large heat sink**: 30+ days before boiling and uncovering of fuel with 20 years of spent fuel

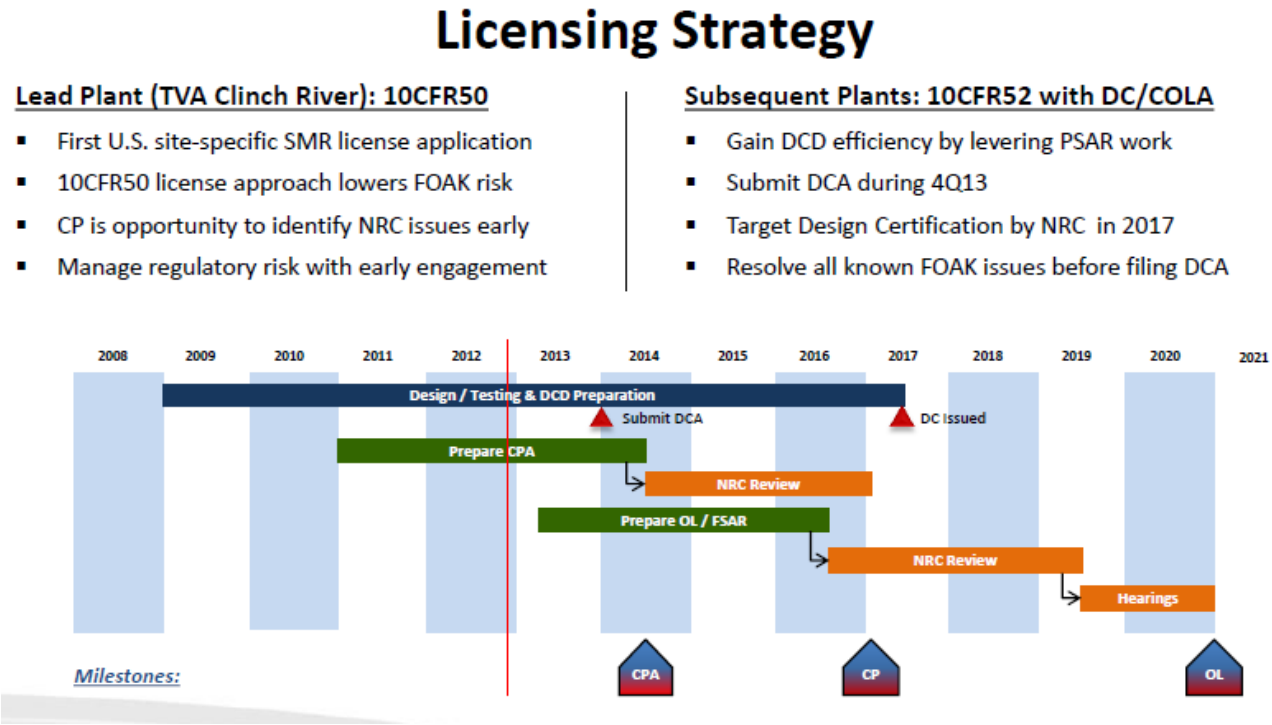
สถานะการใช้งาน (Deployment status)

รูปที่ ง.23 แสดงสถานะการใช้งาน (Deployment status) ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower โดยมีการตั้งเป้าการใช้งานในปี คศ 2022 กระทรวงพลังงานของประเทศสหรัฐอเมริกาได้เลือกสนับสนุนโครงการวิจัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ขนาดเล็กแบบโมดูลาร์แบบ mPower โดยมีการศึกษาเรื่องดังต่อไปนี้

1. ออกแบบและพัฒนาเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ SMR โดยวางแผนจะนำแบบที่ได้ยื่นขอใบรับรองแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ในปี 2014 และได้รับใบรับรองในปี 2018
2. ศึกษาและวิเคราะห์สถานที่ตั้งเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
3. ดำเนินการยื่นขอใบรับรองอนุญาตการก่อสร้างในปี 2015 และได้รับใบรับรองในปี 2018
4. ศึกษาและวิเคราะห์การดำเนินงานกิจกรรมต่างๆ ที่เกี่ยวข้องกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์
5. พัฒนาระบบการผลิตชิ้นส่วนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ภายในประเทศ



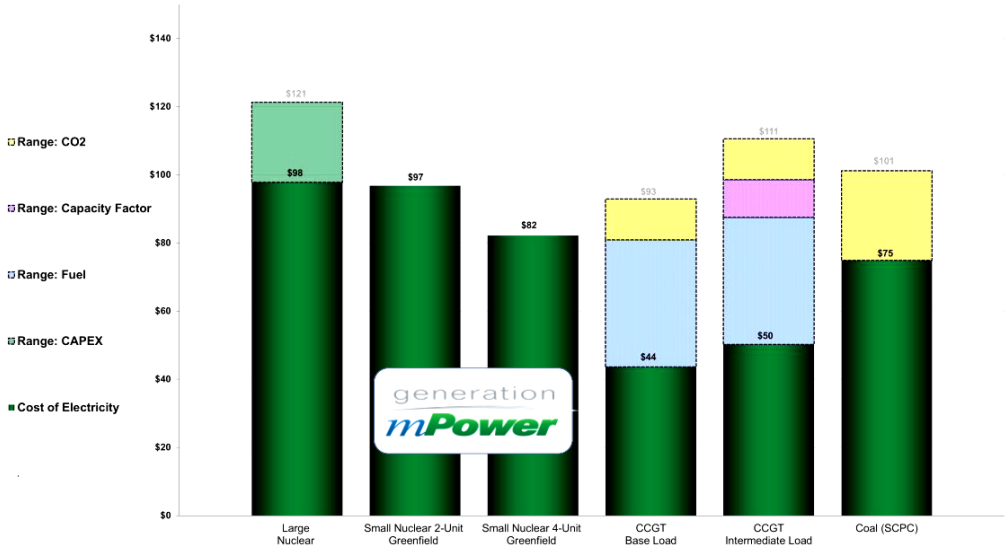
รูปที่ ง.23 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ mPower [29]



รูปที่ ง.24 ขั้นตอนการขออนุญาต

ข้อมูลเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [32]

มีการประมาณการโดยบริษัท Babcock & Wilcox ว่าเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower มีค่าใช้จ่ายในการก่อสร้าง 5,000 ดอลลาร์สหรัฐ (ประมาณ 161,000 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ต่อกำลังไฟฟ้า 1 กิโลวัตต์ และรูปที่ ง.25 แสดงการเปรียบเทียบค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากเชื้อเพลิงแบบต่างๆ จะเห็นได้ว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า (levelized unit electricity cost; LUEC) สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ mPower จำนวน 2 เครื่อง อยู่ที่ 0.097 ดอลลาร์สหรัฐต่อกิโลวัตต์ชั่วโมง (ประมาณ 3.12 บาท ตามอัตราแลกเปลี่ยน ณ วันที่ 22 เมษายน 2557) ซึ่งต่ำกว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดใหญ่ แต่ก็สูงกว่าค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้าจากโรงไฟฟ้าจากก๊าซ

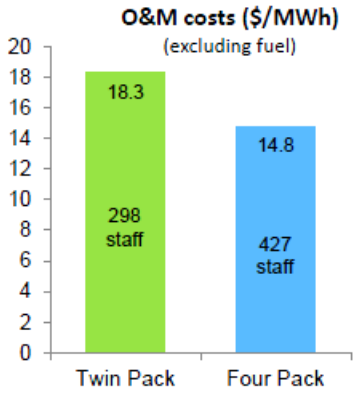


รูปที่ ง.25 ค่าใช้จ่ายต่อหน่วยการผลิตไฟฟ้า ของ mPower

B&W mPower O&M Model

Estimated Annual Operating Costs

Fixed O&M	*360 MWe*	*720 MWe*
Staffing (# of personnel)	298	427
Labor Cost	$35.4M	$51.3M
Utilities, Supplies, Services	$1.2M	$2.4M
NRC Fees (est.)	$2.9M	$5.8M
Other Fees (INPO, NEI, EP, etc.)	$2.8M	$3.9M
Taxes, Insurance	$1.5M	$3.0M
Total Fixed O&M	$43.8M	$66.4M
Variable O&M		
Capital Improvements	$6M	$12M
Outage Cost	$5M	$10M
Fuel Cost	$30M	$60M
Total Variable O&M	$41M	$82M
Total O&M		
Total Annualized O&M	$84.8M	$148.4M
Cost per MWh	$28.3	$24.8
Cost per MWh (excluding fuel)	$18.3	$14.8



Key Assumptions:

- Based on 2004 DOE/Dominion study
  - Reflects greater simplicity/automation
- Greenfield, water-cooled plant
- 95% capacity factor
- 48-month fuel cycle / 15-day refueling
- Centralized O&M support / remote M&D

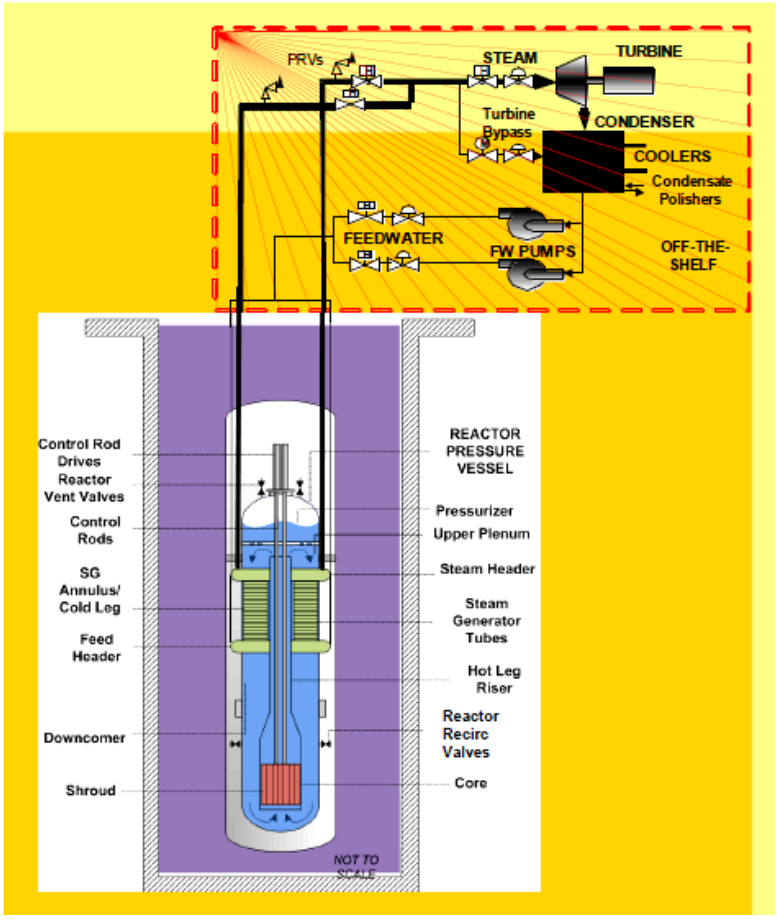
รูปที่ ง.26 ค่าประเมินใช้จ่ายต่อปี (Estimated Annual Operating Costs)

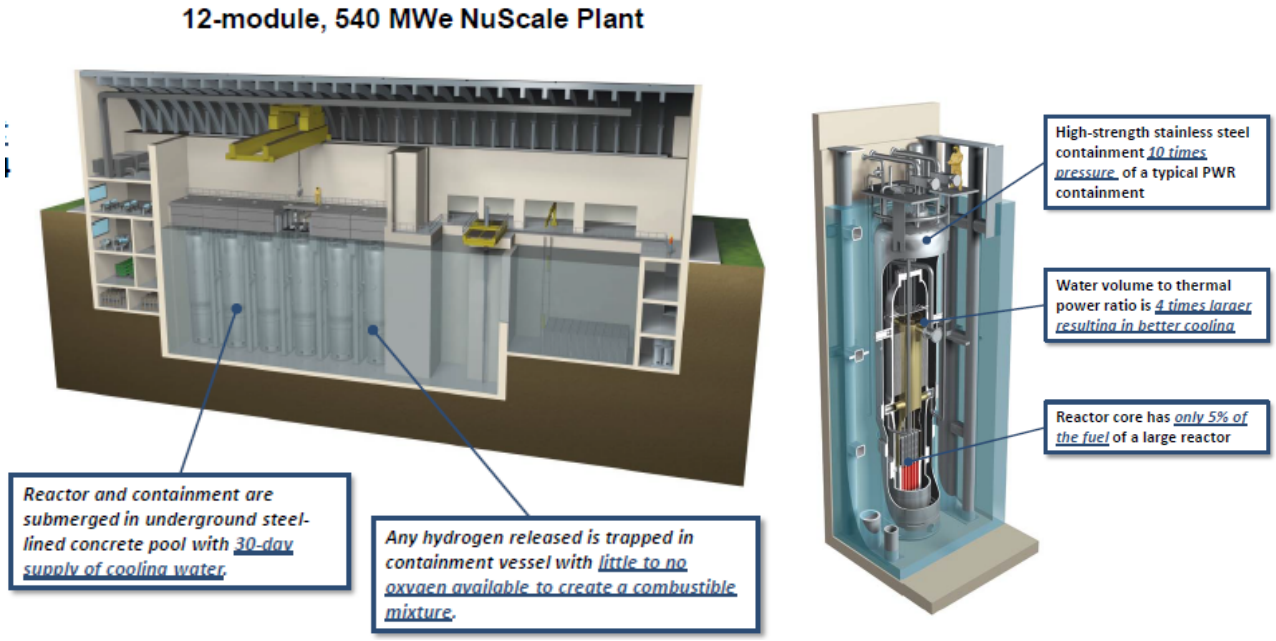
<u>เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ NuScale</u> [35], [36]

ปรัชญาการออกแบบ (Design Philosophy)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำมวลเบาอัดแรงดัน (Pressurized Water Reactor, PWR) มีหลักการออกแบบโรงไฟฟ้าที่ประกอบด้วยโมดูลที่เป็นอิสระต่อกัน 1-12 โมดูล โดยใช้กังหันผลิตไฟฟ้าแยกกัน ซึ่งแต่ละโมดูลสามารถผลิตพลังงานไฟฟ้าสุทธิได้ 45 MWe โดยใน 1 โมดูลประกอบด้วยเครื่องปฏิกรณ์แบบอัดแรงดันน้ำซึ่งดำเนินการภายใต้การไหวเวียนของสารหล่อเย็นตามธรรมชาติ โดยเครื่องปฏิกรณ์แต่ละเครื่องจะถูกคลุมด้วยถังเหล็กกล้าไร้สนิม (stainless steel) ทนแรงดันสูง คลุมปฏิกรณ์นี้สามารถทนความดันได้สูงกว่าเครื่องปฏิกรณ์แบบ PWR ที่ใช้งานอยู่ถึง 10 เท่า โดยถังนี้จะแช่อยู่ใต้น้ำในบ่อคอนกรีตเสริมเหล็กกล้าไร้สนิม

โรงไฟฟ้าของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ NuScale มีคุณลักษณะด้านการออกแบบด้านความปลอดภัยทางวิศวกรรมความครอบคลุมด้านมั่นคงปลอดภัย สามารถหล่อเย็นแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ได้ในระยะยาวตลอดจนการลดการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง โดยลักษณะด้านความปลอดภัยทางวิศวกรรมประกอบด้วยถังคลุมปฏิกรณ์ทนแรงดันสูง ระบบระบายความร้อนที่ทำงานได้ด้วยตนเอง (passive decay heat removal) และมีระบบระบายความร้อนถังคลุม 2 ระบบ คือ บ่อน้ำสำหรับดับปฏิกรณ์ (shutdown accumulator) กับระบบบรรเทาอุบัติเหตุร้ายแรง นอกจากนี้มีการออกแบบระบบระบายความร้อนในกรณีเกิดอุบัติและไม่มีไฟฟ้าใช้ (station blackout) ในสถานีโดยใช้ระบบการระบายด้วยอากาศ (air-cooling) และออกแบบให้ทนแผ่นดินไหว seismic ระดับ 0.5g ZPA





รูปที่ ง.27 แสดงลักษณะทั่วไปของเครื่องปฏิกรณ์โรงไฟฟ้าแบบ NuScale

NuScale มี 5 คุณลักษณะที่สำคัญที่แตกต่างจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ขนาดเล็กอื่นๆ ที่มีได้รับการพัฒนาในปัจจุบัน (NuScale ARIS)

1. มีขนาดกะทัดรัด ส่วนของเครื่องปฏิกรณ์ (NSSS) สามารถประกอบเบื้องต้นจากโรงงานทั้งหมดและขนส่งมายังสถานที่ตั้งทางรถไฟ รถบรรทุก หรือ ทางเรือได้ การที่เครื่องมีขนาดเล็กนี้ทำให้ซัพพลายเออร์ขนาดกลางในพื้นที่สามารถประกอบได้
2. แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ถูกทำให้เย็น โดยระบบการไหลเวียนตามธรรมชาติ น้ำอุ่นที่ผลิตในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะมีความหนาแน่นของของเหลวต่ำจึงเคลื่อนที่ขึ้นข้างบนผ่านทางท่อขาร้อน ที่มีขดลวดน้ำเย็นพันรอบนอกเพื่อรับโอนความร้อนทำให้น้ำอุ่นเย็นตัวลงจึงมีความหนาแน่นเพิ่มขึ้นจึงเกิด ความแตกต่างของความหนาแน่นของน้ำที่ระดับต่างๆ เป็นผลให้เกิดแรงพยุงและดันให้มีการไหลวนเวียนตามธรรมชาติขึ้นในระบบ

   การไหลเวียนตามธรรมชาติมีประโยชน์อย่างมาก คือ ช่วยลดการใช้ปั๊ม ท่อ และวาล์ว และลดการบำรุงรักษาและลดความล้มเหลวที่อาจเกิดขึ้นจากอุปกรณ์เหล่านี้ นอกจากนี้ยังช่วยลดโหลดไฟฟ้าที่จะต้องใช้ในสถานีด้วย เพิ่มความเรียบง่าย มีความปลอดภัย รวมทั้งการช่วยลดค่าใช้จ่ายหรือด้านเศรษฐศาสตร์อีกด้วย

3. การออกแบบ NuScale อาศัยเทคโนโลยีเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำมวลเบาที่ใช้งานอยู่แล้ว ดังนั้น การขอรับใบอนุญาต NuScale จึงสามารถใช้กรอบระเบียบข้อบังคับของ LWR ที่ใช้งานอยู่ รวมทั้งรหัสหรือโค้ดและวิธีการต่างๆที่ได้รับพิสูจน์แล้ว อีกทั้งมาตรฐานการกำกับดูแลที่มีอยู่ได้
4. การออกแบบของ NuScale ได้รับการสนับสนุนทดสอบจากเครื่องปฏิกรณ์ต้นแบบขนาดย่อส่วน 1 ใน 3 (one-third scale) ที่ทำการทดสอบและดำเนินการที่ความดันและอุณหภูมิที่เต็มรูปแบบ ผลของการทดสอบต้นแบบจะให้การสนับสนุน ข้อมูลที่จำเป็นสำหรับการออกใบอนุญาต
5. การออกแบบ NuScale เป็น SMR เดียวที่ถังคลุมปฏิกรณ์ขนาดเล็กแบบแยกส่วนสามารถเคลื่อนย้ายขนส่งมาทาง เรือ รถยนต์และรถไฟได้ ซึ่งต่างจาก SMR อื่นที่อาคารคลุมปฏิกรณ์จะเป็นอาคารคอนกรีตที่ต้องสร้างในพื้นที่โรงไฟฟ้า ทำให้การใช้งานมีความยืดหยุ่น

ปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale

บริษัท/องค์กรผู้พัฒนา NuScale Power Inc.
ประเทศผู้ผลิต สหรัฐอเมริกา
ประเภท Integral pressurized water reactor

ตารางที่ ง.8 แสดงปัจจัยที่กำหนดที่สำคัญ (Major Parameters) ของเครื่องปฏิกรณ์ NuScale

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
Overall Plant	
กำลังผลิตไฟฟ้าสุทธิ	540 MWe
จำนวนหน่วยผลิตไฟฟ้า (number of generation units)	12
ประสิทธิภาพการผลิต (Nominal Plant Capacity Factor)	> 90 %
Power Generation Unit	
จำนวนปฏิกรณ์ (Number of Reactors)	One
กำลังผลิตทางไฟฟ้าสุทธิ (net)	45 MWe/ต่อหน่วย
กำลังผลิตทางไฟฟ้า(gross)	> 47.5 MWe/ต่อหน่วย
จำนวนเครื่องผลิตไอน้ำ	2 (Two independent tube bundles)
ชนิดเครื่องผลิตไอน้ำ	Vertical helical tube (Coil)
วัฏจักรไอน้ำ (Steam Cycle)	Rankine – subcritical regenerative with superheat
ความดันของกังหัน (Turbine Throttle Conditions)	3.1 MPa (450 psia)
ชนิดของกังหัน	3600 rpm, condensing, with extraction
อัตราการไหลของไอน้ำ (Steam Flow)	71.3 kg/s (565,723 lb/hr)
อุณหภูมิของน้ำป้อน (Feedwater Temperature)	149° C (300° F)

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
Reactor Core	
กำลังผลิตทางความร้อน	160 MWt
ความดันใช้งานในระบบ (Operation pressure)	8.72 MPa (1850 psia) (System pressure, Status report) 12.76 MPa Reactor operating pressure
ประเภทของวัสดุที่ใช้ทำเชื้อเพลิง	UO_2 Ceramic Pellets (<4.95 % enrichment)
อายุรอบการใช้งานของเชื้อเพลิง (Refueling Intervals)	24-48 เดือน
ขนาดของปฏิกรณ์ (Dimensions, Height x Diameter)	19.2 meters x 2.8 meters
น้ำหนัก (Weight)	264 tonnes
ความสูงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (active core height)	2 เมตร
อายุการใช้งานเครื่องปฏิกรณ์	60 ปี
สารหล่อเย็น/สารหน่วงนิวตรอน	น้ำมวลเบา
อุณหภูมิสารหล่อเย็นขาออก	329 °C
อัตราการไหลของสารหล่อเย็น (Best estimate flow)	kg/s
ประเภทแท่งเชื้อเพลิง (Fuel assembly type)	Square lattice
ความยาวแท่งเชื้อเพลิง (Fuel active section height)	2000 mm (1/2 standard height)
จำนวนมัดเชื้อเพลิง (Fuel assembly number)	37
จำนวนแท่งเชื้อเพลิงใน 1 มัดเชื้อเพลิง	264 แท่ง/มัดเชื้อเพลิง
เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment)	<4.95 % weight
การจัดเรียงแท่งเชื้อเพลิง	Standard 17 x 17 PWR Enriched UO_2 Fuel with Zircaloy Cladding
เส้นผ่าศูนย์กลางของแท่งเชื้อเพลิง (Rod outside diameter)	0.374 inches
เส้นผ่าศูนย์กลางของเม็ดเชื้อเพลิง (Pellet outside diameter)	0.322 inches
ความหนาของท่อหุ้มเชื้อเพลิง (Clad thickness)	0.0224 inches
ระยะห่างระหว่างกึ่งกลางมัดเชื้อเพลิง (Assembly pitch)	8.466 inches
ระยะห่างระหว่างกึ่งกลางแท่งเชื้อเพลิง (Pin pitch)	0.496 inches
เส้นผ่าศูนย์กลางของแท่งควบคุม (Absorber material diameter)	0.339 inches

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
เส้นผ่าศูนย์กลางด้านนอกของแท่งควบคุม (Control rod outside diameter)	0.378 inches
ความยาวของแท่งควบคุม (Control rod length)	1/2 standard height
การควบคุมค่า Reactivity	สารละลายโบรอน, แท่งควบคุมนิวตรอน Control Rods, Boric Acid
วัสดุปลอกหุ้มเชื้อเพลิง (Cladding material)	Zircaloy4 or advanced cladding
การเผาไหม้เชื้อเพลิง (Burn-up of fuel)	> 50 MWd/kg
Burnable absorber material	Gadolinia
ระบบการควบคุมรีเอ็กติวิตี (Mode of reactivity control))	Control rod, Boric acid
จำนวนแท่งควบคุมนิวตรอน	24
แรงดันไอน้ำที่ผลิต	3.82 MPa Turbine Throttle Condition 3.1 MPa
อุณหภูมิน้ำป้อน	149 °C
ประเภทปั๊มหลัก (Main Pump type)	ไม่มีปั๊ม
จำนวนปั๊มหลัก (main circulating pump)	ไม่มีปั๊ม
แรงดันของระบบ (Reactor Operating pressure)	12.76 Mpa
ระดับสูงสุดในการทนการสั่นสะเทือนจากแผ่นดินไหว [3] (SSE level ground seismic peak acceleration)	0.5 g
ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering safety system)	Passive
ความถี่ของในการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core Damage Frequency, CDF)	10^{-8} เครื่องปฏิกรณ์-ปี
Containment	
ขนาด	25.0 meters x 4.6 meters (Height x Diameter)
น้ำหนัก	303 tonnes
ความดันที่ออกแบบ	> 5.5 MPa
การป้องกันการชนของอากาศยาน	- อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์, ห้องควบคุม, บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วถูกใต้ดิน - ตึกที่ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ออกแบบให้สามารถรองรับการชนจากอากาศยาน

ชื่อตัวแปร	รายละเอียด ต่อ 1 หน่วยการผลิตไฟฟ้า
การป้องกัน Tsunami	สามารถป้องกันได้โดยการเลือกบริเวณที่ตั้งของโรงไฟฟ้า ให้อยู่ในบริเวณที่มีการป้องกันทางน้ำ เช่น อ่าวหรือปากแม่น้ำ และการสร้างโครงสร้างป้องกันที่เหมาะสม เช่น กำแพงกันคลื่น เขื่อน
การป้องกันอื่นๆ	ตึกที่ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ออกแบบให้ทนต่อน้ำท่วม และแรงลมจากพายุ

** When used in a desalination complex (FPU+desalination complex)

เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (Fuel Assembly)

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบ ใช้เม็ดเชื้อเพลิงที่ทำจากวัสดุยูเรเนียมออกไซด์ ($UO_{2)}$ ที่เสริมสมรรถนะ (Fuel enrichment) น้อยกว่า 4.95 % มีจำนวนมัดเชื้อเพลิง 37 มัด โดยมีลักษณะการจัดเรียงแบบสี่เหลี่ยมจัตุรัสขนาด 17x17 แต่ละมัดเชื้อเพลิงมีแท่งเชื้อเพลิง 264 แท่ง ท่อสำหรับสอดแท่งควบคุมเพื่อดูดจับนิวตรอน 24 แท่งและท่อเครื่องมือ 1 ท่อ ซึ่งในแกนปฏิกรณ์ยังประกอบด้วยมัดแท่งควบคุม (control rod assemblies, CRAs) 16 มัด ดังแสดงในรูปที่ ง.28 ก.และ ข.

การออกแบบมัดเชื้อเพลิงจะใช้ประโยชน์จากการจัดพื้นที่ตามแนวแกนตั้ง (Axial zoning) ซึ่งมีจุดประสงค์คือ เพื่อให้มีการใช้นิวตรอนอย่างคุ้มค่าและรักษารูปร่างของฟลักส์ซึ่งจะเกิดพีคขึ้นได้ โดยการใช้เชื้อเพลิงที่มีค่าสมรรถนะต่ำในส่วนด้านบนและด้านล่างของแกนเชื้อเพลิง ซึ่งบริเวณที่มีการเสริมสมรรถนะที่น้อยกว่าจะทำให้มีสะท้อนนิวตรอน (reflector) ที่มีประสิทธิภาพขึ้นในแกนปฏิกรณ์ และลดการสูญเสียนิวตรอนในแนวแกนตั้ง (axial Leakage) ด้วย ดังแสดงในรูปที่ ง.29

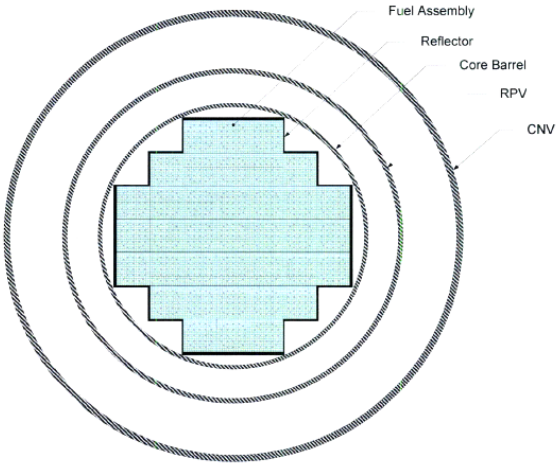


Figure 2-3. Radial cross-section view of the preliminary NuScale reactor module design

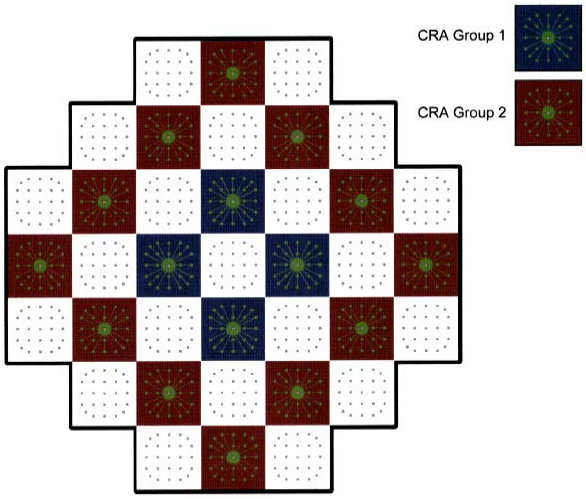
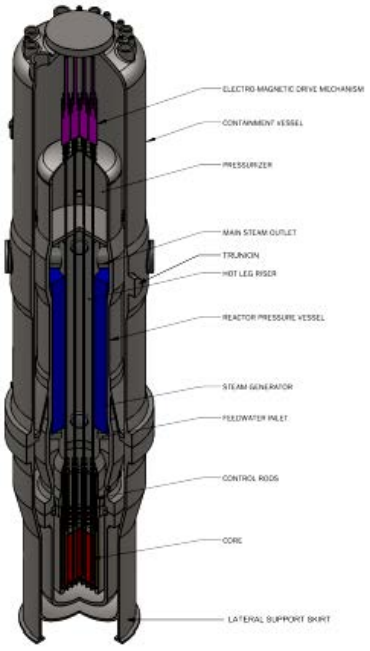
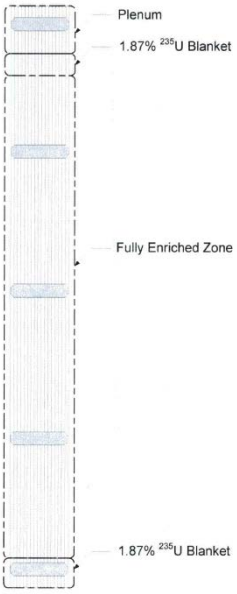


Figure 2-4. Preliminary control rod assembly map for the NuScale power reactor

รูปที่ ง.28 ก. ภาคตัดขวางของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale

ข. การจัดเรียงมัดแท่งเชื้อเพลิง และมัดแท่งควบคุมในแกนปฏิกรณ์ NuScale [37]





!-5. Fuel assembly axial composition

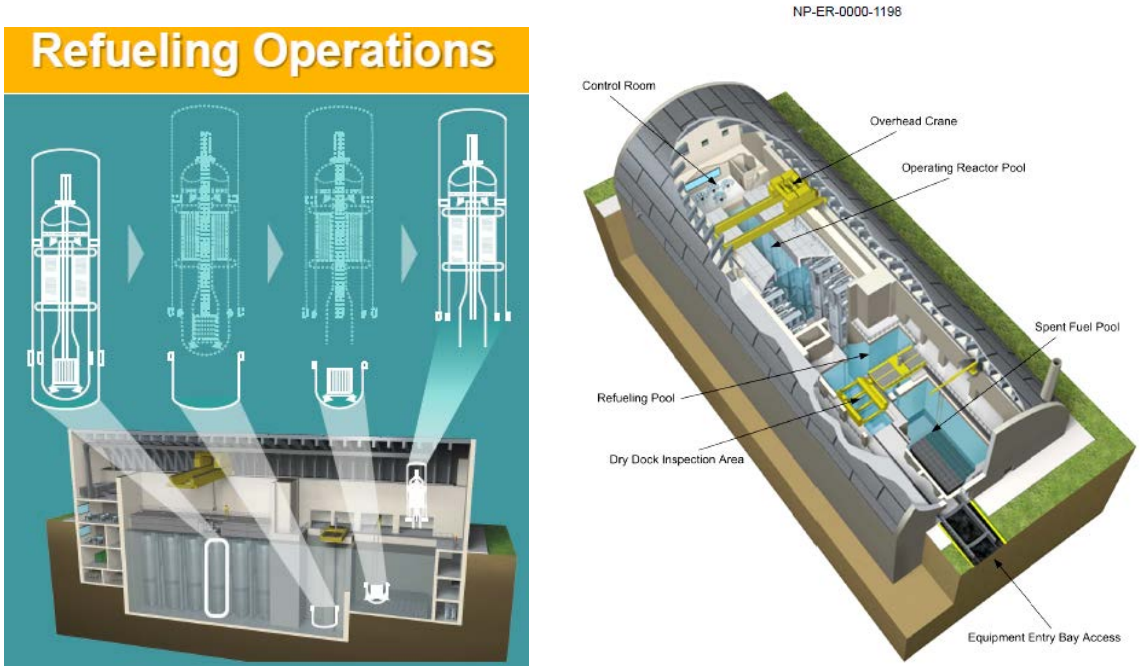
รูปที่ ง.29 NSSS module และส่วนประกอบของมัดเชื้อเพลิงตาม

แนวแกนของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale [38]

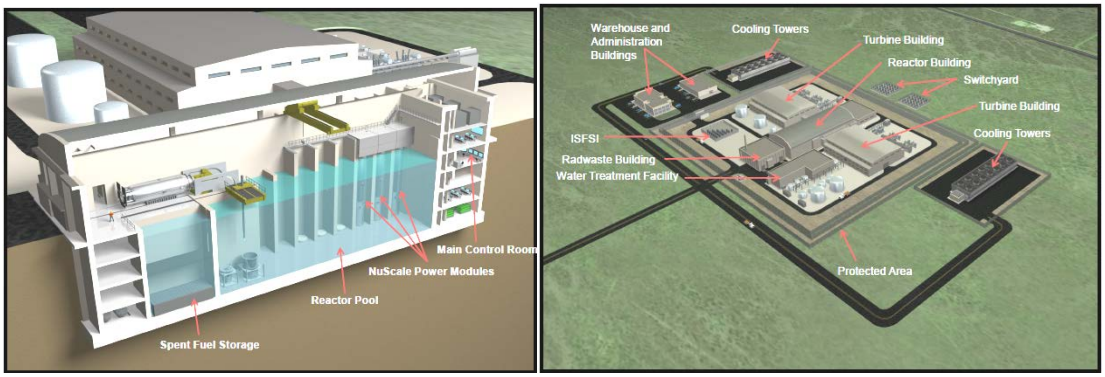
การเปลี่ยนเชื้อเพลิง

NuScale สามารถเปลี่ยนเชื้อเพลิงได้ ในขณะที่อีก 11 โมดูลเดินเครื่องอยู่ ในการเปลี่ยนเชื้อเพลิง เชื้อเพลิงใหม่จะถูกย้ายจากห้องเก็บใน dry storage มาไว้ในซอง (racks) ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว จากนั้น เครนจะทำการย้ายทั้ง NSSS module จากบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ไปไว้ที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว (refueling pool) จากนั้นทำการถอดถังคลุมปฏิกรณ์ (reactor containment) ด้านบนออกและด้านล่าง ของถังปฏิกรณ์ (reactor vessel) ที่มีแกนเชื้อเพลิงอยู่ เครนจะยกส่วนบนของ NSSS module ไปไว้ที่ dry dock area ที่อยู่ด้านบนของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพื่อทำการตรวจเช็คและซ่อมบำรุงรักษา ซึ่งในระหว่างนี้ เชื้อเพลิงใหม่จะถูกนำติดตั้งในถังปฏิกรณ์ หลังจาก NSSS module ตรวจเช็คเรียบร้อยแล้วจะถูกนำมา ประกอบกับถังปฏิกรณ์และนำกลับไปติดตั้งในบ่อปฏิกรณ์เพื่อเริ่มเดินเครื่องต่อไป ดังแสดงในรูปที่ ง.30

บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วมีพื้นที่ที่สามารถเก็บมัดเชื้อเพลิงใช้แล้วได้นาน 15 ปี และมีพื้นที่สำหรับเก็บ มัดเชื้อเพลิงใหม่ด้วย เชื้อเพลิงใช้แล้วจะถูกเก็บไว้ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงประมาณ 5 ปีเพื่อให้กัมมันตภาพรังสี ลดลงก่อนย้ายไปเก็บแบบใช้อากาศระบายความร้อน (Dry storage) ต่อไป ในรูป plant layout (รูปที่ ง.31) จะเห็นพื้นที่จัดเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วแบบ dry storage ไว้ได้ 60 ปี



รูปที่ ง.30 การเปลี่ยนเชื้อเพลิงและบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว [38], [39]

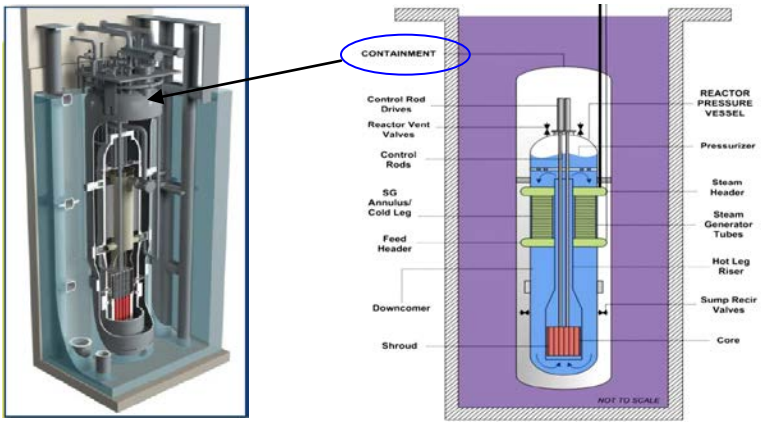


รูปที่ ง.31 แผนผังอาคารปฏิกรณ์ และ plant Layout [38]

- ระบบทางวิศวกรรมแบบใหม่ (Fist Of A Kind (FOAK) Engineering Features or New features)

  o อาคารทนแรงดันสูง (High-Pressure Containment: New Containment Paradigm)

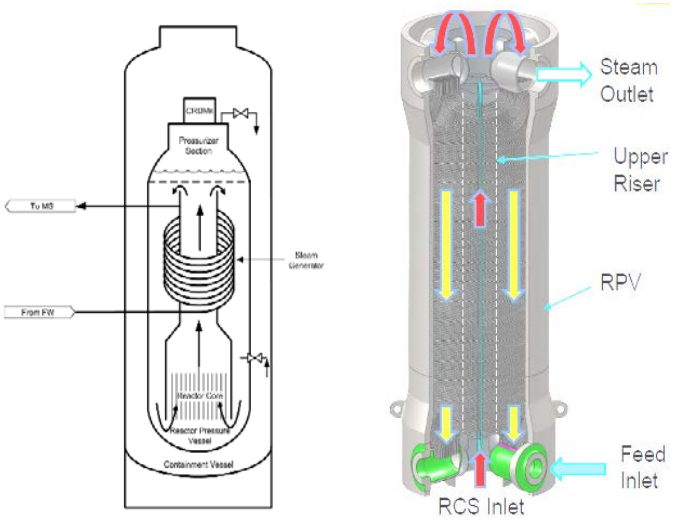
อาคารคลุมปฏิกรณ์มีคุณสมบัติหลายประการที่แตกต่างจากการออกแบบอาคารที่ใช้งานอยู่ปัจจุบัน อาคารคลุมปฏิกรณ์ของ NuScale ทำด้วยถังเหล็กกล้าไร้สนิมในขณะที่อาคารคลุมปฏิกรณ์ SMR อื่นจะเป็นอาคารคอนกรีต ดังแสดงในรูปที่ ง.32 ในระหว่างการเดินเครื่องปกติบรรยากาศภายในอาคารหรือถังเหล็กกล้าไร้สนิมนี้จะถูกทำให้เป็นสุญญากาศจึงเป็นฉนวนที่ช่วยลดการสูญเสียความร้อนจากถังปฏิกรณ์ เป็นผลให้ที่ผิวของถังปฏิกรณ์ไม่จำเป็นต้องมีฉนวนกันความร้อน และลดโอกาสที่จะเกิดการอุดตันของบ่อ (Sump) ในอาคาร นอกจากนี้การเป็นสุญญากาศยังช่วยเพิ่มความอัตรา การควบแน่นของไอน้ำในกรณีที่วาล์วนิรภัยระบายไอน้ำออกสู่พื้นที่ในอาคาร และที่สำคัญของการกำจัดอากาศออกไปคือ จะป้องกันไม่ให้มีส่วนผสมของไฮโดรเจนที่ติดไฟได้ง่ายในกรณีของการเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรง และช่วยลดปัญหาการกัดกร่อนและความชื้นภายในอาคาร และลดความจำเป็นเรื่องการมีระบบรวมไฮโดรเจน(Hydrogen recombiners) เนื่องจากอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์นี้มีขนาดเส้นผ่าศูนย์กลางขนาดค่อนข้างเล็กมันได้ถูกออกแบบให้รับความดันสูงสุดมากกว่า 3.4 MPa (500 psia) ซึ่งสามารถรองรับความดันในกรณีเกิดรอยแตกขนาดเล็ก (Small break LOCA) ได้



รูปที่ ง.32 รายละเอียดของอาคารคลุมแต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale อาคารทำด้วยถังโลหะเหล็กกล้าไร้สนิมที่แข็งแรงและแช่อยู่ในบ่อน้ำคอนกรีต [40]

- เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบเกลียวหมุน (Vertical helical tube SG)

แต่ละโมดูลของ NSSS จะใช้เครื่องกำเนิดความร้อน 2 ตัว แบบท่อขดลวดเกลียวในแนวตั้งสำหรับการผลิตไอน้ำ เครื่องกำเนิดไอน้ำจะวางอยู่ในพื้นที่วงแหวนระหว่างท่อ (ไรเซอร์) ขาร้อนและผนังด้านในของถังปฏิกรณ์ เครื่องกำเนิดไอน้ำประกอบด้วยท่อที่เชื่อมต่อกับบนและล่าง น้ำป้อนจะไหลเข้าด้านล่างผ่านทางหัวฉีดของเครื่องปฏิกรณ์ (ดูรูปที่ ง.33) และไหลขึ้นด้านบนตามท่อขดลวดเพื่อรับโอนความร้อนจากน้ำระบายความร้อนจากเตาปฏิกรณ์ทำให้น้ำป้อนเปลี่ยนเฟสและออกจากเครื่องกำเนิดไอน้ำในรูปของไอน้ำร้อนยวดยิ่ง (superheated steam)



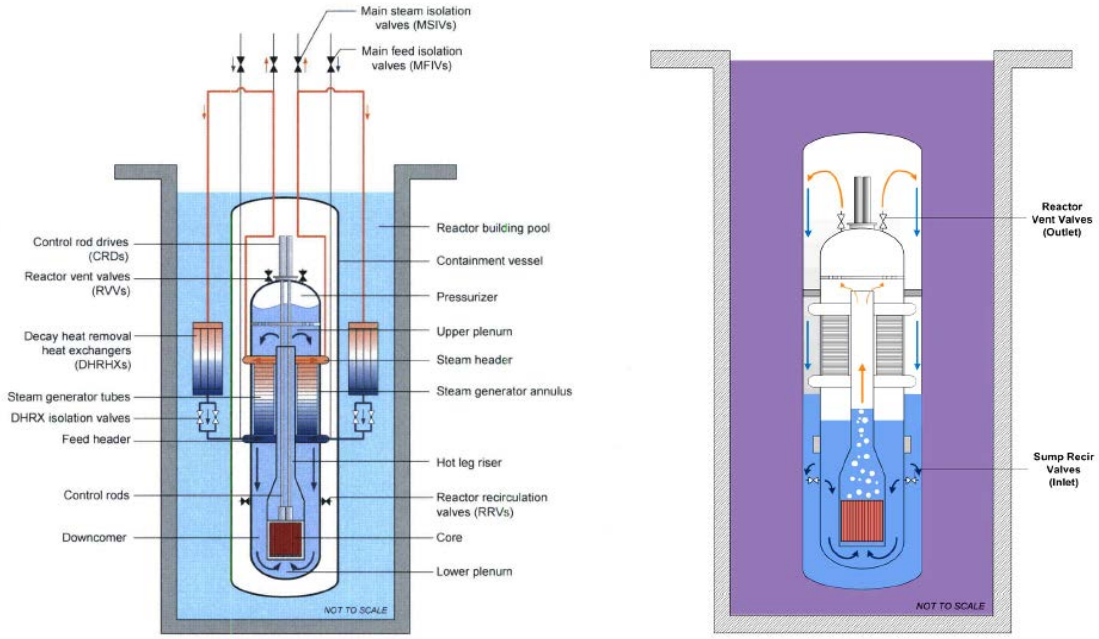
รูปที่ ง.33 เครื่องกำเนิดไอน้ำแบบขดลวดเกลียวที่ประกอบติดกับถังปฏิกรณ์ [38]

ระบบความปลอดภัยทางวิศวกรรม (Engineering Safety Features)

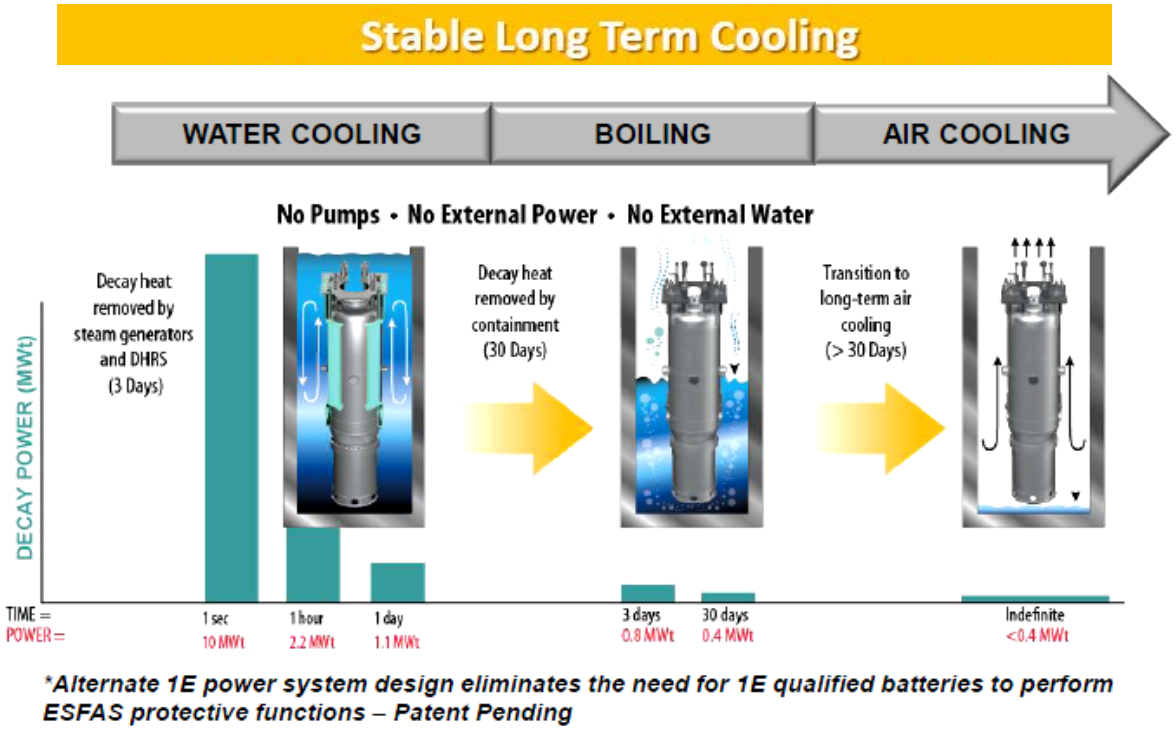
แต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale มีการตั้งระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเองที่เป็นอิสระต่อกัน (independent passive safety system) ดังแสดงในรูปที่ ง.34 แต่ละโมดูลของเครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale จะมีระบบความปลอดภัยที่แยกอิสระและทำงานได้ด้วยตนเอง 2 ชุด เพื่อขนส่งความร้อนจากการสลายตัวไปยังบ่อน้ำในอาคารหรือถังคลุมปฏิกรณ์ โดยวิธีการระบายความร้อนจากแกนปฏิกรณ์และควบคุมความดันจะใช้การควบแน่นไอน้ำ ซึ่งระบบความปลอดภัยที่สามารถทำงานได้ด้วยตนเองมี 2 ระบบได้แก่ ระบบระบายความร้อนจากการสลายตัว (Decay Heat Removal System, DHRS) และระบบหล่อความเย็นแกนปฏิกรณ์ฉุกเฉิน (Emergency Core Cooling System, ECCS) โดยระบบ DHRS จะใช้เครื่องผลิตไอน้ำแบบขดลวดทั้ง 2 ตัวในการถ่ายเทความร้อนที่เกิดขึ้นในแกนปฏิกรณ์ไปควบแน่นในเครื่องควบแน่นที่แช่อยู่ในบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ซึ่งเครื่องผลิตไอน้ำแต่ละตัวมีประสิทธิภาพในการกำจัดความร้อนได้ 100 % ดังแสดงในรูปที่ ง.35 ก. ในกรณีที่ท่อขดลวดของเครื่องกำเนิดไอน้ำไม่สามารถใช้งานได้ ระบบ ECCS จะดำเนินการเปิดวาล์วระบาย (vent valves) ที่อยู่ด้านบนของถังปฏิกรณ์ (Reactor vessel) โดยไอน้ำปฐมภูมิจะถูกระบายออกจากถังปฏิกรณ์ไปยังถังคลุมเครื่องปฏิกรณ์ซึ่งไอน้ำจะถูกควบแน่นบนผิวของถังคลุมเครื่องปฏิกรณ์ ของเหลวที่ผ่านการควบแน่นนี้จะไหลลงไปเก็บไว้ด้านล่างในบ่อที่ของถังคลุม

เครื่องปฏิกรณ์ (containment sump) เมื่อระดับของเหลวในบ่อสูงขึ้นมาเหนือวาล์วไหลเวียน วาล์วไหลเวียนจะถูกเปิดออกและทำให้เกิดการไหลตามธรรมชาติจากบ่อเก็บของเหลวเข้าสู่แกนปฏิกรณ์และออกไปจากเครื่องปฏิกรณ์ทางวาล์วระบายด้านบนของถังปฏิกรณ์เป็นการครบวงจร ดังแสดงในรูปง.35 ข.

เนื่องจากระบบ NSSS module ทั้งหมดถูกแช่อยู่ในน้ำในบ่อปฏิกรณ์ (reactor pool) ที่สามารถดูดซับความร้อนที่เกิดจากการสลายตัวของสารกัมมันตรังสีที่ได้จากการแตกตัวของยูเรเนียมหลังการปิดเครื่องปฏิกรณ์ได้มากกว่า 30 วัน และสามารถระบายความร้อนต่อด้วยอากาศเป็นเวลาไม่จำกัด ดังแสดงในรูปที่ ง.35



รูปที่ ง.34 ระบบระบายความร้อนของ NuScale ก. DHRS ข. ECCS



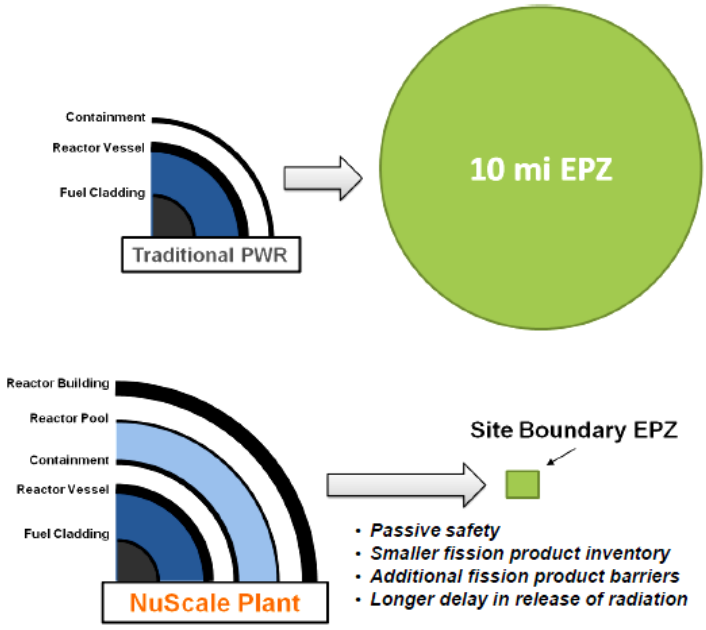
รูปที่ ง.35 การระบายความร้อนด้วยน้ำในบ่อปฏิกรณ์ [40]

ข้อมูลเกี่ยวกับสถานที่ตั้งโรงไฟฟ้า

ตาราง ง.9 ข้อมูลเบื้องต้นของปัจจัยโรงไฟฟ้า (Basic Plant Parameters)

ขนาดของพื้นที่ตั้ง (Site Plot Plan)	
• พื้นที่หวงห้าม (Protected Area)	42 acres
• พื้นที่ก่อสร้าง (Construction Area includes protected area)	520 acres
ปริมาณน้ำที่ใช้ในระหว่างดำเนินการ (Water Consumption During Operations)	
• น้ำหล่อเย็น (Cooling Water Consumption)	36 m^3/minute
• น้ำสะอาด (Potable Water Consumption)	34 m^3/day
จำนวนคนงานที่ใช้ก่อสร้าง (Construction Workforce)	
• คนชำนาญการ (Craft Labor (peak)	600
• เจ้าหน้าที่ (Staff (peak) (supervisory, field engineers, QA, management, etc)	400

ข้อมูลขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน (Basis for Reducing Emergency Planning Zone) [25] เมื่อเทียบกับโรงไฟฟ้าขนาดทั่งไป



รูปที่ ง.36 ขนาดของพื้นที่เตรียมพร้อมฉุกเฉิน

การออกแบบจากการเรียนรู้จากอุบัติเหตุโรงไฟฟ้าฟูกุชิมา [39]

NuScale มีการพัฒนาจากการเรียนรู้เพื่อป้องกันอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นที่โรงไฟฟ้าฟูกุชิมะ ดังแสดงในตารางต่อไปนี้

ตารางที่ ง.10 ตารางเปรียบเทียบโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะกับ NuScale และวิธีการตอบสนองต่ออุบัติเหตุ

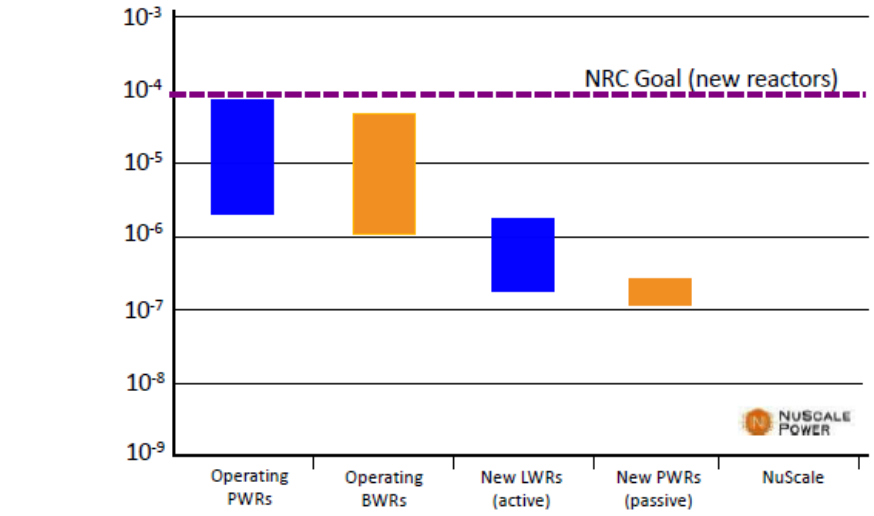
Comparison of NuScale to Fukushima-Type Plant

Fukushima	NuScale Plant
Reactor and Containment	
Safety Emergency Diesel Generators Required	Safety Emergency Diesel Generators Not Required
External Supply of Water Required	Containment immersed in 30 day supply of water
Coolant Supply Pumps Required	Not Required
Forced flow of water required for long term cooling	Long term (Beyond 30 days) cooling by natural convection to air
Spent Fuel Pool	
Water Cooling of Spent Fuel	Extended Cooling Capability *4 times the water of conventional spent fuel pools per MW power*
Elevated Spent Fuel Pool	Deeply Embedded Spent Fuel Pool
Limited Access to Back-up Supply of Water	Accessible Back-up Supplies of Water

Response to Classic Accident Initiators

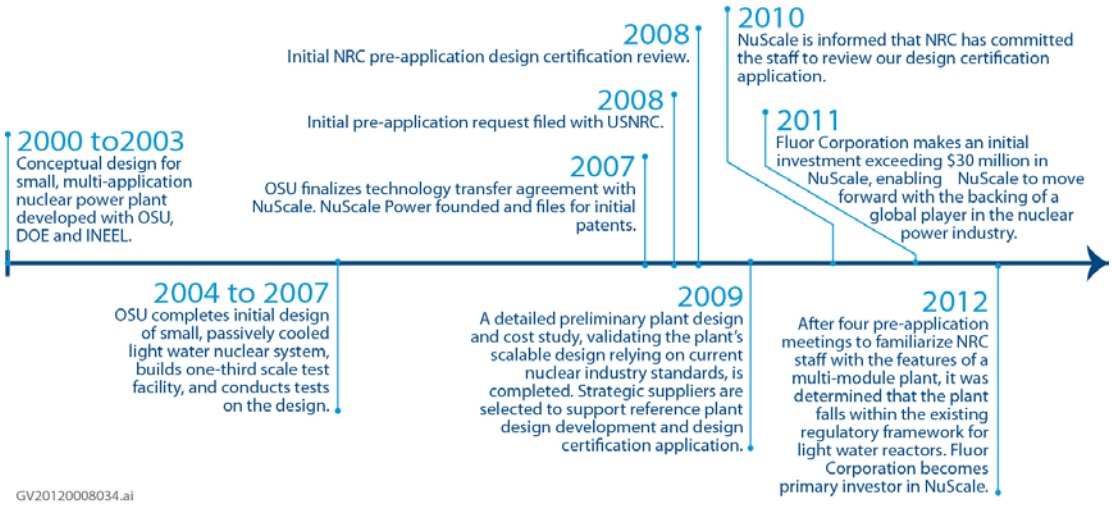
Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	**Reduced consequences** from lower energy release due to low steam generator inventory
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	**Eliminated** with use of natural circulation of primary coolant
Control rod ejection accident	No change
Steam generator tube rupture	**Reduced likelihood** because tubes are in compression (shell-side primary flow)
Large break loss-of-coolant accident	**Eliminated** by use of integral design
Small break loss-of-coolant accident	**Reduced consequences** due to no heatup of fuel (already in natural circulation)
Design basis fuel handling accident	**Reduced consequences** due to smaller source term in half-height assemblies

ข้อมูลความถี่ของความเสียหายของแกนปฏิกรณ์ (Low Core Damage Frequency)

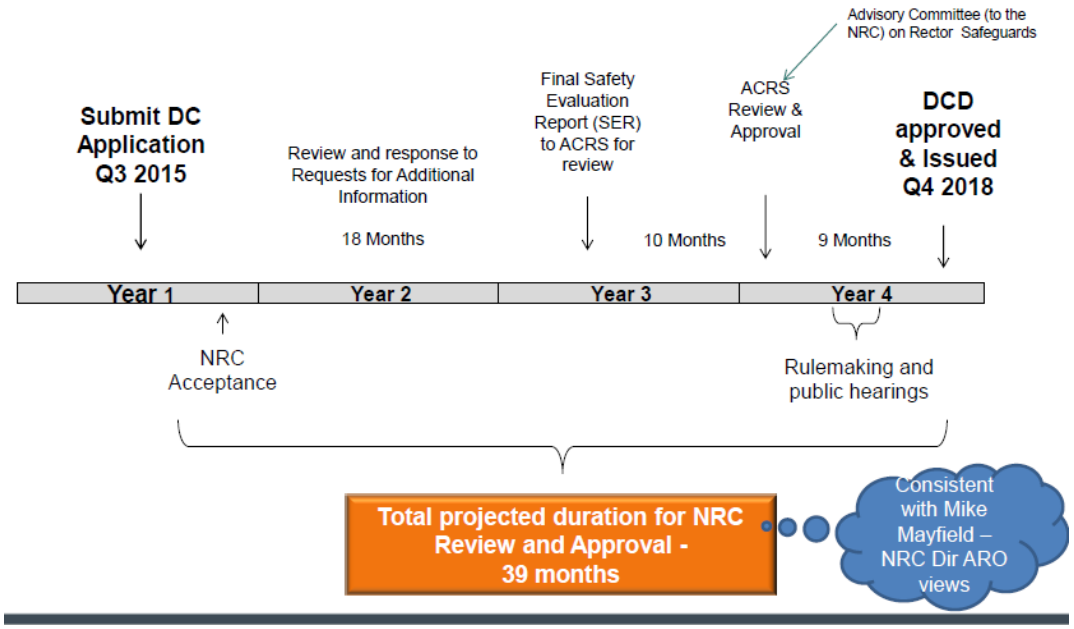


Source: NRC White Paper, D. Dube; basis for discussion at 2/18/09 public meeting on implementation of risk matrices for new nuclear reactors

สถานะการใช้งาน (Deployment status)



รูปที่ ง.37 สถานะการใช้งาน (Deployment status) ของ NuScale [41]



รูปที่ ง.38 NRC Timeline [40]

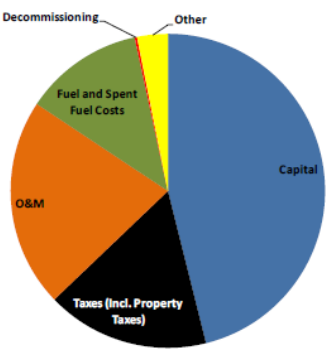
ปี 2013 NuScale Power's Small modular reactor (SMR) ได้รับเลือกจาก US Department of energy (DoE) ให้ได้รับเงินทุนกว่าตรึ่งหนึ่งในโครงการเพื่อทำการพัฒนา, การขอนุญาต และ เชิงพาณิชย์ของเครื่องปฏิกรณ์ โดยการลงทุนของ DoE จะช่วยให้เครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale ได้การรับรองการออกแบบของสำนักงานกำกับกิจการพลังงานสหรัฐ (United States Nuclear Regulatory Commission, NRC) เพื่อที่สามารถนำไปสู่เชิงพาณิชย์ได้ในปี 2025 โดยเครื่องปฏิกรณ์จะถูกสร้างขึ้นในประเทศสหรัฐอเมริกา และโครงการจะอยู่ในรัฐโอเรกอนซึ่งมีสำนักงานใหญ่ของ NuScale

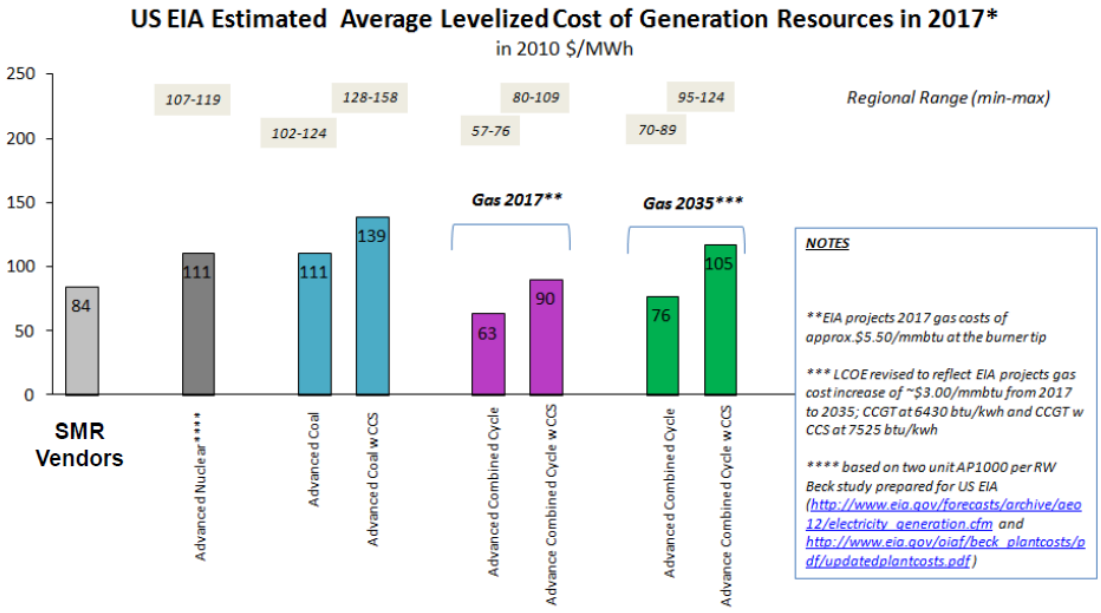
ขณะนี้เครื่องปฏิกรณ์แบบ NuScale กำลังอยู่ระหว่างความพยายามขอการรับรองการออกแบบ โดยจะส่งใบสมัครในปี 2015 ต่อสำนักงานกำกับกิจการพลังงานสหรัฐ โดยความพยายามนี้มีเป้าหมายอยู่ที่การใช้งานได้ทันทีของโรงไฟฟ้า NuScale ในปี 2019 เพื่อตอบสนองความต้องการของตลาดสาธารณูปโภคประเทศสหรัฐอเมริกา

ข้อมูลเบื้องต้นเชิงเศรษฐศาสตร์ (Economics Aspects) [39]

ข้อมูลประมาณการจากบริษัทผู้ผลิต

- ✓ Levelized cost of electricity (LCOE) estimates of $80-$100/MWH
- ✓ Overnight capital costs of $4000-$5000 per kilowatt
- ✓ Plant staffing equivalent to existing fleet FTE / MW

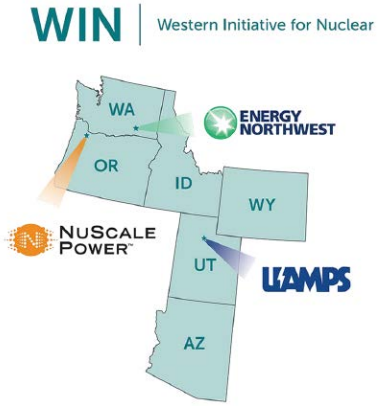




รัฐในประเทศสหรัฐอเมริกาที่จะมีแผนจะการใช้ NuScale

Current participants: NuScale, UAMPS, Energy Northwest, and the states of ID, UT, OR, WA, WY, AZ

โครงการแรกที่จะสร้าง คือที่ Idaho National Laboratory Site



ข้อมูลเกี่ยวกับผู้ผลิต [42-43]

หุ้นส่วนใหญ่ของ NuScale คือ Fluor Corporation ซึ่งเป็นบริษัทที่เป็นผู้นำตลาดทางด้าน วิศวกรรม(engineering), การประกอบขึ้นรูป (fabrication), การจัดหา (procurement), และก่อสร้าง (construction) NuScale มีสำนักงานใหญ่อยู่ที่เมือง Portland รัฐ Oregon ส่วนทีมงานด้านเทคนิค (i.e., design, engineering, licensing, testing, operations, and project management) อยู่ที่เมือง Corvallis รัฐ Oregon เช่นกัน

ในช่วง 67 ปี ที่ผ่านมา บริษัท Fluor ได้ออกแบบสร้างหรือให้การสนับสนุนการก่อสร้างโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ในประเทศสหรัฐอเมริกา 20 ยูนิต นอกจากนี้ Fluor มีประสบการณ์ด้านนิวเคลียร์เชิงพาณิชย์ในด้านการบำรุงรักษาปรับปรุงและบริการสนับสนุนการดำเนินงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่เกี่ยวข้องอยู่ทั้งหมด 87 ยูนิต

เอกสารอ้างอิง

[1] World Nuclear Association. Another drop in nuclear generation World Nuclear News. 2010.

[2] International Atomic Energy Agency. The Database on Nuclear Power Reactors.[ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา :http://pris.iaea.org/pris/

[3] Energy Policy Institute. Economic and employment impacts of small modular nuclear reactors. 2010.

[4] Organisation of Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency (OECD/NEA). Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactor. 2012.

[5] Department of Energy. Report to Congress on Small Modular Nuclear Reactors. 2001.

[6] Hyperion Power. A New Paradigm for Power Generation [ออนไลน์]. 2010. แหล่งที่มา : http://www.hyperionpowergeneration.com/product.html

[7] U.S. Department of Commerce International Trade Administration. The Commercial Outlook for U.S. Small Modular Nuclear Reactors.Manufacturing and Services Competitiveness Report (กุมภาพันธ์ 2011) : 1-10.

[8] International Atomic Energy Agency. Status of small and medium sized reactor designs. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2012.

[9] The Ux Consulting Company. Small Modular Reactor List [ออนไลน์]. 2010. แหล่งที่มา : http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRList.aspx [2 สิงหาคม 2013]

[10] World Nuclear Association. Small Nuclear Power Reactors [ออนไลน์]. 2014. แหล่งที่มา : http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Small-Nuclear-Power-Reactors/

[11] Wikipedia. China Experimental Fast Reactor [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/China_Experimental_Fast_Reactor

[12] Wikipedia. CAREM [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/CAREM

[13] Wikipedia. HTR-PM [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/HTR-10#HTR-PM

[14] Wikipedia. VBER-300 [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/VBER-300

[15] Wikipedia. B&W mPower [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://en.wikipedia.org/wiki/B%26W_mPower

[16] Giménez, M.O. CAREM Technical Aspects, Project and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near-Term Deployment, Vienna, Austria.

[17] Venanti. CAREM Project Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations, Vienna, Austria.

[18] Zanocco, P., Giménez, M.O. CAREM Technical Aspects, Project and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Technical Meeting/Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment. Vienna, Austria.

[19] Notari, C. CAREM Project. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : Standing Advisory Group on Nuclear Energy Meeting, Vienna, Austrial.

[20] International Atomic Energy Agency. Passive Safety Systems in Advanced Water Cooled Reactors (AWCRs). IAEA (2013)

[21] Joo, H.K. Joo and Choi, S. The earliest deployable iPWR: SMART. Technical Workshop on SMR [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : IAEA Technical Meeting, Vienna, Austria.

[22] Park, K.B. SMART: Design and technology features for both electric & non-electric applications [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, IAEA, Vienna, Austria.

[23] Choi, S. The earliest deployable iPWR: SMART [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา : Technical Workshop on SMR, IAEA Technical Meeting, Vienna, Austria.

[24] IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART). Status report 77. (2011)

[25] Jin, Y. Risk-informed analysis for the performance of engineered safety features in SMART reactors. IAEA. 2012.

[26] Jhung, M.J. Licensing review of SMART for standard design approval. Licensing and Safety Issues for Small and Medium-sized Nuclear Power Reactors (SMRs). 6th INPRO Dialogue Forum on Global Nuclear Energy Sustainability [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013 แหล่งที่มา : IAEA

[27] Rong, S.D. Progress of ACP100. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : IAEA Presentation Material on the IAEA meeting of Technology Assessment and Medium-sized Reactor for near term deployment, Chengdu, China.

[28] Fajie, Z. Technology Development Design and Safety Features and its Deployment Scheme. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : IAEA Presentation Material on the IAEA meeting of Technology Assessment and Medium-sized Reactor for near term deployment, Chengdu, China.

[29] Lee, D. Introduction to B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : IAEA Interregional Workshop, Vienna, Austria.

[30] Lee, D. B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา IAEA SMR Technology Workshop Vienna.

[31] Kim, T J. B&W mPowerTMDesign and Licensing Status. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา ANS Winter Meeting/SMR 2011.

[32] Azad, A. Generation mPower SMR Plant and FOA Progress. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2012. แหล่งที่มา : Platts 3rd Annual Small Modular Reactors Conference.

[33] Arnholt, B.K. The B&W mPowerTM Small Modular Reactor I&C Design, Architecture and Challenges. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : International Atomic Energy Agency

[34] Temple, R. B&W mPower™ Program. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา IAEA SMR Technical Meeting, Chengdu, China.

[35] International Atomic Energy Agency. NuScale Power Modular and Scalable Reactor. (2013)

[36] Wallace, E. NuScale Design and Pre-application Program Overview. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : NuScale Power™

[37] NuScale Power, LLC. NuScale Codes and Methods Framework. Description Report (2013) : 20

[38] NuScale Power™, LLC NuScale Plant Design Overview, August 2012 Revision 0.

[39] Reyes, J.N., Overview of NuScaleTechnology. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2011. แหล่งที่มา : Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment, IAEA Headquarters, Vienna, Austria.

[40] Colbert, C. Overview of NuScale Design. [โปรแกรมการนำเสนอ]. 2013. แหล่งที่มา : Technical Meeting on Technology Assessment of SMRs for Near-Term Deployment Chengdu, China.

[41] NuScale Power™. History of the NuScale Power Technology. [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://www.nuscalepower.com/history.aspx [18 เมษายน 2014]

[42] Leveraging Fluor's Extensive Nuclear Experience and Global Execution Platform [ออนไลน์]. แหล่งที่มา : http://www.nuscalepower.com/collaborationwithfluor.aspx

[43] World Nuclear News. NuScale SMR wins second DoE funding round. [ออนไลน์]. 2013. แหล่งที่มา : http://www.world-nuclear-news.org/NN-NuScale-SMR-wins-second-DoE-funding-round-1312137.html [18 เมษายน 2014]