令和３年度原子力の利用状況等に関する調査

（諸外国における原子力イノベーションの動向調査）

報告書

令和４年３月

日本エヌ・ユー・エス株式会社

目次

1. 革新炉開発動向調査 9

1.1. 米国 10
1.1.1. 研究開発支援内容 10
1.1.2. 各炉型開発内容 24

1.2. カナダ 95
1.2.1. 研究開発支援内容 95
1.2.2. 炉型開発内容 101

1.3. 英国 122
1.3.1. 研究開発支援内容 122
1.3.2. 炉型開発内容 127

1.4. 仏国 147
1.4.1. 研究開発支援内容 147
1.4.2. 炉型開発内容 148

1.5. 中国 185
1.5.1. 研究開発支援内容 185
1.5.2. 各炉型開発内容 187

1.6. ロシア 216
1.6.1. 研究開発支援内容 216
1.6.2. 各炉型開発内容 218

1.7. 韓国 237
1.7.1. 研究開発支援内容 237
1.7.2. 各炉型開発内容 239

1.8. 革新炉の規制、安全性に対する行政機関の考え方 253
1.8.1. 国際機関での議論、評価 253
1.8.2. 各国の許認可プロセスと革新炉の許認可に関する考え方 262

1.9. 横断的比較 313

2. 原子力の安全性・経済性等を向上する技術開発の国際動向調査 316

2.1. 米国 317
2.1.1. 燃料技術 317
2.1.2. スチール鋼とコンクリートの複合構造物を使ったモジュール式の建設システム「スチール鋼レンガ・システム」(GE 日立ニュークリア・エナジー（GEH)) 346
2.1.3. トランスフォーメーショナル・チャレンジ原子炉 (DOE) 346
2.1.4. ARPA-E GEMINA（米国）における技術開発プロジェクト 347
2.1.5. 軽水炉持続可能プログラムにおける技術開発プロジェクト 349

2.2. カナダ 362
2.2.1. カナダの原子力研究イニシアティブにおける技術開発 362

2.3. 英国 364
2.3.1. 革新的燃料サイクルプログラム（AFCP） 364
2.3.2. ロールス・ロイス SMR で適用の可能性のあるモジュール工法 367
2.3.3. Nuclear AMRC におけるプロセスイノベーション 370
2.3.4. Nuclear AMRC におけるモデリング及びデジタル技術 371

2.4. 仏国 374
2.4.1. 燃料技術 374
2.4.2. デジタルツインと人工知能を活用した革新的な設備診断システム技術の開発 376
2.4.3. その他 376

2.5. 中国 378
2.5.1. 燃料技術 378
2.5.2. 原子力施設建設にあたるモジュール工法 385
2.5.3. プロセスイノベーション 386
2.5.4. デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転等 386
2.5.5. その他 387

2.6. ロシア 388
2.6.1. 燃料技術 388

2.7. 韓国 392

3. 各国の原子力水素技術開発動向調査 393

3.1. 原子力水素製造に関する国際的の動向と市場性 393

3.2. 米国 404
3.2.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 404

3.2.2. 原子力施設における水素製造の動向 408
3.2.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 410

3.3. カナダ 411
3.3.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 411
3.3.2. 原子力施設における水素製造の動向 411
3.3.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 412

3.4. 英国 413
3.4.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 413
3.4.2. 原子力施設における水素製造の動向 414
3.4.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 417

3.5. 仏国 419
3.5.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 419
3.5.2. 原子力施設における水素製造の動向 420
3.5.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 421

3.6. 中国 422
3.6.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 422
3.6.2. 原子力施設における水素製造の動向 422
3.6.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 423

3.7. ロシア 424
3.7.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 424
3.7.2. 原子力施設における水素製造の動向 424
3.7.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 425

3.8. 韓国 426
3.8.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標） 426
3.8.2. 原子力施設における水素製造の動向 426
3.8.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性 427

4. 原子力開発の組織マネジメントに関する調査 428

4.1. 米国 428
4.1.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 428
4.1.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 433
4.1.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 457
4.1.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 463

4.2. カナダ 474
4.2.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 474
4.2.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 476
4.2.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 479
4.2.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 483

4.3. 英国 487
4.3.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 487
4.3.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 492
4.3.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 493
4.3.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 498

4.4. 仏国 502
4.4.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 502
4.4.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 503
4.4.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 505
4.4.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 518

4.5. 中国 519
4.5.1. 政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 519
4.5.2. 政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 519
4.5.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 520
4.5.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 524

4.6. ロシア 526
4.6.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 526
4.6.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 526
4.6.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 528
4.6.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 528

4.7. 韓国 533
4.7.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷 533
4.7.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方 533
4.7.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 534
4.7.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯 535

4.8. 日本 536

5. 略語集 541

はじめに

１．事業名

令和３年度原子力の利用状況等に関する調査（諸外国における原子力イノベーションの動向調査）

２．事業目的

令和３年１０月に閣議決定された第６次エネルギー基本計画では、原子力について、「軽水炉の安全性・信頼性・効率性の向上に資する技術の開発を進めると同時に、放射性廃棄物の有害度低減・減容化、資源の有効利用による資源循環性の向上、再生可能エネルギーとの共存、カーボンフリーな水素製造や熱利用といった多様な社会的要請に応えていく」、「小型モジュール炉や溶融塩炉を含む革新的な原子炉開発を進める米国や欧州の取組も踏まえつつ、（中略）多様な技術間競争と国内外の市場による選択を行うなど、戦略的柔軟性を確保して進める」とされた。

また、本年６月に改訂された「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」でも、成長が期待されるエネルギー関連産業として原子力産業が位置付けられ、「2050 年カーボン ニュートラル実現に向けては、原子力を含めたあらゆる選択肢を追求することが重要であり、軽 水炉の更なる安全性向上はもちろん、それへの貢献も見据えた革新的技術の原子力イノベーションに向けた研究開発も進めていく必要がある」とされた。

近年、革新的原子力技術の実用化に向けて、諸外国では実証炉建設プロジェクトに向けた動きが加速している。米国では NuScale 社が実証炉建設を目指して SMR の開発を進めているほか、米国 政府の ARDP: Advanced Reactor Demonstration Program において、今後 7 年以内に 2 基の革新的 原子炉の実証炉建設が目指されている。カナダや英国でも同様に２０３０年頃をめどとした革新 的原子炉の実証炉建設に向けた開発が進められている。これらの実証炉建設においては、革新的 原子炉の技術的成立性のみならず、規制対応や、ユーザーも含めた開発体制の構築も含めた点か ら実用化に向けた取組が行われている。

また、原子力イノベーションにおいては革新的な炉型技術だけではなく、その構成要素となる要素技術や、規制対応を効率化するイノベーションも進められている。製造工程や構成部品に関する規制も強化される中、このような技術により、安全性を高めつつ効率的に規制要件をクリアすることが可能になると考えられるが、その実用化においては当該技術の規格化や安全性向上に対する定量的な寄与度の説明が求められる。

本事業では、上記のような各国の実証炉建設に向けたイノベーション及び要素技術を含めた開発・実用化プロセスのイノベーションの取組において、開発者主体及び行政の両方に対するヒアリング等を通じて、技術面、制度面の両面で実用化に向けた取組を調査した。

さらに、世界的な潮流として、新型炉開発をはじめとして、国の支援の下、民間主導の原子力イノベーションの重要性も高まっており、原子力開発の組織マネジメントの在り方に関する調査を行った。

３．事業内容

諸外国の原子力イノベーションに向けた取組について、以下の項目を調査した。

（1）調査対象国
米国、カナダ、英国、仏国、中国、ロシア、韓国

（2）調査内容
①革新炉開発動向調査
各国で開発が進められている革新炉について、開発動向を調査し（第 3 世代炉＋、核融合を含む)、特に直近 1 年程度の開発進捗を中心に整理を行った。

【調査内容】
- 当該炉型の技術的特徴（冷却材・減速材、燃料、再処理、熱出力・電気出力、システム基本構成 図を含む）
- 経済性に関する分析（初期コスト、発電コスト、水素製造コスト、水素製造設備や蓄熱設備も含めたシステム全体で達成する価格目標等）
- 開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）
- 導入が想定される分野・用途、ユーザー及びそのユーザー側の期待する用途、ユーザーの開発へ の参画状況
- 政府支援の内容（開始/終了時期、補助金額/補助率、政府機関による融資、施設利用権等の補助 金以外の支援等）
- 規制、安全性に対する考え方（主に下記項目について、開発者側の考え方及び行政（規制当局 等）の対応について）
  - PRA
  - 深層防護の具体的適用（前段否定）
  - 外部事象への対処
  - 等級別アプローチ
  - EPZ の設定方法 ¬ ソースターム
  - 上記論点を含めた GIF、IAEA Regulators' Forum 等での議論、評価
  - 産業界主導で作成した規格基準の概要 ¬ 各国の許認可プロセスと革新炉の許認可に関する考え方

②原子力の安全性・経済性等を向上する技術開発の国際動向調査
【調査対象例】
- 事故耐性燃料（ATF）や金属燃料、HALEU 燃料、マルチサイクル、10*10 燃料、11*11 燃料等の燃料技術
- 原子力施設建設にあたるモジュール工法 ・プロセスイノベーション

【調査内容】
- 技術の内容
- 政府支援
- 開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）
- 導入が想定される炉系、ユーザー
- 開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

・ 安全性、経済性に関する分析

③各国の原子力水素技術開発動向調査

【調査内容】

・ 各国の政府方針（概要、具体的取組、目標）
・ 原子力施設における水素製造の動向
・ 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性（鉄鋼業界や化学プラント等ニーズが見込まれる分野）

④各国の技術開発動向の概要資料作成

調査内容①～③で調査した内容を、各国の各炉型・技術開発要素（ATF、水素技術開発等）ごとに概要紙を作成した。

⑤原子力開発の組織マネジメントに関する調査

【調査内容】

・ 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷（各省庁毎）
・ 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方（下記を含む
  - 欧米で原子力・宇宙分野におけるイノベーション投資についてベンチャー投資を主軸においた検討経緯
  - 米国原子力ベンチャー（NuScale 社、TerraPower 社等）設立の経緯
・ 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷
・ 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯（廃炉にかかるものを含む）

４．実施方法

本調査の実施に当たっては、公開情報や文献による調査及び、電話・Ｗｅｂ会議等を含むヒアリングを原則とした。

5. 事業期間

令和 3 年度 12 月 15 日から令和 4 年 3 月 31 日まで

1. 革新炉開発動向調査

本章では、各国で開発が進められている第 3 世代炉＋、小型モジュール式炉（SMR）を含む新型炉及び核融合を革新炉について、開発動向を調査した。また、調査対象炉型について、該当国における開発支援状況および原子力政策上の位置付けを示すために、各国の現状の原子力政策の概要と各炉型の開発支援条項についてまとめた。

調査対象炉型の選定としては、調査対象国で実用化済みまたは実用化に向けた政府の支援等の取り組みが進んでいるなど、実用化に向けて比較的有望視されており、情報開示がある程度進んでいる炉を、下表の通り選定した。尚、前回の調査の対象であるが、直近 1 年間での動向について公開情報が確認されていない炉については、詳細調査を省略した。

3 世代炉＋	米国：AP1000,ABWR, APWR, ESBWR（1.1.2.1） カナダ：EC6, AFCR（1.2.2.1） フランス：ATMEA1,EPR,EPR2,KERENA（1.4.2.1） 中国：Hualong One, CAP1400（1.5.2.1） ロシア：VVER 1200/1500（1.6.2.1） 韓国：APR1400（1.7.2.1）
軽水炉 SMR	米国：NuScale, SMR, BWRX-300（1.1.2.1.1） カナダ：BWRX-300（米国参照） 英国：UK-SMR（1.3.2.2） フランス：NUWARD（1.4.2.2） 中国：ACP100, ACRP50S（1.5.2.2） ロシア：RITM-200（1.6.2.2） 韓国：SMART（1.7.2.2）
高速炉	米国：Natrium, ARC-100（1.1.2.2） カナダ：ARC-100（米国参照） 中国：CFR-600（1.5.2.3） ロシア：BREST-OD-300,BN1200（1.6.2.3）
高温ガス炉	米国：Xe-100（1.1.2.3） カナダ：MMR（1.2.2.4） 英国：U-Battery（1.3.2.3） 中国：HTR-PM（1.5.2.4）
溶融塩炉	カナダ：IMSR、SSR（1.2.2.5）
マイクロ炉（ヒートパイプ型）	米国：eVinci（1.1.2.4）

核融合炉	米国：CAT, SPARC（1.1.2.5） 英国：STEP, FDP, ST40（1.3.2.5） フランス：ITER, EU-DEMO（1.4.2.4） 中国：CFETR（1.5.2.5） ロシア：DEMO-FNS（1.6.2.4） 韓国：K-DEMO（1.7.2.3）

1.1. 米国

1.1.1. 研究開発支援内容

1.1.1.1. 原子力政策の概要

原子力は、米国の発電電力量の約 20%を占める重要な低炭素電源である。一方、2021 年 1 月に発表された米国エネルギー省(DOE)の原子力局（NE）の戦略ビジョンによれば、米国の原子力産業においては、電力市場環境により既存の原子炉が早期廃止されるなど、国のサプライチェーンの弱体化が課題とされている。また、ロシアや中国などの国々は急速に原子力技術の主要輸出国になりつつあり、米国の影響力は徐々に弱まりつつあることも懸念事項となっている。

一方、従来の原子炉の新規建設はコストと時間がかかるため、米国内の既存のインフラやサプライチェーン能力を活用して原子力技術の市場機会を拡大する戦略として、先進的な原子炉設計を迅速に実証する必要性が協調されている。[1]

これらの背景により、従来の原子炉（大型軽水炉）に関して、既存炉の有効利用、つまり運転認可の更新や経済性を向上させる取組が主な政策となっている。一方、小型炉や先進型非軽水炉といった革新的な原子炉については、早期の実証に向けた取組が加速している。

NE の戦略ビジョンでは、米国における原子力技術の開発の今後の目標が以下の通り示された：

- 既存の米国の原子炉の継続的な運転を可能にする
- 革新的な原子炉の配備を可能にする
- 高度な核燃料サイクルを開発する
- 原子力技術における米国のリーダーシップを維持する
- 高性能の組織を可能にする

革新的な原子炉の配備に関しては、以下の 3 つの目標を設定している。

- 先進的な原子力技術を展開するために必要なリスクと時間を削減する
- 原子力の市場機会を拡大する原子炉を開発する
- 資源利用を向上させる多様な設計を支援する

また、それらの目標に対するパフォーマンス指標は、次の通り示されている：

[1] DOE NE (2021), Strategic vision, https://www.energy.gov/sites/prod/files/2021/01/f82/DOE-NE Strategic Vision -Web - 01.08.2021.pdf

- 2024 年までに高度な製造技術で製造された燃料付きマイクロ炉の炉心の実証とテスト。
- 2025 年までに米国の商用マイクロ炉の実証を可能にする。
- 2027 年までに原子力と再生可能エネルギーのハイブリッドエネルギーシステム の運用を実証する。
- 2028 年までに業界との費用分担パートナーシップを通じて 2 つの米国の革新的な原子炉設計を実証する。
- 2029 年までに米国で最初の商用 SMR の運転を可能にする。

NE の戦略において、核融合炉に関しては建設計画や実用化目標は示されていないが、研究開発を促進している。DOE における核融合エネルギー分野における研究は、DOE の科学局（Office of Science）が主導する核融合エネルギー科学（FES）プログラムで実施されている。

1.1.1.2. 各炉型の開発支援

1.1.1.3. 【軽水炉の開発支援】

2002 年 2 月、DOE は、先進的な第 3 世代（Generation III）プラントの新規建設を促進するため、 政府と業界が費用を分担する協力プログラム（Nuclear Power 2010）を発表し、許認可申請準備のための補助金を提供した。この取り組みにより、複数の電力会社やベンダーがコンソーシアムによる、合計 17 件の建設・運転一括認可（コンバインド・ライセンス、COL）申請が行われた。しかし、現在建設が進んでいるのは、2013 年から建設開始している Vogtle3, 4 号機（Westinghouse 社 AP1000）のみである。

現在、大型炉に対する政府の支援プログラムは、既存の原子炉の寿命延長に焦点を当てており、DOE NE は 2012 年 2 月に、米国の発電用原子炉の運転寿命を 60 年以上に延長するための課題を特定・研究する軽水炉持続可能性（LWRS）プログラムの計画を発表した。

現在、第 3 世代以降の原子炉設計の開発は、民間のメーカーが独自で進めている。

1.1.1.4. 【革新炉（SMR・非軽水炉）の開発支援】

米国は現在、研究開発、規制整備や財政支援に関連した法令整備等の様々な側面で革新的原子炉や SMR の導入を推進している。

(1) 研究開発支援

研究開発において、米国では 2018 年 9 月、原子力エネルギー技術革新対応法（NEICA）[2]が制定された。NEICA は、民間の先進炉開発を促進するため、エネルギー省（DOE）による民間の支援方策について定めている。具体的には、DOE サイトにおける試験・実証を可能とすること、許認可費用の一部を DOE が負担すること、高速中性子照射試験施設を建設すること等により、民間の研究開発を支援するとしている。同法には、高速中性子照射能力を確立するための多目的試験炉（VTR）開発が定められた。VTR プログラムは 2019 年 2 月から開始しており、現在、

[2] S.97 - Nuclear Energy Innovation Capabilities Act of 2017, https://www.congress.gov/bill/115th-congress/senate-bill/97

環境影響評価書（EIS）の準備段階にある[3]。同法にはまた、国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）の設置も規定され、2019 年にアイダホ国立研究所（INL）で設置された。これらの施設は、革新的な原子力技術の商用化を支援する DOE の各プログラムの下で、民間企業のテストや実証に使われる方針である。[4]

DOE は今まで、SMR 認可技術支援（LTS）プログラム、原子力の技術革新を加速するゲートウェイ（GAIN）イニシアティブ、及び先進的原子炉実証プログラム（ARDP)、マイクロ原子炉の応用研究、実証、評価プロジェクト（MARVEL）等様々な開発プログラムを通して小型炉、革新的原子力技術の実用化を支援している。（それぞれの支援内容について、下記①～⑤を参照）

これらの研究開発プログラム以外で、DOE は 2020 年 10 月、ユタ州公営共同電力事業体（UAMPS）が進めている INL での NuScale の建設計画を支援するために、複数年に渡って最大 14 億ドルの費用分担ベースの資金提供を承認した。[5]

① SMR の開発支援

LTS プログラム：

DOE は、SMR の実用化にむけた開発者の研究開発を支援することを目的とした SMR 認可技術支援（LTS）プログラムを 2012 年に開始した。2017 年までに行われた同プログラムでは、TVA 社による SMR 建設に向けた早期サイト許可申請の準備作業、NuScale Power 社と UAMPS 社による SMR 建設のためのサイト選定と許認可申請の準備作業、NuScale Power 社による SMR 設計の完成と設計認証申請の準備作業等に対して補助金を交付した。また、同プログラムの期間中に SMR の立地、許認可、経済性及び商用化に関する一連の検討も行われた。[6]

先進的原子力技術開発のための米国産業機会：

DOE は 2018 年、米国の原子力産業全体の経済見通し改善への貢献が期待される、国内の開発者主導の先進的な原子炉の設計を支援するため、複数年の費用分担型資金提供機会（革新的原子力技術開発のための米国産業機会、DE-FOA-0001817）を発表した。この資金提供の機会は、SMR 技術を含む既存、新規、革新的原子炉設計の開発を支援するものである。[7]

---

[3] DOE HP “”Versatile Test Reactor” , https://www.energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies/versatile-test-reactor

[4] CRDS (2019/10/7), DOE が先端原子力技術のための原子炉イノベーションセンター（NRIC）を設立, https://crds.jst.go.jp/dw/20191007/2019100721152/

[5] DOE(2020/10/16), DOE Approves Award for Carbon Free Power Project, https://www.energy.gov/ne/articles/doe-approves-award-carbon-free-power-project

[6] DOE HP “SMR Licensing Technical Support (LTS) Program” , https://www.energy.gov/ne/smr-licensing-technical-support-lts-program,

[7] DOE HP “Advanced Small Modular Reactors (SMRs) “, https://www.energy.gov/ne/advanced-small-modular-reactors-smrs#:~:text=Advanced%20Small%20Modular%20Reactors%20(SMRs)%20are%20a%20key%20part%20of,%2C%20capabilities%2C%20and%20deployment%20scenarios.

このファンディングプログラムは、下記の 3 つの支援枠から構成される。

Tier 1: 初号機実証準備プロジェクト

Tier 2: 先進型炉開発プロジェクト

Tier 3: 規制支援助成金

表 1.1.1-1 は、これまでの Tier1 の支援対象、表 1.1.1-2 は、直近 1 年の支援対象を示す。

これまでの支援内容は、DOE のホームページ（Map: Nuclear Energy Industry FOA Awardees with Data Table | Department of Energy）で公開されている。これまでには、2021 年 2 月までに合計 43 件のプロジェクトに対して約 1.8 億ドルの支援を提供している。

表 1.1.1-1　Tier1 の支援対象企業（2021 年 11 月更新）[8]

対象企業	プロジェクト名称	資金提供合計*	投資ラウンド	状態
NuScale Power, LLC	NuScale SMR の初号機実証準備プロジェクト(Phase 2)	$14,100,000	2018 - Round 2	終了手続き中
NuScale Power, LLC	NuScale SMR の初号機実証準備プロジェクト（Phase 1)	$80,000,000	2018 - Round 1	終了
X Energy, LLC	TRISO-X の設計とライセンス申請開発: 高アッセイ低濃縮ウラン燃料製造施設の横断的開発	$8,988,888	2018 - Round 1	進行中
SMR, LLC	SMR の受動的安全システム性能の調査および検証のための統合および個別影響試験プログラム	$3,249,458	2018 - Round 3	進行中
Westinghouse Electric Corp LLC	eVinci (TM) マイクロ炉の実証機準備プロジェクト	$28,555,147	2019 - Round 1	進行中
X-Energy	グリッドスケールでの利用を目指した高温ガス炉の高度化：Xe-100 の概念設計とリスク情報を活用した許認可	$7,127,814	2019 - Round 4	進行中

*DOE と開発者側が約 1 ： 1 の割合で分担

表 1.1.1-2　2021 年以降の支援対象企業 [10]

対称企業	分類	プロジェクト名称	資金提供合計	投資ラウンド	状態
The Nuclear Alternative Project	Tier II:	フェーズ 2 - プエルトリコにおける小型モジュール炉およびマイクロリアクターの立地適性調査	$1,628,285	2021 - Round 1	条件を交渉中

[8] DOE HP "Map: Nuclear Energy Industry FOA Awardees with Data Table" , https://www.energy.gov/ne/maps/map-nuclear-energy-industry-foa-awardees-data-table

Terrestrial Energy USA, Inc.	Tier II:	溶融塩炉の許認可を支援するオフガスモデリングと不確かさの伝播	$2,998,325	2021 - Round 1	条件を交渉中
American Bureau of Shipping	Tier II:	先進的原子炉技術の商業海上実証プロジェクトの加速化	$793,999	2021 - Round 1	条件を交渉中
General Atomics Electromagnetic Systems	Tier II:	核燃料デジタルツインへの道:加速された燃料適格性のための炭化ケイ素クラッディングのモデリングとシミュレート	$2,730,335	2021 - Round 1	条件を交渉中
Pittsburgh Technical	Tier III	適切な大きさの緊急時計画区域の規制承認経路を支援するための先進的な BWR ソースタームの特性評価用モデリングとシミュレーション	$306,250	2021 - Round 1	条件を交渉中

② 原子力の技術革新を加速するゲートウェイ（GAIN）イニシアティブ

DOE は 2015 年、新しい原子炉設計を商業化に向けて進めるために必要な技術的、規制的および財政的支援を提供するために、アイダホ国立研究所（INL）が主導する GAIN イニシアティブを設立した。GAIN におけるこれまでの代表的な支援として DOE は 2016 年 1 月、X-Energy 社（Xe-100 ペブルベッド型高温ガス炉）と Southern Company Services 社（ORNL と Terrapower 社と共同開発中の溶融塩化物高速炉（MCFR））に最大 4000 万ドルの助成金を交付した。[9]

DOE は、GAIN による原子力技術の革新を促進する取組の一環として、産業界に DOE の国立研究所や共用施設の利用を可能にし、助成金を提供するバウチャープログラム（DOE-NE バウチャー）を 2016 年から実施している。同プログラムにより、2022 年 2 月までは合計 2230 万ドルの 65 件の原子力（NE）バウチャーを提供している（通常、上限は 50 万ドルまで）。[10]

直近 1 年の支援対象を下表に示す。

[9] DOE (2016/1/15), Energy Department Announces New Investments in Advanced Nuclear Power Reactors to Help Meet America's Carbon Emission Reduction Goal, https://www.energy.gov/articles/energy-department-announces-new-investments-advanced-nuclear-power-reactors-help-meet

[10] INL GAIN HP (2022 年 2 月参照), https://gain.inl.gov/SitePages/Home.aspx

表 1.1.1-3　直近 1 年の GAIN NE バウチャー(2022 年 2 月現在)[10]

GAIN NE Voucher Recipient	Proposal	Partner Facility
FY2022 Round 1		
Framatome Inc. Lynchburg, VA	Modeling of Two-Phase Boiling Flow and Critical Heat Flux with the Star-CCM+® and NEK-2P CFD Codes	Argonne National Laboratory
Ultra Safe Nuclear Corp. Seattle, WA	Deployment and Characterization Support for USNC Pilot Fuel Manufacturing Facility	Oak Ridge National Laboratory
FY2021 Round 4		
Kinectrics AES, Inc. Naperville, IL	Extension of Cable Electrical Assessment Techniques to Detect and Discriminate Radiation Aging on Cable Insulation Systems	Pacific Northwest National Laboratory
FY2021 Round 3		
Engineered Solutions Group LLC Brevard, NC	SMR Containment Cable and EPA System	Oak Ridge National Laboratory
Vega Wave Systems, Inc. West Chicago, IL	Radiation Testing for High-Resolution, Radiation-Hardened Camera Systems	Argonne National Laboratory
FY2021 Round 2		
Lightbridge Corp. Reston, VA	Development of Casting Techniques for δ-phase Uranium- Zirconium Alloys	Pacific Northwest National Laboratory
Oklo Inc. Sunnyvale, CA	Experimental and Systems-Level Validation of Thermal-Hydraulic Behavior in SFRs	Argonne National Laboratory
Radiant El Segundo, CA	Microreactor Control Drum Failure Simulation	Idaho National Laboratory
FY2021 Round 1		
Exelon Generation Kennett Square, PA	Advanced Nuclear Fuel Pellet Designs	Oak Ridge National Laboratory
TerraPower, LLC Bellevue, WA	Density Measurements of Plutonium Bearing Salts via Neutron Beam Dilatometry	Los Alamos National Laboratory

③　先進型原子炉実証プログラム（ARDP）

ARDP は DOE が 2020 年 5 月、NE を担当局として開始したもので、米国原子力産業界における先進的原子炉設計の実証を政府がコスト分担方式で支援する官民の連携プログラムである。設計の成熟度に応じて、以下の 3 つの支援ルートが設定されている。

- 5～7 年以内に 2 つの先進的原子炉設計が確実に稼働開始できるよう支援する「先進的原子炉の実証」ルート
- 将来の実証炉に備えるために、技術的、運用上、規制上の課題に取り組む最大 5 つの追加チームを支援する「将来的な実証に向けたリスクの削減」ルート
- 2030 年代半ばに実用化する可能性のある革新的で多様な設計を支援する「先進的原子炉概念 2020（ARC20）」。

【選定基準】

NE の先進型炉実証プログラムディレクターであるティム・ベヴィル氏によると、DOE のプログラム基準は 2020 年予算の議会文言で定められており、「多様な」設計を支援するよう求めているという。選定のための評価には、実証のための準備、許認可の準備のための NRC との関わり、そして技術の強みが含まれている。[11]

[11] Powermag (2020/12/17) “DOE Picks More ARDP Winners”,

具体的には、以下の評価基準が含まれた [12]：

1. 5～7 年で実証運転が可能な技術的実現性
2. NRC から安全な運用のための認可を得られる可能性
3. 認証された燃料設計の使用、または 5～7 年以内に認証への明確な道筋が示されること
4. 本格的な建設に向けた設計の手頃な価格と発電コスト
5. 費用負担が可能なチームであること
6. 先進的な原子炉技術の実証を希望するチームの技術的能力および適格性
7. 設計の多様性

【支援対象】

表 1.1.1-4　ARDP の支援対象技術

開発者	設計（種類）
(1) 先進的原子炉実証	
X-Energy	Xe-100（高温ガス炉）
Terrapower	Natrium（ナトリウム高速炉）
(2) 将来実証リスク低減	
Kairos Power	Hermes 小規模試験炉(溶融塩炉)
Westinghouse	eVinci（ヒートパイプ冷却原子炉）
BWXT Advanced Technology	BANR（高温ガス炉）
Holtec Government Services	SMR-160（改良型軽水炉）
Southern Company Services	溶融塩実験炉 MCRE（溶融塩炉）
(3) ARC20	
Advanced Reactor Concepts	ARC-100（ナトリウム高速炉）
General Atomics	FMR（高温ガス冷却式高速炉）
マサチューセッツ工科大学	MIGHTR（高温ガス炉）

a.「先進的原子炉の実証」ルートの支援 [13]

https://www.powermag.com/doe-picks-more-ardp-winners-one-or-more-advanced-nuclear-demonstrations-will-be-in-washington-state/

[12] DOE (2020) Status of Advanced Reactor Demonstration Programs
https://gain.inl.gov/HALEU_Webinar_Presentations/03-Caponiti,ARDP_Status_for_HALEU_Workshop,Rev1-28Apr2020.pdf

[13] DOE (2020/12/13) U.S. Department of Energy Announces $160 Million in First Awards under Advanced Reactor Demonstration Program

2020 年 10 月 13 日、7 年以内に稼働する 2 つの革新的原子炉を建設する「先進的原子炉の実証」の枠での初回の支援金 1 億 6,000 万ドル（各 8,000 万ドル）の交付対象となる企業 2 社を発表した。この支援枠は、産業界との費用分担によるパートナーシップで、商業運転のために認可された 2 つの先進型炉の建設を目指すものである。DOE は、将来の予算枠の利用可能性に応じて、7 年間で合計約 32 億ドルを投資する見通しであり、産業界はマッチングファンドを提供する予定である。

支援対象：

①TerraPower 社（ナトリウム冷却高速炉の開発）

TerraPower 社は、Terrapower 社とパートナーである GE-Hitachi Nuclear Energy（GEH）社が数十年かけて開発･設計したナトリウム冷却型高速炉である Natrium 原子炉の実証を行う。ナトリウム炉の高い運転温度と熱エネルギーの貯蔵により、発電所は風力や太陽光などの変動する再生可能エネルギーを補完する柔軟な電力出力を提供することができる。また、本プロジェクトでは、この実証プログラムのニーズに合わせた規模の金属燃料製造施設を新たに設立する。

TerraPower 社は 2021 年 11 月 16 日、Natrium 実証炉の優先サイトとして、ワイオミング州ケンメラーを選定したと発表した。同地は 2025 年に閉鎖予定の石炭火力発電所の近傍に位置し、選定においては地域の支援、NRC からの許認可取得の可能性、送電網など既存インフラへのアクセス等を考慮したとしている。[14]

②X-Energy 社（ペブルベッド式高温ガス炉 Xe-100 の開発）

X-Energy 社は、Xe-100 設計に基づく 4 基の商用原子力発電所を実証する Xe-100 は高温ガス冷却型の原子炉であり、柔軟な電力出力に加えて、海水淡水化や水素製造などの幅広い産業熱用途のプロセス熱を供給するのに適している。本プロジェクトではまた、商業規模の TRISO 燃料製造施設を建設し、TRISO 燃料の開発に対する DOE の多額の投資を活用する。

b.「将来的な実証に向けたリスクの削減」の支援対象 [15]

DOE は 2020 年 12 月 16 日、「将来的な実証に向けたリスクの削減」枠の支援対象として 5 社を発表した。対象技術や投資額、また DOE 負担額等の概要は以下のとおりである。

- Kairos Power 社による「Hermes 規模縮版試験炉」、7 年間の投資額 6 億 2,900 万ドル（うち DOE 負担分 3 億 300 万ドル）：Hermes は、商業規模の「フッ化物塩冷却高温炉（FHR）」（3 重被覆層燃料粒（TRISO）燃料を用いた溶融塩炉）開発につなげるために Kairos Power 社が設計、建設、操業を計画している設計である。燃料として、3 重被覆層・燃料粒子「TRISO」

https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-160-million-first-awards-under-advanced-reactor

[14] FEPC(2021/11/30) [米国] テラパワー社、Na 冷却高速炉実証炉の建設地をワイオミング州に選定 － 海外電力関連 トピックス情報、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260626_4115.html

[15] DOE (2020/12/16) Energy Department's Advanced Reactor Demonstration Program Awards $30 Million in Initial Funding for Risk Reduction Projects、 https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-30-million-initial

をペブルベッド方式で使用する。

- Westinghouse 社のマイクロ原子炉「eVinci」、7 年間の投資額 930 万ドル（うち DOE 負担分 740 万ドル）：2024 年までに実証炉開発することが目標で、原子炉の冷却に使われる伝熱管の製造能力を改善するとともに、経済的に実行可能な燃料交換プロセスなどを開発する。
- BWXT Advanced Technology 社の「BWXT 先進的原子炉（BANR）」、7 年間の投資額 1 億 660 万ドル（うち DOE 負担分 8,530 万ドル）：輸送が可能な極小原子炉となる予定で、炉心に一層多くのウランを装荷するため TRISO 燃料を使用。また、炭化ケイ素製マトリックスを利用できるよう炉心設計を改善する。
- Holtec Government Services 社の「SMR-160」設計、7 年間の投資額 1 億 4,750 万ドル（うち DOE 負担分 1 億 1,600 万ドル）：軽水炉方式となる同設計の開発を加速するため、初期段階の設計・エンジニアリングや許認可手続き関係の作業を支援する。
- Southern Company Services 社の「溶融塩実験炉（MCRE）」、7 年間の投資額 1 億 1,300 万ドル（うち DOE 負担分 9,040 万ドル）：TerraPower 社の MCFR に関連する実験用の世界初の臨界高速塩炉として、設計と建設および運転を目指す。

c.「ARC-20」の支援対象 [16]

2020 年 12 月 22 日、ARC-20 の支援対象として 3 つのプログラムが発表された。

- Advanced Reactor Concepts 社が開発している「固有の安全性を備えた先進的 SMR」、約 3 年半の投資期間の総額 3,440 万ドル（うち DOE 負担分 2,750 万ドル）：電気出力 10 万 kW の予備概念設計に基づいて、免震機能を備えた先進的なナトリウム冷却 SMR「ARC-100」の概念設計を開発する。
- General Atomics 社による「高速モジュール式原子炉（FMR）」、約 3 年間の投資額 3,110 万ドル（うち DOE 負担分 2,480 万ドル）：重要な数値指標である燃料や安全性および運転性能等を確認しつつ、電気出力 5 万 kW の FMR の概念設計を開発する。
- マサチューセッツ工科大学（MIT）の「横置き式コンパクト高温ガス炉」、約 3 年間の投資額 490 万ドル（うち DOE 負担分 390 万ドル）：モジュール方式を採用した一体型高温ガス炉（MIGHTR）の商業化を支援するため、予備概念段階の設計を概念設計に進展させる。

④ 多目的試験炉（VTR）の建設

DOE は、2019 年 2 月、VTR の建設計画を発表した。VTR の建設は、2017 年の原子力エネルギー革新法（NEICA）で規定されており、先進的な核燃料、材料、計測器、センサーなどの研究開発を加速することが目的である。

VTR の建設プロジェクトは、アイダホ国立研究所（INL）が主導し、他の 5 つの国立研究所（ア

[16] DOE (2020/12/22) Energy Department's Advanced Reactor Demonstration Program Awards $20 million for Advanced Reactor Concepts, https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-20-million-advanced

ルゴンヌ、ロス・アラモス、オークリッジ、パシフィック・ノースウェスト、サバンナリバー）と提携している他、産業界や大学のパートナーも多数参加している。

建設プロジェクトの主な体制：[17]

- Battelle Energy Alliance (BEA)がプロジェクト管理及び EPC を担当している。
- 2018 年 11 月、GEH は概念設計、コスト/スケジュール見積もり、安全フレームワークの活動を支援する下請け契約を獲得した。
- INL 主導の VTR チームの中で、GEH の技術者は、同社の PRISM 炉の設計を、最先端の研究開発目的の試験炉のニーズに適合させることにしている。
- 2020 年 1 月、GE-Hitachi と TerraPower は、共同で事業を模索することに合意した。
- 2020 年 1 月、GEH と TerraPower は、共同で事業を模索することに合意した。

VTR は、早ければ 2026 年に DOE の国立研究所の敷地内に完成する見通しである。DOE は、VTR 建設のための環境影響評価（EIS）のドラフトを 2020 年 12 月に公開し、2021 年 3 月 2 日までにパブリックコメントの受付を実施しており、それらの結果を踏まえて VTR の建設サイトを決定するとしている。

このドラフト EIS は、INL またはオークリッジ国立研究所の 2 つの候補地での VTR の建設・運転、INL および／またはサウスカロライナ州のサバンナリバーサイトでの原子炉用燃料の製造、そして DOE が VTR の建設・運転を追求しないノーアクションの代替案について評価したものであり、そこで、INL サイトは、DOE が提案する原子炉の建設・運転のための「好ましい代替案」とされている。[18]

⑤ マイクロ原子炉の適用に関する研究検証と評価（MARVEL）プロジェクト

DOE は 2021 年 4 月、電気出力 100kW のマイクロ原子炉を建設する「MARVEL プロジェクト」（Microreactor Applications Research Validation and EvaLuation、マイクロ原子炉の適用に関する研究検証と評価）を開始した。同プロジェクトにおいて、DOE は今後 3 年以内に、INL の「過渡事象試験（TREAT）施設」内でマイクロ原子炉を建設し、運転開始する予定である。

同プロジェクトの目的は、関係企業による設計の実証を支援するために、現時点で国立研究所では実施できない試験のための設備を整備して産業界に提供することであり、DOE が傘下の INL・国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）と共同で進めている。

また、マイクロ炉のシステムを使って、送電網からの需要と原子炉による供給の調整能力を試験・実証し、これにより、再生可能エネルギーシステムの統合や水の浄化、水素製造、産業プロセス用の熱供給など、幅広い分野へのマイクロ原子炉の応用を支援するとしている。

MARVEL 炉の概要：

---

[17] Neutron Bytes(2020/8/24) Bechtel, GE-Hitachi, TerraPower Tapped for Design and Build the Versatile Test Reactor, https://neutronbytes.com/2020/08/24/bechtel-ge-hitachi-terrapower-tapped-for-design-and-build-the-versatile-test-reactor/

[18] DOE HP “Versatile Test Reactor”

建設予定のマイクロ原子炉は、炉内の冷却に自然循環と液体金属（ナトリウムとカリウム）の冷却材を使用する。エネルギーを 100kW の電力に変換するには、既存技術のスターリング・エンジン を活用する。燃料としては、U235 の濃縮度が 5～20%の低濃縮ウラン（HALEU）燃料を少量、研究機関から入手する計画である。設計は主に既存の技術に基づいており、建設工事を迅速に進められるよう市販の機器を用いる方針である。[19]

図 1.1.1-1　TREAT 施設での MARVEL 炉のイメージ
（出典：INL ホームページ）

⑥　国防総省（DOD）：マイクロ炉の開発支援

国防総省（DOD）は DOE と協力して、4 年以内に 1～10 MWe の移動式リアクターを実証する Project Pele というプログラムを実施している。

2020 年 3 月、米国国防総省（DOD）は、以下の 3 つの原子炉開発者と、軍事展開のための標準的な輸送コンテナ内に収まる原子炉を設計する契約をした：

- BWX Technologies 社（1,350 万ドル）
- Westinghouse Government Services 社（1,195 万 3,036 ドル）
- X-energy 社（1,430 万 9,000 ドル）

2021 年 3 月には 2022 年初頭の最終設計審査に向けて、Westinghouse 社を除いた 2 社を支援対象に絞り込んだ。2021 年 9 月、DOD は、戦略能力局（SCO）を通じて、DOE を協力機関として、移動式マイクロ炉のプロトタイプの建設および実証段階に関する環境影響評価書（EIS）草案を公開し、パブリックコメントを募集している。パブリックコメント期間は 2022 年 11 月 9 日までで、SCO は 2022 年 1 月に最終 EIS を公開することを想定している。

EIS 草案は、国防総省の国内および運用エネルギー需要を支援するために提案された先進的な

[19] JAIF (2021/4/22) 米エネ省、「MARVEL プロジェクト」で 3 年以内にマイクロ原子炉の運転を開始, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7801.html

移動式原子力マイクロ炉のプロトタイプの建設と実証がもたらす潜在的な環境影響を分析するものである。EIS 草案によると、マイクロ炉モジュールは、BWXT Advanced Technologies 社または X-Energy 社のいずれかの商業施設で製造される予定である。燃料製造は、既存の DOE 備蓄の HEU と劣化ウランを使用して BWXT 施設で実施される予定である。原子炉の最終的な組み立てと実証は、DOE の技術的専門知識と MFC（材料・燃料複合施設）および CITRC（重要インフラ試験範囲複合施設）の施設を使用して INL で実施される予定である。[20]

(2) 制度上の支援

規制整備に関しては、2019 年 1 月に、先進型原子炉の革新と商用化のために必要な専門知識と規制プロセスの開発を支援するための原子力技術革新・規制最新化法（NEIMA）が成立され、NRC は 2027 年までに先進型原子炉の申請者が選択可能な技術包括的な規制枠組みを確立することとなった。

財政的な支援としては、2005 年のエネルギー政策法で、先進的な原子力発電施設による最初の 8 年間の運転中に生産された電力に対する、kWh あたり 1.8 セントの発電税額控除（PTC）を確立された。PTC は、ジョージア州の Vogtle 発電所で建設中の 2 基の AP1000 の建設を支援対象としており、さらに、NuScale Power 社がアイダホ州に建設を計画している SMR を含む革新的原子炉も支援対象となる。[21]

また、輸出強化に関する取り組みとして、米国国際開発金融公社（DFC）は 2020 年 7 月、原子力プロジェクトの支援を可能にするための、環境社会政策及び手続き（ESPP）の改訂を発表した。改定により、DFC による原子力プロジェクトの支援に対する従来の禁止事項が削除される。当改定は、途上国の膨大なエネルギー需要と、それらの市場で特に影響を与える可能性のある SMR 等の新技術を考慮したものである。[22]

2021 年 12 月 16 日、米国連邦議会において、退役火力発電所での SMR への建て替えを支援する法案が超党派で提出された（法案名：The Fission for the Future Act of 2021）。この法案は、石炭などの化石燃料を使用する発電施設の閉鎖によって影響を受ける地域を優先し、その跡地を再利用して高度な原子力発電所を設置することを支援し、経済的に不況な地域の雇用増加を促進するものである。

法案の具体的な内容：

- エネルギー省長官に対し、先進型原子炉および関連インフラの展開を支援するためのプログラムを設立することを義務付ける。
- エネルギー省が州、先住民族、地方自治体、電力会社、民間団体に対し、先進型原子炉の商業計画、認可、開発を支援するための援助を提供できるようにする。

---

[20] WNN (2021/9/20) US DOD invites public comment on Project Pele draft EIS, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-DOD-invites-public-comment-on-Project-Pele-draf

[21] NEI HP “What is the Production Tax Credit” https://www.nei.org/advocacy/build-new-reactors/nuclear-production-tax-credit

[22] WNN (2020/10/19) US government backs NuScale projects at home and abroad, https://world-nuclear-news.org/Articles/US-government-backs-NuScale-projects-at-home-and-a

- 化石燃料発電施設を閉鎖または退役させた地域社会を優先し、減少した発電量の先進型原子炉による置き換え、暖房、水素製造、工業プロセスなどの非電力用途を支援する。[23]

SMR による石炭火力プラントのリプレースに関しては、2021 年 2 月、モンタナ州の上院委員会は、米国西部最大級の石炭発電所を原子力発電所にすることが可能かどうかを検証する実現可能の可決を決定している。[24]また、ARDP の一環で建設予定の TerraPower 社製の Natrium 炉に関しても、ワイオミング州の石炭火力発電所跡地での建設が検討されている。[25]

表 1.1.1-5 では、各 SMR・新型炉設計が受けている主な助成金と、米国での実証炉建設に向けて開発が先行している設計を示す（政府による研究開発支援と許認可準備の両方が進んでいる設計）。「1.1.2 各炉型開発内容」の 1.1.2.1～1.1.2.4 においては、これらの設計に加えて、カナダで建設予定である BWRX-300 及び ARC-100 設計についてまとめる。

表 1.1.1-5　各 SMR・新型炉設計が受けている主な助成金（2022 年 2 月現在）
太文字：政府支援と許認可準備の両方が進んでいる設計

設計（種類）	開発者（国）	政府支援の内容（授与年）
NuScale（一体型加圧水型原子炉） *設計証明（DC）審査終了	NuScale Power 社（米国）	● DOE LTS プログラム（2014 年）注 1 ● DOE からの UAMPS の CFPP の COLA の準備に対して 1,660 万ドルの助成金を授与（2015 年） ● DOE の“U.S. Industry Opportunities for Advanced Nuclear Technology Development”資金提供（2018 年） ● DOE は CFPP を支援するために 10 年間に渡って授与する 13 億 5500 万ドルの費用分担財政支援を承認（2020 年）
Xe-100（高温ガス炉） *DC の申請前審査中	X-Energy 社（米国）	● 4000 万ドルの DOE GAIN 助成金（2016 年）注 2 ● DOE ARDP[先進的原子炉実証]（2020 年）注 3 ● マイクロ炉版は、DOD の Project Pele の支援対象
Natrium（ナトリウム高速炉） *DC の申請前審査中	Terrapower 社（米国）、GEH 社（米国）	● DOE ARDP[先進的原子炉実証]（(2020 年）注 3

[23] ANS (2021/12/21) New bill aims to bring advanced reactors to economically depressed communities, https://www.ans.org/news/article-3526/new-bill-aims-to-bring-advanced-reactors-to-economically-depressed-communities/

[24] S&P Global Platts (2021/2/12) Montana Senate panel OKs study to convert Colstrip coal plant to nuclear, https://www.spglobal.com/commodity-insights/en/market-insights/latest-news/electric-power/021221-montana-senate-panel-oks-study-to-convert-colstrip-coal-plant-to-nuclear

[25] FEPC (2021/6/16) [米国] 米テラパワー社、ワイオミング州でのナトリウム冷却高速炉の実証炉建設で州知事らと合意, https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260485_4115.html

Hermes 規模縮版試験炉(溶融塩炉)	Kairos Power 社（米国）	● DOE ARDP[将来実証リスク低減]（2020 年）注4
eVinci（ヒートパイプ冷却原子炉） *DC の申請前審査中	Westinghouse 社（米国）	● DOE ARDP[将来実証リスク低減]（2020 年）注4
BANR（高温ガス炉）	BWXT Advanced Technology 社（米国）	● DOE ARDP[将来実証リスク低減]（2020 年）注4 ● DOD の Project Pele の支援対象
SMR-160（改良型軽水炉） *DC の申請前審査中	Holtec Government Services 社（米国）	● DOE ARDP[将来実証リスク低減]（2020 年）注4
溶融塩実験炉 MCRE（溶融塩炉） *MCFR は DC の申請前審査を計画中	Southern Company Services 社（米国）	● DOE は Southern Company Service 社に、TerraPower 社の溶融塩化物高速炉（MCFR）設計の開発のための 4000 万ドルの DOE GAIN 助成金を授与（2016 年）注2 ● DOE ARDP [将来実証リスク低減]（2020 年）注4
ARC-100（ナトリウム高速炉）	Advanced Reactor Concepts 社（米国）	● DOE ARDP[ARC20]（2020 年）注5
FMR（高温ガス冷却式高速炉）	General Atomics（米国）	● DOE ARDP[ARC20]（2020 年）注5
MIGHTR（高温ガス炉）	マサチューセッツ工科大学（米国）	● DOE ARDP[ARC20]（2020 年）注5

注1 2014 年～2018 年に渡って支給

注2 複数年にわたって支給

注3「先進的原子炉の実証」ルートの初回投資額。7 年間のプロジェクト期間で X-Energy 社と TerraPower 社に合計約 32 億ドルを投資予定

注4「将来的な実証に向けたリスクの削減」ルートにおける 7 年間の支援総額

注5「ARC-20」枠における 3 年間の支援総額

1.1.1.5. 【核融合炉の開発支援】

DOE は 2019 年、民間企業の核融合エネルギー分野でのイノベーション促進を目的とした核融合エネルギーのイノベーションネットワーク（INFUSE）を 2019 年に立ち上げた[26]（INFUSE プログラムの詳細について、4.1.2 を参照）。INFUSE では、民間部門で費用対効果が高く革新的な核融合エネルギー技術を開発するための基礎研究を加速することを目的としている。

また、核融合エネルギー科学（FES）プログラムでは、核融合の基礎研究に対する資金援助をテーマ別に行っており、直近では以下の支援を発表している。[27]

・ 2022 年 1 月、DOE は全国のプラズマ研究施設での最先端のプラズマ科学実験を支援するために最大 600 万ドルを提供する計画を発表した。申請資格は米国内の研究者のみであり、

[26] INFUSE HP, https://infuse.ornl.gov/

ANS (2021/7/7) Basic fusion research accelerates with infusion of DOE funds, https://www.ans.org/news/article-3048/basic-fusion-research-accelerates-with-infusion-of-doe-funds/

[27] DOE HP, Fusion Energy Sciences, https://www.energy.gov/science/fes/fusion-energy-sciences

1~2 年の期間のプロジェクトの場合、2022 年の会計年度に最大 600 万ドルの資金が提供される。

- 2021 年 12 月、DOE の科学局（SC）と国家核安全保障局（NNSA）は、高エネルギー密度実験室プラズマ（HEDLP）に関連する作業をサポートするために最大 650 万ドルを提供する計画を発表した。
- 2021 年 9 月、DOE は 5 つの国立研究所における 9 つの最先端プラズマ科学プロジェクトに対する 760 万ドルの支援を発表した。
- 2021 年 7 月、DOE の SC と NNSA は、HEDLP の 21 の研究プロジェクトに対して 935 万ドルの支援を発表した。

1.1.2. 各炉型開発内容

本項では、米国で開発が進んでいる主な革新炉（Gen III+炉、SMR・新型炉、核融合炉）の開発動向についてまとめる。

1.1.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

米国では、既存の原子力発電所は、総発電量の約 20%を占める重要な低炭素電源であるが、特に電力自由化が進んだ州では、収益性の悪化により、早期廃止に至るケースも出ている。また、新規建設においては、建設コストが大きいことや、建設に時間がかかるといった経済的なリスクが課題となっている。現在、大型炉に対する政府の支援プログラムは、既存の原子炉の寿命延長や経済性の向上に焦点を当てており、第 3 世代以降の原子炉設計の開発は、民間のメーカーが独自で進めている。

開発炉型

(1) AP1000(Advanced Passive 1000)

①技術的特徴

設計概要[28]

Westinghouse が開発した 2 ループ構成の PWR である。NRC から設計証明（DC）を受領した初の第 3 世代炉＋であり、パッシブ安全性を全面的に取り入れた設計である。パッシブ安全性とは、事故時に、外部からの力を加えることなく原子炉を安全な状態に持っていくことができる特性であり、従来の PWR 型原子力発電所が備える制御棒の停電に伴う自然挿入等を強化している。例えば、外部からの電力で動くポンプを出来るだけ使わずに、上屋にあらかじめ溜めておいた水を重力で流下させるなど、単純な物理作用を利用することで実現される。また、設計の簡素

[28] IAEA (2011) Status report 81 - Advanced Passive PWR (AP 1000), https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf

化により、既設の PWR（1000MW 級）と比較して機器数も以下の通り削減されている [29]。

- 安全関連弁：50%減
- ポンプ：35%減
- 配管：80%減
- 耐震建屋容積：45%減
- ケーブル：85%減

表 1.1.2-1　AP1000 設計の概要 [30]

□仕 様

炉 型 ： PWR

減速材／冷却材：軽水

原子炉圧力 ： 15.5MPa

原子炉温度 ： 324 ℃

熱出力： 3400MWt

電気出力： 1110MWe

出力密度：110 MW/m^3

設計寿命：60 年

燃 料 ： UO2

再処理：なし

燃料濃縮度 ：3.8%

運転サイクル ： 18 ヶ月

□開発段階：DC 取得済み

□特 徴：パッシブ安全性の採用

システム基本構成

AP1000 の基本構成は既設炉の基本構成を維持しているが、安全性と保守性を改善するための革新的な機能を備えている。AP1000 は 2 ループ構成であり、それぞれのループに単一のホットレグと 2 つのコールドレグ、蒸気発生器、及び蒸気発生器に直接設置された一次冷却材ポンプが取り付けられており、蒸気発生器と一次冷却材ポンプの間の配管が削減されている。また、一次系ループの指示構造物が簡素化されており、供用中検査を削減するとともに、保守時のアクセス性も改善している。

[29] Nuclear Institute HP, The AP1000 Nuclear Power Plant Global Experience and UK Prospects, https://web.archive.org/web/20110722031413/http://www.nuclearinst.com/uploads/Branch%20Presentations/The%20AP1000%20-%20A%20Bull%20-%2016th%20Nov%2010.pdf

[30] Wikipedia HP, AP1000, https://en.wikipedia.org/wiki/AP1000

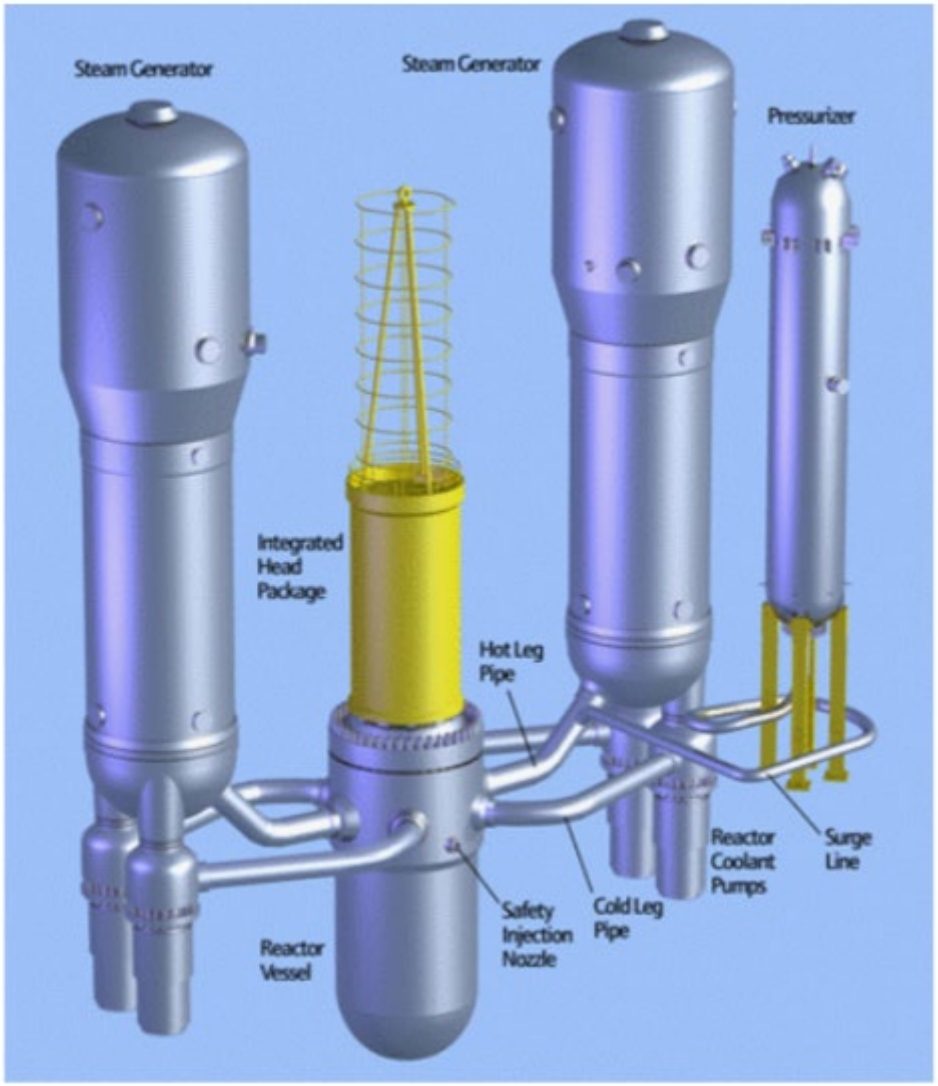


図 1.1.2-1　AP1000 の一次系 [31]

②経済性

AP1000 の Vogtle-3/4 の建設コスト（2 基分）に関して、2022 年 2 月時点での値は 104 億ドルとされている [32]。

③開発主体の概要

AP1000 は米国の Westinghouse により開発されている。Westinghouse は元々AP600（出力：600 MWe）を開発しており、AP1000 は AP600 を発展的改良させたもので、設置面積がほとんど同等にもかかわらず、より高出力なモデルとなった。

[31] IAEA (2011) Status report 81 - Advanced Passive PWR (AP 1000), https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf

[32] Reuters HP, Southern delays startup of new Georgia nuclear reactors, boosts costs, https://www.reuters.com/business/energy/southern-delays-startup-new-georgia-nuclear-reactors-boosts-costs-2022-02-17/

④導入先及び用途

米国では Vogtle-3/4 において 2 基の AP1000 が建設されている。

中国では、三門原子力発電所で 2 基、海陽原子力発電所で 2 基、合計 4 基の AP1000 が運転を開始している。なお、海陽原子力発電所では、地域暖房用の熱供給も行っている [33]。さらに中国では 8 基の AP1000 の建設も予定されている。

ウクライナでは、ウクライナの原子力発電公社であるエネルゴアトム社が 2021 年 8 月 31 日に国内で複数の原子力発電所で「AP1000」を建設していくため、Westinghouse と独占契約を締結したと発表した。エネルゴアトム社は具体的に、建設進捗率 28%で工事が停止しているフメルニツキ原子力発電所 4 号機（VVER）に AP1000 を採用するなどして、その完成計画に WH 社の参加を促す方針であり、さらに、その他の原子力発電所でさらに 4 基の AP1000 を建設するとしており、これらの総工費は約 300 億ドルになるとの見通しを示した [34]。

ポーランドでは、2022 年 1 月 21 日にポーランドの原子力発電プログラムで建設が予定されている原子炉に AP1000 が採用されることを前提に、Westinghouse と同国の関係企業 10 社とが戦略的連携関係を結ぶことで合意したと発表された [35]。

⑤政府支援の内容

米国では、原子力発電所の新規発注を得ることを目的とした新型炉の初号機建設支援プログラム（FOAKE）において ABWR と AP600（AP1000 の前身）が選定された。予算規模は、DOE が 1 億ドル(115 億円)、産業界が 1.75 億ドル(200 億円)を出資している [36]。Nuclear Power 2000 において、AP1000 の DC 取得支援として、DOE は 2.2 億ドル(253 億円)を拠出している [37]。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

[33] CRI HP, 原子力による暖房供給で山東省海陽市が全国初の「ゼロカーボン」暖房供給都市に, http://japanese.cri.cn/20211111/689ac98a-e974-60d1-fee2-45fea8f27d53.html

[34] JAIF HP, ウクライナ、複数の AP1000 建設に向け WH 社と独占契約, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9668.html

[35] JAIF HP, 米 WH 社、ポーランドでの AP1000 建設に向け同国の 10 企業と戦略的連携合意 https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/11498.html

[36] President's Committee of Advisors on Science and Technology Panel on Energy Research and Development (November 1997), Report to the President on Federal Energy Research and Development for the Challenges of the Twenty—First Century, https://obamawhitehouse.archives.gov/sites/default/files/microsites/ostp/pcast-nov2007.pdf

[37] DOE (February 21, 2007), Nuclear Power 2010, https://www.energy.gov/sites/prod/files/NEAC0207-program-status.pdf

Westinghouse は 2002 年 3 月に AP1000 の設計証明（DC）申請を提出し、NRC の審査が開始された。NRC は審査結果をまとめた最終安全評価書（FSER）を NUREG-1793 として 2004 年 9 月に発行した。その後、Westinghouse より設計変更の申し出があり、再度、NRC が追加的な審査を行い、最終的に 2006 年 1 月に AP1000 の DC が発効された。

AP1000 の DC 規則で参照されている設計管理図書（DCD）は Rev.15 である。Westinghouse は、2007 年の規則改定により DC 規則の見直しが可能となったことを受け、2007 年 5 月に DCD Rev.16 を提出すると共に、DC の改定を要請した。これは、従来 COL 申請者が対処することとされていた COL 情報アイテムの内容を DCD に直接盛り込もうとするものであり、これが認められれば、COL 申請者が申請書で言及すべき内容を減らすことができる。DC 改定審査の中で、2009 年 6 月に制定された 10CFR50.150「新設炉に対する航空機衝突影響評価」への対応が問題となった。AP1000 では、従来、格納容器遮蔽壁に鉄筋コンクリートを採用していたが、航空機衝突に対応するため鋼板・コンクリート複合モジュールと鉄筋コンクリート・モジュールを組み合わせた方式に変更とした。しかし、2009 年 10 月に NRC から設計修正が必要と指摘され、以降、集中的な協議が行われた。NRC スタッフは、Westinghouse が提出した DCD 改訂版（Rev.16～18）に対する審査を進め、DCD Rev.18 に対する FSER を章別で 2010 年 4～12 月に公表した。その後、NRC は 10CFR Part 52 附則 D の改訂案を 2011 年 2 月 24 日付の官報でコメントを求めて公表した。しかし、その後も遮蔽壁設計等に関わる問題が議論され、Westinghouse は NRC の指摘に対処した DCD Rev.19 を、2011 年 6 月 13 日付で提出した。Rev.19 では設計自体に変更はなく、根拠とする解析内容の修正や表記上の修正が行われた。

NRC スタッフは、最終的な FSER を 2011 年 8 月に Westinghouse に送付した。その後、NRC は、2011 年 9 月付で FSER を NUREG-1793, Vol.1～3, Suppl.2 として公表した。附則 D 改定案に対しては 13,500 件を超えるコメントが寄せられたが、NRC スタッフはそれらを踏まえた附則 D の改定版を 2011 年 12 月 30 日付で発効した。

安全機能の特徴

AP1000 はパッシブ安全系を全面的に採用したプラントである。AP1000 のパッシブ安全機能は以下の通りである。

- パッシブ炉心冷却系(PXS)
- パッシブ格納容器冷却系(PCS)
- 中央制御室非常用居住性確保系(VES)
- 格納容器隔離機能(CNS)
- パッシブクラス 1E 電源系(IDS)
- パッシブ格納容器サンプ水 PH 制御系
- プラント構築物によるクラス 1E 計装制御区域のパッシブ冷却

【非常用炉心冷却系（ECCS)】

パッシブ炉心冷却系(PXS)が一次冷却系（RCS）の徐熱、注水、及びホウ酸水注入を行う。このため PXS が過渡事象、RCS 漏えい及び破断からプラントを防護する。PXS が残留熱除去、安全

注水、及び減圧の機能を担う。

【安全注水及び減圧】

PXS は 3 つのパッシブ水源を用いることで安全注水により炉心冷却を維持する。それら 3 つのパッシブ水源は、①炉心給水タンク（CMT）、②蓄圧器、③格納容器内燃料取替用水タンク（IRWST）である。これらの注水源は圧力容器の 2 つのノズルに直接接続しており、原子炉冷却水配管が破断した場合も注水が失敗することはない。

長期冷却用の冷却水は、格納容器内の一次冷却材（RCS）ループ上に位置する IRWST から重力にて供給される。通常 IRWST は爆破弁にて RCS と隔離されている。IRWST は大気圧であり、注水時には RCS を減圧する必要がある。

RCS の減圧は、12 psig (0.18 MPa)まで減圧されるように自動的に制御される。PXS は 4 段階の自動減圧系（ADS）を用いて、相対的に低速で RCS の減圧を行う。

【パッシブ余熱除去】

PXS には 100%容量のパッシブ余熱除去熱交換器（PRHR HX）があり、RCS ループの 1 つに接続している。PRHR HX は原子炉停止 15 分後時点の余熱に一致するように設計されている。主給水の喪失が発生した場合、PRHR HX の熱除去率及び蒸気発生器の 2 次側インベントリにより RCS 冷却材をサブクール状態（通常の沸点よりも低い温度）に維持し、加圧器圧力及び水位を容認可能なレベルに維持する。

PRHR HX のヒートシンクは IRWST である。IRWST の容量は、沸騰が始まるまでの 1 時間以上にわたり余熱を除去するために十分である。沸騰が開始したら、蒸気は IRWST から格納容器内にベントされる。この蒸気は格納容器の内張り鉄板で凝縮され、重力にて IRWST に戻る。

【シビアアクシデント対策：炉内冷却(IVR)】

圧力容器の外面を冷却することによる溶融炉心デブリの炉内冷却(IVR)は AP1000 に内在的に備わったシビアアクシデント管理機能である。想定シビアアクシデントが発生した場合において、IRWSR 水により原子炉キャビティを冠水し、圧力容器外側を水没させるという戦略は、AP1000 の PRA において圧力容器の破損を防ぐと証明されている。圧力容器内でデブリを保持することで、炉外シビアアクシデント現象（炉外蒸気爆発、溶融炉心-コンクリート相互作用）の発生を防止し、格納容器の健全性が維持される。

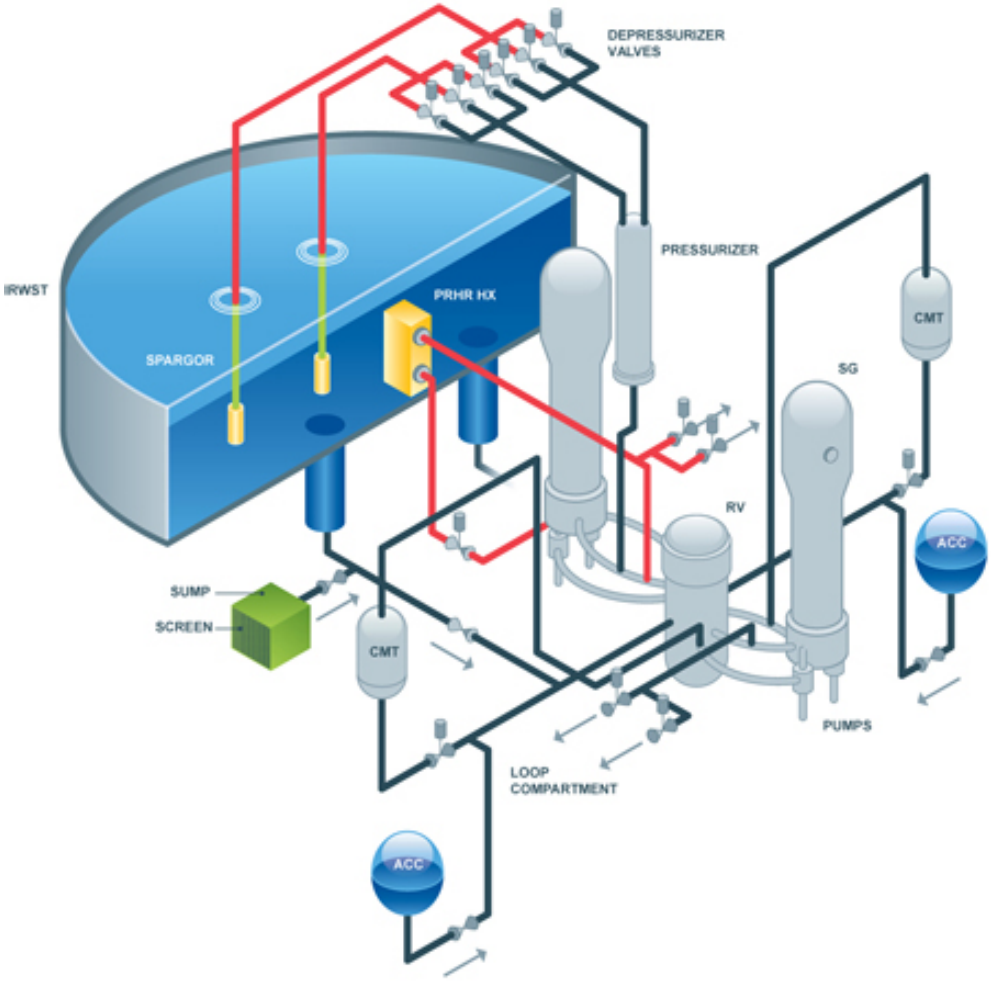


図 1.1.2-2　AP1000 の安全系 [38]

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

DC 申請において PRA を実施している。炉心損傷頻度（CDF）は 2.41E-07／炉年、大規模放出頻度（LRF）は 1.95E-08／炉年であり既設 PWR よりもそれぞれ 2 桁低減している。リスク低減の最大の寄与因子は、出力時及び停止時リスクの双方の低減に寄与している信頼性が高く多重化されているパッシブ安全系である。これらのパッシブ安全系は、既設プラントと比べて、人的活動やサポート系（個別機器の操作に必要な電源、計装制御系、等）への依存度が極めて少ない。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

AP1000 の深層防護に関する情報は見つからなかった。

[38] Westinghouse HP, P1000 Nuclear Power Plant - Passive Safety Systems, https://www.westinghousenuclear.com/new-plants/ap1000-pwr/safety/passive-safety-systems

- 外部事象への対処

前述の通り、AP1000 では、従来、格納容器遮蔽壁に鉄筋コンクリートを採用していたが、航空機衝突に対応するため鋼板・コンクリート複合モジュールと鉄筋コンクリート・モジュールを組み合わせた方式に変更とした。また、AP1000 の PRA では、地震、強風／竜巻、外部洪水、交通網または近隣施設での事故、外部火災に対する評価が実施されており、いずれのハザードについても問題ないことが確認されている。

- 等級別アプローチ

AP1000 の等級別アプローチに関する情報は見つからなかった。

- EPZ の設定方法

AP1000 の EPZ の設定方法に関する固有の情報は見つからなかった。

- ソースターム

AP1000 のソースタームに関する固有の情報は見つからなかった。

(2) ABWR(Advanced Boiling Water Reactor)

①技術的特徴

設計概要[39]

ABWR は、日本国内外の原子力発電所の建設や運転、保守の経験を踏まえ、国内外の BWR メーカー、国内 BWR 採用の電力会社、国(通産省(当時))で開発実証された技術を集大成し、昭和 50 年代初めより十数年の歳月をかけて開発してきたものである。ABWR は従来型 BWR に比べ、主に以下の点で改良が図られている。

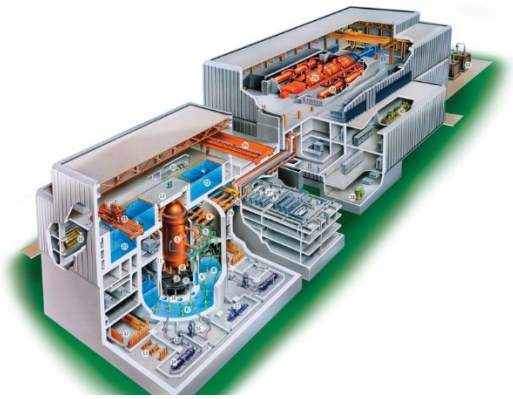
・ 安全性・信頼性の向上
・ 作業者の受ける放射線量の低減
・ 放射性廃棄物の低減
・ 運転性・操作性の向上
・ 経済性の向上

なお、米国では、GE が 1987 年に ABWR の DC 申請を行い、NRC は 1997 年に ABWR の DC を承認した。その後、米国 GE 日立と東芝が ABWR の DC 更新申請を行い（東芝による DC 更新申請は審査途中で撤回)、GE 日立の DC 更新申請は 2021 年 3 月に承認されている。

表 1.1.2-2 ABWR 設計の概要[40]

[39] IAEA (2011) Status report 97 - Advanced Boiling Water Reactor (ABWR), https://aris.iaea.org/PDF/ABWR.pdf

[40] GE HP, ABWR Nuclear Power Plant, https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/abwr

	**□仕 様** 炉 型 ： BWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 7.0MPa 原子炉温度 ： 288 ℃ 熱出力： 3926MWt 電気出力： 1350MWe 出力密度：49.2 MW/m^3 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：4% 運転サイクル ： 12～24 ヶ月 **□開発段階**：DC 取得済み **□特 徴**：既設 BWR の改良設計

ABWR の特徴[41]

【インターナルポンプ】

原子炉冷却材再循環系に、インターナルポンプ（原子炉内蔵型再循環ポンプ）を採用している。これにより、原子炉圧力容器下部につながる大口径配管が無くなり、万一の冷却材喪失事故時でも炉心が露出せずプラントの安全性が向上しているほか、保守時の作業者の受ける放射線量を低減している。

インターナルポンプは、従来型の BWR では原子炉圧力容器の外部に設けられていた原子炉冷却材再循環ポンプを原子炉圧力容器内蔵型としたものである。インターナルポンプの回転数を静止型可変周波数電源装置で制御することにより、炉心流量及び炉心内ボイド率を変え、制御棒操作と相まって原子炉出力を制御する。

以下に、インターナルポンプのメリットをまとめる。

- 信頼性・安全性の向上
  - ➢ 軸シール部の無い水中モータを採用(原子炉冷却材漏えいの可能性低減)
  - ➢ 原子炉冷却材再循環系配管を削除(万一の事故時でも炉心が露出しない)

- 放射線量の低減
  - ➢ 再循環系配管削除により供用期間中検査(ISI)作業が軽減、作業者の受ける放射線量が低減

- 耐震性の向上

[41] 電源開発 HP. 改良型沸騰水型軽水炉（ABWR), https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/reactor.html

➢ 原子炉圧力容器位置を下げることにより原子炉建屋を低重心化

・ 経済性の向上

➢ 再循環系配管削除により原子炉格納容器、原子炉建屋容積を削減

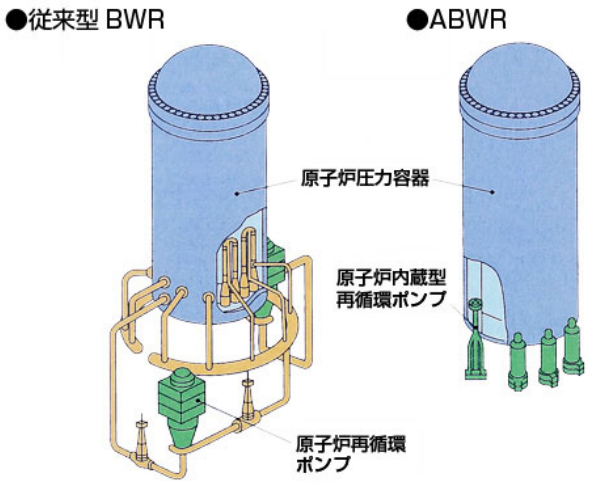


図 1.1.2-3 従来型 BWR と ABWR の再循環系統の比較 [42]

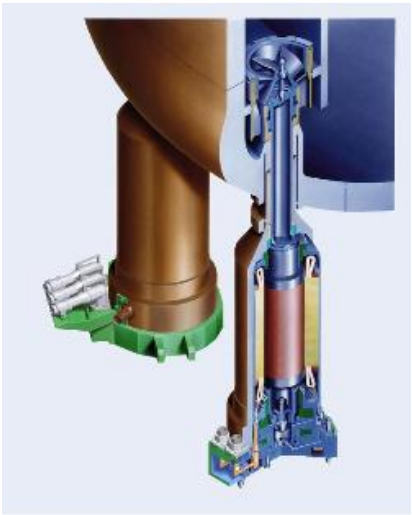


図 1.1.2-4 ABWR のインターナルポンプ [43]

【改良型制御棒駆動機構】

[42] 電源開発 HP. 改良型沸騰水型軽水炉（ABWR), https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/reactor.html

[43] 日立 GE HP, インターナルポンプの構造, https://www.hitachi-hgne.co.jp/about_nuclearpower/s_power/abwr/01_06.html

制御棒駆動機構に、従来の水圧駆動に加え、微小駆動可能な電動駆動方式を備えた改良型制御棒駆動機構を採用している。駆動機構の多様化により安全性を向上させている。

改良型制御棒駆動機構は、通常の起動・停止等の制御棒駆動を電動で行い、緊急挿入(スクラム)は従来型と同様、水圧により行う方式である。駆動源の多様化により安全性が向上し、通常操作時の微小駆動により運転信頼性が向上している。また、制御棒の多数同時操作が可能となり、プラント起動時間が短縮できる。

以下に、改良型制御棒駆動機構のメリットをまとめる。

・ 信頼性の向上
- 制御棒駆動源の多様化
- 制御棒と駆動機構の分離検出機構(磁気作動による位置検出)の採用
- バイオネットカップリングの採用(制御棒と駆動機構の結合を強化)
- マグネットカップリングの採用(原子炉冷却材圧力バウンダリを駆動軸が貫通しない構造)

・ 簡素化・最適化を図った水圧系統
- 一つの水圧制御ユニットで 2 本の制御棒を同時スクラム
- スクラム水排出系を削除

・ 放射線量の低減及び定期点検期間の短縮
- 分割型ハウジング(スプールピース)の採用により点検が容易

・ 電動(モータ)による微小駆動
- 反応度補償が容易
- 多数本同時操作により起動時間が短縮

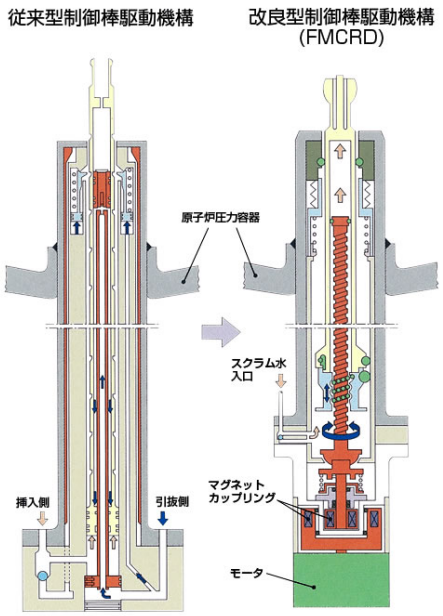


図 1.1.2-5　従来型 BWR と ABWR の制御棒駆動機構の比較 [44]

【鉄筋コンクリート製原子炉格納容器】

原子炉格納容器は、従来の鋼製に替え原子炉建屋と一体構造の鉄筋コンクリート製(鋼製ライナー内張)としている。これにより、インターナルポンプの採用と合わせ、原子炉建屋の重心が低くなり、耐震性を向上させている

従来の BWR では、鋼製の原子炉格納容器(PCV)を採用していたが、ABWR では、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)を採用している。RCCV は、原子炉建屋と一体化した鉄筋コンクリート構造により耐圧機能、遮へい機能、耐震機能を受け持ち、コンクリートに内張りされた鋼製ライナーが漏えい防止機能を持っている。RCCV の採用により、原子炉建屋の重心が低くなり耐震性が向上したほか、建屋容積が削減できる。

[44] 電源開発 HP, 改良型制御棒駆動機構, https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/rod.html

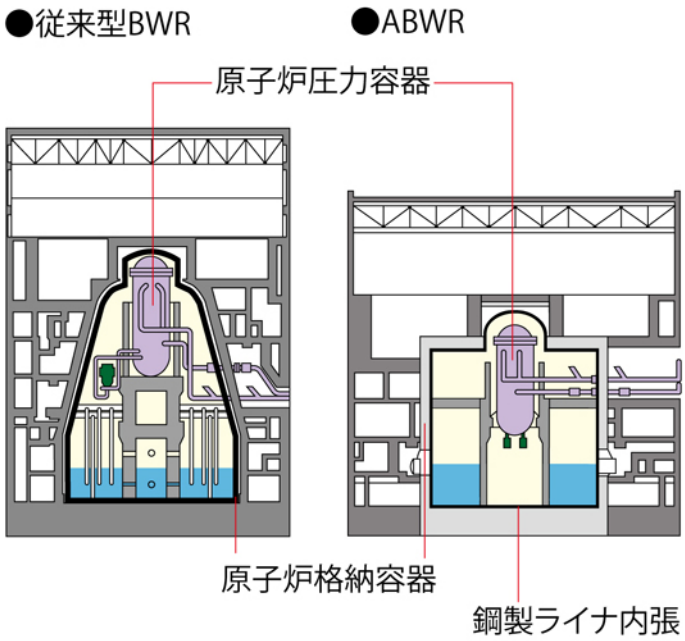


図 1.1.2-6　従来型 BWR と ABWR の原子炉格納容器の比較 [45]

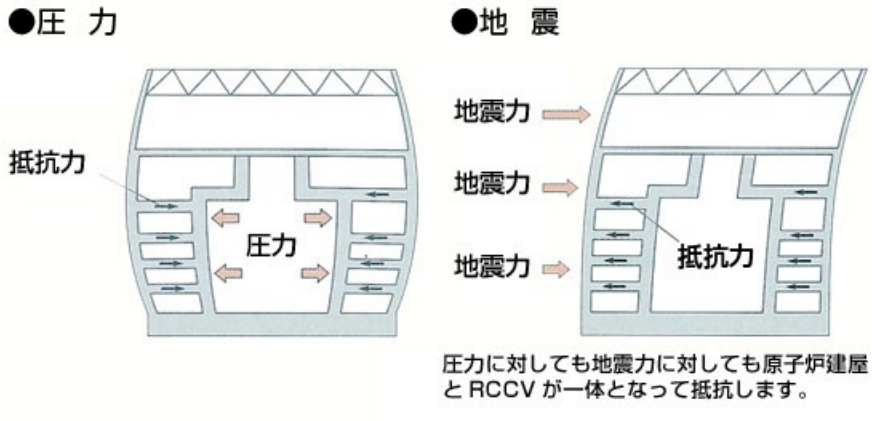


図 1.1.2-7　コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)の耐圧性と耐震性 [46]

【過酷事故対策】

米国版の ABWR では、下部ドライウェルへのパッシブ・フラダー、およびコリウム・シールドを設置し、溶融炉心対策が取られている。また、航空機テロ対策として、代替給水（AFI）系統が追加されている。航空機テロによって、敷地内が炎上した場合には、全建屋から 90m 以上離れたところにある 3 時間耐火壁で囲われた AFI ポンプ室から、原子炉に高圧注水を行いつつ、逃し弁で原子炉を減圧する。原子炉圧力と水位、サプレッション・プール圧力と水位を専用計器で監視

[45] 電源開発 HP. 改良型沸騰水型軽水炉（ABWR), https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/reactor.html

[46] 電源開発 HP, 原子炉建屋一体型原子炉格納容器, https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/vessel.html

し、MOV で流量調整を行う。事象発生後、30 分以内に注水が開始される。

②経済性

ABWR の建設費用は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で約 4,180 億円、7 号機で約 3,620 億円である [47]。

③開発主体の概要

ABWR は、日本国内外の原子力発電所の建設や運転、保守の経験を踏まえ、国内外の BWR メーカー、国内 BWR 採用の電力会社、国(通産省(当時))で開発実証された技術を集大成し、昭和 50 年代初めより十数年の歳月をかけて開発してきたものである。開発主体となったメーカーは GE、東芝及び日立製作所である。現在は、GE と日立製作所の原子力部門の統合により設立された日立 GE ニュークリア・エナジーと GE Hitachi Nuclear Energy、及び東芝が ABWR を提供している。米国では、GE が 1987 年に ABWR の DC 申請を行い、NRC は 1997 年に ABWR の DC を承認した。その後、米国 GE 日立と東芝が ABWR の DC 更新申請を行い（東芝による DC 更新申請は審査途中で撤回)、GE 日立の DC 更新申請は 2021 年 3 月に承認されている。

④導入先及び用途

日本では、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号機、浜岡原子力発電所 5 号機、志賀原子力発電所 2 号機において運転されている。また島根原子力 3 号機、大間原子力発電所 1 号機、東通原子力発電所 1 号機で建設されている。

台湾では龍門発電所 1・2 号機で建設が行われていたが、現在は中断されている。

米国では South Texas Project の 3・4 号機で建設が計画されていたが、計画は撤回された。

英国では Wylfa において建設が計画されていたが、計画は撤回された。

⑤政府支援の内容

米国では、原子力発電所の新規発注を得ることを目的とした新型炉の初号機建設支援プログラム（FOAKE）において ABWR と AP600 が選定された。予算規模は、DOE が 1 億ドル(115 億円)、産業界が 1.75 億ドル(200 億円)を出資している。ABWR の FOAKE プログラムは、1996 年 9 月に完了し、台湾での ABWR 受注に成功している [48]。

日本では、ABWR の開発費約 700 億円のうち国が 27%（約 190 億円）を負担し、残りは電力

---

[47] 新潟県 HP, 柏崎刈羽原子力発電所の設備概要, https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/kk-plant.html

[48] President's Committee of Advisors on Science and Technology Panel on Energy Research and Development (November 1997), Report to the President on Federal Energy Research and Development for the Challenges of the Twenty—First Century, https://obamawhitehouse.archives.gov/sites/default/files/microsites/ostp/pcast-nov2007.pdf

とメーカーが折半している[49]。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

米国では、GE が 1987 年に ABWR の DC 申請を行い、NRC は 1997 年に ABWR の DC を承認した。その後、米国 GE 日立と東芝が ABWR の DC 更新申請を行い（東芝による DC 更新申請は審査途中で撤回)、GE 日立の DC 更新申請は 2021 年 3 月に承認されている。

なお、米国において ABWR の建設を計画していた STPNOC 社は、ABWR 2 基（South Texas Project-3/4）の建設・運転を求める COL 申請書を 2007 年 10 月に提出した。本申請書では、ABWR の DCD Rev.4 が参照された。その後、2009 年 6 月に制定された 10CFR 50.150「新設炉に対する航空機衝突影響評価」に対応すべく、STPNOC は 2009 年 6 月 30 日付で ABWR の DCD Rev.5 を NRC に提出し、Part 52 附則 A の改定を申請した。STPNOC は、審査状況を踏まえて申請書の Rev.1～3 を 2010 年 8～9 月に提出し、NRC はこれらを踏まえた FSER を 10 月 14 日付で公表した。そして、10 CFR Part 52 附則 A の改定案を 2011 年 1 月 20 日付の官報でコメントを求めて公表し、同年 12 月 16 日付で最終規則を公表した。改定規則では、STPNOC による変更部分はオプションと位置付けられており、GE によるオリジナルの認証設計のみ参照し、航空機衝突影響は別の方法で対処してもよいとの位置付けになっている。

安全機能の特徴

ABWR は、前述の通り、インターナルポンプ、改良型制御棒駆動機構、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の導入により、安全性上向上させている。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

DC 申請において PRA を実施している。しかし、炉心損傷頻度(CDF)や大規模放出頻度(LRF)は公開されていない。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

ABWR の深層防護に関する情報は見つからなかった。

- 外部事象への対処

ABWR の PRA では、地震、強風／竜巻に対する評価が実施されており、いずれのハザードについても問題ないことが確認されている。また上述の通り、航空機テロ対策として、代替給水(AFI)系統が追加されている。

[49] 電気事業連合会(2009 年 3 月 17 日), 改良型沸騰水型軽水炉（ＡＢＷＲ） 開発について, http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kenkyuukaihatu/siryo/kenkyuu08/siryo2.pdf

- 等級別アプローチ

ABWR の等級別アプローチに関する情報は見つからなかった。

- EPZ の設定方法

ABWR の EPZ の設定方法に関する固有の情報は見つからなかった。

- ソースターム

ABWR のソースタームに関する固有の情報は見つからなかった。

(3) APWR(Advanced Pressurized Water Reactor)

①技術的特徴

設計概要[50]

APWR は、1982 年から開始された官民共同の第 3 次改良標準化計画の成果を基に、既設 PWR の運転・保守の経験および最新技術を取り込んで集大成し、安全性と信頼性の向上、稼動率の向上、運転性・保守性の向上、被ばく低減、経済性向上などを目標として開発を進めてきた最新鋭の大型加圧水型発電炉である。炉心大容量化、一次冷却材ポンプ、蒸気発生器、タービン等を高性能化・大型化することによって、出力の大型化 1,530MWe を達成している。APWR の設計は以下の特徴を有している。

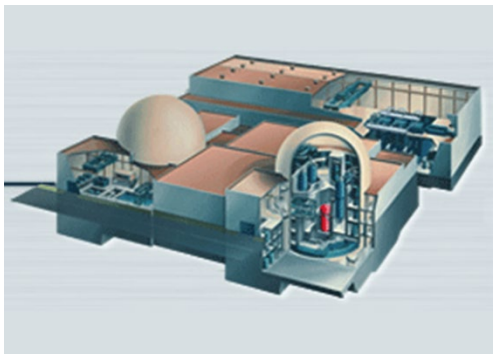
- 鋼製径方向中性子反射体および燃料集合体のジルカロイグリッド等の採用によるウラン資源の節約
- 蒸気発生器の伝熱管材料の変更、振れ止め金具の改良等による蒸気発生器の信頼性向上
- 非常用炉心冷却系の簡素化と多重化の採用による工学的安全設備の機能強化と炉心損傷確率の低減
- コンソール型中央制御盤の採用等計測制御系の改善によるマンマシーン・インターフェースの向上

なお、米国では、三菱重工が 2007 年 12 月に APWR の DC 申請を行ったが、三菱重工は今後米国での APWR の建設の見込みがなくなったことから、2020 年 3 月に DC 申請を撤回した。

表 1.1.2-3　APWR 設計の概要[51]

[50] IAEA (2012) Status report - APWR, https://aris.iaea.org/PDF/APWR.pdf

[51] 三菱重工 HP, 三菱改良型 PWR プラント（APWR）, https://www.mhi.com/jp/products/energy/advanced_pressurized_water_reactor_plant.html

	**□仕 様** 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.4MPa 原子炉温度 ： 325 ℃ 熱出力： 4466MWt 電気出力： 1500MWe 出力密度：103 MW/m^3 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：不明 運転サイクル ：不明 **□開発段階**：DC 申請撤回 **□特 徴**：既設 PWR の改良設計

APWR の特徴[52]

【信頼性の向上】

APWR では、保守性も確保しつつ信頼性を向上させるため炉内構造物、蒸気発生器などの主要構造物を改良した。

炉内構造物については、従来の PWR の炉心周りに採用してきたステンレス板を多数のボルトで組み上げる炉心バッフルに代えて、溶接線が無くボルト結合が少ないステンレス鋼のリングブロックを 8 段積み重ねた中性子反射体を採用した。中性子反射体の採用によって、炉心領域で使用されるボルトの本数が約 2000 本から約 50 本に削減され炉内構造物が簡素化できるとともに、原子炉容器への中性子照射量を約 1/3 に低減でき、原子炉容器の信頼性が一層向上する設計となっている。

蒸気発生器は、炉心の大容量化に対応して伝熱面積を約 5000m2（従来型 4 ループプラント）から約 6500m2 へ増加した大型タイプ（70F-1 型）を採用した。一方で、大容量化に伴う機器外形の増加を極力抑えるための新技術として、伝熱管サイズを従来の 7/8 インチから 3/4 インチに小口径化して胴の外径増加を抑え、また、従来よりも性能の向上を図った湿分分離器を採用して設置段数を低減することにより高さ方向の増加を抑えた設計としている。これらの工夫によって、蒸気発生器の重量は、従来の設計思想のまま大型化する場合に比べて約 10%以上低減することができている。伝熱管の U 字曲げ管部に設置する振れ止め金具については、支持点数を既設最新プラントの 6 点から 9 点に増加し信頼性の向上を図っている。

【安全性の向上】

[52] 三菱重工 (2003), エネルギーの長期安定供給を目指して－原子力発電の昨日・今日・あした－, https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/401/401024.pdf

安全性の向上を達成するための設計として、APWR では非常用炉心冷却系の機械設備を従来の２系列構成（２×100%容量）から４系列構成（４×50%容量）とし、事故時の機器作動に対する信頼性を向上させた。各系列の設備をそれぞれのループ近傍に設置することで、配管物量を削減するとともに配置上の分離・独立性も強化した（下図参照）。

また、従来格納容器外に設置していた燃料取替用水ピットを格納容器内底部に設置し、これを一次冷却材喪失事故（LOCA）時等の非常用炉心冷却系の水源にする設計とした。これにより、事故時に炉心に注入された冷却水が水源であるピットに回収されることとなり、炉心冷却の水源切替えを不要として安全性の向上を図る設計とした。

さらに、非常用炉心冷却系に新技術である高性能蓄圧タンクを採用した。高性能蓄圧タンクは、一次冷却材喪失事故時の初期に炉心冷却に必要な大流量注入と、その後の炉心水位維持に必要な低流量注入を、タンク内の流路構造を工夫することで外部からの動力を用いずに切り替えることができる設備である。これにより、従来低流量注入に用いていた低圧注入ポンプを削除できた（下図参照）。

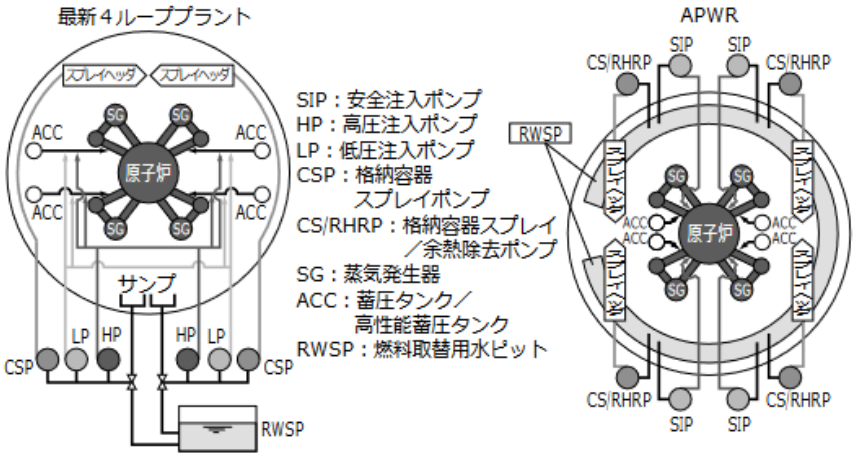


図 1.1.2-8　従来型 PWR と APWR の非常用炉心冷却系の比較 [53]

[53] 三菱重工（2003），エネルギーの長期安定供給を目指して－原子力発電の昨日・今日・あした－，https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/401/401024.pdf

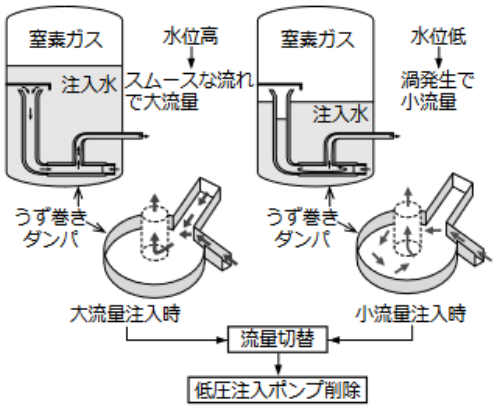


図 1.1.2-9　APWR で採用された高性能蓄圧タンク [54]

【運転操作性の向上】

新型中央制御盤には、フラットディスプレイを用いたコンパクトなコンソールを導入し、コンピュータディスプレイの画面タッチ方式による運転操作方式を取り入れている。さらに、監視情報を操作画面上に集約表示して監視と操作を一体化した設計とし、より容易な運転操作を実現した。また、デジタル制御・原子炉保護装置を採用して自己診断、自動試験装置による保守の容易化を図るとともに、警報の重要度、優先度を即座に判断できる新型警報システムを採用するなどの運転支援機能も充実させた。これにより、通常時、事故時を含めて一人でもプラントを運転することが可能な設計としている。中央制御室には大型表示装置を設置して、プラントの主要系統、主要パラメータ等を表示することとし、当直長を含めたすべての運転員が監視・操作に必要なプラント全体の状態を容易に把握でき、運転操作性の向上に寄与する設計としている（下図参照）。

図 1.1.2-10　APWR で採用された大型表示盤と運転指令コンソール [55]

[54] 三菱重工（2003），エネルギーの長期安定供給を目指して－原子力発電の昨日・今日・あした－，https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/401/401024.pdf

[55] 三菱重工（2003），エネルギーの長期安定供給を目指して－原子力発電の昨日・今日・あした－，https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/401/401024.pdf

【大容量・高性能タービン】

タービンの性能向上はプラントの経済性向上に大きく寄与するため、APWR に採用する蒸気タービンは高効率化を図った設計にするとともに、プラント出力の増加に見合う大容量化、さらには大型回転機械としての信頼性向上のために新技術を採用している。高効率化のためには、完全三次元流れ解析に基づいた高性能翼を採用し効率を向上する設計としている。低圧タービンの最終翼には 54 インチ翼群を採用し、大容量化に伴う蒸気流量増加条件下での出力を最大限に発揮する設計としている。また、低圧タービンの大型化に伴い、従来車室で支持していた軸受けを基礎から直接支持する方式に変更することにより支持剛性を高め、振動に対する信頼性の向上を図っている。

【過酷事故対策】

シビアアクシデント（設計想定を超えた過酷事故）により炉心が損傷を受けた場合でも、原子炉キャビティを冷却水で満たし、溶融状態の燃料を原子炉キャビティ内に保つ。

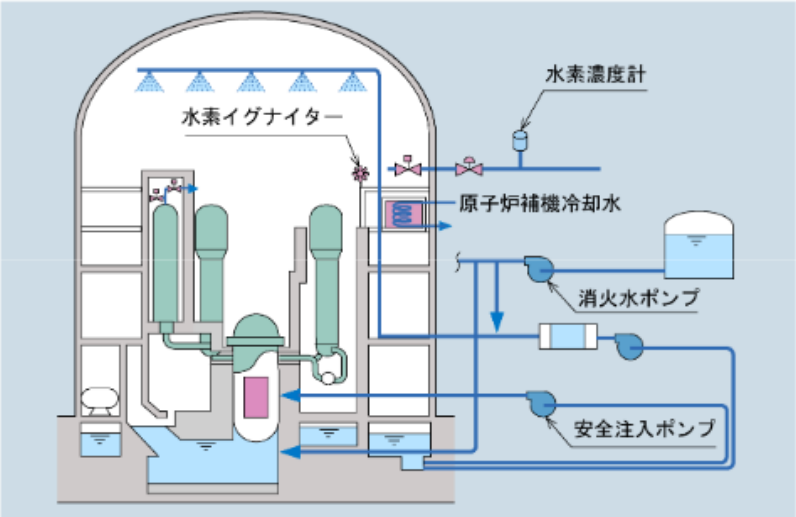


図 1.1.2-11　APWR のシビアアクシデント対策 [56]

②経済性

APWR のコストに関する情報は見つからなかった。

③開発主体の概要

APWR は、1982 年から開始された官民共同の第 3 次改良標準化計画の成果を基に、既設 PWR の運転・保守の経験および最新技術を取り込んで集大成し、安全性と信頼性の向上、稼動率の向上、運転性・保守性の向上、被ばく低減、経済性向上などを目標として開発を進めてきた最新鋭

[56] 三菱重工 (2003), 安全性・信頼性・経済性を追求した欧州向けＡＰＷＲ（ＥＵ-ＡＰＷＲ）, https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/461/461017.pdf

の大型加圧水型発電炉である。開発主体となったメーカーは三菱重工である。

④導入先及び用途

日本では、敦賀発電所 3・4 号機で予定されている。

米国では Comanche Peak の 3・4 号機で建設が計画されていたが、計画は撤回された。

⑤政府支援の内容

APWR の開発支援に関する政府支援の内容は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

前述の通り、米国では、三菱重工が 2007 年 12 月に APWR の DC 申請を行ったが、三菱重工は今後米国での APWR の建設の見込みがなくなったことから、2020 年 3 月に DC 申請を撤回した。

安全機能の特徴

APWR は、前述の通り、非常用炉心冷却系の機械設備を従来の 2 系列構成（2 ×100%容量）から 4 系列構成（4 ×50%容量）へ変更する共に、配置上の分離・独立性を強化した。また、従来格納容器外に設置していた燃料取替用水ピットを格納容器内底部に設置し、これを一次冷却材喪失事故（LOCA）時等の非常用炉心冷却系の水源にする設計とした。これにより、事故時に炉心に注入された冷却水が水源であるピットに回収されることとなり、炉心冷却の水源切替えを不要として安全性の向上を図る設計とした。さらに、非常用炉心冷却系に新技術である高性能蓄圧タンクを採用した。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

DC 申請において PRA を実施している。炉心損傷頻度（CDF）は 1.0E-06／炉年、大規模放出頻度（LRF）は 1.1E-07／炉年と評価されている。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

APWR の深層防護に関する情報は見つからなかった。

- 外部事象への対処

APWR の PRA では、地震に対する評価が実施されており問題ないことが確認されている。

- 等級別アプローチ

APWR の等級別アプローチに関する情報は見つからなかった。

- EPZ の設定方法

APWR の EPZ の設定方法に関する固有の情報は見つからなかった。

- ソースターム

APWR のソースタームに関する固有の情報は見つからなかった。

(4) ESBWR(Economic Simplified Boiling Water Reactor)

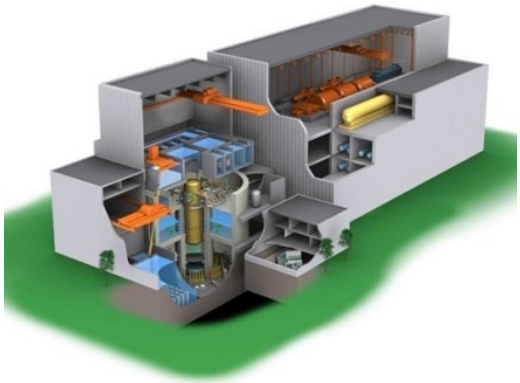
①技術的特徴

設計概要[57]

ESBWR は受動的安全システムを備えた第 3 世代+原子炉である。沸騰水型原子炉の一形式であり、ABWR や SBWR の改良型である。設計は GE 日立ニュークリア・エナジーによって行われた。

ESBWR の受動的安全システムは、従来型の沸騰水型炉で使われているポンプのうちのいくつかを不要とすることで設計のレベルで安全性、保全性、信頼性を向上させ、同時に原子炉コストの削減を図っている。原子炉圧力容器の冷却材である軽水を自然対流を利用して再循環させることで循環維持のために必要なシステムを減じている。原子炉再循環系統が不要となるため、冷却材再循環ポンプやそれに連なる配管、電源供給や熱交換器などの補機、計装設備や制御装置もなくなり、システム全体として単純化される。

表 1.1.2-4 ESBWR 設計の概要[58]

	□仕 様 炉 型 ： BWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 7.17MPa 原子炉温度 ： 288 ℃ 熱出力： 4500MWt 電気出力： 1520MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：不明 運転サイクル ：24

[57] IAEA (2011) Status report 100 - Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR), https://aris.iaea.org/PDF/ESBWR.pdf

[58] IAEA (2011) Status report 100 - Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR), https://aris.iaea.org/PDF/ESBWR.pdf

	□**開発段階**：DC 取得済み □**特　徴**：ABWR の改良設計

ESBWR の特徴[59]

上述の ABWR と比較した場合の ESBWR の特徴は、安全系のフルパッシブ化と自然循環炉の採用である。

【安全系のフルパッシブ化】

安全系のフルパッシブ化により、安全系の起動や操作に AC 電源が不要となり、必要なものは蒸気の上昇、凝縮、及び重力による原子炉注水である。自然循環により炉心が冷却され、ポンプや強制冷却に依存することなく、自然の力で格納容器外に熱を逃がす。ESBWR のパッシブ安全系は以下より構成されている。

- 非常用復水器（ICS）：閉ループの冷却系であり、崩壊熱を大気に逃がす。
- パッシブ格納容器冷却系（PCCS）：格納容器内での配管破断や自動減圧系（ADS、後述）による減圧の際に、格納容器内の熱を外部に逃がす。
- 重力駆動冷却系（GDCS）：冷却材喪失事故時に圧力容器内にパッシブに冷却水を注入する。
- 自動減圧系（ADS）：GDCS による冷却水注入を可能にするために、事故時の圧力容器内の圧力を減圧する。
- BiMAC 溶融炉心冷却：ICS、ADS、GDCS が機能失敗し、炉心溶融が発生した場合に、溶融炉心を保持、冷却する。

[59] GE HP, ESBWR Nuclear Power Plant, https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/esbwr

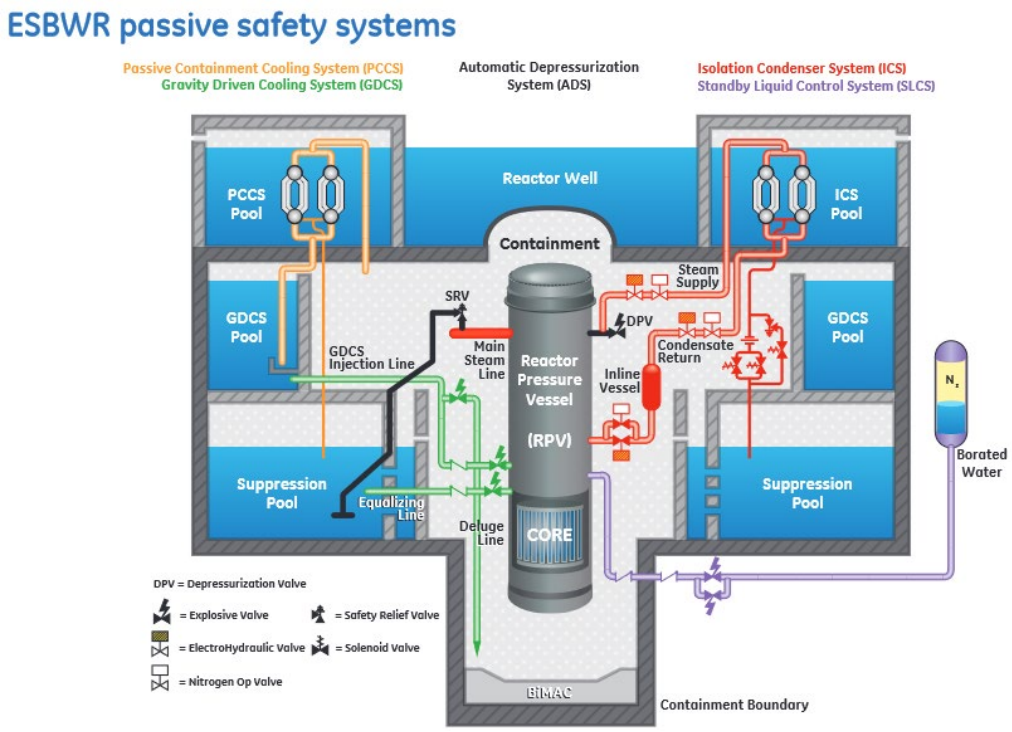


図 1.1.2-12　ESBWR のパッシブ安全系 [60]

【自然循環炉】

ESBWR は原子炉圧力容器の冷却材である軽水を自然対流を利用して再循環させることで循環維持のために必要なシステムを減じている。原子炉再循環系統が不要となるため、冷却材再循環ポンプやそれに連なる配管、電源供給や熱交換器などの補機、計装設備や制御装置もなくなり、システム全体として単純化される。燃料棒の長さは従来の BWR プラントに比べ短くなっている。これは ESBWR が冷却材の循環に自然対流を利用しており、再循環ポンプのような流体を加圧して強制的に循環させる仕組みを持たないためである。圧力容器内の水は、運転中には沸騰して蒸気泡と熱水の二相流になりながら燃料棒の間を流れる。この際、燃料棒が水流の妨げとなり圧力損失をもたらすが、燃料棒を短くすれば損失を低減し、効率よく冷却することができる。

自然循環炉は実証された過去の BWR プラントで技術であり、米国の Humboldt Bay 発電所では 13 年、オランダの Dodewaard 発電所では 30 年の運転経験がある。また現在中の BWR プラントでも定格出力の 50%までは自然循環で運転できることが確認されている。

[60] GE HP, ESBWR passive safety, fact sheet, https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/product-fact-sheets/ESBWR%20Passive%20Safety%20Fact%20Sheet.pdf

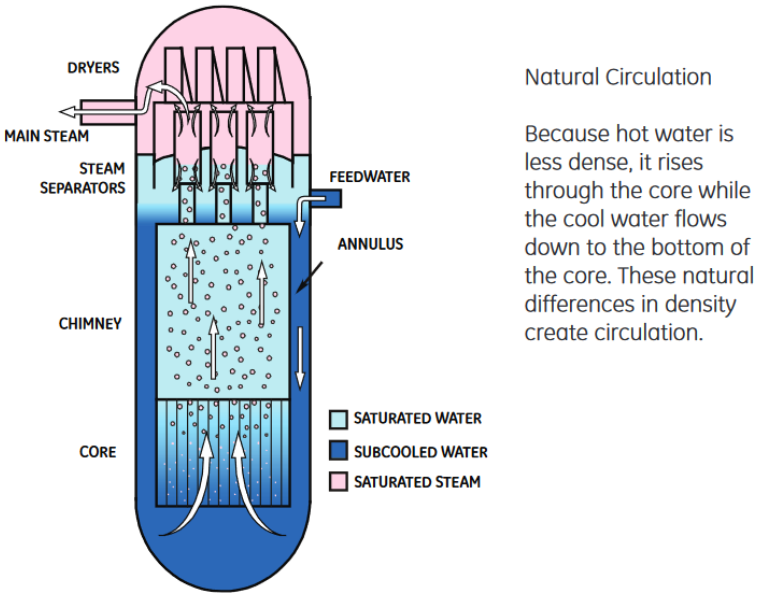


図 1.1.2-13　ESBWR の自然循環の説明 [61]

②経済性

ESBWR のコストに関する情報は見つからなかった。

③開発主体の概要

ESBWR は米国 GE 日立ニュークリア・エナジーにより開発されている。

④導入先及び用途

米国では Fermi の 3 及び North Anna の 3 号機で建設が計画されていたが、計画は撤回された。

⑤政府支援の内容

ESBWR の開発支援に関する政府支援の内容は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

米国 GE 日立ニュークリア・エナジーは 2005 年 8 月に DC 申請を行い、NRC は 2014 年 10 月に DC を発効した。

[61] GE HP, Natural Circulation in ESBWR, fact sheet, https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/product-fact-sheets/ESBWR%20Natural%20Circulation%20Fact%20Sheet.pdf

安全機能の特徴

前述の通り、ESBWR は安全系のフルパッシブ化により、事故発生時の対応において動力や人的介在を不要にしており、安全性を向上させている。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

DC 申請において PRA を実施しているが、炉心損傷頻度（CDF）や大規模放出頻度（LRF）は公表されていない。ESBWR はパッシブ安全系の採用により、安全系のサポート系や人的介在への依存を不要とし、リスクが低減されている。また、レベル 3PRA も実施され、その結果より、所外影響は無視でききる（negligible）と結論している。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

ESBWR の深層防護に関する情報は見つからなかった。

- 外部事象への対処

ESBWR の PRA では、外部洪水、強風、地震に対する評価が実施されており問題ないことが確認されている。

- 等級別アプローチ

ESBWR の等級別アプローチに関する情報は見つからなかった。

- EPZ の設定方法

ESBWR の EPZ の設定方法に関する固有の情報は見つからなかった。

- ソースターム

ESBWR のソースタームに関する固有の情報は見つからなかった。

1.1.2.1.1. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

米国の原子力産業の戦略ビジョンにおいて、NE は、建設・運転コストの削減が期待される小型の製造型原子炉である SMR の開発を支援している。SMR はより単純でコンパクトな設計であるため、電力会社は原子力を導入するための選択肢を増やすことができる。具体的には、大型の原子力発電所が立地できない場所での原子炉開発、小規模な電力市場や送電網、孤立した地域、および水の限られた場所に電力を供給することができるとしている。

また、SMR は、老朽化し廃止する化石エネルギー発電所を置き換えるのに最も適切な規模であり、特に取水口や配電設備などの火力発電所の既存のインフラを活用することができるというメリットが強調されている。実際、いくつかの地域や電力事業者は、SMR による火力発電所のリ

プレースを検討している。（具体例は、1.1.1 (2) b.制度上の支援を参照）

定義上、非軽水炉設計での小型モジュール炉に分類されるものがあるが、ここでは、米国での導入に向けた開発が進んでいる軽水炉 SMR について紹介する。

開発炉型

(1) NuScale

①技術的特徴

設計概要

NuScale Power 社の SMR は、一体型加圧水型原子炉（IPWR）である。基となるコンセプトは、DOE の多目的小型軽水型原子炉（MASLWR）プログラムの下で 2000 年代初頭から考案され、開発とテストが行われてきた。NuScale の設計は既存 PWR 技術に基づいているが、自然循環の活用と単純化した設計が特徴である。

NuScale のモジュール（NuScale Power Module™ 、NPM）1 つあたりの電気出力は 60MWe で、最大 12 モジュールまで拡張できる。設計及び許認可活動での参照プラントは 12 モジュールから構成される。複数モジュールの設置形態でも、他のモジュールに依存せず単一のモジュールを操作可能であり、1 つの制御室から全てのモジュールを操作することが可能である。[62]

NPM の原子炉圧力容器は長さ約 17.8m、直径約 3.0m で、モジュールは、28,000m3 の鋼鉄で裏打ちされた水槽の中で、地下で運転される。

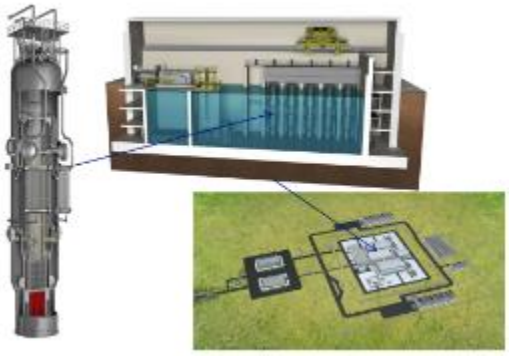
2020 年 11 月、NuScale Power 社は、NPM のモジュールあたりの出力がさらに 25%高い出力で発電でき、モジュールあたりの出力が合計 77 MWe（グロス）となり、12 モジュールプラントの出力が約 924 MWe になるとの分析の結論を発表した。同時に、NuScale は、4 モジュール（約 308 MWe）及び 6 モジュール（約 462 MWe）規模の小型発電所ソリューションのオプションを発表した。[63]

---

[62] NuScale Power, 2020/05/28, Status Report – NuScale SMR, https://aris.iaea.org/PDF/NuScale-NPM200_2020.pdf

[63] NuScale Power, 2020/11/10, NuScale Power Announces an Additional 25 Percent Increase in NuScale Power Module™ Output; Additional Power Plant Solutions, https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2020/NuScale-Power-Announces-an-Additional-25-Percent-Increase-in-NuScale-Power-Module-Output-Additional-Power-Plant-Solutions/default.aspx

表 1.1.2-5　NuScale 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： IPWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 12.8MPa 原子炉温度 ： 321 ℃ 熱出力： 200MWt 電気出力: 60MWe(2020 年 11 月､77MW に引き上げ) 出力密度：46.5 MW/m^3 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：4.95% 運転サイクル ： 24 ヶ月 □**開発段階**：許認可申請中 □**特 徴**：AC または DC 電源、水の追加、またはオペレーターのアクションなしの炉心冷却の無制限の対処時間

システム基本構成

NPM の統合設計では、原子炉圧力容器（RPV）内に核心部、2 つの織り込み式ヘリカルコイル蒸気発生器（SG)、加圧器（PZR）があり、鋼製格納容器（CNV）に収容される。原子炉の炉心は、37 個の半分の高さの典型的な軽水炉燃料と 16 個の制御棒集合体の配列に続いてライザー管があり、そこに 2 個のヘリカルコイル蒸気発生器が巻き付いている。給水はこの管に送られ、そこで沸騰して過熱蒸気を発生させる。

2 次冷却材を蒸気に変換した後、その蒸気のエネルギーをタービン発電機システムで電力に変換する。各モジュールには、専用の従来型蒸気タービン発電機システムが接続されている。タービンから排出された蒸気は, 復水器, 復水研磨器, 給水加熱器などを経て再び蒸気発生器に入る。タービンと復水器は 100%蒸気バイパスできるように設計されており、復水器は水または空気で冷却することができまる（プラントの水使用量を削減するため)。

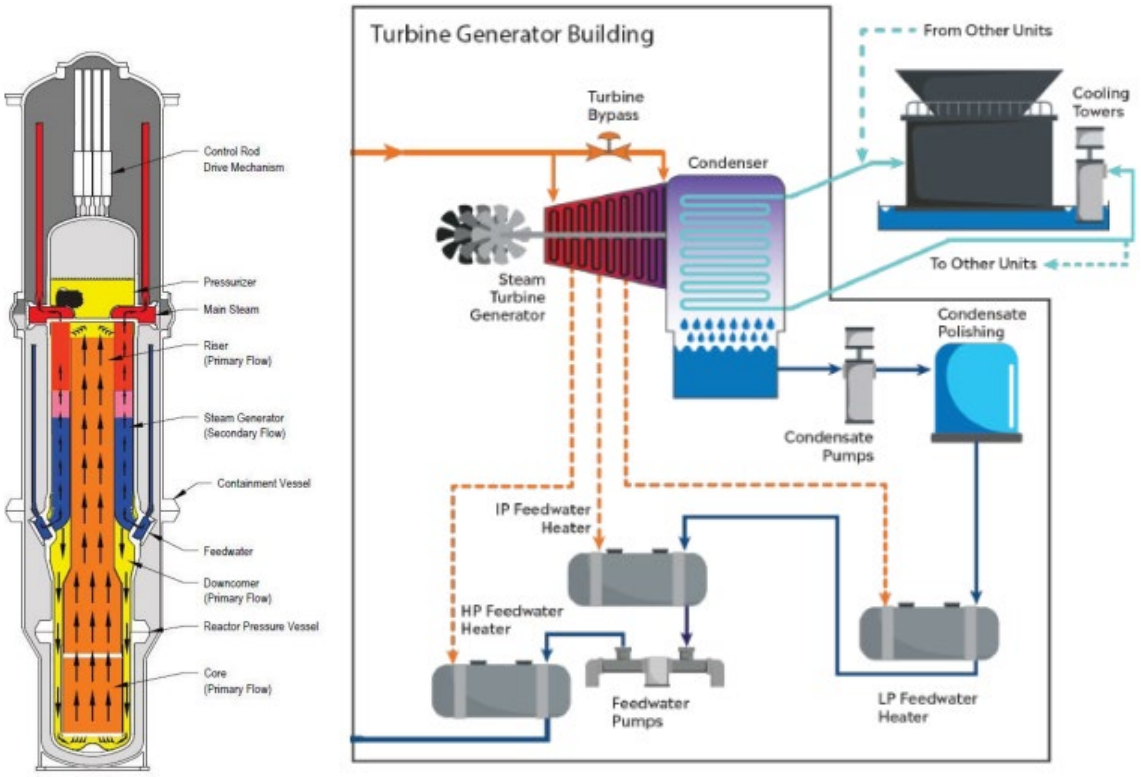


図 1.1.2-14　各モジュールの一次冷却水の流路及びモジュールごとの基本系統 [62]

②経済性

NuScale は、米国における 720We の NOAK プラント（n 番目のプラント）のコストは、約 25 億 USD（3,672 USD/kW）と見積もっている。[64]FOAK プラント（最初のプラント）の建設には、2018 年時点で 42 億 USD の費用がかかると見積もられていた。[65]

発電単価（Levelized　cost estimate, LCOE）に関しては、導入先の財務状況に応じて、$40/MWh～$65/MWh の範囲で決定するとしている。[66]

③開発主体の概要

NuScale Power 社は、NuScale Power Module™の設計を完了させ、商業化する目的で、2007 年に設立された。2011 年、国際的な EPC 及びプラント保守サービス事業者である Flour 社（拠点：米国カリフォルニア州）が主要投資家となった。[67]

---

[64] NuScale, NuScale Power SMR Overview and Update(IFNEC SMR Webinar), 2020/6, https://www.ifnec.org/ifnec/upload/docs/application/pdf/2020-06/slides_deck_-_webinar_4.pdf

[65] Utility Dive, 2018/5/1, NuScale receives first phase design approval for small modular reactor https://www.utilitydive.com/news/nuscale-receives-first-phase-design-approval-for-small-modular-reactor/522488/

[66] NuScale HP, Cost Competitive, https://www.nuscalepower.com/benefits/cost-competitive

[67] Power Engineering , 2020/11/16, Fluor joins with Sargent & Lundy on design for NuScale's nuclear

2021 年 12 月 14 日 NuScale Power 社は、特別買収目的企業（未公開会社の買収を目的として設立される法人＝SPAC）のスプリング・バレー社（Spring Valley Acquisition Corp.）と企業合併契約を締結したと発表した。[68]合併後の新会社は、証券取引所に株式を公開する予定である。

合併により、まったく新しいエネルギー企業となる NuScale Power 社は、社名の末尾が「LLC」から「Corporation」に変わり、上場時の証券コードは「SMR」となる。事前に見積もられた企業価値は約 19 億ドルにのぼり、年間に最大 4 億 1,300 万ドルの売上総利益を生むと予想されている。Flour 社は合併後も新会社の支配権の約 60%を確保し、NuScale Power 社の重要パートナーとして、今後もエンジニアリングサービスやプロジェクト管理、サプライチェーン、経営面のサポートを提供していく。

協力企業

- 2019 年 5 月、NuScale Power 社と Lightbridge Corporation 及び Framatome 者の合弁会社である Enfission LLC は、NuScale SMR における次世代核燃料技術の使用を検討する覚書を発表した。NuScale Power 社と Enfission LLC は、NuScale の自然循環設計に適した Enfission LLC の核燃料棒技術の応用を調査するための研究及び実証プログラムの開発に協力するとしている。[69]
- 2019 年 5 月、NuScale Power 社と Sargent&Lundy 社（米国）は、NuScale プラントの国際的な展開をサポートするための戦略的協力を発表した。Sargent＆Lundy 社は NuScale に現金投資を行い、標準的なプラント設計をサポートする。[70]
- 2019 年 7 月、NuScale Power 社は、DHIC 社（韓国）と SMR の開発展開への支援及び NuScale への現金投資に関する合意を最終化したことを発表した。合意により、DHIC 社は、原子炉圧力容器製造の専門知識を提供して NuScale Power Module™（NPM）を製造するために米国主導の製造チームに加わる。[71]
- 2021 年 4 月、日本のエンジニアリング、調達、建設会社である日揮ホールディングス株式会社（JGC HD）は、NuScale Power 社に 4000 万米ドルを出資することに合意しました。また、NuScale の過半数出資者である Fluor Corporation と NuScale 発電所の展開で提携する

SMR plants, https://www.power-eng.com/nuclear/fluor-joins-with-sargent-lundy-on-design-for-nuscales-nuclear-smr-plants/#gref

[68] NuScale, 2021/12/14, プレスリリース, https://www.businesswire.com/news/home/20211214005565/en/NuScale-Power-the-Industry-Leading-Provider-of-Transformational-Small-Modular-Nuclear-Reactor-Technology-Announces-Plans-to-Go-Public-via-Merger-with-Spring-Valley-Acquisition-Corp.

[69] Business Wire, 2019/5/15, プレスリリース, https://www.powermag.com/press-releases/nuscale-power-and-enfission-sign-mou-to-explore-use-of-next-generation-nuclear-fuel-technology/

[70] NuScale HP, Current Projects – United States, https://www.nuscalepower.com/projects/current-projects/united-states

[71] Business Wire, 2019/7/31, プレスリリース, https://www.businesswire.com/news/home/20190731005092/en/NuScale-Closes-New-Business-Agreements-to-Support-Deployment-of-Revolutionary-Small-Modular-Reactor-and-Provide-Cash-Investment

予定である。[72]

- 2021 年 5 月、北西部ワシントン州で Nuscale SMR を建設した場合の性能を評価するため、同州グラント郡の公営電気事業者「グラント PUD」と協力覚書を交わしたと発表した。[73]
- 2021 年 8 月、NuScale Power 社は、Xcel Energy 社と覚書を締結し、Xcel 社が同社の SMR 発電所の運営を担当する可能性を検討し始めた。[74]
- 2021 年 11 月、カナダの Prodigy Clean Energy 社が開発している「海洋原子力発電所（MPS）」の建設と商業化を支援するため、規制インフラの構築に向けた提案などでカナダの Kinectrics 社（カナダ、電力業界向けライフサイクルマネジメントサービス会社）とともに同社に協力する覚書を 3 社間で締結したと発表した。Prodigy Clean Energy 社は現在、CNSC と MPS に関する協議を始めたところで、許認可手続きの開始に先立ち実施すべき諸活動などを提案中である。[75]
- 2021 年 12 月、NuScale Power 社の SMR 発電所の名称が「VOYGR」に決定したことが発表された。[76]

④導入先及び用途

NuScale プラントは、ベースロード電源に加えて、工業施設の専用電源、水素製造（高温蒸気の電気分解）、海水淡水化、風力発電との統合等様々な用途に対応可能であり、技術的検討が進められている。米国で計画されている初のプラントに関して、柔軟な低炭素電源としての利用が目的となっている。また、ヨルダンで実施する FS においては、海水淡水化向けの用途についても検討する可能性がある。[77]

米国内での導入先

---

[72] WNN, 2021/4/6, Japan's JGC invests in NuScale Power, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Japans-JGC-invests-in-NuScale-Power

[73] NuScale Power, 2021/5/26, プレスリリース, https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2021/NuScale-Power-and-Grant-County-Public-Utility-District-Sign-Memorandum-of-Understanding-to-Explore-Nuclear-Energy-Deployment-in-Washington-State/default.aspx

[74] Power Engineering, 2021/8/18, Xcel Energy, NuScale considering utility to operate future SMR nuclear plants, https://www.power-eng.com/nuclear/xcel-energy-considering-mou-to-operate-future-nuscale-smr-nuclear-plants/#gref

[75] Kinectrics, 2021/11/17, プレスリリース, https://www.kinectrics.com/About-Kinectrics/News/Pages/Kinectrics-Signs-Memorandum-of-Understanding.aspx

[76] WNN, 2021/12/3, NuScale SMR plants become VOYGR, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-plants-become-VOYGR

[77] NuScale HP, Current Projects – Middle East, https://www.nuscalepower.com/projects/current-projects/middle-east

NuScale の最初の発電所は、西部 6 州の電気事業者 48 社で構成されるユタ州公営共同電力事業体（UAMPS）の無炭素電力プロジェクト（CFPP）として計画されている。CFPP は、2015 年から開始したもので、2029 年に最初のモジュール、2030 年に全てのモジュールの運開を目指している。開始当初は、12 モジュールの SMR プラントの建設を計画していたが、UAMPS は 2021 年 7 月に、モジュール数を 12 基から 6 基に変更すると発表した。但し、モジュール毎の発電量は 60MW から 77MW に更新されたため、プラントの総出力の変更は 600MW から 462MW に程度としている [78]。

CFPP の主な開発マイルストーンは以下の通り：

- 2015 年 8 月、米国 DOE は、UAMPS とのコンバインド・ライセンス申請（COLA）準備のための扶養負担型の補助金として 1660 万ドルを NuScale に授与した。
- 2016 年 2 月、DOE は UAMPS に対して CFPP のサイト使用許可を発行し、UAMPS はアイダホ国立研究所（INL）内で SMR を建設する候補地の特定と特性評価を行うことができるようになった。2019 年 7 月に優先的な建設地が選択された。
- 2020 年 10 月、DOE は CFPP の開発と建設の資金として、UAMPS に 13 億 5500 万ドルの複数年費用負担型補助金を承認した。
- 2021 年 1 月、UAMPS と NuScale は、CFPP の開発を管理し、リスクを軽減するための契約を締結した。UAMPS からの最初の注文に従い、Fluor Corporation と NuScale（Fluor の下請けとして）は、CFPP の許認可、製造、建設に関するより詳細なコスト見積りと初期的なプロジェクト計画作業を開発することになった。NuScale は 2022 年に UAMPS から NPM の発注を受けることを目指しており、今回の契約を通してその実現を目指すとしている。同月に、NuScale は、UAMPS から COLA 請準備を行うよう指示されたと発表した。[79] [80]

輸出方針

カナダ：

- カナダでは、CNSC の事前審査(Pre-Licensing VDR)を実施中であり、2018 年 11 月に、Ontario Power Generation（OPG）社及び Bruce Power 社と覚書を締結した。[81]

英国：

---

[78] AP News, 2021/7/19, Eastern Idaho nuclear project goes from 12 to six reactors https://apnews.com/article/technology-science-business-environment-and-nature-climate-change-3737699443a50ebc3a24fccde562fd3f#:~:text=IDAHO%20FALLS%2C%20Idaho%20(AP),gasses%20that%20cause%20climate%20change.

[79] 原子力産業新聞, 2021/1/13, 米国の公営電力事業体、ニュースケール社に同社製 SMR の COL 申請準備を指示, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6053.html

[80] NuScale HP, Carbon Free Power Project, https://www.nuscalepower.com/projects/carbon-free-power-project

[81] NuScale Power HP, Current Projects – Canada, https://www.nuscalepower.com/Projects/Current-Projects/Canada

- 英国の SMR 市場活動に数年積極的に関与しており、現在は展開の機会を模索している。2016 年 7 月には、英国の Sheffield Forgemasters 社との英国における SMR 導入に向けての協力を発表した。[82]
- 2021 年 1 月、Shearwater Energy 社は、風力発電と SMR を組み合わせるハイブリッド・エネルギー・プロジェクトをウェールズで推進するため Nuscale Power 社と協力すると発表した。[83]

中東：

- 2019 年 1 月、ヨルダンでの NuScale SMR の利用について実行可能性評価するためにヨルダン原子力委員会（JAEC）と覚書に署名した。[84]
- 2021 年 12 月、カザフスタンで建設する可能性評価のため、同国のカザフ原子力発電所会社（KNPP）と了解覚書を締結したと発表した。[85]

欧州：

- 2019 年 3 月、ルーマニア国営事業者 Nuclearelectrica 社と SMR 導入に係る覚書を締結した[86]。その後ルーマニアの大統領府は 2021 年 11 月 2 日、民生用原子力分野における米国との連携協力を通じて、ルーマニア初の SMR を 2028 年までに国内のエネルギー生産システムに含めると発表した。モジュール数は 6 基を想定している。[87]

  2021 年 11 月、米国とルーマニア両政府は、ルーマニアに NuScale 社の SMR を協力して建

---

[82] WNN, 2016/7/8, Sheffield Forgemasters and NuScale collaborate on SMRs, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Sheffield-Forgemasters-and-NuScale-collaborate-on#:~:text=Sheffield%20Forgemasters%20International%20Ltd%20(SFIL,modular%20reactors%20in%20the%20UK.

[83] Shearwater Energy, 2021/1/12, Shearwater Energy selects NuScale Power's Small Modular technology for SMR wind-hybrid energy project, https://shearwaterenergy.co.uk/wylfa-smr-wind-hybrid-power

https://shearwaterenergy.co.uk/wylfa-smr-wind-hybrid-power

[84] WNN, 2019/1/15, NuScale SMR to be considered for use in Jordan, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-to-be-considered-for-use-in-Jordan

[85] Nuscale, 2021/12/16, プレスリリース, https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2021/NuScale-Power-Signs-Memorandum-of-Understanding-with-KNPP-to-Explore-SMR-Deployment-in-Kazakhstan/default.aspx

[86] Business Wire, 2019/3/19, プレスリリース, https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2019/NuScale-and-Romanian-Energy-Company-Sign-Agreement-to-Explore-SMRs-for-Romania/default.aspx

[87] The White house, 2021/11/2, Fact Sheet: President Biden Tackles Methane Emissions, Spurs Innovations, and Supports Sustainable Agriculture to Build a Clean Energy Economy and Create Jobs, https://www.whitehouse.gov/briefing-room/statements-releases/2021/11/02/fact-sheet-president-biden-tackles-methane-emissions-spurs-innovations-and-supports-sustainable-agriculture-to-build-a-clean-energy-economy-and-create-jobs/

設する計画を発表した。[88]

- 2019 年 9 月、チェコの国営事業者 ČEZ 社と提携してチェコ共和国での SMR の展開を検討することを決めた。[89]
- 2020 年 2 月、ウクライナ国立原子力放射線安全科学技術センターと、ウクライナへの SMR の導入検討に向けた覚書を締結した。[90]
- 2021 年 2 月、ブルガリアのコズロドイ原子力発電所内で SMR を建設する可能性を探るため、コズロドイ原子力発電所増設会社（KNPP-NB）と協力覚書を締結した。[91]

アフリカ：

- 2020 年 10 月、米国国際開発金融公社（DFC）は、南アフリカでの 2,500MWe の原子力設備の開発に向けて NuScale Power 社を支援する意向書に署名したと発表した。[92]

⑤政府支援の内容

DOE から NuScale Power への補助金の合計は 2021 年 12 月時点で 4.8 億ドルである。NuScale Power に対する補助金の情報を表 4.1.2-3 にまとめた（4.1.2【米国原子力ベンチャー設立の経緯（NuScale Power 社)】を参照)。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

NuScale Power 社は 2008 年 7 月に NuScale 炉の設計について初めて NRC に説明し、その後、申請前審査が開始された。しかし、NuScale Power 社は 2011 年 3 月に資金上の都合から申請前審査活動を一時中断する意向を NRC に伝えた。その後、資金面の問題が解決したとし、同年 10 月 12 日付で申請前審査の再開を NRC に要請した。NRC と NuScale Power 社は申請前審査活動において、主として通常型軽水炉用として作成された既存の規則の NuScale 炉への適用性検討等が実施された。

---

[88] FEPC, 2021/11/16, 米国・ルーマニア］両政府、ルーマニアにニュースケール社製 SMR 建設を計画 https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260614_4115.html

[89] CEZ Group, 2019/9/26, プレスリリース, https://www.cez.cz/cs/pro-media/tiskove-zpravy/cez-uzavrel-partnerstvi-s-americkou-firmou-nuscale.-spolecne-prezkoumaji-moznosti-malych-modularnich-reaktoru-67677

[90] WNN, 2020/2/17, MoU starts evaluation of NuScale SMR for Ukraine, https://world-nuclear-news.org/Articles/MoU-starts-evaluation-of-NuScale-SMR-for-Ukraine

[91] Nuscale, 2021/2/17, プレスリリース, https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2021/NuScale-and-Kozloduy-NPP-Sign-Memorandum-of-Understanding-to-Explore-SMR-Development-in-Bulgaria/default.aspx

[92] WNN, 2020/10/19, US government backs NuScale projects at home and abroad, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-government-backs-NuScale-projects-at-home-and-a#:~:text=The%20US%20Department%20of%20Energy,power%20plant%20in%20the%20USA.

NRC は NuScale 炉に関するこれまでの議論を踏まえて、2016 年 10 月 31 日付の官報（81FR75449）[93]で NuScale 炉に関する設計固有の審査基準（DSRS）[94]一式の公表を通知した。DSRS は軽水炉用の標準審査指針（SRP）をベースとして、NuScale 炉への適用性を検討し、まとめられたものである。

以上の経緯を踏まえ、NuScale Power 社は 2017 年 1 月 6 日付で NuScale の設計証明（DC）申請を NRC に提出した [95]。NRC は DSRS をベースにして、審査を進め、2020 年 8 月に安全審査を完了させ、2022 年 2 月時点で NuScale の DC 発効は 2022 年 8 月 17 日と予定されている。

また、2022 年 1 月、NuScale Powers 社は、CFPP の SMR プラントの COLA を 2024 年 1 月に NRC に提出する予定であることをレターで通知している。[96]

なお、NuScale の安全審査における NRC の原子炉安全諮問委員会（ACRS）の審査では、以下の点について指摘がされた。その他の点については特段の問題は確認されていない。

- 非常用炉心冷却系（ECCS）及び ECCS 弁の性能
- 事故時のホウ酸水希釈シーケンス
- PRA の更新

NRC による NuScale の審査の結果がまとめられた最終安全評価書（FSAR）に添付されている NRC の諮問機関である原子炉安全諮問委員会（ACRS）による審査結果がまとめられた書簡には、FSAR 発行時点で未解決となっている技術的課題について以下を挙げている。

- 非常用炉心冷却系（ECCS）及び ECCS 弁の性能
  - NuScale の ECCS はパッシブ系統であり、ECCS のパフォーマンスは油圧駆動の ECCS 弁に依存しており、ECCS 弁の起動失敗は NuScale の PRA で特定された最大のリスク要因である。過去に実施された ECCS 弁の実証試験の結果により、ECCS 弁の設計変更に至り、その後、実施された試験により、設計変更の妥当性が確認された。しかしながら NuScale Power 社は弁の劣化メカニズムに焦点を当てた追加試験を実施予定である。NuScale Power は追加試験の結果に基づき ECCS 弁の PRA での故障モデルの現実性を確認することになる。

- 事故時のホウ酸水希釈シーケンスに関係する潜在的な反応度投入事故の防止のための復旧戦略の特定

---

[93] US Federal Register Notice 81 FR 75449 “NuScale Power, LLC, Design-Specific Review Standard and Scope and Safety Review Matrix” , October 31, 2016.

[94] US NRC “Design-Specific Review Standard for NuScale Small Modular Reactor Design”, August 5, 2016.

[95] NuScale Power “Design Certification Application”, December 2016.

[96] NuScale Power 社の NRC へのレター通知（2022/1/28）
https://www.nrc.gov/docs/ML2202/ML22028A277.pdf

- NuScale Power 社と NRC スタッフは、NuScale モジュールの高温域と低温域の間でのホウ酸水の混合の影響について、NuScale の長期冷却の観点で評価した。冷却材が沸騰すると、ホウ酸は高温域で濃縮され、低温域では希釈される。これに関して、ACRS はダウンカマでのホウ酸水希釈について反応度投入事故につながる恐れがあるので懸念している。本件について、ACRS としては COL 申請者がホウ酸水希釈を防止するための運転員対応や復旧のための手順書を作成すべきとしている。NuScale モジュールではこのような事象においてホウ酸水の濃度を測定することができず、計装の不確かさも考えられるため、より強固な技術的根拠を持った手順書を作成すべきである。さらに COL 申請の段階では、ホウ酸水希釈事象のリスクを適切に反映するように PRA を更新すべきであるとしている。

- PRA の更新
  - NuScale では、NRC の PRA ガイダンスに従い実施され、外部専門家のレビューを受けた。さらに NuScale Power 社は PRA の自己評価を実施し、産業界基準への適合性を確認している。NuScale の PRA の結果として、リスクは NRC の安全目標を十分に満たすほど低いと評価されている。しかしながら上記のホウ酸水希釈シーケンスについて現時点では PRA で考慮されていないことについて、ACRS は PRA の妥当性を判断できないとしている。NuScale Power 社はホウ酸水希釈の問題が明らかになった後に評価を行い、直近の設計変更によりホウ酸水希釈を緩和できるとの結果（極低頻度の少数のシナリオを除く）を示した。NRC スタッフはこの結果を受け、NuScale の PRA へのホウ酸水希釈シーケンスの反映は不要であると判断したが、ACRS は NRC スタッフの判断に完全には合意せず、COL の段階で PRA にホウ酸水希釈シーケンスを反映すべきであると勧告した。ACRS はホウ酸水希釈シーケンス以外に以下についても PRA の結果及び知見の観点で懸念を有している。
    1. 蒸気発生器及び ECCS 弁の性能の不確かさ
    2. 原子炉建屋クレーンに起因するリスクについてモデル化されていない点
    3. PRA の不確かさ解析及び感度解析が十分でない点
    4. 重要な決定事項に関する情報が欠落している点
    5. 複数モジュールの運転に起因する単一モジュールでのリスクの増加

<u>安全機能の特徴</u>

NuScale のプラント設計は、事故緩和のための多重の防護策(深層防護)により、炉心損傷確率は極めて低くなっている。プラント設計には、シビアアクシデントを含む全ての条件下で、安定した長期の原子力炉心冷却を維持するために、総合的な一連の工学的安全施設が含まれている。放射線の放出を阻止する物理的境界には、燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉冷却材系、格納容器、原子炉プール、及び地震カテゴリⅠの建屋が含まれる。静的な除熱システム及びシビアアクシデント緩和機能により、運転員の操作、AC/DC 電源、または冷却水の再供給なしに、炉心冷却を自動的に確立し維持することが可能である。

各々の NuScale モジュールは、崩壊熱除去系(DHRS)及び非常用炉心冷却系(ECCS)の、2 つの独立した及び冗長な静的安全系により崩壊熱を原子炉プールに逃がす経路を確保している。これらのシステムは通常、モジュール防護システムによって作動するが、電源喪失時にもフェイルセーフ機能により作動する。更に、格納容器を含む蒸気供給システム（NSSS）全体は最大 12 のモジュールから生成されるすべての崩壊熱を 30 日以上吸収できる水のプールに浸される。また、原子炉プール水喪失後は、空気冷却によって無制限に除熱が可能である。[62]

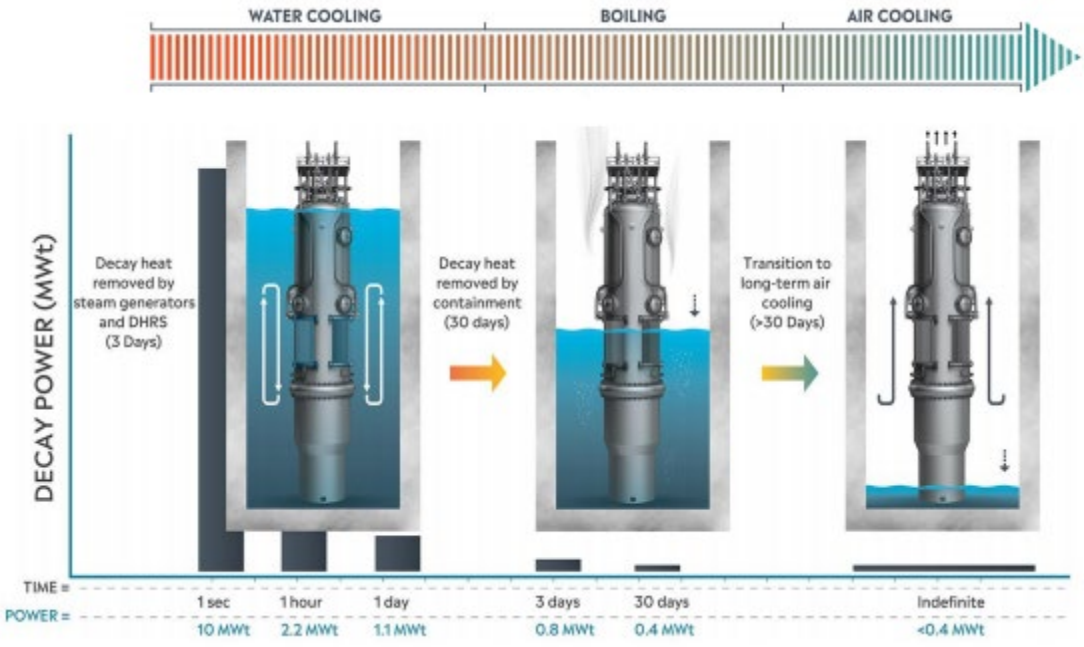


図 1.1.2-15　NuScale の静的冷却プロセス [62]

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

DCA に向けた PRA は実施済みである。（許認可状況を参照）

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

深層防護のアプローチ:以下に従来型炉と NuScale の深層防護へのアプローチを示す 。NuScale の特徴として、シンプルな設計（機器数の削減）と静的機器（動力や人的介在を不要とする機器）の採用による、安全性向上が挙げられる。

表 1.1.2-6 NuScale の深層防護へのアプローチ（出典：日本原子力学会誌，Vol.63，No.8）

深層防護レベル	従来型軽水炉	NuScale SMR
異常運転や故障の防止	・～20 の安全設備 ・旧来の設計基準事象の考慮 ・動的機器 ・CDF～1×10^{-5}	・8 の安全設備 ・設計基準事象の削減 ・静的機器 ・CDF＜1×10^{-7}
異常運転の制御と故障の検知	・複数の動的機器	・簡素な静的機器
設計基準内の事故の制御	・炉心損傷に至る複数の設計基準事象	・炉心損傷を伴う設計基準事象なし
事故進展防止とシビアアクシデントの影響緩和	・膨大な動的機器と運転員操作	・静的機器採用と運転員操作不要
放射性物質の大規模放出の影響緩和	・早期大規模放出 ・EPZ＝10 マイル	・晩期小規模放出 ・EPZ≪10 マイル

- 外部事象への対処

建物は耐震カテゴリⅠであり、航空機の衝撃、環境条件、想定される設計基準事故（内部及び外部）、及び設計基準の脅威の影響に関する設計上の考慮事項を備えた鉄筋コンクリート構造である。

- 等級別アプローチ

NuScale の審査においては、等級別アプローチが適用された旨が NuScale の最終安全評価報告書（FSAR）に記載されている。

- EPZ の設定方法

NEI によって開発された EPZ 設定の分析方法論[97]は、NuScale 設計がサイト境界での EPZ を採用できることを示しているとして、サイト境界で EPZ を定義している。NRC 委員会は 2019 年 12 月 17 日付書簡で、EPZ の設定において小型炉及び非軽水炉の安全上の特徴の考慮を可能にする、SMR 及びその他の新技術に対する緊急時計画規則案（10CFR50.160）の公表を承認した。

- ソースターム

炉心の小型化によりソースタームを少なくしている。[62]

[97] Nuclear Energy Institute, 2013, PROPOSED METHODOLOGY AND CRITERIA FOR ESTABLISHING THE TECHNICAL BASIS FOR SMALL REACTOR EMERGENCY PLANNING ZONE, https://www.nrc.gov/docs/ML1336/ML13364A345.pdf

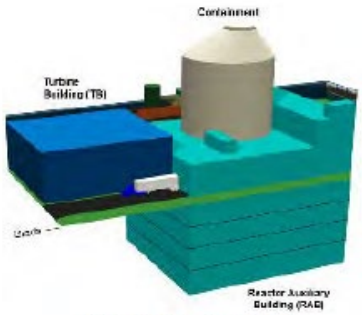
(2) SMR-160

①技術的特徴 [98]

設計概要

SMR-160 は、プラント設計には堅牢な受動安全システムが組み込まれており、想定されるすべての事故、破壊工作、不注意な人為的行為から保護する信頼性の高い設計となっている。SMR-160 の設計は、設計基準の事故に対処するための運転者の操作が不要で、崩壊熱を安全に除去できる完全静的安全系（放置安全（Walk-away safe）の実現）設計となっている。従来のプラントに比べて大幅に簡素化されており、製造性、施工性、保守性を向上させている。SMR-160 のモジュール式建設計画では、現地に到着する前に、運搬可能な最大の部品を製作する。ユニット 1 台につき、24 ヶ月の建設期間を想定している。

表 1.1.2-7　SMR-160 設計の概要

<table>
<tr>
<td>


SMR-160 Nuclear Island

SMR-160 Reactor Coolant System
</td>
<td>
□仕 様
炉 型 ：PWR
減速材／冷却材：軽水／軽水
原子炉圧力 ： 15.5MPa
炉心入口／出口温度 ： 229 / 321 ℃
熱出力： 200MWt
電気出力： ＞82.5MWe(Net)
燃料 ： UO2 ペレット
再処理：なし
燃料濃縮度 ： ≤ 4.95 %
取出燃焼度：≥ 45GWd/ton
出力密度：-
設計寿命：80 年
運転サイクル ： 24 カ月
□開発段階：カナダ原子力安全委員会（CNSC）のベンダー設計審査のフェーズ 1 完了。
□特 徴：静的冷却安全関連系と動的非安全関連系を備えた深層防護システム。
</td>
</tr>
</table>

システムの基本構成

蒸気タービンと関連システムは、地上階にあるタービン建屋の中に収められている。SMR160 は軸流／側面排気型蒸気タービンを採用し、オプションで空冷式復水器を構成することができる。SMR-160 の電力系統は、主発電機、主変圧器、補助変圧器、非安全ディーゼル発電機、ク

[98] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf

ラス 1E バッテリーで構成されている。通常のプラント運転時のプラント AC 電源系統への電力供給は、主発電機から行われる。電力系統は、「アイランドモード」での孤立運転や、グリッドに依存しない起動運転、「ブラックスタート」ができるように設計されている。

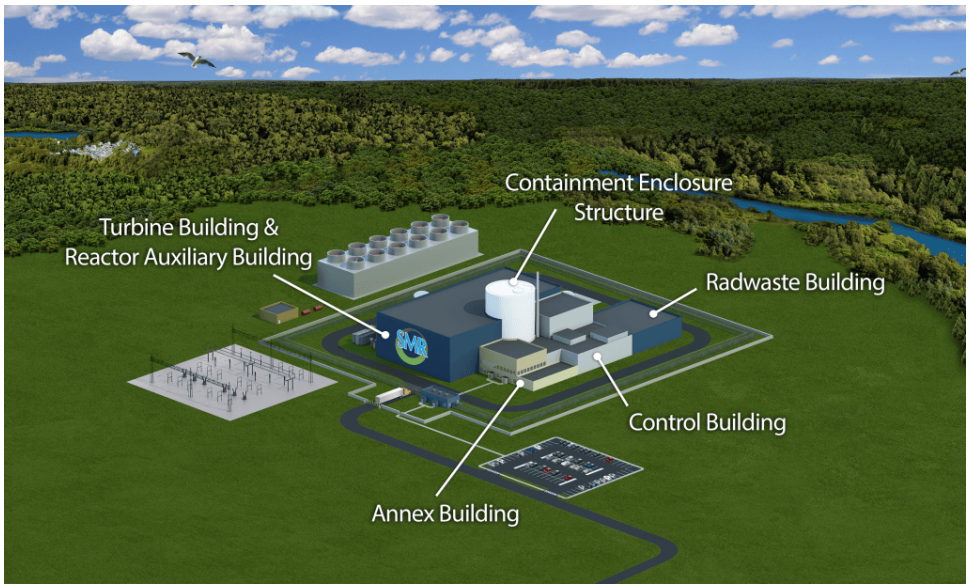


図 1.1.2-16　SMR-160 のサイトレイアウト
出典：Site Layout - Holtec International

②経済性

SMR-160 のコストに関する公開情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

SMR-160 の開発実施主体は、米国の Holtec International 社及びその子会社の SMR 社（SMR,LLC）である。同社が所有する 2018 年に閉鎖したニュージャージー州の Oyster Creek（BWR）のサイトに、SMR-160 の建設を検討している。

協力企業

2020 年 4 月、Holtec International 社は、SMR-160 用の燃料供給先として Framatome 社を選定した。両社は、Framatome が市販している 17 x 17 GAIA 燃料集合体で SMR-160 に燃料を供給するために必要なすべてのエンジニアリングを完了する契約を締結した。[99]

2021 年 11 月、Holtec International 社と SMR 社は、SMR-160 を世界市場で建設していくため、韓国の現代建設（HDEC）と事業協力契約を締結したと発表した。HDEC 社は今回の契約に基づき、Holtec 社の主要な EPC（設計・調達・建設）契約企業として SMR-160 標準設計の完成

[99] Holtec International,2020/4/28,プレスリリース, https://holtecinternational.com/2020/04/28/holtec-selects-framatome-to-supply-fuel-for-smr-160-small-modular-reactor-vastly-compressing-deployment-schedule/

に協力するほか、同設計を採用した発電所を建設していく予定である。[100]

④導入先及び用途

主な用途は、コージェネレーション装置（水素発電、地域暖房、海水淡水化など）をオプションに組み込んだ発電である。本設計は、Holtec International 社の空冷式コンデンサー技術を使用して、水が不足している場所にも容易に設置できるよう設計されている。電気システムは、「アイランドモード」での独立動作、及びグリッドと無関係の起動動作（ブラックスタート）を可能にするように設計されており、不安定な電力網やオフグリッドアプリケーションに理想的なプラントとなっている。

⑤政府支援の内容

- DOE は、ARDP の対象の 1 つに SMR-160 を選定することを 2020 年 12 月 16 日付で発表した。今後 7 年間で総額 1 億 4,750 万ドル（うち、DOE から 1 億 1,600 万ドル）の費用分担資金援助を計画している。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 米国では DC のための申請前の審査が行われている（2020 年～）。
- 2020 年 8 月、カナダ原子力安全委員会（CNSC）によるベンダー設計レビュー（VDR）のフェーズ 1 を終了している（申請時期：2018 年 7 月）。

安全機能の特徴

SMR-160 の安全基盤には、崩壊熱を除去するための複数の多様な経路を介した深層防護機能が組み込まれている。すべての安全系は、格納容器の内部に配置されており、外部からの脅威から保護されている。想定される冷却材喪失事故（LOCA）に必要な冷却水はすべて格納容器内にあり、LOCA 時に格納容器を隔離することができるため、公衆被ばくや環境への影響を低減することができる。また、格納容器構造物と格納容器構造物の間の貯水池内には、事故後の長期的な対応策を提供し、設計基準の事故後には、崩壊熱除去機能を空冷に移行させて、無制限の対応期間を確保することができる（下図を参照）。

[100] JAIF, 2021/11/25, 米ホルテック社、SMR の建設目指し現代建設と事業協力契約を締結, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/10741.html

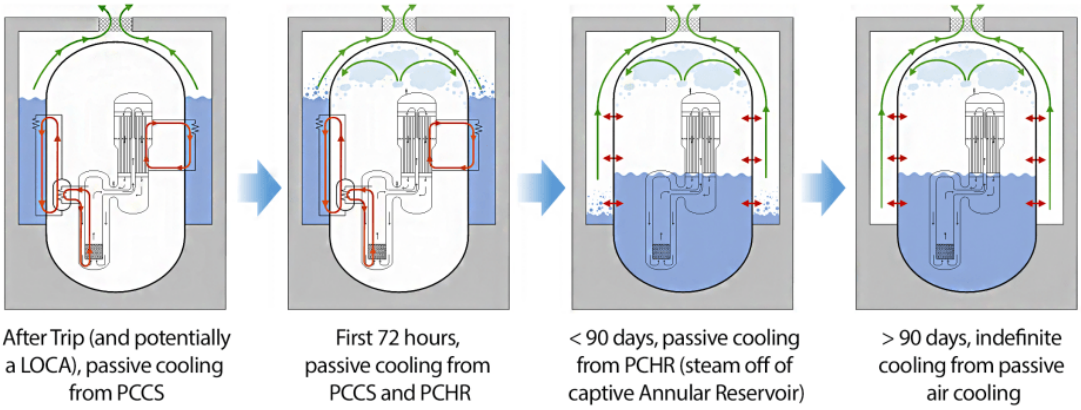


図 1.1.2-17　出典：Overview - Holtec International

SMR-160 は、自然循環で動作する静的安全系と冗長安全系に依存している。静的安全系は、安全停止が維持され、電力、給水、または運転員による操作を必要とせずに、無期限に崩壊熱除去が行われることを担保する。利用可能な場合には、運転員が動的な非安全関連系を使用して事象を緩和し、設計された安全系の使用の必要性を排除することができる。このアプローチは、プラントが究極の安全性を達成すると同時に、イベント後のプラントの復旧を確実にすることを担保する。

静的格納容器冷却系（PCCS）は、ポンプなどの動的設備を使用せずに、自然循環による除熱、重力による冷却材注入、及び圧縮ガス膨張による注水手段（アキュムレータ）等の静的な炉心冷却手段を提供する。PCCS は、4 つの主要サブシステムから構成される。

- 静的崩壊熱除去系（PDHR）
- 第 2 の崩壊熱除去系（SDHR）
- 自動減圧系（ADS）
- 静的炉心補給水系（PCMWS）

PDHR は、原子炉冷却材を、熱交換器を介して再循環し、その熱を水で満たされた第 2 のループに戻すことで、一次冷却材を直接冷却する。第 2 のループは、その熱を格納容器周辺の大規模な環状リザーバ(AR)に逃がす。SDHR は、崩壊熱を除去するための代替的な静的手段を提供する。SDHR は、SG から蒸気を AR 内の熱交換器に導くための浮力駆動流を利用した閉ループシステムであり、蒸気を凝縮して潜熱を除去する。凝縮水は、その後 SG のシェル側に戻される。ADS は、密閉された格納容器内の RCS 圧力を安全に低下させ、PCMWS による段階的な安全注入と格納容器内の長期的な再循環を可能にするために設計された減圧システムとなっている。

格納容器は、スチール製の格納容器構造物(CS)と、鉄筋コンクリート製の格納容器構造物(CES)で構成されている。この CES は、外部事象からの遮蔽と防護を提供する。CES の壁は、大型の民間航空機からの衝撃やその他の潜在的なハザードに耐えられるように設計された、非常に堅牢なスチール・コンクリートモジュールで構成されている。放射性核分裂生成物の環境への放出を

防ぐだけでなく、格納容器システムは大型の静的熱交換器としても機能する。格納容器システムは部分的に地中に埋め込まれており、全体の約半分の高さは、外部からの危険から最大限に保護し、重要なコンポーネントへの地震の影響を和らげるために、地下に配置されている。静的格納容器所熱系（PCHR）は、運転員による操作を必要とせずに格納容器内を静的に冷却する。想定される高エネルギー放出時には、蒸気が格納容器の内壁に熱を逃がし、熱が AR に送られる際に凝縮する。金属製の格納容器内壁の大きな伝熱面積と高い伝達率により、ほぼ瞬間的に熱が AR に放出される。その後、AR は熱を環境に逃がす。

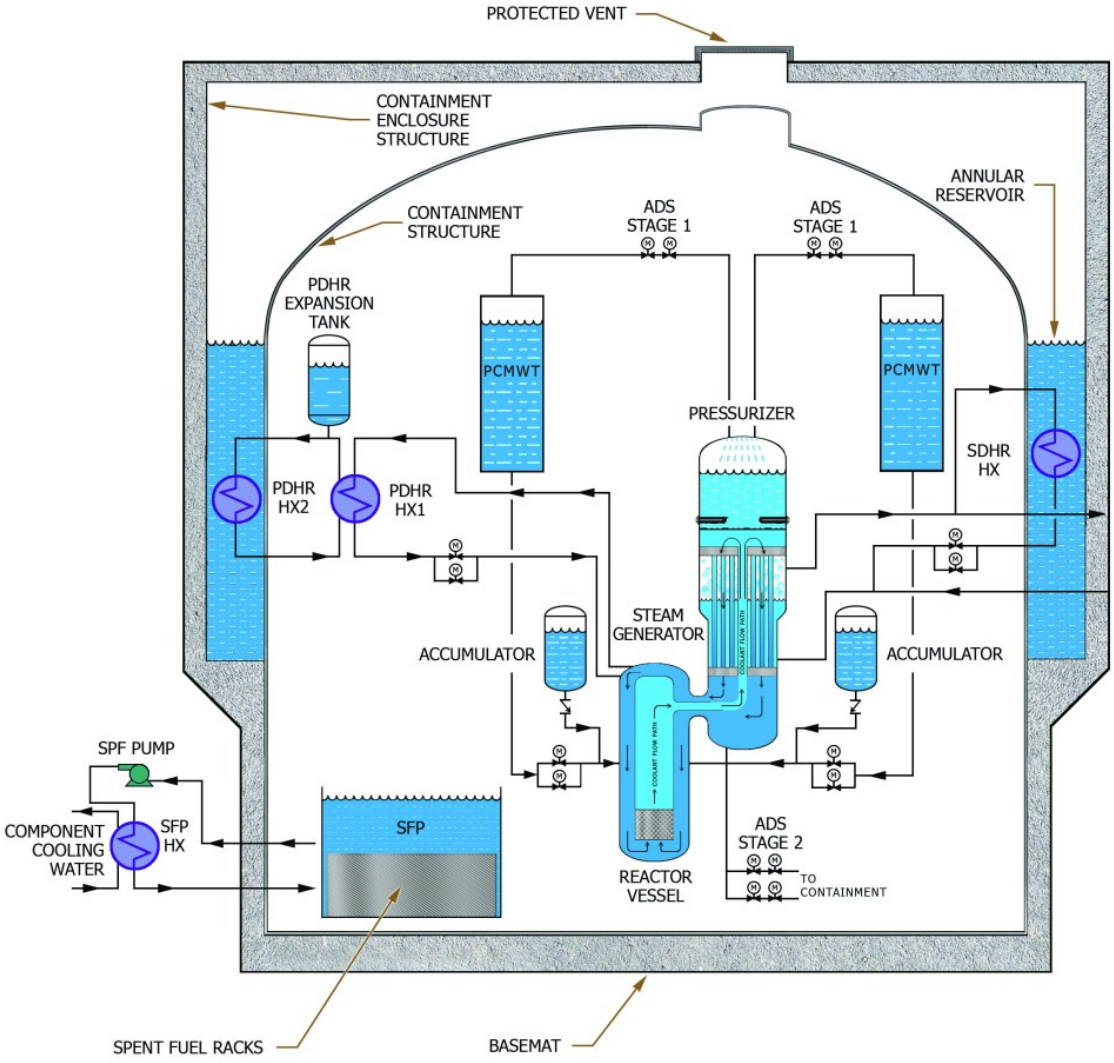


図 1.1.2-18　SMR-160 の CES

出典：Safe and Secure - Holtec International

規制・安全性に関する個別事項

SMR-160 の以下の項目について公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）

- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

(3) BWRX-300(Boiling Water Reactor X-300)

①技術的特徴 [101]

BWRX-300 は、GEH 社（米国）と Hitachi-GE Nuclear Energy 社（日本）によって開発されている、300 MWe の軽水冷却式自然循環 SMR である。BWRX-300 は、米国 NRC 許認可を受けた 1,520 MWe の ESBWR を進化させたもので、天然ガス火力とコスト競争力を持つ、クリーンで柔軟なエネルギー供給を提供することを目的に設計されている。

表 1.1.2-8　BWRX-300 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： BWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 7.2MPa 原子炉温度 ： 287℃ 熱出力： 870MWt 電気出力： 270~290 MWe 出力密度：45.8 MW/m3 設計寿命： 60 年 燃 料 ：UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：3.4%/4.95% 運転サイクル ： 12-24 ヶ月 **開発状況**：許認可申請中 **特 徴**：静的安全機能、低コスト化設計

システムの基本構成

BWRX-300 のバランスオブプラント（BOP）[102]は、タービン建屋、放射性廃棄物建屋、制御建屋、ヤードから構成されている。タービンは、原子炉圧力容器から直接、高品質の乾燥蒸気を受け取り、ヒートシンクで冷却される復水器システム、冷却水を原子炉に戻す給水システムで構成されている。

[101] GEH, 2019/9/30, Status Report – BWRX-300, https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf

[102] 化学プラント、原子力プラント等において、そのプラントにとって最重要の本体部分以外ではあるが、必須の、あるいは補助的な役割を果たす周辺機器（ポンプ、モーター、送風機、熱交換器等）
出典：BOP - ATOMICA - (jaea.go.jp)

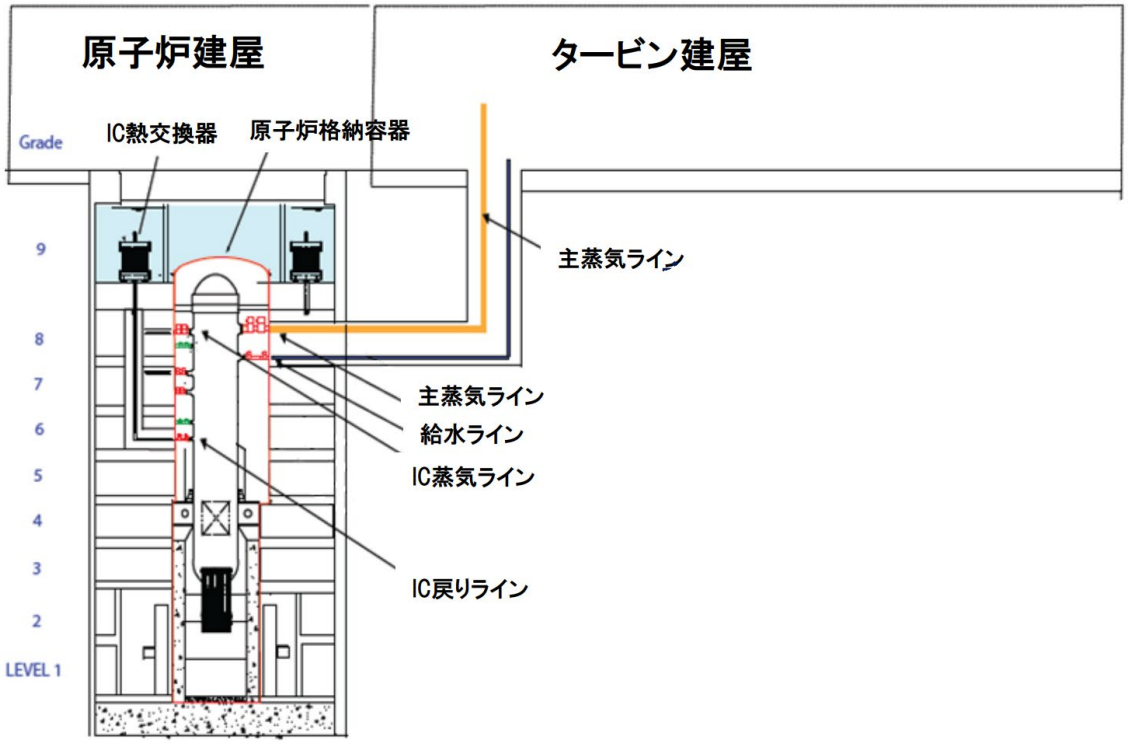


図 1.1.2-19　BWRX-300 プラントの基本系統 [112]

②経済性

建設費：

BWRX-300 の設計理念である「簡素化」と「建設性設計」により、最初の安全関連コンクリートから 30 ヶ月の想定期間内に建設･稼働することができる。原子力新興国への配備については、GEH と地域の EPC と協力してプロジェクトを実施するために、原子力建設の経験を持つ EPC と協力することができる。建設コストを最小限に抑えるために、商品の現地供給が奨励される。

FOAK の BWRX-300 は、10 億 USD 以下の建設コスト（overnight EPC cost）を必要とすると予想される。FOAK から学習効果によって、NOAK プラントの建設単価は約 2,250 USD/kW 以下に低下すると予想される。

発電コスト：

競争力を持つ発電単価(LCOE)を達成することは、BWRX-300 設計の主要な目的である。これは、EPC コストと共に、必要とされる現場スタッフ及び運転及び保守コストを最小限にすることを意図している。これらの設計、人員配置、及びメンテナンスの目的は、資金調達コストを含む様々な要因に応じて、35～50USD/MWh の LCOE を実現することが予想される

③開発主体の概要

日立と GE は、2007 年に日本と米国に原子力発電所の建設ならびに保守･サービス事業を行う合弁会社を設立した。日本に本拠地を置く合弁会社は日立 GE ニュークリア・エナジーで、日立

が約 80%、GE が約 20%を、米国に本拠地を置く合弁会社は、GE 日立ニュークリア・エナジーで、GE が 60%、日立が 40%を出資している。[103]

協力体制

- 2018 年 5 月、米国の Dominion Energy 社は、BWRX-300 に対して開発支援として出資することを発表した。[104]
- 2020 年 5 月、DOE は、BWRX-300 を対象とした人工知能対応のデジタルツインを使用して、革新的原子炉の運用と保守を変革するツールを開発するための資金提供を発表した。GE Research と MIT が、DOE の ARPA-E の GEMINA プログラムを通じて助成金を授与された。[105]
- GE Research は、Exelon Generation、オークリッジ国立研究所、テネシー大学ノックスビル校、GEH とのプロジェクトを主導し、人工知能対応の予防保全デジタルツインを開発する。
- MIT は、GE Research 及び GEH とのプロジェクトを主導し、BWRX-300 の重要な機器のデジタルツインを構築する。
- GEH は 2021 年 2 月、カナダにおける BWRX-300 の営業を目的とした会社として、GEH SMR Technologies Canada, Ltd を設立した。
- 2021 年 7 月、Cameco Corporation、GEH、Global Nuclear Fuel-Americas（GNF-A）の 3 社は、カナダおよび世界中で BWRX-300 の商業化と展開を進めるための協力の可能性を探るための覚書を発表した。Cameco 社は、世界中にウラン、ウラン精錬、転換サービスを提供しており、CANDU 型原子炉用の燃料集合体や原子炉部品の主要メーカーであり、BWRX-300 型原子炉の燃料供給会社となる予定である。[106]
- 2021 年 9 月、GEH 社は、カナダでの SMR サプライチェーン構築の FS に向けて Cameco 社、GNF 社、Synthos Green Energy 社と覚書を締結した。[107]
- 2021 年 10 月、GEH 社と BWXT カナダ社と設計・製造に向けたエンジニアリングおよび資機材の調達等での協力で合意した。[108]

④導入先及び用途

カナダ

[103] 日立製作所、2012/3/30、プレスリリース、https://www.hitachi-hgne.co.jp/news/2012/20120330.html

[104] 日立製作所、2018/5/21、プレスリリース、https://www.hitachi-hgne.co.jp/news/2018/2018news02.html

[105] GE、2020/5/28、プレスリリース、https://www.hitachi-hgne.co.jp/news/2020/2020news07.html

[106] 2021/7/7, BWRX-300 deployment and commercialisation MoU signed, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Companies-sign-MoU-on-deployment-and-commercialisa

[107] GEH, 2021/9/23, プレスリリース, https://www.hitachi-hgne.co.jp/news/2021/2021news08.html

[108] 原子力産業新聞, 2021/10/21, GEH 社と BWXT カナダ社、BWRX-300 の商業化促進で協力合意, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/10278.html

2021 年 12 月、カナダのオンタリオ州営電力（OPG）会社は、新たに既存のダーリントン原子力発電所で建設する SMR として、候補の 3 設計の中から BWRX-300 を選定したと発表した[109]。OPG 社と GEH 社は今後、SMR の建設に向けた設計・エンジニアリングや計画立案、許認可手続きの実施準備等で協力する。OPG 社はまた、関係の各種承認が下りるまでの間、2022 年春にも建設工事に必要なサービス業務の手配などサイトの準備作業を開始し、同年末までに CNSC への建設許可申請を目指す。早ければ 2028 年にも、カナダでは初となる商業用の SMR を完成させる計画である。

ポーランド

2019 年 10 月、GE Hitachi 及び Synthos SA 社（ポーランとの大手化学メーカー）が、BWRX-300 SMR のポーランドでの展開において協力することで合意したと発表した。2020 年 10 月、Synthos Green Energy 社（Synthos SA の子会社）が、ポーランドの原子力エネルギー局（PAA）と潜在的な BWRX-300 プロジェクトに関する議論を開始した。

2021 年 9 月、Synthos SA は、エネルギー企業 ZE PAK 社と共同で、BWRX-300 やその他の米国で開発された SMR をポーランド国内で 4 基～6 基建設する計画に投資を行うと発表した。[110]

2021 年 12 月、Synthos Green Energy 社および同国最大手の石油精製企業である PKN ORLEN 社は、ポーランドで SMR やマイクロ炉の建設と商業化をすすめるため、合弁事業体の設立に向けた投資契約を締結したと発表した。両社が 50%ずつ出資し、「ORLEN Synthos Green Energy」と呼称され、SMR の中でも特に、GEH 社が開発した「BWRX-300」の建設に重点的に取り組むとしている。[111]

⑤政府支援の内容

2020 年 5 月 14 日、DOE は、BWRX-300 を使用した人工知能対応のデジタルツインを使用して、革新的原子炉の運用と保守を変革するツールを開発するための、2 つの専門家チームへの資金提供を発表した。GE Research と MIT は、DOE のエネルギー高等研究計画局（ARPA-E）の Generating Electricity Managed by Intelligent Nuclear Assets（GEMINA）プログラムを通じて助成金を授与された。

- GE Research は、Exelon Generation、オークリッジ国立研究所、テネシー大学ノックスビル校、GEH とのプロジェクトを主導し、人工知能対応の予知保全デジタルツインを開発する。
- MIT は、GE Research 及び GE Hitachi とのプロジェクトを主導し、BWRX-300 の重要なコンポーネントのデジタルツインを構築する。

---

[109] OPG, 2021/12/2, OPG advances clean energy generation project, https://www.opg.com/media_releases/opg-advances-clean-energy-generation-project/

[110] JAIF、2021/9/2、ポーランドの化学素材メーカー、他企業と合弁で SMR 建設に投資

[111] Nuclear Business Platform, 2020, Opportunities for SMR deployment in the eastern European market, http://www.nuclearbusiness-platform.com/eastern-europe-smr/

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 米国では DC のための申請前の審査が行われている（2019 年 12 月～）。
- カナダでは、事前審査(Pre-Licensing VDR)のフェーズ 1 と 2 が進行中である（開始時期：2020 年 1 月）。
- 英国では、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が資金提供する Mature Technology 評価を完了した。[101]

安全機能の特徴

基本的な BWRX-300 安全設計理念は、システムの課題を排除するために、固有のマージン(例えば、より大きな構造体積及び水インベントリ)を利用することに基づいている。深層防護の第 1 のラインは、発電所設計の品質と厳しさを支配する設計規則である。第 2 のラインは、調整可能な速度、モータ駆動給水ポンプ及び予備電源(6.6 kV 発電所投資防護バス)を備えたより大容量の制御棒駆動（CRD）ポンプのような設計上の特徴を通じて、過渡現象及び事故を取り扱う通常の運転システムの能力である。第 3 のラインとして、静的な安全関連システムが設計に使用されている（ESBWR と同様の自然循環炉のため再循環系は存在せず、事故対応もフルパッシブである）。

BWRX-300 には 2 つの静的冷却機能がある。第一は、非常用復水器（ICS)であり、運転中の原子炉の隔離後に崩壊熱を除去する機能を持つ。ICS は 4 つの独立したループから成り、それぞれが熱交換器を含み、容量は 33 MWth で、管側で蒸気を凝縮し、IC プール内の水を加熱/蒸発させて熱を伝達し、これを大気に通気する（IC プールは、7 日間の原子炉崩壊熱除去能力を提供する設置容量を持つ）。もう一つの静的冷却機能は静的格納容器冷却系統(PCCS)である。PCCS は崩壊熱を除去し、LOCA のような設計基準事故に対するその圧力限界内に格納容器を維持する機能を持ち、PCV 内に設置された全く独立した複数の低圧の熱交換器で構成されている。PCV 内の熱は、PCV 上部ヘッドの上方に位置する原子炉プールに伝達される。原子炉プールは大気に通気され、除熱される。

BWRX-300 の RPV 体積が大きいことにより、炉心の上方に相当量の冷却水を保持しておりこれにより、給水フロー中断または LOCA に関わる過渡的現象の場合にも炉心を確実に冷却水で満たすことが可能である。

EPZ の範囲として、発電所サイトの中で納まることを目指している。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

BWRX-300 の PRA について公開情報は確認できなかった。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

深層防護は、以下の基本的な安全機能（Fundamental Safety Functions、FSF）を使用して、防御ラインと物理的障壁の間のインターフェイスを定義している。

- 反応性の制御
- 燃料冷却
- 長期的な熱除去
- 放射性物質の封じ込め

一般に、1）最初の 3 つの FSF は、燃料被覆管と原子炉冷却材圧力バウンダリー（RCPB）の物理的障壁に関連、2）3 番目の FSF も封じ込めの物理的障壁に関連しており、3）4 番目の FSF は、RCPB 及び格納容器の物理的障壁に対応する。

BWRX-300 安全性評価フレームワークは、階層化された決定論的設計基準分析アプローチを使用することにより、深層防護の概念に密接に一致するように開発された。

BWRX-300 は、IAEA SSR-2/1 の深層防護の概要に従って Safety Class を設定している[5]。但し、図 1.1.2-20 に示されているように、BWRX-300 の防護ラインの定義は、IAEA の防護ライン 4（DL-4）とは異なっている。BWRX-300 は、DL-4 を 2 つの独立した防護ラインに分離している：内部事象用の DL-4a と外部事象用の DL-4b。

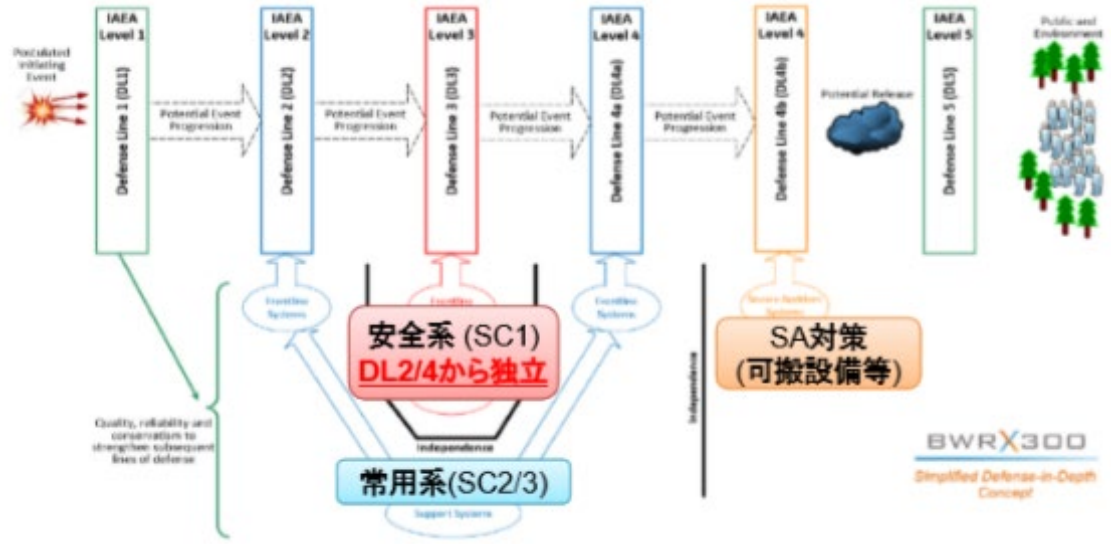


図 1.1.2-20　BWRX の深層防護の概要 [112]

- 外部事象への対処

AC 電源への依存の欠如と地震カテゴリ 1 の原子炉建屋にあるヒートシンクプールの使用により、プラントは外部事象からの影響に対して強靱になっている。

小さなプラントサイズと地下建設は、サイト周りの影響を受けるゾーンを小さくすることにつながる。BWRX-300 は、サイト内で収まる EPZ を設けることを目標としている。

また、福島事故で示された設計基準を超えた外部事象の発生後の安全関連システムの喪失による課題の重要性を踏まえて、多様で柔軟な緩和措置（FLEX）を追加している。FLEX を追加す

[112] SMR 等革新炉の安全と安全規制について－今後の取組- 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について （事例紹介：BWRX-300） AE-BX-0071 R1 日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社（日本原子力学会 秋の大会　2020 年 9 月 18 日）

るアプローチにより、設計基準を超えたシナリオの深層防護が強化され、サイト内のすべてのユニットで同時に発生する AC 電源の損失とヒートシンクへの通常のアクセスの損失に対処する。

FLEX は、深層防護において外部事象に対応する DL-4b に組み込まれている。DL-4b は、次の要素から構成される：

- サイト内のすべての原子炉の主要な安全機能を維持または復元するための電力と水を取得する手段を提供する可搬式機器
- ポータブル機器の合理的なステージングとサイトにおける設計基準外の外部事象からの保護
- 多様な戦略を実施するための手順とガイダンス
- 多様な戦略の継続的な実行可能性と信頼性を保証するプログラムによる制御 [101]

- 等級別アプローチ

BWRX-300 への適用について公開情報は確認できなかった。

- EPZ の設定方法

小型炉特有の特性を考慮した EPZ 縮小に関する国際的なアプローチ、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ，静的安全系採用による電源不要の長期冷却等のプラントの特長を基に、EPZ の縮小について検討する計画である。

- ソースターム

BWRX-300 のソースタームについて公開情報は確認できなかった。

1.1.2.2. 高速炉

原子力政策上の位置付け

米国では、NE の戦略ビジョンで示されたように、資源を最大限に利用し、廃棄物を最小限に抑え、多様な材料を活用する、さまざまな先進的原子炉の開発が進められている。具体的には、液体金属冷却炉（ナトリウムや鉛高速炉)、高温ガス炉、溶融塩炉が取り挙げられている。

高速炉に関しては、液体金属冷却材を使用することにより、既存の原子炉よりも高温・低圧での運転が可能となり、効率が向上する。また、高速中性子スペクトルを利用するため、現在の原子炉の使用済み燃料を利用してエネルギーを生産することも可能である、としている。

APRD の一環で建設予定の Natrium 炉以外に、研究炉の VTR（ナトリウム冷却式の高速スペクトル中性子照射試験炉）及び MARVEL（液体ナトリウムとカリウムを冷却材に使用）も建設予定である。

開発炉型

(1) Natrium

①技術的特徴

設計概要

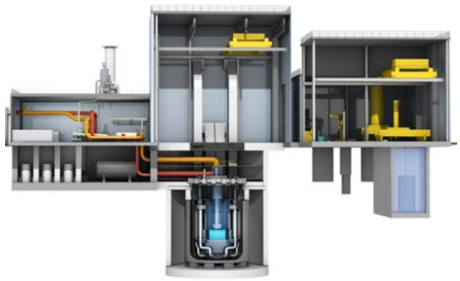
TerraPower と GEH は、2020 年 8 月に Natrium™原子炉とエネルギーシステム発表した。同システムの基本設計概念は、GEH 社が開発した小型モジュール式高速炉「PRISM」などの先進的ナトリウム冷却高速炉技術と、溶融塩化物高速炉（MCFR）を開発しているテラパワー社の溶融塩エネルギー貯蔵システムを組み合わせたものである。

Natrium の設計では、機械的、電気的及びその他の非原子力機器は別々の構造に収容され、複雑さとコストを削減している。また、プラントの大部分を工業規格に合わせて構築できるようにすることで、大幅なコスト削減を可能にすることを目的としている。使用する機器インターフェイスが少なくなるように改良され、大型原子炉と比較して原子力グレードのコンクリートの量が 80%削減されている。

燃料は、原子炉の経済性の向上、燃料効率の向上、安全性の向上、廃棄物の量の削減を図る金属燃料（U235 の濃縮度が 5～20%の低濃縮ウラン、HALEU 燃料）を採用している。

原子炉の出力は 345MWe である。エネルギー貯蔵システムを使って、5.5 時間まで出力を 500MWe までに引き上げることが可能である。従って、Natrium 炉は、再生可能エネルギーの普及率の高い電力網において、電力需要量の変化に追従できるようになっている。[113]

表 1.1.2-9　Natrium 設計の概要



□仕 様
炉 型 ：SFR
冷却材：液体金属ナトリウム
原子炉圧力 ： -
炉心入口／出口温度 ： -
熱出力： -
電気出力：345 MWe
燃料 ： HALEU
再処理：情報なし
燃料濃縮度 ： -%
取出燃焼度：-
出力密度：-
設計寿命：60 年
運転サイクル ： -
□開発段階：NRC の申請前審査中
□特 徴：エネルギー貯蔵、負荷追従

システム基本構成

原子炉で発生した熱は、すぐに発電に利用したり、蓄熱材として蓄えたりすることができる。その熱は、電力需要がピークに達したときや再生可能エネルギーが利用できないときに、電力グリッドからの要求に応じて電気に変換することがでる。エネルギー貯蔵により、必要な時にシス

[113] Natrium HP, Providing flexible clean energy at a competitive cost, https://natriumpower.com/

テムの出力を 5 時間半以上、500MWe まで高めることができる。

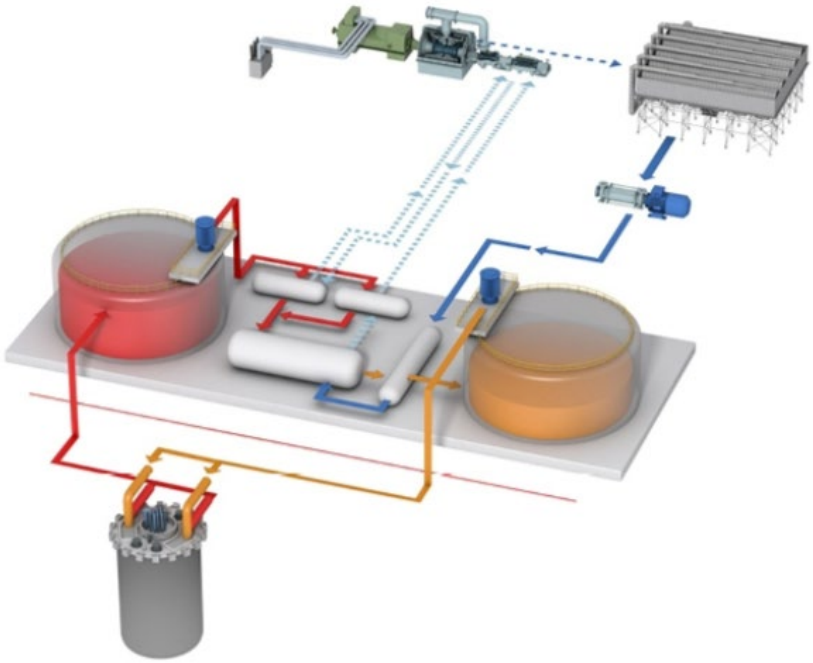


図 1.1.2-21　原子炉と溶融塩エネルギー貯蔵統合システム
出典：Natrium™ Reactor and Integrated Energy Storage - TerraPower

②経済性

先進型のナトリウム高速炉とエネルギー貯蔵の組み合わせにより、高い稼働率を実現し、電力事業の収益を高めるとしている。尚、コスト等に関する情報は未公開である。

③開発主体の概要

開発者は、TerraPower 社（次世代型原子炉の研究開発を行うアメリカ合衆国ワシントン州のテクノロジー企業で、2006 年に Microsoft 社の創業者であるビル・ゲイツ氏により設立された）と GEH 社である。

協力企業

- 2020 年 9 月 15 日、TerraPower 社は HALEU 燃料について、商業規模の国産製造加工施設を米国で建設するため、Centrus Energy 社と協力する計画を明らかにした。
  - DOE の ARDP プログラムでは、申請者は「プロジェクトに必要な燃料／特殊核物質を入手するための計画を立てる」ことが求められている。そこで、TerraPower は Centrus Energy 社と協力して、HALEU 燃料を製造し、それを金属燃料アセンブリに製造するための商業規模の能力を構築することを提案した。計画の最初の年は、施設の設計と許認可活動を開始し、新しいインフラストラクチャーと生産のための詳細な計画とコスト見積もりを行う。

- Centrus Energy 社は、オハイオ州パイクトンの施設に 16 台の AC-100M 遠心分離機を配備して HALEU の生産を実証するために、DOE と 3 年間の 1 億 1,500 万ドルの費用分担契約を結んでいる。2022 年半ばに同実証が完了した後、TerraPower は Centrus と協力して、Natrium 実証炉の燃料需要を満たすようにプラントを拡張する予定である。

- 2020 年 10 月、TerraPower 社は、Natrium の実証プラントを建設するための設計、許認可、調達、建設のパートナーとして Bechtel 社（米国）を選択している。その他、米国の Berkshire Hathaway Energy 社、Energy Northwest 社、及び Duke Energy 社の子会社である PacifiCorp 社は、商用化への支援を表明している。[114]
- 2022 年 1 月、日本原子力研究開発機構（JAEA）と三菱重工業などは、TerraPower 社とナトリウム冷却高速炉技術に関する協力覚書を締結した。覚書締結を受け、JAEA、三菱重工業、三菱 FBR システムズ、TerraPower 社の 4 者で、相互に技術の情報交換を行った上で、燃料交換機や破損燃料検出系を含むナトリウム冷却炉に特有の技術など、高速炉の開発協力について協議を進める予定である。[115]

④導入先及び用途

2021 年 6 月、TerraPower 社が、Natrium の実証炉をワイオミング州内で建設することで同州の M.ゴードン知事、および同州を含む西部 6 州に電力を供給する PacifiCorp 社と合意した。[116]2021 年 11 月、TerraPower 社は実証炉の建設場所として Pacific Corp 社の Naughton 石炭火力発電所（440MWe）近傍を選択したと発表した。将来的に同火力発電所の代替発電所とする予定である。[117]

⑤政府支援の内容

2020 年 10 月 13 日、DOE の ARDP プログラムの「先進的原子炉の実証」の枠の支援対象に選定され、初回の支援金 8,000 万ドルの交付対象となった。DOE は、将来の予算枠の利用可能性に応じて、7 年間で Natrium と Xe-100 に合計 32 億米ドルのマッチングファンドを提供するとしている。

⑥規制、安全性に対する考え方

現時点では、安全機能等に関す情報は未公開である。

---

[114] WNN, 2020/10/9, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Terrapower-selects-Bechtel-as-Natrium-engineering

[115] 原子力産業新聞、2022/1/27、原子力機構他、米テラパワー社と高速炉開発協力で覚書、https://www.jaif.or.jp/journal/japan/11558.html

[116] TerraPower HP, 2021/6/2, プレスリリース, https://governor.wyo.gov/media/news-releases/2021-news-releases/terrapower-wyoming-governor-and-pacificorp-announce-efforts-to-advance-nuc

[117] TerraPower HP ,2021/11/16, プレスリリース, https://www.terrapower.com/natrium-demo-kemmerer-wyoming/

許認可状況

2021 年 6 月 8 日、TerraPower 社が、Natrium の建設許可を 2023 年 8 月、運転許可を 2026 年 3 月にそれぞれ申請したいとする規制関与計画を NRC に送付した。[118]

(2) ARC-100

① 技術的特徴

ARC-100 は、米国アルゴンヌ国立研究所が建設・運転する EBR-II 炉の 30 年にわたる成功の上に成り立つ、100MWe ナトリウム冷却高速炉（金属燃料プール型）原子炉である。

ARC-100 の主な技術的特徴は以下の通り：

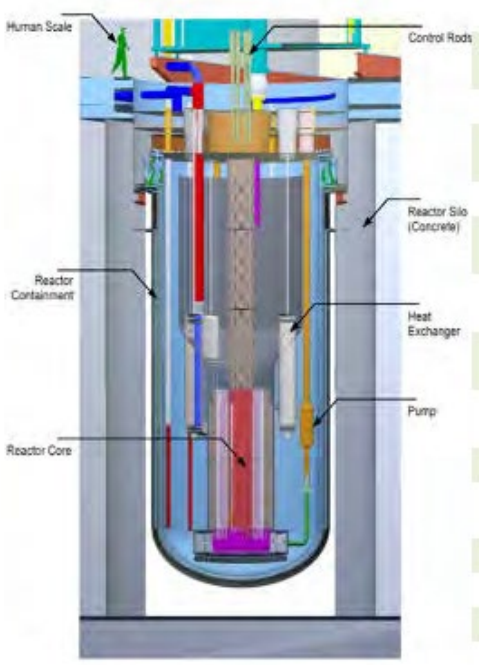
- 冷却材が水ではなく液体ナトリウムであるため、高速中性子のエネルギーが高く、使用済み燃料を自ら充填してリサイクルすることができる。
- 酸化ウランではなく金属ウラン合金を使用しているため、安全性が高い。
- 燃料補給のサイクルが長いため、運用コストと複雑さが軽減され、第三世界や多くの孤立したオフグリッドの用途に対応している。20 年間の燃料カートリッジ全体を交換し、業者がリサイクルのために取り出すことで、核拡散のリスクを大きく軽減することができる。

システムの基本構成

ARC-100 の一次系統は、原子炉容器内にある炉心の冷却水ループである。中間熱交換器（IHX）は、原子炉容器内にある中間熱交換システム（IHTS）に熱を伝達する役割を担っている。IHX は冷たいナトリウムプールに熱を伝える。4 台の水中ポンプが原子炉内のナトリウム循環を行う。IHTS は、蒸気発生器への熱伝達手段として機能する。蒸気発生器は、IHTS から流入するナトリウムが水を加熱し、蒸気タービン用の過熱蒸気を生成するためのインターフェイスを提供する。

[118] 電気事業連合会、2021/6/30、テラパワー社、先進型炉 Natrium™の建設許可を 2023 年 8 月に申請希望、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260498_4115.html

表 1.1.2-10　ARC-100 設計の概要



□仕 様

炉 型 ：SFR

冷却材／減速材：ナトリウム

原子炉圧力 ： -

炉心入口／出口温度 ： 355°C/510°C -

熱出力：286 MWt

電気出力：100 MWe

燃料：金属燃料（U-Zr 合金）をベースとした 濃縮ウラン

再処理：情報なし（使用済み燃料を自ら充填してリサイクル可能）

燃料濃縮度 ：13.1 %

取出燃焼度：77GWd/ton

出力密度：-

設計寿命：60 年

運転サイクル：20 年

□開発段階：CNSC の VDR 審査中

□特 徴：パッシブ、多様、冗長な崩壊熱除去による固有の原子炉安全性。炉心寿命は燃料補給なしで 20 年

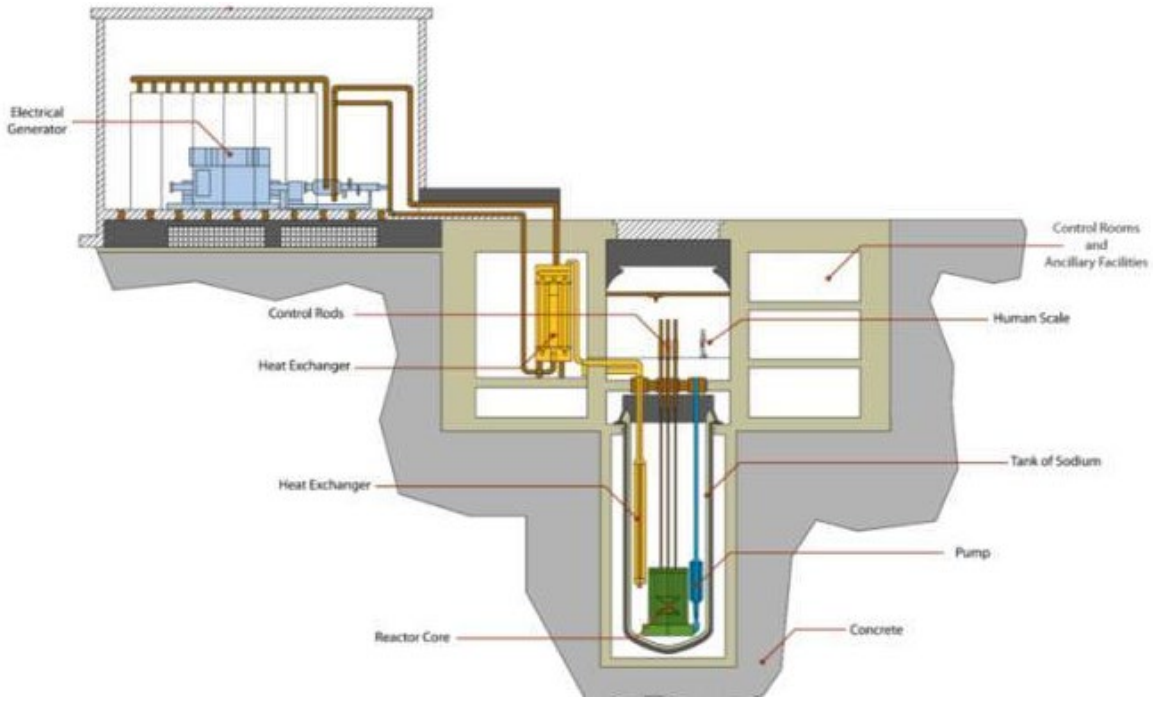


図 1.1.2-22　ARC-100 の基本構成（出典：WNN）

②経済性

運転サイクルが長いため、経済性は良いとされているが、具体的なコスト情報はない。

③開発主体の概要

ARC Clean Energy は、ARC-100 を開発するための設立された会社であり、米国とカナダに拠点を持っている。2021 年 1 月、社名を ARC Nuclear から ARC Clean Energy に変更した。カナダ法人は、ARC Clean Energy Canada（ARC Canada）である。

④導入先及び用途

当初は、先進国の電力系統規模の発電市場をターゲットとする予定としている。また、その安全性とシンプルな操作性から、鉱山などの遠隔地や、100MWe を超えない発展途上国の小規模な送電網市場での電力需要を満たすのにも適している。また、産業用熱源や海水淡水化にも利用可能である。

カナダのニューブランズウィック（NB）州の州営電力である NB Power 社が 2020 年代後半の完成を目指し、同社の Point Lepreau サイトに導入することが決定している。ARC Clean Energy 社と NB Power は、2018 年に締結した合意に基づいて、SMR の建設に関する可能性を検討していた。

⑤政府支援の内容

米国で ARDP の「ARC20」枠での支援対象に選ばれており、また、英国の AMR 開発プロジェクトのフェーズ 1（1.3.1.2 を参照）の支援対象として、英国での実行可能性調査を実施した。

カナダにおいては、2021 年 2 月、New Brunswick 州での建設計画を進めるため、New Brunswick 州政府が 2,000 万カナダドル（約 16 億 5,900 万円）を同社に提供することになったと発表した。[119]

また、カナダ政府は 2021 年 3 月、ARC-100 の建設計画を支援するたに、NB Power 社に約 500 万加ドル（約 4 億 3,500 万円）、NB 州内で SMR 技術の開発研究を支援しているニューブランズウィック大学・原子力研究センターに約 56 万加ドル（約 4,900 万円）を大西洋地域開発庁（ACOA）から提供するとした（1.2.1.2 を参照）。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

CNSC の VDR のフェーズ 1 を 2010 年に終了している（開始時期：2017 年 9 月）。

安全機能の特徴

[119] JAIF、2021/2/15、カナダ NB 州、SMR の州内導入に向け ARC 社に 2,000 万加ドル追加提供、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6609.html

ARC-100 原子炉の理念は、シンプルで受動的な安全機能に依存することで、通常の運転発生時や事故時の条件下で原子炉の安全性を実現することである。

ARC-100 は、深層防護のために 5 つの伝統的な安全レベルを採用している：

- 安全マージンを最大化することにより、異常動作や故障を防止し、リスクを最小化する
- ナトリウムプールの大きな熱慣性力による異常運転や予期せぬ事象からの保護
- 多様で冗長なシステムによる設計基準事故（DBA）に対する防護
- 設計された受動的かつ施設固有の安全特性による厳しいプラント状態の制御
- 事故発生時、プラント存続のために運転員の介入や外部電源が必要ないような固有の受動的安全特性を設計することにより、公衆衛生と安全を保護する。

さらに、プラントの設計目標は、避難区域を敷地境界線に限定することである。

規制・安全性に関する個別事項

（安全機能の特徴を参照）

1.1.2.3. 高温ガス炉

原子力政策上の位置付け

資源を最大限に利用し、廃棄物を最小限に抑えることを可能にする先進的な設計として開発が進められている設計のひとつである。高温ガス炉に関しては、高温で動作させることで効率を上げられ、また、オンライン燃料交換により、さらに高い利用率を実現することが期待されている。また、発電以外に、水の脱塩、水素製造、化学プロセスへの熱提供といった非電力用途にも対応できるため、原子力開発者にとって重要な市場機会を開き、産業プロセスにおける炭素排出を大幅に削減する機会を提供することができるとしている。

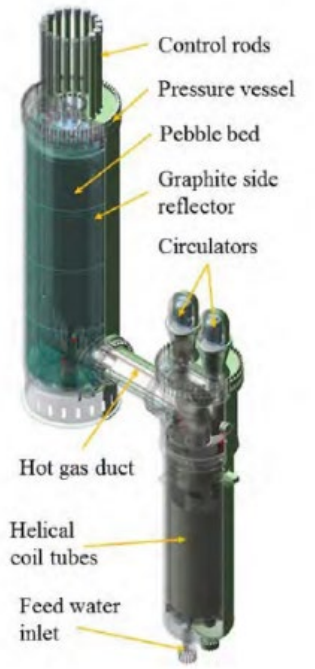
開発炉型

(1) Xe-100

①技術的特徴

Xe-100 は、熱出力 200MW のペブルベッド型高温ガス炉である。約 15.5wt%の低濃縮ペブルベッド燃料を原子炉上部に投入し、6 回炉心を通過させることで、最終的な平均燃焼度は 165,000MWd/tHM を達成する。

表 1.1.2-11　Xe-100 設計の概要



□仕 様

炉 型 ： ペブルベッド型高温ガス炉

減速材／冷却材：黒鉛／ヘリウムガス

原子炉圧力 ： 16.5MPa

炉心入口／出口温度 ： 260 / 750 ℃

熱出力： 200MWt

電気出力： ＞82.5MWe(Net)

燃料 ： UCO TRISO 燃料/ペブルベッド

再処理：なし

燃料濃縮度 ： ≤15.5%

取出燃焼度：≥165GWd/ton

出力密度：-

設計寿命：60 年

運転サイクル ： 供用中燃料装荷

□開発段階：基本設計段階

□特 徴：供用中燃料装荷、炉心溶融せずに燃料の損傷を最小限に抑える設計、独立した放射性核種バリア、先進的な燃料サイクル。

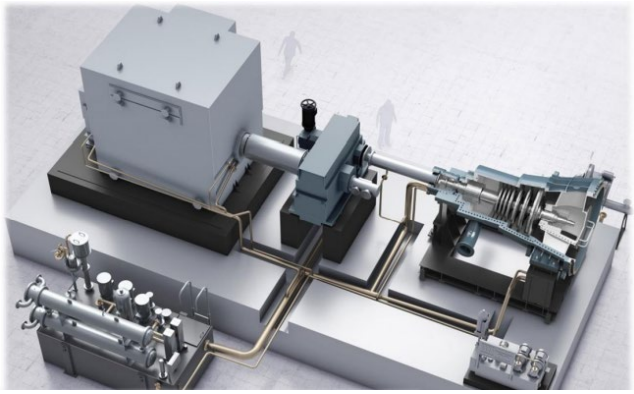
システム基本構成[120]

標準プラントは、4 つの原子炉から構成され、各原子炉モジュールには独自の蒸気タービン発電機が付いている（一つの制御室を共有する）。

電力変換システムの特徴は以下の通り：

- 復水器およびすべての補助装置を含む 100%市販の蒸気タービン発電機セット
- 最大 42.3%の高いタービン熱効率
- タービンをスキッドマウントすることで、現場での改修ではなく、迅速な交換を可能にしている
- 復水器の冷却は、湿式または乾式の冷却モジュールを使用することができる
- ランキンサイクルの冷却には、既製のモジュール式乾式/湿式またはハイブリッド冷却塔を使用する

[120] NUPIC Vendor Meeting, 2021/6, Xe100 Tech Overview, https://www.nupic.com/NUPIC/Home/HotTopics.aspx



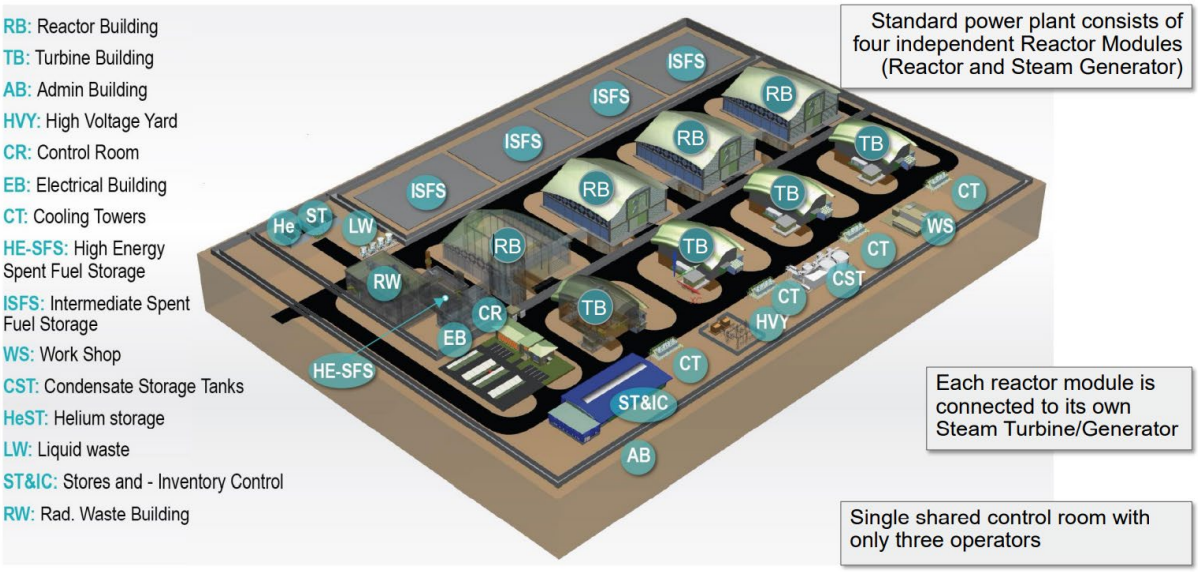


図 1.1.2-23　3 Xe100 Tech Overview - NUPIC Vendor Meeting June 2021.pdf

②経済性

ARDP で建設される Xe-100 プラントの建設費は約 24 億ドル（約 2,000 億円）で、資金の半分は ARDP から、半分は民間の投資、資本、融資から提供される予定である。[121]

③開発主体の概要

Xe-100 の開発実施主体は、米国の X-energy 社である。また、X-energy の公益事業パートナーである Energy Northwest 社（ワシントン州にある公益電気事業者）は、Xe-100 の開発と展開に向けて協力していく予定である。パートナーシップ契約の下、Energy Northwest 社は Xe-100 のライセンス取得を支援し、Xe-100 がワシントン州での開発のための実行可能なオプションであると判断された場合、Energy Northwest 社はプラントを所有・運営し、将来の小売負荷を満た

[121] Energy Northwest HP, TRi Energy Partnership, https://www.energy-northwest.com/whoweare/news-and-info/Documents/TRi%20Energy%20Partnership%20-%20Frequently%20Asked%20Questions.pdf

すために当社の公共電力パートナーに電力を提供することを期待している。[122]

2021 年 4 月、同ワシントン州の公益電気事業者の Grand PUD が加わり、「3 社間エネルギー・パートナーシップ」を組む了解覚書を締結し、Xe-100 をワシントン州で建設し、商業化の可能性を実証するために協力することになった。[123]

協力企業

- 2021 年 8 月、斗山重工業建設社（韓国）は、X-Energy 社と Xe-100 の主要部品製造に関するエンジニアリングサービス契約を締結した。斗山は、このプロジェクトに参加することで、自社の SMR 事業の多角化につながるとしている。[124]
- 2021 年 9 月、Cameco 社（カナダ）は X-Energy 社と、カナダと米国における Xe-100 の将来の展開、燃料補給、サービスの可能性を支援するための協力可能な分野を探る、拘束力のない非排他的な覚書を締結した。[125]
- 2021 年 11 月、X-energy Canada 社と Kinectrics 社は、カナダで Helius というクリーンエネルギー・イノベーション・センターの設立を支援する覚書に調印した。Helius では、Xe-100 およびその他の高温ガス炉技術のシステムおよび機器の試験施設を提供するとしている。[126]

④導入先及び用途

プロセス熱利用、海水淡水化、電力及びコージェネレーションを想定している。
ワシントン州で建設を予定する「3 社間エネルギー・パートナーシップ」では、建設サイトとして、同州リッチランドの北部にある Energy Northwest 社の Colombia 発電所（120 万 kW 級 BWR）のサイト内を想定している。

⑤政府支援の内容

DOE は、ARDP の「先進的原子炉の実証」の対象の 1 つに X-energy 社を選定し、2020 会計

---

[122] Energy Northwest, 2020/10/14, プレスリリース, https://www.energy-northwest.com/whoweare/news-and-info/Pages/Energy-Northwest-lauds-Department-of-Energy%E2%80%99s-selection-of-X-energy-for-advanced-nuclear-energy-award.aspx

[123] JAIF, 2021/4/9, X-エナジー社、米ワシントン州での小型 HTGR の建設で覚書、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7490.html

[124] WNN, 2021/9/1, Doosan to assess manufacturability of Xe-100, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Doosan-to-assess-manufacturability-of-Xe-100

[125] NEI Magazine, 2021/9/21, Cameco and X-energy to co-operate in support of Xe-100 SMRs, https://www.neimagazine.com/news/newscameco-and-x-energy-to-co-operate-in-support-of-xe-100-smrs-9096405

[126] NEI Magazine, 2021/11/1, X-energy and Kinectrics sign MOU for Helius Clean Energy Innovation Centre - Nuclear Engineering International, https://www.neimagazine.com/news/newsx-energy-and-kinectrics-sign-mou-for-helius-clean-energy-innovation-centre-9208774

年度に 8000 万ドル資金援助することを 2020 年 10 月 13 日付で発表した。DOE は、これらに今後 7 年間で総額 32 億ドル程度の資金援助を計画している。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

米国の NRC の DC のための申請前審査プロセス（2018 年 9 月～)、カナダ CNSC のベンダー事前設計レビュー（VDR）が行われている（2020 年 7 月)。

安全機能の特徴

Xe-100 の本質的な安全性は、4.8MW/m^3 という比較的低い出力密度、黒鉛内部の高い熱慣性、原子炉の全運転領域での高い負の反応度温度係数によって担保されている。高品質 UCO TRISO 被覆粒子燃料を使用することで、核分裂生成物を格納することができる。圧力境界は、ヘリウムや黒鉛ダスト粒子の中を循環する可能性のある少量の核分裂生成物を閉じ込めるために、さらに独立した物理的障壁を提供する。また、原子炉建屋のベントルートは、フィルタベントを介してベントすることにより、核分裂生成物の放出を最小限に抑えることができる。

主な安全システムは受動的に設計されている。連続的な燃料供給による余剰反応度の小ささから、意図しないプラントの過渡現象が回避される。通常運転中の RCSS（原子炉制御・停止系）の挿入深さは約 1.4 nile（1nile＝1000 pcm）で、100%-40%-100%の範囲内での負荷追従運転を可能にする。

燃料温度が許容値以下のままであれば、受動的な崩壊熱除去が可能である。放射性核種は、極端な事象が発生しても燃料内に残存する。能動的な熱除去システムが利用できない場合、炉心の熱は、ペブルと側面反射板間の伝導、対流及び炉心槽への熱放射、及び原子炉冷却系（RCCS）によって受動的に除去される。RCCS を喪失しても、崩壊熱は構造物に安全に放散され、最終的には環境中に放出されるため、安全上の懸念は生じない。

Xe-100 の格納機能は、TRISO コーティングされた粒子が放射性核種の放出に対する第一の障壁として機能することに基づいている。燃料要素マトリックスは、放射性核種を拡散させるための追加の抵抗と吸着面に寄与している。ヘリウム圧力境界（HPB）は第二の独立した障壁であり、原子炉建屋は最終障壁として機能する。HPB が破損した場合、建屋のフラップが開き、放射性物質を除去するためのフィルター付きベントからヘリウムを大気中に逃がす役割を果たす。

規制・安全性に関する個別事項

Xe-100 の以下の項目について公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

2021 年 8 月、カナダ CNSC と米国 NRC は、先進型原子炉および SMR 技術の技術審査の強化を目的として 2019 年 8 月に締結した 2 年間の協力覚書（MOC）に基づく最初の共同プロジェクトとして、Xe-100 に関する共同報告書[127]を発表した。この報告書は、X-Energy 社が CNSC と NRC のフィードバックを得るために 2020 年 7 月に提出した、同社の Xe-100 の原子炉圧力容器（RPV）建設コード仕様に関する白書に関するものである。

以下では、その概要について記す。

- X-Energy 社は白書の中で、米国機械学会（ASME）のボイラー・圧力容器（B&PV）コード、セクション III「原子力施設用機器の製作に関する規則」第 5 部「高温炉」の要件に従って RPV を設計・解析することを提案している。しかし、製造においては、ASME B&PV コード、セクション VIII「圧力容器建造基準」第 2 部「代替規則」にある品質保証と建設のための一般要求事項を満たして容器を製造し、それに基づいて刻印することを提案した。
- CNSC と USNRC は白書をレビューし、X-Energy 社が本報告書で要求された追加の技術的正当性を含み、本報告書に記された両規制当局の見解に対応する限り、Xe-100 の RPV の設計と製作のために提案した手法は実行可能と結論づけた。提案されたアプローチは、Xe-100 の RPV の設計と製作のための基準を確立するために使用することができる。
- 上記の結論につながる主な見解は以下の通りである。
  - RPV の設計、建設、検査、試験は、Xe-100 の設計が、原子炉の期待寿命の間、運転中および 事故時に、線量受容基準、プラント深部防護の妥当性、すべての基本安全機能の遂行を含む、関連するすべての一般安全目的と目標を満たすようにしなければならないということが基本的考察である。
  - RPV が果たす安全機能は、その安全分類の基本要素であり、RPV が果たす安全機能に見合った品質基準で設計、製作、設置、試験を行うような適切な設計と製造コードの選択を支援する。
  - X-Energy 社のアプローチは、RPV に要求される安全機能は形状にのみ関連し、RPV の圧力保持機能は安全上必要ないとの主張に基づいている。すべての主張は、信頼できる品質保証された証拠によって立証され、支持されなければならない。原子炉設計の決定論的及び確率論的安全解析は、選択されたコード、安全機能、及び原子炉の寿命に渡る分類の決定を支持するものでなければならない。全ての関連する設計及び運転上の考慮事項（脆性破壊及び破壊の急速な伝播の防止、空気又は水の浸入による安全性への悪影響、放射線脆化、許容応力、検査及び試験など）に適切に対処する必要がある。

1.1.2.4. マイクロ炉

原子力政策上の位置付け

マイクロ炉に関しては、SMR よりも更に小さく、トラック、船や飛行機で輸送できるため、被災地での電源復帰、遠隔地域や軍事基地等、様々な用途が可能として、DOE は 2025 年までに商

[127] USNRC-CNSC,2021/6, Joint Report Concerning X-Energy's Reactor Pressure Vessel Construction Code Assessment, https://www.nrc.gov/docs/ML2108/ML21081A192.pdf

業用マイクロ炉の実証を目指している。また、部品製造にかかるコストと時間を削減するために、3D プリントによるマイクロ炉の部品の製造プロセスも開発している。

軍事用途に関しては、移動式マイクロ炉設計の開発を支援する DOD の Project Pele が進行中であり（1.1.1(2)a.⑤を参照）、また、2021 年 10 月、米空軍省はアラスカ州の Eielson 空軍基地での実証炉を建設する計画を発表している。[128]

民間事業では、マイクロ炉を開発する Oklo 社は、2021 年 7 月、ビットコインのマイニング用の設備を提供する Compass Mining 社とビットコインマイニングへの電力供給に係る商業的パートナーシップを締結している。 軍事基地に関しては、2021 年 10 月、米空軍省はアラスカ州の Eielson 空軍基地での実証炉を建設する計画を発表している。[129]

開発炉型

(1) eVinci

①技術的特徴

設計概要

eVinci マイクロ炉は、遠隔地や電力系統から孤立した場所でのエネルギー生成用に設計されている。本設計では、遠隔地のコミュニティ、採掘作業、または重要なインフラ設備のために、プロセス熱と電力の両方を生成することができる。設計の主な特徴は、標準化された輸送コンテナによる輸送性である。本設計は、ロス・アラモス国立研究所が開発し、宇宙用に試験してきたヒートパイプ技術に基づいている。コンパクトでシンプルな設計のため、eVinci マイクロリアクターは工場で製造・燃料装荷を行い、その後エンドユーザの現場に輸送される。

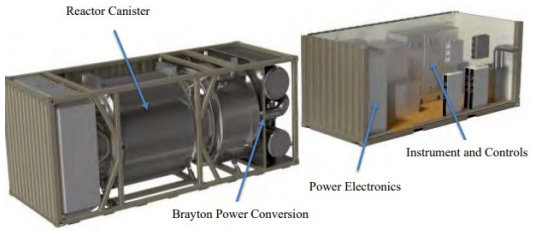
下表内の写真（下）は、標準的な輸送用コンテナに eVinci の原子炉と電力変換システムが梱包された状態を示している。1 つのコンテナは、原子炉と電力変換システムを収容し、もう 1 つのコンテナには、パワーエレクトロニクスと計装制御（I&C）システムが入っている。

表 1.1.2-12　eVinci 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： ヒートパイプ冷却原子炉 減速材／冷却材：金属水素化物減速材／ヒートパイプ 原子炉圧力 ： N/A 炉心入口／出口温度 ： NA / NA 熱出力： 7-12MWt 電気出力： ＞2-3.5MWe(Net) 燃料 ： TRISO 燃料または他のカプセル

[128] Eielson 軍事基地のホームページ、2021 年 10 月 15 日、https://www.eielson.af.mil/News/Article-Display/Article/2812077/eielson-afb-announced-as-site-for-air-force-micro-reactor-pilot/

[129] Compass mining 社のホームページ、2021 年 7 月 14 日、https://compassmining.io/education/oklo-compass-fission-mining-partnership/

	再処理：- 燃料濃縮度 ： 5 - 19.75% 取出燃焼度：非公開 出力密度：- 設計寿命：40 年 運転サイクル ： >36 カ月 □開発段階：NRC の申請前審査中 □特 徴：自律運転可能な可搬式原子炉。

システム基本構成

炉心は強固な一体型ブロックからなり、燃料、中性子減速材、ヒートパイプを収容する 3 種類のチャンネルを備えている。各ヒートパイプには、炉心から熱交換器に熱を移動させるための作動流体として少量のナトリウム液体が入っており、完全に密閉されたパイプの中に収められている。ヒートパイプは、原子炉冷却材ポンプ、原子炉冷却材システム、1 次冷却材化学制御、および関連するすべての補助システムの代わりとなる。[130]

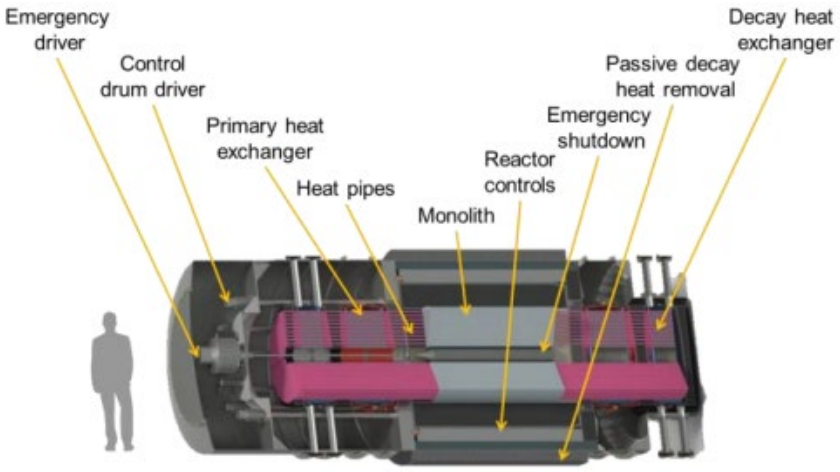


図 1.1.2-24 eVinchi 原子炉の設計

出典：GTO-0001 eVinci flysheet.pdf (westinghousenuclear.com)

②経済性

Westinghouse 社とカナダの Bruce Power 社が 2021 年 10 月に公表したカナダでの eVinci の導入に関する検討報告書によれば、軽油価格と炭素価格に関する前提条件次第で eVinci マイクロ炉は、ディーゼル燃料を燃やすよりも 14%～44%経済的であるとしている。

[130] Westinghouse, 2019/3, eVinci TM Micro Reactor, https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/new%20plants/evincitm/eVinci%20Micro%20Reactor%20NPJ%20M-A%202019.pdf?ver=2019-04-30-211410-367

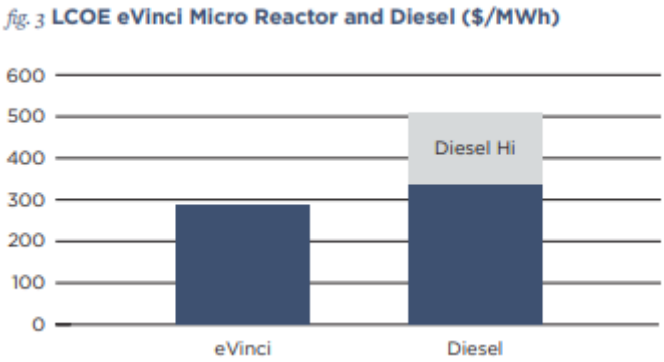


図 1.1.2-25　eVinci とディーゼルの発電単価

出典：Westinghouse-Bruce Power 報告書のサマリー[131]

③開発主体の概要

eVinci の開発実施主体は、米国の Westinghouse Electric 社である。

④導入先及び用途

遠隔地のコミュニティ、採掘作業、軍事施設に特化して設計されている。熱供給と発電の両方の能力を兼ね備えており、分散型及びオフグリッド市場の多様なエネルギーニーズに対応する。

2020 年、カナダの Bruce Power 社と Westinghouse 社は、同社が eVinci をカナダ国内で応用し、カーボンフリーのエネルギー源を提供する可能性を検討する契約を締結した。2021 年 10 月、両者が公表した実現可能性検討（フィージビリティ）報告書によれば、eVinci マイクロ炉は、カナダの電慮億系統から孤立した分散型の電力市場に必要かつクリーンでコスト競争力のあるエネルギーを供給できるとしている。[132]

⑤政府支援の内容

DOE は、ARDP の対象の 1 つに eVinci を選定（「将来実証リスク低減」枠）している。DOE は、今後 7 年間で総額 930 万ドルの資金援助を計画している。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

NRC の申請前審査を予定中。

安全機能の特徴

eVinci マイクロリアクターには固有の安全機能がある。例えば、崩壊熱除去の場合、原子炉キャニスター内の炉心設計により、周囲の大気（空気）への受動的な熱伝達を可能にする原子炉キ

[131] Westinghouse-Bruce Power, 2021, Executive Summary of the eVinciTM Micro-Reactor Deployment in Mining and Remote Canadian Communities Feasibility Study

[132] WNN, 2021/10/27, Westinghouse micro-reactor feasible option for Canada, study finds, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Westinghouse-micro-reactor-feasible-option-for-Can

ャニスターの外側部分への伝導による熱除去が可能になる。炉心は負の反応度フィードバックで設計されているため、事故シナリオが発生した場合の安全性を高めることができる。外部電源が喪失したり、自律的な制御システムによって原子炉が停止したりすると、制御ドラムが自動的に炉心の周りの中性子吸収率の高い位置まで回転し、その後原子炉を停止させる。この固有の炉心設計により、高圧配管の破裂や冷却材喪失事故など、従来の事故シナリオを排除することが可能となる。

規制・安全性に関する個別事項

eVinci に関する以下の項目について公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.1.2.5. 核融合

原子力政策上の位置付け [133]

米国では、最終的に核融合を利用して発電する原型炉を建設する機運が高まっており、2018 年の全米科学技術医学アカデミー（NASEM）の報告書の中でそのためのアイデアが公表されている。そこでは、フランスに建設中の ITER へのコミットメントに固執するだけでなく、短期間で国内にパイロットプラントを建設することを推奨している。その後、2020 年 12 月に米国の核融合研究所はパイロットプラントを新しい長期計画に採用した。

2021 年 2 月に発表された NASAM の報告書によると、米国は 2035 年までにパイロットプラントの建設を開始し、2040 年までに運転を開始するように推奨されている。また、この厳しいスケジュールを満たすために、DOE に民間企業と協力して 2028 年までに複数の概念設計を開発する 2～4 チームに資金提供するように求めている。ただし、この報告書で想定しているパイロットプラントは巨大な物ではなく、その発電容量はわずか 50MW 程度である。これは、プラントと電力網との相互作用をテストするために十分な容量と考えられており、建設費用は 50 億ドルまたは 60 億ドルを超えない金額と見積もられている。そのため、数百 MW の最初の商用核融合プラントのために電力会社が十分に支払い可能な金額とみられている。

DOE の DIII-D 国立核融合機関の科学者は、パイロットプラントである Compact Advanced Tokamak (CAT)の概念設計を 2021 年 3 月に公表した。また、DOE のプリンストンプラズマ研究所（PPPL）は商業用の核融合炉を実現するために Commonwealth Fusion Systems 社と協力し、核融合炉 SPARC の開発を支援している。

[133] AAAS, 2021/2/19, Road map to U.S. fusion power plant comes into clearer focus—sort of, https://www.science.org/content/article/road-map-us-fusion-power-plant-comes-clearer-focus-sort

開発炉型

(1) CAT(Compact Advanced Tokamak)

①技術的特徴

DOE の DIII-D 国立核融合機関の科学者は、物理学ベースのシミュレーションにより、先進トカマク概念に基づいたコンパクトな核融合発電パイロットプラントの設計を提案している。炉型は ITER と同様にトーラス形状のトカマク型である。

CAT の設計概要を表 1.1.2-13 に示す。ここで、エネルギー増倍率は Q 値と呼ばれ、核融合反応で発生する出力と核融合反応を持続させるためにトカマク内に注入される外部からの加熱入力の比率を表す。つまり、Q＞1 の条件では、外部から投入した加熱出力よりも核融合出力が上回っていることを意味する。また、図 1.1.2-26 に示すように、装置中心からドーナツ状のプラズマの断面中心までの距離を大半径、プラズマ断面の半径を小半径と呼ぶ。トカマク装置では、ドーナツ状に並べたコイル（トロイダル磁場コイル）で強い磁場（トロイダル磁場）を発生させている。さらに、プラズマ中に流した電流が作る磁場とトロイダル磁場がらせん状の磁場を形成し、プラズマを閉じ込めている。そのため、プラズマ電流とトロイダル磁場はプラズマ閉じ込め性能に関する重要な設計パラメータである。

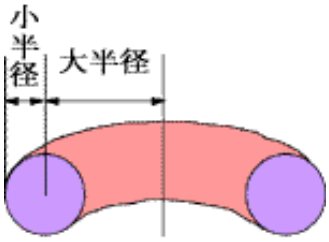


図 1.1.2-26　炉心プラズマの大半径と小半径 [134]

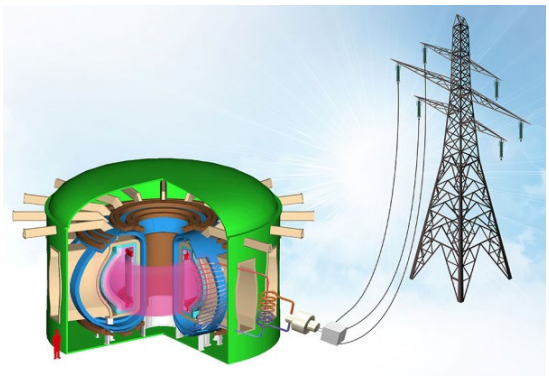
表 1.1.2-13　CAT 設計の概要

□イメージ図 [135]	□仕 様 [136]
	炉 型 ： トカマク型（トーラス形状）
	核融合出力 ：200MW
	エネルギー増倍率 ：Q=10.4~20.6
	大半径 ：~4m
	プラズマ電流 ：9.4～12MA
	トロイダル磁場 ：6~7T

[134] QST HP, 先進プラズマ研究開発,https://www.qst.go.jp/site/jt60/5108.html

[135] wnn, 2021/4/1, US scientists introduce new fusion reactor concept, https://world-nuclear-news.org/Articles/US-scientists-introduce-new-fusion-reactor-concept

[136] R.J. Buttery et al., 2021, The advanced tokamak path to a compact net electric fusion pilot plant" Nucl. Fusion, Vol. 61, 046028, https://doi.org/10.1088/1741-4326/abe4af

	加熱入力　　：38~116MW □**開発段階**：米国 DOE の研究者によって 2021 年 3 月に概念設計が公表された。 □**特 徴**：小型化とコスト削減によって商業用核融合発電に必要な技術開発に寄与することが期待される。

CAT は物理学ベースのアプローチで設計されており、核融合炉設計条件の最適化のための新しい知見の取得につながるとされている。また、設計について以下のような特徴が挙げられている。[136]

トカマク装置では、高周波発生装置や中性子入射装置によりプラズマ電流を駆動し、電流を維持することでトカマクの連続運転を実現しようとしている。これは、電流駆動と呼ばれ、CAT では中性子ビームと超高調波（ヘリコン）速波を利用しているが、その他の先進的なアプローチも除外しないとしている。また、ダイバータにはダブルヌル構造が採用されている。

加熱入力がしきい値を超えるとプラズマ表面付近で急激に温度・密度が高い分布に遷移し、エネルギー閉じ込め時間が改善することが知られている（L-H 遷移）。CAT の設計では、L-H 遷移に 2 倍のマージンを取っているとされている。中性子による壁への負荷は問題ないとされ、熱流束は ITER の 20~60%、閉じ込め機能に関しては更なる解析が必要であるとされている。

この CAT のアプローチは高温超電導体からの恩恵を受けることができ、より強力な磁場はパフォーマンスマージンを上昇させ、さらに着脱性に対するポテンシャルは原子力の試験を容易にする。しかし、今回の報告における設計条件は、従来型の超伝導体を用いて実施可能である。発電炉の開発のために必須である原子力材料とブリーディング研究を完遂できる手頃な価格の試験装置により、ここで構築された技術とモデルの正当性を検証する必要があるとされている。

②経済性

小型化と設備の簡略化により、コスト削減が可能であるとされている。CAT に対する見積もりは示されていないが、発電容量 50MW 級のパイロットプラントの建設費用は 50 億ドルまたは 60 億ドルを超えないとみられている。[136]

③開発主体の概要

DOE の General Atomics が運営する DIII-D 国立核融合施設は、トカマクのアプローチの最適化のための科学的基盤を確立するためのプログラムミッションを備えた、米国最大の磁気核融合研究施設である。DIII-D は DOE の支援と国際協力により、1980 年代半ばから核融合研究を実施しており、100 を超える機関が参加している。

④導入先及び用途

小型化とコスト削減によって商業用核融合発電に必要な技術開発に寄与することが期待される。また、商用核融合炉実現のために必要なプラントと電力網との相互作用のテストが実施される予定である。

⑤政府支援の内容

CATの概念設計はDOEの以下の資金援助を受けて実施されている。DE-FC02-04ER54698「DIII-D核融合国家プログラムと先進核融合技術研究開発」、DE-FG02-95ER54309「核融合プラズマの理論とシミュレーション」、DE-AC05-00OR22725「オークリッジ国立研究所のマネジメントと運営」、DE-AC52-07NA27344「ローレンス・リバモア国立研究所」、DE-SC0017992「AToM SciDAC-4 プロジェクト)」。

(2) SPARC

①技術的特徴 [137]

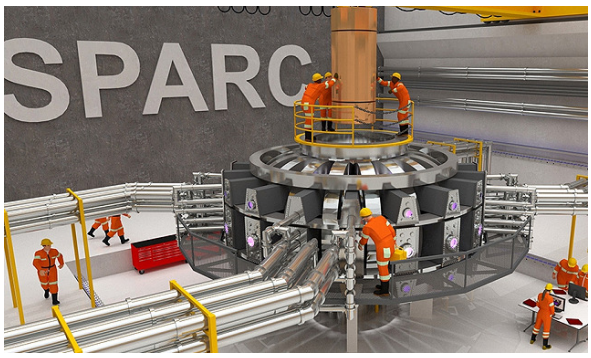
SPARC は、外部からのエネルギー投入の必要のない自立型核融合反応を実現する装置として開発されている。ITER よりも小型でありながら同等の性能を達成できると期待されており、超伝導磁石の進歩により高温プラズマをより強力な磁場で閉じ込めることができる。初期の設計におけるコンピューター計算では、Q 値は 2 以上になるように設計されており核融合反応を起こすために投入したエネルギー量の少なくとも 2 倍の核融合エネルギーが生成される見込みである。最新の研究では Q 値は 10 以上になる可能性もあるとされている。

表 1.1.2-14　SPAC 設計の概要

ロイメージ図 [137]	ロ仕 様 [138] 炉 型 ： トカマク型（トーラス形状） 核融合出力 ：50-100MW エネルギー増倍率 ：Q=9.0 大半径/小半径 ：1.85m/0.57m プラズマ電流 ：8.7MA トロイダル磁場 ：12.2T

[137] MEITEC, 2021/3/8，MIT、次世代核融合反応炉をスタートアップと共同研究, https://engineer.fabcross.jp/archeive/210301_sparc.html

[138] P. Rodriguez-Fernandez, 2020, Predictions of core plasma performance for the SPARC tokamak, J. Plasma Phys., vol. 86, 865860503, https://www.cambridge.org/core/journals/journal-of-plasma-physics/article/predictions-of-core-plasma-performance-for-the-sparc-tokamak/3B88CC267B001A283138318FFEE3CDC3D

	□開発段階[139]：2025 年に運転開始予定 □特 徴：超伝導磁石の進歩により、高温プラズマをより強力な磁場で閉じ込め、ITER よりも小型でありながら同等の性能を達成できるとされている。

②経済性

該当する情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

マサチューセッツ工科大学（MIT）が米国エネルギー省（DOE）傘下のプリンストンプラズマ物理研究所（PPPL）と協力して研究開発を進めている。トカマク型原子炉を用いた高性能核融合グレードのプラズマ開発をスタートアップ企業 Commonwealth Fusion Systems 社とも連携して進めている。

④導入先及び用途

2030 年代初頭に商用核融合炉である ARC を建設する計画となっており、それに向けて SPARC では Q 値 2 以上を達成することが目標となっている。

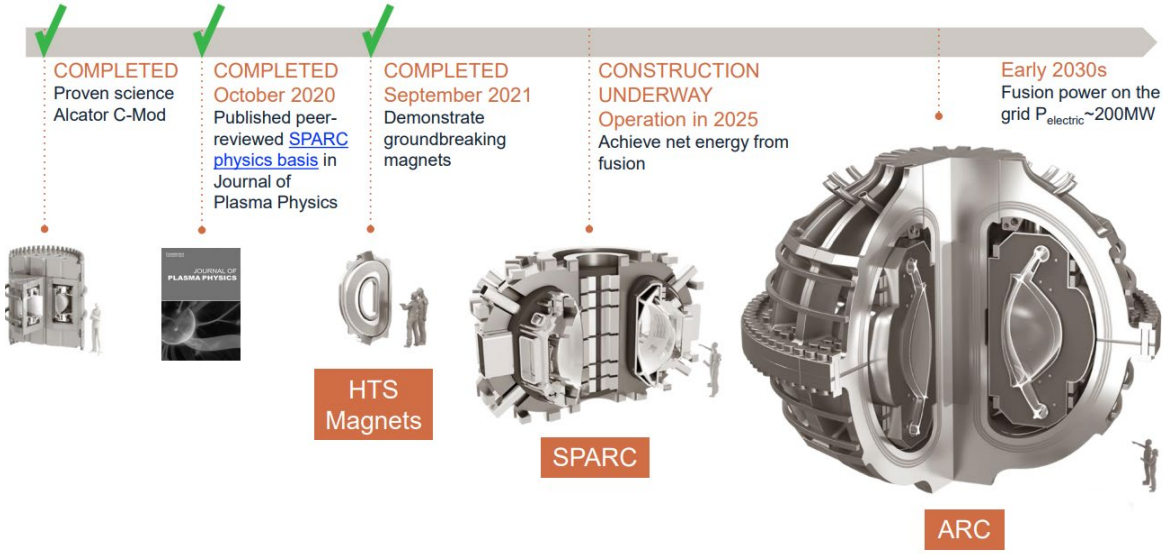


図 1.1.2-27　商用核融合炉開発までの流れ[139]

[139] NRC, 2021/10/27, Developing a Regulatory Framework for Fusion Energy Systems, https://www.nrc.gov/docs/ML2129/ML21299A313.pdf

⑤政府支援の内容 [140]

Commonwealth Fusion Systems 社は、2021 年 12 月 1 日に、核融合エネルギーを商業化するためのシリーズ B の資金調達で 18 億ドル以上の資金を調達したと発表しました。これには、SPARC を構築、試運転、および運用するための資本が含まれている。さらに、同社は、サポート技術の開発、設計の進歩、サイトの特定、核融合発電の将来に向けたパートナーと顧客の組み立てを含む、最初の商用核融合発電所である ARC の作業を開始できるようになった。資金調達ラウンドには、以前からの出資者であるイタリアのエネルギー企業大手の Eni 社などのほか、新たにマイクロソフト共同創業者のビル・ゲイツやグーグルも加わった。

Commonwealth Fusion Systems 社は、2018 年に設立されて以来、20 億ドル以上の資金を調達している。

[140] Nuclear Engineering International, 2021/12/8, Commonwealth Fusion Systems raises funds to commercialise fusion, https://www.neimagazine.com/news/newscommonwealth-fusion-systems-raises-funds-to-commercialise-fusion-9309117

1.2. カナダ

1.2.1. 研究開発支援内容

1.2.1.1. 原子力政策の概要

カナダの発電の約 15%は原子力発電によるもので、主にオンタリオ州にある 19 基の CANDU 原子炉が 13.5GWe の電力容量を提供している（2018 年現在）。

カナダでは、従来の CANDU 炉に関して、2020 年代に運転を開始する原子炉をいくつか建設する提案があったが、既存設備の大規模な改修を優先して延期または中止されている。

SMR・新型炉に関しては、幾つかの州政府が SMR の導入を検討し、また規制当局及び研究機関が SMR の実用化に向けた取組を開始している。

カナダ政府は、2018 年 11 月に発表した「SMR ロードマップ」[141]では、第 4 世代の SMR 開発が「より小さく、よりシンプルで、より安価な」原子力エネルギーのための市場への対応であり、また、この技術の大規模な世界市場が「気候変動とクリーンエネルギー政策だけでなく、エネルギー安全保障とアクセスの要請によっても推進される」と結論した。

2020 年 12 月、カナダ政府は、2018 年に発表した SMR ロードマップの実現に向けた計画を記述した「SMR アクションプラン」を発表した。アクションプランでは、連邦政府と各州の州政府及び地方自治体、先住民、労組、電気事業者、産業界、イノベーター、学界、市民社会など、100 以上の関係組織が、カナダでの SMR の実用化に貢献するためのそれぞれの目標や計画をまとめている。アクションプランにおいては、カナダ政府は、2030 年までに従来の石炭火力発電所を段階的に廃止しなければならない管轄区域に低炭素電力の代替案を提供するのに間に合うよう、SMR 技術の開発を支持するとしている。また、カナダ政府は、州・準州政府および電力会社が SMR 展開においてリーダーシップを発揮していることを認識している。[142]

尚、核融合炉に関しては、建設や導入政策は公表されていない。一方、カナダの民間企業の General Fusion は、英国での実証炉建設を計画している。[143]

1.2.1.2. 各炉型の開発支援

1.2.1.3. 【新型炉（SMR・非軽水炉）の開発支援】

以下では、政府機関及び州政府や電力会社における研究開発支援について紹介する。

(1)カナダ政府による資金供与

- カナダ政府は 2020 年 10 月、Terrestrial Energy 社の一体型溶融塩原炉（IMSR）発電所の開発を加速するために、2,000 万カナダドル（約 1,500 万米ドル）の連邦資金を供与している。資金提供は、カナダ政府の戦略的技術革新基金（SIF）を通じて行われており、Terrestrial Energy 社の CNSC との事前の許認可対応に用いられる。今回の資金提供に当たって、イノベーション科学産業大臣は、カナダ政府は、よりクリーンなエネルギー源を

141 Canada's SMR Roadmap website, https://smrroadmap.ca/

142 SMR Action Plan website, https://smractionplan.ca/

143 Power Electronics News , 2021/4/17, Canada Dropped the Ball on Fusion Energy, https://www.powerelectronicsnews.com/canada-dropped-the-ball-on-fusion-energy/

提供し、SMR におけるカナダの世界的なリーダーシップを強化することを支援していると述べた。[144]

- カナダ政府は 2021 年 3 月、New Brunswick 州が進めている SMR の開発を支援するため、同州内で商業規模の実証炉建設が計画されている 2 つの SMR 設計に対して総額 5,600 万カナダドル（約 48 億 7,400 万円）以上の資金供与を行うと発表した。[145]
  - 「燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W)」を開発した Moltex Energy 社（英国）に対して、SIF から 4,750 万加ドル（約 41 億 3,600 万円)、大西洋地域開発庁（ACOA）の「技術革新による地域経済成長（REGI）プログラム」から 300 万ドル（約 2 億 6,000 万円）を支出する。
  - ARC Clean Energy 社の ARC-100 の実証炉の建設予定地である Point Lepreau 原子力発電所の準備資金として、同炉を所有する州営電力の NB Power 社に約 500 万加ドル（約 4 億 3,500 万円)、NB 州内で SMR 技術の開発研究を支援しているニューブランズウィック大学・原子力研究センターの能力を拡充するため約 56 万加ドル（約 4,900 万円）を ACOA から提供する方針である。

(2)カナダ原子力研究所（CNL）での SMR 立地招待プロセス

CNL は、2026 年まで同研究所が管理する Chalk River に SMR を立地することを目指して、SMR 開発者を対象とする立地評価プロセスを実施している。但し、本計画は、CNL が SMR 開発者の CNL サイトでの立地を促進するもので、CNL が SMR の建設、運営を行うものではないことに注意が必要である。

CNL の招待プロセスは、4 つの異なるステージで構成される。

- フェーズ 1 と 2（事前資格審査とデューディリジェンス）では、CNL は提案された設計の技術的およびビジネス的なメリットをより厳密に評価し、プロジェクトの財政的な実行可能性を評価し、必要な国家安全保障と整合性の要件を検討する。
- フェーズ 3 では、土地の手配、プロジェクトのリスク管理、契約条件に関する予備的かつ非独占的な話し合いが行われる。
- フェーズ 4 のプロジェクト実行では、SMR ユニットの建設、試験、試運転、運用、そして最終的には廃炉が行われまる。

2021 年 7 月現在、4 つのプロジェクト推進者が招聘プロセスの様々な段階に携わっている。

- フェーズ 1 終了：StarCore Nuclear 社（14MWe の HTR)、Terrestrial Energy 社（190 MWe の IMSR）及び U-Battery Canada 社（4MWe の HTR）
- ステージ 3 開始：GFP 社とそのパートナーである Ontario Power Generation（OPG）社

144 Terrestrial Energy, 2020/10/15, プレスリリース, https://www.terrestrialenergy.com/2020/10/15/terrestrial-energy-receives-canadian-government-funding-for-imsr-generation-iv-nuclear-plant/

145 JAIF、2021/3/19、カナダ連邦政府が NB 州の SMR 研究開発を支援、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7153.html

が提案する Ultrasafe Nuclear Corporation（USNC）社製の MMR（5MWe の HTR）

GFP 社は、許認可取得プロセスを開始しており、Chalk River での実証炉のための環境アセスメントが現在進行中である。[146]

(3)カナダ原子力研究イニシアティブ（CNRI）

CNL は、カナダでの SMR の導入を加速化するために 2019 年にカナダ原子力研究イニシアティブ（CNRI）プログラムを開始している。CNRI では、毎年プロポーザル募集を行い、CNL はこれらのプロポーザルの審査結果に基づいて共同研究開発プロジェクトを開始する。プロジェクトを通して、CNL の技術力と専門知識を SMR の開発者が利用できるようにし、カナダでの革新的な原子炉の配備に向けて前進するために必要な技術サポートを提供する。

第 1 ラウンドの支援対象：

- 2019 年 11 月、CNL は、以下の 4 社を最初の支援対象者として選定したとお発表した [147]：
  - Kairos Power 社（高温のフッ化塩で冷却する「KP-FHR」設計を実現するため、トリチウムの管理戦略を策定する）
  - Moltex Canada 社（カナダのニューブランズウィック大学と共同で、CANDU の使用済燃料をピン型溶融塩炉（SSR）の燃料に転換する試験装置について、建設と合理化を進めている：Waste to Stable Salts:WATSS 技術と名付けられている）
  - Terrestrial Energy 社（一体型溶融塩炉（IMSR）等に対して、安全・セキュリティや核不拡散関係の技術を適用する可能性を評価）
  - USNC 社（MMR の開発で浮上する様々な技術的課題の解決に向けた作業）

第 2 ラウンドの支援対象：

- 2020 年 3 月、CNL は、USNC の子会社である USNC-Power と、CNRI を通じた共同研究契約を締結し、USNC の MMR を支援するための研究を行うことを発表した。共同研究には、UNSC 独自の完全セラミックマイクロカプセル化（FCM）燃料ペレットを製造、CNL のチョークリバーサイトでの燃料分析を行う研究所の設置や、USNC の燃料と炉心の検証をサポートするための試験プログラムの開発も含まれている。2021 年 4 月、CNL は FCM 燃料ペレットの製造に成功したと発表した。[148]
- 2021 年 7 月、CNL は、核融合炉での利用のために、水素を摘出する技術の開発に向けて、

[146] CNL HP, Siting Canada's First SMR, https://www.cnl.ca/clean-energy/small-modular-reactors/siting-canadas-first-smr/

[147] JAIF、2019/11/20、カナダ原研、SMR 開発支援イニシアティブの候補企業 4 社を選定、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/1017.html

[148] WNN, 2021/4/14, TRISO fuel made in Canada for first time, https://world-nuclear-news.org/Articles/TRISO-fuel-made-in-Canada-for-first-time

General Fusion 社（カナダ）を支援すると発表した。[149]

・ 2021 年 10 月、CNL は、CNRI プログラムの第 3 ラウンドの提案募集を発表した。応募締め切りは 2021 年 12 月 22 日で、2022 年春にプロジェクトが選定される予定である。[150]

(4)電力事業者による支援

【NB Power 社】

New Brunswick 州の州営電力である NB Power 社は 2020 年 11 月、英国の Moltex Energy 社及び米国の Advanced Reactor Concepts（ARC）社がそれぞれ開発している SMR の NB 州内での建設に向け、これまでの協力関係を一層強化するため、相互協力メカニズム「SMR ベンダー・クラスター」を同州で設立すると発表し、了解覚書を締結した[151]。製造技術・販売また技術教育での提携、関係取引への取組み、共通する研究開発活動などで協力し、早ければ 2030 年に NB Power 社が同州で運営するポイントルプロー原子力発電所（71.2 万 kW のカナダ型加圧重水炉）の敷地内で、ベンダー2 社それぞれの SMR の営業運転を始める方針である。

New Brunswick 州は、原子力発電所が立地し原子力関係の専門的知見も支援基盤として根付いているなど、SMR の開発推進に適している背景から、New Brunswick 州政府と NB Power 社は 2018 年 7 月に 90 件の申請の中から ARC 社と Moltex Energy 社を選定している。

Point Lepreau 発電所内で、ARC 社製 SMR 初号機の建設可能性を探り、Moltex 社製 SMR についても商業規模の実証炉を同発電所内で建設する方針である。Moltex Energy 社の SMR は、カナダ型加圧重水炉の使用済燃料を低コストで新燃料に変換するという「燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W)」である。一方、ARC 社が開発中の SMR は、ナトリウム冷却・プール型高速中性子炉の「ARC-100」であり、米国 DOE 傘下の国立研究所で 30 年以上運転された EBR-II の技術に基づいており、金属燃料を使用している。

【OPG 社】

Ontario 州の州営電力である OPG 社は、ダーリントン原子力発電所敷地内で 2028 年までに SMR を立地することを目指している。OPG 社は、2020 年 10 月、オンタリオ州内で SMR を建設するため、SMR を開発する次の 3 社と設計・エンジニアリング作業を共同実施すると発表した。

- Terrestrial Energy 社：- IMSR を開発中

---

[149] CNL, 2021/6/27, プレスリリース, https://www.cnl.ca/general-fusion-and-canadian-nuclear-laboratories-partner-to-accelerate-cleantech-in-canada/

[150] ANS, 2021/10/6, CNL issues call for third round of proposals under Canadian Nuclear Research Initiative, https://www.ans.org/news/article-3311/cnl-issues-call-for-third-round-of-proposals-under-canadian-nuclear-research-initiative/

[151] JAIF、2020/11/20、カナダの NB パワー社が ARC 社、モルテックス社と SMR ベンダー・クラスター設立、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/5471.html

- GE 日立ニュークリア・エナジー（GEH）社：-軽水炉型 SMR「BWRX-300」を開発中
- X-Energy 社：小型のペブルベッド式 HTR「Xe-100」を開発中）

2021 年 12 月、OPG は、候補の 3 設計の中から「BWRX-300」を選定したと発表した。OPG 社は、2022 年春にも建設工事に必要なサービス業務の手配などサイトの準備作業を開始し、2022 年末までに CNSC への建設許可申請を目指す。[152]

OPG 社はまた、遠隔地のエネルギー需要を満たすための支援として、カナダの GFP 社との協力により、米国の USNC 社が開発した MMR を CNL で建設・所有・運転することを計画している。[153]

(5)州政府による支援

Ontario 州、New Brunswick 州及び Saskatchewan 州の首相は 2019 年 12 月 1 日、出力の拡大・縮小が可能で革新的技術を用いた多目的の SMR をカナダ国内で開発・建設するための協力覚書を締結したと発表した。3 州は、以下の点について合意し、相互協力を行うとしている。また、2020 年 8 月に、この覚書にアルバータ州が新たに加わった。[154][155]

- 地球温暖化や州内のエネルギー需要、経済開発などに取り組むため、それぞれのニーズに応じた SMR の開発と建設を協力して推進
- SMR 開発における重要課題（技術的な準備状況、規制上の枠組整備、経済性と資金調達、放射性廃棄物の管理、国民及び先住民との関わり合い）などに協力して取組
- 「原子力のようにクリーンなエネルギーは地球温暖化への取組みの一部として必要」というメッセージを発信するよう、連邦政府に働きかける。
- 3 州内の OPG 社、Bruce Power 社、NB Power 社、及び SaskPower 社の CEO から要請されたように、開発ロードマップで特定された SMR 開発への支援提供を連邦政府に働きかける。
- 原子力や SMR が有する経済面や環境面の利点を一般国民に情報提供する。

協力覚書の一環として、3 州の各首相は 2021 年 4 月 14 日、3 州の電気事業者が共同で実施した SMR 開発の実行可能性調査（FS）の結果を公表した。FS は、各州の州営電力である OPG 社、Bruce Power 社、NB Power 社、及び SaskPower 社が州政府の要請を受けて行った。

---

[152] FEPC、2020/10/26、[カナダ] 加 OPG 社、SMR 建設に向けベンダー3 社と協力、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260194_4115.html

[153] WNN, 2021/7/7, BWRX-300 deployment and commercialisation MoU signed, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Companies-sign-MoU-on-deployment-and-commercialisa

[154] JAIF, 海外ニュース, “カナダの 3 州の首相が SMR 開発で協力覚書”, 2019 年 12 月 3 日, https://www.jaif.or.jp/191203-a

[155] Ontario Newsroom, 2012/12/1, Premier Ford, Premier Higgs and Premier Moe Sign Agreement on the Development of Small Modular Reactors, https://news.ontario.ca/en/statement/54850/premier-ford-premier-higgs-and-premier-moe-sign-agreement-on-the-development-of-small-modular-reactors

FS 報告書は、SMR 開発が同国の経済成長に大きく貢献すると結論づけ、SMR の導入について 3 州の州政府が考慮すべき方向性を以下のように提案している。

- （Ontario 州が Darlington 原子力発電所敷地内で進めている SMR 計画について）送電網への接続が可能な出力 30 万 kW 程度の SMR 初号機を 2028 年までに建設し、これに続くフェーズで最大 4 基の SMR の最初の一基を 2032 年までに Saskatchewan 州内で完成させる。ここでは複数の地点で早急かつ効率的に SMR を建設できるよう、共通技術を 1 つに絞り込み SMR 群を一まとめに建設する“フリート”アプローチを取る。これに向けて、OPG 社と BP 社、及び SaskPower 社は協力して、2021 年末までに採用技術と開発企業を選定する。
- （New Brunswick 州が Point Lepreau 原子力発電所敷地内で進めている SMR 計画について）第 4 世代の先進的 SMR 実証炉を 2 種類、建設する。NB 州が協力関係を結んでいる 2 社のベンダーのうち、米 ARC Clean Energy 社のナトリウム冷却・プール型高速中性子炉「ARC-100」の実証炉を 2030 年までに完成させる。また、英 Moltex Energy 社の「燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W）」と廃棄物リサイクル施設を 2030 年代初頭までに稼働可能にする。
- 遠隔地のコミュニティや鉱山で主に使用されているディーゼル発電機に代わって、超小型 SMR を導入する。このため、USNC 社の電気出力 5MW 小型モジュール式高温ガス炉（MMR）を、2026 年までにオンタリオ州の CNL の Chalk river サイトで建設する。

3 州の協力覚書における次のアクションとして、4 州の州政府は共同戦略計画案を策定するとした。[156]

2021 年 2 月、New Brunswick 州での建設計画を進めるため、New Brunswick 州政府は 2,000 万カナダドル（約 16 億 5,900 万円）を同社に提供することになったと発表した。[157]

下表では、カナダの政府や電力会社による各設計への政府内容を示す。「1.2.2 炉型開発内容」では、政府による支援を受け、許認可活動を開始している MMR、IMSR、SSR-W の開発内容についてまとめる。（BWRX-300 及び ARC-100 は、「1.1 米国」を参照）

表 1.2.1-1 カナダの政府や電力会社による各設計への支援の内容

設計（種類）	開発者（国）	政府支援の内容
MMR（高温ガス炉） ***VDR (注1) 評価中**	GFP 社（カナダ）、OPG 社（カナダ）、USNC 社（米国）	• CNL の SMR 立地評価のフェーズ 3 評価中 • CNL の CNRI による支援

[156] JAIF、2021/4/16、「SMR 技術でカナダが世界のリーダーに」との FS 結果、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7735.html

[157] JAIF、2021/2/15、カナダ NB 州、SMR の州内導入に向け ARC 社に 2,000 万加ドル追加提供、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6609.html

IMSR（統合型溶融塩原炉） ***VDR 評価中**	Terrestrial Energy 社（カナダ）	• カナダ政府の戦略的技術革新基金（SIF）の資金供与（2020 年） • CNL の SMR 立地評価フェーズ 1 完了 • CNL の CNRI による支援
SSR-W（燃料ピン型溶融塩炉） ***VDR 評価中**	Moltex Energy 社（英国）	• SIF 及び大西洋地域開発庁（ACOA）の資金供与（2021 年） • NB Power 社・NB 州が建設を検討 • CNL の CNRI による支援
高温ガス炉	StarCore Nuclear 社（カナダ）	• CNL の SMR 立地評価フェーズ 1 完了
U-Battery（高温ガス炉） ***VDR 中断中**	U-Battery 社（米国）	• CNL の SMR 立地評価フェーズ 1 完了
BWRX-300（BWR） ***VDR 評価中**	GEH 社（米国）	• OPG 社が建設予定
ARC-100（ナトリウム高速炉） ***VDR 評価中**	Advanced Reactor Concepts 社（米国）	• NB Power 社・NB 州が建設を検討中 • ACOA の資金供与（2021 年）

(注1) VDR：カナダ原子力安全委員会(CNSC)によるベンダー設計審査

1.2.1.4. 【核融合炉の開発支援】[158]

バンクーバーに本拠地を置く核融合技術に関するベンチャー企業である General Fusion 社は、6,500 万米ドル（約 75 億円）のシリーズ E ラウンドの資金調達を完了したことを 2019 年 12 月に発表した。

この 6,500 万米ドル（約 75 億円）の新規資金調達と、カナダの戦略的イノベーション基金からの 5,000 万カナダドル（約 45 億円）の追加投資により、同社は、Fusion Demonstration Plant（FDP）を設計、建設、および運用するプログラムを正式に開始することができるとしている。FDP については、英国に建設予定であるため、1.3 節に記載する。

General Fusion 社は、核融合エネルギーへの実用的なアプローチを開発するために、これまでに 2 億米ドル以上の資金を集めている。

1.2.2. 炉型開発内容

1.2.2.1. CANDU 炉

原子力政策上の位置付け

カナダ国内では新設計画はないが、現在、Bruce 原子力発電所（Bruce Power）及び Darlington

158 General Fusion, 2019/12/16, 16 Dec General Fusion Closes $65M of Series E Financing, https://generalfusion.com/2019/12/general-fusion-closes-65m-of-series-e-financing/

原子力発電所等（OPG）で、運転寿命延長のための改修工事が行われている。一方、Candy Energy 社は、ルーマニアや中国を始めとする海外への輸出を目指して次世代 CANDU 炉の開発を進めている。CANDU においては、新型燃料の使用を可能にするための技術開発が続いており、中国と共同で使用済み燃料を再利用して稼働する AFCR を開発している。

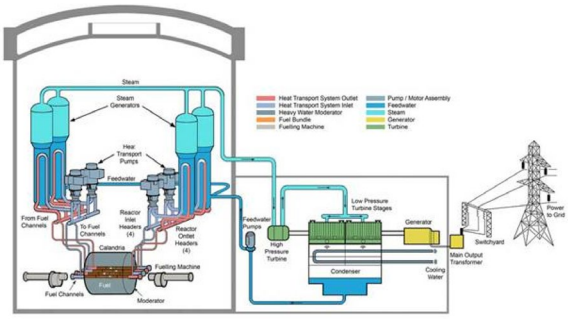
開発炉型

(1) EC6(Enhanced CANDU 6)

①技術的特徴 [159]

Enhanced CANDU 6（EC6）は、カナダ原子力公社（AECL）が設計開発した 740MWe の重水冷却圧力管型炉である。従来の CANDU 6 設計で証明された原理と特徴を持ちながら、電気出力の向上を図り、頑強な格納容器やパッシブ安全系などを備えることで安全性を向上させている。

表 1.2.2-1 EC6 設計の概要



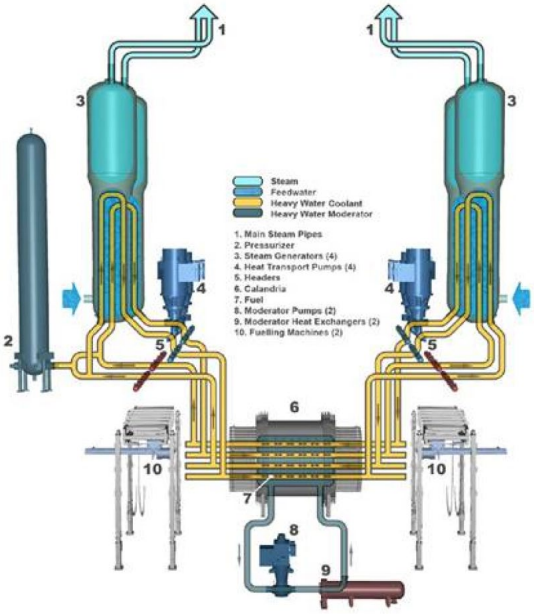


Figure 2-1 Nuclear Systems Schematic

仕 様

炉型 :重水減速加圧重水冷却圧力管型炉

減速材／冷却材：重水

原子炉圧力 ： 10.09 MPa

原子炉温度 ： 310°C

熱出力： 2084 MWt

電気出力： 740 MWe

設計寿命： 60 年

燃料 ： 天然ウラン

再処理：不要（オプションとして選択も可能）

燃料濃縮度 ：天然ウラン

出力密度：-

運転サイクル ：運転中に燃料交換可能

開発状況： カナダ原子力公社（AECL）が設計開発。2010 年代にカナダ原子力安全委員会（CNSC）が事前審査し、カナダの規制要件に適合していると通知。

特 徴: モジュール式水平燃料チャンネルにより運転中に燃料交換可能、2 つの独立パッシブ型停止系、強化格納容器（壁厚増、鋼製ライナ）

[159] IAEA Status report 68 - Enhanced CANDU 6 (EC6) (2011), https://aris.iaea.org/PDF/EC6.pdf

②経済性

EC6 は 60 年の設計寿命を持ち（寿命中期に主要機器（燃料チャンネル及びフィーダー）の交換が必要)、運転中の燃料交換や短い定検期間（36 カ月毎に 30 日）によって、全体的な設備利用率 92%を達成できる。

③開発主体の概要

カナダ原子力公社（AECL）が設計開発し、カナダ原子力安全委員会（CNSC）が EC6 設計の第一次審査（Pre-Project Design Review, Phase 1）を 2010 年に、第二次審査（Phase 2）を 2012 年にそれぞれ実施し、結論として EC6 がカナダの規制要件に適合していると通知した [160][161]。

EC6 の建設・輸出に向けた具体的な動きは確認できていない。

④導入先及び用途

情報なし

⑤政府支援の内容

情報なし

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

EC6 の設計は、最新のカナダの規制要件（原子力安全要件及び環境要件）に適合しており、IAEA の Safety Standard Series No. NS-R-1 の基本安全原則を満足している。

安全機能の特徴

EC6 には、以下の 5 つの安全特徴がある。

・原子炉停止系 1（SDS1）：バネ補助式重力駆動型垂直制御棒挿入系
・原子炉停止系 2（SDS2）：液体中性子吸収材（硝酸ガドリニウム）高圧水平注入系
・非常用炉心冷却（ECC）系：高圧／中圧／低圧の炉心冷却系
・格納容器系：鋼製ライナ付プレストレスト鉄筋コンクリート製格納容器
・非常用熱除去系（EHRS)：蒸気発生器二次側への冷却水供給による長期の崩壊熱除去

[160] CNSC, 2010/4, Phase 1 Executive Summary: Pre-Project Design Review of AECL's Enhanced CANDU 6 Reactor — EC6, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/pdfs/Pre-Project_Design_Review/AECL-EC6_Phase1_Executive_Summary_March2010_E.pdf

[161] CNSC, 2012/4, Phase 2 Executive Summary: Pre-Project Design Review of Candu Energy Enhanced CANDU 6 Reactor — EC6, http://nuclearsafety.gc.ca/eng/pdfs/Pre-Project_Design_Review/Candu-Energy-Executive-Summary-EC6-Phase-2-eng.pdf

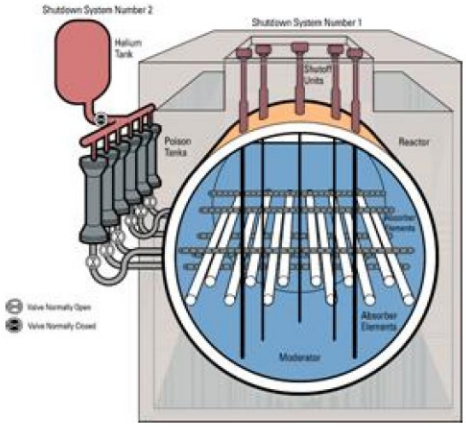


Figure 3-1 Shutdown Systems

図 1.2.2-1 原子炉停止系（SDS1 及び SDS2）[159]

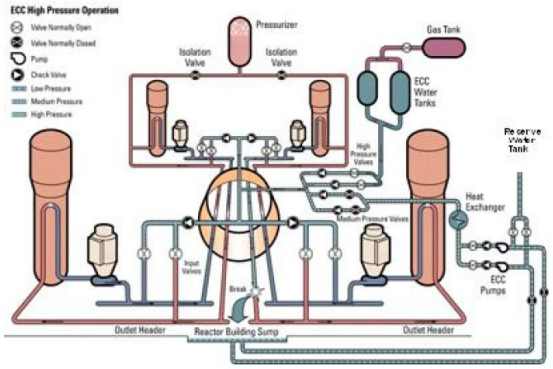


Figure 3-2 ECC System

図 1.2.2-2 非常用炉心冷却（ECC）系 [159]

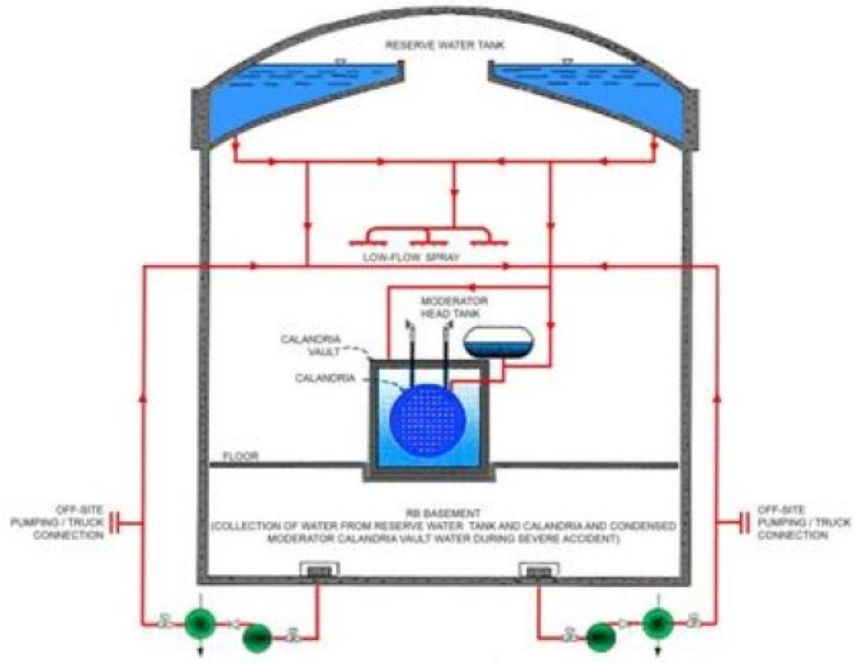


Figure 3-3 Severe Accident Recovery System (SARS)

図 1.2.2-3　格納容器、シビアアクシデントリカバリ系（SARS）[159]

規制・安全性に関する個別事項

- 深層防護について、EC6 は、CANDU 炉における深層防護の原則に基づき、以下のような複数の多様な事故防止策と影響緩和策、放射性物質放出バリアを有している。
  - 過渡対応と事故発生を最小化するための高品質なプロセス
  - 原子炉停止、非常用炉心冷却及び格納容器のための信頼できる安全系
  - 安全系と他の緩和系のための信頼できるサポート系
  - ヒートシンクと必須な制御系のためのバックアップ系
  - 設計基準事故及びシビアアクシデントのためのパッシブヒートシンク
  - 特定のシビアアクシデントの事故進展と影響緩和のための補完的設計特徴
  - 放射性物質を閉じ込める燃料シース
  - 熱輸送系（HTS）（圧力管を含む）
  - カランドリア管
  - 低温低圧の減速材
  - 低温低圧の原子炉建屋（ボールト）
  - 鋼製ライナー付コンクリート格納容器
- 外部事象への対処として、EC6 は、以下のような地震に対する安全特徴を有している。
  - 地震発生時には、原子炉を安全に停止し、安定状態に無期限に維持できる。これは耐震性能を満たした格納容器、建屋及び安全系を用いて達成する。この原子炉停止中は崩壊熱を除去できる（一次冷却材圧力バウンダリが破損していない限り）。格納容器構

造物や関連系統及び格納容器外にある重要な系統は放射性物質の放出があったとしても被ばく限度未満となるように設計されている。

- 耐震性能を持たない系統（例：計装空気系、外部電源、等）で地震に起因する故障があったとしても上記の安全機能には悪影響がないよう設計されている。
- 原子炉建屋や重要設備など（ECCS、カランドリア等）は 0.3g の地震に耐えられるよう設計されている。

- 安全目標として、EC6 は、CNSC の RD-337 に示されている以下の目標を達成するよう設計されている。[162]
  - 炉心損傷頻度（CDF）＜10^{-5}/炉年
  - 小規模放出頻度（10^{15}Bq 以上のヨウ素 131 の放出頻度）＜10^{-5}/炉年
  - 大規模放出頻度（10^{14}Bq 以上のセシウム 137 の放出頻度）＜10^{-6}/炉年

(2) AFCR(Advanced Fuel CANDU Reactor)

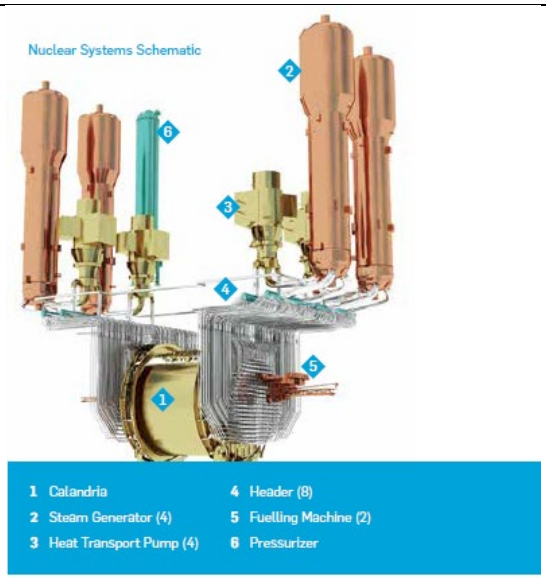
①技術的特徴

Advanced Fuel CANDU Reactor（AFCR）は、SNC-Lavalin グループと中国核工業集団（CNNC）が共同開発した、第 3 世代の 740MWe 級の加圧重水型炉である [163]。AFCR は、再処理されたウランやトリウム・ベースの代替燃料サイクルを利用でき、大きな安全裕度を達成できる。

[162] CNSC, 2014, RD-337, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-documents/published/html/rd337/#P255_15919

[163] SNC-Lavalin, 2015, Advanced Fuel CANDU Reactor Technical Summary, https://www.snclavalin.com/~/media/Files/S/SNC-Lavalin/documents/afcr-technical-summary-en-1.pdf

表 1.2.2-2　AFCR 設計の概要



仕 様

炉型　：重水減速加圧重水冷却圧力管型炉

減速材／冷却材：重水

原子炉圧力　：　11 MPa

原子炉温度　：　308℃

熱出力：　2084 MWt

電気出力：　740 MWe

設計寿命：　>60 年

燃料　：　天然ウラン

再処理：可能（再処理ウラン、または低濃縮ウラン/トリウム）

燃料濃縮度　：天然ウラン

出力密度：-

運転サイクル　：運転中に燃料交換可能

開発状況：SNC-Lavalin グループと中国核工業集団（CNNC）が共同開発中。

特 徴：パッシブ安全系、再処理ウランやトリウム・ベースの代替燃料サイクル

②経済性

CANDU 炉は、PWR と比較して、電力 1kW/h あたり約 30%の天然ウランを節約できる。

③開発主体の概要

カナダの SNC-Lavalin グループと中国核工業集団（CNNC）が 2014 年 11 月に協定を結び、2016 年 9 月に合弁企業を設立して AFCR の共同開発と市場展開を行っている。

AFCR の建設・輸出に向けた具体的な動きは確認できていない。

④導入先及び用途

情報なし

⑤政府支援の内容

情報なし

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

中国による AFCR のエキスパートパネルレビューの結果、以下の結論と勧告が得られている。

・AFCR で再処理したウランを利用することで中国の核燃料の資源を大きく増やせる。
・AFCR と PWR のシナジーは中国の原子力開発戦略と一致する。
・AFCR は証明済みの技術をベースにしており、第 3 世代炉の要件に適合している。
・AFCR は再処理ウランとトリウム・ベースの燃料を利用できる。
・現在の設計を最終化させてプロジェクトを実行に移すべき。
・AFCR の建設着工の適切なタイミングを選ぶべき。

安全機能の特徴

AFCR には、以下の 2 つの非常用反応度制御系を持つ。
・原子炉停止系 1（SDS1）：バネ補助式重力駆動型垂直制御棒挿入系
・原子炉停止系 2（SDS2）：液体中性子吸収材（硝酸ガドリニウム）高圧水平注入系

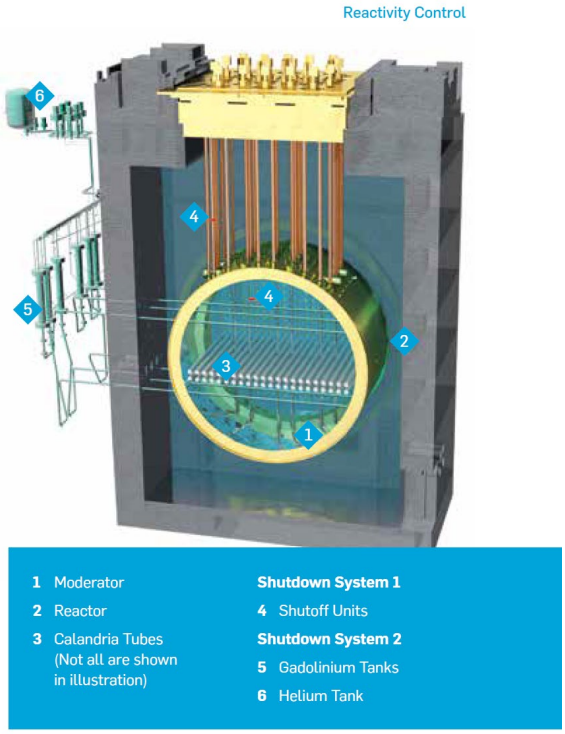


図 1.2.2-4　原子炉停止系（SDS1 及び SDS2）[163]

また、AFCR には、以下の能力を有するパッシブ型のヒートシンクと格納容器を持つ。
・重力降下により冷却水を燃料チャンネルと蒸気発生器、カランドリア管に供給。
・重力降下用の冷却水 2350m^3 を保有。
・鋼製ライナコンクリート格納容器（オプションとしてフィルタベントの設置も可能）
・静的触媒水素再結合器（PAR）及び水素イグナイター、オンライン水素監視系

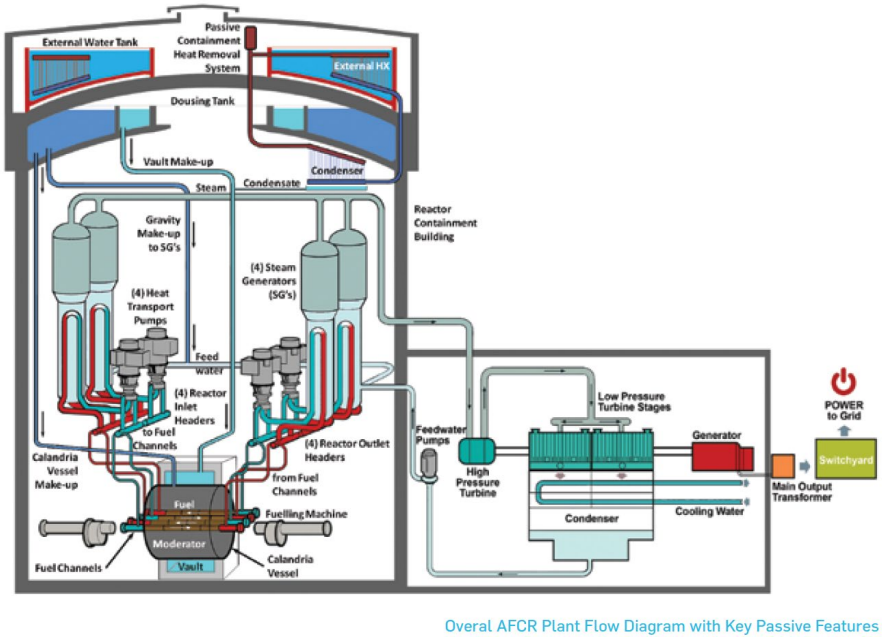


図 1.2.2-5　格納容器の構成と主要パッシブ系の概略図 [163]

規制・安全性に関する個別事項

- 深層防護について、AFCR は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）の REGDOC-2.5.2、IAEA の SSR2/1 及び中国国家核安全局（NNSA）の HAF102-2004 に沿った以下 5 層を有している。
  - 第 1 層：通常運転からの逸脱防止、保守的設計かつ高品質の建設による SSC 損傷防止。
  - 第 2 層：異常な過渡事象（AOO）防止のための通常運転逸脱の検知と制御、固有の工学的設計特徴を用いて通常運転状態への復旧。
  - 第 3 層：固有の安全特徴、フェイルセーフ設計、追加設備及び緩和手順書による事故影響の最小化。
  - 第 4 層：設計基準を超えるシビアなプラント状態の制御。事故進展の防止とシビアアクシデントの影響緩和。
  - 第 5 層：適切に配備された緊急時支援センターやサイト内外の緊急時対応による潜在的な放射性物質放出の放射線影響緩和。
- 安全目標として、AFCR は、以下の目標を達成するよう設計されている。
  - 過酷な炉心損傷に至る事象の発生頻度＜10^{-6}/炉年
  - 大規模な放射性物質放出に至る事象の発生頻度＜10^{-7}/炉年

1.2.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

各炉型の位置付けに関する政府の正式な方針はなく、各炉型の役割という点では、軽水炉 SMR はグリッド規模の用途、高温ガス炉はオフグリッド及び産業利用（例えば、Global First Power

の原子炉など)、SFR と MSR は産業利用と核燃料サイクルを閉じる上での役割があるとされている。

開発炉型

(1) BWRX-300(Boiling Water Reactor X-300)

米国の各炉型開発内容を参照。

1.2.2.3. 高速炉

原子力政策上の位置付け

1.2.2.2 を参照。

開発炉型

(2)ARC-100

米国の各炉型開発内容を参照。

1.2.2.4. 高温ガス炉

原子力政策上の位置付け

1.2.2.2 を参照。

開発炉型

(1) MMR(Micro Modular Reactor)

①技術的特徴

MMR（マイクロモジュール炉）は、USNC が開発した第 4 世代の小型モジュール式高温ガス炉である。炉心は埋設されており、完全セラミックマイクロカプセル化（FCM、TRISO 粒子を高密度の炭化ケイ素のマトリックスで包含したもの）燃料ペレットを積み重ねた六角形の黒鉛ブロックで構成されている。MMR 炉心は出力密度が低く、熱容量が大きいため、温度変化が非常に緩やかである。MMR 炉の冷却材はヘリウムガスである。ヘリウムにより、炉心からの熱を溶融塩システムに輸送する。

表 1.2.2-3　MMR 設計の概要

 MMR Unit	**仕 様** 炉 型 ： 高温ガス炉 / マイクロ炉 減速材／冷却材：ヘリウム（気体） 原子炉圧力 ： 3 MPa 原子炉温度 ： 630℃ 熱出力： 15 MWt 電気出力： >5 MWe 設計寿命： 20 年 燃 料 ： FCM または TRISO 燃料 / 六角形配列 再処理：なし 燃料濃縮度 ：HALEU 19.75 % 出力密度：- 運転サイクル ： 設計寿命の期間中、交換必要なし **開発状況**：サイト準備申請を CNSC に提出 **特 徴**：原子炉メルトダウンなし、EPZ 必要なし、負荷追従発電

MMR のエネルギーシステムは、同じサイトで複数のユニットを使用し、需要に合わせて出力調整をすることが可能となっている。MMR のエネルギーシステムは、2 つのプラントから構成されており、それは原子力プラントと隣接する非原子力プラントである。原子力プラントは、隣接する非原子力プラントからは独立しており、原子力プラントでいかなる事象が発生した際も、非原子力プラントは追加支援なしで安全に運転することが可能である。

原子力プラントは、約 15 MWt の熱を発生させ、潜在的なエンドユーザである小さいコミュニティに電力及び／または熱を提供することができる。また、電力は地域電力網にも接続され、20 年間エネルギーを供給することが想定されている。

非原子力プラントは溶融塩を使った蓄熱システムを備えており、プラントで発生させた熱を、顧客の要望に応じて電力やその他のエネルギーに変換して提供する装置や系統から構成されている。[164]

[164] USNC HP, MMR Energy System, usnc.com

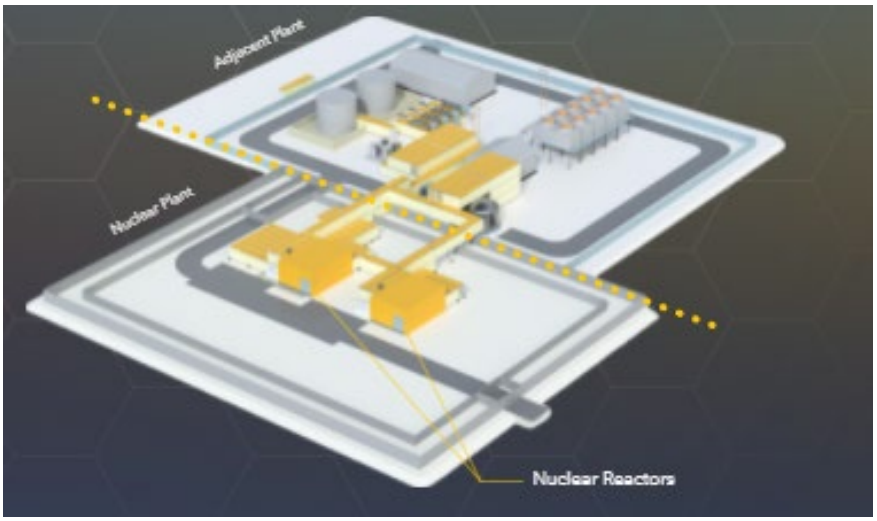


図 1.2.2-6　MMR サイトのレイアウト

②経済性

情報なし。

③開発主体の概要

USNC 社は、米国シアトルを拠点とした技術開発企業であり、2015 年から MMR の開発を進めている。MMR 設計やセラミック積層造形や独自の焼結技術などを活用し、地上や宇宙での高度な用途に向けた原子力発電システムの開発を目指している。[165]

協力企業：

グローバル・ファースト・パワー社（GFP）は、州の電力網に接続されていない遠隔地のコミュニティや鉱山で、化石燃料による発電に代わる SMR 技術の開発と普及に取り組んでいる。GFP は数年前から USNC および OPG と協力し、CNL のチョークリバーサイトでの MMR の建設プロジェクトの準備と開始を進めてきた。2020 年 6 月 3 日、3 社は、MMR の建設、所有、運営を行うパートナーシップを設立したことを発表した。

④導入先及び用途

MMR 発電所は、独立したマイクログリッドとして遠隔地のコミュニティ向けに設計されているほか、熱供給や水素製造などの重工業向けの活用も想定して設計されている。

カナダの CNL における建設以外で、以下の導入検討がされている：

- 2021 年 6 月、米国イリノイ大学アーバナ・シャンペーン校（UIUC）が MMR を研究炉として同大学内に建設予定であることを NRC に伝えた。UIUC では MMR を研究用途だけでなく、キャンパスの熱源や電源としても利用する予定である。[166]

---

[165] USNC HP, About, usnc.com

[166] JAIF、2021/4/22、米エネ省、「MARVEL プロジェクト」で 3 年以内にマイクロ原子炉の運転を開始、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7801.html

- 2020 年 11 月に、ポーランドの大手化学メーカーの Synthos Green Energy 社と、同社の化学プラントへの電力と熱供給向けの MMR の導入に関するフィージビリティスタディを行うための覚書を締結している。[167]

⑤政府支援の内容

カナダ・オンタリオ州の州営電力である OPG 社は、遠隔地のエネルギー需要を満たすための支援として、GFP 社の協力により、USNC 社が開発した第 4 世代炉の MMR を CNL 内に建設・所有・運転することを計画している。また、CNL の立地評価プロセス及び CNRI の支援対象となっている。

（直近 1 年の進捗）

- 2021 年 4 月、CNL は、CNRI の一環で、FCM 燃料ペレットの製造に成功したと発表した。（1.2.1.2 を参照）
- チョークリバー研究所での立地計画に関して、2021 年の夏の段階では、サイト敷地内の候補地を特定するためのフィージビリティスタディが実施され、優先的な候補地が特定された。この候補地は現在の駐車場であり、地質調査を通してさらに評価され、敷地評価と環境アセスメント（EA）の対象となる。[168]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

CNSC の VDR のフェーズ II の審査中である（開始時期：2016 年 12 月）。また、GFP 社は 2019 年 3 月、カナダ Chalk River サイトでの MMR の実証基の「サイト初期申請準備認可」を CNSC に提出した。

CNSC は今後、環境評価報告書（EIS）の評価及び公聴会を行うとしているが、スケジュールは見てである。下図は、2022 年 2 月時点での審査の流れを示す。

[167]DOE, 2021/5/4, DOE Report Highlights Faster Approach to Demonstrating Advanced Reactors, https://www.energy.gov/ne/articles/doe-report-highlights-faster-approach-demonstrating-advanced-reactors

[168] Global First Power, 2021, Project Update Summer 2021, 0b3bad_9de88b86c3a4471cba28ad0877978899.pdf (globalfirstpower.com)

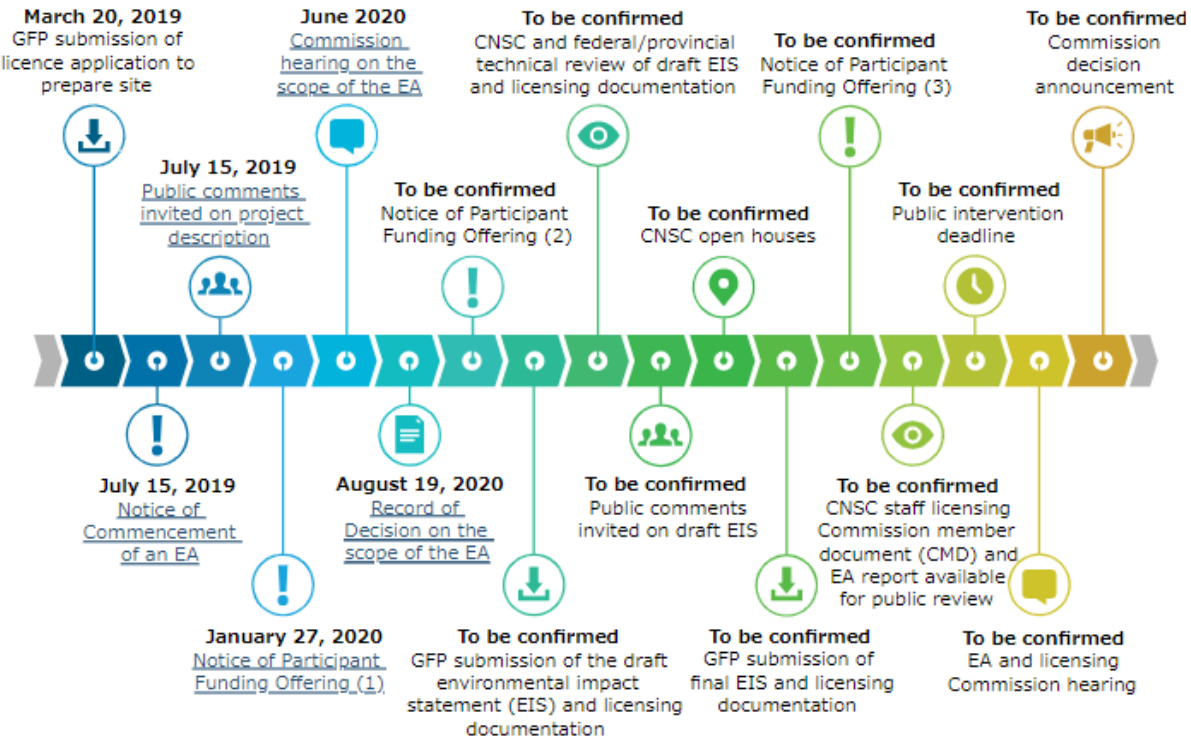


図 1.2.2-7　2022 年 2 月時点での審査の流れ

安全機能の特徴

事故が発生したとしても MMR は炉心溶融を起こさない。どのような事故シナリオであっても、すべての熱を静的に環境中に放出する。また燃料の安全裕度が非常に大きいため、核分裂生成物は燃料内閉じ込められ、格納容器が必要ない。急激な温度上昇もなく、どのような事故でも原子炉は自然に停止する。

規制・安全性に関する個別事項

情報なし。

1.2.2.5. 溶融塩炉

原子力政策上の位置付け

（1.2.2.2 と同様）

開発炉型

(1) IMSR(Integral Molten Salt Reactor)

①　技術的特徴

IMSR（一体型溶融塩原炉）は、カナダの Terrestrial Energy 社が開発している、熱出力 440MWt の小型モジュール式溶融塩炉である。IMSR は、完全に密閉された容器にポンプ、熱交換器、停止用制御棒が組み込まれており、これらは IMSR 炉心ユニットと呼ばれる。密閉された炉心ユニットは、耐用年数（平均 7 年）の終了時に丸ごと交換される。これにより、発電所の現場で原子

炉容器を開放する作業が不要となり、プラントの品質管理が可能となっている。IMSR は、運転員の操作、動力機械部品、冷却材注入、電力供給、及び計装用空気などのサポートシステムに依存しないため、高いレベルの固有の安全性を実現する。

IMSR は、ベースロードから負荷追従型まで、様々なユーザーに対応できるように設計されている。原子力機器は小型なため、道路輸送も可能である。また、水素製造など工業用として広く利用されているハイグレードな熱供給にも適している。[169]

表 1.2.2-4　IMSR 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： 溶融塩原子炉 減速材／冷却材：黒鉛／溶融塩 原子炉圧力 ： 0.4MPa (静水圧) 炉心入口／出口温度 ： 620 / 700 ℃ 熱出力： 440MWt 電気出力： ＞195MWe 燃料 ： 溶融塩燃料 再処理：なし 燃料濃縮度 ： ＜5% 取出燃焼度：－ 出力密度：13 MW/m^3 設計寿命： 56 年 運転サイクル ：84 カ月 □開発段階：概念設計完了、基本設計中 □特 徴:7年毎に炉心ユニットの全交換。

[169] Terrestrial Energy HP, VERSATILE, https://www.terrestrialenergy.com/technology/versatile/

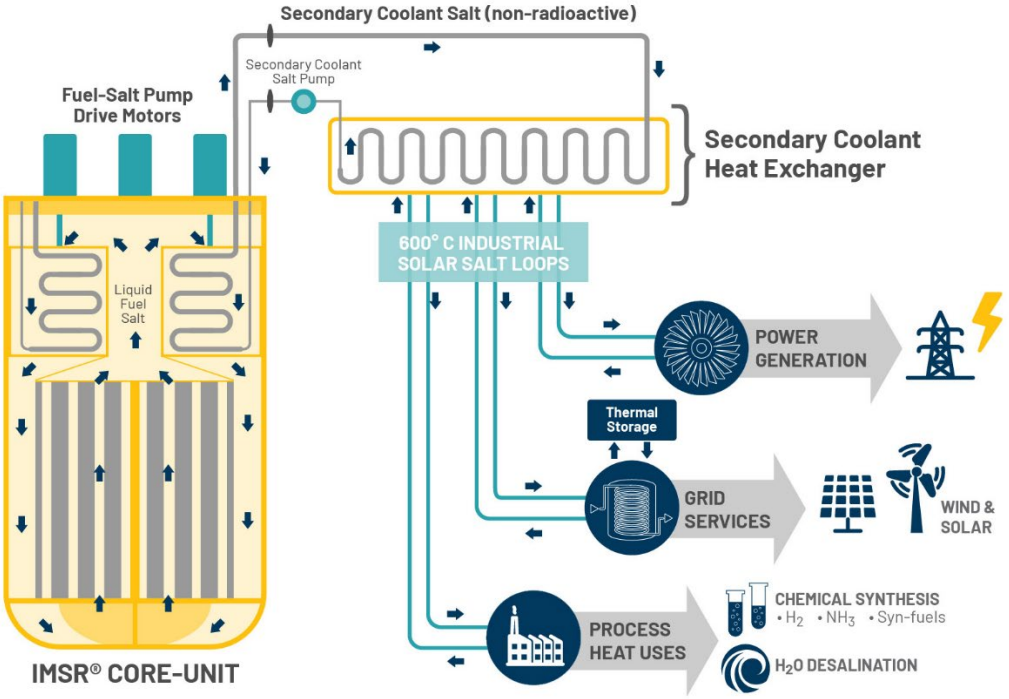


図 1.2.2-8　IMSR システムの基本系統図（出典：Terrestrial Energy HP）

②経済性

IMSR は、従来の原子力発電所よりも小型のため建設が簡単となる。各モジュールは工場で大量生産され、現場でモジュール組み立てを行うため、トラックや鉄道で簡単に輸送することが可能となっている。このモジュール式アプローチにより、IMSR は従来の原子炉発電所に必要な時間の半分以下である 4 年で建設することができ、建設費と資金調達コストを大幅に削減できる。

IMSR は 700℃という高温運転が可能なため、熱効率 47%を達成できる。その結果、単位発電あたりの収益性が 50 パーセント増加し、コスト低下が見込める。[170]

③開発主体の概要

IMSR の開発実施主体は、カナダの Terrestrial Energy 社である。Terrestrial Energy 社は IMSR の技術開発を行うために 2013 年に設立した民間企業であり、オンタリオ州オークビルに本社を置く。

協力企業

- Terrestrial Energy 社の米国法人 Terrestrial Energy USA は 2018 年 3 月、IMSR の商業化を促進するため、ワシントン州の非営利電気事業者共同機関である Energy Northwest 社と了解覚書を締結したと発表した。この覚書は、米国内の建設候補地の 1 つである INL で IMSR を立地、建設・運転する際の諸条件を取り決めるなど、INL のサイ

[170] Terrestrial Energy HP, COST ADVANTAGE, https://www.terrestrialenergy.com/technology/advantage/

ト評価を共同実施するチームの結成が目的である。[171]現時点では、その後の動きについて情報がアップデートされていない。

- 2021 年 9 月 29 日、Terrestrial Energy 社とフランスの Orano 社は、IMSR への燃料供給に関して協定を締結した。燃料は従来から実用化されている低濃縮ウランと溶融フッ化物塩を混合することで製造する。[172]

④導入先及び用途

IMSR 炉は、ベースロードから負荷追従型まで、様々なユーザーに対応できるように設計されている。原子力機器は小型なため、道路輸送も可能である。また、水素製造など工業用として広く利用されているハイグレードな熱供給にも適している。

⑤政府支援の内容

- 2019 年：安全・セキュリティや核不拡散関係の技術を適用する可能性評価を実施するために、カナダの CNRI の支援対象に選定された。
- 2020 年：カナダ政府の SIF から 2,000 万カナダドルの開発支援金を授与（1.2.1.2 参照）
- 2021 年：DOE の先進的原子力技術開発のための米国産業機会の Tier 2 の支援対象に選定され、IMSR の許認可に向けてモデリング研究を実施する予定である。（1.1.1.2 参照）

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可の取得状況

2018 年 12 月に CNSC の VDR のフェーズ 2 を開始した。

安全機能の特徴

IMSR の安全設計思想の基本は、放射性物質を格納容器から環境に排出する可能性のあるメカニズムを排除することである。原子炉は低圧で運転し、熱的にも化学的にも安定した低揮発性の燃料／冷却材混合物を使用する。さらに、原子炉系統には水や蒸気が存在しないことにより、原子炉系統内の物理的、化学的なエネルギー源を排除することができる。IMSR は、一体化され配管を削減したフェイルセーフな構造により、固有の安全性をさらに強化している。

異常時の冷却手段として、原子炉の減圧や外部冷却材の原子炉への注入に依存しない設計となっている。必要とされるすべての制御機能とヒートシンク機能は、IMSR の炉心ユニット内及びその周辺にある。そのため、IMSR は、冷却のためのサポートシステム、弁、ポンプ、制御装置、または運転員の操作への依存を完全に排除している。

---

[171] 電気事業連合会、2018/4/19、[米国] テレストリアル社、溶融塩炉の商業化目指しチーム結成、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1257773_4115.html

[172] Terrestrial Energy, 2021/9/19, プレスリリース、https://www.terrestrialenergy.com/2021/09/29/terrestrial-energy-and-orano-sign-comprehensive-agreement-for-nuclear-fuel-supply-for-imsr-power-plant/

規制・安全性に関する個別事項

以下の項目について公開情報は確認できなかった。

PRA

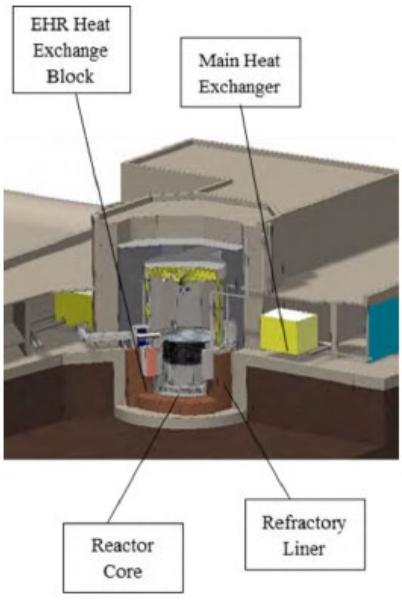
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

(2) SSR(Stable Salt Reactor)

①技術的特徴 [98]

Stable Salt Reactor（SSR-W300）は、安定塩原子炉廃棄物バーナーは、従来の燃料集合体の固体ペレットの代わりに溶融塩燃料を使用する独自の廃棄物燃焼炉である。これにより、移動する液体燃料を管理する上での技術的なハードル無しで、溶融塩の安全な利点を利用することができる。原子炉は、使用済みの酸化ウラン燃料からのリサイクル及び WATSS（Waste to Stable Salt）と呼称する低コストのプロセスによって製造された非常に低濃縮のプルトニウムで供給される。原子炉出力は、溶融硝酸塩の熱であり、これが低コストで大量に貯蔵できるため、ベースロード運転に制限されず、低コストのピーク電源となる。蒸気サイクルは、従来の化石燃焼蒸気プラントと同じであり、原子力発電所とは完全に独立して運転することが可能である。

表 1.2.2-5　SSR-W300 設計の概要



□仕 様

炉 型 ： ピン型燃料溶融塩高速炉

減速材／冷却材：無し／溶融塩 ZrF_4-KF

原子炉圧力 ： ～0.1MPa

原子炉温度 ： 287℃

熱出力： 750MWt／300 MWt（ベースロード）

電気出力： 750MWe／900MWe（8 時間のピーク時）

出力密度：-

設計寿命： 60 年

燃 料 ： 従来の燃焼集合体内の溶融塩

再処理：情報なし（使用済み燃料を再利用可能）

燃料濃縮度 ：低濃縮プルトニウム

運転サイクル ： 燃料交換毎

開発状況：概念からエンジニアに移行中。

	カナダのベンダーが設計審査中 **特 徴**：従来の燃焼集合体内の溶融塩、排気部の燃焼炉、燃料貯蔵によるピーク電源、低コスト化設計

②経済性

Moltex Energy 社によれば、単純で、小型な設計であるため、建設費が安く、約 2000 ドル/kW 程度としている。[173]

③開発主体の概要

Moltex Energy 社は、同社の設計を実用化するために 2014 年に設立された。カナダ、米国、英国に拠点を持つ。エンジニアリング、建築、コンサルティングを提供する複合企業グループ IDOM Group が出資している。[174]

④導入先及び用途

SSR-W300 は、使用済燃料が多量にある国向けに設計されている。原子炉でアクチノイドを燃焼させ、比較的短寿命の核分裂生成物のみの廃棄物にする。燃料コストは、当初の使用済燃料の処理コストを差し引くことで、マイナスになると見込まれる。経済的に効率的なピーク時燃料であるが、原子炉は一定で稼働するよう設計されている。したがって、断続的な再生可能エネルギー源を補完するための低炭素かつ柔軟な発電のための電力システムにおけるニーズに対応している。[98]

カナダのニューブランズウィック州の NB Power 社が建設を予定している。

⑤政府支援の内容

- 2019 年、カナダのニューブランズウィック大学と共同で、CANDU の使用済燃料をピン型溶融塩炉（SSR）の燃料に転換する試験装置（Waste to Stable Salts:WATSS 技術）について、建設と合理化を進めるために CNRI の支援対象に選ばれた。
- 2021 年 3 月、カナダ英府の SIF から 4,750 万加ドル（約 41 億 3,600 万円）、ACOA のから 300 万ドル（約 2 億 6,000 万円）の資金提供を受けることが発表された。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

現在、CNSC の VDR のフェーズ 1 を終了している（開始時期：2017 年 12 月、フェーズ 1 とフェーズ 2 を申請）。

---

[173] Moltex Energy HP, Costs less, https://www.moltexenergy.com/costs-less/

[174] Moltex Energy, 2019/4/3, プレスリリース, https://www.moltexenergy.com/moltex-energy-secures-multi-million-dollar-funding-from-leading-global-consulting-firm-idom/

安全機能の特徴

国際的に認められたリスク軽減ピラミッドの原則に従うことを設計哲学として採用しており、可能な限り危険を排除し、それが達成できない場合にのみエンジニアリングまたは管理制御に依存する。

a. ハザードの排除または大幅な削減

SSR-W300 で使用されている溶融塩は、空気や水との反応が最小限で化学的に安定している。燃料と冷却塩の酸化還元（Redox）制御は、冷却塩による燃料被覆とプラント機器の腐食を防止する。正確な化学的性質の溶融塩燃料を使用することにより、シビアアクシデントシナリオでの空中放射性プルームを防ぐ有害な揮発性ヨウ素及びセシウムのソースタームがさらに排除される。溶融塩冷却材の使用により、原子力部分（Nuclear Island）での高圧が不要となる。

b. 崩壊熱除去系

強制循環に不具合が発生したとしても、一次冷却系の自然滞留が継続する。緊急時熱除去（EHR）の銅製熱交換ブロックが炉心上部の原子炉タンク周囲に設置されている。EHR 銅製熱交換ブロックにより、最終ヒートシンクとして崩壊熱を周辺の空気に交換するパッシブな熱除去ルートになる。炉心が劣化した事象においても、このアプローチにより崩壊熱除去が継続的に維持される。

c. ECCS

加圧されていない原子炉冷却系、あらゆる漏えいが原子炉タンクに戻される設備、原子炉タンクから冷却材が漏えいできるスペースが限られているため、従来の ECCS 給水機能は不要であり、崩壊熱除去は上述 b.の通り行われる

d. 電源

安全機能を確保するための動力電源に対する要求事項は無い。事故シーケンスにおけるプラントを監視するために必要な計装をサポートするための安全グレードの電源供給のみが必要である。この計装は、予備のバッテリー供給で最初の動作時間に対してサポートされており、その後、所外のグリッド電源を復旧するか、代替の予備発電機をサイトに持ち込むことが可能となる。

e. 原子炉格納容器

原子炉建屋内に加圧された系統や機器が無いため、格納容器系に対して圧力封じ込めに関する要求事項は限られている。原子炉タンクと原子炉冷却ループは、コンクリート製生体遮へいとコンクリート構築物のエンベロープ内に完全に含まれている。この生体遮へいは、飛来物ハザードに対する防護にもなっている。HER 熱交換ブロックのための熱貯蔵冷却材ラインと空気ダクトは、熱交換表面で格納容器バウンダリが効果的になるよう配置されている。マトリックス型の熱交換を採用することで、あらゆる点で格納容器バリアが所定の位置に留まる。

規制・安全性に関する個別事項

以下の項目について公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.3. 英国

1.3.1. 研究開発支援内容

1.3.1.1. 原子力政策の概要

英国は発電量の約 16%を原子力発電が占めているが、2030 年までに現在の設備のほとんどが廃止される見通しである。従って、英国政府は、同国が目指す 2050 年のゼロエミッション目標を可能にする二酸化炭素排出量の少ない低コストの電力システムを実現するには、建設中の Hinkley Point C 以降でも追加の原子力が必要であるとして、今議会の終わりまでに、さらに少なくとも 1 つの大型原子力プロジェクトを最終投資決定にまでに進めることを目指している。

革新炉の開発に関しては、大型炉と比べてより多くのサイトに設置できる可能性があり、早ければ 2030 年代にコスト競争力のある原子力発電が実現可能とみており、国内のエネルギー供給と将来的なグローバル市場の開拓に向けて SMR と革新的モジュール炉（AMR）の開発を推進している。

2020 年 11 月 18 日、英国のボリス・ジョンソン首相は、クリーンエネルギー（洋上風力、水素、原子力）・電気自動車（EV）の増強、路上交通や航空・船舶の脱炭素化、住宅のグリーン化、CO2 の回収貯蔵、植樹、技術革新・投資等の 10 項目に対し、120 億ポンド（約 1 兆 6 千億円）を投じ 25 万人の雇用創出・支援を図るとする「グリーン産業革命」のための野心的な 10 ポイント計画を打ち出した。計画には、大型及び小型の原子力発電所の開発と新しい革新的モジュール炉の研究開発を支援するために 5 億 2500 万ポンド（6 億 9600 万米ドル）の投資が含まれた。

英国政府が 2020 年 12 月に公開したエネルギー白書は、ジョンソン首相の 10 ポイント計画に基づいて、2050 年までの正味ゼロ排出量と一致する、エネルギーシステムの長期戦略ビジョンで発表された計画のエネルギー関連対策を示している。[175]

同白書では、革新的原子力技術について以下の通り記載している。

- 次世代の原子力技術のために、最大 3 億 8,500 万ポンドの革新的原子力基金（国産 SMR 設計を開発するための最大 2 億 1,500 万ポンドの投資を含む）を提供し、SMR 設計を開発し、2030 年代初めまでに AMR の実証炉を建設することを目指す。
- 革新的原子力技術を市場に投入するために、規制の枠組みの開発と英国のサプライチェーンのサポートに追加で 4,000 万ポンドを投資する。プログラムの最初の主要な取り組みとして、2021 年に、開発者の提案した設計を承認する規制プロセスである SMR 技術に対する一般設計評価（GDA）を開始する。
- AMR の研究開発プログラムに最大 1 億 7000 万ポンドの革新的原子力基金を投入している。
- 2040 年までに商業的に運用可能な核融合発電所の建設を目指す（Spherical Tokamak for Energy Production -STEP）。

[175] 英国政府, 2021/12, Energy white paper: Powering our net zero future, https://www.gov.uk/government/publications/energy-white-paper-powering-our-net-zero-future

1.3.1.2. 各炉型の開発支援

1.3.1.3. 【新型炉（SMR・非軽水炉）の開発支援】

(1) SMR の導入に関する検討

英国では、2010 年当初に、プルトニウムの貯蔵量を減らす手段の一つとしての SMR での MOX 燃料の使用が検討されている。GEH 社が、同社が開発中 PRISM 炉を使って、英国の余剰プルトニウム処分に活用していくことを提案しており、2012 年 4 月、GEH 社と英国国立原子力研究所（NNL）との間で、同提案をより綿密に調査するための協定が締結された。英国原子力廃止措置期間（NDA）は、PRISM と CANDU Energy 社製の CANDU EC6 を英国の余剰プルトニウム処分に利用するオプションとして検討し、これらの設計はほとんどのプルトニウムインベントリーにとって信頼できるオプションであるが、軽水炉で MOX を使用することであると述べた。現在、NuScale SMR を使用するオプションも検討されている。[176]

英国政府は 2014 年、英国における SMR のコンセプト、実現性、可能性に関する報告書を発表した。同報告書は、国立原子力研究所（NNL）を中心とするコンソーシアムが作成したもので、一部の SMR は 10 年以内の実装が可能であると結論した。

2015 年 11 月、政府は SMR を含む原子力の研究開発に 5 年間で少なくとも 2 億 5 千万ポンドを投資すると発表した。これに続き、2016 年 3 月、英国エネルギー・気候変動省（DECC）は、英国に最も適した SMR を特定するためのコンペティションへの関心の表明を求めた。2017 年 12 月、DECC の後継部門であるビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が、SMR コンペティションの終了を発表した。この段階では、Rolls-Royce 社、NuScale Power 社、GEH、China General Nuclear Power Corporation 等を含む原子力機器メーカーから関心表現が寄せられていた。[177]（後続の開発プロジェクトについて、②を参照）

(2) 新型モジュール炉（AMR）実現可能性及び開発（F&D）プロジェクト

BEIS は 2017 年、4,400 万ポンドにおよぶ 2 段階の AMR F&D プロジェクトを開始した。

- フェーズ 1：技術的課題、タイムライン等を特定するための実現可能性調査
- フェーズ 2：フェーズ 1 からの選定された企業に最大 1,000 万ポンドの開発助成金を提供

フェーズ 1 は、AMR 設計の一連の実現可能性調査を実施するために、最大 400 万ポンドのまでの資金を提供した。契約額は最大 300,000 ポンドであった。フェーズ 1 の参加企業及び対象設計は以下の通り：

- Advanced Reactor Concepts LLC（ナトリウム冷却高速炉 ARC-100）
- DBD Limited（高温ガス炉 HTR-PM）
- LeadCold（鉛冷却炉 SEALER-UK）

---

[176] WNA, Nuclear Power in the United Kingdom, http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/united-kingdom.aspx

[177] WNA, Small Nuclear Power Reactors, https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx

- Moltex Energy Limited（溶融塩炉 Stable Salt Reactor）
- Tokamak Energy Ltd (核融合炉 compact spherical modular fusion reactor)
- U-Battery Developments Ltd (高温ガス炉 U-Battery)
- Ultra Safe Nuclear Corporation (高温ガス炉 Micro-Modular Reactor)
- Westinghouse Electric Company UK (鉛冷却高速炉 Westinghouse LFR)

2020 年 7 月、フェーズ 2 の対象として、以下の 3 つの企業を選定し、合計 4,000 万ポンド（約 54 億 1,400 万円）を投資すると発表した。

- Tokamak Energy Ltd
- Westinghouse Electric Company UK
- U-Battery Developments Ltd

(3) AMR の研究開発及び実証（RD&D）プログラム [178][179]

AMR RD&D プログラムの主な目的は、2050 年までにネット・ゼロを実現するための AMR の商用化に間に合うように、2030 年代前半頃に、低炭素水素製造、産業プロセスや家庭用熱、コスト競争力のある発電に利用できる高温の熱を AMR で生産できることを実証することである。この取組は、エネルギー白書や首相の 10 ポイント計画で表明された、AMR の研究開発プログラムへの投資に基づいている。

2021 年 7 月 29 日、英国政府は、最初の AMR 実証炉を建設するためのアプローチを提案した意見募集（Call for Evidence）を発表した。具体的には、2050 年までにネット・ゼロを実現するために、AMR RD&D プログラムの予算 1 億 7,000 万ポンド（約 250 億円）を使って、2030 年代初頭までに高温ガス炉（HTGR）の初号機を完成させるという提案を発表し、2021 年 9 月までにその意向に対する意見を募集した。

意見募集の質問項目は以下の通りである。

1. 本プログラムの主要目的を達成するために、高温ガス炉の可能性を探るという政府の方針に同意するか？
2. 本プログラムの主要目的を満たす可能性のある他の AMR 技術について、新たな追加の証拠があるかどうか？
3. 英国のサプライチェーンの能力は、本プログラムをどのように支えることができるか？

意見募集に情報提供するために英国の原子力技術革新・調査局（NIRO）が作成した報告書「Advanced modular reactors (AMRs): technical assessment」では、2050 年まで温室効果ガス排出のネット・ゼロを達成するという英国の目標に貢献できる最も有望な AMR 技術の評価を行

[178] GOV.UK, Consultation outcome Potential of high temperature gas reactors to support the AMR RD&D programme: call for evidence, https://www.gov.uk/government/consultations/potential-of-high-temperature-gas-reactors-to-support-the-amr-rd-demonstration-programme-call-for-evidence

[179] GOV.UK , Nuclear Industry Association annual conference 2021, https://www.gov.uk/government/speeches/nuclear-industry-association-annual-conference-2021

っており、HTGR 技術を推奨すると結論付けている。

BEIS の G.ハンズ・エネルギー担当大臣は 2021 年 12 月に開催された英国原子力産業協会（NIA）の年次大会で、意見募集で寄せられた回答の評価を受けて、AMR RD&D プログラムの中で実証を目指して建設する技術として、HTGR を選択したことを明らかにした。

2022 年 2 月 16 日、英国政府（BEIS）は HTGR の実証を目指す AMR RD&D プログラムのフェーズ A として、2022 年春に入札公告（Invitation To Tender）を公示することを発表した。このプログラムの目的は、HTGR が低炭素水素製造、産業・家庭用プロセス熱、コスト競争力のある発電に利用可能な高温の熱を生成できることを実証することである。[180]

AMR RD&D プログラムのフェーズ A では、本プログラムの包括的な目標に照らして産業界がオプションを提案し、高温ガス炉実証の潜在的な規模、タイプ、コスト、実施方法について明らかにすることを目的としている。6～9 ヶ月の期間に最大 5 件のフィージビリティスタディまたは Pre-FEED（Preliminary Front End Engineering Design）スタディが実施され、最大 250 万ポンド（約 3 億 9 千万円）（各プロジェクトで 30 万ポンドから 50 万ポンド）が出資される予定である。応募者は、以下のような成果を出すことが求められている。

- HTGR 実証炉の概念設計、技術的実現可能性、2030 年代初頭までのロードマップ／スケジュール、規制に関する考察、一般的なサイト要件、高レベルのコスト見積もり、ライフサイクルの全活動の概略
- 潜在的な商業的利害関係者、供給当局、事業者、およびエンドユーザを含む、HTGR 実証試験を実施する学際的チームとスキルの検討。HTGR 実証試験を成功させるために活用される特定の能力およびプログラム管理の評価
- 提案プロジェクトがどのように英国の参加を最大化し、サプライチェーンの能力を向上させようとするかの概要
- 2030 年代初頭に HTGR 実証炉を実現するための研究開発・技術的課題を特定し、それをどのように克服するのかを明らかにする
- 提案プロジェクトが、HTGR 実証に関連するコストを削減するために、新しい革新的なプロセスをどのように利用するのかを強調する
- どのように熱が抽出され、その後潜在的なエンドユーザによって利用されるのかの概要と、これらのエンドユーザをどのように関与させるかについての評価
- 高温ガス炉の商業的展開における現在の市場の失敗と、その提案がどのようにそれらに対処することを目指すのかについての考察

フェーズ B：FEED の範囲を開発し、関連する政策開発に情報を提供するための基礎として使用される予定である。現段階では、フェーズ B はフェーズ A の成功者から選抜されるものではないことが予想され、すべての申請者に開放されると思われる。

[180] GOV.UK, 2022/2/16, Notice Advanced Modular Reactor (AMR) Research, Development and Demonstration Programme: market engagement, https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme

フェーズ B は英国政府（HMG）の決定事項であり、フェーズ C は HMG の決定事項と次回の歳出レビューでの検討事項とされている。[181]

(4) 低コスト原子力（LCN）プログラム

英国の研究助成機関である UK Research and Innovation（UKRI）は、2019 年 11 月に LCN プログラムを開始した。このプログラムは、英国設計の SMR を中心に近代的なの大量生産方法を用いて、コンパクトで標準化された原子力発電所製品を開発することを目的としている。

このプログラムでは、Rolls-Royce 社が率いる英国のコンソーシアムに 1,800 万ポンドの産業戦略チャレンジファンド（ISCF）資金が提供され、産業界からも 1,800 万ポンドの費用負担型助成金が提供されている。このコンソーシアムは、2021 年に完了する予定の第 1 フェーズで概念設計を開発する。

その第 2 フェーズとして、英国政府は 2020 年 11 月、2021 年以降に ISCF を通して 2 億 1,500 万ポンドの資金提供を行うと発表した。この投資は、原子炉の概念設計を、民間投資家を惹きつけることができる段階にまで発展させるものである。民間企業からは、3 億ポンドの費用負担型助成金を提供する予定で、資金提供額の合計は 5 億ポンドを超える見通しであった。[182]

米国政府は 2021 年 11 月、LCN プログラムの第 2 フェーズを推進するための資金提供を発表した。2 億 1,000 万ポンドの新たな政府資金及び、2 億 5,000 万ポンドを超える民間企業からの資金提供により、SMR 開発の次のステップを支援することとなった。[183]

表 1.3.1-1　各設計への政府支援の内容

設計（種類）	開発者（国）	政府支援の内容
UK SMR（PWR）	Rolls Royce 社（英国）	• 1,800 万ポンドの ISCF 資金（2019 年） • 2 億 1,500 万ポンドの ISCF 資金（2021 年）
U-Battery（高温ガス炉）	U-Battery 社（米国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年） • UK AMR フェーズ 2（2020 年）
Westinghouse LFR（鉛高速炉）	Westinghouse Electric Company UK（英国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年） • UK AMR フェーズ 2（2020 年）
核融合炉	Tokamak Energy 社（英国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年） • UK AMR フェーズ 2（2020 年）
ARC-100（ナトリウム高速炉）	Advanced Reactor Concepts 社（米国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年）

[181] BEIS, 2022/2, Advanced Modular Reactor Research, Development & Demonstration Programme , https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/1055241/amr-demo-programme-indicative-outline.pdf

[182] UKRI HP, Low-cost nuclear challenge, https://www.ukri.org/our-work/our-main-funds/industrial-strategy-challenge-fund/clean-growth/low-cost-nuclear-challenge/

[183] GOV.UK, 2021/11/9, UK backs new small nuclear technology with £210 million, https://www.gov.uk/government/news/uk-backs-new-small-nuclear-technology-with-210-million

MMR（高温ガス炉）	UNSC 社（米国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年）
SSR-W（型溶融塩炉）	Moltex Energy 社（英国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年）
HTR-PM（高温ガス炉）	DBD limited（英国）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年）
SEALER-UK 鉛冷却炉）	LeadCold（スウェーデン）	• UK AMR フェーズ 1（2018 年）

1.3.1.4. 【核融合炉の開発支援】

英国では、過去 10 年間において、核融合研究プログラムに対して 10 億ユーロを超える支援を実施している[184]。2020 年に英国政府は、核融合基金プログラムを立ち上げた[185]。この基金の目的は、英国電力公社（UKAEA）の Culham 核融合キャンパスを核融合イノベーションのグローバルハブへ転換し、Culham のユニークな核融合研究の能力を強化することである。このコミットメントは、カナダの核融合企業である General Fusion が Culham に核融合実証プラントを建設することを公表しており、成果としてすでに表れている[186]。この基金プログラムは、英国の若者が高品質のエンジニアリングスキルと資格を獲得する機会を提供する役割も担っており、2025 年までに、Oxfordshire とその他の核融合や関連分野において毎年 1,000 人の訓練を実施予定である。

UKAEA は科学技術設備会議（STFC）と共同で、Culham キャンパスにおいて Oxfordshire 先進技能（OAS）センターを運営している。OAS センターでは、UKAEA と産業界のパートナーのために 1 年当たり最大 350 人の技術実習生を訓練している。現在では、核融合基金プログラムによって Culham 以外にも新しい OAS センターが作られている。

1.3.2. 炉型開発内容

1.3.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

絵国政府は 2020 年 12 月に公表したエネルギー白紙で、大型炉による原子力発電を追及しつ

---

184 GOV.UK, 2020/11/24, Impact of the UK's public investments in UKAEA fusion research, https://www.gov.uk/government/publications/impact-of-the-uks-public-investments-in-ukaea-fusion-research

185 Culham science centre HP, Culham to be global fusion hub in £184M transformation, http://www.culham.org.uk/culham_global_fusion_hub/

186 GOV.UK, 2021/6/17, General Fusion to build its Fusion Demonstration Plant at UKAEA's Culham Campus, https://www.gov.uk/government/news/general-fusion-to-build-its-fusion-demonstration-plant-at-ukaeas-culham-campus

つ、将来に向けて SMR や新型モジュール炉にも投資していくとしている。Sizewell B と Hinkley Point C を除き、全ての原子力発電所が 2030 年に発電停止予定であり、また 2025 年までに石炭火力を廃止することを目指していることから、さらなる建設が必要とされている。[175]

原子炉の設計に関しては、建設または計画中の原子力発電所は、全て外国のメーカーの設計によるものである（Hinkley Point C、Sizewell C：EPR（フランスの EDF）、Bradwell B：Hualong One（China General Nuclear）等）。

1.3.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

2016 年 9 月、エネルギー技術研究所（ETI）が発行した、2030 年までに英国で SMR を導入するために必要な実施策を求めた報告書においては、SMR は大型炉と比べて、より多くの英国内のサイトに立地できることから、2050 年等の長期的な原子力発電需要を満たす上で大型炉を補充できる。また、電力や熱の提供、柔軟性といった将来の電力システムのニーズに対応できるため、2050 年の電力システムでは必要な要素になると位置付けられている。経済性の観点からは、地域暖房システムに電力を供給する熱電併給（CHP）プラントとしての利用が最適とした。[187]

導入先として、今後、順次廃止する MAGNOX 炉の代替電源としての導入が検討されており、1991 年に MAGNOX 炉が廃炉となった Trawsfynydd サイト等が取り上げられてきた。[176]

Rolls-Royce が主導する UK SMR コンソーシアムも、SMR の立地場所として、老朽化したまたは廃炉となった既存の原子力発電所のサイトを想定しており、現時点では、Wales と Cumbria(イングランド北西端のカウンティ)にそのようなサイトがあるとしている。長期的には、10～15 か所で建設する目的である。[188]

開発炉型

(1) UK-SMR

①技術的特徴 [98]

UK-SMR は、規制リスクを最小限に抑えるために、実証済みの技術の最適化及び強化に基づいて設計されている。密結合した 3 ループから構成する、電気出力 443 MWe の PWR である。冷却水は、3 つの 1 次冷却材ポンプ（RCP）を介して、対応する 3 つの垂直 U チューブ蒸気発生器（SG）に循環される。

設計には複数の動的及び静的安全システムが含まれている。主要施設は防護のためのバリアが設置され、多層的な防護策が施されている。

---

[187] ETI, 2016, Preparing for deployment of a UK small modular reactor by 2030, https://d2umxnkyjne36n.cloudfront.net/insightReports/Preparing-for-deployment-of-a-UK-SMR-by-2030-UPDATED.pdf?mtime=20161011145322

[188] WNN, 2020/1/24, Rolls-Royce sees SMRs on UK grid by 2029, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Rolls-Royce-sees-SMRs-on-UK-grid-by-2029

表 1.3.2-1　UK-SMR 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： 3 ループ PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.5MPa 炉心入口／出口温度 ： 296／327 ℃ 熱出力： 1276MWt 電気出力： 443MWe 燃料 ： UO_2（17×17、127 体） 再処理：- 燃料濃縮度 ： <4.95% 取出燃焼度：55～60GWd/ton 出力密度：83 MW/m^3 設計寿命：60 年 運転サイクル ： 18-24 ヶ月 □開発段階：概念設計段階 □特 徴：コンパクトな設置面積、迅速かつ費用対効果の高いビルドを容易にするモジュール式のアプローチ、信頼性の高い受動安全システム

②経済性

建設費：

NOAK プラントの建設の資本コスト(overnight capital cost)は約 18 億ポンドと見積もられている。この費用は、現場準備(2 年間)、建設 (2 年間)を含む、48 ヶ月の短縮された建設スケジュールによって達成される。このスケジュールは、設計の重要な側面と考えられ、設計プロセスの初期段階から広範囲にモデル化された、構築可能性に焦点を当てることによって可能になる。

運転及び保守：

市場の需要分析を考慮した包括的なコスト分析の結果、資金調達及びプロジェクト固有の要件に応じて、NOAK プラントで約 40～60GBP/MWh の均等化発電原価（LCOE）を提供することができると予測している。[189]

③開発主体の概要

UK-SMR の開発は、Rolls-Royce が主導するコンソーシアムによって開発が進められている。コンソーシアムは、次の機関から構成される：NNL（国立原子力研究所）、Assystem、SNC

[189] Rolls-Royce and Partners, 2019/09/30, Status Report - UK SMR, https://aris.iaea.org/PDF/UK-SMR_2020.pdf

Lavalin/Atkins、Wood、Laing O'Rourke、BAM Nuttall、The Welding Institute、Nuclear AMRC（先進原子力機器製造研究センター）。

協力企業：

- 2021 年 7 月、Rolls-Royce と Cavendish Nuclear は、パートナーシップを結ぶことに関する覚書を締結した。Cavendish Nuclear は、設計、許認可、製造、輸送の観点から SMR の開発を行う。[190]

④導入先及び用途

用途は、主に発電向けであるが、コージェネレーション用に改良可能である。UK-SMR は、必要に応じて負荷追従もできる（負荷追従範囲：50～100%、速度 3-5%/分）。

英国での立地候補：

Rolls-Royce 社は、SMR の建設計画を進めるために、英国の原子力廃止措置機関（NDA）と使用済み核施設のリースに関する協議を開始する準備を進めている。NDA は英国全土に大規模な土地のポートフォリオを保有している。NDA は以前原子炉があった場所の浄化に重点を置いているが、イングランドとウェールズにあるいくつかの場所は、英国初 SMR の建設地として候補に挙がっている。候補地としては、南東海岸のダンジェネス、西カンブリアのムーアサイド、アングルシー島のウィルファ付近の土地などが挙げられている。ウェールズのトラウスフィニッドも候補に挙がっている。[191]

輸出方針：

- Rolls-Royce 社は 2017 年 11 月、ヨルダンで SMR の建設に関する技術的実現可能性調査を実施するために、ヨルダン原子力委員会（JAEC）と MOU を締結した。
- 2020 年 3 月、開発中の SMR をトルコ国内で建設する際の技術面と経済面、及び法制面の適用可能性評価を実施するため、関連企業や団体 8 社と結成した国際企業連合を代表して、トルコ国営発電会社(EUAS)の子会社の EUAS インターナショナル CC（EUAS ICC）社と協力する MOU を締結した。[192]
- 2020 年 11 月、チェコでの SMR 建設に向け国営電力（CEZ）と MOU を締結した。[193]

---

[190] WNN, 2021/7/8, Rolls-Royce, Cavendish Nuclear sign SMR partnership agreement, https://www.rolls-royce.com/media/press-releases/2021/08-07-2021-rr-and-cavendish-nuclear-sign-delivery-and-manufacturing-partnership-agreement.aspx

[191] Financial Times, 2022/2/16, Rolls-Royce to open talks on leasing UK nuclear sites for mini reactors, https://www.ft.com/content/87f6a6ef-b35e-4f02-a68c-d58624835b5b

[192] JAIF、2020/3/23、英ロールス・ロイス社、トルコで同社製 SMR を建設する可能性調査で国営電力と覚書、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/2284.html

[193] JAIF、2020/3/23、英ロールス・ロイス社、チェコでの SMR 建設に向け国営電力と覚書、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/5299.html

- 2021 年 11 月、Rolls-Royce 社は、米国のクラウドサーバーを取り扱う企業（Amazon など）に UK-SMR を輸出する計画を立てている。[194]
- 2021 年 12 月、カタール投資庁（QIA）とともに UK-SMR に 8,500 万ポンド投資すると発表した。[195]

⑤政府支援の内容

- 2019 年 11 月、UKRI の LCN プログラムの第 1 フェーズとして、英国政府の「産業戦略チャレンジ基金」から概念設計の開発を支援するための 1,800 万ポンドの資金を受領した。
- 2021 年 11 月、英国政府は、LCN プログラムの第 2 フェーズを推進するための資金提供を発表し、2 億 1,000 万ポンドの新たな政府資金及び、2 億 5,000 万ポンドを超える民間企業からの資金提供により、SMR 開発の次のステップを支援することとなった。（1.3.1.2 を参照）

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 2021 年 11 月、UK-SMR 設計を規制当局の GDA にかけるため、申請書を提出したと発表した。[196]

安全機能の特徴

- 安全系アプローチ

  UK-SMR 設計は、システム工学と安全評価を組み合わせたアプローチを通じて開発された。安全情報に基づく設計は、リスクが許容可能であり、合理的に実行可能な限り低い（ALARP）を実証するプロセスでサポートされる。

  深層防御は、システム毎に複数のトレインを備え独立した多様な動的及び静的システムで、故障の防止と防護の複数の階層を提供する。静的安全系は、72 時間自律的に安全機能を提供するように設計されており、人間の行動や交流電源への依存を最小限に抑えている。

- 工学的安全設備

  閉ループ SG の蒸気及び給水サイクルによる熱除去に加えて、静的崩壊熱除去（PDHR）系及び ECCS は、静的な冗長で多様かつ独立した安全対策であり、事故時に熱除去を行う。

  一次系配管の全口径破断による大 LOCA は、ECCS で防護可能であり、小漏えい注入系（SLIS）等を利用して、より微少な漏えいに対処できる。原子炉停止の多様で信頼性の高い手段として、制御棒によるスクラムとホウ酸水の緊急注入の 2 つがある。

  一次系及び他の主要システムは、通常時及び事故時の放射性物質の放出を制限するために、

---

194 DCD, 2021/10/5, Rolls-Royce said to be pitching small nuclear reactors to power data centers

195 Rolls-Royce HP, 2021/12/20, Rolls-Royce plc, Qatar Investment Authority, Announce Agreement to Invest in New Low Carbon Nuclear Power Business

196 原子力産業新聞、2021 年 3 月 23 日、英ロールス・ロイス SMR 社、SMR で設計認証審査を申請

鋼製格納容器内に格納されている。UK-SMR は、シビアアクシデントで想定される溶融物を閉じ込めるために、容器内保持（IVR）も採用している。IVR は、原子炉キャビティピットに水を張ることで RPV 下部ヘッドを外部からし、RPV の構造健全性を維持することで達成される。

- 安全性及び運転性能

  通常運転時及び事故時のプラント挙動は、産業界で検証されたコードを使用して解析及び評価され、深層防護レベル全体で十分な安全裕度が確保されている。確率論的安全評価(PSA)の結果、運転時の全炉心損傷頻度は、1E-7／炉年未満であり、単一の障害や障害クラスがリスクに不均衡に寄与することはなく、バランスの取れたリスクプロファイルが達成されている。 内部及び外部のハザード評価により、設計ベースが定義され、安全関連機器の分離と隔離の観点からプラント配置されている。主要機器は、航空機衝突や津波などの外部ハザードに対するハザードバリアによって防護されている。

- 計装制御系

  UK-SMR は、多数の計装制御系によって制御及び防護されている。

  原子炉プラント制御系は、プログラマブルロジックコントローラ（PLC）または分散制御システム（DCS）を使用している。

  原子炉の停止には、原子炉保護系システム（RPS）とハードワイヤードの多様な保護システム（HDPS）が利用可能である。

  事故後及びシビアアクシデント・マネジメントシステムは、想定される事故後の数日及び数か月にわたって、明確なプラント状態を表示可能である。

- プラント配置

  原子炉関連部分を中心に配置し、周囲にサービス建屋等を配置し、盛り土（土手）でプラント周囲を覆うことによりに津波や航空機衝突等の外部ハザードから防護している。

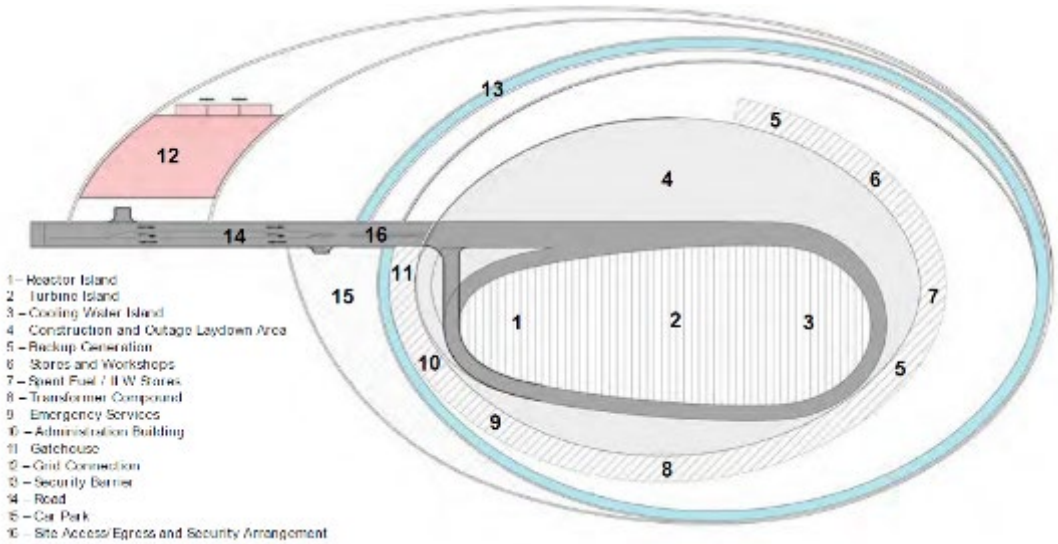


図 1.3.2-1　UK-SMR プラントの配置 [189]

規制・安全性に関する個別事項

（安全機能の特徴を参照）

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.3.2.3. 高温ガス炉

原子力政策上の位置付け

AMR の高温出力は、高品位熱、水素製造、産業の脱炭素化、合成燃料の製造など、幅広い用途に利用できる可能性があり、英国の気候変動対策目標に貢献できる技術とされている。そのような AMR の実証炉を 2030 年までに建設することを目的する AMR RD＆D プログラムでは、高温ガス炉を選定している。

現時点で具体的な設計やメーカーが対象として特定されていない。

開発炉型

(1) U-Battery

①技術的特徴

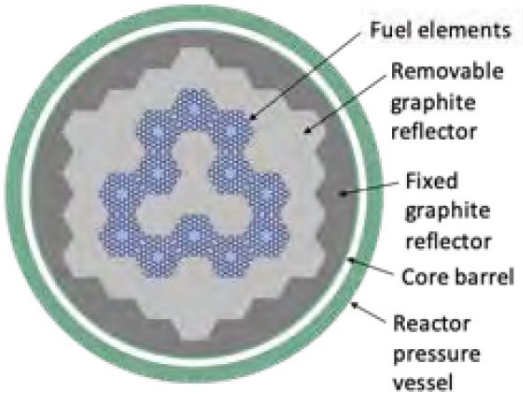
U-Battery は、新型の小型モジュール式高温ガスであり、エネルギー集約型の産業や遠隔地に、低炭素で費用効果が高く、信頼性の高い電源と熱源を提供できる。U-Battery の概念は、Urenco がマンチェスター大学とデルフト工科大学に最初に設定した課題の成果であり、既存技術を使用して、これまでディーゼルや小型の化石燃料、再生可能技術等の他のサービスを受けてきた市場に原子力を導入するものである。

U-Battery は、標準化された原子炉ブロック（一次ヘリウム系と二次窒素系及び使用済燃料貯蔵庫を含む、すべての原子力固有の系統及び機器を表す）で構成されている。

U-Battery の設計は、以下を目的としている。

- 確立された検証済みの原子力技術の採用
- モジュール式で、サイト外の工場製造を最大限に活用
- コスト競争力のある柔軟なエネルギー供給源になること
- 原子力関連部分の共通の設計を利用して、さまざまな地域や多様な市場にサービスを提供する
- シンプルな安全系（非常に頑健な燃料、非常に小さい熱出力、減速材の高い熱容量及び効率的な自然循環による熱伝達による）

表 1.3.2-2　U-Battery 設計の概要



□仕 様

炉 型 ： 高温ガス冷却炉

減速材／冷却材：ヘリウム／黒鉛

一次系循環 ： ヘリウムの強制循環

二次系 ： 窒素（水は使用せず）

熱出力： 10MWt

電気出力： 4MWe

燃料 ： TRISO

再処理：-

燃料濃縮度 ： ＜20%

取出燃焼度：～80GWd/ton（平均）

出力密度：-

設計寿命：36 年

炉心寿命：全出力換算 5 年

□開発段階：概念設計段階

□特 徴：シンプルで確立された技術基盤。実証された燃料。1 つのサイトに複数のモジュールを設置できる。

- 原子炉圧力容器

  U-Battery の炉心は、軽水炉での経験を生かして、SA-508/533 鋼で製造された原子炉圧力容器（RPV）に収容されている。 RPV 設計は、300℃で 40 バールの使用圧力の ASMEⅢ設計コードに基づいている。ヘリウム冷却材は、RPV 原子炉の底部に向かって配置されたクロスベッセル内に収容された同軸ダクトを介して、一次熱交換器に接続されている。

- プラント配置

  プラント配置は、下図のように、地下の原子炉部分と隣接する使用済燃料貯蔵施設に基づいて開発された。これらは両方とも天井クレーンによって供給され、ベント付格納用施設内の電力変換モジュールと併置されている。原子炉と熱交換器は並んで配置されているが、それぞれが独自のコンパートメント内にある。これらは両方とも、燃料交換を可能にし、原子炉部分の隣にある使用済燃料貯蔵施設にアクセスできる保守フロアによって接続されている。使用済燃料の冷却は、燃料貯蔵所の換気を利用して自然対流で行われる。タービン発電機は、地上の別の建屋内にある。

図 1.3.2-2　U-Battery プラントの配置（IAEA SMR Booklet）

- 燃料特性

  U-Battery 燃料には、下図のように、熱分解炭素、炭化ケイ素及び熱分解炭素の外層の連続層でコーティングされたウラン（カーネル）で構成される TRISO コーティング燃料粒子が含まれている。TRISO 粒子は、アイダホ国立研究所の新型試験炉で、米国 DOE の AGR 燃料実証プログラムの一部として最近検証された設計であり、ウランは 20%弱に濃縮されている。

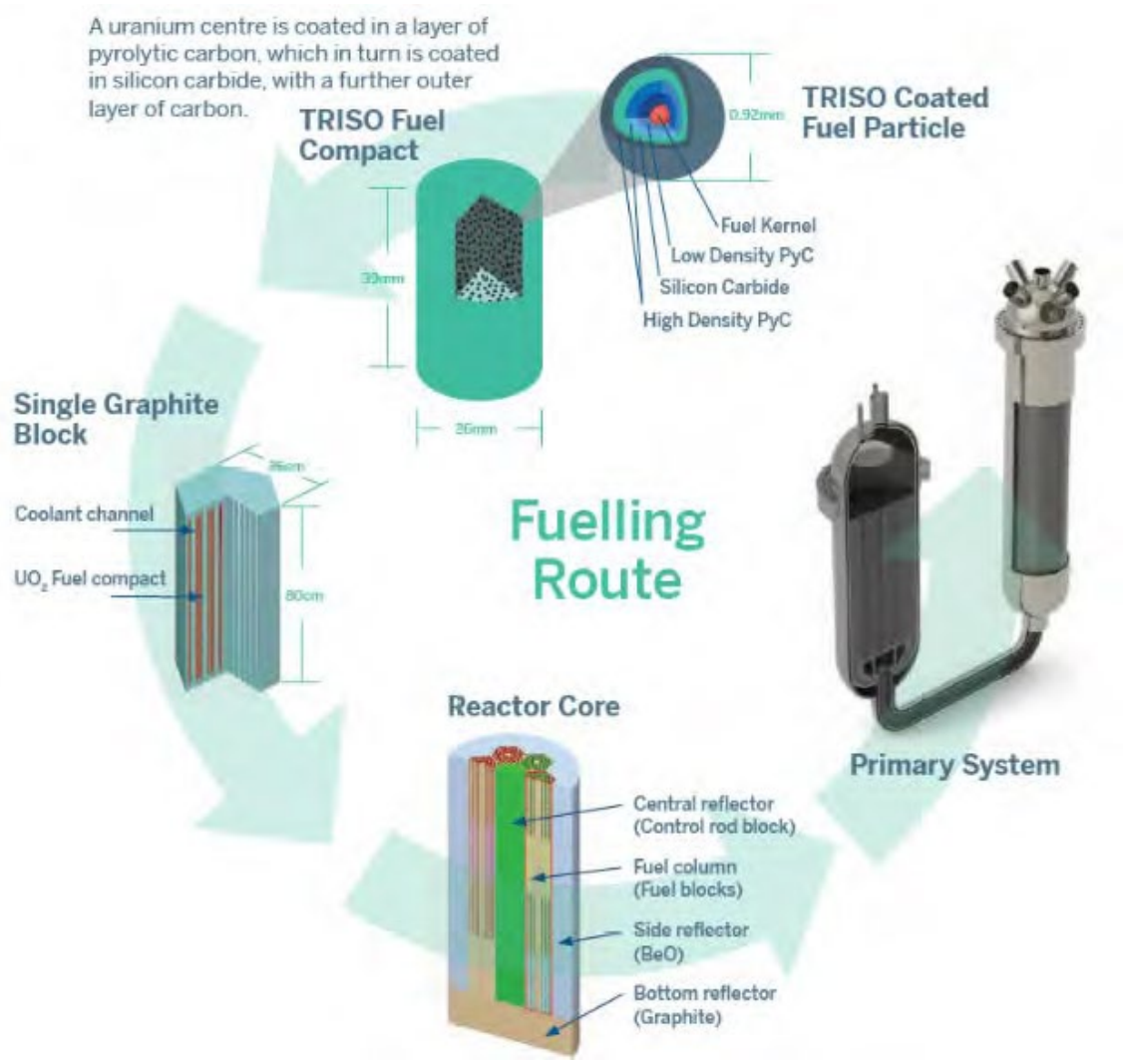


図 1.3.2-3 U-Battery の燃料構成(IAEA)

②経済性

U-Battery は 1 台あたり約 5,000 万ポンドかかると予想されている。[197]

③開発主体の概要

U-Battery の概念は、Urenco 及びマンチェスター大学とデルフト工科大学の協力によって設計された。U-Battery は、原子炉系と安全性に関して Jacobs、Cavendish Nuclear、Kinectrics、燃料と燃料サイクルに関して BWXT と NNL、主要機器に関して Rolls-Royce と Howden、建設と土木工事については Costain、輸送については Mammoet と Daher、等のさまざまなパートナーと協力して Urenco によって開発された。

U-Battery Limited は、U-Battery プロジェクトの持株会社として、その子会社である U-Battery Developments Limited および U-Battery Canada Limited が、それぞれ英国およびカナダで、U-Battery の設計、建設、運転を安全に実施できるよう設立された会社である。

[197] U-Battery HP, https://www.u-battery.com/

U-Battery は、Cavendish Nuclear とともに革新的原子炉のモジュール建設の実証を行っており、2021 年 9 月 30 日に、原子炉容器、中間熱交換器船、接続ダクトのフルサイズモックアップを公開した。（4.3 を参照）[197]

燃料供給に関しては、供給先は未定である。

④導入先及び用途

U-Battery は、標準化された原子炉ブロック（一次ヘリウム系と二次窒素系及び使用済燃料貯蔵庫を含む、すべての原子力固有の系統及び機器を表す）で構成される、多目的原子炉である。用途としては、産業用のプロセス熱供給、ガスタービンによる発電及び熱と電力を提供できるコージェネレーションの 3 つが想定されている。可能性のある用途としては、遠隔地への熱及び電力の供給、既存産業用の局所的な熱及び/または電力の供給、水素製造などが挙げられる。多くの原子力システムと共通する点として、U-Battery から排出された熱は、地域暖房や脱塩などにも利用できる。

産業用のプレセス熱に関しては、U-Battery 社によれば、いかの 6 つの産業が U-Battery の導入に技術的に適している [198]：

・ガラス（原料加熱・焼鈍）
・紙(紙の乾燥)
・鉄鋼（価格の影響を受けやすいため、可能性は低い）
・セラミックス（乾燥、噴霧乾燥に 220～660℃の熱を必要とする）
・鉱業（セメント製造）
・化学工業（450℃での液体加熱）

⑤政府支援の内容

英国では、BEIS の AMR プログラムのフェーズ 1 とフェーズ 2 の支援対象に選ばれた。

カナダでは、2019 年、SMR 立地招待プロセスのフェーズ 1 を終了している。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

カナダの CNSC の VDR を予定しているが、2022 年 2 月現在は、フェーズ 1 の開始が保留（pending）となっている。

安全機能の特徴

- 反応度制御
  制御棒は、すべてのプラント状態で停止状態の達成が可能で、部分出力運転を可能にする。原子力安全のために厳密に必要というわけではないが、二次停止チャネルに重力で供給することができる小さな球形吸収体を用いた独立停止系も有している。
- 燃料特性

[198] U-Battery HP, UK, https://www.u-battery.com/uk

U-Battery は事故耐性に優れた TRISO 燃料を使用しており、放射性物質の放出がないため、バックアップのための停止システムの必要性を最小限に抑えることがでる。

規制・安全性に関する個別事項

下記の個別項目に関する情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.3.2.4. 高速炉

原子力政策上の位置付け

英国では、貯蔵プルトニウムを利用するために GEH 社の Prism 炉の導入が検討されていたが、現時点は、そのオプションを選択していない。AMR F&D にプログラムでは、Westinghouse LFR が支援対象設計の一つとなっているが、具体的な導入や、貯蔵プルトニウム管理への関わりは明確になっていない。

開発炉型：

Westinghouse LFR について、直近 1 年で更新情報が確認されないため、省略する。

1.3.2.5. 核融合

原子力政策上の位置付け

英国における核融合の目標はグリーン産業革命のための政策「10 Point Plan」[199]とエネルギー白書「2020 Energy White Paper」[200]において、高いレベルで設定されている。2021 年 10 月に発行された報告書 [201]によると、英国政府の核融合戦略の包括的なゴールとして以下の 2 点が挙げられている。

1. グリッドへエネルギー供給する核融合発電の原型炉を英国に建設することで、英国における核融合の商用可能性を実証する。
2. その後の数十年間で、核融合技術を世界中に輸出可能な世界を先導する核融合産業を構築する。

---

[199] GOV.UK, 2020/11/18, The Ten Point Plan for a Green Industrial Revolution, https://www.gov.uk/government/publications/the-ten-point-plan-for-a-green-industrial-revolution/title

[200] GOV.UK, 2020/12/14, Energy white paper: Powering our net zero future, https://www.gov.uk/government/publications/energy-white-paper-powering-our-net-zero-future

[201] GOV.UK, 2021/10/1, Towards fusion energy: the UK fusion strategy, https://www.gov.uk/government/publications/towards-fusion-energy-the-uk-fusion-strategy

この核融合戦略は、「国際的」、「科学的」、「商用的」の 3 本柱に対する英国のリーダーシップを保証するために、英国政府、UKAEA、英国内の研究機関の責任により実施される。

英国政府は、2040 年までに核融合原型炉を建設するための、世界を先導する STEP（Spherical Tokamak for Energy Production）プログラムを立ち上げている。UKAEA による評価に従い、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）によって 2022 年 12 月までに STEP の建設サイトが選定される予定である。

それと同時に英国の民間企業は核融合発電プラントの設計をそれぞれ開発している。英国の製造業者とエンジニアは、それらのプログラムを支援するための核融合供給チェーンを作り始めている。

開発炉型

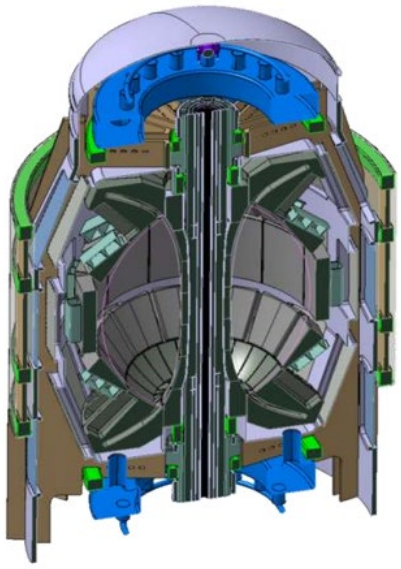
(1) STEP(Spherical Tokamak for Energy Production)

①技術的特徴

ITER や DEMO を含む多くの核融合原型炉では、トーラス形状のトカマクを採用しているのに対して、STEP では球状のトカマクを採用している点が特徴的である。英国では、DEMO とは異なる技術的なアプローチによる核融合炉である STEP の開発を並行して進めることで、多くの技術的な相乗効果や共通性が見いだされ、双方にとって有益であると考えている。

図 1.3.2-4 STEP 原型炉の施設 [201]

表 1.3.2-3　STEP 設計の概要

□イメージ図 [202] 	□仕 様 [203]： 炉形式：トカマク型（球状） 核融合出力　：1960MW 大半径/小半径　：7.85m/2.5m プラズマ電流　：14MA トロイダル磁場　：5.6T 加熱入力　：115MW □開発段階 [199]： 概念設計　2019～2024 年 詳細設計　2024～2032 年 建設・認可　2032～2040 年 □特 徴：100MW を超える電力供給を目指している。

②経済性 [204]

UKAEA の Ian Chapman は、STEP の建設費用は 20 億ユーロかかるだろうと述べており、この金額は EU の核融合実験装置である JET と同程度である。100MW プラントのランニングコストは 20 億ドルとみられ、大規模な軽水炉との競争力を持つためには、STEP では資本コストを 80%削減する必要があると指摘されている。

③開発主体の概要

UKAEA は、英政府の核融合エネルギー研究を担っており、STEP の 2040 年代初頭の運転開始を目標として設定している。

④ 導入先及び用途 [205]

2020 年 12 月から 2021 年 3 月まで建設サイトの公募を行い、15 の候補から 5 つまで絞り込まれた。候補地は、アルファベット順に、ノースアーシャー州のアーディア、イースト・ライディ

[202] Rob Harries-Harris, Spherical Tokamak for Energy Production, https://media.becbusinessclust er.co.uk/documents/BECBC-Member_Presentations-UKAEA_STEP_Prog-13_Nov_2019.pdf

[203] R. J. Buttery et al., 2021, The advanced tokamak path to a compact net electric fusion pilot plant, Nucl. Fusion, 61, 046028, https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1741-4326/abe4af/pdf

[204] News Scientist, 2020/12/2, UK takes step towards world's first nuclear fusion power station, https://www.newscientist.com/article/2261246-uk-takes-step-towards-worlds-first-nuclear-fusion-powe r-station/

[205] Sustainable Japan, 2021/10/18, 【イギリス】原子力公社、核融合原発のプロトタイプ建設で候補地 5 ヶ所を発表。公募の結果, https://sustainablejapan.jp/2021/10/18/ukaea-fusion-power/67208

ング・オブ・ヨークシャー州のグール、カンブリア州のムーアサイド、ノッティンガムシャー州のラットクリフ・オン・ソアー、南グロスタシャー州とグロスタシャー州のセヴァン・エッジの5ヶ所。

今回の原型炉では、発電だけでなく、プラントの保守方法や燃料の自給方法（トリチウムサイクル）を実証する。建設と運転では、数千人の高度な技術を要する雇用を創出する。

⑤ 政府支援の内容[205]

英国政府は、核融合型原子力発電の商用化助成制度「STEP（Spherical Tokamak for Energy Production)」に第一弾として2億2200万ポンドの予算を用意し、さらに、オックスフォード近郊のカルハム科学センターおよび南ヨークシャーのロザハムで、新たな核融合施設、インフラ、実習のために1億8,400万ポンドを投じている。

(2) FDP(Fusion Demonstration Plant)

① 技術的特徴

カナダのGeneral Fusion社によって開発されている磁化標的核融合(MTF)プラントであり、10年以上にわたる同社の開発の成果とされている。発電目的で開発が進められているITERをはじめとするほとんどの核融合炉は磁場閉じ込め方式を採用しているのに対し、MIFは磁場閉じ込めと慣性閉じ込めの双方の特徴を有するとされている。MIFの概念図を図 1.3.2-5に示す。液体金属の回転するボールがプラズマを閉じ込め、その後ピストンにより急速に圧縮される。

FDPは、商用プラントの70%のスケールのバージョンであるとされている。このスケールにすることで、本格的な発電所の製造・運用に必要な経済性と技術を実証するとしている。装置は以下の3つの主要な機器で構成される。

- 圧縮システム
- 液体金属チャンバー
- プラズマインジェクター

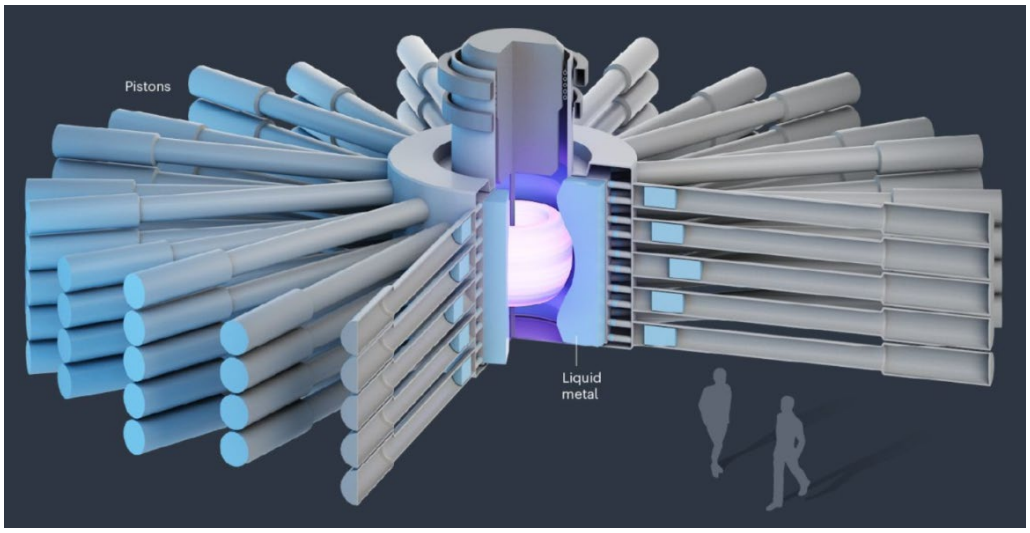
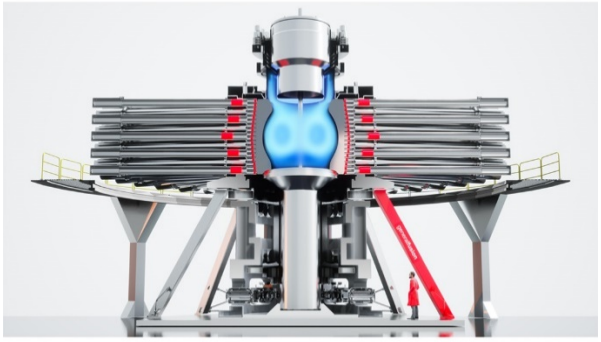


図 1.3.2-5　磁化標的核融合炉の概念図 [206]

表 1.3.2-4　FDP 設計の概要

□イメージ図 [207] 	□仕 様 炉形式：磁化標的核融合（MTF） ＊具体的な設計値についての情報は見つからなかった。 □開発段階 [207]： 2022 年に建設を開始し、2025 年に運転開始予定。 □特 徴 [207]：商用パイロットプラントの 70%のスケールの設計となっている。

② 経済性

該当する情報は見つからなかった。

③　開発主体の概要

General Fusion 社はカナダのバンクーバーに本社を置き、ワシントン DC と英国のロンドンに拠点を置いている。同社は 2002 年に設立された。UKAEA とのパートナーシップを結び、英国における FDP 建設を進めている。

[206] Nature, 2021/11/17, The chase for fusion energy, https://www.nature.com/immersive/d41586-021-03401-w/index.html

[207] General Fusion HP, The Path to Fusion Energy: The Fusion Demonstration Plant, https://generalfusion.com/2021/06/the-path-to-fusion-energy-the-fusion-demonstration-plant/

④　導入先及び用途

General fusion 社独自の MTF 技術を実証し、同社のその後の商用パイロットプラントへの道を開く役割が期待されている。

⑤ 政府支援の内容

General fusion 社は英国政府から資金提供を受ける予定であるが、金額は明らかにされていない。[206]

(3) ST40

①技術的特徴 [208]

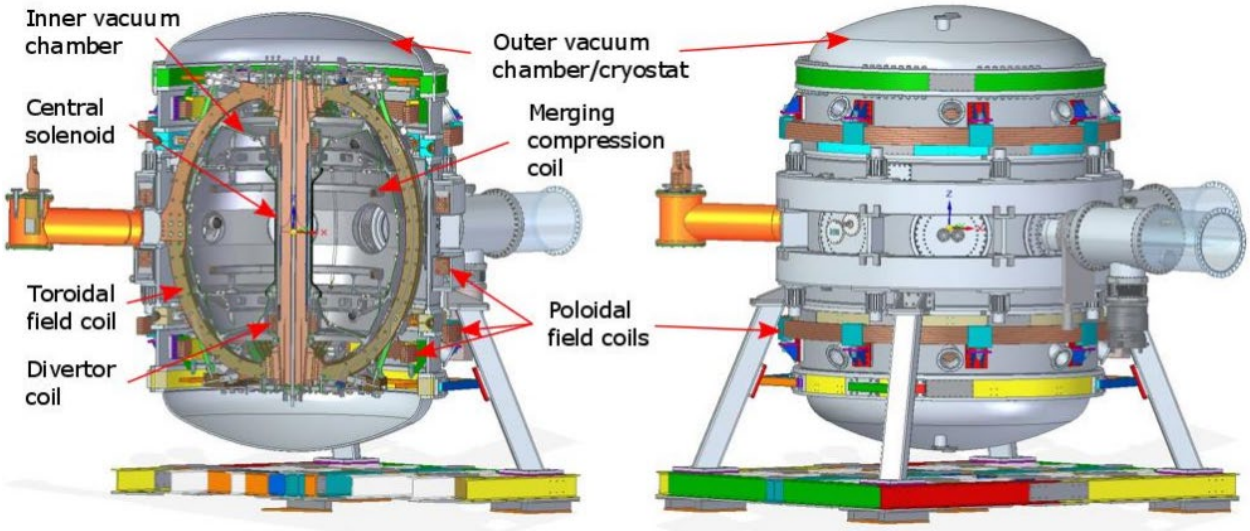
Tokamak Energy 社の小型球形トカマク核融合炉 ST40 は、厚さ 30mm のステンレス鋼構造物の中に、真空チャンバー、界磁コイル及び他の主要コンポーネントを収納している。

トロイダル界磁コイルは、ポロイダル界磁コイルと連携して、高温プラズマを閉じ込め、内部真空チャンバーの壁から遠ざける閉磁場パターンを構成する。

中央の支柱は、トロイダル界磁コイルの中央ウェッジ部と大きなソレノイドの 2 つで構成されており、ソレノイドはプラズマを流れる電流を維持するが、これはプラズマの安定性にとって重要である。

ポロイダル界磁コイルは、高温プラズマの形状と位置を制御する。プラズマの特性はその形状に大きく影響されるため、これらのコイルは最適な融合条件を作り出すのに役立つ。

外側真空チャンバーは、強磁場に対応するためのもので、液体窒素で冷却された銅製の界磁コイルを断熱するために真空となっている。



[208] Tokamak Energy HP, ST40 Rapid progress to commercial fusion, https://www.tokamakenergy.co.uk/technology/st40/

図 1.3.2-6　ST40 の構造と構成機器 [209]

表 1.3.2-5　ST40 設計の概要

□イメージ図 [208] 	□仕 様 [210] 炉形式：トカマク型（トーラス状） 大半径　：0.4-0.6m 大半径と小半径の比　：1.6-1.8 プラズマ電流　：2MA トロイダル磁場　：3T 加熱入力　：3MW □開発段階 [211]： 2021 年 3 月 29 日に ST40 のファーストプラズマの写真が公開された。数カ月で 1 億度の核融合温度を目指すとしている。 □特 徴 [208]： 商用核融合に必要な温度である 1 億度を達成する最初の民間企業の出資による核融合装置となることを目指している。

Tokamak Energy 社は、2021 年 3 月 29 日に ST40 のファーストプラズマの写真（図 1.3.2-7）を公開した。その後の数カ月での 1 億度の核融合温度達成のマイルストーンに向けて順調に進んでいると表明している。なお、民間企業がこのマイルストーンを達成するのは初めてのことであるとされている。[211]

[209] M. Gryaznevich et al., 2017/11, Overview and status of construction of ST40, https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2017.03.011

[210] M. Gryaznevich et al., 2021, ST40 progress towards optimized neutron production, http://vant.iterru.ru/vant_2021_2/13.pdf

[211] MEITEC, 2021/6/14, 核融合ベンチャー企業、プラズマ温度 1 億度のマイルストーンに近づく, https://engineer.fabcross.jp/archeive/210603_fusion-energy.html

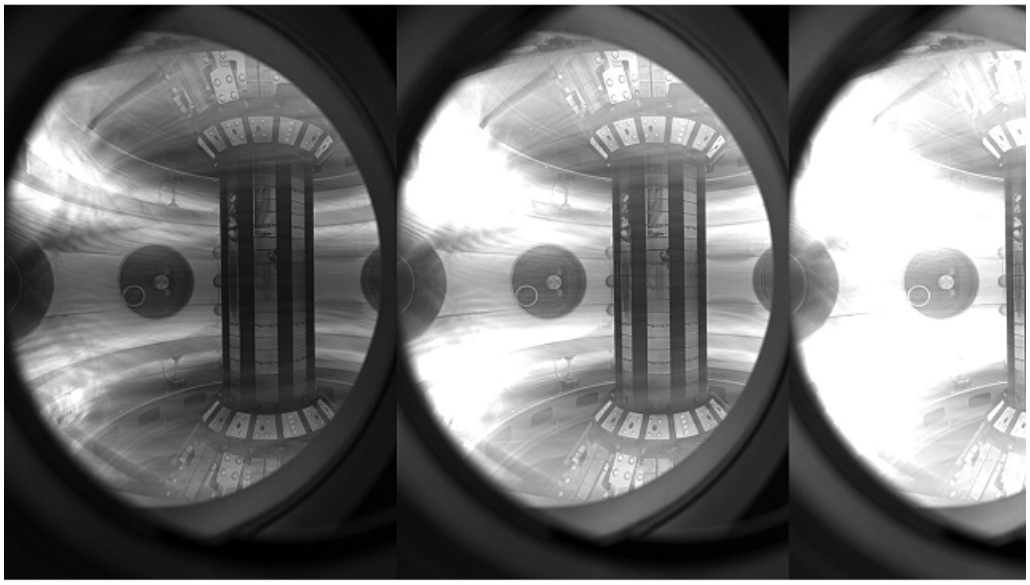


図 1.3.2-7　ST40 のファーストプラズマの写真[211]

②経済性

該当する情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

磁気核融合エネルギー研究を行っていた Culham Laboratory から派生する形で 2019 年に民間企業として起業された Tokamak Energy 社が開発を進めている。

④導入先及び用途

商用核融合発電に必要な温度である 1 億度を達成する最初の民間企業の出資による核融合装置となることを目指している。

⑤政府支援の内容[212]

米国エネルギー省（DOE）は、核融合エネルギーのイノベーションネットワークプログラム（INFUSE）の下で 58 万ドルを Tokamak Energy に資金援助することを、2020 年 9 月に発表している。この資金援助は同年 7 月の英国政府からの 1,000 万ポンドの助成金に加えて提供されている。

INFUSE での実施内容は以下の通り：

- 次世代トカマクの微小安定性をアスペクト比の範囲で検討
- 球状トカマクにおける核融合プラズマの立ち上げと維持のための RF アンテナの開発

[212] Tokamac Energy, 2020/9/4, Tokamak Energy wins three US grants to develop key technology for fusion energy, https://www.tokamakenergy.co.uk/tokamak-energy-wins-three-us-grants-to-develop-key-technology-for-fusion-energy/

- ST40 球形トカマク用トリチウムペレット入射器の概念設計
- 現在および将来の高磁場球状トカマクにおける Scrape of Layer 幅の XGC1 による予測
- トカマク装置における放射線遮蔽のための遷移金属水素化物の作製と特性評価

1.4. 仏国

1.4.1. 研究開発支援内容

1.4.1.1. 原子力政策概要

フランス政府は、多年度エネルギー計画（PPE）の最終版を 2019 年 1 月に公表した。PPE は、2028 年までのフランスの電源構成を 2019～2023 年と 2024～2028 年の 2 つの期間に分けて定めたものであり、さらにフランスの原子力分野の目標と将来に関する多くの詳細事項についても示されている。

そこでは、2035 年までに原子力の割合を現在の約 70%から 50%までに引き下げるという電力ミックスの目的に加えて、エネルギー転換期における原子力産業の雇用と技能の維持（廃炉産業の育成、SMR 技術の概念設計に関する研究）及び、原子力発電所の進化に伴う燃料サイクル活動の変革等が主な取り組みとして示されている。核燃料サイクル研究に関しては、長期的に核燃料サイクルを閉じることにつながる、産業界の主体によって実施される研究開発プログラムを定義し、支援するとしている。このプログラムは、中期的には PWR における燃料のマルチリサイクルに依存し、21 世紀後半に高速増殖炉のフリートが産業的に展開される可能性を維持するとしている。

フランス政府はこれまで、北西部のシェルブール近郊で建設中のフラマンビル原子力発電所 3 号機（163 万 kW の EPR）が完成するまで、新たな EPR を建設しないとしてきたが、同国のマクロン大統領は 2021 年 11 月、エネルギー料金の高騰や輸入依存度への対応として、国内の原子力の新規建設を再開する考えを示している。[213]

1.4.1.2. 各炉型の開発支援

1.4.1.3. 【軽水炉】

EDF と Framatome は、EPR2 として知られる EPR 設計の簡略版を開発しており、EDF はすでに、約 500 億ユーロ（568 億ドル）で新世代の EPR2 を 6 基建設する案を提出している。2022 年 1 月 6 日、フランス政府は、新しい原子炉（EPR2）の計画が 2023 年頃に提出され、原子炉の運転開始は 2035-37 年を目標とすることを期待していると、エコロジーエコロジー・持続可能開発・エネルギー省の大臣付国務長官は上院での議会討論で述べた。[214]

1.4.1.4. 【高速炉】

ナトリウム冷却高速増殖炉の計画推進については、ASTRID に関する計画で、2019 年末までに詳細基本設計を終えることを求めているが、ウランの入手は 21 世紀半ばまで懸念すべき問題でないことから、高速増殖炉の大規模計画は不要であるとしている。

---

[213] FEPC、2021/11/12、[フランス] 仏マクロン大統領が原子炉新設を再開と表明、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260612_4115.html

[214] NEI Magazine, 2022/1/10, France expects new nuclear reactors to begin operation in 2035-37, https://www.neimagazine.com/news/newsfrance-expects-new-nuclear-reactors-to-begin-operation-in-2035-37-9388128

1.4.1.5. 【SMR】

また SMR については、EDF、TechnicAtome、Naval Group 及び仏原子力・代替エネルギー庁（CEA）のコンソーシアムによる市場モデルの見通しや競争力に関する研究を 2019 年に実施し、今後 10 年間に段階的な概念設計研究を終え、より詳細な技術的評価や専用技術の開発を実施することが期待されている。[215]

マクロン大統領は 2021 年 10 月 12 日、同日発表した 2030 年までの国内産業への投資計画「France 2030」で、SMR の 2030 年までの導入に向けて 10 億ユーロ（約 1,330 億円）を投資するとした。「France 2030」ではまた、豊富にある原子力を活用した電気分解による水素製造で同国は水素分野のリーダーになれるとし、2030 年までに、少なくとも 2 つの水素製造ギガファクトリーと水素利用に必要な技術への大規模投資を行うとしている。[216]

1.4.1.6. 【核融合炉】

現在フランスに建設中の ITER の支援のための研究と核融合実証炉 EU-DEMO の準備はどちらも EUROfusion によって取りまとめられている。核融合エネルギー開発のためのコンソーシアムである EUROfusion は、欧州原子力共同体（EURATOM）とその参加国の共同出資により成り立っている。EUROfusion は、2021 年 3 月の総会で 2021 年から 2023 年の作業プログラムで支援される 16 の研究提案を選択した。これらのプロジェクトに合計 2,010 万ユーロを出資し、そのうち 990 万ユーロはコンソーシアムからの寄付としている。[217]

ITER プロジェクトの実験段階（約 20 年）の ITER 運転にかかる費用は、年間 188kIUA(注)と見積もられている。また、除染段階（2037~2042 年）及び廃止措置の段階では、それぞれ約 2 億 8,100 万ユーロ及び約 5 億 3,000 万ユーロが計上されている。[218]

（注）：現物調達の価値を各参加極に公平に配分するため、ITER 協定の一環として ITER 通貨単位が創設された。2019 年時点で 1IUA=1,749.84 ユーロとなっている。

1.4.2. 炉型開発内容

1.4.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

現時点で新規建設計画は確定してないが、エネルギー自給および電力価格上昇への対応として必要性が認識されてきている。（1.4.1 を参照）

---

[215] Ministère de la Transition écologique et solidaire, 2020, French Strategy for Energy and Climate, Multi Annual Energy Plan 2019-2023 2024-2028, https://eu.boell.org/sites/default/files/2020-09/wnisr2020_lr.pdf

[216] FEPC, 2021/10/16, [フランス] 大統領、SMR への投資、大型炉新設等に関し言及、https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260600_4115.html

[217] EUROfusion, 2021/3/9, EUROfusion awards 16 Enabling Research Projects, https://www.euro-fusion.org/news/2021/march/eurofusion-awards-16-enabling-research-projects/

[218] QST HP, 2021/5/6 更新, ITER についてよくある質問, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/iterFAQ.html

開発炉型

(1) ATMEA1

①技術的特徴

設計概要

ATMEA1 は、仏 AREVA NP（現 Framatome）と三菱重工業の 3 社が共同で設計・開発した効率的で安全な先進中型 PWR で、世界各国での販売・展開を目標としている。ATMEA1 は、日仏の先進的な原子力発電技術から生まれた革新的で実績のある原子力技術を用い、世界中の幅広い規制要件及び商業要件に適合している。ATMEA1 の設計では、最高レベルの安全系、高い熱効率、柔軟な燃料サイクルを組み込むとともに、簡素化により予想資本コストと建設コストを削減している。さらに、簡素化された効果的な設計と部品の標準化により、設計寿命の 60 年間にわたる運用・保守コストの削減も見込んでいる。プラント効率の向上、革新的な燃料管理戦略、効果的な監視プログラムにより、廃棄物の発生を抑え、環境への影響を最小化することができるとしている。[219]

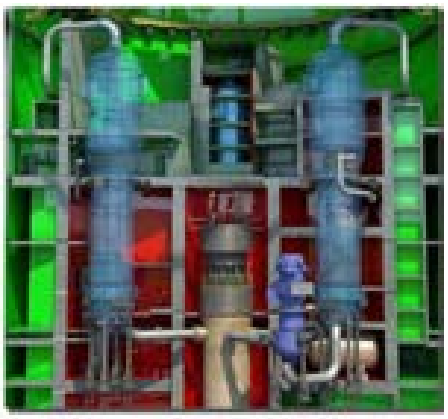
ATMEA1 の一次系設計、3 ループ NSSS 構成及び主要機器は、以下のように現在運転中の PWR と類似しており、既存の原子力発電所での運用実績があるものを使用している。

- 制御棒駆動装置（CRDM）及び関連機器：独 KONVOI
- 制御棒の設計及び材質：既存の仏 PWR
- 原子炉冷却材ポンプ（RCP）：仏 N4 プラントの設計をベースに若干改良
- 軸流エコノマイザ付き SG：EPR と同じ設計で、仏 N4 プラントの SG と類似
- 燃料設計：仏 PWR（特に N4 プラント）で広く使用されている設計
- 原子炉容器：運転中 PWR と同じ設計
- 炉内構造物：上部は KONVOI の設計に近く、下部は N4 設計を若干改良
- 第 2 最終ヒートシンクとしてのセル冷却装置：幾つかの独 KONVOI で実装

既設（第 2 世代）PWR では使用されていない新設計の設備としては、シビアアクシデント熱除去系やホウ酸追加系があるが、これらは EPR や APWR の設計で開発・試験・承認されている。

表 1.4.2-1　ATMEA1 設計の概要

[219] IAEA, 2020/09, Advanced Large Water Cooled Reactors A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2020 Edition, https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf

 Primary configuration of ATMEA1	**□仕 様** 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.5MPa 原子炉温度 ： 326 ℃ 熱出力： 3150MWt 電気出力： 1100MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 または MOX 再処理：可能 燃料濃縮度 ：5.0%未満 運転サイクル ：12～24 ヶ月 **□開発段階**：詳細設計完了 **□特 徴**：既設 PWR の改良設計

ATMEA1 の特徴[220]

ATMEA1 は、3 ループ構成の PWR で、原子炉建屋の格納容器は、プレストレスコンクリート製で内部に鋼製ライナーが設置されている。原子炉建屋は、セーフガード建屋と燃料建屋に囲まれている。

冗長化された 100%容量の安全系は、3 つの区画に完全に分離されている。この分割分離は電気系と機械系の安全系に対して行われている。また、運転中に 1 トレインを保守するための第 4 トレインとして、必須サービス水系（ESWS）、補機冷却水系（CCWS）及び非常用電源系（EPS）のバックアップ系を分離している。この第 4 トレインは、設計基準を超える事象対策の設備でもある。

[220] IAEA, 2015/12/21, ARIS Status Report - ATMEA1, https://aris.iaea.org/PDF/ATMEA1.pdf

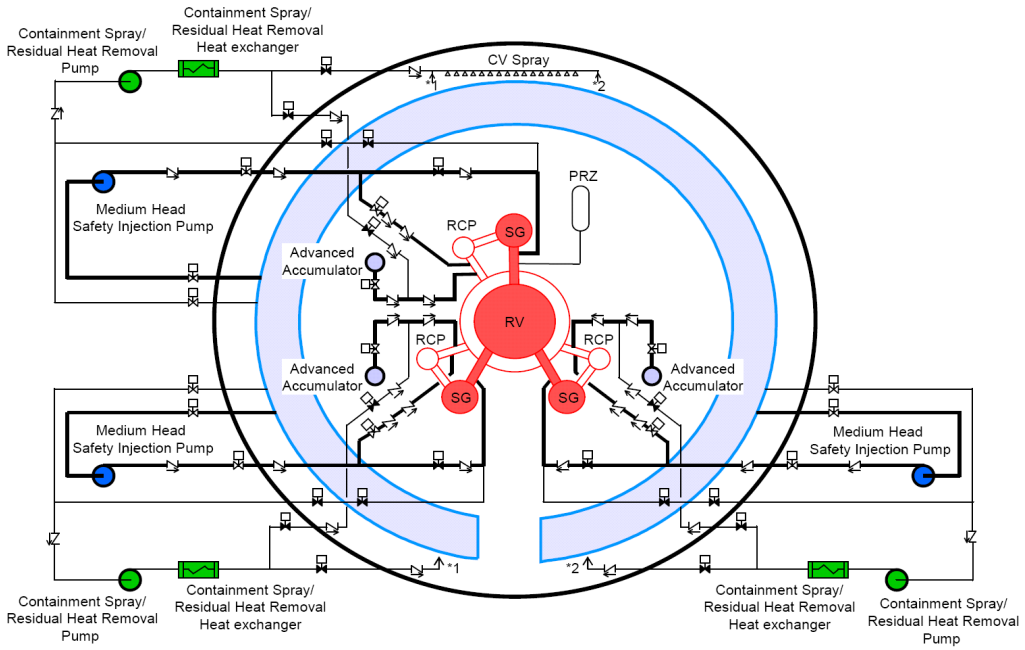


図 1.4.2-1　ATMEA1 の安全系配置 [221]

原子炉建屋底部にある格納容器内燃料取替用水貯蔵ピット（IRWSP）に貯蔵されている水が安全注入に利用される。また、格納容器内側で原子炉圧力容器の下には、最悪のシビアアクシデントを想定した溶融炉心物の専用散布区域（コアキャッチャー）がある。

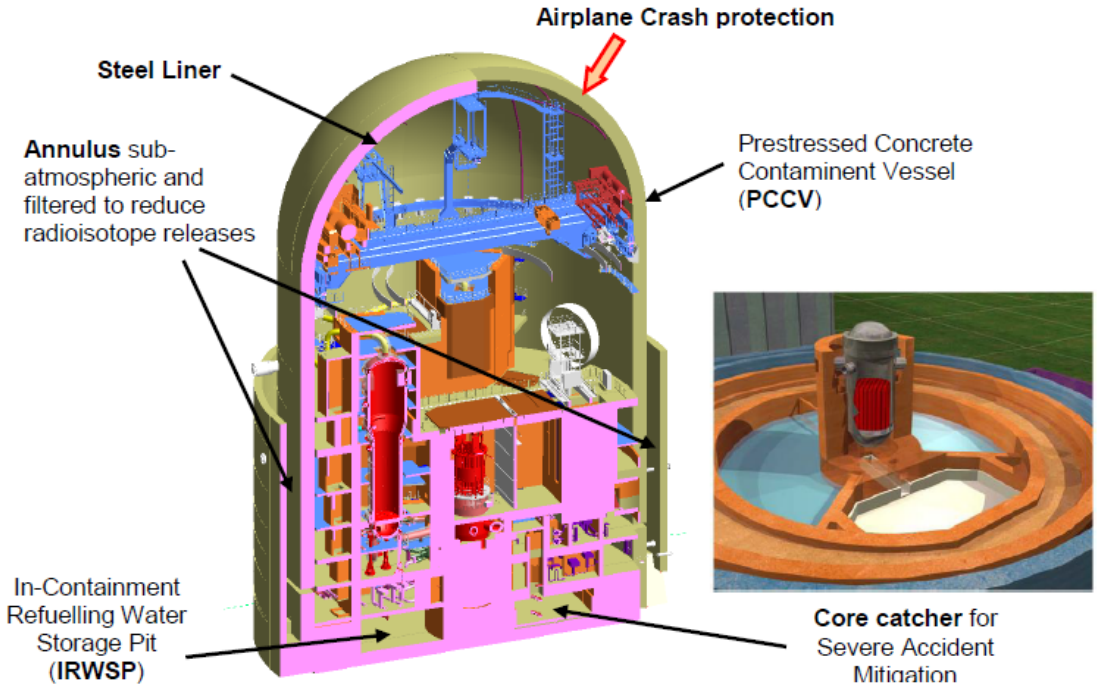


図 1.4.2-2　ATMEA1 の格納容器 [222]

[221] IAEA, 2015/12/21, ARIS Status Report - ATMEA1, https://aris.iaea.org/PDF/ATMEA1.pdf

[222] IAEA, 2015/12/21, ARIS Status Report - ATMEA1, https://aris.iaea.org/PDF/ATMEA1.pdf

燃料プールは原子炉建屋外の専用の燃料建屋にあり、運転中の燃料取り扱いや燃料貯蔵キャスクの取り扱いのためのアクセスを容易にしている。燃料プールの冷却は、2 つの冗長冷却トレインと 1 つの多様冷却トレインによって確保されている。

大型航空機の衝突や爆発に対しては、鉄筋コンクリート製の外壁と安全系トレインの完全分離の両方により防護されている。

②経済性

ATMEA1 は、経済的・環境的なメリットも幅広く設計に織り込んでいる。さまざまな立地を想定した設計により、最大 37%という高い熱効率は、燃料消費量や廃棄物発生量の低減につながる。また、60 年という長寿命設計により、発電量に見合った廃炉の負担を軽減することができる。

ATMEA1 は、長い燃料サイクル（最長 24 ヶ月）と短い燃料取替停止期間により、プラントの全寿命期間において 92%以上の稼働率を達成し、経済性にも寄与すると考えられている。

建設期間はサイトの状況にもよるが、ATMEA1 の目標建設期間は、最初のコンクリート打設から燃料初装荷まで 48 ヶ月としている。

また、ATMEA1 は高い熱効率（35～37%：既設炉よりも 10%以上高い）を達成することで、同じ発電量であれば燃料の消費を低減でき、燃料コストを低減できる。

③開発主体の概要

ATMEA 社（2007 年 7 月に AREVA NP と三菱重工業が設立した合弁企業）

④導入先及び用途

ATMEA1 は、発電用原子力発電所として、フランス及びカナダで許認可の予備審査を受けた。

⑤政府支援の内容

ATMEA1 の開発に関する政府支援の内容は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

ATMEA1 の概念設計は、IAEA の審査を受け、主要な要求事項に適合していることが確認されている。IAEA の支援のもと、上級専門家からなる国際チームが ATMEA1 設計をレビューし、適用される IAEA 安全基準に照らして評価した。この報告書は 2008 年に発行され、ATMEA1 の概念設計は、IAEA の基本安全原則及び設計・安全評価の主要な要求事項を満たしていると結論付けられている。

2010 年半ばに、ATMEA1 の詳細設計と安全機能について、フランス原子力安全機関（ASN）による審査が開始され、ASN の見解として、新世代の PWR についてフランスが定めた安全目標等に ATMEA1 が適合していることが確認された。ASN は、2012 年 1 月に最終的な見解を発表

し、「ATMEA1 について ATMEA 社が採用した安全目標は満足できる」及び「ATMEA1 の主要機器について採用した安全オプションと設計オプションは全般的に満足できる」との判断を示した。

2011 年半ば、ATMEA 社は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）による許認可前審査を開始した。CNSC による原子炉設計の許認可前審査は、カナダの電力会社が原子炉を選定する際に、その後の許認可に問題がないことを示すための前提条件となるものである。CNSC は、ATMEA1 設計が CNSC 規制文書 RD-337「新規原子力発電所の設計」及びその他の適用可能な規制文書に準拠しているかを審査した。CNSC は 2013 年 6 月に最終見解を発表し、「ATMEA 社は、カナダの新規原子力発電所の設計に関する CNSC 規制要件と期待を理解している」及び「ATMEA1 の設計は CNSC 規制要件に準拠しており、カナダの新規原子力発電所に対する期待に応えている」と結論づけている。

安全機能の特徴

ATMEA1 設計では、動的及び静的システムの使用は、信頼性と経済性の観点から最適化されている。

ATMEA1M は、すべての安全系（100%容量）を、3 つの独立した動的安全トレインに統合している。これらのトレインは、常用系から完全に分離されており、外部ハザードから防護されている。また、冷却系用に 4 つめのトレインを増設し、運転中保守機能と多様性を両立させている。

格納容器内燃料取替用水貯蔵ピット（IRWSP）は、以下の理由から格納容器内に設置されている。

- LOCA や主蒸気配管破断の際に、タンクが空になった後に注入モードから再循環モードに切り替わるのを避けるため。
- 炉心溶融時にコリウム冷却用水を供給するため。

ホウ酸追加系（EBS）は、設計基準事象発生時に RCS にホウ酸水を注入し、炉心を未臨界に保って安全に停止させるための装置である。EBS は 2 つの同じトレインで構成されている。それぞれの EBS トレインは、独自のホウ素タンク、高圧 100%容量ポンプ、試験ライン、RCS への注入配管から構成されている。また、EBS は ATWS）に対応するためにも使用される。

ATMEA1 の安全概念は、シビアアクシデントが発生した場合、その影響が周辺に限定され、避難や周辺住民の移動、長期の食料摂取制限などの厳しい対策が不要となるように設計することが求められる高度な規制要件に対応するためのものである。

この目標は、以下の設計対策により、EPR 設計に忠実に従ったシビアアクシデント影響緩和設計によって達成される。

- 高圧炉容器破損及び SG 細管破断を防止するための一次系の減圧
- 炉容器外の蒸気爆発及び再臨界の防止
- 水素制御
- ベースマット貫通防止のための溶融物保持

・ 後期格納容器破損及び FP 放出増加を防止するための格納容器熱除去
・ 全体的なプラント挙動、格納容器内の放射性物質の分布及び環境への放出の監視、

規制・安全性に関する個別事項

• PRA

ATMEA1 設計について、レベル 1 とレベル 2 の統合 PSA が実施され、以下の確率論的安全目標への適合性が確認された。

・ 全運転状態及び全ての事象タイプ（内部事象、内部ハザード及び外部ハザード（妨害行為を除く））に対する総合炉心損傷頻度 ＜ 10^{-5}／炉年
・ 大規模放出頻度 ＜ 10^{-6}／炉年

• 深層防護の具体的適用（前段否定）

ATMEA1 の安全設計は、主に決定論的解析に基づいており、確率論的解析で補完している。決定論的アプローチは、5 つのレベルからなる深層防護概念に基づいている。

• 外部事象への対処

大型民間機や軍用機のハザード、爆発圧力波、地震現象、飛来物、竜巻、火災などの外部事象は、セーフガード建屋、格納容器及び燃料建屋の設計で考慮されている。

• 等級別アプローチ

ATMEA1 設計での等級別アプローチの適用に関する情報は確認できなかった。

• EPZ の設定方法

ATMEA1 は、欧州で現在建設中の原子炉に使用されているものと同じ放射線影響基準を採用している。

この基準により、限定的な緊急時対応計画が保証され、事故時に影響を受ける可能性のある周辺地域が限定される。これは事故後の短期間と長期間（数十年）の両方に適用される。

頻度の低い限定的な事故については、以下の全般的な基準が適用される。

・ 短期的な対策（屋内退避、避難、ヨウ素剤の配布）は必要ない。
・ 長期的な移転の必要がない。
・ 食物摂取制限は、被災した原子炉施設の直近に限定される。

距離は、短期段階では 500m（典型的な敷地境界）、長期段階では放出位置から 2km となる。

設計基準を超えるシビアアクシデントに対しては、事故シーケンスにより以下の基準が採用される可能性がある。

・ 最初の 24 時間は、短期的な対策は必要ない。サイト近辺の居住者のみ屋内退避と避難が必要となるが、距離は線量基準に基づいて決定される。
・ サイト近辺の居住者を除き、長期間の移転は必要ない。
・ 食物摂取制限は、事象後の初めての収穫期のみ実施される。

- ソースターム

ATMEA1 のソースタームに関する情報は確認できなかった。

(2) EPR(European Pressurized Reactor)

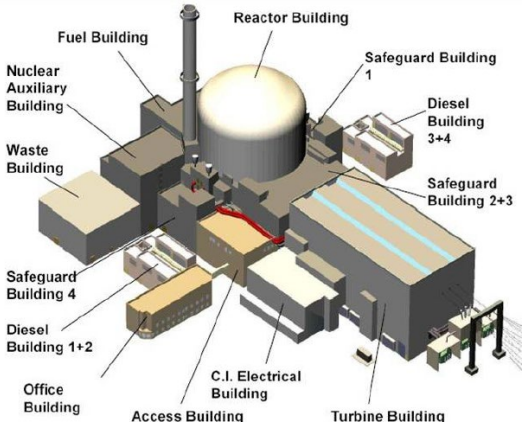
①技術的特徴

設計概要[223]

EPR は、EDF と Framatome がシーメンス及びドイツの電力会社と共同で開発した進化型設計（Gen Ⅲ+）である。フランスとドイツで運転中の最新型原子炉（仏 N4（145 万 kWe)、独 Konvoi（130 万 kWe)）の特徴を組み合わせ、改良したものである。EPR は、新世代の原子力発電所に対する電気事業者の要求を満たすように設計されており、同時に、安全性とパフォーマンスのレベルを向上させた革新的な設計となっている。EPR は、EDF とそのパートナー企業が 100 基以上の PWR を建設及び運転してきた長い経験、すなわち 2,000 炉年以上の運転実績に基づいた上で、福島第一原子力発電所事故後の設計要件をすべて満たしている。EPR は、出力約 1,650MWe、年間平均の設計稼働率約 91%で 60 年間の運転を想定して設計されている。EPR は、新世代の原子力発電所の最高安全要求を満たし、炉心溶融を含む事故での潜在的な放射性物質の放出を大幅に減らす設計対策をしており、防護措置（避難や屋内退避）を必要としないレベルの全体的な炉心損傷頻度、また炉心溶融事故時の早期大規模放出の想定においても地域と時間における非常に限定された防護措置（永久的な移転は無く、限定的な屋内退避）だけで済む程度となっている。

[223] IAEA, 2020/09, Advanced Large Water Cooled Reactors A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2020 Edition, https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf

表 1.4.2-2　EPR 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.5MPa 原子炉温度 ： 330 ℃ 熱出力： 4590MWt 電気出力： 1650MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 及び MOX 再処理：可能 燃料濃縮度 ：4.95% 運転サイクル ：24 ヶ月 □**開発段階**：仏、英及びフィンランドで建設中。中国で運転中。 □**特 徴**：既設 PWR の改良設計

EPR の特徴[224]

EPR のプラント全体の配置と土木構造物の設計は、放射性物質の放出に対する堅牢な格納容器と、外部ハザード及び内部ハザードに対する安全機能の防護を提供している。原子炉建屋、4 つの安全建屋及び燃料建屋は、原子炉建屋を中心とした独自の共通土台上に配置されている。原子炉建屋、燃料建屋、4 つの安全建屋のうち 2 つは、航空機の衝突を想定して設計されている。各安全建屋には、安全関連の全ての機器（機械機器／電気機器／計装機器）が配置されており、強固な物理的な分離を施されている。原子炉建屋は、金属製の内部ライナーを備えた二重壁コンクリート格納容器でできている。

[224] IAEA, 2011/04/04, ARIS Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR), https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf

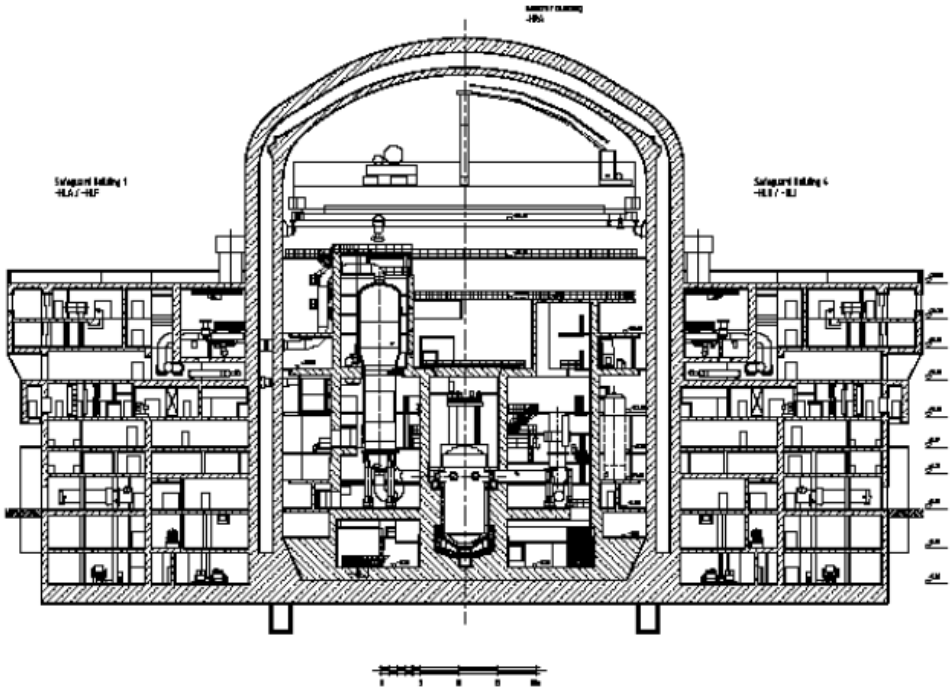


図 1.4.2-3　EPR の格納容器と安全建屋の断面図 [225]

EPR の一次系は 4 ループで構成され、各ループには SG と原子炉冷却材ポンプがあり、1 ループには加圧器が設置されている。主要機器は、高い炉心出力（4,590MWth）を高い蒸気圧レベル（7.8MPa）で供給し、経済性を高めるよう設計されている。保有水量の増加（大型加圧器と大型 SG）により、運転上の裕度及び安全裕度を確保している。また、炉心上部計装を採用し、炉心高さ以下の貫通を抑制している。金属製の重い反射板は、燃料を節約し、原子炉圧力容器（RPV）への中性子束を低下させる。主冷却系と主蒸気系は、破断防止概念に基づいて設計されており、配管むち打ち防止装置を取り外すことができるため、コスト削減に寄与するとともに点検が容易となっている。

[225] IAEA, 2011/04/04, ARIS Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR) , https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf

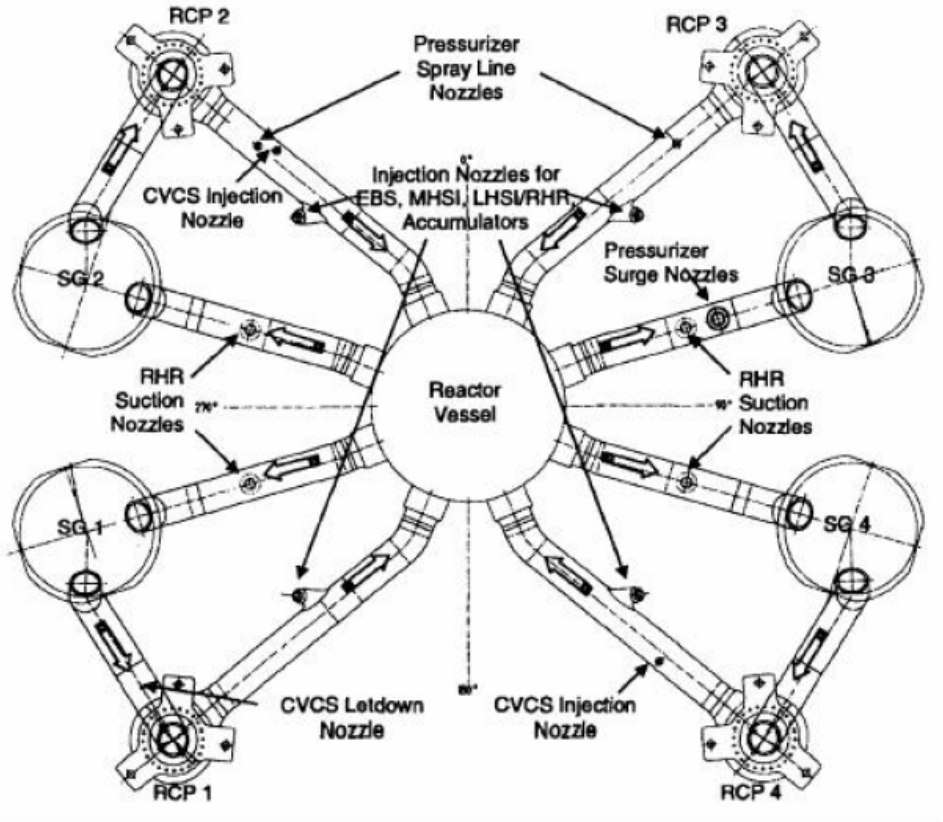


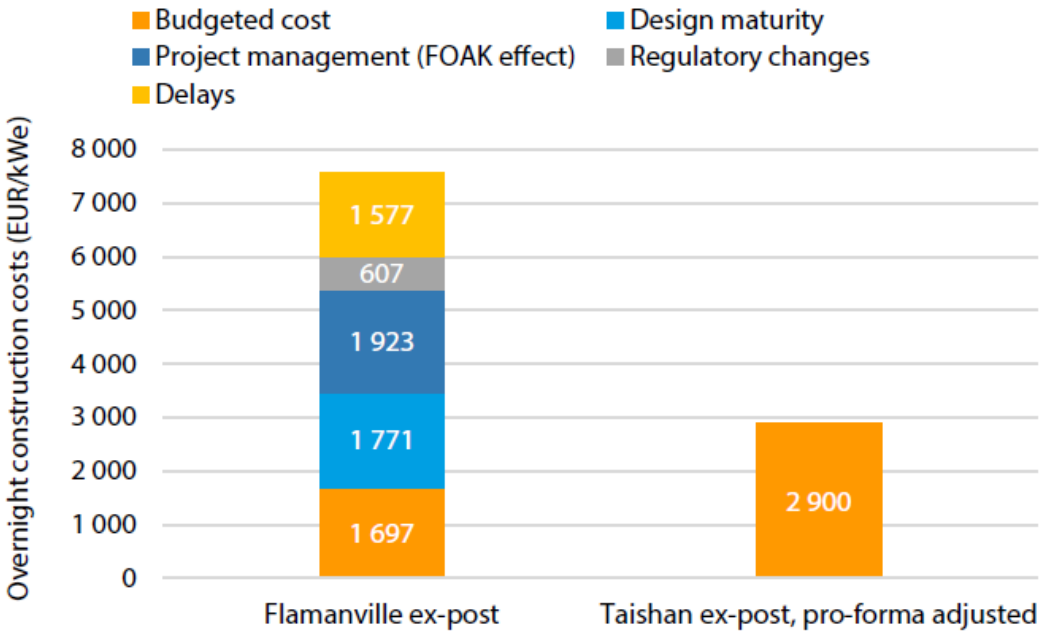
図 1.4.2-4　EPR の一次系レイアウト [226]

②経済性 [227]

EPR の建設コストは、建設の遅れにより初期の見積よりも大幅に増加している。

[226] IAEA, 2011/04/04, ARIS Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR), https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf

[227] OECD/NEA, 2020, NEA No.7530, Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders, https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-07/7530-reducing-cost-nuclear-construction.pdf



Source: Based on Folz (2019), "Rapport au Président Directeur Général d'EDF: La construction de l'EPR de Flamanville."

図 1.4.2-5　仏 Framanville-3 号機のコスト見積超過額の主要な寄与因子 [228]

③開発主体の概要

AREVA （2001 年 1 月に仏 Framatome と独シーメンスが EPR 開発プロジェクトのために合併）

④導入先及び用途

発電用として、フランス（事業者は EDF、1 基）、フィンランド（事業者は TVO、1 基）及び英国（事業者は EDF エナジー、4 基）で建設中であり、中国（事業者は広東台山核電合営有限公司、2 基）で運転中である。

⑤政府支援の内容 [229]

英国政府は、Sizewell C 建設プロジェクト（EPR 2 基）に対して、開発継続を支援するために 1 億ポンドの政府資金を今年度予算から拠出することを、2022 年 1 月 27 日に発表した。

この決定の根拠として、英国政府は以下の点を挙げている。

・　英国のエネルギー安全保障を強化し、不安定な世界的ガス価格の影響を軽減するために、

[228] OECD/NEA, 2020, NEA No.7530, Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders, https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-07/7530-reducing-cost-nuclear-construction.pdf

[229] 英国政府 HP, 2022/01/27, Government readies Sizewell C nuclear project for future investment, https://www.gov.uk/government/news/government-readies-sizewell-c-nuclear-project-for-future-investment

原子力発電は重要な役割を担っている。

・ Sizewell C は、320 万 kW の電力を発電し、約 600 万世帯に電力を供給でき、立地点のサフォーク州や英国全土で最大 1 万人の雇用を創出できる見込みである。

この投資は、2020 年版エネルギー白書に基づくもので、Sizewell C の建設を英国政府がコミットするものでは無い。この投資の見返りとして、英国政府は Sizewell C のサイト内の土地と Sizewell C 社の保有する EDF 株式について一定の権利を取得する。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

EPR はすでに 4 ヵ国の原子力安全規制機関から認可を受けており、設計が多種多様な安全要件及び規制要件を満たすことができることを示している。

中国の台山原子力発電所 1 号機は 2018 年から、2 号機は 2019 年から商業運転を開始している。[230]

フィンランドの Olkiluoto 原子力発電所 3 号機は、2021 年 12 月に原子炉の臨界及び低出力運転試験の実施が許可されており、2022 年 7 月に商業運転を開始する予定である。[231]

フランス Flamanville 原子力発電所 3 号機は、2007 年 12 月に建設を開始し、当初は 2012 年に運開予定だったが、建設は遅れており、現在の運開予定は 2023 年以降となっている。[232]

英国の Hinkley Point C 原子力発電所 1 号機及び 2 号機は建設中であり、Sizewell C 原子力発電所として 2 基の EPR を建設予定である。Sizewell C の原子力サイト認可発給は、2022 年 6 月に予定されている。[233]

安全機能の特徴

EPR は、4 つの独立した安全系が 4×100%の冗長性を実現し、運転中の予防保全を可能にし、高い信頼性を提供している。

---

[230] IAEA HP, PRIS, https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CN

[231] STUK, 2022/02/07, OL3:n kaynnistys sujuu turvallisesti, https://www.stuk.fi/-/ol3-n-kaynnistys-sujuu-turvallisesti

[232] EDF, 2022/01/12, Update on the Flamanville EPR, https://www.edf.fr/en/the-edf-group/dedicated-sections/journalists/all-press-releases/update-on-the-flamanville-epr

[233] ONR, 2021/10, Chief Nuclear Inspector's annual report on Great Britain's nuclear industry, https://www.onr.org.uk/documents/2021/cni-annual-report-2021.pdf

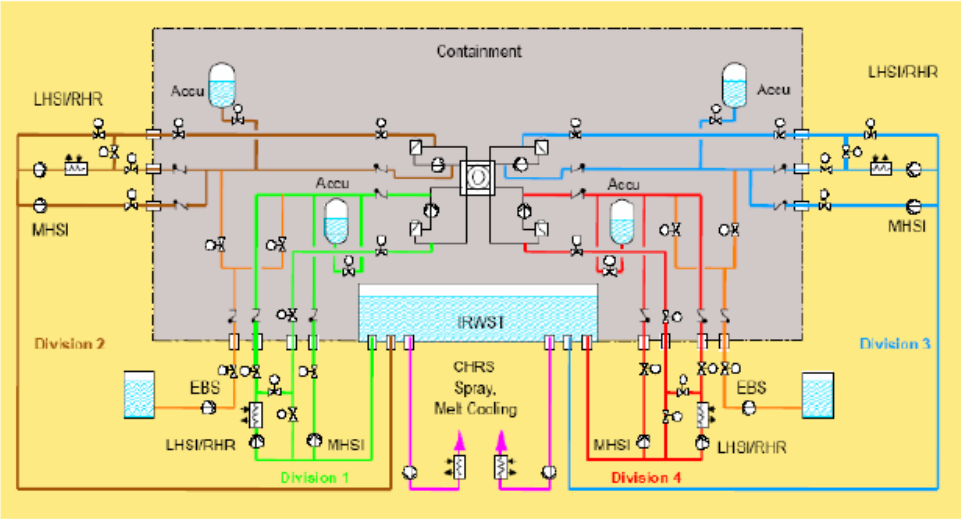
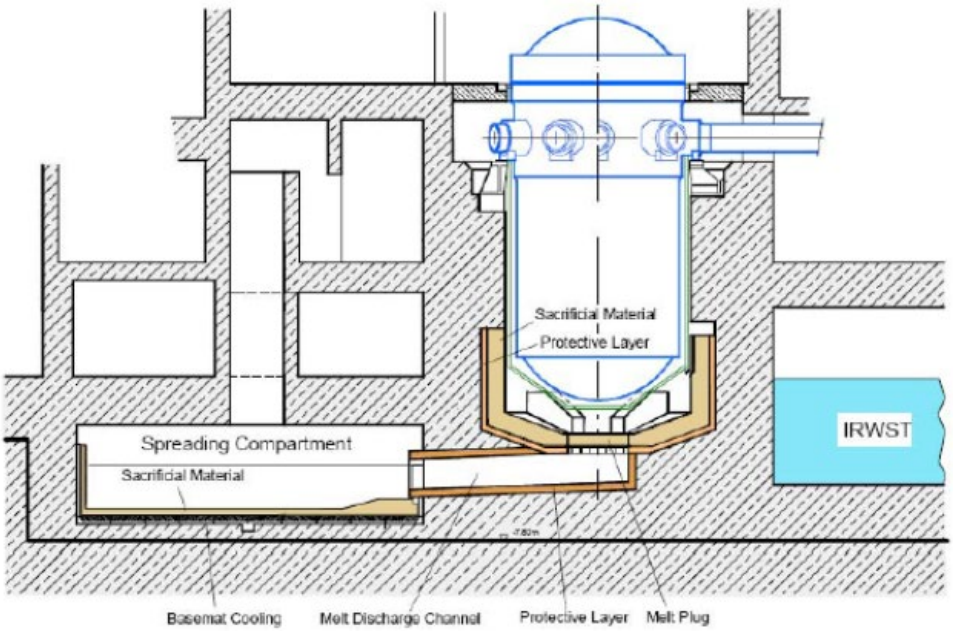


図 1.4.2-6　EPR の安全注入系 [234]

炉心溶融を防止するために、確率論的アプローチで補完された決定論的アプローチにより共通原因故障事象が考慮されている。また、以下の炉心溶融緩和策を実装している。

- 高圧炉心溶融を排除するための一次系減圧システム
- IRWST からの受動的な浸水によるコリウム保持と冷却を行うために RPV ピットの下と脇に設置されたコアキャッチャー
- 専用の格納容器熱除去システム
- 静的触媒型水素再結合器



[234] IAEA, 2011/04/04, ARIS Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR), https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf

図 1.4.2-7　EPR のコアキャッチャー[235]

動的安全系と静的安全系を組み合わせ、それぞれの長所（動的機器の性能と信頼性、静的機器はサポート機能を最小限に抑えた運用）を最大限に活用することが可能となっている。

2 つのデジタル計装制御プラットフォーム（1 つは安全用、もう 1 つは安全/運転用）が全ての計装制御機能を収容し、相互にバックアップしている。規制当局の要求に応じて従来型のプラットフォームを追加することも可能となっている。

所外電源喪失の場合には、非常用ディーゼル発電機（3 日間の燃料備蓄があり延長も可能）とバックアップ用ディーゼル発電機が利用可能となっている。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

EPR 設計の安全アプローチは、決定論的アプローチに基づき、適切な研究開発作業によってサポートされた確率論的手法によって補完されている。

EPR 設計では、全ての内部事象と内部ハザード及び外部ハザードを含む炉心損傷確率は、10^{-5}/炉年の目標を大きく下回っている。

また、格納容器の早期破損または大規模放出の累積頻度が 10^{-6}/炉年より小さいという欧州ユーティリティ要件文書（EUR）の目標値を、EPR はほぼ満足している。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

深層防護の原則を設計に適用することで、事故の防止と、防止に失敗した場合の適切な防護を目的とした一連の防護レベル（固有の特性、機器、手順）が確保されている。

バリアと深層防護を適切に実施することで、反応度制御、燃料冷却、放射性物質の閉じ込めという 3 つの基本的な安全機能を正しく確保することができている。

- 外部事象への対処

EPR のプラント全体の配置と土木構造物の設計は、外部ハザードに対する安全機能の防護を提供している。原子炉建屋、燃料建屋、4 つの安全建屋のうち 2 つは、航空機の衝突を想定して設計されている。

外部ハザードは、ある程度サイトに依存するため、境界条件は、ほとんどの潜在的なサイトで EPR の建設が可能であるように選択される。外部ハザードの解析は、サイト固有のデータ評価が可能な場合、運転認可のための PSA で行われる。

EPR 設計では、外部ハザードを含む炉心損傷確率は、10^{-5}/炉年の目標を大きく下回っている。

- 等級別アプローチ

EPR での等級別アプローチの適用に関する情報は確認できなかった。

[235] IAEA, 2011/04/04, ARIS Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR), https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf

- EPZ の設定方法

EPR は、炉心溶融事故がプラント自身と環境に及ぼす影響を可能な限り抑えるように設計されている。溶融炉心の保持と冷却機能により、炉心溶融事故が発生した場合の環境への放射性物質の放出は、国際的に認められたプラント外の防護措置としての避難の制限値をはるかに下回るように保たれる。

- ソースターム

EPR のソースタームに関する情報は確認できなかった。

(3) EPR2

①技術的特徴

設計概要

EPR2 は、EPR の改良型としてまだ設計段階であるため、詳細な設計データが公表されていない。

EDF と Framatome は、フランスやフィンランド等で建設が進められている EPR 型炉の設計、建設及び試運転等から得られた教訓を元に新型 EPR（NM EPR）設計を考案し、その改良型となる EPR2 設計について設計オプションの大多数が新型 EPR と同じであることから、2018 年 1 月に両設計に対する安全オプションの照会（正式な許認可プロセスの前段階で任意）をフランス原子力安全機関（ASN）に行った。

ASN は、2019 年 7 月 16 日付見解書の中で、新型 EPR（NM EPR）設計とその改良型である EPR2 設計での安全オプションに関する見解を示している。その中で、EPR2（及び NM EPR）の設計では、EPR 設計から以下の変更を行ったとしている。[236]

- 二重格納容器では無くシングル隔壁の格納容器の採用
- 原子炉補助建屋の廃止

EPR2 は、以下については Flamanville-3 号機（EPR）と同じとしている。

- 燃料集合体
- 制御棒クラスタの型式
- 炉心計装

また、ASN は、2019 年の見解書の補足として、EPR2 の一次系及び二次系の主配管に対して破断排除アプローチを容認可能であるとの見解を、2021 年 9 月に示している。この見解書の中で、一次系及び二次系の主配管の設計及び製造の品質について、以下の改善を行ったとしている。

[236] ASN, 2019/07/16, Avis n° 2019-AV-0329 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2019 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par EDF pour le projet de réacteur EPR nouveau modèle (EPR NM) et à son évolution de configuration EPR 2, https://www.asn.fr/content/download/166010/1692131

237

- EPR（Flammanville-3）よりも構造的に優れたアプローチを採用。
- EPR からのフィードバックを反映して、設計及び製造上の変更を実施。
- 一次系主配管では、溶接タッピングの代わりに鍛造タッピングを多く採用し、また配管製造に使用する鋳塊（ingot）サイズを最適化することで、鍛造品質を向上。
- 二次系主蒸気配管では、エルボの代わりに屈曲部を設置、溶接部に一体型フランジを選択、材料及び製造プロセスを適切に選択することで変形時の経年劣化メカニズムを制御、等により品質を向上。
- 溶接については、溶接用の材料目録の確立、生産及び管理のための自動プロセスの使用、現場ではなく作業場での生産、溶接ごとの修理回数の制限等により品質を向上。

表 1.4.2-3　EPR2 設計の概要

	□**仕 様** 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 不明（おそらく EPR と同程度） 原子炉温度 ： 不明（おそらく EPR と同程度） 熱出力： 不明（おそらく EPR と同程度） 電気出力： 不明（おそらく EPR と同程度） 電力密度：- 設計寿命：不明（おそらく EPR と同程度） 燃 料 ： 不明（おそらく EPR と同じ） 再処理：不明（おそらく EPR と同じ） 燃料濃縮度 ：不明（おそらく EPR と同程度） 運転サイクル ：不明（おそらく EPR と同じ） □**開発段階**：安全オプションの評価中（正式な許認可プロセスの前段階） □**特 徴**：EPR の改良設計

EPR2 の特徴

上記の設計概要を参照。

②経済性

EPR2 の経済性に関する情報は確認できなかった。

237 ASN, 2021/09/15, Projet de réacteur de type EPR 2, Application d'une démarche d'exclusion de rupture, https://www.french-nuclear-safety.fr/Media/Files/projet-de-reacteur-de-type-epr-2-application-d-une-demarche-d-exclusion-de-rupture

③開発主体の概要

EDF と Framatome

④導入先及び用途

発電用としてフランス国内で建設予定

⑤政府支援の内容 [238]

フランスのマクロン大統領は、2022 年 2 月 10 日、2050 年までに CO_2 排出量を実質ゼロとするという目標に向けて、仏国内で EPR2 を 6 基（3 サイトに各 2 基）建設し、さらに 8 基の建設に向けて検討を開始すると発表した。2022 年後半にエネルギーに関する広範な意見聴取を行い、その後 2023 年に多年度エネルギープログラム（10 年間のエネルギー計画で 5 年毎に更新）を修正するための国会審議を行う予定であり、2028 年の着工、2035 年の初号機運転開始を目指すとしている。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

安全オプション（正式な許認可プロセスの前段階で任意）の評価中。

安全機能の特徴

上記の設計概要以上の情報は、確認できなかった。

規制・安全性に関する個別事項

EPR2 の下記の項目に関する情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

(4) KERENA

①技術的特徴

設計概要

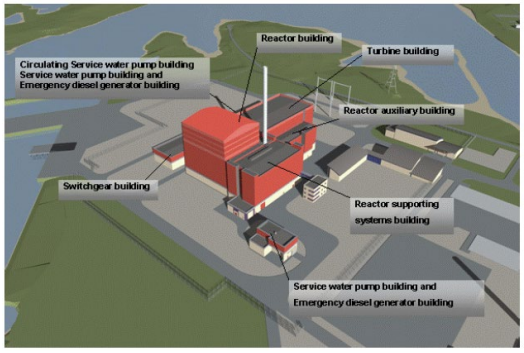
AREVA（現在の Framatome）と E.ON、Vattenfall、EDF、TVO などの欧州大手電力会社は 2008 年に SWR1000 という先進的な BWR を開発し、2009 年に KERENA に改称した。KERENA

[238] 仏政府 HP, 2022/02/10, Reprendre en main notre destin energetique !, https://www.elysee.fr/emmanuel-macron/2022/02/11/reprendre-en-main-notre-destin-energetique

の設計と開発は、将来に向けて経済的に競争力のあるプラントを製造することを目的としていた。

KERENA は、原子炉の設計と運転における長年の経験と、専用の研究施設で実証された革新的な機能を兼ね備えている。運転上の安全リスクを最小化し、事故シナリオを軽減するために、動的及び静的な安全機能を多様に組み合わせて設計されている。運転上の柔軟性と燃料サイクルコストは、負荷追従機能、燃料サイクル戦略の改善、複雑ではない保守手順によって最適化されている。

表 1.4.2-4　KERENA 設計の概要

<table>
<tr>
<td> 
</td>
<td>▫<u>仕 様</u>
炉 型 ： BWR
減速材／冷却材：軽水
原子炉圧力 ： 7.5MPa
原子炉温度 ： 290 ℃
熱出力： 3370MWt
電気出力： 1290MWe
出力密度：51 MW/m^3
設計寿命：60 年
燃 料 ： UO2 及び MOX
再処理：可能
燃料濃縮度 ：U235 5%未満、MOX（核分裂性 Pu 6%）
運転サイクル ：24 ヶ月
▫<u>開発段階</u>：基本設計完了
▫<u>特 徴</u>：既設 BWR の改良設計</td>
</tr>
</table>

<u>KERENA の特徴</u> [239]

KERENA の原子力システムは、静的安全系を除き、主に Framatome の 1,300MWe BWR プラントの実績ある設計に基づいている。冷却材は、原子炉圧力容器内の 8 台の原子炉再循環ポンプで再循環される。炉心で発生した飽和蒸気は、湿分分離再加熱器を通過した後、3 本の主蒸気配管を通って高圧タービンに入る。炉心の熱出力は、反応度フィードバック、すなわち原子炉再循環ポンプの流量を変更すること、または原子炉圧力容器の下部に設置された油圧制御棒スクラム系によって制御される。炉心高さが低く、燃料上部に大量の冷却材があるため、LOCA シナリオ時の炉心露出の可能性が低くなっている。

[239] IAEA, 2020/09, Advanced Large Water Cooled Reactors A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2020 Edition, https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf

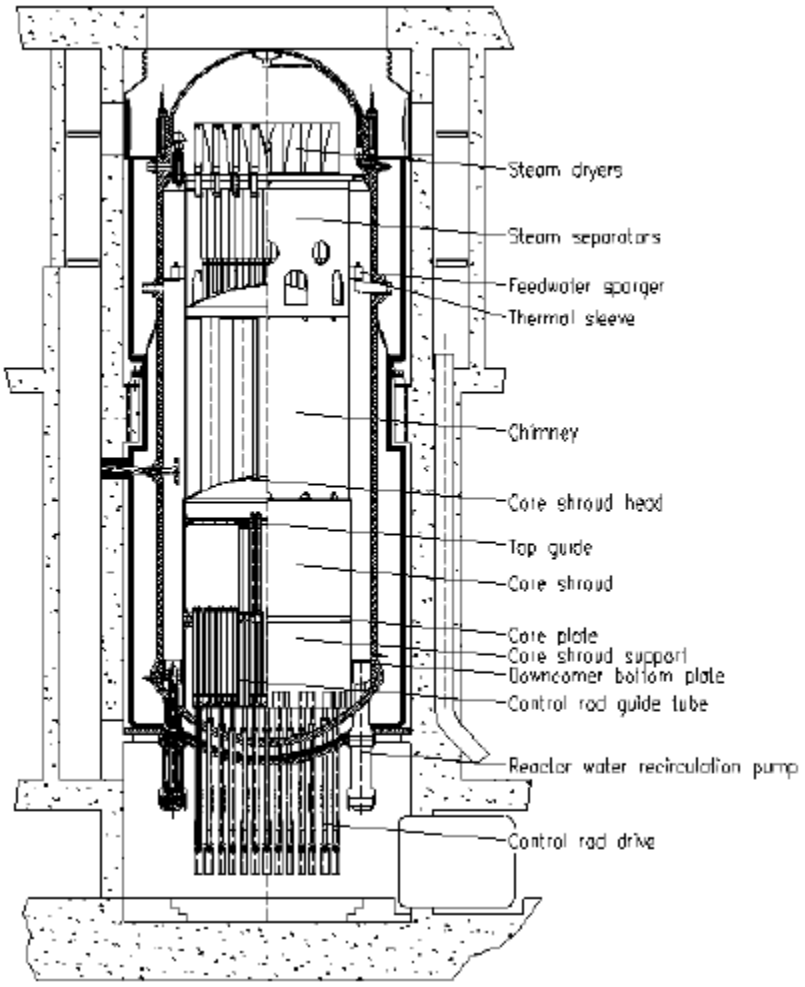


図 1.4.2-8　KERENA の原子炉圧力容器[240]

合理的な設計ソリューション、低保守要件、最適化された燃料管理戦略により、KERENA プラントの稼働率は 92%以上を目標としている。全出力の 40～100%の負荷追従機能と周波数制御により、KERENA はあらゆる電力会社のニーズに対応できる可能性がある。一次冷却水量が多いため、過渡現象を制御し、不要な原子炉トリップを回避するために有益である。システム工学の大幅な簡素化、標準化、部品点数の削減により、定期的な保守作業が少なくて済むように設計されている。その結果、プラントの稼働率が高くなり、作業員の安全性は向上し、放射線作業員の被ばく線量は最小となるよう設計されている。

②経済性[241]

KERENA は、安全機能を静的システム及び動的システムに頼る設計とすることで、プラントの総コストを大幅に削減することができる。また、静的システムは総的システムよりも支援系を必要としない。

また、システムの機能を組み合わせることで、より少ないシステムに節約することも可能であ

[240] IAEA, 2011/04/13, ARIS Status report 82 – KERENA, https://aris.iaea.org/PDF/KERENA.pdf

[241] IAEA, 2011/04/13, ARIS Status report 82 – KERENA, https://aris.iaea.org/PDF/KERENA.pdf

る。KERENA 設計では、従来標準的であった BWR のシステムの一部を他のシステムに組み込むことによって、必要なシステムの総数を減らしている。

③開発主体の概要

AREVA（現在の Framatome）

④導入先及び用途

発電用であるが、2022 年 2 月時点で欧州での導入計画は確認されていない。

⑤政府支援の内容

KERENA への政府支援に関する情報は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

欧州の電力会社グループ（主な評価者は EDF（フランス）、TVO（フィンランド）及びドイツの電力会社）は、KERENA の設計が欧州ユーティリティ要件文書（EUR）に適合しているかどうかを評価しており、EUR の安全要件を満たしていることを確認している。フィンランドの安全当局である放射線・原子力安全局（STUK）は、政府の原則決定（建設許可に先立つ許認可プロセスであり、主にエネルギー政策の観点から審議される）を求める申請書に対して、KERENA 炉がフィンランドで認可可能であると評価した。（2022 年 2 月時点で、フィンランドを含め欧州で KERENA の建設計画はない。）

安全機能の特徴

KERENA の統合安全システムの冗長性及び多様性は、2 つの動的安全系と 4 つの静的安全系によって提供されている。動的安全系の一部を静的安全系で置き換えるという革新的なアプローチにより、計装制御系の故障や人的過誤による事故及びその放射線影響の発生確率を低減することが可能である。原子炉保護系に用いられる動的システムは手動で作動させるが、静的システムは多様なバックアップとして機能する。多くの事故シナリオにおいて、静的システムは運転員が操作する時間枠を（設計上は 72 時間に）拡大する。

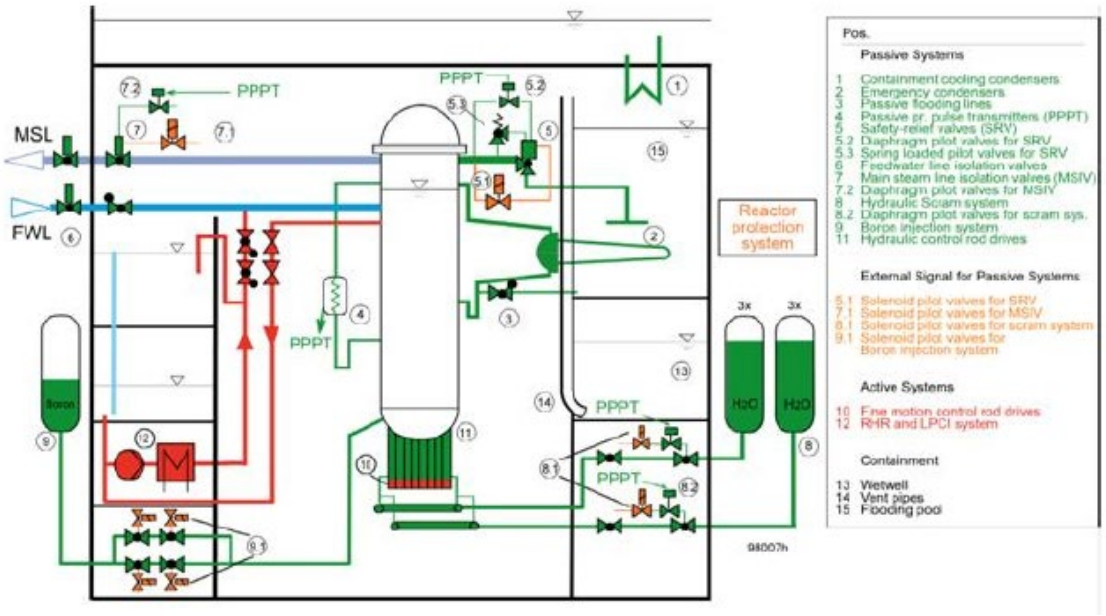


図 1.4.2-9　KERENA の動的システム及び静的システム [242]

・設計基準事故対策設備

静的圧力パルス発信器は、計装制御機器を必要とせず、原子炉の水位（低下と上昇）及び原子炉圧力の上昇を監視し、原子炉スクラム、主蒸気配管貫通部の格納容器隔離及び原子炉圧力容器の自動減圧を行い、プラントの安全運転を確保する。

既存の BWR プラントで使用されている高圧冷却材注入系の代わりとして、非常用復水器は、事故発生時に原子炉で発生する崩壊熱と原子炉圧力容器に蓄えられた顕熱を、原子炉圧力容器から冷却材を減少することなく炉心冠水用プールへ除熱する。

4 基の格納容器冷却用復水器は、ドライウェル内で蒸気が放出されるような事故の後、格納容器から崩壊熱を完全に受動的な手段で除去し、格納容器の圧力上昇を抑制するもので、余熱除去系に対して冗長性と多様性を提供している。

炉心冠水システムは、冷却材喪失事故（LOCA）の影響を抑制するための静的低圧冠水システムである。原子炉の自動減圧後、重力によって炉心に受動的に冠水できる高さに設置されている。このシステムも、余熱除去系の炉心注水機能に関して冗長性と多様性を提供している。

・シビアアクシデント対策設備

KERENA では、高圧での炉心溶融は、減圧装置の設計により除外されている。溶融炉心は、原子炉圧力容器外側の冷却により、低圧状態で原子炉圧力容器内に保持される。この目的のために、炉心冠水用プールから圧力容器周囲のドライウェルに水を供給する浸水システムが設置されている。

炉心溶融を伴うシビアアクシデントを想定し、溶融した炉心を原子炉圧力容器内に保持するため、原子炉圧力容器を囲むドライウェルの一部へ手動操作（無停電電源装置は必要）で注水し、

[242] IAEA, 2011/04/13, ARIS Status report 82 – KERENA, https://aris.iaea.org/PDF/KERENA.pdf

原子炉圧力容器を外側から冷却し、原子炉から除熱することができる。ドライウェルへの注水配管は通常隔離されており、この配管の弁は注水が必要なときだけ開かれる。原子炉圧力容器外側の冷却中に発生した蒸気は、格納容器冷却用復水器で凝縮され、格納容器からの熱を遮蔽・貯蔵プールの水に除熱する。遮蔽・貯蔵プールの容量は、事故発生から数日後まで補給水を供給する必要がないため、実質的に無制限に除熱が可能である。

格納容器は、炉心内の 100%ジルコニウム-水反応から生じる水素による圧力上昇をベースとして設計されている。水素の放出は常にドライウェルを介して行われ、この水素の一部は圧力条件に応じて圧力抑制室にも侵入する。格納容器は窒素で不活性化されているので、水素の化学反応によってさらに圧力が上昇することはない。

さらに、フィルターベントシステムにより、格納容器の過圧を防止できる。

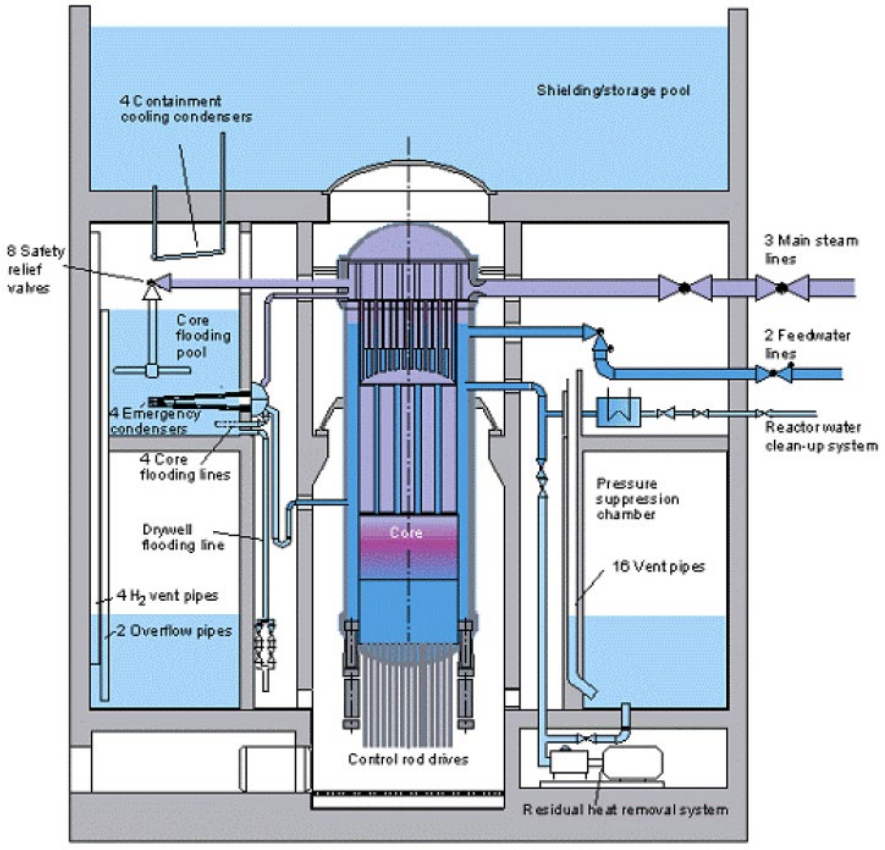


図 1.4.2-10　KERENA の格納容器 [243]

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

KERENA 設計は、確率論的安全目標として以下を採用している。

・ 炉心損傷頻度 ＜ 10E-7／炉年

・ 早期大規模放出頻度 ＜ 30E-8／炉年

[243] IAEA, 2011/04/13, ARIS Status report 82 – KERENA, https://aris.iaea.org/PDF/KERENA.pdf

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

深層防護概念に従った KERENA の安全概念は、以下の 3 つの基本原則に基づいている。

1. 事故及び環境影響の防止
2. 事故の管理
3. 事故影響の緩和

- 外部事象への対処

KERENA は、設計基準事故として地震や高水位のような自然ハザードまたは人為外部ハザードに対する事故管理（損傷緩和）策に加え、以下の外部事象に起因する設計拡張状態（DEC）条件に対応するための安全対策についても実装している。

- 航空機落下
- 爆発圧力波
- 可燃性ガス及び毒性ガス

- 等級別アプローチ

KERENA への等級別アプローチの適用に関する情報は確認できなかった。

- EPZ の設定方法

KERENA の EPZ の設定方法に関する情報は確認できなかった。

- ソースターム

KERENA のソースタームに関する情報は確認できなかった。

1.4.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

PPE では、原子力産業の雇用と技能の維持策の一環として、SMR の開発が挙げられている。一方、「France 2030」においては、クリーンエネルギーへの移行を目指す地域への輸出を見据えて開発を進める、としている。[244]

開発炉型

(1)NUWARD

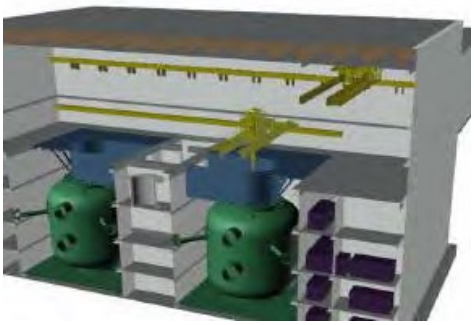
①技術的特徴

NUWARD は第 3 世代+ SMR NPP として開発され、柔軟な運転が可能な 2 つの独立した原子

[244] Bloomberg, 2021/10/12, France to Build Small Nuclear Reactors by 2030 in Export Push, https://www.bloomberg.com/news/articles/2021-10-12/france-to-build-small-nuclear-reactors-by-2030-in-export-push

炉モジュールによって電気出力 340MW を供給する。NUWARD は、原子力蒸気供給システム（NSSS）の主要機器（制御棒駆動機構、蒸気発生器、加圧器）を原子炉圧力容器（RPV）内に完全に収納した一体型 PWR である。工場内での製造を可能にするために、コンパクトな RPV と NSSS が鋼製格納容器内に収納され、格納容器は水中に設置される。NUWARD の安全設計は、外部電源を必要としない静的システムによってすべての設計基準条件（DBC）を管理し、内部の最終ヒートシンク（貯水槽）によって 3 日以上自立して安全性を維持する。

表 1.4.2-5　NUWARD 設計の概要

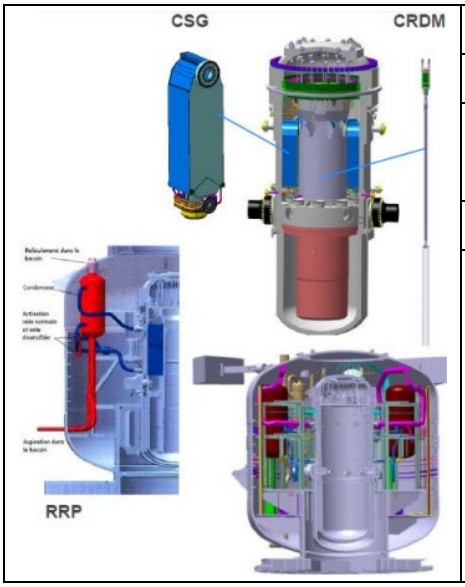
<table>
<tr>
<td>
  </td>
<td>□仕 様
炉 型 ： 一体型 PWR
減速材／冷却材：軽水
原子炉圧力 ： 15MPa
炉心入口／出口温度 ： 280／307 ℃
熱出力： 2×540MWt
電気出力： 2 ×170MWe
燃料 ： UO_2（17×17、76 体）
再処理：-
燃料濃縮度 ： <5%
取出燃焼度：－
出力密度：-
設計寿命：60 年
運転サイクル ： 24 ヶ月
□開発段階：概念設計段階
□特 徴：コンパクトな NSSS 及び格納容器、ホウ素を使用しない制御方式、負荷追従運転</td>
</tr>
</table>

NUWARD 設計の特徴と効果が、下表の通り挙げられている。[245]

図 1.4.2-11　NUWARD 設計の特徴と効果

	特徴	効果
	一体型設計	RPV 内部の一次冷却系による LOCA の減少
	プレート式蒸気発生器(CSG)	コンパクト化
	没入型制御棒駆動機構	御棒飛び出しリスクの排

[245] SNETP Forum、2021 年 2 月、CEA 発表資料、https://snetp.eu/wp-content/uploads/2021/02/Presentation_Eric-HANUS.pdf

	(CRDM)	除
	静的炉心冷却	静的残留熱除去
	ホウ素を含まない炉心	清水栓なし、排水処理の簡素化
	金属容器	気密性、水壁へ浸漬可能
	半埋設型建屋	外部ハザードからの防護

- 設計思想
  - NUWARD は一次系を一体化し、静的安全系による安全特性により設計の簡素化を実現する。
- 原子力蒸気供給システム（NSSS）
  - NUWARD は、完全に一体化した PWR 型原子炉であり、蒸気発生器、加圧器、制御棒駆動機構（CRDM）などのすべての主要な原子炉冷却システムを 1 つの容器に収容する。
- 炉心
  - 炉心構成は、運転中 PWR で使用されている、実績のある 17x17 燃料アセンブリに基づいており、炉心高さを短縮し、UO2 燃料棒（濃縮度<5wt%U235）を使用する。ホウ素濃度を調整しない制御方式の設計のため、異なる濃縮度 U235 とバーナブルポイズンが使用される。燃料交換の間隔は 24 ヶ月である。
- 反応度制御
  - 反応度は、制御棒とバーナブルポイズンによって制御される。ホウ素濃度を調整しない制御方式は、補助系の設計簡素化、通常運転時及び事故時（設計基準条件）の制御、及び運転時に発生する排水の大幅な削減を可能にする。

- 原子炉圧力容器及び炉内構造物
  - RPV 及び炉内構造物の配置は、工場での製造を容易にするように設計されている。RPV に接続する配管数を減らし、LOCA 時の最大破断口サイズを 30mm に制限するための特別な設計が行われている。
- 一次冷却系及び蒸気発生器
  - NUWARD の一次冷却系は、プレート式熱交換器の概念から派生した革新的な貫流型蒸気発生器の技術を利用しており、設計及び製造プロセスに関して原子力に応用できるように特別な開発が行われた。この技術により、コンパクトな蒸気発生器（CSG）

と原子炉への直接的な接続を可能にする。一次系の全体の寸法、特に高さは、既存原子炉の一次系の寸法に比べ大幅に短縮されている。コンパクトな CSG は、6 台据付けられている。

- 加圧器
  - NUWARD の加圧器は、RPV と一体化されている。大型の加圧器にすることで、原子炉の通常運転時だけでなく異常な過渡変化時の安全余裕を提供する。
- 一次冷却材ポンプ
  - 6 台のキャンドポンプが、SG 下のコールドレグ配管の位置に、RPV に水平になるように据付けられている。

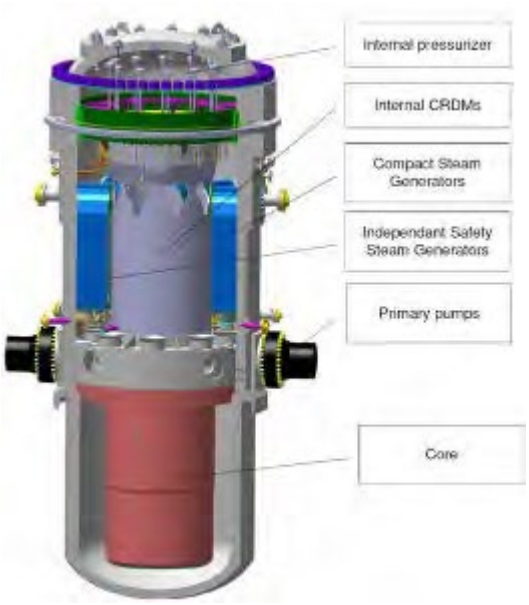


図 1.4.2-12　NUWARD の炉心及び NSSS[245]

- プラントの安全性及び運転パフォーマンス
  - プラントの生涯設備利用率の設計目標は 90%であり、燃料交換は 24 か月毎に 15 日間の作業計画で行われる。標準的な燃料交換戦略は、2 年毎に炉心の半分を交換する。10 年間の運転で発生する使用済燃料（オプションで 20 年間も可能）をプラント内に貯蔵できる。
- 計装制御系
  - NUWARD の計装制御（I&C）系は、深層防護概念、単一故障基準及び多様化基準に基づいている。
- プラントレイアウト
  - ニュークリア・アイランド（NI）には、2 つの独立したモジュールと燃料貯蔵プールがある。NI 外部の系統/リソース（ヒートシンクなど）がなくても、少なくとも 3 日間は安全状態を保証する。NI は、各格納容器を沈める貯水槽の採用によりこの期間内は自立している。建設時のサイト要件については、NUWARD は、従来の開ループの

復水器冷却を用いる海岸立地及び/または河川立地のどちらにも適しているが、空冷式復水器を使用する陸上立地も可能である。

- 運転時のサイトの考慮事項については、所内のタンク、水回路、及び貯水槽の水補給が必要である。バランスオブプラント（BOP）については、開ループ設計の従来の復水器が使用されている場合には、復水器への連続的な流量の給水が必要である。
- NUWARD は、グリッド・インターフェイス／規格要件を満たすようにも設計されている。一般的なグリッド・インターフェイスは、ENTSO-E 及び EUR 要件(225 kV/400 kV 及び 50 Hz)に従っている。60 Hz のような特定ユーザーの要件に対応可能である。

図 1.4.2-13　NUWARD のプラントレイアウト [245]

②経済性

NUWARD の建設及び発電コスト等についての公開情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

NUWARD は、フランス国内の以下 4 機関による共同開発プロジェクトとして開発された。[246]

- 仏原子力・代替エネルギー庁（CEA）
- 電気事業者のフランス電力（EDF）
- 小型炉専門開発企業の TechnicAtome（約 50 年間で 20 以上の小型炉を設計・組立て・起動した実績がある）

[246] EDF Press Release, “CEA, EDF, Naval Group and TechnicAtome unveil NUWARD：jointly developed Small Modular Reactor (SMR) project”, 17 September 2019.

- 政府系造船企業の Naval Group（小型の原子力ユニットを推進力とする原子力潜水艦や空母を建設してきた実績がある）

④導入先及び用途

NUWARD は、300-400MWe 規模の石炭火力発電所の代替電源、または再生可能エネルギー発電の補完電源として、電力網への統合が容易にできる設計となっている。NUWARD は、ベースロード電源または負荷追従運転の性能を提供する。

⑤政府支援の内容

2020 年 9 月、フランス復興計画の一環として NUWARD™に 5,000 万ユーロの予算が割り当てられた。

2022 年 2 月、フランスのマクロン大統領は、フランス東部のベルフォールにある GE スチームパワーの製造拠点に登場した際、フランスの再工業化計画「フランス 2030」を通じて、他の「燃料サイクルを閉じて廃棄物を少なくする革新的原子炉」と NUWARD SMR プロジェクトに合計 10 億ユーロを用意する予定であり、10 年後までにフランスでプロトタイプを建設したいと発表した。[247]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

-

安全機能の特徴

- 工学的安全施設のアプローチ及び構成

NUWARD の原子炉及び関連する安全系は、以下を達成するように設計されている。

- 運転員の措置、外部ヒートシンク、ホウ素注入、または外部電源（通常時及び緊急時）を 3 日以上使用せずに、すべての設計基準条件（DBC）シナリオの静的管理。
- 多様化した系統と簡単な診断を用いた設計拡張条件（DEC）-A 事故の動的管理。
- コリウムの炉内保持戦略を用いた DEC-B 事故の静的管理（IVR コンセプト）。

NUWARD の安全アプローチは、以下の設計特徴によって、運転員の最小限の介入を必要とする安全状態を達成し維持する。

- 大容量の原子炉冷却材インベントリ（kg / MWt）
- 大きな一定の負の反応度を添加しホウ素希釈を防止する、ホウ素濃度調整を行なわない反応度制御方式。
- LOCA 時の最大破断口サイズを制限し対応時間をより多く確保する、一体化した一次系アーキテクチャ。制御棒飛出し事故を防止する内蔵型 CRDM。
- 数日間の静的冷却を提供する鋼製格納容器。

---

247 Powermag, 2022/2/11, French President Calls for Major Increase in Nuclear Power, Offshore Wind, https://www.powermag.com/french-president-calls-for-major-increase-in-nuclear-power/

- DEC-B 事故時の炉内保持戦略の成功を可能にする大型容器に収納された小型炉心。

• DBC を管理するための安全アプローチ及び構成

崩壊熱除去に関して：

NUWARD は静的熱除去系 2 トレインで構成され、炉心の崩壊熱を自然循環によって、6 台の蒸気発生器（CSG）とは別の 2 台のセーフティ・コンパクト蒸気発生器（S-CSG）を介して格納容器を囲む貯水槽に移動させる（下図参照)。各トレインは、2 つの多様化したチャネル（多様化したセンサー、多様化した I&C、及び多様化したアクチュエータ）によって作動する。格納容器を囲む貯水槽は、外部の最終ヒートシンクを使用せずに 3 日以上の熱除去を保証する。静的熱除去系は、IAEA のカテゴリ D の静的システムと見なされる。 LOCA 時の小さな破断口サイズと効果的な動的熱除去系により、LOCA 時の冷却材喪失を最小限に抑えられる。2 つの冗長性を有する低圧安全注入アキュムレータは、LOCA 時に原子炉冷却材インベントリを補給する。

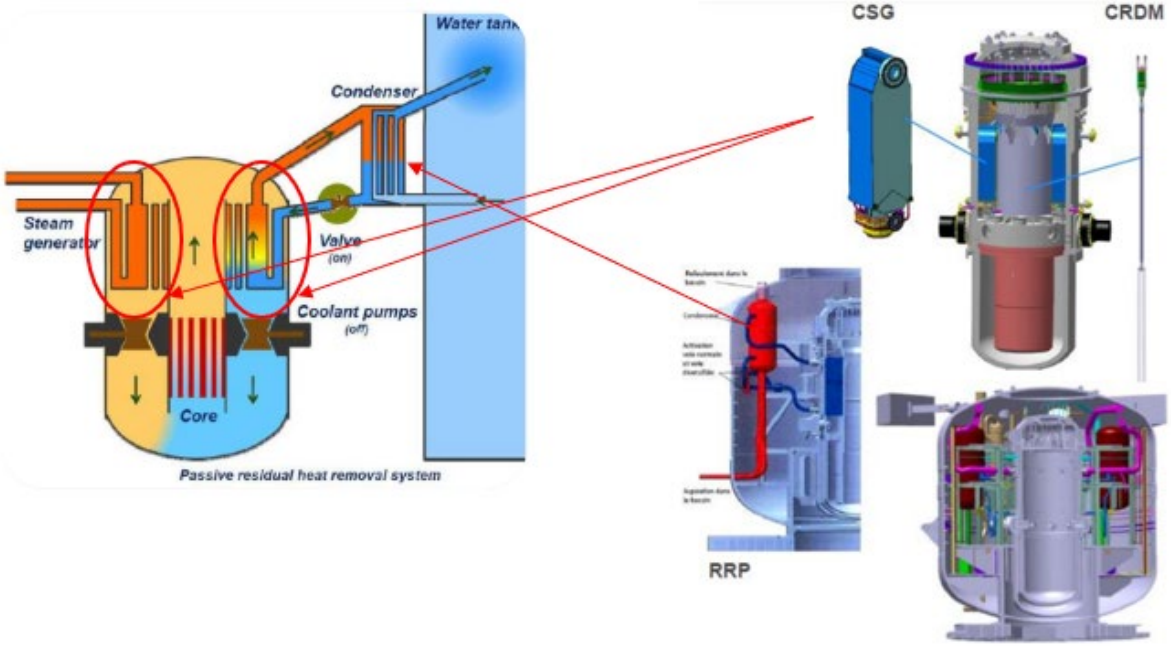


図 1.4.2-14　NUWARD の CSG による炉心の崩壊熱システムの概要
（CEA と TechnicAtome の資料[248]より作成）

臨界リスク及び反応度制御に関して：

NUWARD には、臨界リスクを防止するための安全特徴を有している。炉心は、最も効果的な制御棒（吸収体）を挿入していなくても、20°C の純水で未臨界状態となる。このオプションによって、事故時条件の臨界事故の発生を防止する。また、内臓型 CRDM を採用することで、制御棒飛出し事故を未然に防止する。反応度制御管理システム（静的な制御棒挿入）は、IAEA の

[248] CEA, 2020, Le projet SMR NUWARDTM, http://www.centrale-energie.fr/spip/IMG/pdf/20200115_centrale_energies_final_.pdf

カテゴリ D の静的システムと見なされる。

DBC 管理に使用される安全系は、同じプラント内の原子炉間で共有されない。

- DEC を管理するための安全アプローチと構成

DEC-A システム：

- 減圧系及び動的な一次／二次側注水。この系統は、DBC 用静的安全系の冗長トレインで想定される共通原因故障の場合でも崩壊熱を除去する。
- ATWS 時の高圧ホウ酸水注入。

DEC-B システム：

- コリウム再配置前に一次系圧力を 2MPa 未満に低減させる減圧系
- コリウムを炉内に保持するための炉容器ピットの静的冠水
- 水素燃焼リスクを管理するための窒素注入

- 格納容器システム

NUWARD は、封じ込め機能を果たす第 3 のバリアとして、貯水槽内に沈められた鋼製格納容器を採用している。最小限に抑えられた LOCA 破断口サイズ及び効果的な静的熱除去系によって、鋼製格納容器内のピーク圧力は制限される。格納容器は、静的水素再結合器によって、DBC 時の水素燃焼リスクから防護される。格納容器の弁は、IAEA のカテゴリ D の静的システムの一部である。静的熱除去系は、IAEA のカテゴリ A の静的システムと見なされる。

規制・安全性に関する個別事項

NUWARD の下記項目についての公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.4.2.3. 高速炉

原子力政策上の位置付け

ナトリウム冷却高速増殖炉の計画推進については、ASTRID に関する計画で、2019 年末までに詳細基本設計を終えることを求めているが、ウランの入手は 21 世紀半ばまで懸念すべき問題でないことから、高速増殖炉の大規模計画は不要であるとしている。

開発炉型：

ASTRID について、直近 1 年で更新情報が確認されないため、省略する。

1.4.2.4. 核融合

原子力政策上の位置付け

ITER は、平和目的のための核融合エネルギーが科学技術的に成立することを実証する為に、人類初の核融合実験炉を実現しようとする超大型国際プロジェクトである。ITER 計画では、2025 年の運転開始を目指し（2016 年 6 月 ITER 理事会で決定）、日本・欧州・米国・ロシア・韓国・中国・インドの 7 極により進められている。

図 1.4.2-15 に示すように、DEMO は、ITER の後継としての実証炉の位置付けであり、DEMO の重要な目的は発電を行うことである。

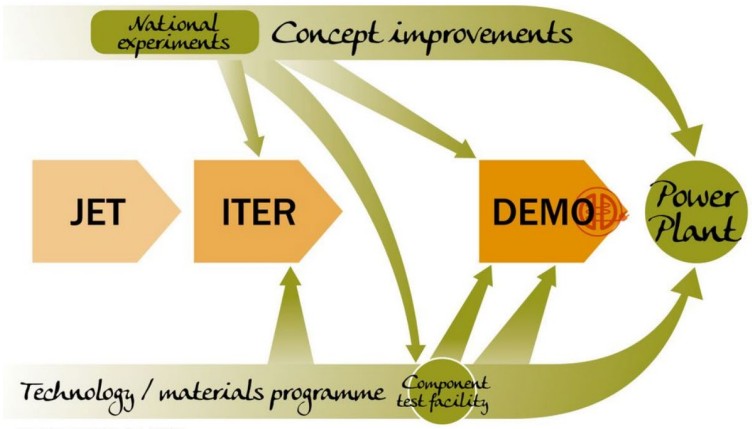


図 1.4.2-15　商用発電への流れ [249]

開発炉型

(1)　ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor)

①　技術的特徴

ITER の位置付けは図 1.4.2-16 のように表されている。この図の縦軸はプラズマの粒子密度と閉じ込め特性時間（高温・高密度のプラズマの保温特性）の積、横軸はプラズマ温度である。右上の曲線が核融合炉に必要な値で、この条件に到達することを目指して研究開発が進められている。ITER 計画の目標は実験炉の目標に対応するものであり、日本では実験炉計画であると位置付けている。

ITER 計画の目標は、50 万 kW の核融合出力を長時間に渡って実現し、核融合エネルギーが科学・技術的に実現可能であることを実証することである。ITER は、将来の発電炉に不可欠な主要な技術をすべて含んでいる。したがって、この装置を安全に信頼性高く運転することで、将来の発電炉の技術的見通しを得ることができる。また、発電炉用の燃料（トリチウム）生産を兼ねる発電用ブランケットを並行して開発し、ITER を用いて試験し、将来の発電炉に備える役割も担う。

[249] EUROfusion HP, https://www.euro-fusion.org/programme/demo/

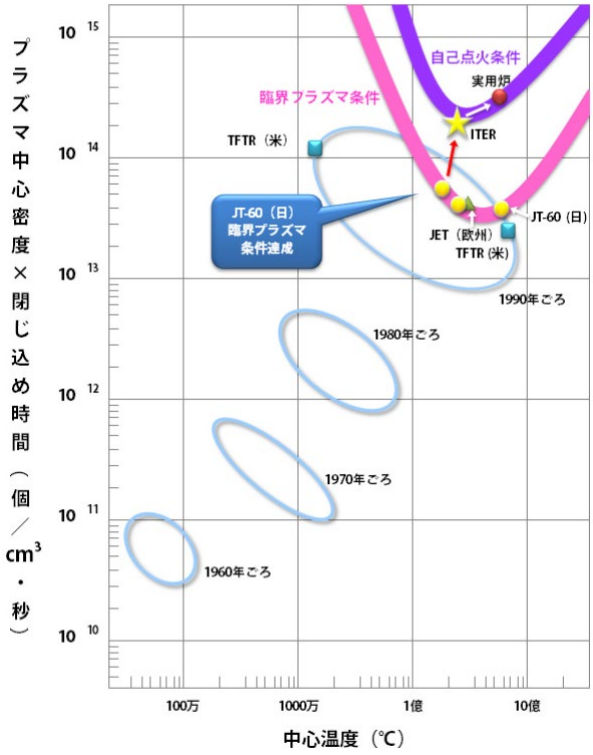


図 1.4.2-16　ITER の位置付け [250]

[250] QST, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/page1_3.html

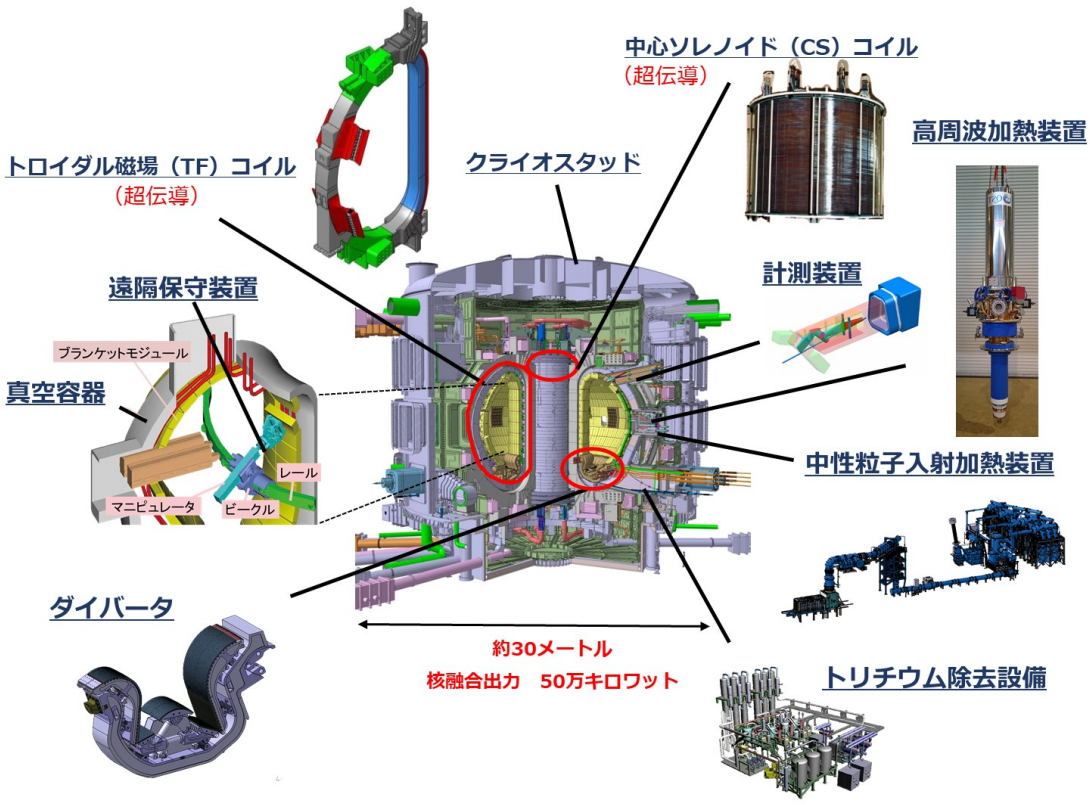
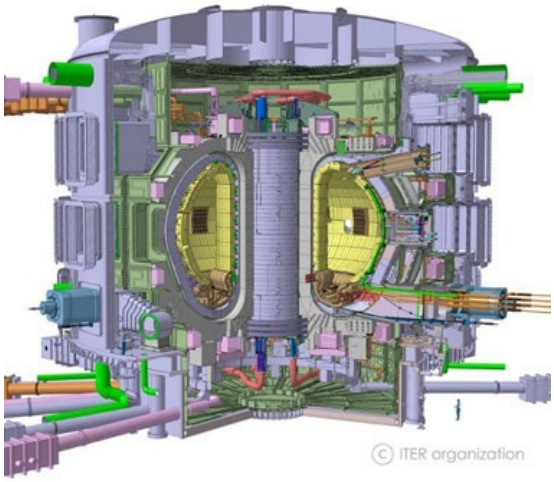


図 1.4.2-17　ITER の構成図 [251]

表 1.4.2-6　ITER の設計概要

□イメージ図 [252]	□仕 様 [251] 炉形式：トカマク型（トーラス形状） 核融合出力　：500MW エネルギー増倍率　：Q=10(~400s) 大半径/小半径　：6.2m/2.0m プラズマ電流　：15MA 最大磁場（コイル中心）：11.8T 最大磁場（プラズマ中心）：5.3T 最大加熱入力　：73MW □開発段階：2020 年代の運転開始を目指して建設中 □特 徴：ITER のプラズマ体積は現在の最大規模御装置（日本の JT-60 や欧州の JET）の約 10 倍。運転開始時には、世界最大のトカマク型の実験炉となる見込み。
	

[251] QST, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/page1_6.html

[252] QST, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/page1_1.html

② 経済性

ITER 機構によると、核融合発電の開始当初のコストは高く付くが、生産規模が大きくなればコストは次第に下がり、1kW 当たりの平均コストは現在の原子炉と同程度になると予想されている。しかし、ITER はプラズマ研究のための測定装置を 40 台以上備えた世界初の実験装置であり、発電までは計画に含まれていない。[253]

③ 開発主体の概要

ITER 計画には、日本・欧州・米国・ロシア・韓国・中国・インドの 7 極が参加している。欧州においては、ITER の支援のための研究と核融合実証炉 EU-DEMO の準備はどちらも EUROfusion によって取りまとめられている。

④ 導入先及び用途

ITER の建設サイトは 2005 年にフランスのサン・ポール・レ・デュランスに決まり、現在建設が進められている。2021 年 5 月時点のサイトの外観と完成予想図を図 1.4.2-18 と図 1.4.2-19 にそれぞれ示す。

ITER では発電は行わないが、核融合炉を商業用に設計できるよう、科学的・技術的に重要な課題を解決することを目指している。プラズマを加熱する装置からの 50MW の入力から 500MW の核融合出力を生成する（増倍率 Q=10）ことで、核融合原型炉への道を開くことが期待される。最初のプラズマ生成は 2025 年 12 月に予定されている。

図 1.4.2-18　ITER 建設サイト外観写真（2021 年 5 月）[254]

[253] QST, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/iterFAQ.html

[254] QST, https://www.fusion.qst.go.jp/ITER/iter/page1_5.html

図 1.4.2-19　ITER サイト完成予想図 [254]

⑤ 政府支援の内容

参加極の費用分担については、欧州が 45.5%、その他の参加国（日本・米国・ロシア・韓国・中国・インド）がそれぞれ 9.1%となっている [255]。

(2) EU-DEMO(European DEMOnstration power plant)

① 技術的特徴 [256]

現在の核融合実験は、主にプラズマ物理学を調査するためのものである。一方で、DEMO はそれらよりも強力なプラズマを制御するだけでなく、安全に継続的に発電し、プラントを定期的、迅速かつ信頼性の高い方法で保守するために必要な技術の実証も目的としている。欧州で開発が進められている DEMO を EU-DEMO と記載する。

EU-DEMO の中心的要件は、グリッドに 300MW から 500MW の電力を供給し、閉じた燃料サイクルで動作することである。核融合技術チームは頑健な概念設計のために以下の点を検討している。

- 適切な増殖用ブランケットの選択
- 適切なダイバータ概念の設計
- 第一壁、原子炉壁、の内側のライナー、及びブランケットの設計では、第一壁が実験想定よりも高い熱負荷を受ける可能性を考慮する。
- DEMO 及び対応するプラズマ加熱システムの組み合わせの最小パルス幅を選択する。
- 全ての保守作業をマニピュレータを介してリモートで実行できるように設計する。
- 構想当初から原子力安全問題を取り入れている。

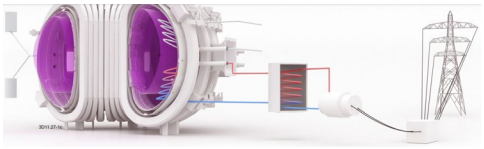
---

255 文部科学省 研究開発局,「核融合研究開発の現状」,
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo13/2_haifu.pdf

256 EUROfusion, https://www.euro-fusion.org/programme/demo/

表 1.4.2-7　EU-DEMO の設計概要

□イメージ図[257]	□仕 様[258] 炉形式：トカマク型（トーラス形状） 核融合出力　：2000MW 電気出力　：500MW 大半径/小半径　：9.0m/2.9m プラズマ電流　：18MA トロイダル磁場　：5.9T 加熱入力　：50MW □開発段階：2021~2027 年の期間に概念設計が行われる予定。 □特 徴：実際に発電を行い、運転、保守を含めた工学的、実用的な実証を目的としている



② 経済性

該当する情報は見つからなかった。

③ 開発主体の概要

2014 年 10 月 9 日、欧州連合加盟国とスイスの核融合研究機関が核融合研究に関する欧州の協力を強化する協定に署名し、核融合エネルギー開発のための欧州コンソーシアムである EUROfusion が誕生した。EUROfusion は、欧州委員会の Euratom プログラムに代わって、核融合研究活動を支援し、資金を提供している。

④ 導入先及び用途

ITER よりも強力なプラズマを制御するだけでなく、安全に継続的に発電し、プラントを定期的、迅速かつ信頼性の高い方法で保守するために必要な技術の実証も目的としている。商用の核融合炉に必要な工学的、実務的な実証も対象としている。

⑤ 政府支援の内容

該当する情報は見つからなかった。

[257] EUROfusion, https://www.euro-fusion.org/programme/demo/

[258] G. Federici, et al., Fusion and Design 136 (2018) 729-741, https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0920379618302898

1.5. 中国

1.5.1. 研究開発支援内容

1.5.1.1. 原子力政策概要

2019 年の発電量では、石炭火力が 65%を占め、原子力は約 5%を占めた。2021 年 7 月現在、51 基（約 50GW）の原子炉が稼働し、18 基（約 17GW）が建設中である。将来的にエネルギー需要が増加する見込みである一方、中国政府は 2060 年までにカーボンニュートラルを目指すとしていることから、今後も原子力発電は増加する見込みである。また、華龍一号や ACR-1000 を中心とした輸出にも注力している。

2016 年 3 月に正式に発表された「第 13 次 5 ヵ年計画」では、以下のような原子力プロジェクトや狙いが盛り込まれている。

- 三門と海陽で AP1000 を 4 基完成させる。
- 福清と方城港に華龍一号（HPR1000）実証炉を建設する。
- 山東省・栄成で CAP1400 実証炉の建設を開始する。
- 天湾フェーズⅢ（5・6 号機）の建設を加速する。
- 新しい沿岸発電所の建設を開始する。
- 内陸部の原子力発電所の準備作業を積極的に進める。
- 2020 年末までに 58GWe の原子力発電所を稼働させ、さらに 30GWe を建設中という目標を達成する。
- 実証用および大型商用再処理工場の建設を加速し、推進する。
- 燃料セキュリティシステムを強化する。

軽水炉 SMR に関して、2011 年～2015 年を対象とする中国政府の「第 12 次 5 ヵ年計画」では、中核集団公司（CNNC）の多目的 SMR（ACP-100」が重要プロジェクトの一つに含まれ、独自の著作権を持つ SMR を実証するとされた。[259]より大型の ACP1000（及び CNP）ユニットをベースに、2014 年に予備設計が完了した。中国では建設が始まっており、知的財産権が完備されているため、輸出ポテンシャルが高いとされている。

非軽水炉に関して、2006 年 2 月、国務院は小型高温ガス炉を、今後 15 年間の国家重点科学技術プロジェクトの一つに指定した。これは、短期的にはコージェネレーションの選択肢を模索し、長期的には水素を製造することを目的としている。

中国の政策は、核燃料サイクルを閉じることであり、長期的には高速炉が主要な技術になると考えられ、CNNC は今世紀半ばまでに高速炉が主流になると予想している。[260]

---

[259] Xu Bin, 2016, CNNC's ACP100 SMR: Technique Features and Progress in China, https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df13/Presentations/011_CNNC%27s%20ACP100%20SMR-Technique%20Features%20and%20Progress%20in%20China.pdf

[260] WNA, Nuclear Power in China, https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx

1.5.1.2. 各炉型の開発支援

1.5.1.3. 【軽水炉 SMR】

中核集団公司（CNNC）は 2010 年、仏国の PWR 技術をベースに開発した「ACP1000」の小型版として、125MWe の多目的 SMR「ACP100」の研究開発を正式に開始した（発電、暖房、蒸気生産、または海水淡水化用に設計されている）。

ACP100 は、2011 年～2015 年を対象とする中国政府の「第 12 次 5 ヵ年計画」における重要プロジェクトの一つに含まれ、独自の著作権を持つ SMR を実証するとされた。[259] より大型の ACP1000（及び CNP）ユニットをベースに、2014 年に予備設計が完了した。同設計は 2016 年 4 月、SMR 設計としては初めて国際原子力機関（IAEA）の一般原子炉安全レビュー（GRSR）を受けている。

CNNC は 2019 年 7 月に、海南省で ACP100 を建設する「玲龍一号」の実証炉建設プロジェクトに着手すると発表した。商業用「玲龍一号」の実証プロジェクトを通じて、SMR の設計・機器製造・建設・運転に関する技術を確証するとともに、SMR 原子力発電所の操業で貴重な経験を蓄積していく方針である。将来のエネルギー市場において、その他のエネルギー源や大型原子力発電所を補うだけでなく、商業用 SMR の市場も開拓する考えである。2021 年 7 月、海南省の長江原子力発電所で ACP100 実証プロジェクトの建設が正式に始まった。[261]

なお、CNNC 以外では、中国広核集団有限公司（CGN）が 2019 年 7 月、熱出力 200MWt の海上浮揚式原子力発電所「ACPR50S」を開発するため、実証炉（60MWt）の原子炉容器購入契約を東方電気と締結し、正式に着工している。[262]

1.5.1.4. 【高速炉】

非軽水炉に関して、ナトリウム冷却高速炉は PWR に次ぐ重要炉型と位置付け、中国原子能科学研究院（CIAE）により実験炉の中国高速実験炉（CEFR）が 2011 年に初送電を達成し、性能試験を実施している。実証炉 CFR600 が 2017 年に建設開始され、2023 年に完成予定である。[260]

1.5.1.5. 【高温ガス炉】

清華大学の核能及新能源技術研究院（INET）に建設された高温ガス試験炉（HTR-10、熱出力 10MW）は、2000 年 12 月に初臨界している。

また、山東省栄成の石島湾において、高温ガス炉の実証炉 HTR-PM が建設されている。HTR-PM は、1 つの発電機を熱出力 25 万 kW の 2 基の原子炉モジュールユニットで共有する設計である。さらに 18 基の HTR-PM ユニットが石島湾で提案されている。HTR-PM を拡張させた HTR-PM600 と呼ばれるスケールアップバージョン（6 基の HTR-PM から構成）も提案されている。HTR-PM600 の展開に関するフィージビリティスタディは、三門（浙江省）を含むいくつ

---

[261] WNN, 2021/7/13, China starts construction of demonstration SMR , https://www.world-nuclear-news.org/Articles/China-starts-construction-of-demonstration-SMR

[262] JAIF、2019/7/22、中国 CNNC が SMR の実証炉建設プロジェクトに着手、https://www.jaif.or.jp/190722-a

かの場所で進んでいる。[263]

2021 年 1 月 CNNC は、子会社の Nuclear Fuel Element Co Ltd の世界初の商用規模の高温ガス炉用の核燃料要素製造ラインが、山東省の HTR-PM に最初の燃料バッチを出荷したことを発表し、2021 年 9 月に 1 基目、11 月に 2 基目の原子炉が臨界を達成したと発表している。[264]

2021 年 12 月、2 基ある原子炉のうち 1 基目の電力系統への接続が行われ、1 基目の熱で発生した蒸気は、タービンの動力源として使用された（現在の出力レベルは発表されていない）。今後、1 基目は徐々にフルパワーになり、さまざまな試験が行われ、その後 2 基目が同様のプロセスを踏むことになる。2 基の原子炉は 2022 年半ばにフル稼働する予定である。[263]

1.5.1.6. 【核融合炉】[265]

最近アップグレードされた超伝導トカマクの実験装置である EAST（Experimental Advanced Superconducting Tokamak）は、国営企業である National Nuclear Corporation を通じて政府が資金提供を行っている。2019 年までの建設と運営には約 9 億ドルを要しており、最近プロジェクトの資金として追加で 9 億ドルが提供された。EAST の成功により中国の資金援助は増加しており、CFETR（Chinese Fusion Engineering Test Reactor）などのその後の核融合イニシアティブの開発計画により、核融合プロジェクトをさらに強化している。

民間では、中国のエネルギー会社である ENN グループが核融合プログラムに多額の出資をしており、その額は 1 億ドル以上に上るとされている。2018 年に設立された ENN のコンパクト核融合センター（CCF）では、年間 1 億 5000 万ドルの長期予算を組み、10 年～15 年で利益を出す計画とされている。

1.5.2. 各炉型開発内容

1.5.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

国内の電力需要への対応及び輸出を目的に開発を進めている。

開発炉型

(1) Hualong One (HPR 1000)

①技術的特徴 [266]

---

[263] WNN, 2020/3/25, Key components of second HTR-PM reactor connected, https://world-nuclear-news.org/Articles/Key-components-of-second-HTR-PM-reactor-connected

[264] NEI Magazine, First fuel shipped to China's HTR-PM project, https://www.neimagazine.com/news/newsfirst-fuel-shipped-to-chinas-htr-pm-project-8453226

[265] Fusion Industry Association, 2021/8/26, Chinese Fusion Energy Programs Are A Growing Competitor in the Global Race to Fusion Power, https://www.fusionindustryassociation.org/post/chinese-fusion-energy-programs-are-a-growing-competitor-in-the-global-race-to-fusion-power

[266] IAEA, 2020, Advanced Large Water Cooled Reactors, https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf

Hualong One は、中国国家エネルギー局の提案により、中国核工業集団公司（CNNC）と中国核工業集団公司（CGNPC）が設計を統合したもので、中国政府により HPR1000 と正式に呼ばれるようになった。Hualong は CNNC の ACP1000 と CGNPC の ACPR1000 のシステムを使用している。どちらの原子炉も従来の 3 ループ PWR であるが、最終的に ACP1000 の炉心設計が採用され、Hualong One に搭載されることになった。この設計には、バックアップ受動安全システム、過酷事故緩和システム、強化された耐震性など、国際的に認められた基準に従った最新の安全システムが組み込まれている。

原子炉冷却系は、従来の 3 ループ PWR 設計のものを採用している。HPR1000 の RPV、SG、加圧器の大きさは、現行の 3 ループ PWR 設計と比較してそれぞれの容積が増加している。原子炉冷却材配管レベルから炉心上部までの水量を増加させ、炉心露出開始までの期間を延長することにより LOCA（小破断）の緩和を向上させる、あるいは炉心露出深さを最小にすることを目的としている。加圧器の水・蒸気量の増加により、関連するシステム・機器の負荷サイクル数を減少させる。RPV 高点ベントシステムは、事故条件下で RPV ヘッドから非凝縮性ガスを除去するために設計されている。

表 1.5.2-1　HPR1000 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.5 MPa 原子炉温度 ： 343 ℃ 熱出力： 3160 MWt 電気出力： 1180 MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：- % 運転サイクル ： 18 ヶ月 **□開発段階**：中国で建設済み **□特 徴**：パッシブ安全性の採用

②経済性

HPR1000 の運転性能と経済的目標は、電力会社の要求文書に含まれる要件（プラントの稼働率、設計寿命、燃料補給サイクルなど）に沿ったものである。主要機器のほとんどは実績があり、中国で製造できるため、より経済的で便利な機器サプライチェーンを提供することができる。漏えい防止技術や RPV ヘッド一体型構造などの先進的な機能により、建設、メンテナンス、燃料

補給のコストと期間を削減することができる。

CGN は、2500USD/kW 以下で建設可能としている。[267]

③開発主体の概要

HPR1000 は、CNNC と CGNPC により開発され、中国内のサプライチェーンによって建設されている。両社は、Hualong One の海外展開のために、"Hualong International Nuclear Power Technology"という合弁会社を 2016 年に設立した。[268]

④導入先及び用途

中国では、6 カ所の発電所（昌江、防城港、福清（運転中）、三澳、太平嶺、漳州）で 12 基の原子炉が建設中である。

パキスタンでは、Karachi 発電所で 2 基建設されており、また、Chasma 発電所でも建設予定である。[269]

CNNC とアルゼンチン政府は 2022 年 2 月、アルゼンチンの Atucha III 原子力発電所での建設に関して契約を締結している。[270]

⑤政府支援の内容

国営企業によって開発され、主な輸出技術となっているが、具体的な支援プログラム等の情報は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 中国の最新安全規格「HAF102」に準拠して開発されている。
- 2020 年 11 月、欧州の電力会社の原子力発電所に関する技術諮問機関である EUR（European Utility Requirements）機構から正式に適合性を認定された。[271]
- 2022 年 2 月、英国の原子力規制庁（ONR）は 2 月 7 日、Hualong One の英国版（UK HPR1000）について、実施していた全 4 段階の GDA が完了し、ONR が「設計承認確認書（DAC)」を、環境庁（EA）が「設計承認声明書（SoDAC)」を関係企業に発給したと

[267] CGNPC HP "HPR 1000 " http://en.cgnpc.com.cn/encgn/c100048/business_tt.shtml

[268] WNN, 2016/3/17, Hualong One joint venture officially launched, https://www.world-nuclear-news.org/C-Hualong-One-joint-venture-officially-launched-1703164.html

[269] WNN, 2022/2/23, Second overseas Hualong One starts up, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Second-overseas-Hualong-One-starts-up

[270] Reuters, 2022/2/2, China inks $8 bln nuclear power plant deal in Argentina, https://www.reuters.com/business/energy/china-inks-nuclear-power-plant-deal-with-argentina-2022-02-02/

[271] WNN, 2020/11/12, CGN's Hualong One design certified for European use, https://world-nuclear-news.org/Articles/CGNs-Hualong-One-design-certified-for-European-use

発表した。[272]

安全機能の特徴

動的及び静的安全設計思想を採用している。成熟した信頼性の高い動的技術を継承し、AC 電源喪失時の動的システムのバックアップとして静的システムを導入している。動的と静的の両方の安全機能が、緊急炉心冷却、残留熱除去、溶融炉心のインベッセル保持、格納容器熱除去の安全機能を保証するために採用されている。静的安全機能が設計通りの機能を果たすことを確認するため、広範な試験が実施された。PRA の結果、炉心損傷（CDF）は 10^{-6}／炉年以下、LERF は 10^{-7}／炉年以下であると予測されている。

様々な過酷事故シナリオに対する包括的な防止策と緩和策を含む。

- 高圧炉心溶融物の噴出
- 水素爆発
- 地下へのメルトスルー
- 長期的な格納容器の過圧
- 発電所内全交流電源喪失
- 原子炉建屋の設計では、地動加速度を 0.3g にすることで高耐震性基準を採用している。

[272] JAIF、2022/2/8、英規制当局、中国の「華龍一号」設計を承認、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/11714.html

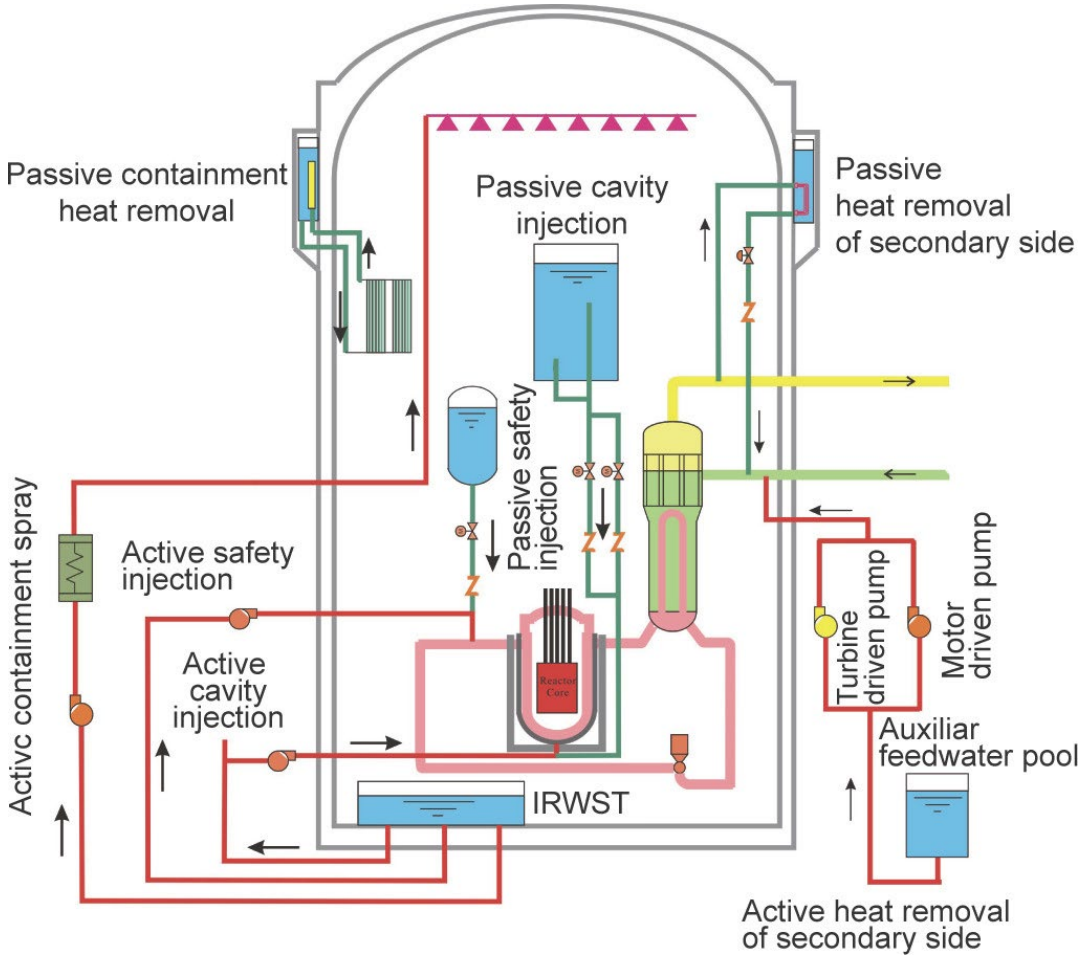


図 1.5.2-1　Hualong One の動的（赤線）及び静的（緑線）冷却システム（IRWST：格納容器内燃料取替用水タンク）[273]

規制・安全性に関する個別事項 [274]

- PRA

炉心損傷（CDF）は 10^{-6}／炉年以下、LERF は 10^{-7}／炉年以下（安全機能の特徴を参照）。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

中国の規則 HAF102 と IAEA の安全基準（IAEA SSR 2/1 Rev.1）に準拠している。レベル 3 とレベル 4a の間、レベル 4b とその他のレベルなど、深層防護のレベル間の独立性を可能な限り向上させている。（IAEA SSR2/1 に対するプラント状態の分類は下表を参照）

表 1.5.2-2　IAEA SSR2/1 に対するプラント状態の分類

[273] Ji Xing et al, 2016, HPR1000: Advanced Pressurized Water Reactor with Active and Passive Safety,Engineering,Volume 2, Issue 1,2016.

[274] Hualong Pressurized Water Reactor Technology Corporation Ltd, 2018/5, IFNEC Presentation, https://www.ifnec.org/ifnec/upload/docs/application/pdf/2018-06/2.t_xin_safety_approach_and_safety_assessment_of_hualong_one_2018-06-08_11-13-28_805.pdf

	設計基準事象(DBC)			設計基準外事象(DEC)	
プラント状態の分類	通常運転	予期される運転上の事象	想定される初期事象	多重故障 (DEC-A)	過酷事故 (DEC-B)
深層防護レベル	1	2	3	4a	4b

レベル 3 と 4 での対策例を以下の通り示されている：

・DBC 対策(レベル 3)

-安全注水系
-補助給水装置
-格納容器熱管理システム
-大気圧蒸気ダンプシステム
-非常用ディーゼル発電機

・DEC-A 対策（レベル 4a）

-SG 二次側からの受動的冷却
-ステーションブラックアウトディーゼル発電機
-緊急時ホウ素注入装置
-多様な起動システム
-多様な冷却源

・DEC-B 対策（レベル 4b）

-多様な格納容器冷却システム
-1 次冷却系統用高速減圧装置
-格納容器内水素制御システム
-原子炉キャビティ注入冷却システム
-封じ込め濾過排気システム
-過酷事故 I&C と大容量バッテリー
-現場での非常用水補給装置と移動式ディーゼル発電機

- 外部事象への対処
  - 耐震設計、水害対策、早期警報装置を備えている。

- 等級別アプローチ
  - 情報なし。
- EPZ の設定方法
  - 情報なし。
- ソースターム

➢ 情報なし。

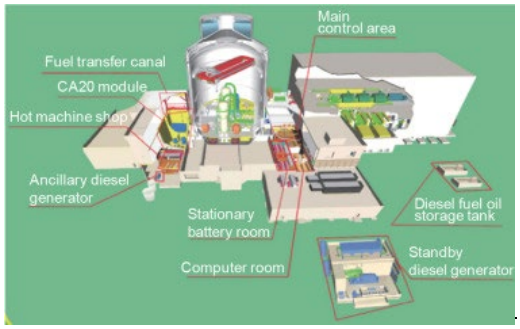
(2) CAP1400

①技術的特徴 [275][276]

2020 年 9 月、中国国家電力投資総公司（SPIC）は、12 年間の研究開発作業を経て、CAP1400 原子炉設計を正式に発表した。Guohe One とも呼ばれている。CAP1400（出力 1400MWe）は、Westinghouse 社が開発した加圧水型原子炉 AP1000 を拡大したもので、米国企業のコンサルティングを受けながら開発されたものである。

CAP1400 は、AP1000 の静的安全性の概念と簡素化の理念を包括的に継承し、中国内外の最新の有効な規範、規制、標準に準拠し、第 3 世代原子力発電所に関する米国電力研究所（EPRI）の要件（URD）及びその他の文書に定義された技術要件に適合し、中国および海外で建設中の AP1000 原子炉からの設計変更と改良を完全に取り入れている。

表 1.5.2-3　CAP1400 設計の概要

	□**仕 様** 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15.5 MPa 原子炉温度 ：304℃ 熱出力： 4040 MWt 電気出力： ~1500 MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：4.95% 運転サイクル ： 18 ヶ月 □**開発段階**：中国で建設中 □**特 徴**：パッシブ安全性の採用

下図に原子炉冷却水系の構成を示す。CAP1400 には、炉心で発生した熱を蒸気発生器に伝える一次冷却材ループが 2 つある。CAP1400 では、ループの 1 つに加圧器がサージ管によって接続されている。

[275] Mingguang Zheng et al, 20166, The General Design and Technology Innovations of CAP1400, https://doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.018

[276] IAEA, 2015, Advanced Large Water Cooled Reactors, https://aris.iaea.org/Publications/IAEA_WRC_Booklet.pdf

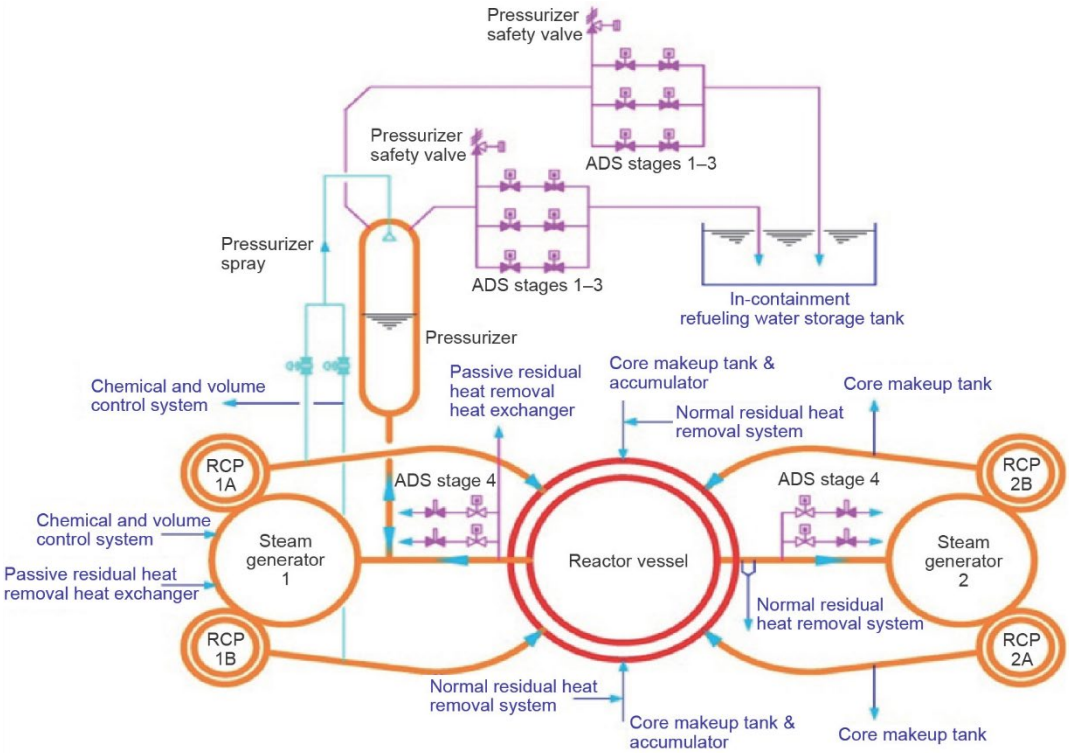


図 1.5.2-2　CAP1400 の冷却システムの配置 [275]

②経済性

2017 年現在、山東省栄成市にある CAP1400 初号機の推定コストは約 16000CNY-kW-1（2443USD-kW-1）で、第 3 世代原子力発電所の中ではかなり競争力があると評価されている。CAP1400 は、学習効果に加え、設計の簡素化、機器・材料の現地化、モジュール化の成熟、プロジェクト管理の最適化により、コストが大幅に下がることが期待されている。[275]

③開発主体の概要

CAP1400 は、2007 年 5 月に設立された中国国家核電技術公司（SNPTC）が開発している。2015 年の 6 月に中国電力投資集団公司（CPI）と国家核電技術有限公司（SNPTC）の経営統合が行われ、名称が国家電力投資集団有限公司（SPIC）に改称された。[277]
主な協力者には、設計コンサルティングを行った Westinghouse 社、保護・安全監視システムの開発に参加した Lockheed Martin 社、試験検証に協力したオハイオ州立大学、原子炉冷却材ポンプの開発に参加した KSB 社および Curtiss Wright 社の電気・機会部門などがある。

④導入先及び用途

CAP1400 は、中国全土での大量の配備及び、輸出を意図して開発されている。CAP1400 の実証炉 2 基の建設は、山東省にある華能集団の石島湾サイトで進められている。2020 年 9 月、SPIC は、CAP1400 実証プロジェクトの建設設計は現在 99.2%完了したと述べている。

[277] SPIC HP, About SPIC, http://eng.spic.com.cn/2021/whoweare/aboutspic/

⑤政府支援の内容

SNPTC によると、中国は 2016 年時点で原子炉の研究開発に約 20 億ドルを費やしている。[278]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 2014 年 9 月、中国の原子力規制当局は、17 カ月にわたる審査を経て、CAP1400 設計の安全性予備解析報告書を承認した。
- 2016 年 5 月、CAP1400 設計は、国際原子力機関（IAEA）の包括的原子炉安全審査(GRSR)に合格した。

安全機能の特徴[275]

CAP1400 の工学的安全システムには、受動的残留熱除去システム、受動的安全注入システム、自動減圧システム、受動的格納容器冷却システムなどが含まれる。これらの受動的システムは、「単一故障」と「フェイルセーフ」の基準に適合しており、受動的に作動する。つまり、オンサイト/オフサイトの AC 電源や他のアクティブな機器に依存することなく作動する。事故発生から 72 時間以内に、オペレーターの操作や外部からの支援なしに機能を発揮する。

規制・安全性に関する個別事項[275]

- PRA

  URD の要件によると、第 3 世代原子力発電所の CDF と LRF は、CDF<1.0×10-5 と LRF<1.0×10-6 となっている。これは中国で建設される原子炉の要件と同じある。CAP1400 の場合、CDF と大規模放出頻度(LRF)はそれぞれ 4.02×10-7 と 5.07×10-8 であり、URD と中国の国内要件より低くなっている。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）／外部事象への対処

  通常残留熱除去系、機器冷却系、サービス水系などの非安全級のアクティブな設備は、深層防護措置である。これらの設備は、想定される過渡事象下で炉心熱を除去し、受動的安全システムの不要な作動を回避し、過渡事象が事故に発展することを防ぐ。

  福島第一原子力発電所事故の教訓と関連する規制当局の方針に基づいて、これらの深層防護設備を強化するために、以下の安全強化が行われた。

  - 通常の崩壊熱除去設備の耐震性能を強化した。
  - 事故発生から 72 時間後の炉心・使用済燃料の崩壊熱除去経路の機能をより確実にするため、耐震性のある水源インターフェイスと可搬型ディーゼルポンプを設置し、緊急用水源と電源の設計を強化した。例えば、非常用電源は特定の建屋に格納されることになった。

[278] Powermag, 2016/7/1, China's CAP1400 Clears IAEA Safety Assessment, https://www.powermag.com/chinas-cap1400-clears-iaea-safety-assessment/

- 等級別アプローチ
  情報なし。

- EPZ の設定方法
  サイト外での緊急計画を必要とする過酷事故シナリオは排除されており、緊急避難不要の原則に技術的に適合している。

- ソースターム
  情報なし。

1.5.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

将来のエネルギー市場において、大型原子力発電所やその他のエネルギー源を補うための多目的利用及び輸出を目指して開発されている。

開発炉型

(1) ACP100 (CNNC、中国)

①技術的特徴 [279]

ACP100（玲龍 1 号）は中国核工業集団公司（CNNC）によって開発された一体型 PWR タイプの SMR であり発電機出力は 125MW である。ACP100 は既存の PWR 技術をベースにしており、検証済みの受動安全系を採用している。また、主要な一次冷却系冷却系機器を炉容器内に設置することが可能になっている。

ACP100 は、受動安全機能と重大な事故軽減機能を備えて設計されている。原子炉蒸気発生系統と使用済み燃料プールを地下に配置することにより、ACP100 の安全性と物理的セキュリティの強化が可能になっている。

[279] IAEA, 2020, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf

表 1.5.2-4　ACP100 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 15 MPa 原子炉温度 ：319.5℃ 熱出力： 385 MWt 電気出力： 125 MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：4.95% 運転サイクル ： 24 ヶ月 □開発段階：中国で建設中 □特 徴：蒸気発生器一体型の PWR、原子炉系は地下に設置。

②経済性

INPRO（International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles：革新的原子炉および燃料サイクル国際プロジェクト）における CNNS の発表[280]によると、ACP100 初号機の発電コスト（$/kWh）は大規模原子力発電所の 1.5 倍であり、学習効果等によりコストは低減していくとされている。また、ACP100 初号機の kW あたり建設コストは大規模原子力発電所の 2 倍とされている。

③開発主体の概要

初号機である長江（Changjiang）原子力発電所は 3 社 JV 体制で開発されている。

- CNNC 傘下の中国国家核電公司（CNNP）がプラント所有者であり運転者である。
- 中国核動力研究設計院（NPIC）が原子炉設計を実施
- China Nuclear Power Engineering Group がプラント建設を実施

また、主要サプライヤーは以下の通りである。

- 炉容器は Shanghai Boiler Works Ltd.(SBWL)社
- 蒸気発生器は CNNC グループ会社
- その他の炉内構造物は Dongfang Electric Corporation 社

④導入先及び用途

[280] CNNC, 2019, Opportunities and Challenges in SMR and Its Practice in ACP100, https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.1.-DanrongSong-ACP100.pdf

ACP100 は多目的動力炉であり、発電用途、熱、蒸気生成、または海水の淡水化用に設計されており、エネルギーの選択肢や産業インフラが限られている遠隔地に最適である。2021 年 7 月、海南省の長江原子力発電所で ACP100 の建設が始まった[281]。

⑤政府支援の内容

ACP100 は中国の第 12 次エネルギー5 カ年計画（2011～2015 年）の重点プロジェクトとなっていた。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 2016 年 4 月に IAEA による GRSR（包括的原子炉安全性レビュー）が実施された。SMR に対する初めての GRSR 完了となった。
- 2019 年に予備的安全解析書（PSAR）が規制当局（NNSA）に提出され、2020 年 4 月に認可された。
- サイト固有の安全解析書と環境影響評価書が NNSA に提出される予定である。

安全機能の特徴

ACP100 は、受動安全機能とシビアアクシデント対策を備えて設計されている。原子炉蒸気発生系統と使用済み燃料プールを地下に配置することにより、ACP100 の安全性と物理的セキュリティの強化が可能になる。使用済燃料プールに 10 年間の使用済燃料を充填した場合でも、プール冷却水は沸騰による燃料露出まで 7 日間の冷却に対応できる。

シビアアクシデントの防止と軽減は、RPV 溶融を防止する受動的原子炉キャビティ冠水、格納容器の水素爆発を防止し、シビアアクシデント後の格納容器の健全性を維持する受動水素再結合システム、RPV に蓄積される非凝縮性ガスを除去する自動減圧システムおよび RPV オフガスシステムによって達成される。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA
  INPRO における CNNC の発表によると、CDF < 10^{-6}、LERF < 10^{-7} となっている。[282]
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
  情報は確認されず。
- 外部事象への対処
  情報は確認されず。

---

[281] WNN, 2021/7/13, China starts construction of demonstration SMR, https://world-nuclear-news.org/Articles/China-starts-construction-of-demonstration-SMR

[282] CNNC, 2016, CNNC's ACP100 SMR: Technique Features and Progress in China, https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df13/Presentations/011_CNNC%27s%20ACP100%20SMR-Technique%20Features%20and%20Progress%20in%20China.pdf

- 等級別アプローチ
  情報は確認されず。
- EPZ の設定方法
  情報は確認されず。
- ソースターム
  情報は確認されず。

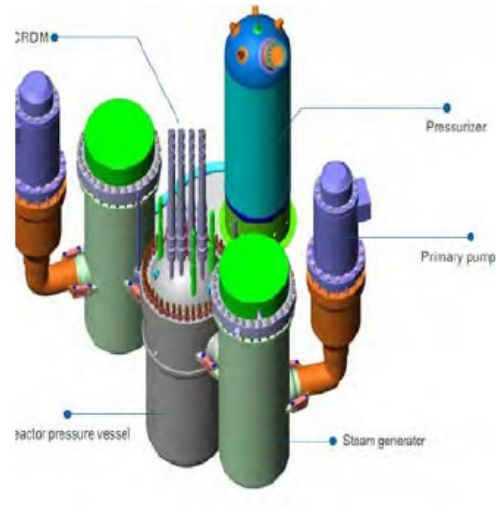
(2) ACPR50S（CGN、中国）

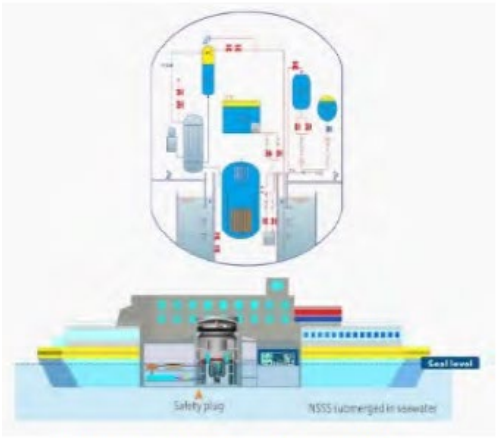
①技術的特徴 [279]

ACPR50S は小型モジュール式海上浮揚式原子力発電所（FNPP）であり、高い安全性、適用性、モジュール設計、多目的利用を目指している。APPR50S は、島嶼や沿岸地域での海洋資源開発活動、エネルギー供給、緊急支援のための熱、電気、淡水の複合供給のための柔軟なソリューションとして意図されている。

電気、蒸気発生器、および補助原子力施設を備えた単一の原子炉モジュールは、施設を共有し、コストを削減するために、非推進バージ内に設置される。プラントの主要部分は、原子炉格納容器、原子力補助室、非常用ディーゼル発電機室、タービン発電機で構成されている。効率的な放射線管理のために、プラントの主要部分は、デューティゾーンとクリーンゾーンの 2 つのゾーンに分割されている。燃料取替、オーバーホール、放射性廃棄物処理に関連するシステムは、陸上に設置されている。

表 1.5.2-5　ACPR50S 設計の概要





Reactor Building Inside Ship

□**仕 様**

炉 型 ： PWR

減速材／冷却材：軽水

原子炉圧力 ： 15 .5MPa

原子炉温度 ：321.8℃

熱出力： 200 MWt

電気出力： 50MWe

出力密度：-

設計寿命：40 年

燃 料 ： UO2

再処理：なし

燃料濃縮度 ：＜5%

運転サイクル ： 30 ヶ月

□**開発段階**：概念設計完了

□**特 徴**:SMR タイプの海上浮揚式原子力発電所

②経済性

ACPR50S は、従来のオフショアエネルギー源と競争するために、コストと投資のリスクを削減するために設計の簡素化を採用している。標準化及び合理化された製造を通じてモジュラー設計が採用され、建設期間の短縮とコストの削減を目指している。長い運転サイクルにより、高い稼働率を実現する。

③開発主体の概要

ACPR50S は中国核工業集団公司（CGNPC）により開発されている。

④導入先及び用途

海上浮揚式 SMR として、ACPR50S は次の用途向けの多目的発電用原子炉として設計されている。

- オフショア石油掘削プラットフォーム用の複合エネルギー供給
- オフショア複合エネルギー供給

- 海岸と島嶼への複合エネルギー供給
- オフショア鉱業原子力船へのエネルギー供給
- 太陽エネルギーや風力発電に加えて、島嶼へのクリーンエネルギー供給

⑤政府支援の内容

2015 年、第 13 次 5 カ年計画において国務院国家発展改革委員会（NDRC）から ACPR50S の開発が承認された[283]。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 2012 年概念設計の開始
- 2014 年全体概要設計の完了
- 2020 年予備的設計の完了
- 実証用プラントの建設が中国で予定されている。

安全機能の特徴

ACPR50S は、第 3 世代原子炉の設計から強化された安全基準を使用して設計されており、環境放出または放射性に関する国内法および規制の要件を満たしている。ノズルが短いコンパクトな原子炉構成では、LOCA の可能性が低くなる。船内の原子炉系は海水面下にある。海水は最終ヒートシンク及び放射線障壁として使用される。放射性物質の放出確率を低く抑え、オフサイトの緊急対応の必要性を排除するために、シビアアクシデント対策が組み込まれている。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA
  情報は確認されず。
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
  情報は確認されず。
- 外部事象への対処
  ACPR50S は、海上での揺れ、衝撃、振動、台風、海底地震など、あらゆる種類の海況に適応しており、台風、津波、船舶衝突等の外部事象に対処するよう設計されている。
- 等級別アプローチ
  情報は確認されず。
- EPZ の設定方法
  情報は確認されず。
- ソースターム
  情報は確認されず。

[283] CGN HP, Small Modular Reactor, http://en.cgnpc.com.cn/encgn/c100050/business_tt.shtml

1.5.2.3. 高速炉

原子力政策上の位置付け

中国の政策は、核燃料サイクルを閉じることであり、長期的には高速炉が主要な技術になると考えられ、CNNC は今世紀半ばまでに高速炉が主流になると予想している。

開発炉型

(1) CFR-600(China Fast Reactor 600)[284]

①技術的特徴

CFR-600（China Fast Reactor 600）は、中国核工業グループ（CNNC）が開発したナトリウム冷却型高速炉で、出力 600MWe である。CFR-600 の設計は CNNC 傘下の原子力エネルギー研究院（CIAE）が担当し、実証炉の建設は CNNC が担当している。

中国の高速炉開発計画では、熱中性子炉⇒高速中性子増殖炉⇒核融合炉という 3 フェーズに分けている。CFR-600 実証炉は、この計画の中では第二フェーズに当たる。これら高速炉実証炉技術の開発に、先進的再処理技術を組み合わせた核燃料サイクルにより、持続的な原子力発電の開発を維持し、高速炉で天然ウラン資源の利用率を現在の約 1 %から 60%以上に拡大し、放射性廃棄物の発生量は大幅に削減したい方針をとっている。第 4 世代の先進的革新炉技術と位置付けられた CFR-600 高速炉プロジェクトの建設は、この戦略の重要な一部分である。

CFR-600 初号機（パイロット発電用プラント）は、霞浦原子力発電所 1 号機として計画され、2017 年に着工され、2023 年に運転開始予定である。霞浦 1 号機は、中国初の高速炉実証炉で、従前の実験研究炉として同じ CIAE により設計、開発された高速炉実験炉 CEFR（2011 年に運開し、初送電を達成）の技術をベースに、出力をアップさせたナトリウム冷却型高速炉である。

CNNC は 2020 年 12 月 27 日、福建省霞浦県で 2 基目の高速中性子炉実証炉 CFR-600 の建設工事を開始している。

CFR-600 はプロタイプの高速炉で、3 の循環系で構成されている。一次系、二次系ともそれぞ

---

284 参考文献

[1] 中国核工業集団公司ウェブサイト（http://www/cnnc.com.cn）

[2] 中国原子能科学研究院ウェブサイト（http://www.ciae.ac.cn）

[3] 中国能源網ウェブサイト（http://www.china5e.com）

[4] 中国核工業集団公司ウェブサイト（http://www/cnnc.com.cn）

[5] 中国華能集団公司ウェブサイト（http://www.chng.com.cn）

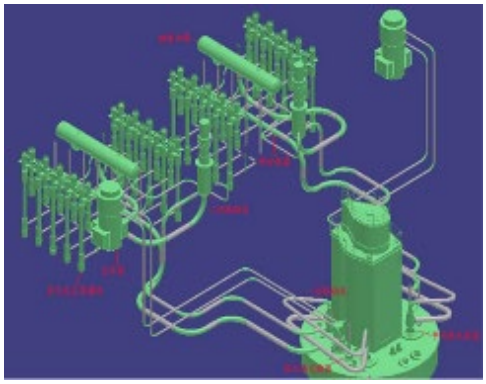
[6] 以下各機関ウェブサイト

国家原子能機構（http://www.caea.gov.cn)、国家核安全局（http://www.sepa.gov.cn/info/gw/haqwj)、生態環境部（http://www.mee.gov.cn)、国家発展改革委員会（http://www.ndrc.gov.cn)、中国核能行業協会（http://www.china-nea.cn)、中国原子能科学研究院（http://www.ciae.ac.cn)、中国核学会（http://www.ns.org.cn）

[7] FEPC (2021/1/26) [中国] 中国が福建省で 2 基目の CFR-600 高速中性子炉の建設を開始

れ 2 ループ、炉心温度 Inlet 側が 380℃で、Outlet 側が 550℃、熱効率が 40%で設計されている。

表 1.5.2-6　CFR-600 設計の概要

<table>
<tr>
<td>
CFR-600 原子炉
 
CFR-600 循環系
（出典：CNNC）</td>
<td>CFR-600 実証炉：霞浦原子力発電所 1 号機（初号機）
公式名称：China Fast Reactor 600
設計者：CIAE
炉タイプ：Sodium-cooled Pool type Reactor
設計寿命：60 年
電気出力：600MWe
熱出力：1500MWth
出力密度：-
冷却材：ナトリウム
一次循環系：Forced
システム圧力：0.054MPa
システム温度：380°C Inlet/550°C Outlet
燃料：UO2(initial stage)/MOX(later stage)
緊急時安全系：ハイブリッド
余熱除去系：ハイブリッド</td>
</tr>
</table>

②経済性

CFR-600 の経済性に関する詳細な公開資料は見当たらない。

ただし、液体金属ナトリウムを使うことで、中性子をあまり吸収しないため中性子経済が良く、燃料増殖ができる利点のほか、沸点が高いため軽水炉など水を冷却材とする炉を高圧に耐えるようにする必要がない。また、配管の腐食性が低い、熱伝導性がよいため除熱能力が高い、水とほぼ密度が等しいため水ポンプ技術がそのまま使える、大型化が可能などの利点があるため、経済性が優れていることが容易に理解される。

燃料は、UO_2 燃料と MOX 燃料という 2 つタイプの燃料が使える。建設完了時、最初に UO_2 燃料を用いる。その後は、MOX へ移行する。MOX 燃料が使えるメリットが大きい

③開発主体の概要

CFR-600 実証炉実施主体の概要を以下に示す。

- CFR-600 実証炉の事業者：CNXPNP 社（CNNC 傘下）
- CFR-600 実証炉の運転：CNXPNP 社（CNNC 傘下）
- CFR-600 実証炉の設計：CIAE（CNNC 社傘下）
- CFR-600 実証炉の開発：CNNC 社
- CFR-600 実証炉の建設工事：CNNC 社
- CFR-600 実証炉の燃料契約：CNLY 社（CNNC 社傘下）
- CFR-600 実証炉初号機燃料サプライヤー：TVEL 社製（ロスアトム社傘下）

＊CNXPNP 社は、CNNC 傘下の CNNC 霞浦核電有限公司で、霞浦原子力発電所の建設、運転管理等を担う企業として、2015 年に以下 5 社による出資で設立された。2015 年設立時出資した 5 社 CNNC、福建福能、華能原子力発電、長江電力、寧徳市国有資産キャピタルは、それぞれ 55%、20%、10%、10%、5%の持ち分を有している。2020 年 7 月に華能原子力発電による増資で華能原子力発電の出資分が 22.5%となるなど一部持ち分に変動があったが、CNNC 社が最大の出資者で支配株主の地位が変わらない。

＊CNLY 社は CNNC 傘下の一部門で霞浦発電所 1 号機の燃料契約を担当している。霞浦原子力発電所 2 号機（CFR-600）の燃料も TVEL 社製燃料を採用している。TVEL 社は中国でロスアトム製商用軽水炉の燃料を供給している実績がある。

④導入先及び用途

CFR-600 実証炉は、高速炉開発第二段階のプロジェクトとして位置づけされている。現段階では、想定ユーザーが多くないと思われる。CFR-600 実証炉の次段階である商用高速炉の想定ユーザーは、事業化の主市場とされる。商用化された高速炉の主な国内ユーザーとしては、主な原子力発電事業者である CNNC 社、CGN 社及び SPIC 社（国家電力投資グループ）3 社になると予想される。海外市場のユーザーは、主に東南アジア、南米、中東及び欧州、アフリカの一部地域が想定されるが、実現するには相当 2040 年乃至 2050 年以降になると思われる。

CFR-600 実証炉の主な用途は、発電である。発電以外に、熱・温水供給などコージェネレーションも考えられるが、現時点でこのような利用計画等は公表されていない。

⑤政府支援の内容

CFR-600 実証炉の建設については、上記「開発実施主体の概要」でも述べた通り、主に原子力発電事業者 CNNC 社ほか 5 社による出資で設立したプロジェクト会社である CNXPNP 社による事業化プロジェクトである。中国政府からの直接支援等に関する詳細な公表資料が見当たらなかった。

CFR-600 実証炉プロジェクトである霞浦原子力発電所の地元地方自治体からは、地元経済振興策の一環として、地元自治体の投資公社である寧徳市国有資産キャピタルより 5%の出資を受け入れている。この出資は、プロジェクト実施企業である CNXPNP 社（CNNC 傘下の CNNC 霞浦核電有限公司）に対して行ったもので、金額として約 0.4 億元（約 7 億円弱）で大きな金額ではない。プロジェクトへの資金的支援というよりもプロジェクト実施への賛同及び地元からのサ

ポートとの側面が強い。出資の主な目的としては、発電所建設の確実な実行、地元雇用促進及びクリーンエネルギー利用による低炭素化社会の実現や環境改善等への支援である。

前述の HTR-PM 実証炉と同様、CFR-600 実証炉も政府の支援よりも原子力発電開発事業者や各投資機関による主導で実施している。CFR-600 実証炉霞浦原子力発電所 1 号機プロジェクトの事業開発は、CNNC 社等原子力発電事業者及び電力開発関連企業等により主導されている。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- CFR-600 実証炉の許認可状況：認可済み
  CFR-600 実証炉プロジェクト計画案は、2014 年 10 月に国より認可された。この認可を受けて、2015 年 7 月霞浦原子力発電所全体工事が正式に開始され、2017 年に CFR-600 初号機である霞浦原子力発電所 1 号機 FCD、2023 年に燃料装荷、運転開始を予定している。

安全機能の特徴

CFR-600 は高い安全性能を有する。主な安全機能は以下に示す。

- パッシブ緊急停止系
  CFR-600 には、パッシブ緊急停止系も装備されている。CFR-600 は 3 つの燃料領域に分かれている。最大燃焼量は約 100MWd/kgHM。制御棒は、反応度制御と原子炉停止に使われる。
- 水素暴発のようなリスクがない
  CFR-600 は、冷却材として液体金属ナトリウムを使う減速材のない高速炉で、原子力開発の初期からある炉型で、高速増殖炉といわれる原子炉の殆どはこの炉型である。事故時に水素が生成されることもなく、極めて固有安全性の高い炉である。
- 多重防護・コアキャッチャー
  設計基準を超えた事故によって引き起こされる炉心溶融に対する多重防御を提供するために、CFR-600 にはコアキャッチャーが装備されている。溶融材料を未臨界に保ち、長期冷却を支援する。
- パッシブ余熱除去システム
  事故後の余熱除去のために、パッシブ余熱除去系が設けられている。
- 燃料交換不要、被ばく線量の大幅な低減
  燃料交換は必要ない設計で、燃料交換するための原子炉停止や燃料交換作業も必要がなくなり、安全性が高い。
- 制御安全性は高い
  制御不能となるような連鎖反応は起こらない。

規制・安全性に関する個別事項

CFR-600 実証炉に関して、規制・安全性に関する個別事項や関連のものなど特段のものが見当たらなかった。

1.5.2.4. 高温ガス炉

原子力政策上の位置付け

重点科学技術プロジェクトの一つとして位置付けられており、短期的にはコージェネレーションの選択肢を模索し、長期的には水素を製造することを目的としている。

開発炉型

(1) HTR-PM(High Temperature GCR - Pebble-Bed Module)

①技術的特徴

HTR-PM は、清華大学が開発した同じ小型高温ガス炉 HTR-10 シリーズという実験研究炉（現在も運転中）をベースに、HTR-10 シリーズの設計、開発、運転経験を踏まえて新しく開発された最新鋭の小型高温ガス炉で、従来の HTR-10 シリーズより出力をアップさせた改良型炉である。

HTR-10 シリーズに HTR-10 と HTR-10GT という二つの炉型がある。HTR-10 は、最初に実験研究炉として開発された小出力（熱出力 10MWt、ペブルベッド型）の高温ガス炉である。この実験研究炉は、1990 年代に設計、建設され、1999 年に運転開始、現在も稼働中である。2003 年 1 月に熱出力 10MW、電気出力 2.5MW 及び原子炉出口温度 700℃を達成し、その後、蒸気サイクル発電と安全性実証試験を実施している。現在、蒸気タービンをヘリウムガスタービンに変更し、高効率発電を実証するための研究開発が HTR-10GT 計画（HTR-10 の後継改良型）として進められている。

HTR-PM は、HTR-10 と同様、ペブルベッド式を採用している。

HTR-PM は、中性子の減速に優れたヘリウムガスを冷却材に用い、ウラン 235 の濃縮度が 8.5%の微濃縮ウラン燃料を使用している。燃料交換が容易で、オペレション制御しやすい。燃料の交換はプラントを止めることなく、球式燃料の補填と交換を上部から下方へ流れるように循環的で行う。

炉心から原子炉建屋まで多重の安全防護機能を有し、放射性物質の系外放出などに対する HTR-PM 発電所固有の安全性が高い。炉心冷却用スプレイ系等も不要のため、全体システムはシンプルで、系統や設備の量も少ない。炉心メルトダウンや大量放射性物質の放出といった重大事故は生じない。

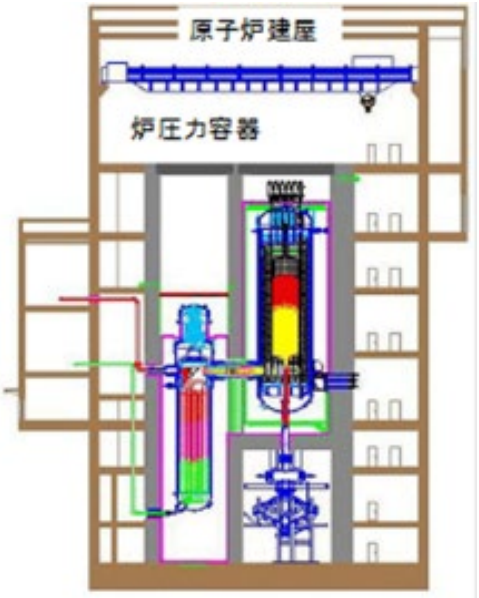
通常の高温ガス炉は、炉の温度を高温 800～1000℃（圧力 70 気圧）程度にし、高熱ガスを発生させ、加熱蒸気を蒸気タービンに導き発電させる。また、水蒸気を熱分解して水素を製造するほか、製鉄やセメント製造、重油の改質、石炭ガス化、海水淡水化するなど、マルチ的に利用できる炉でもある。炉内温度約 300℃（圧力 157 気圧）で運転する軽水炉に比べ、熱利用率が 35%から 42%の高効率になり、また高温のヘリウムガスを用いるガスタービン直接発電が実現できれば、建設費はかなり低く抑えられる。[285][286][287]

[285] 山东石岛湾高温气冷堆核电示范工程开工建设，CNEA,2012/12/24

[286] Cold function tests end for cutting-edge nuclear reactors, CNNC, 2020/12/6

[287] 石岛湾核电站或助中国核电“走出去”，第一财经日报，2013/1/15

表 1.5.2-7　HTR-PM 設計の概要

 （出典：清華大学ウェブサイト）	HTR-PM 実証炉:石島湾原子力発電所 HTR-PM 炉心直径：3m 炉心高さ：11m モジュール数：2 燃料濃縮度：8.5% 球状燃料：ペブルベット式 再処理：- ヘリウム圧：7MPa（69 気圧） 炉心熱出力：250MW 炉心入口温度：250℃ 炉心出口温度：750℃ 蒸気温度：567℃ 電気出力：211 MWe 出力密度：-

HTR-PM 実証炉プラント建屋は、主に原子炉建屋、制御建屋、補助建屋、使用済み燃料貯蔵建屋およびタービン建屋で構成されている（建屋および主要機器の配置イメージは下図を参照）。[288]

[288] HTR Development Status in China, Prof. Dr. WANG Dazhong, Academician, Chinese Academy of Sciences, INET, Tsinghua University, Beijing, HTR2014, Weihai, China, 2014-10-28

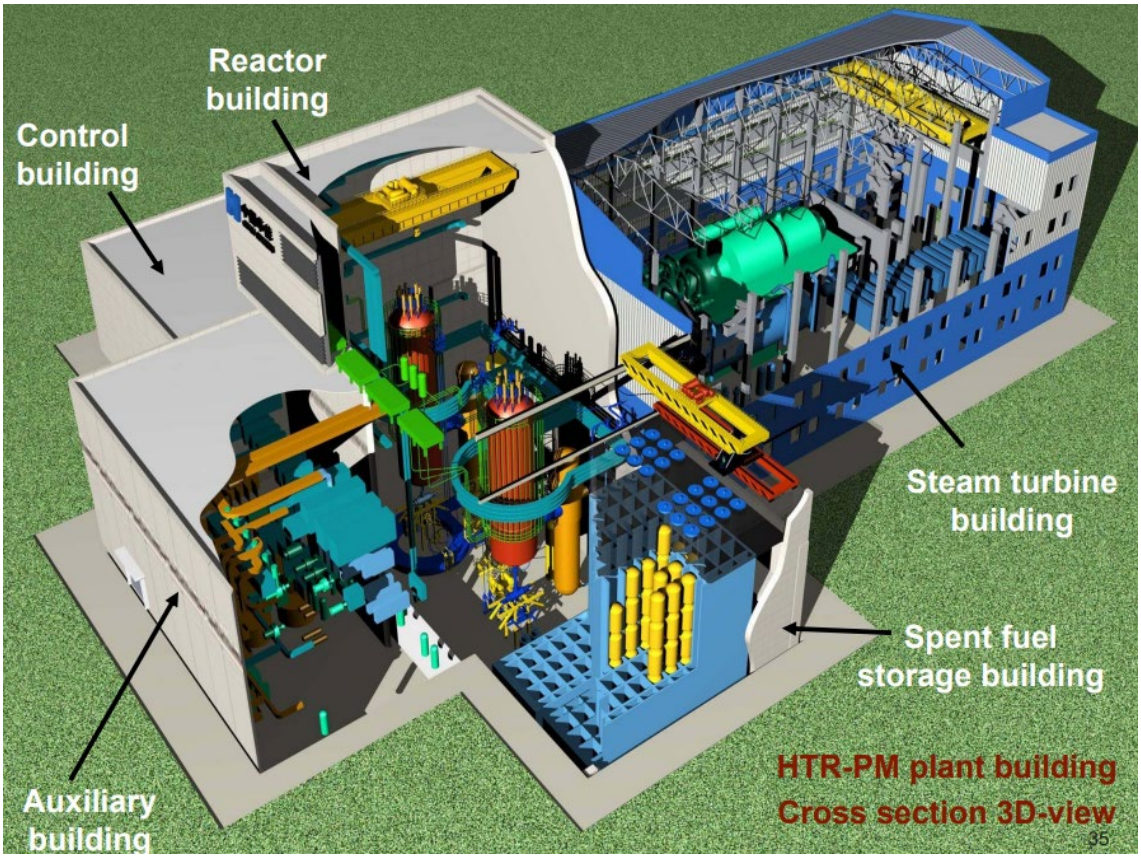


図 1.5.2-3　HTR-PM 実証炉の主要建屋配置構成図

（出典：清華大学）

開発状況

HTR-PM プロジェクトは、2008 年 3 月発電所立地選定安全分析報告書及び環境影響評価報告書が規制当局より承認されたのを受け、HTR-PM プロジェクト計画として正式に認可された。2009 年に建屋の建設工事が始まり、以降も建設工事が順調に進んだが、2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故の影響を受け、2012 年まで建設工事がストップされた。2012 年 12 月に建設が再開された。2020 年 12 月現在、建屋や設備工事等全体はほぼ完了し、1 次系冷態機能試験も完了した。燃料装荷に向けた各種試験や試運転の検証を通過させ、運転開始に向けた進捗は順調に進んでいる。

実証炉の事業化では、事業コンソーシアムが発電所の設計、関連の技術開発を担当する。主要設備や材料については、その内製化率（国産化率）が 75%以上目指すことを決定している。うち、炉内材は、中国鉄鋼大手宝武グループが第四世代原子炉用に開発した耐高温・耐衝撃の高性能鋼材が使用されている。設備や高機能材料に加え、燃料の加工や濃縮、廃棄物処理等フルサービスで展開する。一部資材は海外市場から調達する。調達計画には、日本からは炉石墨材を調達する。

288287291

2021 年 1 月 CNNC は、子会社の Nuclear Fuel Element Co Ltd の世界初の商用規模の高温ガス炉用の核燃料要素製造ラインが、山東省の HTR-PM に最初の燃料バッチを出荷したことを発

表し、2021 年 9 月に 1 基目、11 月に 2 基目の原子炉が臨界を達成したと発表している。[289][290]

2021 年 12 月、2 基ある原子炉のうち 1 基目の電力系統への接続が行われ、1 基目の熱で発生した蒸気は、タービンの動力源として使用された（現在の出力レベルは発表されていない）。今後、1 基目は徐々にフルパワーになり、さまざまな試験が行われ、その後 2 基目が同様のプロセスを踏むことになる。2 基の原子炉は 2022 年半ばにフル稼働する予定である。[263]

②経済性

HTR-PM の建設及び発電コストについての詳細な公開情報は確認できなかった。

ただし、プロジェクトの総コストとして、30 億元規模（計画、約 480 億円）が公開されている。中国の原子力発電所の建設コストは全般的に経済的で、コストパフォーマンスが高いという評価があるが、大型軽水炉の総コストに比べても、上記の HTR-PM 実証炉プロジェクト総額ははるかに低いことが分かる。今後の量産化が実現できれば、更なるコストの低減も見込まれることから、この規模ならば、経済性の観点から、原子力新規導入国や既存発電国でも導入のハードルが低いと評価できる。[288][287]

また、燃料交換はプラントを止めることなく、燃料補填と交換を循環式（上部から下方へ）で行うため、プラントの稼働率が高いため、発電効率が良く、経済性も良い。

モジュール式を採用しているため、製造、運搬、組み立てなど建設工期を短縮できるメリットが大きく、建設コストを大幅に低減できる。

日本でも、今後、離島や地域用電源もしくはピーク調整電源として導入される実用性があると見なされれば、上記の建設総コストは一つのベンチマーク指標として参考になる。

③開発主体の概要

HTR-PM の開発実施主体は、以下の通り。

- HTR-PM の設計者：清華大学
- HTR-PM 実証炉建設プロジェクト：石島湾原子力発電所 HTR-PM
- HTR-PM 実証炉の事業者：華能山東石島湾原子力発電（SHSNPC 社）
- HTR-PM 実証炉の EPC 主契約者：原子力能源科技（CHINERGY、チナジー社）
- HTR-PM 実証炉の建設者： 原子力能源科技
- HTR-PM 実証炉の運転者：華能山東石島湾原子力発電

HTR-PM は、中国先端科学技術チャレンジプロジェクトの一つとして、計画された大型国家級開発プロジェクトである。事業主体は、大学、電力開発企業によるコンソーシアムとなっている。建設や運転の事業全般は、2007 年 1 月に設立された華能山東石島湾原子力発電（SHSNPC 社）」が中心となって進めている。同社には、中国の 5 大発電企業の 1 つである華能グループが 47.5%出資しているほか、原子力工業グループ（CNNC 社）が 2018 年に経営統合した原子力工業建設

[289] NEI magazine, 2021/1/13, First fuel shipped to China's HTR-PM project, https://www.neimagazine.com/news/newsfirst-fuel-shipped-to-chinas-htr-pm-project-8453226

[290] JAIF、2021/9/15、中国で建設中の小型 HTR、臨界条件を達成、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9832.html

（CNEC 社）が 32.5%、中国名門の清華大学が 20%を出資している。[285]

HTR-PM の開発、設計は、清華大学付属の原子力・新エネルギー技術研究院が請け負っている。石島湾原子力発電所 HTR-PM プロジェクトのエンジニアリング、調達、建設（EPC）は、CNEC と清華大学の出資で設立されたチナジー社が請け負っている。

中国の法律では、原子力発電開発投資の事業体の規模や事業経験、能力等における事業者適格審査があり、「原子力発電投資主体資格」という指針がある。国は、原子力発電の特殊性や安全性の確保から、事業規模、リスク対応能力や実績（信頼）のある事業者だけが原子力発電投資の適格事業者になることを認め、これ以外の事業者が原子力発電投資主体となることを認可していない。現在も、この方針が維持されており、原子力発電投資主体資格を有する事業者は、原子力発電の実績ある CNNC 社、CGN 社及び国電投グループの 3 社となっている。5 大手電力グループのうち、国電投グループ以外の 4 大手電力事業者である国電グループ、華電グループ、華能グループ、大唐グループも原子力発電投資主体資格を有していない。

④導入先及び用途

HTR-PM の想定ユーザーは、以下の国内向けと海外向けに分けて示す。

国内向けには、主に原子力発電開発事業者や大手電力等事業者の新設、離島・遠隔地の地方自治体及び人口規模小さい地方都市エリア等での設置が考えられる。原子力発電開発事業者には、原子力発電大手の CNNC 社、広核グループ（CGN 社）と国電投グループがある。大手電力 5 社は、国電投グループ、国電グループ、華電グループ、華能グループ、大唐グループである。国電投グループ以外の大手 4 電力は原子力発電投資主体資格がないが、華能グループが HTR-PM に参加しているように、今後各社が原子力発電への参入が増えるとみられている。

離島・遠隔地の地方自治体及び人口規模小さい地方都市エリア等では、産業振興や家庭用電力需要のニーズを満たすため、HTR-PM など安全性の高い次世代小型原子炉の活用を志向する地方自治体が予想されている。中国では、電力市場の更なる開放、自由化が既定路線となっており、現地法人の新規参入に加えて、海外からの投資も受け入れている。

原子力以外の水力や火力、太陽光等クリーンエネルギー分野では、既に各自治体の省・市・県レベルでも海外からの投資が増えている。海外からの原子力分野への投資については、一部政府間協力プロジェクトに限って海外からの設備や関連の投資を受け入れているが、安全性、原子力セキュリティ等規制要求や原子力の特殊性より、原子力発電所の運転等を行う事業主体は基本的に現地法人でなければならないと法律で規定されている。このことから、HTR-PM についても、現地法人資格をもつ発電開発事業者や地方自治体等がその主なユーザーとして想定されている。既に、HTR-PM の出力を 60 万 kW 級に拡大した商業用高温ガス炉についても、広西省金端市その他の都市での建設構想が出されている。[287][291]

---

[291] 以下各機関ウェブサイト

国家原子能機構（http://www.caea.gov.cn）

中国広東核電集団有限公司（http://www.cgnpc.com.cn）

国家核安全局（http://www.sepa.gov.cn/info/gw/haqwj）

海外向けでは、HTR-PM 炉について現在はまだ具体的な計画は公表されていない。今後、新興国や欧州諸国が主な市場として展開されていくとみられる。地域的には、中南米、西欧・東中欧、中央アジア、東南アジア、アフリカ等向けに輸出すると予想される。既に、サウジアラビアは中国の小型高温ガス炉を建設する可能性を調査中である。

水素製造装置等の熱利用施設も含めた開発状況

水素製造装置等の熱利用施設も含めた開発状況に関する詳細の公開情報が確認できなかった。

ただし、一部、HTR-PM プロジェクトで水素製造及びその関連の熱エネルギー利用等に関する最新の動向が見られたため、ここではそのポイントを示す。

HTR-PM の設計開発者である清華大学は、HTR-PM の特徴である高効率発電以外に、水素製造や熱供給など効率化利用が可能で、発電所の多用途として潜在的機能性が高いと指摘している。そのため、HTR-PM の電・熱・水素等のマルチ機能をベースに、発電所の経済性をさらに高める検討がなされている。HTR-10 シリーズでも実験用水素製造装置を開発し、高温熱水分解等を用いた水素製造を実現している。これらの研究、開発成果をベースに、今後 HTR-PM プロジェクトなどで、700-1000℃の高温を利用して大規模水素製造を実現する工業化に応用させる検討をされている。一方では、原子力発電所の高温水だけでは、全産業向けに水素を供給する十分な能力がないという意見もあり、原子力発電所で発電された電気を使用して効率的に水素を作る技術開発も検討、提案されている。中国では、国の非炭素化社会実現政策に向けて、クリーンエネルギーとしての原子力で発電された電気や、副産品としての熱や水素のマルチ利用を奨励し始めており、中国の原子力産業の将来像は、現在の発電プラントという単純なイメージから大きく変貌する可能性を潜めている。

HTR-PM など原子力発電所から生まれた水素は、産業用エネルギー源として利用する動きが既に出ている。例えば、自動車用電池など交通分野など多くの新産業での利用に関する開発のほか、国内製鉄所での水素エネルギー利用に関する研究開発も始まった。2019 年 1 月に、HTR-PM 実証炉プロジェクトのオーナー企業である CNNC 社、清華大学と大手鉄鋼メーカー宝武グループの三者間で原子力エネルギー製鉄産業協力に関して提携し合意書を交わした。この協力プロジェクトでは、HTR-PM 等原子力発電所で製造した水素を使って、宝武グループの製鉄所で新しいエネルギーとして利用するもので、石炭での利用を減らし、将来的には石炭エネルギーを使わず、すべて水素等クリーンエネルギー源で新型製鉄所を開発し、新しいクリーンエネルギーによる素材産業を創出する計画である。[285287291]

生態環境部（http://www.mee.gov.cn）

国家発展改革委員会（http://www.ndrc.gov.cn）

国家エネルギー局（http://nyj.ndrc.gov.cn）

中国電力企業連合会（http://www.cec.org.cn）

中国核工業集団公司（http://www/cnnc.com.cn）

国家核電技術公司（http://www.snptc.com.cn）

中国原子能科学研究院（http://www.ciae.ac.cn）

⑤政府支援の内容

小型高温ガス炉の研究は 1960～1970 年代頃に始まり、1990 年代に正式に実験炉の設計、建設が開始された。2000 年に初臨界が達成され、以降 HTR-10GT の改良を経て、HTR-PM の開発、設計、建設に至っている。HTR-PM に対する政府の支援について、予算（補助金額、補助率）や施設利用権等の補助金以外の支援、HTR-PM の設計、製造、保守及び発電コスト削減への寄与度合等は公表されていないため、詳細は不明である。一般的に言えることは、経済の市場化が進んだ現在、次世代炉を含む新規原子力発電所プロジェクトでは、国の支援よりも発電開発事業者側の投資ウェイトが大きく、ほとんどの場合、事業者側が開発を主導し、事業リスクも事業者側が引き受ける。現大手電力事業者の多くは国の介入を好まず市場経済原理に基づくプロジェクトを選好する傾向にあり、国の支援を頼らずに自主投資活動で発電事業を行いたい事業者が多くなってきている。[291]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- HTR-PM の許認可状況：認可済み
- HTR-PM は、2008 年 2 月に規制当局より認可された。この認可を受けて、2009 年に実証炉である石島湾原子力発電所 HTR-PM 建設プロジェクトの建屋工事が開始された。[288][291]

安全機能の特徴

安全面については、下記に示す特徴から炉心溶融等起きにくく、安全性が高い。

- 静的安全性（制御棒重力落下、ボロン球落下で緊急停止）
  中性子を吸収する制御棒とボロン球を炉心外周に重力で落下させ原子炉を停止
- 負の反応度
  冷却ガス停止による温度上昇は核分裂反応を低下させ、自然停止する
- 残留熱小さく、メルトダウンや放射性物質の大量放出といった重大事故が生じない
  200MW（20 万 kW）の小型原子炉を併置するモジュール式なので、炉内の核分裂生成物量＝崩壊熱が少なく、燃料温度上昇が緩慢で、炉心溶融自体が起こりにくい。
- 硬球燃料で FP 閉込（温度 1600℃以下）
  燃料は溶融耐温 1600℃の硬い炭化珪素セラミックで覆われた燃料を用いるので、核分裂性物質は出にくい。
- 伝導輻射で熱除去可能のため、システムがシンプルで安全性が高い。
- 炉室側壁水冷
- 非常用電源装置（非常用ディーゼル発電機、2 基）

規制・安全性に関する個別事項

規制・安全性に関する個別事項について、PRA、深層防護の具体的適用（前段否定）、外部事象への対処、等級別アプローチ、EPZ の設定方法、ソースタームに関する詳細な公開情報が確認

できなかった。

ただし、外部事象や LOCA 等シビアアクシデント（SA）や SA 時対応で、HTR-PM は高い安全機能を備わっている。これについては、HTR-PM 設計開発を主導した原子力エネルギー設計院の専門家の見解として公開されている。以下に、そのポイントを示す。

石島湾原子力発電所 HTR-PM について、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、シビアアクシデントなど緊急事態及びその対応に関する模擬試験を実施した結果から、全外部電源喪失、LOCA など発電所での最大想定事故状態において、外部支援や人的支援を一切ない条件下でも炉心を安全状態に導くことを確認済み。事故時、余熱の排出機能維持や放射性物質の外部放出もないなどプラントの安全機能が維持されたことも確認された。HTR-PM の発電プラントから出る廃棄物は、主に法規制やモニタリング等安全基準をクリアした微量の放射性気体と液体廃棄物のみ、これらの排出物の放射性レベルも発電所周辺地域の通常の自然放射性レベルより遥かに低いレベルとなっていたことも模擬試験より確認されているため、HTR-PM は、従来の第三世代軽水炉に比べ、固有の安全機能とパーシブ系安全機能（静的安全性）を有するため、安全性が高く、重大事故を引き起こすリスクも少ないなど、事故時対応等プラントの安全機能は格段に高まったと評価された。[285287291]

1.5.2.5. 核融合

原子力政策上の位置付け

3 年間の議論の末、2015 年に中国の磁場閉じ込め核融合の将来のロードマップについて合意した。図 1.5.2-4 のロードマップに基づいて、中国国内の 3 つの主要な核融合トカマク（EAST、HL-2M、J-TEXT）は、次のステップのトカマク装置である中国核融合工学試験炉（CFETR）のための実験的検証を継続している。CFETR の予備的な概念設計は 2015 年に終了し、工学設計は 2017 年に開始された。

その後の 10 年間で、世界の核融合コミュニティは協力して ITER の建設を完了し、運用を開始する。ITER の各参加国は、ITER での成功した経験を独自のプログラムに適用して、商業化を加速する計画を立てている。CFETR は、核融合実験炉 ITER と実証炉 DEMO の橋渡しをするように設計されている。設計には、国内における核融合装置の知見が反映されており、早期の核融合発電の実現に寄与することを目的としている。

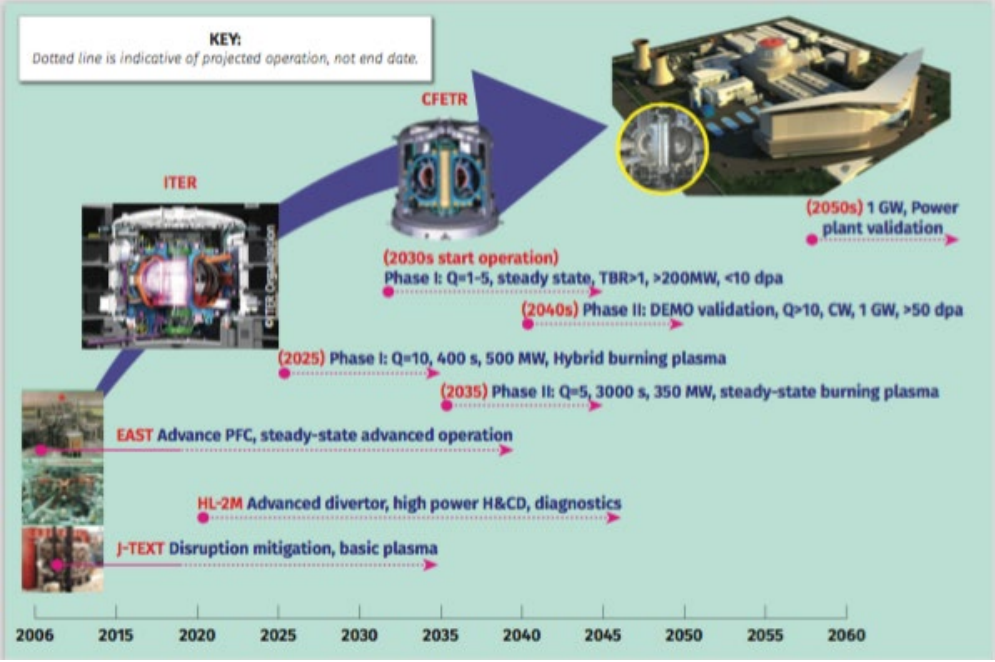


図 1.5.2-4　中国の核融合ロードマップ [292]

開発炉型

(1)　CFETR(Chinese Fusion Engineering Test Reactor)

①技術的特徴

CFETR では定常状態での動作と自立したトリチウム利用を目的としている。フェーズ 1 では 200MW の核融合電力が必要であり、フェーズ 2 では DEMO の検証のために 1GW の電力が必要である。主な目的は、ITER を補完し、200MW から 1GW を超えるエネルギーでのフルサイクルの核融合を実証することである。トリチウムの増殖率は 1.0 を超え、完全なトリチウム燃料サイクルの実証となる。約 0.3～0.5 の負荷サイクルの定常状態動作、遠隔操作技術を使用して、簡単に取り替え可能な容器内の機器の選択肢を検討する。定常状態の高度な運用を実現し、DEMO の許認可を取得するための物理的および技術的な問題解決に取り組む。

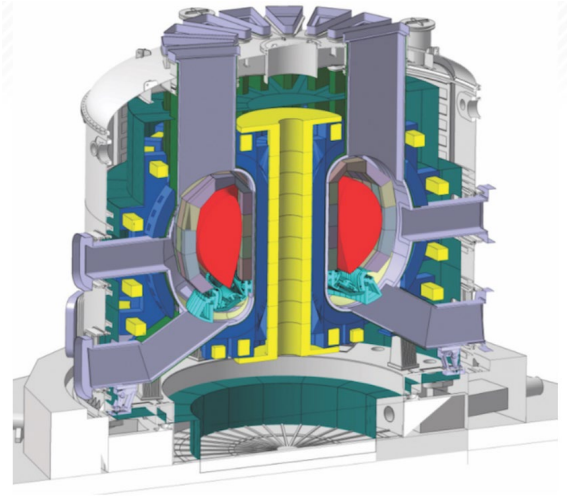
表 1.5.2-8　CFETR 設計の概要

□イメージ図 [293]	□仕 様 [294] 炉形式：トカマク型（トーラス形状） ＊以降の設計値はフェーズ 1／フェーズ 2

[292] Nuclear Engineering International HP, China's fusion roadmap, https://www.neimagazine.com/features/featurechina-fusion-roadmap-7436879//featurechina-fusion-roadmap-7436879-501884.html

[293] Nuclear Engineering International HP, China's fusion roadmap, https://www.neimagazine.com/features/featurechina-fusion-roadmap-7436879//featurechina-fusion-roadmap-7436879-501889.html

[294] Nuclear Engineering International, 2019/10/3, China's fusion roadmap, https://www.neimagazine.com/features/featurechina-fusion-roadmap-7436879/

	核融合出力　　：200MW／1GW エネルギー増倍率[295]：Q=3.06／11.89 大半径：5.7m／7～7.2m 小半径：1.6m／2.2m プラズマ電流[295]：10.34MA／13.78MA トロイダル磁場　：4~5T／6~7T □**開発段階**：2017 年に概念設計が終了し、詳細設計を実施中。2020 年代に建設開始予定。 □**特　徴**：ITER を上回るサイズの実験炉とみられており、ITER と DEMO 炉をつなぐ役割が期待される。

②経済性

該当する情報は見つからなかった。

③開発主体の概要

CFETR のプロジェクトは中国科学院のプラズマ物理研究所が主導しており、その他に中国の核融合研究所と大学が参加している。

④導入先及び用途

ITER を上回るサイズの実験炉とみられており、ITER と DEMO 炉をつなぐ役割が期待される。

⑥ 政府支援の内容

最近アップグレードされた超伝導トカマクの実験装置である EAST は、国営企業である National Nuclear Corporation を通じて政府が資金提供を行っている。2019 年までの建設と運営には約 9 億ドルを要しており、最近プロジェクトの資金として追加で 9 億ドルが提供された。EAST の成功により中国の資金援助は増加しており、中国核融合工学試験炉（CFETR）などのその後の核融合イニシアティブの開発計画により、核融合プロジェクトをさらに強化している。

[295] G. Zhuang et al., Progress of the CFETR Design, DOI:10.1088/1741-4326/ab0e27, https://nucleus.iaea.org/sites/fusionportal/Shared%20Documents/FEC%202018/fec2018-preprints/preprint0216.pdf

1.6. ロシア

1.6.1. 研究開発支援内容

1.6.1.1. 原子力政策概要

ロシアは、燃料サイクルを閉じるために取り組んでおり、高速炉がその鍵であると考えている。原子力発電容量に関して、少なくとも 2030 年まではロシア型加圧水型原子炉（WWER／VVER）技術をベースにしているが、2020 年から 2025 年にかけて、BN-1200 炉を順次建設することで高速中性子炉の役割が増大し、使用済燃料の多くが再利用されることが想定されている。高速炉は、2050 年までに約 34GW（e）の容量を提供すると予測されている。

2010 年 1 月、ロシア政府は、高速中性子炉をベースとした原子力発電産業のための新しい技術プラットフォームを提供することを目的とした連邦目標プログラム（FTP2010）「2010 年～2015 年及び 2020 年までの新世代原子力技術」を承認した。その一環で、鉛高速炉の原型炉 BREST-OD-300 の建設が計画されている。

ROSATOM は 2017 年、原子力導入戦略として「2 コンポーネントシステム」と呼ばれる計画を公開し、VVER と BN の 2 炉型で原子力発電設備容量の増大する方針を示した。また、BREST が開発できた場合は BN+BREST の導入も検討している。[296]

軽水炉 SMR に関しては、OKBM Afrikantov が開発した KLT-40S や、RITM-200 等の小型の PWR が、砕氷船で使用されている。また、早期の導入に向けて開発されているものとして、VBER-300 や、RITM-200M がある。近年では、これらの設計の陸上向けの設計も検討されている。[297]

ロシア政府はまた、2021 年から開始する原子力分野の機器、技術及び科学的研究の開発（DETS プログラム）を発表している。そこで、2021 年～2024 年に 84 億ロシアルーブル（約 126 億円）を投資予定である（内訳は未定）。[300]

DETS プログラムでの開発支援内容：

・核燃料サイクルを閉じた 2 要素システムの原子力発電技術の開発
・制御された熱核融合と革新的なプラズマ技術の開発
・先進エネルギーシステム用新素材・新技術の開発
・小型原子力発電所を含む原子力発電所の基準出力ユニットの設計・建設

1.6.1.2. 各炉型の開発支援

1.6.1.3. 【軽水炉 SMR】

KLT-40S（35 MWe PWR）

OKBM Afrikantov の KLT-40S は、砕氷船で実証済みの KLT-40 原子炉から派生したもので、現在は低濃縮燃料を搭載した遠隔地の電力供給用の艀船に搭載されている。35MWe の KLT-40S が 2 機設置された最初の浮体式原子力発電所である Akademik Lomonosov は、2007 年に建設が開始され、2019 年 12 月に稼働し、2020 年 5 月から商業運転が始まっている（国営原子力発電事業者で、Rosatom 傘下である Rosenergoatom が運用）。

---

296 佐賀山、2017/10/31、ロシアの高速炉開発戦略」、高速炉開発会議 戦略ワーキング（第 5 回）

297 WNA, Nuclear Power in Russia(Updated December 2021), https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx

RITM-200（50 MWe PWR）

民間船舶用の設計であり、Rosatom は既に 6 基の RITM-200 炉を建設しており、LK-60 氷山砕氷船に搭載された 2 基はすでに臨界に達している。OKBM Afrikantov はまた、KLT 原子炉に代わる小型原子炉として、RITM-200 から派生した RITM-200M を開発し、浮体式原子力発電所の第 2 世代である最適化浮体式発電設備（OFPU）に搭載することを計画している。RITM-200M の特徴として、KLT-40S ユニットよりもはるかに小さい艀船を必要とすることであり、課題としては、原子炉圧力容器内ではアクセスが困難な蒸気発生器や関連機器の信頼性である。

孤立した電力システムや遠隔地域の電力供給に適した RITM-200M の陸上版（RITM-200N）の建設も計画されており、175MWt／50MWe のモジュールを 2 つ以上搭載し、燃料はほぼ 20%まで濃縮され、燃料サイクルは 5～7 年である。JSC RAOS（Rosatom Overseas）は、ロシア極東のサハ共和国北部のウスチ・ヤンスク地区ウスチ・クイガ村で RITM-200N 炉を建設するための建設許可を 2021 年 8 月に取得しており、2024 年から建設工事を開始し、2028 年までに完成させる予定である。[297][298]

VBER-300（300MWe PWR）

OKBM Afrikantov は、海軍の設計に基づいて開発した 350MWth、110MWe のモジュラー式 VBER-150 ユニットを設計している（ロシアの工場で製造され、はしけ船に搭載される）。その大型版である VBER-300 は 917MWt、325MWe のユニットで、カザフスタンでの建設が計画されている。当初は、浮体式の原子力発電所としてペアで建設されることが想定されていたが、同計画においては、陸上向けの設計を完成させるとしていた。[297]

1.6.1.4. 【高速炉】

FTP2010 の下で MOX 燃料が再処理、再利用される閉じた燃料サイクルの高速炉を開発するために、Rosatom が主導する Proryv（ブレークスルー）プロジェクトが 2011 年に開始された。同プロジェクトは、実績のあるナトリウム高速炉（BN シリーズ）に加え、窒化物燃料を用いた鉛高速炉の開発も並行して行うものである。

ベロヤルスク原子力発電所の BN-600 原子炉は、1980 年から正常に稼働している。また、2016 年から運転中の BN-800 原子炉は、基本的に現在延期されている BN-1200 の燃料及び設計機能の実証ユニットとして 2014 年から稼働している。

鉛高速炉に関して、BREST-300 の原型炉 BREST-OD-300 は、2026 年までに建設予定であり、2020 年 2 月に建設許可を取得し、2021 年 6 月に建設着工開始している。

1.6.1.5. 【高温ガス炉】

ロシアでは、MHR-T、GT-MHR（2014 年～MHR-T 設計の基礎としての主要な原子炉設計機能の使用）などの複数の高温ガス炉設計が開発されているが、実用化に関する具体的な政策や計画は示されていない。

---

[298] JAIF、2021/8/10、ロシア・サハ共和国内で計画中の陸上 SMR に建設許可、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9411.html

1.6.1.6. 【核融合炉の開発支援】

ロシアにおける 2010 年～2019 年までの熱核融合研究では、連邦政府の特別目的プログラム「次世代原子力技術 2010-2020」[299]から一部支援を受けて実施された。

ロシア連邦政府は、2021 年初めから、包括的なプログラム「2024 年までの期間の原子力分野の機器、技術及び科学的研究の開発」（DETS プログラム）を実施している。DETS プログラムは連邦政府の予算とロシアの国営原子力企業である ROSATOM 自身のファンド（全体の 50%を超える）からの資金提供を受けている。第一段階では、DETS プログラムに承認された予算は、84 億ロシアルーブル（約 126 億円）である。追加予算は 2021 年 7 月時点では承認審査中である。その他の国内プロジェクトと同様に、2030 年までの時間枠で DETS Program の財務支援の増加に比例するプロジェクトの拡張が検討されている。[300]

1.6.2. 各炉型開発内容

1.6.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

2030 年頃までは VVER 技術に基づいて原子力発電容量を増設する予定である。また、アジア、東欧、アフリカの複数の国に輸出している。

開発炉型

(1) VVER 1200/1500

①技術的特徴

設計概要[301]

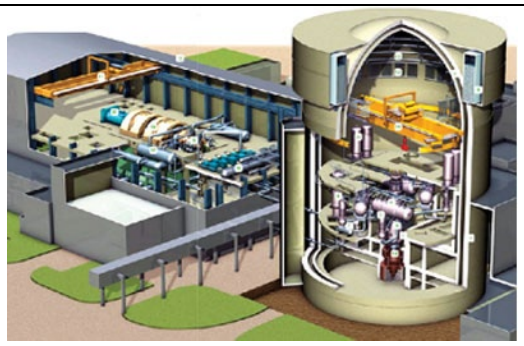
VVER 1200/1500 は、前設計の第 3 世代型 VVER-1000 を改良した第 3 世代型＋の設計である。VVER-1000 は西欧型 PWR との共通点も多く、ほぼ西欧並みの安全性を有していると言われている。VVER 1200/1500 では、パッシブ徐熱系が採用され、安全機能を 4 時間、炉心安全を 72 時間確保することができる。さらに VVER 1200/1500 では、航空機衝突対策、水素再結合器、コアキャッチャーといった安全機能が追加されている。

[299] Executive Order of the Government of the Russian Federation No. 50 dated February 3, 2010.

[300] V. I. Ilgisonis, et al., Plasma Physics Reports, 2021, Vol. 47, No. 11, pp. 1085–1091, https://link.springer.com/content/pdf/10.1134/S1063780X21110179.pdf

[301] IAEA, 2011, Status report 108 - VVER-1200, https://aris.iaea.org/PDF/VVER-1500(V-448).pdf

表 1.6.2-1　VVER1200/1500 設計の概要

	□**仕 様** 炉 型 ： PWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力 ： 16.2/15.7MPa 原子炉温度 ： 283.8/289 ℃ 熱出力： 3200/4250MWt 電気出力： 1082/1560MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年 燃 料 ： UO2 再処理：なし 燃料濃縮度 ：4.79/4.92WT% 運転サイクル ：12 □**開発段階**：ロシア国内での建設許可取得済み □**特 徴**：VVER-1000 の改良設計

VVER 1200/1500 の特徴

【横置蒸気発生器】

通常縦置される蒸気発生器が、VVER 1200/1500 では横置きであり、これにより原子炉建屋の高さを抑えることができ、耐震設計上有利となる。

【パッシブ熱除去系】

パッシブ熱除去系は、設計基準超事故の際に、長期にわたり残留熱を炉心から最終ヒートシンクへ逃がすための機能である。VVER 1200/1500 にはアクティブ熱除去系も設置されており、パッシブ熱除去系はアクティブ熱除去系のバックアップという位置づけである。

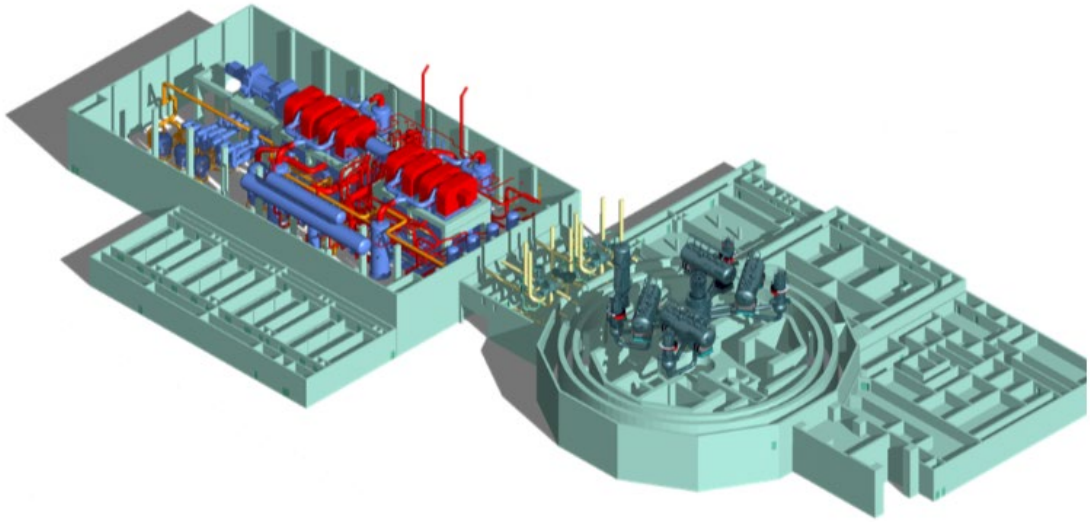


図 1.6.2-1　VVER 1200/1500 のプラントレイアウト（蒸気発生器が横置き）

②経済性

VVER 1200 の建設費用（オバーナイト費用）は 1200 ドル/kW とされている。また、建設期間は 54 カ月、設計寿命は 60 年、稼働率は 90%を目標としている。前設計の VVER-1000 と比べて、運転員数を 35%削減している。

③開発主体の概要

VVER 1200/1500 は全体設計が Atomenergoproekt、原子炉設計が OKB Gidropress により開発されている。

④導入先及び用途 [302]

最初の 2 基がレニングラード第二原子力発電所とノヴォヴォロネジ第二原子力発電所に建設された。レニングラード第二と同様の VVER-1200 がバルティスカヤ原子力発電所とニジニ・ノヴゴロド原子力発電所で計画され、建設中である。

2012 年 7 月、2 基の VVER-1200 をベラルーシのオストロベツ原子力発電所に建設し、費用を賄うためにロシアが 100 億ドルを貸し付けるという契約が合意された。VVER-1200 は、フィンランドのピュハヨキ原子力発電所で使用することが提案されている。

2015 年から 2017 年までに、エジプトとロシアは VVER-1200 をエル・ダバ原子力発電所に建設するという合意に達した。

2017 年 11 月 30 日、バングラデシュのルプール原子力発電所で最初の 2 基の VVER-1200/523 原子炉のベースマットにコンクリートが打設された。この 2 基は 2023 年と 2024 年に稼働予定

[302] Wikipedia、ロシア型加圧水型原子炉、https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%83%AD%E3%82%B7%E3%82%A2%E5%9E%8B%E5%8A%A0%E5%9C%A7%E6%B0%B4%E5%9E%8B%E5%8E%9F%E5%AD%90%E7%82%89#cite_note-nei-20200303-18

である。

2019 年 3 月 7 日、中国核工業集団（CNNC)とアトムストロイエクスポルトは田湾原子力発電所と徐大堡原子力発電所(英語版)に 2 基づつ計 4 基の VVER-1200 を建設する契約に署名した。2021 年 5 月に建設を開始し、2026 年から 2028 年の間に 4 基全ての商業運転が始まる予定である。

⑤政府支援の内容

VVER 1200/1500 の開発支援に関する政府支援の内容は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

ロシア国内での建設許可取得済み。

安全機能の特徴

前述の通り､VVER 1200/1500 にはパッシブ熱除去系が設置されている｡パッシブ熱除去系は、設計基準超事故の際に、長期にわたり残留熱を炉心から最終ヒートシンクへ逃がすための機能である。VVER 1200/1500 にはアクティブ熱除去系も設置されており、パッシブ熱除去系はアクティブ熱除去系のバックアップという位置づけである。

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

VVER 1200 では PRA が実施されており、運転時の炉心損傷頻度が 2.24×10^{-7}、停止時の炉心損傷頻度が 3.7×10^{-7} とされている。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）

VVER 1200/1500 の深層防護に関する情報は見つからなかった。

- 外部事象への対処

前述の通り、通常縦置される蒸気発生器が、VVER 1200/1500 では横置きであり、これにより原子炉建屋の高さを抑えることができ、耐震設計上有利となる。

- 等級別アプローチ

VVER 1200/1500 の等級別アプローチに関する情報は見つからなかった。

- EPZ の設定方法

VVER 1200/1500 の EPZ の設定方法に関する固有の情報は見つからなかった。

- ソースターム

VVER 1200/1500 のソースタームに関する固有の情報は見つからなかった。

1.6.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

開発炉型

(1) RITM-200

①技術的特徴

RITM-200 は、OKBM Afrikantov 社が設計した、ROSATOM 社の PWR 及び砕氷船用小型原子炉の運転経験に基づく設計である。6 基の RITM-200 原子炉が、Arktika、Sibir、Ural の各砕氷船に設置されている。また、陸上版の RITM-200 の建設は、極東のサハ自治共和国内で計画されている（2024 年に建設着工、2028 年に完成予定）。

蒸気発生器を原子炉圧力容器に組み込むことで、KLT-40S（後述）に比べて原子炉システムと格納容器更にコンパクトになっている。KLT40S と比較して、出力が 40%増加、大きさが 45%削減、質量が 35%削減されている。一体型原子炉構成により、大規模な LOCA は実質的に排除されている。

RITM-200 は、海上浮揚式原子力発電所（FNPP）に搭載する「RITM-200M」と陸上に設置する「RITM-200N」の 2 種類に分類される。陸上に設置される RITM-200 発電所は、2 基の RITM-200 原子炉で構成されており、電力容量は 100MW である。建屋は、建屋間の相互接続やインターフェイスを最適化し、未使用の建屋を最小限に抑えるように配置される。敷地が小さく分割されているため、モジュール方式を採用し、将来の電気容量の増加を簡素化することができる。原子炉建屋とタービン建屋のあるエリアを追加で建設することで、100MW 単位で段階的に発電量を増加させることができる。その一方で、補助的な建物システムは、すべての原子力発電所で共有される。

表 1.6.2-2　RITM-200 設計の概要 [98]

	□仕様 炉型：IPWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力：15.7 原子炉入口／出口冷却材温度：277／313 熱出力：165 MWt 電気出力：53 MWe 出力密度：- 設計寿命：60 年、延期可能 燃料：UO2 再処理： 燃料濃縮度　：20%以下 燃料交換サイクル：72-84 月 □開発状況：砕氷船「Arktika」「Sibir」「Ural」に RITM-200 型原子炉 6 基を搭載、陸上用原子力発電所は開発中 □特徴：炉内コリウム保持、二重格納容器

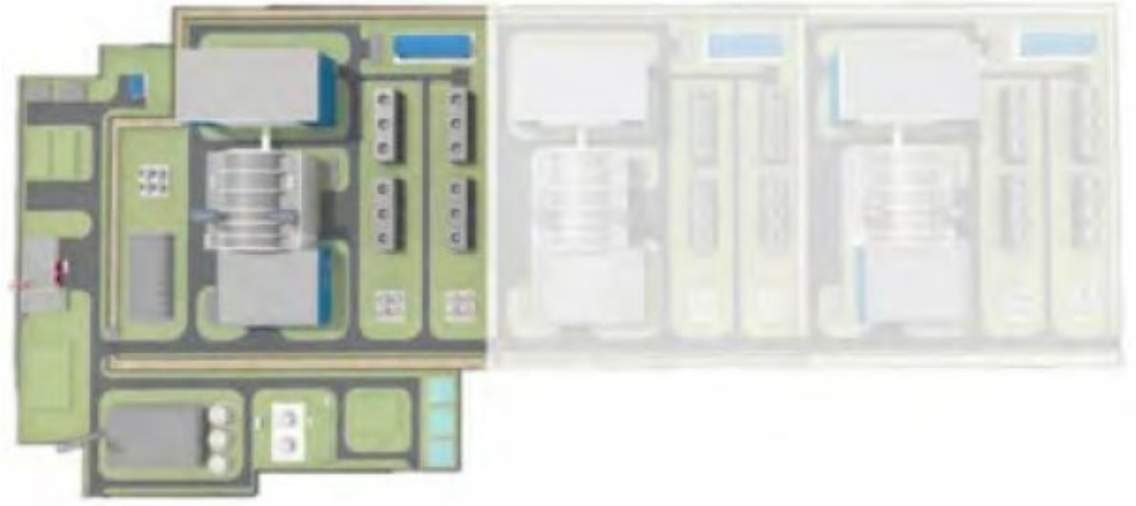


図　RITM-200N 発電所のスケーラビリティ [98]

②経済性

関連情報は確認されなかった。

③開発主体の概要

ROSATOM 傘下の原子力開発企業である OKBM Afrikantov が開発した。

④導入先及び用途

RITM シリーズのリアクターは、発電、造水、コージェネレーションなど、さまざまな用途に使用することができる。

FNPP 用の RITM200M は、極東のチュクチ自治区で計画されている銅鉱山プロジェクトに電力を供給する予定であり、陸上用 RITM200N は、極東のサハ自治共和国内で計画されている。

⑤政府支援の内容

国営企業である ROSATOM の傘下で開発されている。政府の出資や支援プログラムに関する具体的な情報は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2021 年 8 月、ROSATOM の国際事業部門であるルスアトム・オーバーシーズ社（JSC RAOS）が、極東のサハ自治共和国内で計画している RITM-200N 建設に対し、連邦環境・技術・原子力監督庁（ROSTECHNADZOR）が建設許可を発給したと発表している。[303]

安全機能の特徴

RITM-200 は、固有の機能と受動システムを組み合わせた深層防護の安全原則を適用している。固有の安全機能には、出力密度と原子炉スクラムの制御、一次冷却材の圧力と温度の制限、加熱速度、一次回路の減圧率、燃料損傷範囲、過酷事故時の原子炉容器の完全性の維持などが適用されている。RITM-200 は、受動的安全システムと能動的安全システムを最適に組み合わせ、異常運転や設計基準の事故に対応する。加圧器を 2 つの独立した加圧器に分割し、潜在的な冷却材漏洩率を最小化している。

規制・安全性に関する個別事項

下記の個別項目に関する具体的な情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

[303] 原子力産業新聞、2021/8/10、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9411.html

(2) KLT-40S（アカデミック・ロモノソフ号）[304]

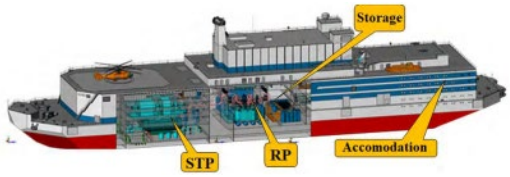
①技術的特徴

ロシア国営民生用原子力発電公社のロスエネルゴアトム社は 2020 年 5 月、世界で唯一の海上浮揚式原子力発電所（FNPP）として、ロシア極東地域チュクチ自治管区内のペベクで試運転中の「アカデミック・ロモノソフ号」が営業運転を開始したと発表した。

アカデミック・ロモノソフ号は、電気出力 35MWe の軽水炉式小型炉「KLT-40S」（PWR）を 2 基搭載するバージ型原子力発電所（タグボートで曳航・係留）で、合計出力は 70MWe である。全長 140m、幅 30m、総重量 2 万 1,500 トンで耐用年数は 40 年間である。燃料資源が乏しくその輸送も難しい場所での利用に適しているほか、大型河川の川床にも係留可能なため、ロシア極東地域のみならずアジア太平洋地域の島嶼部などで利用することが特徴である。

KLT-40S 炉は、4 ループの強制循環および自然循環冷却水ループを備えており、後者は非常用熱除去モードでのみ使用される。蒸気タービンプラント（STP）は、KLT-40S 炉からの蒸気を電気および熱に変換し、コージェネレーション暖房システムの中間回路で水を加熱するためのものである。FNPP の構造には、2 つの STP が含まれている。それぞれの STP は独立しており、KLT-40S の独自のモジュールに接続されている。熱は、調整可能なタービン蒸気抽出からの蒸気を使用して、浮遊電源装置と海岸の間を循環する中間系統の水を加熱することにより、海岸に供給される。

表 1.6.2-3　KLT-40S 設計の概要

<table>
<tr>
<td> 

</td>
<td>□仕 様
炉 型 ： PWR
減速材／冷却材：軽水
原子炉圧力 ： 12.7 MPa
原子炉温度 ： 280/316 ℃
熱出力： 150 MWt
電気出力： 35 MWe
出力密度：119.3 MW/m^3
設計寿命：40 年
燃 料 ： UO2
再処理：-
燃料濃縮度：18.6 WT%
運転サイクル ：30-36 ヶ月
□開発段階：2019 年 12 月にペベクで系統連系。2020 年 5 月に本格的な商業運転に入る。
□特 徴：熱と電気のコージェネレーションを行う浮体式発電装置、現場での燃料補給が不要、使用済み燃料の引き取りも可能</td>
</tr>
</table>

[304] IAEA(2020) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

②経済性

コストや経済性に関する情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

ROSATOM 傘下の原子力開発企業である OKBM アフリカントフが開発した。JSC "Baltiysky Zavod" （バルチック造船所）は、アカデミック・ロモノソフ号の建設、設置、テスト、試運転を担当した。

④導入先及び用途

KLT-40S を搭載した FNPP は、集中電源のない遠隔地の孤立した消費者に電力と熱を供給するコージェネレーション機能を提供することを目的としている。また、この FNPP は、海水淡水化、海洋石油生産プラットフォームへの自立給電にも利用することができる。

⑤政府支援の内容

国営企業である ROSATOM の傘下で開発されている。政府の出資や支援プログラムに関する具体的な情報は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

KLT-40S は、ロシアの砕氷船団が採用している商用 KLT-40 推進プラントの改良型である。KLT-40S 炉システムの環境影響評価は、2002 年にロシア連邦天然資源省から承認された。2003 年、KLT-40S 炉システムを使用する最初の浮体式プラントが規制当局から建設許可を取得した。建設は 2012 年に始まり、2017 年に完成した。

安全機能の特徴

KLT-40S は、主要機器を接続するノズルが短くコンパクトな蒸気発生器ユニット構造、一次系配管の小口径化、異なる動作原理に基づく実績ある原子炉緊急停止用アクチュエータ、一次・二次系に接続する緊急熱除去系など、実績ある安全面の設計がなされている。

過酷事故による FNPP からの放射能放出を防ぐために、追加のバリアが用意されている。その中には、物理的に分離・独立した受動・能動安全システム、I&C システム、診断システム、周囲の海水や湖水と熱エネルギーを交換する「第 3」の独立回路と熱的に結合した一次回路浄化システムの熱交換器による能動冷却トレイン、周囲の海水や湖水で冷却される凝縮器で崩壊熱除去する蒸気発生器の熱交換器による能動冷却トレイン、非常用水槽の熱交換器で崩壊熱を除去して同水槽からの蒸発で大気に放出する蒸気発生器による受動的冷却トレイン 2 つ、それらのタンクの蒸発で大気に放出するものが含まれる。

FNPP に設置される KLT-40S 安全システムは、FNPP 周辺の水域の安全性、浸水防止機能、衝突防止機能など、陸上施設に適用されるものと異なる特徴がある。水タンクと内蔵の熱交換器

によるパッシブ冷却チャンネルにより、24 時間までの確実な冷却が可能である。

規制・安全性に関する個別事項

下記項目についての公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

1.6.2.3. 高速炉

原子力政策上の位置付け

ロシアは、将来的に核燃料サイクルを閉じることを目指して、BN シリーズの高速炉を増設する予定である。BREST が開発できた場合は BN+BREST の導入も検討している。

開発炉型

(1) BREST-OD-300

①技術的特徴

BREST-OD-300 は、中型鉛冷却高速炉のロシアの参考設計である。BREST-OD-300 は、ウラン・プルトニウム一窒化物（U-Pu）N を燃料とする鉛冷却高速炉で、2 系統からなる冷却システムを介して亜臨界蒸気タービンに熱を供給し、300MWe の電力を発電する。潜水艦推進用の原子炉での鉛ビスマス共晶合金の使用に関するロシアの運用経験が鉛冷却高速炉の開発に取り入れられている。

BREST-OD-300 は、金属コンクリート容器を備えたプール型原子炉設計である。

設計の目的：

- シビアアクシデントの排除
- 自立のための完全な燃料育種（平衡モード)、反応度に起因する事故の排除
- 原子炉容器外への冷却材の放出を回避するための一次系の一体型配置
- 冷却材喪失の排除
- 系統の減圧の場合に水や空気との激しい相互作用なしに、十分に高い沸点の低活性鉛冷却剤を使用

表 1.6.2-4　BREST-OD-300 設計の概要

	□仕 様 炉 型 ：液体金属冷却高速炉 減速材／冷却材：鉛 原子炉圧力： 低圧力 原子炉入口／出口冷却材温度：420 / 535 熱出力：700 MWt 電気出力：300 MWe 設計寿命：30 年 燃 料 ：閉じた核燃料サイクル（劣化 U の窒化物と Pu を使用） 燃料濃縮度 ：14.5%まで 出力密度：- 燃料交換サイクル ： 950-1200 日 開発状況：建設中、2026 年に稼働する可能性がある。 特 徴：鉛、燃料、炉心、及び冷却設計の自然特性による高レベルの固有の安全性

②経済性

BREST-OD-300 の建設及び発電コストについての公開情報は確認できなかった。

③開発主体の概要

開発者：

JSC NIKIET は、ロシアの原子力産業の民間企業を統合した統合会社 JSC Atomenergoprom の一部である。Atomenergoprom は、Rosatom の一部である。NIKIET は、地域電源供給、研究及び同位体製造原子炉用の原子炉設計の開発、国際核融合原子炉（ITER）用の中性子システムの開発、及び RBMK 原子力発電所の運転に対する科学的及び技術的支援を行っている。

エンジニアリング会社：

2019 年 12 月、ROSATOM の燃料部門である TVEL 社の子会社「シベリア化学コンバイン」（SCC）は、ロシアのセベルスクでの BREST-OD-300 の建設及び設置工事について、Titan-2 に 263 億 RUR（4 億 1,200 万米ドル）の契約を締結した。SCC、Rosatom の核燃料製造子会社である TVEL の子会社である。Titan-2 Holding は、ロシアのエンジニアリング会社のグループであり、レニングラド原子力発電所で建設される新規ユニットの元請負者である。その子会社は、フィンランドとトルコでそれぞれハンヒキビとアックユ原子力発電所の建設プロジェクトにも携わっている。

④導入先及び用途

BREST-OD-300 は、さまざまなモードでの原子炉設備の運転を研究し、原子炉の運転をサポートするすべてのプロセスとシステムを最適化することを目的としたパイロット及び実証用の電力設備として設計されている。主な目標は、閉じた核燃料サイクルで、原子力発電所モードで運転する鉛冷却高速炉の「固有の安全性」概念を実際に確認することである。 運用テストの後、ユニットはグリッドへの電力供給用に稼働する。

⑤政府支援の内容

2010 年にロシア政府によって承認された連邦目標プログラム「2010 年～2015 年及び 2020 年までの新世代原子力技術」（FTP2010）では、先行しているナトリウム高速炉の更なる開発に加え、鉛冷却高速炉の開発が含まれた。

FTP の下で設置された、高速中性子炉と閉鎖型核燃料サイクルに基づく自然安全原子力技術の開発のための Rosatom の”Proryv” プロジェクトの一環で、SCC のサイトでの原型炉 BREST-OD-300 ユニット、ウラン-プルトニウム混合窒化物燃料（MNUP）の製造加工のための施設、及び使用済み燃料再処理施設を備えたオンサイトの閉じた核燃料サイクルの実証が計画されている。

ROSATOM の燃料部門である TVEL 社は 2021 年 3 月 1 日、BREST-300 に使用する MNUP 燃料の設計が完了したと発表しており、SCC での燃料設備の完成をもって、MNUP 燃料が商業生産されることになる。[305]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2021 年 2 月、建設許可が発給されている。

安全機能の特徴

BREST の固有の安全機能は、小さな運転反応度マージン、反応度燃料温度係数、冷却材及び炉心設計コンポーネント、炉心入口／出口での低い冷却材圧力及び温度、受動的緊急炉心冷却システムなどを含む。

SG 管の破裂による事故は、BREST-OD-300 の最も有害なイベントの 1 つである。SG 管の破裂による潜在的な事故の影響を減らすために、一次系には今冬的な統合的／ループ構成が採用され、SG と主循環ポンプが原子炉中央容器の外側に設置されている。選択された鉛循環パターンと原子炉ガス量から原子炉システムへの蒸気ダンプとともに、そのような構成は、炉心への危険な蒸気の巻き込みと原子炉の過圧を排除する。

多層金属コンクリート容器は格納容器として機能し、外部の影響や脅威からの保護は、原子炉建屋によって提供される。

[305] JAIF、2021/3/3、ロシアの TVEL 社、鉛冷却高速実証炉用の窒化物燃料を開発、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6898.html

規制・安全性に関する個別事項

BREST-OD-300 の下記項目についての公開情報は確認できなかった。

- PRA
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
- 外部事象への対処
- 等級別アプローチ
- EPZ の設定方法
- ソースターム

(2) BN-1200

①技術的特徴 [306]

ロシアは、これまでに高速炉（SFR：BN シリーズ）の豊富な開発経験を有し、その運転経験は 150 炉年以上に上る。

これまでにロシアで建設された SFR は以下の通り：

- 実験炉 BR5/10 (1959～2003 年運転、0.8 万 kW t 、ループ型、現在廃止措置準備中)
- 実験炉 BOR-60 (1969 年運転開始、1.2 万 kWe、ループ型)
- 原型炉 BN-350（1973～1999 年運転、13 万 kWe、ループ型、現在廃止措置中)
- 原型炉（商業運転中）BN-600（1980 年運転開始、60 万 kWe、タンク型)
- 実証炉（商業運転中）BN-800 （2015 年運転開始、88 万 kWe、タンク型）

さらに、2011 年に開始した Proryv（ブレークスルー）プロジェクトでは、高速炉と閉じた燃料サイクル（高速炉サイクル）技術に基づく新たな原子力技術のプラットフォームを作るために、実績のある BN シリーズの商用炉である BN-1200 の設計、開発を開始した。[307]

BN-1200 は、ロシア連邦目標プログラムに基づき設計された第 4 世代のナトリウム冷却高速炉で、シリーズでの建設が予定されている。ロシアは、ベロヤルスク原子力発電所の 5 号基として、BN-1200M の建設を 2035 年までに完了させる予定である。[308]

BN-1200 設計の主な特徴は以下の通り：

- タンク型の設計：コールドトラップ、化学工学的制御系を含むすべての一次系機器を原子

[306] Y. Ashurko (2013) “Status of the activities on SFR in Russia”, https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2014/02/25/1344598_22_1.pdf

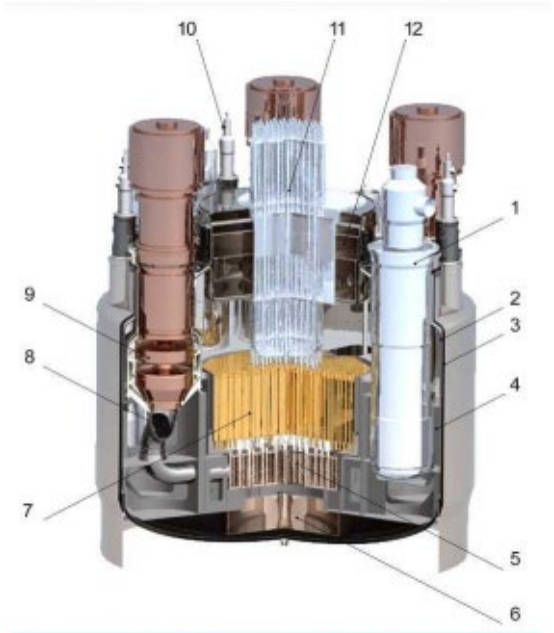
[307] 佐賀山 豊（2019/10/31）「ロシアの高速炉サイクル開発戦略」、https://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/senryaku_wg/pdf/005_01_00.pdf

[308] NEI Magazine (2022/1/17) “Russia to build BN1200 by 2035”, https://www.neimagazine.com/news/newsrussia-to-build-bn1200-by-2035-9406431

炉容器内に収納し、放射性ナトリウムの原子炉容器外への漏えいやこれに伴う火災の発生を防止。

- 燃料交換システムの単純：新燃料や使用済み燃料集合体を保管する中間タンクの不採用、多数体の使用済み燃料集合体の原子炉容器内での保管、原子炉容器内で保管されていた使用済み燃料の洗浄セル及び使用済み燃料プールへの直接輸送の実現による単純化。
- 蒸気発生器の分割モジュール型から一体型への変更。直管型大容量モジュールの採用による変更。
- 原子炉施設の固有安全特性の最大限の強化及び受動安全性にもとづく安全系の採用。緊急時防護の受動安全システム、原子炉容器に接続された独立ループによる受動型崩壊熱除去システム。

表 1.6.2-5　BN-1200 設計の概要 [306]



1 – 中間熱交換機; 2, 3 – 原子炉容器及びガードベッセル; 4 – 支持構造; 5 – 入口プレナム; 6 – コアキャッチャー; 7 – 炉心; 8 – 圧力管; 9 – 主循環ポーンプ-1; 10 – 燃料交換装置; 11 – 制御棒駆動機構; 12 – 回転プラグ

□仕 様

炉 型 ：液体金属冷却高速炉
減速材／冷却材：ナトリウム
原子炉圧力： 0.54 MPa
原子炉入口／出口冷却材温度 :410/550℃
熱出力：2800 MWt
電気出力：1220 MWe
出力密度：-
設計寿命：60 年
燃 料 ：UO2-PuO2 or 窒化物燃料
燃料濃縮度 ：-
燃料交換サイクル ：約 12 ヵ月

開発状況：最終設計段階、2035 年までに建設予定。

特 徴：商用炉

さらに、BN-1200 の設計は以下の特徴を持つ：

- 発電系は従来と同じく 3 ユニット構成
- 一次系のループ数 4 (各ループに 1 基ずつの中間熱交換器と循環ポンプ-1)
- 二次系のループ数 4 (各ループに 1 基ずつの中間熱交換器、循環ポンプ-2 及び蒸気発生器)
- 1 発電ユニットあたりのタービンの基数は 1 つ
- 主蒸気再加熱方式
- 発電所は、安定(主として定格)出力運転とし、稼働率は最低 0.9 を目指す。

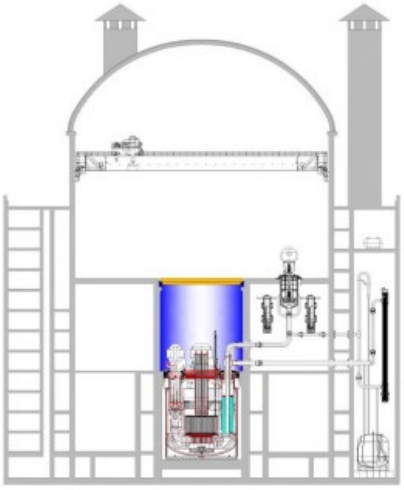


図 1.6.2-2　BN-1200 の原子炉建屋の概要 [310]

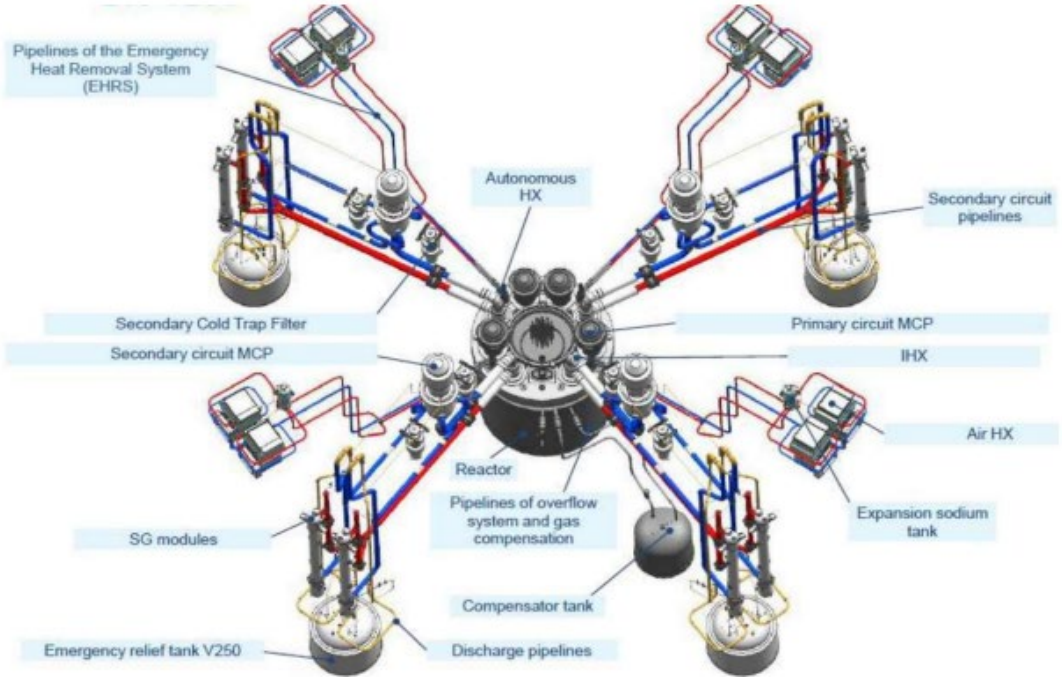


図 1.6.2-3　BN-1200 の技術スキーム [309]

②経済性 [309]

- 建設コスト：2 基の BN-1200 から構成されるプラントの建設コストは、3400 ドル/kWe (FOAK)から 3200 ドル/kWe（NOAK）と試算されている（2013 年時点)。
- 発電コスト：IAEA が 2021 年に公表した試算では、約 0.046 ドル/kWh としている。(参考として、VVER の発電コストはウラン価格の上昇率次第で 0.042~0.058 ドル/kWh と試算されている。)

[309] IAEA, 2021, TECDOC-1959, https://www.iaea.org/publications/14864/limited-scope-sustainability-assessment-of-planned-nuclear-energy-systems-based-on-bn-1200-fast-reactors

③開発主体の概要

BN シリーズは、ROSATOM 傘下の原子力開発企業である OKBM アフリカントフが開発している。

④導入先及び用途

ロシアが長期的に目指している、VVER と高速炉の 2 要素からなる原子力システム及び綴じた核燃料サイクルを実現するための商用発電量として開発されている。

⑤政府支援の内容

BN-1200 の研究開発と設計は、ロシア連邦目標プログラムの下で 2011 年に開始された Proryv プロジェクトの一環で行われている。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

BN-1200 の許認可プロセスは始まっていない。

安全機能の特徴[310]

BN-1200 は、基本的に先行炉（BN-600 及び BN800）の設計を踏襲するが、先行炉との主な改善・変更点は以下のとおりである。

- 炉内ナトリウムの温度が上がると作動する、受動的制御棒を設置する。
- 受動的に作動する事故時除熱系が一次系に接続されており、信頼性と安全性の向上を図っている。
- 一次系ナトリウム浄化系を原子炉容器内に入れており、ナトリウム外部漏えいの可能性を完全に除外できる。
- 先行炉にはない専用の事故時放出閉じ込め系を設置する。

規制・安全性に関する個別事項[309]

- PRA
  - CFD：5×10^{-7}
- 深層防護の具体的適用（前段否定）
  - 情報なし。
- 外部事象への対処
  - BN-1200 の原子炉建屋の設計では、強化された外壁と保護ドーム、保護ドームの下にある「ライト」ドームが、建屋構造からの部品落下の危険から原子炉を保護し、原子炉建屋の閉じ込め部分の周囲に沿って伸縮継手があり、有害な衝撃の伝達から保護している。BN-1200 の保護構造には、改良された材料が使用されている。

[310] IAEA HP, BN-1200, https://aris.iaea.org/PDF/BN-1200.pdf

- 等級別アプローチ
  - 情報なし。
- EPZ の設定方法/ソースターム
  - 設計基準を超える事故時の EPZ の境界 25km での公衆被ばく線量は 1mSv/年以下。

1.6.2.4. 核融合

原子力政策上の位置付け

ロシアでは、核融合と核分裂のハイブリッド炉の開発を図 1.6.2-4 のロードマップに沿って進めている。DEMO-FNS は 2033 年の完成を目指しており、ハイブリッド技術を実証する役割を担っている。

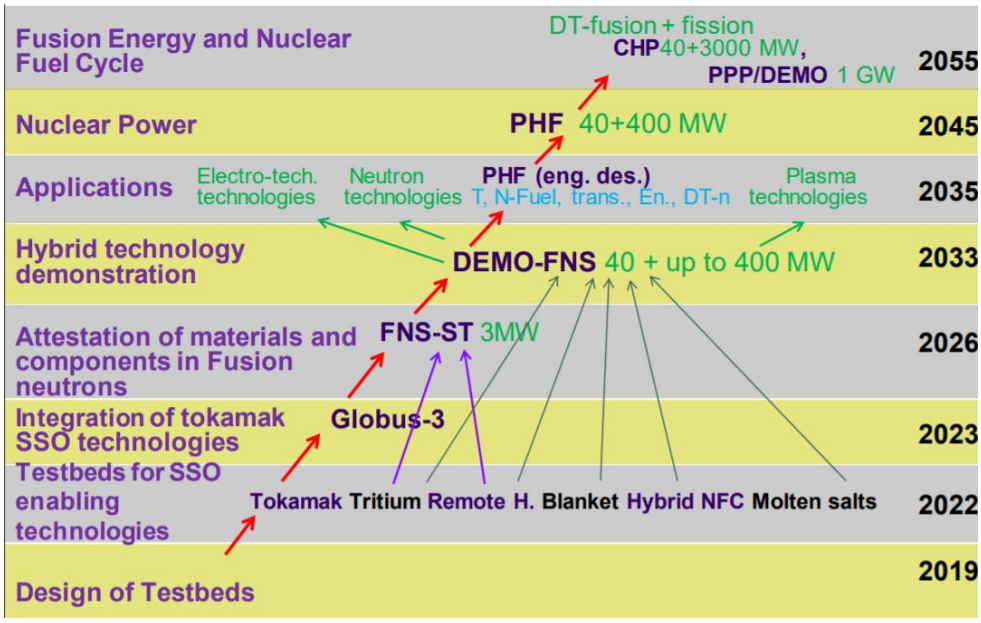


図 1.6.2-4　ロシアのハイブリッド炉の開発ロードマップ [311]

開発炉型

(1)　DEMO-FNS(DEMOnstration Fusion Neutron Source)

①技術的特徴 [311]

DEMO-FNS は、超伝導トカマクを利用した核融合と核分裂のハイブリッド施設であり、定常状態の核融合と核分裂を同時に運転することができ、40MW の核融合出力と 400MW の核分裂出力を得ることが出来る。このような施設では、過去と将来の核分裂炉運転中の燃料サイクルにより生成されたマイナーアクチノイドを燃焼させることが出来る。

[311] Boris Kuteev, 2019/10, Russian Federation DEMO program, https://nucleus.iaea.org/sites/fusionportal/Pages/DPWS-6/Presentations/Day%201/7.%20%20Kuteev.pdf

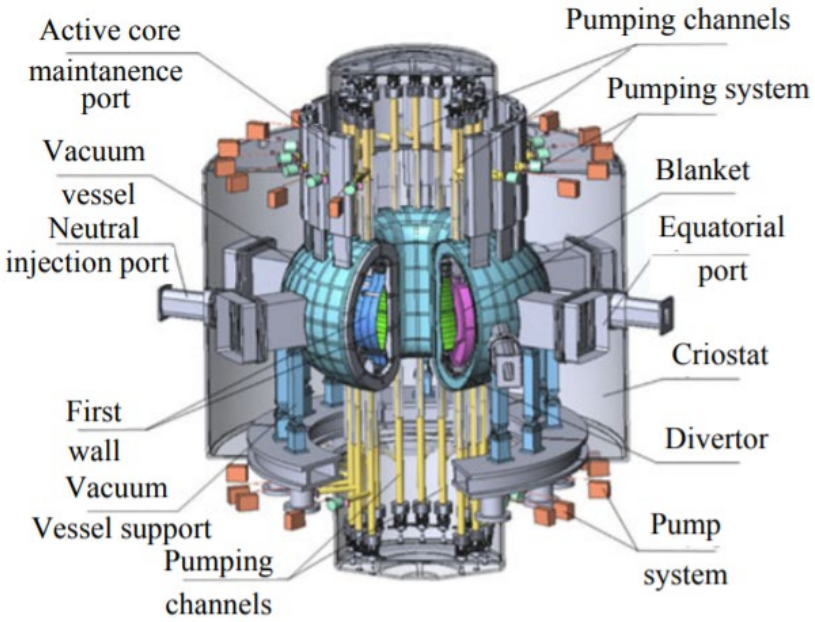
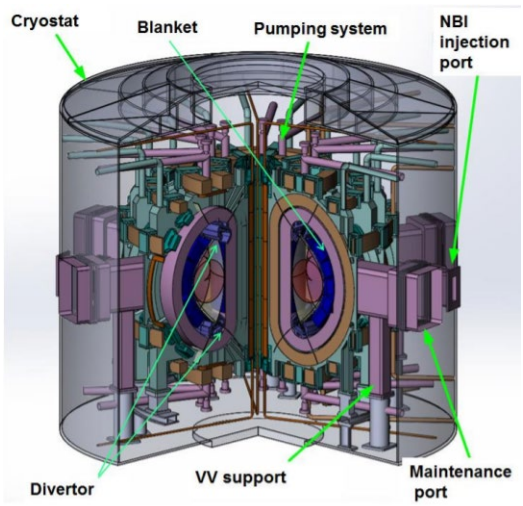


図 1.6.2-5　DEMO-FNS の主要な機器 [311]

表 1.6.2-6　DEMO-FNS の設計概要

□イメージ図 [311]  	□仕 様 [311,312] 炉形式：トカマク型（トーラス形状） 核融合出力　：40MW 核分裂出力　：400MW 電気出力　：200MWe 大半径/小半径　：3.2m/1m プラズマ電流　：5MA トロイダル磁場　：5T 加熱入力　：　36MW □開発段階：2033 年までに建設予定。 □特 徴：核融合と核分裂のハイブリッド施設であり、マイナーアクチノイドを燃焼させる役割も期待される。

②経済性

該当する情報は見つからなかった。

③開発主体の概要

DEMO-FNS プロジェクトは、2013 年から Kurchatov 研究所で実施されている。Kurchatov 研究所は、1943 年にモスクワに設立された研究所で、2010 年に国立研究所（NRC Kurchatov 研

[312] B.V. Kuteev et al., 2021, Fusion-fission hybrid system development and integration into Russia's nuclear power engineering, http://vant.iterru.ru/vant_2021_2/2.pdf

究所）となった。高度な実験設備を有する研究センターであり、実施される基礎研究と応用研究はロシアの科学技術開発の優先分野に従う。

④導入先及び用途

過去と将来の核分裂炉運転中の燃料サイクルにより生成されたマイナーアクチノイドを燃焼させる機能も期待されている。

⑤政府支援の内容

ロシア連邦政府は、2021 年初めから、包括的なプログラム「2024 年までの期間の原子力分野の機器、技術及び科学的研究の開発」（DETS プログラム）を実施している。DETS プログラムは連邦政府の予算とロシアの国営原子力企業である ROSATOM 自身のファンド（全体の 50%を超える）からの資金提供を受けている。第一段階では、DETS プログラムに承認された予算は、84 億ロシアルーブル（約 126 億円）である。追加予算は 2021 年 7 月時点では承認審査中である。その他の国内プロジェクトと同様に、2030 年までの時間枠における DETS Program の財務支援の増加に比例する拡張が検討されている。[313]

[313] V. I. Ilgisonis et al., 2021, On the Program of Russian Research in the Field of Controlled Thermonuclear Fusion and Plasma Technologies, Plasma Physics Reports, Vol. 47, No. 11, pp. 1085–1091, https://link.springer.com/content/pdf/10.1134/S1063780X21110179.pdf

1.7. 韓国

1.7.1. 研究開発支援内容

1.7.1.1. 原子力政策概要

現在、24 基の原子炉（83GWe）が韓国の電力の約 3 分の 1 を供給している。韓国にとって原子力は戦略的に重要な技術であったが、2017 年に選出された新大統領は、約 45 年かけて原子力を段階的に廃止することを目指している。韓国は現在、200 億ドルの契約で UAE 初の原子力発電所の建設に携わっている。

2015 年 7 月に発表された韓国政府の「第 7 次長期電力需給基本計画（2015-2029 年）」では、2029 年までに 13 基の原子炉を新たに稼働させることを想定しており、これは 2013 年の第 6 次基本計画で示されたものよりも 5 基多かった。

第 7 次基本計画の発表後、2017 年 5 月に新政権に代わり、40 年かけて原子力発電を段階的に廃止する方針が打ち出されている。2020 年 5 月に発表された計画では、2034 年までに再生可能エネルギーによるエネルギーが発電量に占める割合を 40%に増やし、天然ガスによる発電量の割合を約 31～32%に維持し、石炭火力発電の割合を 27%から 15%に減らし、原子力の割合を 19%から 10%に減らすことが盛り込まれている。[314]

2020 年 12 月、政府は第 6 次原子力振興総合計画（2022-2026 年）における次の 4 つの政策方向と将来課題を提示した。

- 稼働中の原子力発電所の安全性を長期にわたって最大化し、安全な使用済み燃料管理のための基盤を構築する
- 国内産業の能力強化と技術革新の促進により、原子力輸出を拡大し、新たな新興市場を開拓する
- 他分野や新技術との融合を積極的に推進し、挑戦的な基礎・基盤研究を拡大し、大規模原子力研究施設を最大限に活用する
- 国民の参加とコミュニケーションを強化し、国際協力を通じて国家の地位を向上させる努力を継続する

また、政府は原子炉技術開発の既存の能力を活用し、世界の原子力発電市場の変化に対応するため、3 つのステップ・バイ・ステップ戦略を考案している。

- 最初の SMART 原子力発電所を建設し、国際協力を通じて初期 SMR 市場を創出する
- 2030 年代の世界市場で競争力を持ちうる韓国独自の i-SMR（革新的小型モジュール炉）を開発する
- 電力市場から非電力市場へと拡大する SMR 市場の多様化に備え、非軽水炉型 SMR 技術の先取り確保と挑戦的な原子力基礎研究を推進する [315]

---

[314] WNA, Nuclear Power in South Korea(Updated October 2021), https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx

[315] IAEA CNPP, Korea, Republic of 2021, https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/KoreaRepublicof/KoreaRepublicof.htm

上述の政策方針を反映した「第 6 次原子力振興総合計画」は、2021 年 12 月に確定した。[316]

1.7.1.2. 各炉型の開発支援

1.7.1.3. 【SMR】

多目的 SMR の SMART 炉（PWR）を開発し、2012 年に標準設計認証を取得している。最近では、第 9 回原子力振興委員会（2020 年 12 月）において、革新型 SMR の開発に今後 8 年間で 4,000 億ウォン（約 400 億円、1 ウォン＝約 0.1 円）の投資を行うため、予備妥当性調査の推進を決定した。

2021 年 6 月、韓国の全国経済人連合会（以下、全経連）は、脱炭素化実現の重要な手段の 1 つとして注目されている SMR について、韓国の現状と課題に関する提言を発表した。全経連は、韓国では原子力産業の衰退、許認可整備、商用化戦略などが課題になっているとし、以下の提言を行った。[317]

1. 原子力産業の活性化
   - エネルギー基本計画、電力需給計画およびカーボンニュートラル計画などエネルギー関連政策・計画に原子力発電を拡大する内容を盛り込む
   - シンハンウル 1・2 号機の稼働、3・4 号機建設の再開など原子力発電所運営を適正化する
   - 科学的に安全性が立証された場合、既設の原子力発電所の寿命を延長する。
2. SMR に適した許認可体制の完備・政策的な支援の強化
   - 革新型 SMR の開発段階から SMR に適した許認可体制を準備し、適切な時期に適用する
   - 格納容器の基準緩和、原子力発電所周辺の疎開区域の縮小、安全システムなど SMR に適合した安全基準を策定する
   - 各省庁（科学技術情報通信部、産業通商資源部および原子力安全委員会）に分散している SMR 関連の政策を統括する組織を新設し、政策的支援を統合する
3. 商用化戦略の策定
   - 革新型 SMR 第 1 号機の建設計画を早期に策定する
   - 老朽化した石炭火力発電所、産業団地用の熱併給発電所などの既設発電所を SMR に代替する中長期計画を策定する開発途上国などに対する輸出戦略を策定する

1.7.1.4. 【核融合炉の開発支援】[318]

韓国の文部科学技術省は、K-DEMO プロジェクトに約 1 兆ウォンを出資する予定である。その

---

316 KED Global、2021/12/27、韓国政府、小型モジュール原発技術を支援

317 JETRO、2021/7/2、韓国産業界、原子力産業の活性化と SMR の早期商用化を提言、https://www.jetro.go.jp/biznews/2021/07/42a95068b5fb8125.html

318 World Nuclear Association HP, 2021/8 更新, Nuclear Fusion Power, https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-fusion-power.aspx

うち約 3,000 億ウォンはすでに資金提供されている。プロジェクトが 2016 年を通して続く第 1 段階で約 2,400 人を雇用すると予想されている。

1.7.2. 各炉型開発内容

1.7.2.1. 軽水炉

原子力政策上の位置付け

輸出拡大を目指して開発されており、米国では NRC の設計認証を取得している。同設計を欧州向けに修正した EU-APR も 2017 年、欧州電気事業者要件（EUR）の認証審査を通っている。

開発炉型

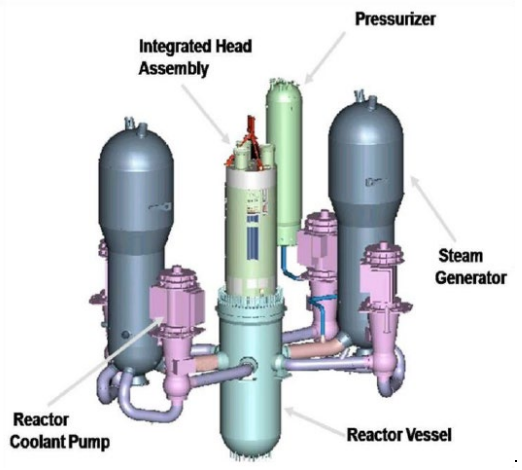
(1) APR1400(Advanced Power Reactor 1400)

①技術的特徴

設計概要[319]

韓国電力公社（KEPCO）は、韓国における原子力発電の安全性向上、経済性向上及び信頼性向上を目的として、さまざまな工学的改善を盛り込んだ進化型原子炉である APR1400 を設計した。この原子炉は 1400MWe の PWR で、高性能で安全な原子炉運転条件を提供するために、革新的な動的安全系と静的安全系を利用している。OPR1000 を発展させ、より高い安全性と耐震性を備えた設計となっている。安全性と経済性を両立させるという理念のもと、さまざまな電力会社の要件に合わせることができる、世界中に展開可能な設計として開発された。KEPCO は、原子力産業における建設、運転及び廃炉の分野における豊富な経験を生かし、これまでの取り組みから学んだ教訓を取り入れている。

表 1.7.2-1 APR1400 設計の概要



□仕 様

炉 型 ： PWR
減速材／冷却材：軽水
原子炉圧力 ： 15.5MPa
原子炉温度 ： 323.9 ℃
熱出力： 3983MWt
電気出力： 1400MWe
出力密度：100.5 MW/m^3
設計寿命：60 年
燃 料 ： UO2
再処理：なし
燃料濃縮度 ：平均 2.66%／最大 4.65%
運転サイクル ：18 ヶ月

[319] IAEA, 2020/05/15, ARIS Status Report - APR1400 (KEPCO E&C/KHNP), https://aris.iaea.org/PDF/APR1400_2020May.pdf

	□**開発段階**：韓国及び米国で DC 取得済（運転中：2 基、建設中:8 基） □**特 徴**：既設 PWR の改良設計

APWR の特徴

APR1400 の全体配置は、ツインユニットコンセプトを基本に、放射性廃棄物処理建屋や入退室管理建屋を含む複合建屋などの共通設備で設計されている。また、格納容器棟の周囲には、安全設備や機器を収容する補助建屋が配置されている。APR1400 は PWR であり、原子炉建屋は格納容器建屋と基本的に一致している。格納容器は、鋼鉄製ライナーを備えたポストテンション円筒形コンクリート壁と鉄筋コンクリート製内部構造で構成されている。格納容器には、原子炉、蒸気発生器、加圧器、原子炉冷却材ループ、原子炉格納容器内補給水貯蔵タンク（IRWST）及び補機類の一部が収納されている。タービン建屋には、タービン発電機、復水器、予熱器、復水・給水系、その他発電に関連する設備が設置されている。

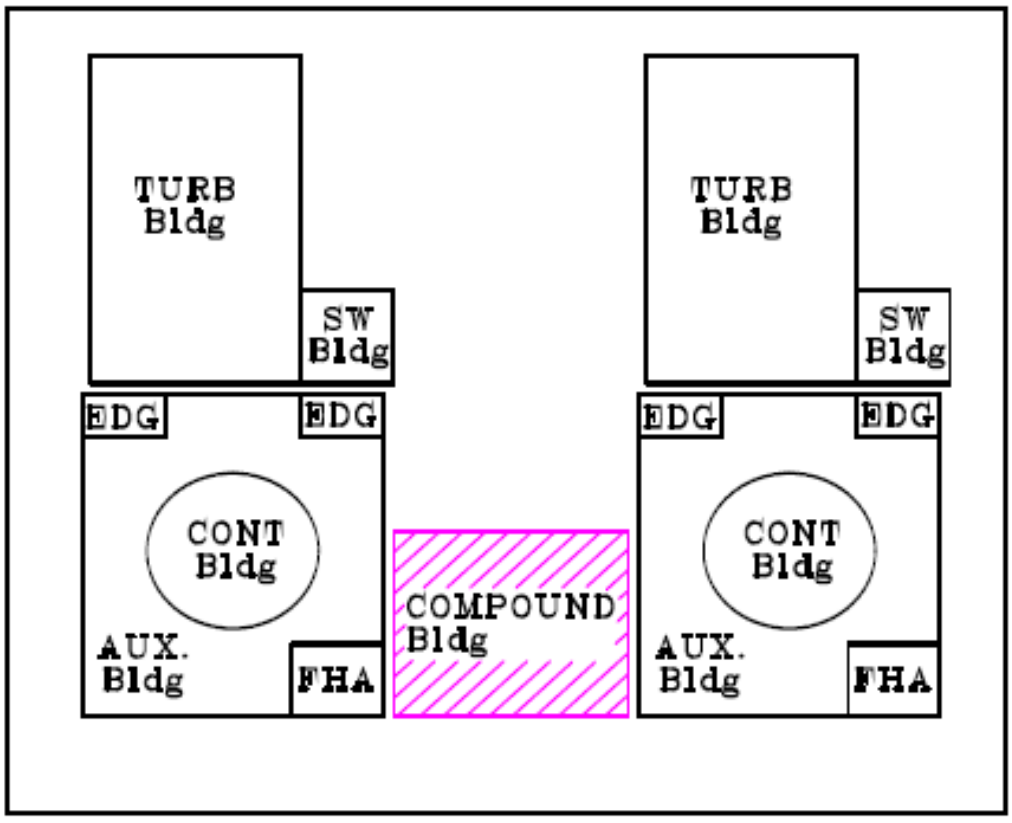


図 1.7.2-1　APR1400 のプラント配置図 [320]

[320] IAEA, 2020/05/15, ARIS Status Report - APR1400 (KEPCO E&C/KHNP), https://aris.iaea.org/PDF/APR1400_2020May.pdf

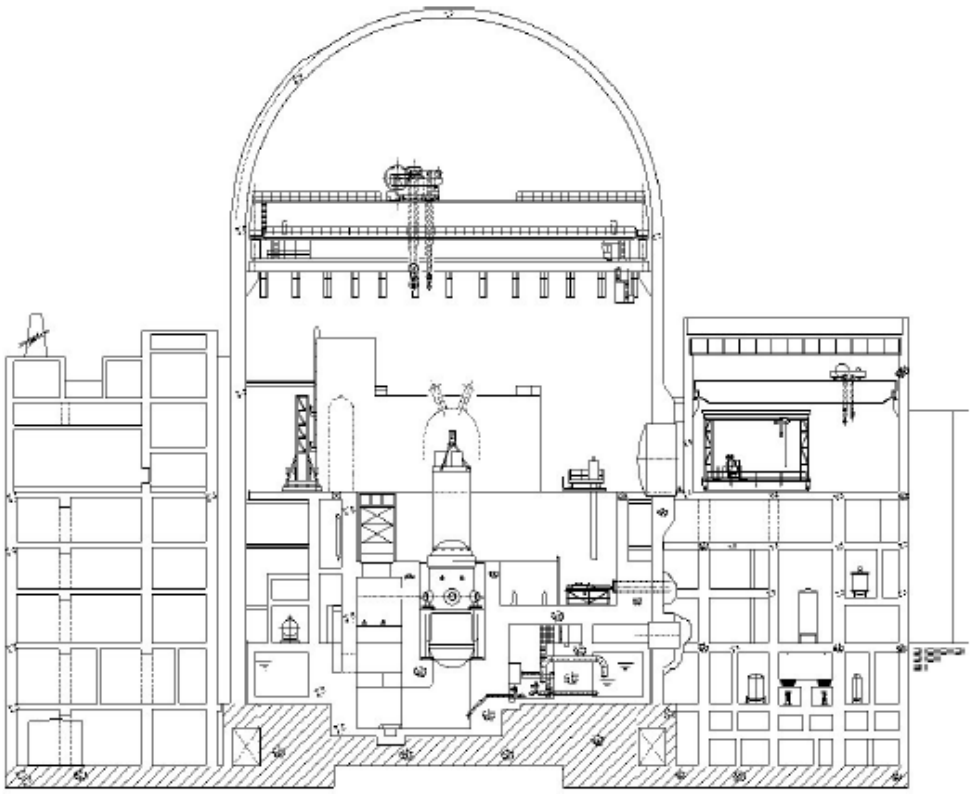


図 1.7.2-2　APR1400 の原子炉建屋断面図 [319]

APR1400 は、2 つの冷却材ループを持つ PWR である。原子炉容器、蒸気発生器、原子炉冷却材ポンプ、加圧器及び関連配管が RCS の主要構成要素である。原子炉容器には、蒸気発生器 1 台と原子炉冷却材ポンプ 2 台を含む 2 つの並列熱伝達ループが接続されている。加圧器 1 基は原子炉容器ホットレグの 1 つに接続されている。すべての RCS 構成機器は原子炉格納容器内に設置されている。

原子炉の炉心は、二酸化ウラン（UO2）燃料を含む燃料棒でできた 241 体の燃料集合体で構成されている。

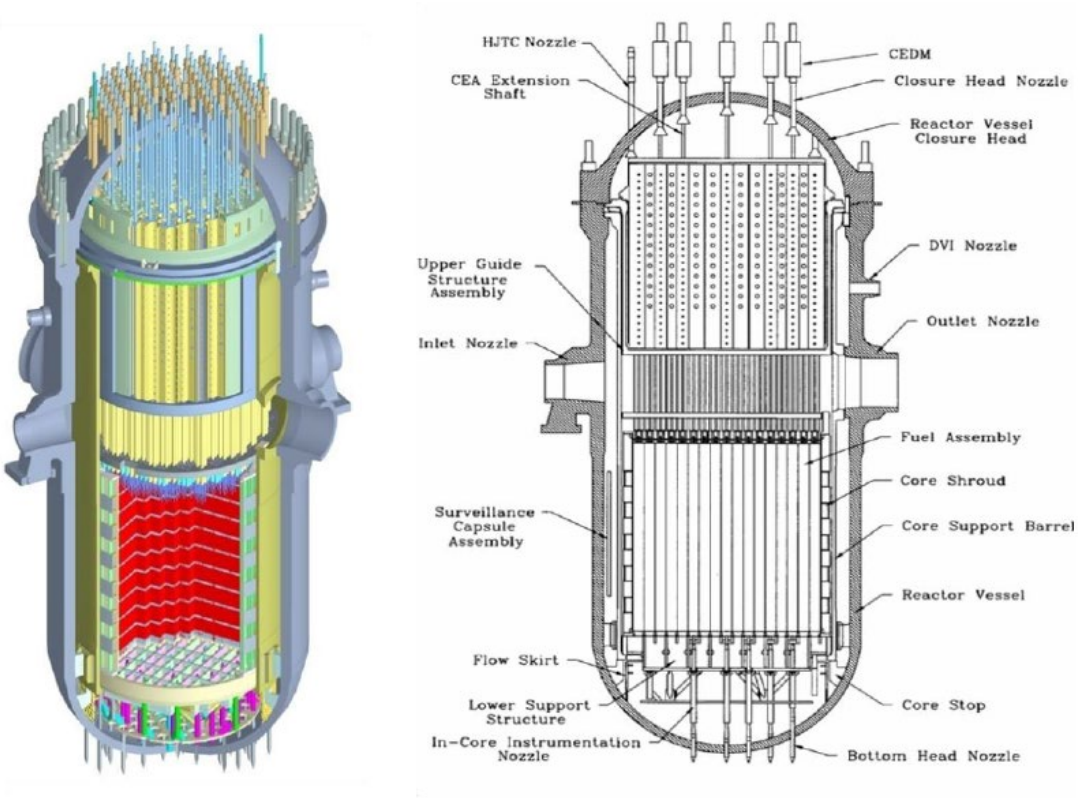


図 1.7.2-3　APR1400 の原子炉炉心と炉内構造物 [319]

モジュール工法は格納容器ライナープレートとステンレス鋼ライナープレートに適用され、この工法は原子炉内部や復水器などの機器の製作にも適用された。デッキプレート工法は、機械・電気設備の建設及び据付に適用された。新古里 3・4 号機の建設には、炉内構造物モジュール化技術、機械・構造物複合モジュール化技術が適用されている。統合ヘッドアッセンブリーは、RPV ヘッド部の全構造を 1 つのアセンブリに結合・統合し、ヘッド部機器の取り付け・取り外しのための燃料取替時間を短縮するための構造である。また、統合ヘッドアセンブリは、RPV ヘッドの分解・組立時間を短縮するため、保守要員の被曝低減にも貢献している。

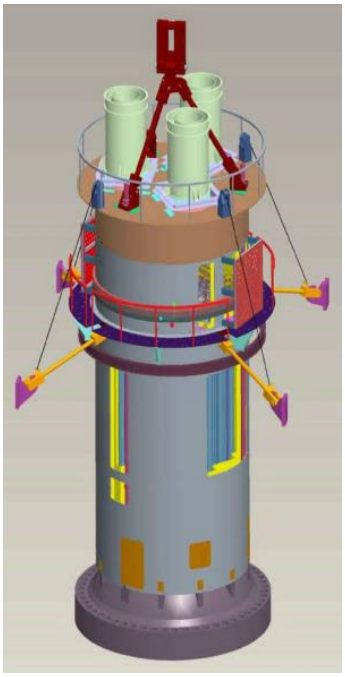


図 1.7.2-4　APR1400 の統合ヘッドアセンブリ [321]

②経済性

経済性に関する目標として、競争力のあるエネルギー源に対して 20%のコスト優位性を挙げている。

③開発主体の概要

APR1400 の開発主体は、韓国電力公社（KEPCO）E&C である。

④導入先及び用途

APR1400 は、発電用電力発電所として韓国とアラブ首長国連邦（UAE）で運転中及び建設中である。韓国では 2 基が運転中、4 基が建設中、UAE では 2 基が運転中、2 基が建設中である。

⑤政府支援の内容

APR1400 の開発に関する政府支援の内容は確認できなかった。

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

韓国では、2006 年 8 月に APR1400 の初号機である新古里 3・4 号機の建設プロジェクトが開始され、主要供給契約と建設契約が締結された。3 号機は 2015 年 10 月 30 日に、4 号機は 2019 年 2 月 1 日に運転認可（OL）が発給された。試運転と起動試験の成功により、3 号機は 2016 年 12 月 20 日、4 号機は 2019 年 8 月 29 日に商業運転を開始した。新ハヌル 1・2 号機建設プロジ

[321] IAEA, 2020/05/15, ARIS Status Report - APR1400 (KEPCO E&C/KHNP), https://aris.iaea.org/PDF/APR1400_2020May.pdf

ェクトは、最終段階に入っている。新古里 5・6 号機の建設プロジェクトは、5 号機が 2023 年 3 月、6 号機が 2024 年 6 月の商業運転を目標に進行中である。

2009 年 12 月 27 日、UAE と韓国は、アラブ諸国初の原子力発電所である UAE 向け APR1400 4 基の供給に関する契約を締結した。バラカ原子力発電所 1、2 号機の予備安全解析書（PSAR）を 2010 年 12 月に連邦原子力規制庁（FANR）に提出し、2012 年 7 月に建設許可（CL）が発給された。1 号機は 2012 年 7 月、2 号機は 2013 年 5 月に建設が開始された。2015 年 3 月に 1・2 号機の FSAR が FANR に提出され、1 号機は 2020 年 2 月に運転認可を取得している。

APR1400 は、米国 NRC の設計認証（DC）を 2019 年に取得しているほか、2017 年に欧州ユーティリティ要件（EUR）の認証も取得している。

安全機能の特徴

APR1400 の開発方針の 1 つは、韓国における原子力発電所の設計、建設及び運転で得られた実証済みの技術と重要な経験を用いて、安全性レベルを大幅に向上させることであった。原子力発電所における安全性と経済性は相反するものではなく、安全性の向上は所有者の投資保護の向上にもつながるため、同じ方向に進むことができる。そのため、安全性を最優先して設計が進められた。この方針を実現するため、APR1400 は、定められた許認可設計基準に従って許認可規則に適合するように設計されていることに加え、十分な安全裕度を持って設計されている。

APR1400 は、環境への放射性物質の放出を防ぐ連続的なバリアを含む 5 段階の防護レベルで実施される深層防護概念に基づいて設計されている。深層防護戦略は、事故を防ぎ、もし失敗しても、その潜在的な影響を抑え、より深刻な状態への発展を防ぐことである。

安全解析では、想定されるすべての運転事象や事故条件から生じる結果に対処しなければならない。これには、設計上考慮されている事故（設計基準事故、DBA と呼ばれる）だけでなく、放射線リスクの高い施設や活動ではシビアアクシデントを含む設計基準を超える事故も含まれる。APR1400 の安全解析は、想定される広範な運転事象及び想定事故に対して、構成機器、常用系及び安全系の性能を実証するために実施された。安全解析は決定論的手法に加え、確率論的安全評価（PSA）も用いている。

【水素制御系】

炉心損傷事故では、設計基準 LOCA 時よりも多くの水素が発生するため、水素制御系は、100%燃料被覆管金属-水反応による水素発生に対応し、炉心損傷事故時の格納容器内の平均水素濃度を10%に制限するように設計されている。HMS は、格納容器内に設置されたイグナイター（グロープラグ点火装置）と受動的触媒再結合装置（PAR）で構成されている。PAR は、水素の放出速度が穏やかまたは遅いと予想される事故シーケンスのために機能し、格納容器内に一様に設置されている。一方、イグナイターは、水素の急速な放出が予想される非常に低い確率の事故において PAR を補完するものであり、格納容器健全性を維持するように制御された方法で水素の燃焼を促進するために水素放出源の近くに設置されている。

【原子炉キャビティ冠水系】

原子炉キャビティ冠水系は、下図に示すように IRWST に接続された 2 系統からなり，各系統には 2 台の隔離弁が設置されている。シビアアクシデント時に 2 つの隔離弁が開放されると、水頭差による重力で IRWST から原子炉キャビティにキャビティ冷却水が供給され，キャビティ内の炉心デブリ冷却、FP 放出スクラブ及び溶融コリウム-コンクリート相互作用（MCCI）の緩和が行われる。

【炉容器外部冷却系】

炉容器外部冷却系は、シビアアクシデント条件下でコリウムの炉内保持を目的としたシビアアクシデント緩和系として実装されている。炉容器外部冷却系はシビアアクシデント条件下でのみ使用されるため、安全裕度をベースに設計されている。下図に示すように、1 系統の停止時冷却ポンプと関連する弁、配管、計装制御装置が、ホットレグ のレベルまで原子炉キャビティを初期に浸水させるために備えられている。停止時冷却ポンプによる初期浸水後、溶融炉心からの崩壊熱による沸騰よりも大きな流量で原子炉キャビティを再充填するために、ホウ酸補給水ポンプが利用される。

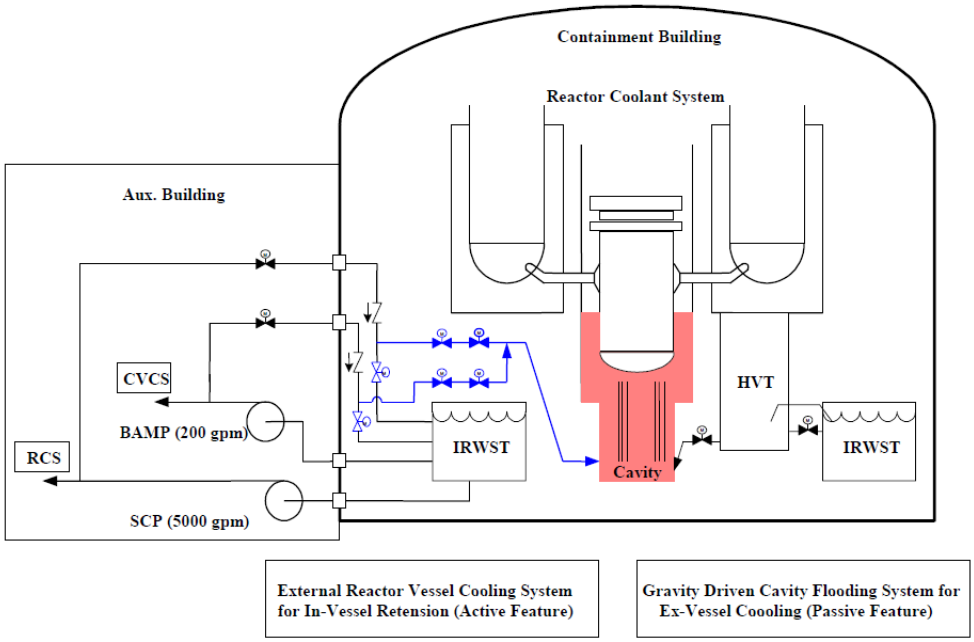


図 1.7.2-5　炉容器外部冷却系及び原子炉キャビティ冠水系 [322]

規制・安全性に関する個別事項

- PRA

APR1400 設計の定量的安全目標は、確率論的アプローチで設定された。

・　炉心損傷頻度（CDF）は、内部及び外部起因事象で 10-5/炉年、単一事象及び高圧力状態で

[322] IAEA, 2020/05/15, ARIS Status Report - APR1400 (KEPCO E&C/KHNP), https://aris.iaea.org/PDF/APR1400_2020May.pdf

発生した事象で 10-6/炉年を超えないこと。
- 格納容器破損頻度は、10-6/炉年以下とすること。
- 格納容器破損による炉心損傷発生後 24 時間の敷地境界での全身線量が 0.01Sv（1rem）を超えないこと。

• 深層防護の具体的適用（前段否定）

APR1400 設計における深層防護概念は、環境への放射性物質の放出を防ぐ連続的なバリアを含む 5 段階の防護レベルで実装されている。深層防護戦略は、事故を防ぎ、もし失敗しても、その潜在的な結果を制限し、より深刻な状態への進展を防ぐことである。5 段階の防護レベルは、あるレベルが失敗すると、次のレベルが機能するように実装されている。

• 外部事象への対処

APR1400 の設計とプラント配置は、人為的な悪意のある外部からの影響等からプラントを本質的に保護する様々な方法で安全性とセキュリティに配慮している。

外壁は厚いコンクリート、内壁は多数の壁で構成され、安全上重要な機器を防護している。補助建屋は物理的に 4 つに区切られており、十分な物理的分離とバリアを提供している。

• 等級別アプローチ

APR1400 の等級別アプローチに関する情報は確認できなかった。

• EPZ の設定方法

APR1400 に対する EPZ は、半径 8km とされている。

• ソースターム

APR1400 のソースタームに関する情報は確認できなかった。

1.7.2.2. 小型モジュール炉

原子力政策上の位置付け

2015 年 1 月、特に中東の海水淡水化向けに小型炉技術の輸出・建設を担う唯一の事業体として、サプライチェーン企業 6 社の支援を受け、SMART Power Company（SPC）が発足した。

開発炉型

(1) SMART(System-Integrated Modular Advanced Reactor)[323]

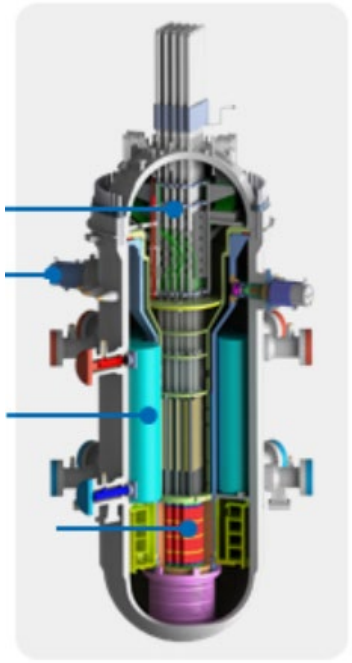
①技術的特徴

SMART は、加圧器、蒸気発生器、原子炉冷却材ポンプなどの主要機器を 1 つの原子炉圧力容器に収めた一体型の小型原子炉である。原子炉圧力容器を一体化して配置することにより、大口径配管の接続をなくし、大破断冷却材喪失事故（LB-LOCA）を本質的に排除することができる。

[323] Smart Power 社 HP、http://smart-nuclear.com/tech/design.php

NSSS は、炉心、蒸気発生器、原子炉冷却材ポンプ、制御棒駆動機構、原子炉圧力容器内および原子炉閉鎖ヘッド内の炉内構造物から構成されている。一次冷却系は、通常運転時には原子炉冷却材ポンプによる強制循環を基本としている。非常時には自然循環も可能である。

表 1.7.2-2　SMART 設計の概要 [98]

 （出典：smart-nuclear.com）	□仕様 炉型：IPWR 減速材／冷却材：軽水 原子炉圧力（1 次／2 次）: 15.7／5.8 MPa 原子炉入口／出口冷却材温度：296／322 熱出力：365 MWt 電気出力：107 MWe 出力密度：62.62 MW/m^3 設計寿命：60 年 燃料：UO2 再処理：- 燃料濃縮度　：5%以下 燃料交換サイクル：30 カ月 □開発状況：許認可取得済み（韓国での標準設計承認（SDA）） □特徴：海水淡水化、プロセス熱利用との結合可能

②経済性

システムの簡素化、部品のモジュール化、建設期間の短縮、プラントの高稼働率化による経済性の向上を図っている。具体的なコスト情報等は確認できなかった。

③開発主体の概要

SMART 炉は、韓国原子力研究所（KAERI）が開発している。2010 年、韓国電力公社（KEPCO）主導の韓国企業 13 社のコンソーシアムが 1,000 億ウォン（約 100 億円）を公約し、設計作業を完了した。

2015 年 1 月には、中東を中心とした海水淡水化のための SMART の輸出・建設を担当する事業体として、サプライチェーン 6 社の支持を得て、SMART Power Company Ltd（SPC）を発足した。韓国科学 ICT・将来計画省（MSIP）は、SMART 輸出協力活動や民間企業を支援するため、政府政策調整室、省庁、外務省と政府支援協議機関を結成した。

2015 年 3 月、KAERI は、サウジアラビアのアブドラ国王原子力・再生可能エネルギー都市(KA-CARE)と協定を締結し、SMART 炉を 2 基以上建設する可能性を評価した。2018 年 11 月までの間、FOAK 工学設計と建設準備を含め、共同研究を行った。2019 年 9 月、SMART のサウ

ジアラビアでの商用化に向け、韓国－サウジアラビア間で技術協力を開始した。[324]

④導入先及び用途

SMART は、発電、海水淡水化、地域暖房、産業用プロセス熱、小規模または孤立した送電網に適した多目的用途原子炉である。SMART は、人口 10 万人の都市の電力と淡水の需要を満たすのに十分な単位出力を有している。これまでには、サウジアラビアやヨルダン等の中東の国において導入検討がされている。

⑤政府支援の内容

韓国の原子力計画では、SMART 炉の建設や輸出推進が盛り込まれている（1.7.1.1 参照）。資金投入等に関する具体的な取り組みが確認できなかった。また、2020 年 12 月に開催された第 9 回原子力振興委員会で、SMR の開発に今後 8 年間で 4,000 億ウォン（約 400 億円）の投資を行うため予備妥当性調査の推進が決定されている。[325]

⑥規制、安全性に対する考え方

許認可状況

SDA の審査プロセスは、2009～2012 年に実施され、2012 年 7 月に SDA が発行された。

安全機能の特徴

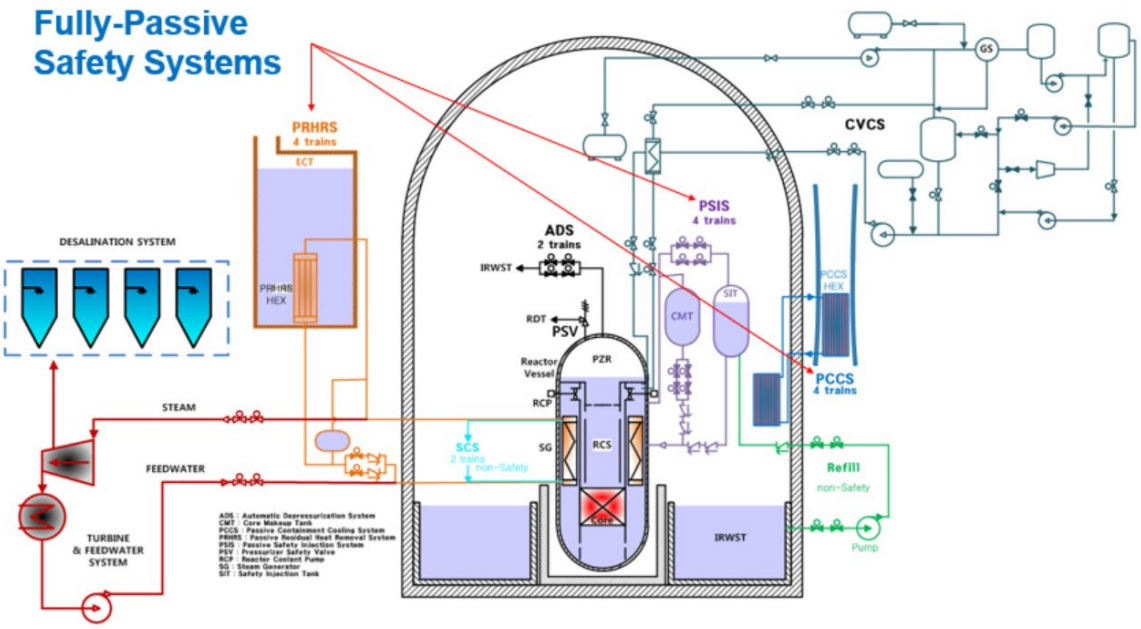
SMART は、いくつかの安全機能を強化した設計になっている。パッシブ残留熱除去システムは、福島型事故に対して 3 週間の猶予期間を確保することができる。パッシブ水素除去システムにより、水素爆発を防ぐことができる。大型格納容器により、低水素濃度と航空機の衝突防止を確保する。SMART は燃料の破損を最小限に抑え、容器の破損を防ぐために受動的な容器外冷却機能を採用した。

SMART は、4 系列のパッシブ格納容器冷却システム（PCCS）、20 日以上残留熱を除去するパッシブ残留熱除去システム（PRHRS）、LOCA（冷却材喪失事故）時に炉心を緊急冷却する 4 系列のパッシブ安全注入システム（PSIS）、水素爆発を防ぐパッシブ水素除去システム（PHRS）というフルパッシブのシステムを備えている。[323]

---

[324] WNA “Nuclear Power in South Korea”(2022 年 3 月更新)、https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx

[325] JETRO、2021/7/2、韓国産業界、原子力産業の活性化と SMR の早期商用化を提言、https://www.jetro.go.jp/biznews/2021/07/42a95068b5fb8125.html



図：SMART 炉の自動的安全機能 [323]

規制・安全性に関する個別事項 [326]

- PRA
  - SMART の CDF は原子炉年あたり 1.0E-07 以下、LERF は原子炉年あたり 1.0E-08 以下を目標としており、これは稼働中の PWR の約 1/10 である。

- 深層防護の具体的適用（前段否定）
  - SMART の設計では、あらゆるレベルの安全機能を採用・実装することで、深層防護コンセプトを実現している。
    - ✧ レベル 1 ：異常動作や故障を最小化
      システムの簡素化、部品の最小化、完全自動化されたデジタル制御とマンマシンインターフェースシステム設計により達成される。SMART 計装制御・マンマシンインターフェースシステムは、オペレーターと I&C システムの一体型システムとして設計されている。通常のプラント運転モードでのワンマン運転は、SMART 制御室設計の目的の一部である。異常運転が発生する可能性を低減することができる。
    - ✧ レベル 2 ：異常時の制御、故障の検出
      全自動制御やマンマシンシステムにより、異常運転は最小限に抑えられる。システムを簡素化し、部品を最小限にすることで、故障の検出が容易になる。例えば、負荷追従運転時の冷却水量変化を最小にする SG 入口温度制御ロジックや、キャンドモータタイプの RCP ではシール注入系を不要とした。これらの機能により、化学量制御システム（CVCS）の充放電流量の変化を最小限に抑え、その結果、

[326] IAEA, 2011, SMART Status Report, https://aris.iaea.org/PDF/SMART.pdf

PZR レベルを利用して未確認の冷却材漏れを検出することができる。また、SMART 炉心モニタリングシステム（SCOMS）と SMART 炉心保護システム（SCOPS）は、異常運転への即時対応とシステム故障の検知に貢献している。

✧ レベル 3：設計基準内での事故の制御

信頼性が高く、要求に応じてアクティブまたはパッシブに機能するように設計された SMART 工学的安全機能（ESF）と原子炉保護システムによって満たされる。内部補給水貯蔵タンク（IRWST）-サンプに大きな水タンクを持つアクティブ安全注入システム（SIS）は、事故時の冷却材在庫管理を保証する。アクティブ SIS、パッシブ残留熱除去システム（PRHRS）、IRWST-sump、格納容器スプレーシステム（CSS）は、設計基準事故に対するプラントの安全性を確保する。放射線閉じ込めの最終障壁として、鋼鉄で覆われた格納容器は、追加の多重防護として機能する。

✧ レベル 4：事故進展の防止と過酷事故による影響の緩和を含む過酷なプラント状態の制御

このレベルは、炉内保持（IVR）および炉外冷却（ERVC）コンセプトによって実現される。冷却材喪失事故が発生すると、SIS と CSS が炉心露出を防ぎ、原子炉システムから流出した冷却材が原子炉キャビティに流れ込み、ヒートシンクとなる。これらの受動的手段は、IVR と ERVC の概念を実現するものである。

- 外部事象への対処
  - サイト依存の内的・外的ハザードに関しては、特に先進的な革新的型原子炉と同様の設計要件となる：地震、航空機の衝突、爆発圧力波、内部ハザード、放射線防護（アクセス性、遮蔽、換気等）等。

- 等級別アプローチ
  - 情報なし。

- EPZ の設定方法
  - 情報なし。

- ソースターム
  - 情報なし。

1.7.2.3. 核融合

原子力政策上の位置付け

韓国における核融合エネルギーの開発は、2007 年 3 月から「核融合エネルギー開発促進法」に基づいて進められている。この法律に従い、韓国国内の核融合研究開発マスタープランは 5 年毎

に修正される。以下の 3 つの主要な研究開発がそれぞれの目的で進められている。[327]

- KSTER：プラズマ物理と先進的なシナリオ開発のため
- ITER：プラズマ燃焼、核融合工学、国際共同研究のため
- K-DEMO：核融合発電プラントのために 2041 年までに建設する

韓国の科学情報通信部（Ministry of Science and ICT、MSIT）は、2021 年 12 月 31 日に、強力な磁気を使用するトカマクの性能を向上させることによってコア技術を確保するという挑戦的な目標を発表した。そこでは、2050 年代に核融合発電を実証するために 2023 年までに実証炉の概念設計を行うことが求められている。[328]

開発炉型

(1) K-DEMO（Korean fusion DEMOnstration reactor）

①技術的特徴 [329]

K-DEMO の建設と運転は 2 段階で行われることが計画されている。第一段階では、発電（エネルギー増倍率 Q＞1）とトリチウムサイクルの実証に加えて、機器・材料の試験施設としても利用される。第 2 段階では炉内機器をアップグレードし、500MWe 規模の発電実証試験を行う。ITER とほぼ同じサイズの炉にすることで、ITER で培われた工学経験を最大限に活かすこと、高ベータではなく高磁場を追求すること、ダブルヌルダイバータを採用することなどが特徴的である。

表 1.7.2-3　K-DEMO 設計の概要

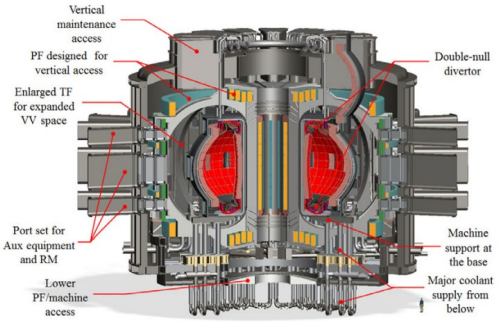
□イメージ図 [330]	□仕 様 [203] 炉形式：トカマク型（トーラス形状） 核融合出力　：2870MW エネルギー増倍率 [329]　：Q>1（第一段階） 大半径/小半径　：6.8m/2.1m プラズマ電流　：17MA トロイダル磁場　：7.4T 加熱入力　：120MW

[327] D. W. LEE, 2019/5, Reconsideration of Korean DEMO role and future step for more actual fusion energy roadmap, https://www.kns.org/files/pre_paper/41/19S-327-%EC%9D%B4%EB%8F%99%EC%9B%90.pdf

[328] Aju Business Daily, 2021/12/31, Government roadmap calls for preliminary concept design of demonstration reactor in 2023, https://www.ajudaily.com/view/20211231125131521

[329] 小田卓司 他, 2016, 韓国における核融合工学研究の紹介, J. Plasma Fusion Res. Vol.92, No.10, 735-740, http://www.jspf.or.jp/Journal/PDF_JSPF/jspf2016_10/jspf2016_10-735.pdf

[330] K. Kim et al., 2015, Design concept of K-DEMO for near-term implementation, Nucl. Fusion, Vol. 55, 053027, https://iopscience.iop.org/article/10.1088/0029-5515/55/5/053027

	□開発段階：2012 年に概念設計のための調査を開始し、2037 年までの建設を目指している。 □特 徴：ITER と同程度のサイズで発電やトリチウムサイクルの実証を目的とする。

②経済性

該当する情報は見つからなかった。

③開発主体の概要

ニュージャージー州にある DOE のプリンストンプラズマ物理研究所（PPPL）および韓国の国立核融合研究所（NFRI）が協力して、プロジェクトを実施している。

④導入先及び用途

K-DEMO は ITER からの商用原子炉に向けた次のステップとなることを目的としている。第 1 段階では、発電とトリチウムサイクルの実証に加えて、機器・材料の試験施設としても利用される。第 2 段階では、炉内機器をアップグレードして 500MWe 規模の発電実証試験を行う予定である。

⑤政府支援の内容 [318]

韓国の文部科学技術省は、K-DEMO プロジェクトに約 1 兆ウォンを出資する予定である。そのうち約 3,000 億ウォンはすでに資金提供されている。プロジェクトが 2016 年を通して続く第 1 段階で約 2,400 人を雇用すると予想されている。K-DEMO は、電力を生成する第 2 段階のコンポーネントを開発するために約 2037 年から 2050 年までの初期運用段階を持つと予想される。

1.8. 革新炉の規制、安全性に対する行政機関の考え方

1.8.1. 国際機関での議論、評価

1.8.1.1. IAEA の SMR 規制者フォーラムでの議論[331]

国際原子力機関（IAEA）は 2015 年、SMR 開発国の規制当局を中心に SMR の規制に関する知見や経験を共有する SMR Regulator's Forum（SMR 規制者フォーラム）を設置した。

フォーラムの活動により、以下のような成果が期待されている。

- 規制問題に関する立場の表明
- IAEA 文書の改訂または新規文書の提案
- 規制当局が規制の枠組みを強化するために役立つ情報
- 規制上の課題に関する報告及び今後の方向性に関する議論
- 国際的な規範や基準の変更に関する提案

2015 年～2017 年までフェーズ 1 （Pilot Project）を実施し、等級別アプローチ、深層防護、EPZ の 3 つのテーマについてそれぞれのワーキンググループで検討し、報告書をまとめた。[332]

2017 年～2020 年に実施されたフェーズ 2 では、①許認可に向けた課題、②設計と安全解析、③製造、建設と運転の 3 つのテーマについてそれぞれのワーキングループで議論をしている。

2020 年 11 月、フォーラムの運営委員会は、フェーズ 2 を実施した 3 つのワーキンググループで、2021 年に開始されるフェーズ 3 の作業テーマを選定した。

以下では、2021 年 6 月に公表されたフェーズ 2 の成果報告書における、①許認可に向けた課題、②設計と安全解析に関する主な議論内容をまとめる。

【①許認可に向けた課題】

このワーキングループでの議論は、次の 3 つの課題に分かれている。

a.主な規制関与

b.初号機（First of a kind, FOAK）と後続機（Nth of a kind NOAK）設計の許認可課題

c.複数モジュール/ユニット施設の許認可

以下ではそれぞれの議論の概要を紹介する。

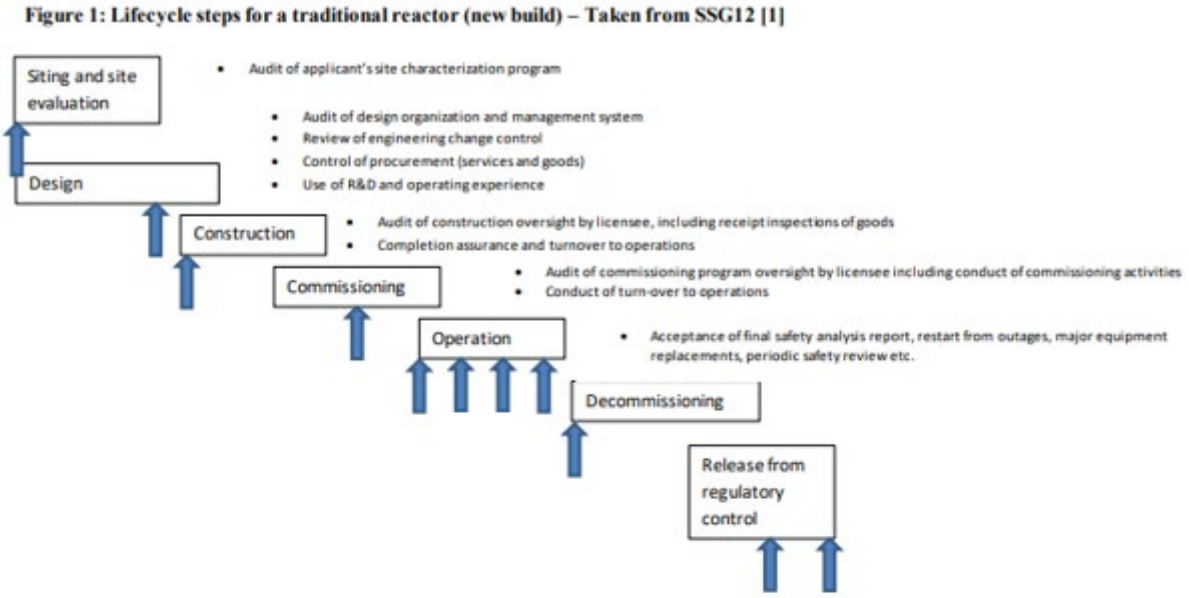
a.主な規制関与

- SMR プロジェクトは、工場での製造と試験、新しい建設と試運転方法、長期運転と保守のための新しいプログラムに至るまで、従来の原子力新規建設プロジェクトとは多くの違いをもたらす可能性がある（下図は従来のプロジェクトの段階と、SMR プロジェクトの段階の例を示す）。これらは、SMR の許認可プロセスの段階（IAEA SSG-12「SSG-12 原子炉等施設に対する許認可」に定義されている）に変更を与える可能性がある。規制関与がどこで追加されるかは、各段階におけるリスクレベルによって決められる。最初のプラン

[331] IAEA SMR Regulators' Forum Phase 2 Summary Report (2021)

[332] 各テーマに関するフェーズ 1 の主な議論については、令和 2 年度の調査報告書を参照。

トプロジェクトは、運転経験がないため、プラントが運転を開始すると、追加的な規制関与が導入される可能性がある。



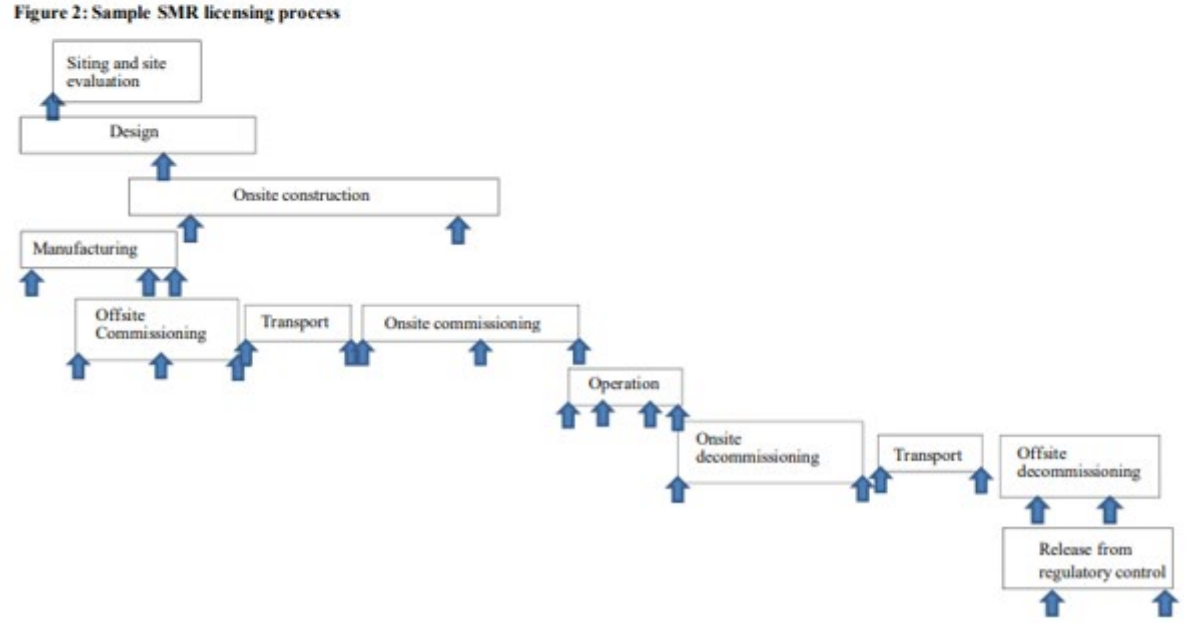


図 1.8.1-1　従来の従来の原子力新規建設プロジェクトと SMR 建設プロジェクトの段階分けの例（出典：Phase II Summary Report）

b. FOAK と NOAK の設計の許認可課題

ワーキンググループの共通の見解は以下の通り：

- 規制当局は、FOAK 設計の何が違うのか、そしてそれらが NOAK 設計に向かってどのように進化していくのかを理解することが有益である。
- 規制当局は、SMR 市場には多くの新規参入者がおり、その中にはより成熟したプレイヤー

（経験豊富な原子力発電所運営者）に期待される経験（ベンダーと許認可申請者の両方）を持っていない可能性があることを念頭に置く必要がある。

- FOAK 設計の場合、その設計の運転経験がないため、追加的な実証要件が予想される。
- 規制当局は、評価/配備される技術に関して、彼らが持つ経験量も考慮しなければならない。必要であれば、規制に関する知識を深めるための的を絞った訓練プログラムを検討する必要がある。
- 規制当局は、どのような設計タイプであっても、ライフサイクルを通して安全を確保するための十分な柔軟性を持つ必要がある。特に FOAK SMR 設計と NOAK 設計に発展する場合、その柔軟性が必要である。
- 規制当局は、進化する技術に対応する形で、すべての SMR 認可段階（例えば、設計、建設、運転、廃炉）において得られた教訓を考慮することができる必要がある。
- 規制当局は、設計が FOAK から NOAK に進化する際に、規制の枠組みを安定させ、高いレベルの安全原則と等級的アプローチの適用を強化する必要がある。
- 規制当局は、FOAK 設計では、設計上の未知を克服するために十分なマージンを確保するために、追加機能を採用する可能性があることを強調する必要がある。これらは、追加の計装、スタートアップ制御、運転制御、試運転試験、あるいは初期運転時の制御を含むかもしれない。
- 規制当局は、FOAK 設計が NOAK 設計に進化する際に、モジュールごとの漸進的な設計変更がどのように安全性に影響するかを注意深く検討する必要がある。
- 規制当局は、安全性を維持または向上させながら、現実的に設計を進化させることのバランスを取る必要がある。

c. 複数モジュール/ユニット施設の許認可

ワーキンググループの共通の見解は以下の通り：

（SMR の所有者／許認可申請者のモデル）

- 規制当局は、原子炉の所有権（または共有）が異なる組織によって所有／資金提供される可能性があるとしても、単一の許認可取得者（ライセンシー）を期待している。
- 規制当局は、共用要員が認可施設の安全性を損なわないようにするため、ライセンシーが共用要員について明確な契約上の取り決めを行っていることを確認する必要がある。

（共有安全システム）

- 安全上重要な系統及び機器を共有する場合、規制機関は、プラント全体の合計的なリスクに対するリスクの寄与が考慮されていることを確認する必要がある。
- 規制当局は、セーフティケースにおいて、全てのモジュール/ユニットからの熱負荷の合算に対して、異常時及び事故時に必要な安全機能を発揮するための十分なヒートシンク容量があることを実証することを保証しなければならない。

（人員の共有）

- 規制当局は、安全上の理由で必要なときに、共有の人員やサービスが利用できることを保証するためのプロセスが実施されていることを要求しなければならない。

- 規制当局は、緊急時計画がサイト全体をカバーし、複数ユニットの事象を含むことを実証するよう求めるべきである。
- 規制当局は、サイト全体のセーフティケースに対して等級付けされた、セキュリティと緊急事態対応のためのサイト全体の訓練のための規定があることを保証すべきである。

（制御室の共有）

- 規制当局は、許認可プロセスにおいて、制御室スタッフの量、HFE への十分な配慮、及びライセンシーの構成管理プロセスの正当性を評価すべきである。
- 規制当局は、シミュレータを利用した訓練を奨励し、そのようなシミュレータ施設の場所について柔軟性を持たせるべきである。
- 規制当局は、共通制御室の喪失及び、運転員ミスが許認可基準に考慮されていることを保証すべきである。

【②設計と安全解析】

このワーキングループでの議論は、次の 3 つの課題に分かれている。

a.複数モジュール/ユニット施設の許認可課題

b.受動的安全性及び固有の安全性の使用における考慮点

c.設計基準外事象の評価

以下ではそれぞれの課題に関するワーキングループの主な見解を紹介する。

a.複数モジュール/ユニット施設の許認可課題

（深層防護）

- 深層防護の全てのレベル（1～5）において、複数モジュール/ユニッの影響を考慮することが重要である。関連する問題についての具体的な見解は以下の通りである。

（内部・外部ハザード）

- ユニットを連続的に建設または保守する場合、建設中、保守中または運転中のユニット／モジュールによるハザードが、隣接する運転中のユニットの安全性に影響を与えないこと、または安全性への影響が適切に考慮されていることを確認すべきである。

（開始事象の選定）

- 多ユニット SMR は、そのコンパクトな構成と近接性から、多ユニット原子力発電所よりも共有システムをより多く使用する可能性があり、したがって、開始事象の選択は、設計のこれらの側面を考慮する必要がある。

（系統・構造物・機器（SSC）の共有）

- SSC を共有する SMR 設計の場合、共有することで設計に重大な脆弱性をもたらす可能性があることを認識し、安全評価はすべての関連する安全上の意味を検討すべきである。

（リスク解析）

- 設計者と規制当局の両方が、単一ユニットの考え方を超えて考えることが有益である。これには、サイト上の様々な放射線源（例えば新旧原子炉、使用済み燃料プール）からのリスク

を集約する方法の開発を含む、サイト全体のリスクへの考慮の拡張が必要かもしれない。さらに、決定論的安全アプローチと確率論的安全アプローチの適切なバランスを達成する必要がある。

（緊急時対応）

- サイト内に複数のモジュール/ユニットが存在する場合、事故時にプラント関係者が直面する問題を悪化させる可能性がある。これらの問題は特定され、利用可能なリソースと緩和措置が適切であることが示されなければならない。

b. 受動的安全性及び固有の安全性の使用における考慮点

- FOAK が主張する性能における不確定要素の特定と対処
- 弱い駆動力の存在下での受動的系の信頼性の評価
- 設計プロセスにおける受動的及び動的機能の使用の最適化
- 受動的特性と設計固有の特徴を含む規定への単一故障基準の適用性
- 共通原因故障の扱いと多様化要件

c. SMR に関連する Beyond Design Basis Analysis の側面

（新規 SMR 設計の過酷事故の特性評価における課題）

- SMR の新しい設計特性については、放射性物質の放出や燃料の再配置を伴うバリア破壊の可能性を考慮し、いくつかの事象シーケンスや事故シナリオについて、「過酷」と判断される基準を特定する必要がある。
- SMR の設計者は、事故進展に対する複数の独立したバリアに基づく深層防護の原則が、 安全規定及びそれらの規定を実証する情報の中でどのように適用されているかを、当初から明らかにする必要がある。
- SMR 設計者は、非常に低い頻度の事象を含む、設計上想定できる過酷事故のシナリオを系統的に特定する必要がある。

（設計基準を超える条件）

- レベル 4 深層防護の安全機能は、合理的に実行可能な限りにおいて、想定されるすべての過酷事故のシナリオにおいて、基本的な安全機能、特に放射性物質の閉じ込め／封じ込めを確保するために必要である。

（大量放出や早期放出につながり得る事象推移や事故シナリオの現実的な排除）

- 大規模あるいは早期の放出につながる可能性のある事象シーケンスが現実的に排除されていることを体系的かつ弁解可能な形で示すには、決定論的解析と確率論的解析を適切に使用し、経験的情報を利用する必要がある。ファーストオブカインドの施設では、実用的な排除の実証は、運転経験がないことを考慮する必要がある。

1.8.1.2. 第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）での議論

第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）のリスク及び安全ワーキンググルー

プ（RSWG）は、2008 年に第 1 版を公表した GIF 基本安全アプローチの第 2 版を 2021 年 7 月に発行した[333]。ここでは、安全性に関する過去 10 年間の成果を踏まえたサマリーが記載されている。

【第 4 世代原子炉の安全原則】

- 更なる安全性の向上について：多くの国々で運転中の原子力発電所（第 2 世代）の安全レベルは既にとても良好と RSWG は認識している。第 3 世代原子炉（AP1000 や EPR）の定量的な安全目標値は野心的であり、福島第一原子力発電所事故の教訓が反映されている。知識及び技術の向上、並びに設計プロセス早期での安全原則の集中的な適用によって、第 4 世代原子炉の安全性を改善させることが可能である。この際、安全対策はシステムアーキテクチャにアドオン（後付け）されるのではなく、設計にビルトインされた形で反映される。
- 定量的な確率論的目標値について：第 3 世代原子炉のシビアアクシデント発生頻度目標値は 10^{-5}/炉年である。第 4 世代原子炉でこの値を更に低減することは正当化されず、むしろ逆効果の可能性もある。既に十分可能性が小さい確率論的安全目標値を厳しくすることは、設備及び運転の複雑度を増加させるため、日々の運転上の安全性が低下する一方で、シビアアクシデントの頻度に関して得ることが少ない。確率論的目標値は相対的な比較に用いるべきで、設計容認のための絶対値として用いるべきではない。経験の限られる第 4 世代原子炉については、深層防護レベルを充足し、シビアアクシデントの発生防止と緩和を拡大するために、主として決定論的方法により安全評価が行われる。
- 安全性の向上は幾つかの要素に同時に基づくべきである：ALARP 原則、意欲的な安全目標、革新的な技術の適用、事故の防止を重視して緩和をバックアップとすること、頑健な安全アーキテクチャの探求、及び安全証明の頑健性の改善を要求すること。
- 第 4 世代原子炉の多様性、及び設計及び評価のための統一アプローチの必要性により、従来の安全アプローチを再評価すべきである。
- 深層防護の原則は原子力産業に役立っており、第 4 世代原子炉の設計でも維持する必要がある。
- 第 4 世代原子炉の設計プロセスは、リスク情報活用アプローチにより行われるべきである（すなわち、決定論的手法と確率論的手法の両方を考慮する）。決定論的アプローチに加えて、PSA 及び補助ツールの使用を公式に採用することで、第 4 世代原子炉の安全性と経済性に良い影響が与えられると RSWG は信じている。
- プロトタイプやデモンストレーションに加えて、モデリング及びシミュレーションが設計と評価において重要な役割を演じるべきである。プロトタイプやデモンストレーションは高価であり、長いリードタイムの原因となる。モデリング及びシミュレーションの活用を増やすことで、設計候補をより広範に評価することができ、不確かさの低減と安全性の向上に繋がる。

[333] GIF, 2021, Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems Revision 2, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9366/risk-safety

【革新的システムの設計及び評価】

- 第 4 世代原子炉の設計基準は、安全上重要な状態について全ての範囲をカバーすべきである。単一の設計基準事故という従来の概念は潜在的な事故のスペクトラムにより置き換えるべきである。シビアアクシデント以外の事故については、被ばく影響により公衆を保護する措置を実施する必要がないよう設計で担保すべきである。シビアアクシデントについては、放射性物質の放出を低減し、オフサイト対策が不要にようにすることが目標となる。それでも対策が必要な場合は、実施に十分な猶予期間を設けて、時間と空間を制限するものとする。人口の一時的な避難でさえ必要ではなく、時間と空間が限られた避難所のみが想定されるべきである。 非常に大量のオフサイト放射性放出につながる可能性のある事故、または集団を保護するために必要な措置の適時の実施ができない事故は、物理的に不可能にするか、それができない場合、実質的に排除されたと見なすことができるよう、高い信頼度で極僅かな可能性にすべきである。
- 設計改善の目的及び実施。設計者は 4 つの補完的な方法に従うことができる。1）過去の経験からのフィードバックの批判的かつ体系的な調査と検討。2）費用便益分析に基づく ALARP 原則の意図的な採用による設計アプローチの合理化。3）網羅的、先進的、受容的、かつバランスの取れた方法で、多層防御の概念を実装する。4)シビアアクシデント状態のマネジメントを支援する手段の提供を通じて、シビアアクシデント条件の処理に特別な注意を払う。
- 安全証明の頑健性を達成すること。十分な信頼性レベルで、関連する不確かさと十分なマージン確保を理解し、従事者や公衆への影響を最小化しながら事故の進展を防ぐプラントの能力を実証するには、可能な限り自然現象と材料の物理的特性に基づくプラント設計の特徴によるべきである。
- 設計及び評価活動を支援する評価ツールを使用すること。PIRT、確率論的、決定論的、現象論的評価などの従来のツールの中で、プラントの設計と評価を支援するプロセスの一部として、安全アーキテクチャ全体の図式化を可能にする Objective Provision Tree と保護ラインの概念（notion of Line of Protection）が提案されている。

【2008 年以降の活動、及び福島第一原子力発電所事故対応】

2008 年に RSWG の基本安全アプローチ（BSA）が発表され、2011 年に福島事故が発生して以来、規制監督機能を持つ国際機関は、継続的な改善を確実にするために安全基準を見直してきた。学んだ教訓を統合し、既存の原子炉の運転と将来の原子力施設の評価に適用できる新しい要件/推奨事項を提供するために、特定の活動が開始された。重大な事故のマネジメントと外部ハザードに対処する能力に大きな重点が置かれ、以下の再検討に繋がった。

- 外部ハザードとその不確かさ
- 電気システムと最終ヒートシンクの頑健性
- 深層防護のさまざまなレベルでの予防/緩和策の独立性、
- 共通原因故障及び共通モード故障
- 使用済み燃料貯蔵施設の保護

- マルチユニットサイトおよびその他の核/非核施設に関する考慮事項
- 緊急管理システムの改善

【RSWG の今後の活動】

RSWG の今後の活動は、技術固有の安全設計基準とガイドラインの提案、特定の設計のための統合安全評価手法の実施、および横断的な安全関連の研究開発に重点を置く。第 4 世代の安全目標、目的、および要件は、IAEA 基準（IAEA SSR シリーズなど）に準拠している。安全要件に準拠する方法に関する推奨事項を規定する第 4 代システムの設計ガイドラインについても、IAEA の軽水炉設計ガイドライン（IAEA SSG シリーズなど）で使用されているアプローチとの整合性が高いことが期待される。

1.8.1.3. OECD/NEA

OECD/NEA は 2021 年に SMR に関する課題と機会を取り纏めた報告書を公開した[334]。この報告書では、SMR の機会を評価するために SMR 技術の包括的な概要が示されており、さらに重要なこととして、大規模な導入と経済的競争力を達成するために克服しなければならない主な課題が提示されている。

以下では、本報告書の中で許認可と規制に関して述べられた 4 章について示す。

【安全上の考慮事項】

小型炉心の設計特徴により、SMR の全体的なセーフティケースを改善する固有の安全機能がもたらされる。

- 受動安全機能の効率：受動安全機構への依存度が高いため、動的システムの必要性が減り、安全性評価が簡素化され、故障モードが減少する可能性がある。さらに、小型炉心の表面積対体積比が高いと、自然循環などによる崩壊熱除去モードが強化され、対処時間が長くなる。
- より少ない、より深刻でない故障モード：より高いレベルの設計の簡素化と統合の組み合わせにより、故障モードが少なくなる。たとえば、原子炉容器の貫通数が少ないほど、漏洩の可能性が低くなるため、冷却材喪失事故（LOCA）に対してより耐性の高い設計となる。制御棒と圧力容器を統合することで、制御棒の飛び出し事故のリスクも抑制される。さらに、一体型設計による高い熱慣性と低い出力密度により、温度過渡時の応答が緩やかになり、安全裕度が増大する。
- 緊急時計画区域（EPZ）の削減：インベントリが少なく、非常に高い受動的安全特性が組み合わされているという利点により、遮蔽要件が削減され、緊急時計画区域（EPZ）が削減される可能性がある。いくつかの SMR 設計が成熟に達すると、EPZ がさらに削減する可能性がある。

SMR の特徴により、地下での設置も可能になり、自然ハザード（場所に応じて地震や強風など）または人為的ハザード（航空機衝突など）からの保護が強化される。

---

[334] OECD/NEA, 2021, Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_57979/small-modular-reactors-challenges-and-opportunities?details=true

上記のすべての安全機能は、軽水炉（LWR）と第 4 世代の SMR 設計の両方に適用される。ただし、後者の設計では、安全性の観点から追加の機能強化が導入される場合がある。

【許認可体制を強化する機会】

現在の許認可体系は、通常、濃縮度 5%未満の酸化ウラン燃料を使用する大規模な単一ユニット軽水炉の豊富な経験ベースに依存している。開発中の軽水炉ベースの SMR は、同様の運転条件と燃料配置を備えており、許認可プロセスを容易にすることが期待されている。これらの概念に必要なより単純な設計とエンジニアリングにより、考慮する必要のある故障モードの数が減り、放射線影響を決定する際の複雑さが軽減されることが期待される。 ただし、これらの新たな設計には経験ベースが限られているため、セーフティケースの実証と承認の観点から課題が提起される。SMR を効果的に展開するには、いくつかの規制上の考慮事項を考慮する必要があります。例えば、固有の安全機能とマルチモジュール構成の導入は、規制当局にとって比較的新しい故障モードと結果をもたらす。これらは慎重に検討する必要がある。

さらに、燃料および/または冷却材の変更は、以前の規制パラダイムからの逸脱を大きくし、より柔軟な許認可アプローチ、および原子力安全規制機関内でのかなりの量の新しい専門知識の開発を必要とする場合がある。同時に、考えられるすべての故障モードが適切に考慮され、軽減されていることを証明することは、設計者にとって依然として課題である。

パフォーマンスベースの規制アプローチは、新しい原子炉の設計を検討する際により柔軟性があることが証明されているため、SMR 開発にとってより有利であるように思われる。 SMR ベンダーにとってのカナダの魅力は、柔軟性があり、設計者が各パフォーマンス要件をどのように満たすかを設計者が提案できる規制原則の採用によって部分的に説明できる。 SMR コンセプトの固有の安全性が合理的に達成可能であると見なされる場合、設計者は、EPZ の削減および/またはオンサイト認可職員数の削減を行っても、安全目標を達成し、高いレベルの公衆の信頼をもたらすことを実証できるであろう。

一部の SMR 機能は、一般的な安全要件を満たす際に課題に直面する可能性がある。原子炉の大部分（炉心を含む）にモジュール化と工場製造を適用することは、例えば、核物質の輸送に関する現在の国内および国際的な枠組みに課題をもたらす可能性がある。モジュールと個々のコンポーネントの多国籍に渡る許認可の問題とともに、製造プロセスへの規制の関与の程度も新たな問題である。マルチモジュール SMR 設計では、共有システムの使用と、製造および建設の現場から工場への移行により、原子力安全に関する特別な考慮が必要になる場合がある。これらの変更は、従来の原子力発電所と比較して、初回のプラント試験を実施する方法と場所に影響を与える可能性がある。これらの変更は、SMR 許認可の潜在的な段階に影響を及ぼし、許認可アプローチの従来の見方に課題をもたらす可能性がある。

例えば、SMR を積極的に検討している国のために、SMR の許認可クラスへの特定のアプローチの開発を調整する国際フォーラムの設立を通じて、国内および国際的な規制の枠組みに関するこれらの課題を解決するのに国際協力が役立つ可能性がある。

【許認可と規制の合理化】

規制ガイダンスの記載レベルに関して、規制制度は国によって大きく異なる場合がある。各国は、規制機関の決定に対する国民の信頼を維持しながら、安全要件が国益および現在の規制慣行と一致していることを保証する。それにもかかわらず、世界中の規制機関が特定の設計の許認可に協力することは可能である。良い例は、多国籍設計評価プログラム（MDEP）フレームワークを通じて多くの分野で達成された多国籍合意である。

特に規制のハーモナイゼーションの 3 つのレベルにおいて、より高度な調和を達成するための機会が存在する。

•法的枠組み（政府）

•許認可および規制ガイド（原子力規制当局）。

•規格基準（産業界）

各レベルでいくつかの課題が発生し、完全な調和が（特に政府レベルで）困難な場合でも、合理化が達成できる可能性のある領域を特定できることがある。そのためには国際協力が必要である。

実際には、考えられる次のステップは、志を同じくする国々の関心の高いグループが、特定の SMR 設計または設計ファミリに関連してハーモナイゼーション領域を検討することである。一例として、国際原子力機関（IAEA）の SMR 規制当局フォーラムは、深層防護の概念が SMR に有効であり、SMR の設計と安全性の実証の基本的な基盤となるはずであると結論付けた。さらに、既存の IAEA 安全基準は、すでに EPZ と深層防護に対応しており、新しい原子炉設計（SMR を含む）に適用可能である。それにもかかわらず、グループはまた、SMR の展開には、パッシブシステム、マルチモジュール、マルチユニット、または設計拡張条件の使用、大量の放射性物質の放出を引き起こす可能性のある状態の実質的な排除など、設計の新しい側面に関連する安全上の課題に対処するためには柔軟な規制の枠組みが必要になる可能性があると結論付けた。

軽水炉型 SMR の許認可要件と許認可プロセスのハーモナイゼーションにより、規制を満足するための大幅な適応なしに、さまざまな国で SMR 設計の展開が容易になる可能性がある。設計変更は、むしろサイト固有の特性によって生じる。ローカルマーケットでのさまざまなコンポーネントの調達も促進され、グローバル市場とグローバルサプライチェーンの構築が可能になる。このように、ハーモナイゼーションは、技術の競争力と商業的実行可能性に不可欠な、一連の経済活動をサポートする上で中心的な役割を果たす。

1.8.2. 各国の許認可プロセスと革新炉の許認可に関する考え方

1.8.2.1. 米国

【原子力エネルギー革新・近代化法案(NEIMA)】

2019 年、原子力エネルギー革新・近代化法案(NEIMA)が成立し、NRC)が費用徴収を通じてライセンシングに係るコストを補填するルールを策定し、2 年以内に新型炉の審査プロセスの策定を義務付けられた。

NRC は NEIMA に従い、毎年、米国連邦議会の上院環境及び公共事業委員会と下院エネルギー及び商業委員会に対して NEIMA により要求されている事項に関する進捗状況を報告している。

以下に、2019 年から 2021 年までの進捗報告をまとめる。[335]

2019 年：

NRC は 2019 年 7 月 12 日付で米国連邦議会の上院環境及び公共事業委員会と下院エネルギー及び商業委員会に対して以下 3 件の報告書を提出した。

- 報告書①：9.11 テロ及び近年の自然災害からの教訓を踏まえた緊急時計画の改善に関する動向（18 ページ構成）
- 報告書②：商用新型炉の許認可プロセスの策定手法（19 ページ構成）
- 報告書③：商用新型炉の許認可におけるリスク情報を活用したパフォーマンスベースの評価手法及び規制指針（11 ページ構成）。

新型炉に関する報告書②では、商用新型炉の許認可プロセスの策定に関する取り組みとして、許認可プロセス全般に関しては、許認可プロセスの各段階に応じたツール（トピカルレポート、標準設計証明（SDA））、概念設計に対する評価、許認可プロセスの効率性、コスト効果性改善に向けた取り組み、民間基準の NRC 規制への取り込み、個別技術に関しては燃料認証の戦略に関する取り組みについて説明している。また、報告書③では、商用新型炉の許認可におけるリスク情報を活用したパフォーマンスベースの評価手法及び規制指針として、NEI 18-04 や DG-1353（NRC の Reg. Guide のドラフト）に関する検討状況がまとめられている。また、商用新型炉の許認可に関する個々のテーマとして、ソースターム、格納容器のパフォーマンス、緊急時計画、燃料の認証に関する検討状況がまとめられている。

2020 年：

NRC は 2020 年 2 月 7 日付で米国連邦議会の上院環境及び公共事業委員会と下院エネルギー及び商業委員会に対して「NEIMA に関する実施状況」というタイトルの報告書（4 ページ構成）を提出した。本報告書では、NEIMA により要求されている個別事項（新型炉関係を含む）の進捗について概要を説明している

2021 年：

NRC は 2021 年 7 月 15 日付で米国連邦議会の上院環境及び公共事業委員会と下院エネルギー及び商業委員会に対して「商用新型炉の許認可申請における技術包括的な規制枠組みの作成に関する規則作成の完了」というタイトルの報告書（17 ページ構成）を提出した。本報告書では、新型炉の許認可に関する新規規則である 10 CFR Part53 の作成に関連して、規則作成に関するステークホルダーとの調整、10 CFR Part53 の完成予定時期（2024 年 10 月発効を予定）、新規則に対応するために NRC スタッフに対するトレーニングや知識管理の計画について報告している。

【SMR や非軽水型炉の審査開始当初（個別課題の抽出と解決）】

[335] NRC HP, Reports to Congress、https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/congress-docs/monthly-reports/index.html#act

NRC スタッフは、来るべき小型モジュール式炉（SMR、非軽水型も含む）の設計審査に向け、政策上、許認可上及び技術上の問題点をまとめ、2010 年 3 月 28 日付の SECY-10-0034[336]として NRC 委員会に提出した。

NRC スタッフは、SMR 設計における政策上、許認可上及び技術上の問題について DOE や SMR ベンダーと申請前審査の中で協議してきた。また、2009 年 10 月には SMR ワークショップも開催した。NRC スタッフはこのような活動を通して主要な問題をまとめ、本 SECY メモで示した。表 1.8.2-1 にその概要を示す。NRC スタッフは、各問題に対する詳細な解決計画を作成中であり、計画に従って解決策をまとめ、SMR の審査に生かしていく予定である。

表 1.8.2-1　小型モジュール炉（SMR、非軽水型も含む）設計における政策上、許認可上及び技術上の問題（SECY-10-0034）

許認可上の問題

・ 原型炉の許認可（重要度：高）
　初号機は設計または運転能力の不確かさを踏まえて補償措置を設ける必要が生じうる。
・ 複数モジュール式施設の許認可（重要度：中）
　COL の有効期限等について問題が生じうる。
・ 将来炉の製造認可要件（重要度：低）
　製造が米国外で行われる可能性があり、DC に加えて製造認可を発給する必要が生じうる。

設計要件に関する問題

・ 先進炉における深層防護フィロソフィの適用（重要度：高）
　非軽水炉では深層防護バリアを従来と異なるアプローチで提案している。
・ 許認可プロセスにおける PRA の利用（重要度：高）
　NRC スタッフはリスク知見の大幅活用には準備が必要と考えており、リスク知見を大幅に活用した申請が行われれば政策上の問題となりうる。
・ SMR に適切なソースターム、線量計算及び立地（重要度：高）
　小型 PWR のソースタームは軽水炉用ソースタームを流用しうるが、高温ガス炉やナトリウム冷却炉向けには適切な境界ソースタームを設定する必要がある。
・ 主要機器及び系統に対する設計（重要度：高）
－ SMR の炉心組成及びソースターム問題
－ SMR で扱う事故の選定
－ 静的 RHR 系の冗長性
－ 構築物、系統及び機器（SSC）の分類
－ SMR における格納容器機能能力

[336] US NRC SECY-10-0034, “Potential Policy, Licensing, and Key Technical Issues for Small Modular Nuclear Reactor Designs”, March 28, 2010.

運転上の問題

・ 小型または複数のモジュール式施設に適切な運転員配置要件（重要度：高）

ある制御室から複数の原子炉を制御する可能性は規制で言及されていない。

・ 小型または複数のモジュール式施設における運転プログラム（重要度：中）

供用期間中検査（ISI）、供用期間中試験（IST）といったプログラムのあり方が問題となる。

・ 複数モジュール施設における運転中の原子炉モジュール据付（重要度：高）

共有系統や機器に対する影響が考えられ、政策上の問題となりうる。

・ 原子炉で生成したプロセス熱を利用する工業施設（重要度：高）

インターフェイス要件や規制管轄権の問題が生じうる。

・ SMR に対するセキュリティ及びセーフガード要件（重要度：高）

燃料取扱いが従来と異なる場合、特別な計量管理要件が必要となる。

・ SMR に対する航空機衝突要件（重要度：高）

航空機衝突影響評価要件は非軽水炉では不要または修正する必要がありうる。

・ SMR に対する所外緊急時計画要件（重要度：高）

NRC スタッフは緊急時計画区域（EPZ）要件を変えない方針であったが、NRC 委員会は現時点で SMR の EPZ について結論を出すのは時期尚早であるとの見解を示し、NRC スタッフに対して、安全性が向上される新型炉の EPZ 要件を単純化するための提案を求めていくべきであると指示した。

費用面の問題

・ 複数モジュール式施設に対する年間手数料（重要度：中）[337]

出力に関わらず 1 基当たりで年間手数料を定めているため、2009 年 3 月に規則改定事前通達を公表してコメントを募集している。

・ SMR に適用する保険と法的責任（重要度：中）

事故に対する賠償責任を定めたプライス・アンダーソン法の修正が必要となりうる。

・ SMR に対する廃止措置資金（重要度：中）

廃止措置資金の積み立て方法や必要資金の計算方法が既設炉と異なりうる。

その後、NRC は SECY-10-0034 の内容を踏まえつつ、SMR や非軽水型炉の審査を通じて摘出

[337] これまで NRC は大型炉のみを想定し、出力に関わらず原子炉 1 基当たりで年間手数料を定めてきた。2021 会計年度の発電炉の認可に対する年間手数料は、原子炉 1 基当たり約 475 万ドル（約 5.2 億円）である。しかし、既設の大型炉と比較して出力の小さな SMR の実用化の動きが出てきたため、NRC は手数料の公平性担保の観点から、表 1.8.2-1 に記載の通り、新たに SMR 専用の熱出力に応じた手数料算出式を追加した。

されたSMRの審査に関する課題をとりまとめ、個別の課題の解決にあたった。NRCはNRCのホームページ[338]で摘出した課題と課題が適用される炉型及び解決状況をまとめている。

下表に摘出された課題、適用される炉型及び課題解決に関連する文献名について、2020年11月時点での解決状況別（解決済みまたは未解決）に記載する。

表 1.8.2-2　小型モジュール炉（SMR、非軽水型も含む）設計における政策上、許認可上及び技術上の問題（SECY-10-0034）

【解決済み】

課題	適用される炉型	課題解決に関連する文献名とその概要
格納容器の閉じ込め機能	非軽水型炉	SECY-18-0096： 非軽水炉における機能的格納容器の性能基準は、従来の軽水炉を念頭に置いた格納容器設計に対する性能基準とは異なり、様々な種類が検討されている非軽水炉全般に対して、より技術包括的でリスク情報を活用したパフォーマンスベースの格納容器の性能基準を設定する手法を提案。
原型炉の許認可	基本的に非軽水型炉	SECY-11-0112： 既存の規則及び指針を用いて設計証明（DC）または認可を発給可能と考える、との見解を示した。
複数モジュール型原子炉の許認可手法	複数モジュール型のSMR及び非軽水型炉	SECY-11-0079： NRC スタッフは、①複数モジュールから構成される1施設ごとの認可、②複数モジュールから構成される1施設ごとの認可と1モジュールごとの認可、③モジュールごとの認可の3つのオプションを評価し、③が最適、との見解を示した。
SMRの年間手数料	SMR	10CFR Part 170及び171： 既設の大型炉では1基当たりの手数料が規定されていたが、新たにSMR専用の熱出力に応じた手数料算出式を追加

[338] US NRC website “Small Modular Reactor and Non-Light Water Reactor Technical and Policy Issues”　https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr.html

		した。
将来炉の製造認可	SMR 及び非軽水型炉	2013 年 3 月 27 日付 NRC 委員会メモ： 特段の対応は不要と判断。
SMR の許認可における PRA の利用	SMR 及び非軽水型炉	SRP 19.0, Revision 3（詳細を後述）
SMR の主たる機器及び系統設計の問題	SMR 及び非軽水型炉	なし（特段の対応なし）
小型または複数モジュール型原子炉の運転員スタッフィング要件	SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0098（詳細を後述）
小型または複数モジュール型原子炉の運転プログラム	SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0112： 複数モジュールの特性に起因する運転プログラムでは技術的問題が生じる可能性が高いが、認可申請書に対する審査の中で対処されるものと考える、との見解を示した。
複数モジュール型原子炉の運転中における原子炉モジュールの追加	複数モジュール型の SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0112： 運転中原子炉の近傍で重量物を扱う手順書を策定する必要性が生じうるが、DC または認可申請を審査する中で対処されるものと考える、との見解を示した。
原子炉由来のプロセス熱を利用する産業施設 339	SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0112： 原子力発電所と隣接する工業施設とのインターフェイスに関する技術的問題が生じうるが、DC または認可申請を審査する中で対処されるものと考える、との見解を示した。
SMR の廃止措置基金	SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0181： 短期的対応として、SMR 申請に対して廃止措置基金要件からの免除を認める、長期的対応として、SMR に特化した廃止措置基金要件の策定を検討すると

339 産業施設として、化学プラント、石油精製、海水淡水化、水素製造、オイルサンドからのビチューメン回収を想定。

		の見解を示した。
新型炉における深層防護の適用	SMR 及び非軽水型炉	SECY-15-0168
SMR の航空機衝突評価	SMR 及び非軽水型炉	SECY-11-0112： SMR は現行の大型軽水炉と異なるため原子炉、格納容器、使用済燃料プール冷却または使用済燃料プール健全性に関して技術的問題を生じる可能性があるが、DC または認可申請を審査する中で対処されるものと考える、との見解を示した。 NRC はこの見解を変えておらず、個別炉型の審査の中で設計の特徴に応じてケースバイケースで対処されると考えられる。

【未解決】

課題	適用される炉型	関連する文献名
SMR のソースターム、線量評価、立地評価	SMR 及び非軽水型炉	SECY-20-0045： NRC スタッフは 2020 年 5 月 8 日付の SECY-20-0045 において立地評価のガイダンス（Reg. Guide 4.7）の改訂を NRC 委員会に提案した。Reg. Guide 4.7 の改訂案では、SMR 固有の特性を考慮するために、設計固有の事象による放射線影響の推定を用いた立地基準を示している。2020 年 12 月時点で上記改訂案に対する NRC 委員会の結論は出されていない。
SMR 及び他の新型炉に対する緊急時計画要件	SMR 及び非軽水型炉	2020 年 5 月 12 日付規則案： 規則案（10CFR50.160）は既に公表されており、関連するガイダンス案も DG-1350 として公表されている（後述）。このため 10CFR50.160 が最終化された時点で本課題は解決するものと考えられる（2020 年 12 月時点で規則の最終化は 2021 年 4 月に予定されている）。
SMR の賠償保険	SMR 及び非軽水型	SECY-11-0178：

	炉	現行規制（10CFR Part140）では、電気出力 10 万 kW 以上の原子炉（大型発電炉）に対する電力会社の損害賠償責任限度額は、強制保険が 3 億 7500 万ドル、遡及保険は 1 億 1,190 万ドル／炉と規定されている。一方、10 万 kW 未満の小型炉に対する損害賠償責任限度額は、熱出力とサイトの人口により強制保険が 450～7,400 万ドルと定められている（経済的保護の面から、小型炉には遡及保険は適用されない）。 しかしながら、複数モジュールで構成される SMR についての規定はない。そこで NRC スタッフは、複数モジュールで構成される場合の合計出力が 10 万 kW を超える場合、全体で 1 基の原子炉として扱い、大型原子炉と同等の損害賠償保険の対象とすることを NRC 委員会に提案した。 2020 年 12 月時点で上記 NRC スタッフの提案に対する NRC 委員会の判断は出されていない。
SMR のセキュリティ及びセーフガード要件	SMR 及び非軽水型炉	2019 年 7 月 16 日付規制ベース： NRC スタッフは、SMR の小型という特性を考慮すると、既設軽水炉に比べて、事故時の核分裂生成物の放出範囲が小さく、放出速度も遅いため、SMR に特化したセキュリティ及びセーフガード要件を規定する規則の作成を NRC 委員会に提案し、NRC 委員会はスタッフの提案を承認した。その後、NRC は 2019 年 7 月 16 日付で当該規制の根拠となる規制ベース文書を公開した。当該規制の最終版が公表された時点で本課題は解決するものと考えられる（2020 年 12 月時点で規則の最終化のタイミングは不明）。

【許認可申請用ガイダンス：Reg. Guide 1.233】

NRC は、非軽水型炉の許認可申請用ガイダンスとなる Reg. Guide 1.233, Rev. 0 を 2020 年 6 月付で公表した 340。本 Reg. Guide は、10 CFR Part 50 及び Part 52 に従って非軽水型炉の許可、認可、証明及び承認を求める申請者のために、許認可文書の作成を支援することを目的としたガイダンスである。本 Reg. Guide には次のタイトルが付され、非軽水炉の種類に応じた固有の設計や技術に対して柔軟に対応することを意図したものとなっている。

- 「非軽水炉の認可、証明及び承認を得るための認可ベースと申請書の記載内容を示した、技術包括的でリスク情報を活用したパフォーマンスベースの手法ガイダンス」

本 Reg. Guide の構成を表 1.8.2-3 に示す。本 Reg. Guide では、原則として NEI 18-04, Rev.1「非軽水炉の許認可ベース策定に関するリスク情報を活用したパフォーマンスベースのガイダンス」(後述) の手法をエンドースしており、次の 4 ステップに従う内容を許認可文書に記載することを推奨している。

1. 認可ベース事象（LBE）の選定
2. 構築物、系統及び機器（SSC）の安全分類とパフォーマンス基準の設定
3. 深層防護の妥当性の評価
4. その他の考慮事項（緊急時計画、ソースターム、等）

表 1.8.2-3　Reg. Guide 1.233, Rev. 0「非軽水炉の認可、証明及び承認を得るための認可ベースと申請書の記載内容を示した、技術包括的でリスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの手法ガイダンス」の構成

A.初めに （本 Reg. Guide の目的、適用範囲、関連規制等を説明。NEI 18-04, Rev. 1 をエンドース）
B.議論 （本 Reg. Guide の発行理由、背景、規制枠組等を説明）
C.NRC スタッフの規制ガイダンス 1. 認可ベース事象（LBE）の選定（NRC スタッフの見解：NEI 18-04 には、非軽水炉における運転時の異常な過渡変化（AOO)、設計基準事象（DBE)、設計基準を超える事象（BDBE）などを特定し分類する体系的なプロセスが示されている。） 2. 構築物、系統及び機器（SSC）の安全分類とパフォーマンス基準（NRC スタッフの見解：NEI 18-04 には、非軽水炉における SSC のリスク重要度と安全クラス分類に用いるガイダンスが示されている。） 3. 深層防護の妥当性の評価（NRC スタッフの見解：NEI 18-04 には、深層防護の妥当性を評価するための容認可能な手法が示されている。）

340 Reg. Guide 1.233, Rev. 0、https://www.nrc.gov/docs/ML2009/ML20091L698.pdf

4. その他の考慮事項（概要：本項目では、DG-1350「小型モジュール式炉（SMR）、非軽水炉等のパフォーマンスベースの緊急時計画」（後述）に示された非軽水炉における緊急時計画設定の考え方や、SRM-SECY-93-092 に示された非軽水炉におけるソースタームの考え方、申請書の記載事項などについて説明している。）

D.実施

（本 Reg. Guide の利用方法を説明）

【先進型炉向けの新規則案（10 CFR Part 53）の検討状況】

NRC スタッフは、先進型炉向けの規制枠組みを定める規則作成計画を 2020 年 4 月 13 日付 SECY メモ（SECY-20-0032）で NRC 委員会に提案し、承認を求めた。本規則作成計画は、原子力エネルギー革新・近代化法（NEIMA）に従い、商用先進型炉に対するリスク情報を活用した技術包括的な規制枠組みを NRC 規則に追加することを提案するものである。NRC スタッフは、先進型炉用の規則として、新たに 10CFR Part 53「先進型原子炉の許認可及び規制」の制定を計画している。これは現在の Part 50 及び 52 では先進型炉の様々な設計に完全に対処できないと考えられるからである。

NRC スタッフは、SECY-19-0117「非軽水炉の許認可手法」[341]及び NEI 18-04, Rev.1「非軽水炉の許認可ベース策定に関するリスク情報を活用したパフォーマンスベースのガイダンス」[342]に示された手法を採用した規則作成を計画している。SECY-19-0117 では、産業界が作成した NEI 18-04, Rev.1 に示されたプロセスを用いた手法が提案されている（表 1.8.2-4 参照）。

表 1.8.2-4　SECY-19-0117 で提案されている非軽水型炉の許認可手法案

- 許認可基準事象（LBE：Licensing-Basis Event）の特定及び解析
  - NEI 18-04 にある体系的プロセスを用いて、非軽水炉における運転時の異常な過渡変化（AOO）、設計基準事象（DBE）及び設計基準を超える事象（BDBE）を分類する。具体的には、NEI 18-04 の「頻度－影響目標（F-C target）」の図（図 1.8.2-1 参照）を用いて、各事象についてその発生頻度とそれが発生した場合の敷地境界個人被ばく線量をプロットし、各事象カテゴリ（AOO、DBE、BDBE）に分類する。

- 構築物 、系統及び機器（SSC）の安全分類とパフォーマンス基準
  - NEI 18-04 の定義を用いて、SSC の安全機能を以下に分類する（図 1.8.2-2 参照）。

341 SECY-19-0117、https://www.nrc.gov/docs/ML1831/ML18311A264.html

342 NEI 18-04,
Rev.1、https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML19242D560

- ✓ 安全関連（Safety related）
  - ➢ F-C target の DBE 範囲の影響を緩和するために必要な安全機能を果たすもの、及び保守的な仮定を用いて 10CFR50.34 の被ばく限度を満足するために安全関連 SSC のみに依存する DBA を緩和するものとして設計者が選定した SSC。
  - ➢ BDBE の頻度と影響が 10CFR50.34 の被ばく限度と F-C target の DBE 範囲を超えないように防止するために必要な安全機能を果たすものとして設計者が選定した SSC。
- ✓ 特別な取扱いが必要な非安全関連（Nonsafety related with special treatment）
  - ➢ リスク上重要な機能を果たす非安全関連の SSC。なお、リスク上重要な SSC とは、F-C target の LBE を防止または緩和する機能、あるいは全ての解析済み LBE による全リスク評価結果から選定された累積リスク指標に大きく寄与するものである。
  - ➢ 深層防護の妥当性から特別な取扱いが必要な機能を果たす非安全関連 SSC。
- ✓ 非安全関連（Nonsafety related）
  - ➢ 上記以外の SSC。

・ 深層防護の妥当性評価

・ 確率論的評価と決定論的評価を組み合わせて深層防護を評価する（図 1.8.2-3 参照）。NEI 18-04 では IAEA SSR-2/1 の概念を採用しており、深層防護の各層（layer）の成功基準（Success Criteria）として次の 5 つが示されている　。

（1）異常な運転、起因事象及び AOO の防止
（2）（AOO 後の）通常状態への復帰及び DBE の防止
（3）（DBE 後の）必要な安全機能の遂行及び BDBE の防止
（4）放射性物質保持に必要な安全機能の遂行
（5）公衆の健康と安全に悪影響を及ぼさないよう防止

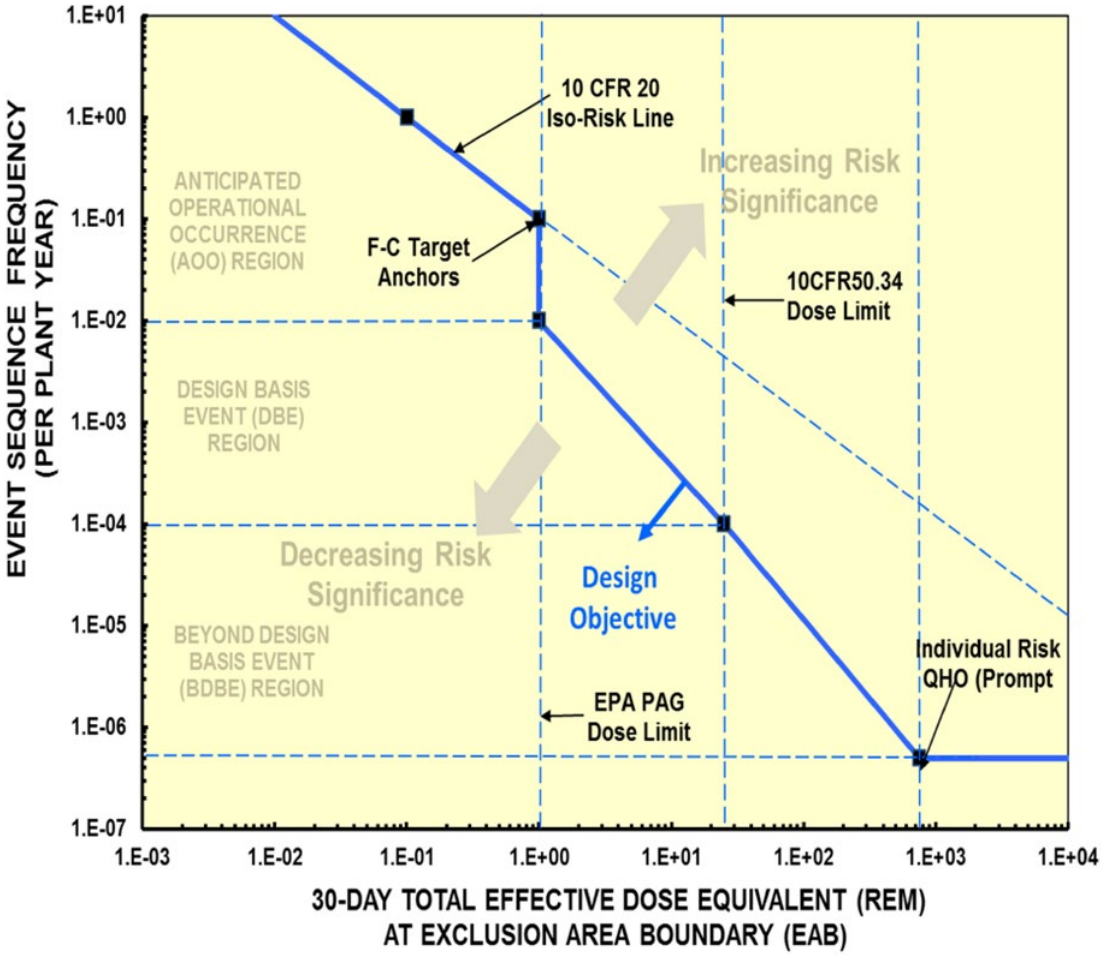


図 1.8.2-1　非軽水炉の許認可基準事象（LBE）分類方法（F-C target）
（2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1）

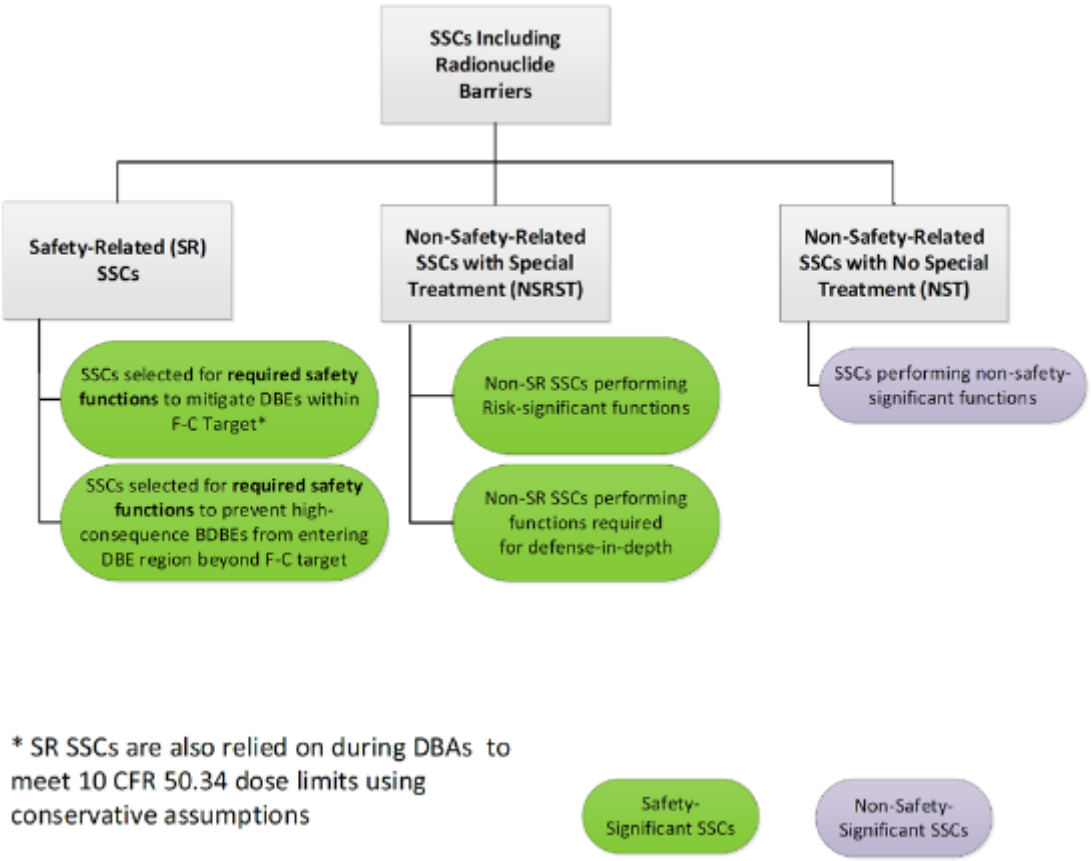


図 1.8.2-2　非軽水炉における SSC の分類
（2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1）

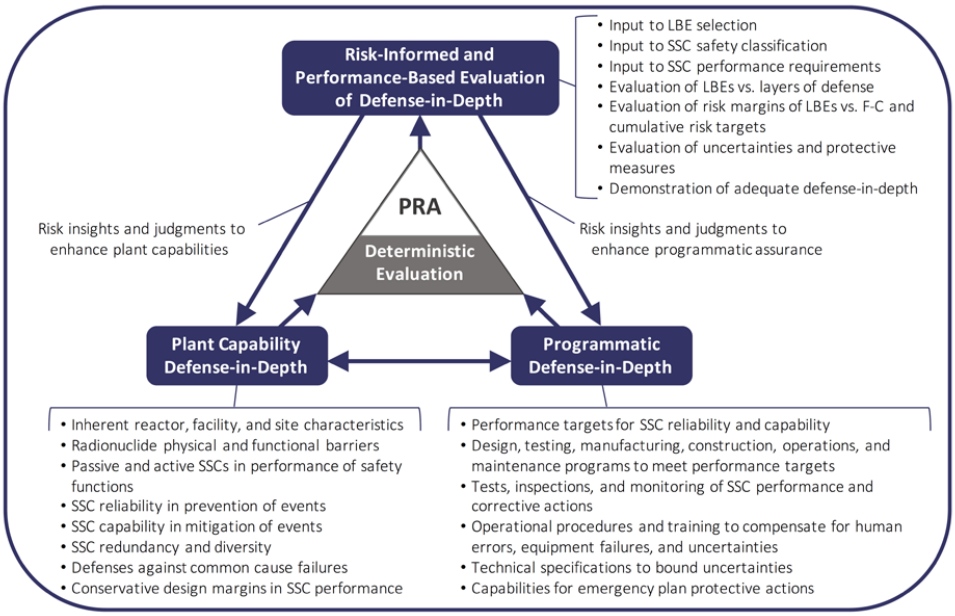


図 1.8.2-3　非軽水炉における深層防護の妥当性評価の枠組み
（2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1）

NRC スタッフはこれまでに産業界と Part 53 規則案の構成案について複数回に亘って意見交換を行ってきた。現在検討されている Part 53 規則案の構成案を以下に示し、全体像を図 1.8.2-4 に示す。

・ 10 CFR Part 53 規則構成案
  - Subpart A：一般要件
  - Subpart B：技術包括的安全要件
  - Subpart C：設計及び解析要件
  - Subpart D：立地要件
  - Subpart E：建設及び製造要件
  - Subpart F：運転に関する要件
  - Subpart G：廃止措置要件
  - Subpart H：認可、証明及び承認
  - Subpart I：認可ベース情報の維持及び変更
  - Subpart J：報告及びその他の運営上の要件

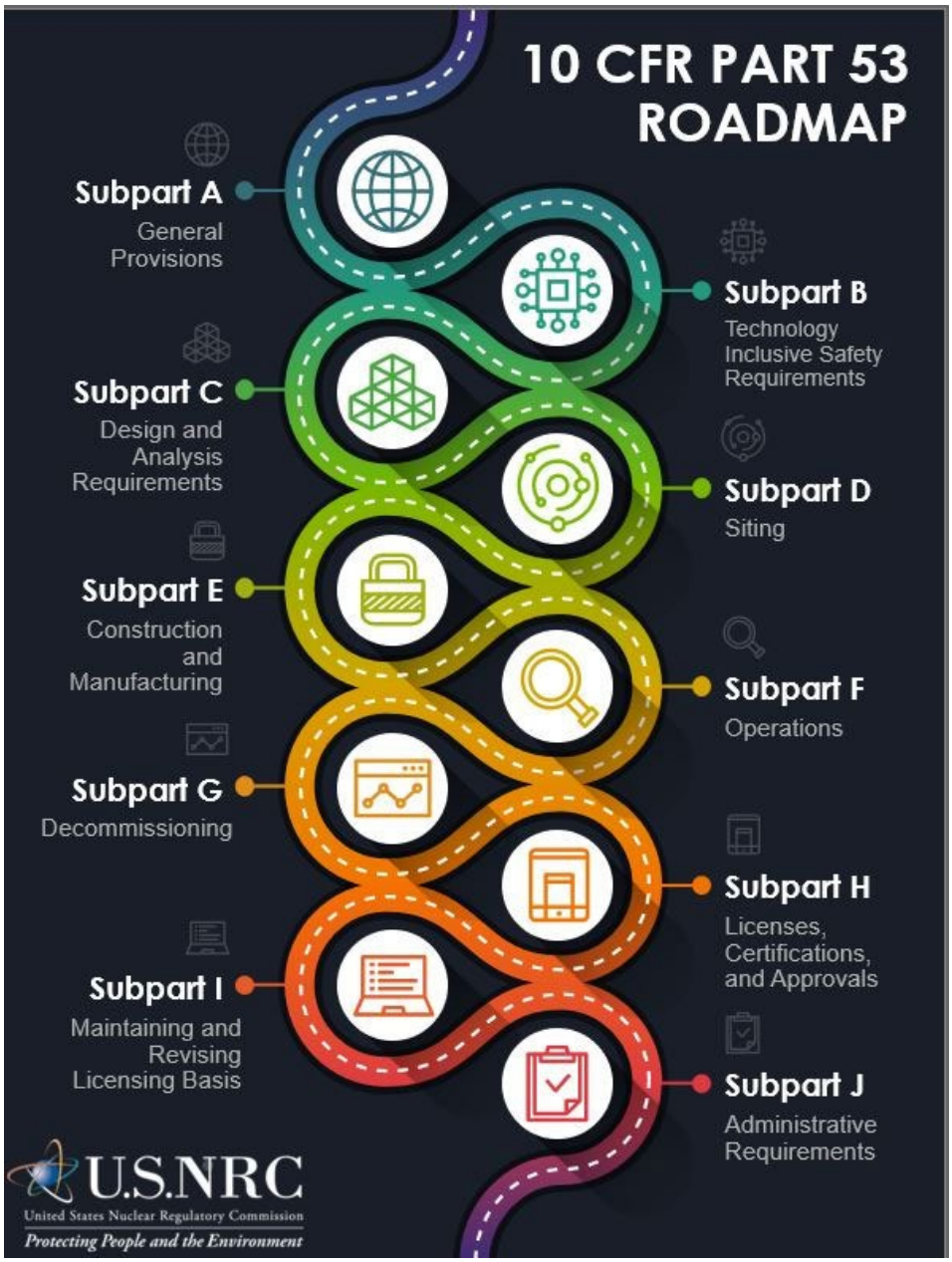


図 1.8.2-4　10 CFR Part 53 規則案の構成案

NRC スタッフは、2021 年以降に開催された各ミーティング時に、Part 53 規則案の草案を産業界に提示し、意見を求めてきた。2021 年 11 月段階での Part 53 規則案の草案の作成状況は下表に示す通りとなっている [343]。

Subpart	要件	状況
A	一般要件	1 次草案（2021 年 4 月）
B	技術包括的安全要件	3 次草案（2021 年 8 月）
C	設計及び解析要件	3 次草案（2021 年 8 月）

[343] NRC, Nov. 29, 2021. https://www.nrc.gov/docs/ML2133/ML21333A222.pdf

D	立地要件	1 次草案（2021 年 4 月）
E	建設要件	1 次草案（2021 年 4 月）
	製造要件	1 次草案（2021 年 4 月）
F	構築物系統機器（SSC）	1 次草案（2021 年 4 月）
	職員	1 次草案（2021 年 10 月）
	プログラム	1 次草案（2021 年 4 月）
G	廃止措置要件	未着手（2021 年 11 月予定）
H	許認可（LWA、ESP、SDA、DC）	1 次草案（2021 年 8 月）
	許認可（ML、CP/OL、COL）	1 次草案（2021 年 10 月）
I	認可ベース情報の維持及び変更	1 次草案（2021 年 8 月）
J	報告及びその他の運営上の要件	1 次草案（2021 年 8 月）

※LWA：限定作業認可
ESP：早期サイト許可
SDA：標準設計承認
DC：設計証明
ML：製造認可
CP/OL：建設許可／運転認可
COL：コンバインド・ライセンス（建設運転一括認可）

2022 年 2 月時点での今後のスケジュールは以下の通りとなっている。（NRC スタッフは 2021 年 10 月の段階で、以前のスケジュールから 9 カ月延長するよう NRC 委員会に要請し、NRC 委員会がこれを承認した。）

- Part 53 規則案の提出　　2023 年 2 月
- Part 53 最終規則案の提出　　2024 年 12 月
- Part 53 規則の公表　　2025 年 7 月

【個別の検討課題に関する対応状況】

- PRA

表 1.8.2-2 に記載の通り、NRC は、NRC スタッフ用の審査指針である SRP 19.0, Revision 3「新型炉の PRA 及び過酷事故解析」[344]に SMR（統合型 PWR）の審査指針を追加した。SMR 用の審査指針の概要を以下にまとめる。

小型のモジュール式 PWR 設計について、NRC スタッフは単一原子炉モジュールに対するリスク評価の結果及び説明を審査する。また申請者が複数モジュールを含むプラン

[344] US NRC Standard Review Plan 19.0, Revision 3, “Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation for New Reactors”, December 2015.

トの承認を目指すのであれば、NRC スタッフは、複数モジュールの設計及び運転に起因する重要な知見に対する適切な対処を保証するために、複数モジュールに影響する事故のリスク評価を審査する。

NRC スタッフは以下について審査する。

・　申請者が複数モジュールの炉心損傷または大規模放出につながる事故シーケンス（重大な人的過誤を含む）を特定するためにシステマティックなプロセスを使用し、申請書に記載しているかどうか。

・　申請者が上記で特定したシーケンスの発生防止のための代替手段、運転戦略及び設計オプションを選定し、当該シーケンスがリスクへの重要な寄与因子とならないことを証明したかどうか。

● 深層防護の具体的適用（前段否定）

NRC スタッフは、NRC の福島事故対応である NTTF 勧告の勧告 1「深層防護とリスク知見を適切にバランスさせた、適切な防護のためのロジカル、系統的、かつ一貫した規制枠組みを策定する」に対する実施方針案として以下の改善案を SECY-13-0132345で NRC 委員に提案し、承認を求めた。

・　改善案 1：設計拡大事象のカテゴリ及び関連規制要件の確立（NRC 内の政策、ガイダンス、手順）

・　改善案 2：深層防護に関する NRC の期待の確立（政策声明書）

・　改善案 3：NRC 規制プロセスにおける産業界イニシアチブ（自主的措置）の役割の明確化を全て実施することを勧告した。

上記の通り、改善案 2 が深層防護に関する要件であり、これは既設炉のみでなく、新型炉にも適用されうるものであった。しかし、NRC 委員会は 2014 年 5 月 19 日付の書簡 [346]で、SECY-13-0132 での提案を却下し、リスク管理規制枠組みに関する長期的な検討の中で再評価すべきであると勧告した。その後、NRC スタッフは表 1.8.2-2 に示した SECY-15-0168[347]において既存の規制枠組みを維持し、リスク管理に関する政策声明書は作成しないと NRC 委員会に提案し、NRC 委員会は 2016 年 3 月 9 日付の書簡 [348]で NRC スタッフの提案を承認した。

このため NRC としては既設炉、新型炉問わず、深層防護の要求について明確化することはしていない。一方で、前述の通り、SECY-19-0117 においては、深層防護の妥当性評価について規

[345] US NRC SECY-13-0132, “U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Recommendation for The Disposition of Recommendation 1 of the Near-Term Task Force Report”, December 11, 2013.

[346] US NRC SRM-SECY-13-0132, “U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Recommendation for The Disposition of Recommendation 1 of the Near-Term Task Force Report”, May 19, 2014.

[347] US NRC SECY-15-0168, “Recommendations on Issues related to Implementation of a Risk Management Regulatory Framework”, December 18, 2015

[348] US NRC SRM-SECY-15-0168, “Recommendations on Issues related to Implementation of a Risk Management Regulatory Framework”, March 9, 2016

定されている。

- 外部事象への対処

SMR や非軽水型炉に特化した、外部事象への対処に関する議論は NRC 内で実施されておらず、通常型炉と同等の評価、審査が実施されていると考えられる。

- 等級別アプローチ

NRC は、2014 年 1 月に公表した小型モジュール式炉（SMR）に特化した標準審査指針（SRP）おいて、SMR の統合審査アプローチとして、いわゆる等級別アプローチ（Graded Approach）の適用について規定した。

当該 SRP においては、図 1.8.2-5 の手法に従い、各構築物、系統、及び機器（SSC）を以下の 4 種類に分類する。

- A1：安全関連／リスク重要度高
- A2：安全関連／リスク重要度低
- B1：非安全関連／リスク重要度高
- B2：非安全関連／リスク重要度高

等級別アプローチでは、一般的に、安全関連／リスク重要度高に分類されたものについては審査を重点的に実施する一方で、非安全関連／リスク重要度低に分類されたものについては審査を簡易的に実施する。具体的に当該 SRP では、A1 及び B1 に分類された SSC については既存のガイダンス等で要求される安全評価が実施される一方で、A2 及び B2 に分類された SSC については既存のガイダンスの利用も可能であるが、代替手法による安全評価の実施も認められている。また当該 SPR では、等級別アプローチが適用される具体的な規則やプログラムとして以下を列記している。

- 10CFR Part 50 附則 A「一般設計指針（GDC)」
  - ✓ GDC 1「品質基準及び記録」
  - ✓ GDC 2「自然現象に対する設計基準」
  - ✓ GDC 3「火災防護」
  - ✓ GDC 4「環境及び動的影響の設計基準」
  - ✓ GDC 5「SSC の共有」
- 10CFR 50 附則 B「品質保証プログラム」
- 10CFR 50.49「電気機器の耐環境性能保証（EQ）プログラム」
- 10CFR 50.55a「規格及び基準」（ASME 基準のエンドースを規定）
- 10CFR 50.65「保守規則要件」
- 信頼性保証プログラム（RAP）
- Tech. Spec.
- 非安全系の規制上の扱い（RTNSS）に分類される SSC のアベイラビリティ管理
- 初回試験プログラム（ITP）

➢ 10CFR 52.47「検査、試験、解析及び許容基準（ITAAC）」

なお、NuScale の審査においては、等級別アプローチが適用された旨が NuScale の最終安全評価報告書（FSER）に記載されている。NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類を表 1.8.2-5 に示す（表中の SSC Classification (A1, A2, B1, B2)が該当箇所）。日本においては、リスク重要度による分類はない。

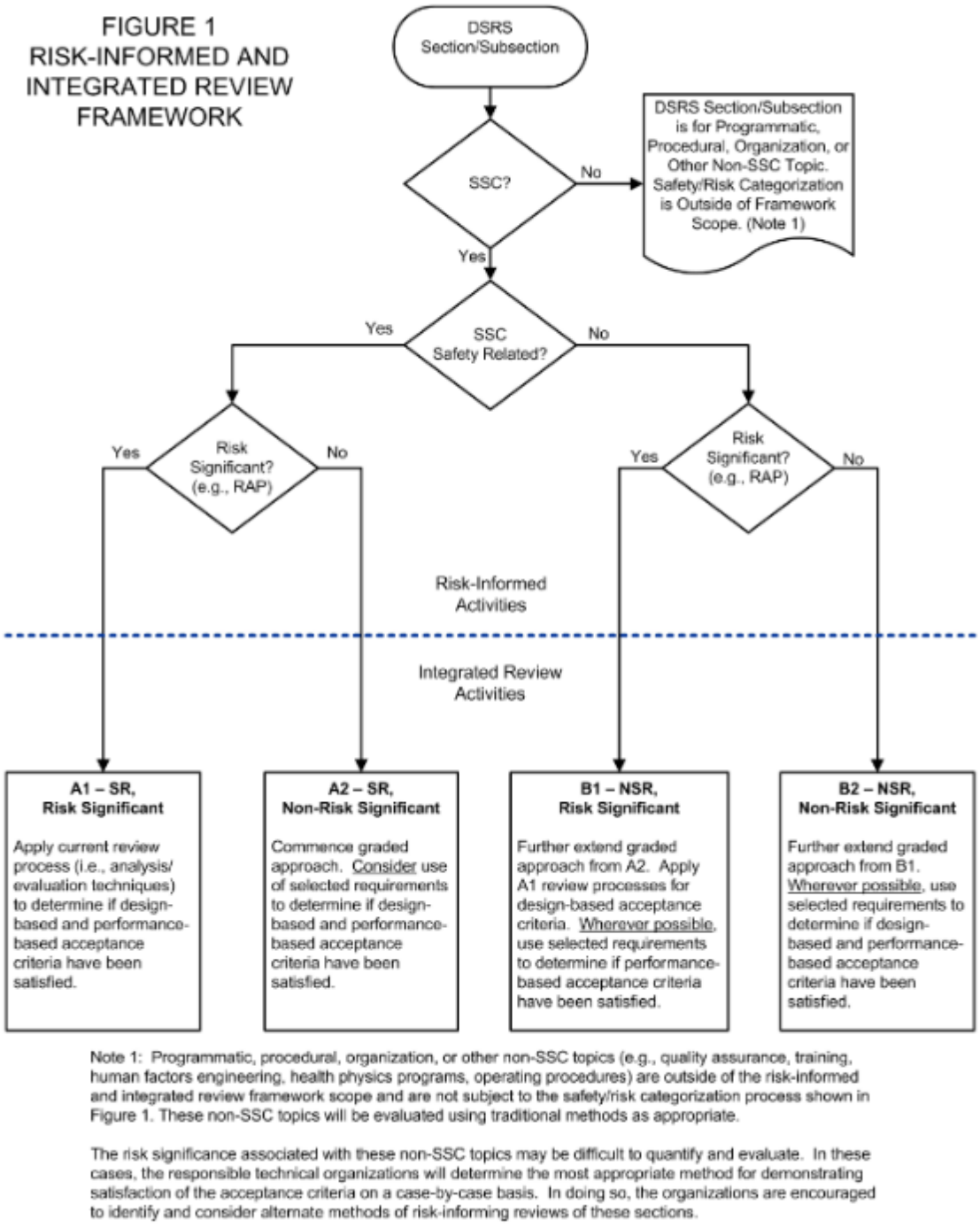


図 1.8.2-5　等級別アプローチにおける SSC の分類手法（2014 年 1 月付 SRP）

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（1/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
CNTS, Containment System							
All components (except as listed below)	RXB	A1	N/A	Q	None	B	I
• CVC Injection Check Valve • CVC Discharge Excess Flow Check Valve • CVC PZR Spray Check Valve	RXB	B2	None	AQ-S	None	C	I
• CVC Injection & Discharge Nozzles • CVC PZR Spray Nozzle • CVC PZR Spray CIV • CVC RPV High Point Degasification Nozzle • CVC RPV High Point Degasification CIV • RVV & RRV Trip/Reset # 1 & 2 Nozzles • RVV Trip 1 & 2/Reset #3 Nozzles • CVC Injection & Discharge CIVs	RXB	A1	N/A	Q	None	A	I
• NPM Lifting Lugs • Top Support Structure • Top Support Structure Diagonal Lifting Braces	RXB	B1	None	AQ-S	• ANSI N14.6 • NUREG-0612	N/A	I
• CNV Fasteners • Hydraulic skid • CNV Seismic Shear Lug • CNV CRDM Support Frame • Containment Pressure Transducer (Narrow Range) • Containment Water Level Sensors (Radar Transceiver) • SG 1 & 2 Steam Temperature Sensors (RTD)	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
CNTS CFDS Piping in containment	RXB	B2	None	AQ-S	None	B	II
Piping from (CES, CFDS, FWS, MSS, and RCCWS) CIVs to disconnect flange (outside containment)	RXB	B2	None	AQ-S	None	D	I
CVCS Piping from CIVs to disconnect flange (outside containment)	RXB	B2	None	AQ-S	None	C	I
CIV Close and Open Position Sensors: • CES, Inboard and Outboard • CFDS, Inboard and Outboard • CVCS, Inboard and Outboard PZR Spray Line • CVCS, Inboard and Outboard RCS Discharge • CVCS, Inboard and Outboard RCS Injection • CVCS, Inboard and Outboard RPV High-Point Degasification • RCCWS, Inboard and Outboard Return and Supply • SGS, Steam Supply CIV/MSIVs and CIV/MSIV Bypasses	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
CIV Close and Open Position Indication • FWS, Supply to SGs and DHR HXs FWIV	RXB	A1	None	Q	None	N/A	I
Containment Pressure Transducer (Wide Range)	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• Containment Air Temperature (RTDs) • FW Temperature Transducers	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
SGS, Steam Generator System							
• SG tubes • Integral steam plenum • Integral steam plenum caps • Feed plenum access ports	RXB	A1	N/A	Q	None	A	I
• SG tube supports • Upper and lower SG supports	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（2/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
• Steam piping inside containment • Feedwater piping inside containment • Feedwater supply nozzles • Main steam supply nozzles • Thermal relief valves • Feed plenum access port covers • Steam plenum access ports • Steam plenum access port covers	RXB	A2	N/A	Q	None	B	I
Flow restrictors	RXB	A2	N/A	Q	None	N/A	I
RXC, Reactor Core System							
Fuel assembly (RXF)	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
Fuel Assembly Guide Tube	RXB	A2	N/A	Q	None	N/A	I
Incore Instrument Tube	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
CRDS, Control Rod Drive System							
• Control Rod Drive Shafts • Control Rod Drive Latch Mechanism	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
CRDM Pressure Boundary (Latch Housing, Rod Travel Housing, Rod Travel Housing Plug)	RXB	A2	N/A	Q	None	A	I
CRDS Cooling Water Piping and Pressure Relief Valve	RXB	B2	None	AQ-S	None	B	II
Rod Position Indication (RPI) Coils	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
• Control Rod Drive Coils • CRDM power cables from EDN breaker to MPS breaker • CRDM power cables from MPS breaker to CRDM Cabinets	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
• CRDM Control Cabinet • CRDM Power & Rod Position Indication Cables • Rod Position Indication Cabinets (Train A/B)	RXB	B2	None	AQ	None	N/A	III
CRA, Control Rod Assembly							
All components	RXB	A2	N/A	Q	None	N/A	I
NSA, Neutron Source Assembly							
All components	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
RCS, Reactor Coolant System							
All components (except as listed below)	RXB	A1	N/A	Q	None	A	I
• Reactor vessel internals (upper riser assembly (Note 7), lower riser assembly, core support assembly, flow diverter, and pressurizer spray nozzles) • Reactor vessel internals upper riser bellows-lateral seismic restraining structure • Narrow Range Pressurizer Pressure Elements • PZR/RPV Level Elements • Narrow Range RCS Hot Leg Temperature Elements • Wide Range RCS Hot Leg Temperature Elements • RCS Flow Transmitters (Ultrasonic) • Wide Range RCS Pressure Elements	RXB	A1	None	Q	None	N/A	I
• Wide Range RCS Cold Leg Temperature Elements	RXB	A2	N/A	Q	None	N/A	I
Reactor vessel internals upper riser bellows-vertical expansion structure	RXB	B2	N/A	AQ-S	ASME BPVC Section III Division 1 NG guidance	N/A	II
Reactor Safety Valve Position Indicator	RXB	B2	None	AQ-S	Environmental Qualification Power from EDS	N/A	I
• PZR Control Cabinet • PZR Vapor Temperature Element • PZR heater power cabling from MPS breaker to PZR heaters • Pressurizer Liquid Temperature Element • Narrow Range RCS Cold Leg Temperature Element	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
PZR heater power cabling from ELV breaker to MPS breaker	RXB	B2	None	None	None	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（3/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
CVCS, Chemical and Volume Control System							
DWS Supply Isolation Valves	RXB	A2	N/A	Q	None	C	I
Position Indication for DWS Supply Isolation Valves	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• Discharge Spoolpiece Drain Valve • Discharge Spoolpiece Isolation Valve • Injection Spoolpiece Drain Valve • Pressurizer Spoolpiece Drain Valve • NuScale Power Module Removable Spoolpieces • RPV High Point Degasification Isolation Valve • RPV High Point Degasification Spoolpiece Drain Valve	RXB	B2	None	AQ-S	None	C	I
Hydrogen bottle and distribution assembly including excess flow valve	RXB	B2	None	AQ-S	None	D	II
Pressure Indicating Transmitter for Hydrogen Injection Bottle	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
• Mass Flow Instruments for CVC Injection Line • CVC Discharge Line, • CVC Makeup Line, • LRW Letdown Line (Pressure, Temperature, Flow)	RXB	B2	None	AQ	None	N/A	III
• Other Instrumentation (Pressure, Temperature, Flow, Radioactivity, Boron)	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
All other components	RXB	B2	None	None	None	D	III
BAS, Boron Addition System							
All components (except as listed below)	RXB	B2	None	None	None	D	III
• Instrumentation (Pressure, Temperature, Flow, Level, Position) • Hopper Scale • Batch Tank Mixer	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
MHS, Module Heatup System							
All components (except as listed below)	RXB	B2	None	None	None	D	III
• Instrumentation (Pressure, Temperature, Level)	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
ECCS, Emergency Core Cooling System							
• Reactor Vent Valve (RVV) • RVV Trip Valve • Reactor Recirculation Valve (RRV) • RRV Trip Valve • Reset Valve • Hydraulic lines	RXB	A1	N/A	Q	None	A	I
• RRV Position Indication • RVV Position Indication • Trip Valve Position Indication	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
Reset Valve Position Indication	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
DHRS, Decay Heat Removal System							
SG Steam Pressure Instrumentation (4 per side)	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
• Actuation Valve (2 per side) • Condenser (1 per side)	RXB	A2	N/A	Q	None	B	I
• Condenser Outlet Pressure Instrumentation (3 per side) • Condenser Outlet Temperature Instrumentation (2 per side) • Valve Position Indicator (2 for open, 2 for close per side)	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
Level Instrument (2 per side)	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
CRHS, Control Room Habitability System							
All components (except as listed below)	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
• Air Supply Isolation Solenoid Valve Position Indicators • CRE Pressure Relief Isolation Valve Position Indicators	CRB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（4/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
• CRE Differential Pressure Transmitters • CRH Bottle Pressure Instruments • Flow Transmitters • Pressure Reducing Valve Pressure Indicators	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
Air compressor and dryer	CRB	B2	None	None	None	N/A	III
CRVS, Normal Control Room HVAC							
All components (except as listed below)	CRB	B2	None	None	None	N/A	III
CRE Isolation Damper Position	CRB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• CRE Isolation Dampers • Fire and Smoke Dampers supporting the MCR • Radiation Monitors (Downstream of charcoal filter unit)	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
Outside Air intake Smoke Detectors	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
• Outside air Isolation Damper Position • Toxic gas detectors	CRB	B2	None	AQ-S	RG 1.78	N/A	I
Outside Air Isolation Dampers for CRV Recirculation Mode	CRB	B2	None	AQ-S	• RG 1.78 • RG 1.140 • Backup diesel powered • Charcoal and HEPA filtered • Maintain Positive Pressure	N/A	II
Ductwork and Associated Components (grilles, etc.) associated with the outside air intake up to the radiation monitors downstream of the filter unit	CRB	B2	None	AQ-S	• RG 1.78 • RG 1.140 • Charcoal and HEPA filtered • Maintain Positive Pressure	N/A	II
Radiation Monitors (upstream of charcoal filter unit)	CRB	B2	None	AQ	• Backup diesel powered • Charcoal and HEPA filtered • Maintain Positive Pressure	N/A	III
• CRV Filter Unit • CRV Supply Air Handling Unit A/B • Ductwork and Associated Components (dampers, grilles, etc.) associated with the MCR or TSC • Isolation Dampers for CRV Filter Unit Bypass	CRB	B2	None	AQ	• RG 1.140 • Backup diesel powered • Charcoal and HEPA filtered • Maintain Positive Pressure	N/A	III
• CRV Battery Exhaust Fan A/B • Temperature Sensors, Room Mounted	CRB	B2	None	AQ	None	N/A	III
RBVS, Reactor Building HVAC							
All components (except as listed below)	RXB, RWB	B2	None	None	None	N/A	III
• RBV Supply AHUs • RBV General Area Exhaust Fans • RBV General Area Exhaust Filter Units • Hot Lab Exhaust Fan	RXB RWB RWB RXB	B2	None	AQ	• RG 1.140	N/A	III
Ductwork and Associated Components (Dampers, grilles, etc) (except for SFP exhaust components)	RXB, RWB	B2	None	AQ	None	N/A	III
• RBV SFP Exhaust Ductwork and associated components (dampers, grills, etc.) • RBV SFP Exhaust Filter Units, including fans	RWB RWB	B2	None	AQ	• RG 1.140	N/A	III
Instrumentation	RXB, RWB	B2	None	AQ	• ANSI N13.1 • ANSI N42.18-2004 • ANSIHPS N13.1-2001 • Environmental Qualification • IEEE 497-2002 with CORR 1 • RG 1.140 • Table 1 of SRP 11.5	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（5/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
LRWS, Liquid Radioactive Waste System							
Degasifiers	RXB	B2	None	AQ	None	RW-IIa	RW-IIa
LCW Collection Tanks	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIb	RW-IIb
• Non-Radioactivity Indicating Instrumentation • Drum Dryer • LRW In-line Grab Samplers	RWB, RXB RWB RWB, RXB	B2	None	None	None	N/A	III
Radioactivity Indicating Transmitter	RWB, RXB	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
All other components	RWB, RXB	B2	None	AQ	None	RW-IIc	III
GRWS, Gaseous Radioactive Waste System							
• Charcoal Guard Bed • Charcoal Decay Beds	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIa	RW-IIa
• Charcoal Drying Heater • Inlet Gas Sampler	RWB	B2	None	None	None	N/A	III
Radiation Indicating Transmitter	RWB	B2	None	AQ	ANSI N13.1-2011	N/A	III
All other components	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIc	III
SRWS, Solid Radioactive Waste System							
Spent Resin Storage Tanks	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIa	RW-IIa
Phase Separator Tanks	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIb	RW-IIb
• Instrumentation • Compactor • In-Line Grab Sampler	RWB	B2	None	None	None	N/A	III
All other components	RWB	B2	None	AQ	None	RW-IIc	III
RWDS, Radioactive Waste Drain System							
All components	RWB, RXB, ANB	B2	None	None	None	D	III
RWBVS, Rad-Waste Building HVAC System							
• Ductwork and Associated Components (Dampers, grilles, etc.) • RXB Exhaust Fan • Instrumentation • RWB Supply Air Handling Unit • RWB Supply Air Fans A/B	RWB	B2	None	AQ	• RG 1.140	N/A	III
All other components	RWB	B2	None	None	None	N/A	III
MAE, Module Assembly Equipment							
• Module Inspection Rack • Module Upender	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
Module Import Trolley	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
MAEB, Module Assembly Equipment - Bolting							
RFT Support	RXB	B2	N/A	Q	None	C	I
CNV Support Stand	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
All other components	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
FHE, Fuel Handling Equipment							
Fuel Handling Machine	RXB	B2	None	AQ-S	• ANSI/ANS 57.1-1992 • NUREG-0554 • ASME NOG-1	N/A	I
• New Fuel Elevator • New Fuel Jib Crane	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（6/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
SFSS, Spent Fuel Storage System							
Spent Fuel Storage Rack	RXB	B2	None	AQ-S	• ANSI/ANS 57.1-1992 • ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13 • ANSI/ANS 57.3	N/A	I
SFPCS, Spent Fuel Pool Cooling System							
• Pumps • Strainers • Valves - (PCUS boundary isolation valves)	RXB	B2	None	AQ	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	D	III
• Flow control orifices • Instrumentation (pressure, temperature, flow, position)	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
All other components	RXB	B2	None	None	None	D	III
PCUS, Pool Cleanup System							
All components (except as listed below)	RXB	B2	None	AQ	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	D	III
Instrumentation (Conductivity)	RXB	B2	None	AQ	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	N/A	III
Instrumentation (pressure, temperature, flow, position)	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
• Sample Points • Instrumentation (pressure, temperature, flow, position)	RXB	B2	None	None	None	D	III
RPCS, Reactor Pool Cooling System							
• Sample Points • Valves - (PCUS boundary isolation valves)	RXB	B2	None	AQ	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	D	III
• Instrumentation - Boundary Valve Position	RXB	B2	None	AQ	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	N/A	III
• Heat Exchangers • Reactor Pool Cooling Pumps • Strainers • Valves (not listed above) - MOV, Air operated, Check, Manual, Relief	RXB	B2	None	None	None	D	III
• Instrumentation (not listed above) - Flow, Position, Pressure, Temperature • Orifices	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
Instrumentation - Temperature (PAM D Variable)	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
PSCS, Pool Surge Control System							
• RXB Penetrations - Piping • Pool Penetrations - Piping	RXB RXB	B2	None	AQ-S	None	D	II
Tank Vent RE	Yard	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
All other components	RXB, Yard	B2	None	None	None	D	III
UHS, Ultimate Heat Sink							
UHS Pool (water only; also see RXB and RBCM below)	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	N/A
Pool Level Instruments	RXB	B2	None	AQ-S	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • NRC Order EA-12-051 • NEI 12-02 • NEI 12-06 (Order EA-12-049)	N/A	I
Water M/U Line	RXB	B2	None	AQ-S	• NRC Order EA-12-051 • NEI 12-02	C	I
PLDS, Pool Leakage Detection System							
All components	RXB	B2	None	None	None	D	III
CES, Containment Evacuation System							
Vacuum Pump Suction Pressure Indicators	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
All other components (except as listed below)	RXB	B2	None	AQ	Quality Group D	D	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（7/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
CES instrumentation (except as listed below)	RXB	B2	None	None	N/A	N/A	III
Radiation Monitor	RXB	B2	None	AQ	• ANSI N42.18-2004 • ANSI/HPS N13.1-2011 • Table 1 of SRP 11.5 • Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	N/A	III
Sample Vessel Radiation Transmitter	RXB	B2	None	AQ	• ANSI N42.18-2004 • Table 1 of SRP 11.5	N/A	III
Gas Discharge Radiation Transmitter	RXB	B2	None	AQ	• ANSI/HPS N13.1-2011 • Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	N/A	III
• PSS Sample Panel Inlet and Outlet Isolation Valves • Vacuum Pump Bypass Valve	RXB	B2	None	AQ	Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	D	III
• Charcoal Pre-Filter • Charcoal Filter • Discharge Filter	RXB	B2	None	AQ	• RG 1.140	D	III
• Containment Service Air Pressure Valve • Sample Vessel Drain Sampler	RXB	B2	None	None	None	D	III
CFDS, Containment Flooding And Drain System							
All components (except as listed below)	RXB	B2	None	None	None	D	III
CFD Module Post Accident Monitoring Return Valves	RXB	B2	None	AQ	Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	D	III
Radiation Transmitter	RXB	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
RCCWS, Reactor Component Cooling Water System							
All components (except as listed below)	RXB	B2	None	None	None	D	III
Radioactivity Transmitters for: • RCCW CE Vacuum Pumps and Condensers • RCCW CVC NRHXs and PSS Coolers • RCCW PSS Cooling Water TCU	RXB	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
RCCWS instrumentation	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
PSS, Process Sampling System							
All components (except as listed below)	RXB, TGB	B2	None	None	None	N/A	III
Reactor coolant discharge sample line isolation valve	RXB	B2	None	AQ	ANSI N13.1	D	III
Primary sampling system analysis panel	RXB	B2	None	AQ	ANSI N13.1	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（8/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
• Containment evacuation system sample line isolation valve	RXB	B2	None	AQ	• ANSI N13.1 • Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	D	III
• Containment sampling system sample panel	RXB	B2	None	AQ	• ANSI N13.1 • RG 1.7 • Pressure boundary components of any monitoring path outside of containment shall be designed to withstand combustion events corresponding to the capability of containment.	D	III
• Primary sampling system sample cooler cooling water chillers	RXB	B2	None	AQ	Quality Group D	D	III
• Combined polisher effluents sample line isolation valve • Condensate polisher sample line isolation valves • Condensate pump discharge sample line isolation valve • Condenser hotwell sample line isolation valve • Feedwater sample line isolation valves • Main Steam bypass sample line isolation valves • Main steam sample line isolation valves	TGB	B2	None	None	None	D	III
MSS, Main Steam System							
• Start-up Isolation Valves • RXB Steam Traps	RXB	B2	None	AQ-S	None	D	I
• Secondary Main Steam Isolation Valves (Note 6) • Secondary Main Steam Isolation Bypass Valves (Note 6)	RXB	B2	None	AQ-S	• Technical Specification Surveillance for operability and inservice testing. • Valve Leak Detection	D	I
• Secondary Main Steam Isolation Bypass Valve Close and Open Position Indicators • Secondary Main Steam Isolation Valve Close and Open Position Indicators	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• Auxiliary Steam Supply Valve • Auxiliary Steam Warm-up Valve • Main Steam Safety Valves • Main Steam Vent Valve • N2 Injection Isolation Valves • Steam Sample Panel Isolation Valve • TGB Steam Traps	TGB TGB Yard TGB RXB TGB TGB	B2	None	None	None	D	III
• Main Steam Flow Transmitters • Main Steam Radiation Monitors	RXB, TGB	B2	None	AQ	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • ANSI N42.18-2004 (Radiation Monitors)	N/A	III
• Main Steam Pressure Transmitters • Main Steam Temperature Elements	RXB, TGB	B2	None	AQ	None	N/A	III
All other components	RXB, TGB	B2	None	None	None	N/A	III
FWS, Condensate and Feedwater System							
All components (except as listed below)	TGB, RXB	B2	None	None	None	N/A	III
Feedwater Regulating Valve A/B (Note 6)	RXB	B2	None	AQ-S	Technical Specification Surveillance for operability and inservice testing.	D	I
Feedwater Supply Check Valve (Note 6)	RXB	B2	None	AQ-S	Inservice Testing	D	I
Feedwater Regulating Valve Accumulators	RXB	B2	None	AQ	Technical Specification Surveillance for operability and inservice testing.	D	III
Feedwater Regulating Valve A/B Limit Switch	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• Condensate Storage Tank (located adjacent to TCB) • Condensate Storage Tank Makeup Level Control Valve	Yard	B2	None	None	None	D	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（9/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
Steam Generator Differential Pressure Transmitter	RXB	B2	None	AQ	None	N/A	III
• Condensate Header Emergency Rejection Level Control Valve • Condensate Header Normal Rejection Level Control Valve • Condensate Polishing Rinse Recycle Pump Skid • Condensate Polishing System Inlet Thermal Well • Condensate Pump Liquid Seal Flow Orifice A/B/C • Condensate Pump Redundant Minimum Flow Protection valve • Condensate Pumps A/B/C • Condensate Filters A/B • Condensate Polishing Skid • Gland Steam Condenser Outlet Thermal Well • Condensate Strainers A/B • Feedwater Bypass Manual Valve • Feedwater Header Temperature Thermal Well • Feedwater Main Condenser • Feedwater Pumps A/B/C • Feedwater Pumps Minimum Flow Protection Control Valve A/B/C • Gland Steam Condenser Bypass Manual Valve • Long Cycle Cleanup AOV and Flow Control Valve • LP, IP, & HP Feedwater Heater • LP, IP, & HP FWH Inlet Thermal Well • LP, IP, & HP FWH Outlet Temperature Thermal Well • LP, IP, & HP FWH Outlet Thermal Well • LP/IP Feedwater Heater Bypass Manual Valve • Main Condenser Emergency Makeup Level Control Valve • Main Condenser Normal Makeup Level Control Valve • Main Condenser Thermal Well • PSS Sampler (Isolock) • Short Cycle Cleanup Flow Control Valve • Sparging Steam Control Valve	TGB	B2	None	None	None	D	III
FWTS, Feedwater Treatment							
All components (except as listed below)	TGB	B2	None	None	No	D	III
CPRS, Condensate Polisher Resin Regeneration System							
All components	TGB	B2	None	None	• NEI 97-06 • EPRI PWR Secondary Water Chemistry Guidelines, Rev 7	D	III
HVDS, (Feedwater) Heater Vents and Drains System							
All components	TGB	B2	None	None	None	D	III
CHWS, Chilled Water System							
All components	RXB, CRB, CUB, RWB	B2	None	None	None	N/A	III
ABS, Auxiliary Boiler System							
• High Pressure and Low Pressure Aux Boiler skids • High Pressure and Low Pressure Aux Boiler Condensate Tanks • High Pressure and Low Pressure Chemical Injection Packages • High Pressure Aux Boiler Flash Tank	ABB	B2	None	None	No	D	III
Radioactivity Instruments	RXB, ABB	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
CARS, Condenser Air Removal System							
All components (except as listed below)	TGB	B2	None	None	None	D	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（10/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
• Effluent Radiation Element • Effluent Radiation Transmitter • Discharge Flow Transmitter	TGB	B2	None	AQ	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	III
TGS, Turbine Generator System							
All components (except as listed below)	TGB	B2	None	None	None	N/A	III
TG Gland Seal Exhauster Radiation Monitor	TGB	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
TLOSS, Turbine Lube Oil Storage System							
All components	TGB	B2	None	None	None	N/A	III
CPS, Cathodic Protection System							
Cathodic Protection System	RXB, RWB, TGB, ANB, CRB, DGB, CUB, FWB, ABB, Yard, Other minor buildings	B2	None	None	None	N/A	III
CWS, Circulating Water System							
All components (except as listed below)	TGB, Yard	B2	None	None	None	D	III
CWS pump bay and cooling tower basin level instrumentation	TGB, Yard	B2	None	None	None	N/A	III
SCWS, Site Cooling Water System							
All components (except as listed below)	RXB, CUB, TGB, ABB, Yard	B2	None	None	None	D	III
SCWS Instrumentation (except as listed below)	RXB, CUB, TGB, ABB, Yard	B2	None	None	None	N/A	III
Letdown line rad monitor	Yard	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
PWS, Potable Water System							
All components (except as listed below)	Various	B2	None	None	None	N/A	III
Supply and return piping from the CRE penetration (includes only the isolation devices (loop seals) and the piping between the loop seals and the outer wall of the CRE)	CRB	B2	None	None	None	N/A	II
UWS, Utility Water System							
All components (except as listed below)	Yard, RWB, FWB, RXB, TGB, CRB, ANB, CUB	B2	None	None	None	N/A	III
• Wastewater effluent discharge portion of UWS • Discharge Basin • Local Grab Sample Line • Letdown Line	Yard	B2	None	None	None	D	III
Letdown Line Rad Monitor	Yard	B2	None	AQ	ANSI N42.18-2004	N/A	III
DWS, Demineralized Water System							
All components (except as listed below)	Yard, RWB, RXB, ANB, CRB, ABB, TGB, CUB	B2	None	None	None	D	III
Radiation indication instruments for DWS headers	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
NDS, Nitrogen Distribution System							
All components	Yard, RWB	B2	None	None	None	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（11/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
SAS, Service Air System							
All components	CUB, ANB, RXB, TGB, RWB	B2	None	None	None	N/A	III
IAS, Instrument and Control Air System							
All components	CUB, RWB, RXB, TGB, SCB, DGB, ANB	B2	None	None	None	N/A	III
TBVS, Turbine Building HVAC System							
All components	TGB	B2	None	None	None	N/A	III
SBVS, Security Building HVAC System							
All components	SCB	B2	None	None	None	N/A	III
DGBVS, Diesel Generator HVAC System							
All components	DGB	B2	None	None	None	N/A	III
ABVS, Annex Building HVAC System							
All components	ANB, RWB	B2	None	None	None	N/A	III
FPS, Fire Protection System							
All components	CRB, RXB, TGB, RWB, SCB, ANB, DGB, ATB, FWB, WHB, CUB	B2	None	AQ	RG 1.189	N/A	III
BPDS, BOP Drain System							
All components (except as listed below)	TGB, CRB, CUB, DGB, ABB, FWB, Yard	B2	None	AQ	RG 1.26	D	III
• Instrumentation • Radiation Monitor	TGB, CRB, CUB, DGB, ABB, FWB, Yard	B2	None	None	None	N/A	III
EHVS, 13.8 KV and SWYD System							
All components	TGB, Yard, Switchyard	B2	None	None	None	N/A	III
EMVS, Medium Voltage AC Electrical Distribution System							
All components	TGB, RXB	B2	None	None	None	N/A	III
ELVS, Low Voltage AC Electrical Distribution System							
B6000 series Motor Control Centers	RXB, CRB	B2	None	AQ	None	N/A	III
• Motor Control Center, non-B6000 • Station Service Transformers for B6000 and non-B6000 MCCs • Load Centers (SWG) for B6000 and non-B6000 MCCs	RXB, CRB, TGB, RWB, SCB, ANB, ATB, CUB, Switchyard	B2	None	None	None	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（12/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
EDSS, Highly Reliable DC Power System							
• Channel A, Channel C, and Common Division I Components: - DC Bus - Switchgear - Batteries 1 and 2 - Battery Chargers 1 and 2 - Transfer Switches 1 and 2 • Channel B, Channel D, and Common Division II Components: - DC Bus - Switchgear - Batteries 1 and 2 - Battery Chargers 1 and 2 - Transfer Switches 1 and 2 • EDSS-C, Cabling • EDSS-C, Fusible Disconnects • EDSS-MS, Cabling • EDSS-MS, Fusible Disconnects	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	• 10 CFR 50.55a(1) • 10 CFR 50.55a(h) • IEEE Std. 603-1991 • Environmental Qualification • Independence • Single Failure Criterion • Common-Cause Failure • Location of Indicators and Controls • Multi-Unit Station Considerations	N/A	I
• Channel A, Channel C, and Common Division I Components: - Battery Charger Ammeters 1 and 2 - Battery Monitors 1 and 2 - DC Bus Ground Fault Relay - DC Bus Overvoltage Relay - DC Bus Undervoltage Relay • Channel B, Channel D, and Common Division II Components: - Battery Charger Ammeters 1 and 2 - Battery Monitors 1 and 2 - DC Bus Ground Fault Relay - DC Bus Overvoltage Relay - DC Bus Undervoltage Relay	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	• 10 CFR 50.55a(1) • 10 CFR 50.55a(h) • IEEE Std. 603-1991 • Environmental Qualification • Independence • Single Failure Criterion • Common-Cause Failure • Location of Indicators and Controls • Multi-Unit Station Considerations	N/A	I
Channel A, Channel B, Channel C, Channel D, Common Division I, and Common Division II DC Bus Voltmeters	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	• 10 CFR 50.55a(1) • 10 CFR 50.55a(h) • IEEE Std. 603-1991 • Environmental Qualification • Independence • Single Failure Criterion • Common-Cause Failure • Location of Indicators and Controls • Multi-Unit Station Considerations • IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
EDNS, Normal DC Power System							
All components	RXB, CRB, RWB, TGB, Yard	B2	None	None	None	N/A	III
BPSS, Backup Power Supply System							
All components (except as listed below)	DGB, RXB, Yard	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
Auxiliary AC Power Supply	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
PLS, Plant Lighting System							
All components (except as listed below)	All Buildings	B2	None	None	None	N/A	III
Main Control Room DC emergency lighting (including fixtures, cables, and lighting boards)	CRB	B2	None	AQ	• Powered from highly-reliable DC power distribution system • Environmental Qualification	N/A	III

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（13/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
GLPS, Grounding and Lightning Protection System							
All components	RXB, TGB, RWB, SCB, ANB, DGB, ATB, CUB, FWB, CRB	B2	None	None	None	N/A	III
SPS, Security Power System							
All components	Various	B2	None	None	None	N/A	III
MPS, Module Protection System							
All components (except as listed below)	RXB, CRB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
• Division I and Division II Engineered Safety Features Actuation System: - Equipment Interface Modules for Secondary MSIVs, Secondary MSIV Bypass Isolation Valves and Feedwater Regulating Valves for Containment Isolation and DHRS Actuation • Manual LTOP Actuation Switch • Separation Group A, B, C, and D: - Safety Function Module and associated Maintenance Switch for LTOP function	RXB, CRB	A2	N/A	Q	None	N/A	I
• Separation Group A - Safety Function Module: - Feedwater Indication and Control - Leak Detection into Containment • Separation Group B and C - Safety Function Module for PAM indication functions • Separation Group D - Safety Function Module: - Leak Detection into Containment	RXB	B2	None	AQ-S	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • EMI/RFI • Environmental Qualification • Power from Vital Instrument Bus • 10 CFR 50.55a(1) • 10 CFR 50.55a(h) • IEEE Std. 603-1991 • Independence • Single Failure Criterion • Common-Cause Failure • Location of Indicators and Controls • Multi-Unit Station Considerations	N/A	I
• 24-Hour Timers for PAM-only Mode • Division I and Division II: - Engineered Safety Features Actuation System - Equipment Interface Module for low AC voltage to battery chargers function - Engineered Safety Features Actuation System Monitoring and Indication Bus, Communication Module - MPS Gateway - Reactor Trip System Monitoring and Indication Bus - Communication Module • Separation Group A, B, C, and D: - Monitoring and Indication Bus - Communication Module • Separation Group B and C - Safety Function Modules for PAM indication functions	RXB	B2	None	AQ-S	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • EMI/RFI • Environmental Qualification • Power from Vital Instrument Bus	N/A	I
Division I and II Maintenance Workstations	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
NMS, Neutron Monitoring System							
• Excore Neutron Detectors • Excore Separation Group A/B/C/D - Power Isolation, Conversion and Monitoring Devices • Excore Signal conditioning and processing equipment	RXB	A1	N/A	Q	None	N/A	I
• Flood Highly Sensitive Neutron Detectors (for CNV flooding events) • Flood Signal conditioning and processing equipment (for CNV flooding events)	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
• Refuel Neutron Detectors (for refueling) • Refuel Signal conditioning and processing equipment (for refueling)	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
SDIS, Safety Display and Indication System							
All components	CRB	B2	None	AQ-S	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • EMI/RFI • Power from Vital Instrument Bus	N/A	I

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（14/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
MCS, Module Control System							
• RSS HMI • MCR HMI • MCS Domain Controller (Green) • MCS Domain Controller (Yellow)	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	II
• Gateway from MPS • Gateway to PCS	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
• Cabinets (PAM E Variables) • Controllers (PAM E Variables) • I/O Modules (PAM E Variables)	RXB, CRB, TGB	B2	None	AQ	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	III
• Controllers (other than above) • I/O Modules (other than above)	RXB, CRB, TGB	B2	None	AQ	None	N/A	III
ICIS, In-Core Instrumentation System							
In-core instrument string sheath	RXB	A2	N/A	Q	None	A	I
In-core instrument string/ temperature sensors	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
In-core instrument string/ flux sensors	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
Signal Conditioning and Processing Electronics	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
PCS, Plant Control System							
• Controllers • I/O Modules	CRB, RXB, TGB, RWB	B2	None	AQ	• Backup diesel powered • Analyzed for seismic qualification	N/A	III
• Controllers for RSS indication • I/O Modules for RSS indication	RXB	B2	None	AQ	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	III
• Cabinets • PCS Domain Controller (Green) • PCS Domain Controller (Yellow) • RSS HMI • MCR HMI	CRB, RXB, TGB, RWB	B2	None	AQ	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • Backup diesel powered • Analyzed for seismic qualification	N/A	III
• Gateway from MCS X • Gateway from PPS • RWBCR HMI	CRB, RXB, RWB	B2	None	None	None	N/A	III
PPS, Plant Protection System							
• Division I and Division II: - Monitoring and Indication Bus Communication Modules - Division I Safety Function Module for Spent Fuel Pool and Reactor Pool Level Indication - Equipment Interface Modules: • CRH Air Supply Isolation Valve • CRH Pressure Relief Isolation Valve • CRV General Exhaust Damper • CRV Return Air Damper • CRV Smoke Purge Exhaust Damper • CRV Supply Air Damper • Division I and Division II Safety Function Module for EDSS-C Bus Voltage Indication	CRB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
Division I and Division II: • ELVS Voltage Sensors • Manual CRH Actuation Switches	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I
Division I and Division II Safety Function Module for CRE Air Flow Delivery Indication	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（15/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
Division I and Division II: • CTB Communication Module • Enable Nonsafety Control Switch • Hard-Wired Module • Scheduling and Bypass Modules • Safety Function Modules for CRV Post-filter Radiation Sensor • Safety Function Module for CRV Post-filter Radiation Sensor Trip/Bypass Switches	CRB	B2	None	AQ-S	RG 1.78	N/A	I
Division I and Division II: • CRV Outside Air Isolation Damper Equipment Interface Module • Manual Outside Air Isolation Actuation Switch • Safety Function Module for CRV Toxic Gas Sensor • Safety Function Module for CRV Toxic Gas Sensor Trip/Bypass Switch	CRB	B2	None	AQ-S	RG 1.78	N/A	I
Division I and Division II Maintenance Workstations	CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
RMS, Radiation Monitoring System							
RM system that monitors PAM B & C variables	RXB	B2	None	AQ-S	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	I
Radiation monitors that monitors Type E variables	RXB, TGB	B2	None	AQ	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	III
Area airborne radiation monitors that monitors Type E Variable	CRB, RXB	B2	None	AQ	• IEEE 497-2002 with CORR 1 • ANSI/HPS N13.1-2011	N/A	III
Area airborne radiation monitors in: • Annex Building • Radioactive Waste Building • Reactor Building	ANB, RWB, RXB	B2	None	AQ	ANSI/HPS N13.1-2011	N/A	III
Radiation monitors in: • Annex Building • Control Building • Radioactive Waste Building • Reactor Building • Turbine Buildings	ANB, CRB, RWB, RXB, TGB	B2	None	AQ	None	N/A	III
RXB, Reactor Building							
Reactor Building (includes interior walls and floor forming UHS pool)	Yard	A1	N/A	Q	None	N/A	I
RBC, Reactor Building Cranes							
Reactor Building Crane	RXB	B1	None	AQ-S	ASME NOG-1	N/A	I
Module Lifting Adapter	RXB	B1	None	AQ-S	ANSI N14.6	N/A	N/A
Traveling Jib Crane	RXB	B2	None	N/A	None	N/A	II
Wet Hoist	RXB	B2	None	AQ	ASME NOG-1	N/A	N/A
RBCM, Reactor Building Components							
Over-Pressurization Vents (OPV)	RXB	A2	None	Q	None	C(d)	I
• UHS Pool Liner and Dry Dock Liner Dry Dock Gate support stainless steel plates at plate-to-liner weld locations	RXB	B2	None	AQ-S	ANSI/ANS 57.2-1983 with additions, clarifications, and exceptions of RG 1.13	N/A	I
Bioshield	RXB	B2	None	AQ-S	EQ requirements to GDC 4 and 23	N/A	II
Reactor Building Equipment Door	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
Dry Dock Gate	RXB	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
• Dry Dock Gate Closure instrumentation • Reactor Building Equipment Door Condition Instrumentation	RXB	B2	None	None	None	N/A	III
[[TGB, Turbine Generator Building]]							
Turbine Generator Building	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
[[TBC, Turbine Building Cranes]]							
Turbine Building Cranes	TGB	B2	None	None	None	N/A	III
RWB, Radioactive Waste Building							
Radioactive Waste Building	Yard	B2	None	AQ	None	RW-IIa	II, RW-IIa

表 1.8.2-5　NuScale の等級別アプローチにおける SSC の分類（16/16）

Table 3.2-1: Classification of Structures, Systems, and Components (Continued)

SSC (Note 1)	Location	SSC Classification (A1, A2, B1, B2)	RTNSS Category (A,B,C,D,E)	QA Program Applicability (Note 2)	Augmented Design Requirements (Note 3)	Quality Group / Safety Classification (Ref RG 1.26 or RG 1.143) (Note 4)	Seismic Classification (Ref. RG 1.29 or RG 1.143) (Note 5)
[[SCB, Security Buildings (Guardhouse)]]							
• Security Building • Vehicle inspection sally port	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
[[ANB, Annex Building]]							
Annex Building	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
[[DGB, Diesel Generator Building]]							
Diesel Generator Building	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
[[CUB, Central Utility Building]]							
Central Utility Building	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
[[FWB, Firewater Building]]							
Firewater Building	Yard	B2	None	None	None	N/A	III
CRB, Control Building							
CRB Structure at EL 120'-0" and below (except as discussed below).	Yard	A1	N/A	Q	None	N/A	I
• CRB Structure above EL 120'-0" • Inside the CRB elevator shaft and two stairwells, full height of structure • CRB Fire Protection Vestibule (on East Side of CRB)	Yard	B2	None	AQ-S	None	N/A	II
MEMS, Metrology and Environmental Monitoring System							
All components	Yard, CRB	B2	None	AQ	IEEE 497-2002 with CORR 1	N/A	III
COMS, Communication Systems							
All components	Yard for collection of data CRB for display of results	B2	None	None	None	N/A	III
SMS, Seismic Monitoring System							
All components	RXB, CRB	B2	None	AQ-S	None	N/A	I

Note 1: Acronyms used in this table are listed in Table 1.1-1.

Note 2: QA Program applicability codes are as follows:

- Q = indicates quality assurance requirements of 10 CFR 50 Appendix B are applicable in accordance with the quality assurance program (see Section 17.5).
- AQ = indicates that pertinent augmented quality assurance requirements for nonsafety-related SSCs are applied to ensure that the function is accomplished when needed based on that functionality's regulatory requirements. Note that in meeting regulatory guidance, codes, and standards, those applicable SSCs may also have quality assurance requirements invoked by said guidance (e.g., RG 1.26, RG 1.143, IEEE 497, RG 1.189).
- AQ-S = indicates that the pertinent requirements of 10 CFR 50 Appendix B are applicable to nonsafety-related SSC classified as Seismic Category I or Seismic Category II in accordance with the quality assurance program.
- None = indicates no specific QA program or augmented quality requirements are applicable.

Note 3: Additional augmented design requirements, such as the application of a Quality Group, radwaste safety, or seismic classification, to nonsafety-related SSC are reflected in the columns Quality Group/Safety Classification and Seismic Classification, where applicable.

Note 4: See Section 3.2.2.1 through Section 3.2.2.4 for the applicable codes and standards for each RG 1.26 Quality Group designation A, B, C, and D. A Quality Group classification per RG 1.26 is not applicable to supports or instrumentation. See Section 3.2.1.4 for a description of RG 1.143 classifications for RW-IIa, RW-IIb, and RW-IIc.

Note 5: Where SSC (or portions thereof) as determined in the as-built plant which are identified as Seismic Category III in this table could, as the result of a seismic event, adversely affect Seismic Category I SSC or result in incapacitating injury to occupants of the control room, they are categorized as Seismic Category II consistent with Section 3.2.1.2 and analyzed as described in Section 3.7.3.8.

Note 6: Provides nonsafety-related backup isolation to a safety-related isolation device. See FSAR Sections 3.9.6.5, 15.0.0.6.6 and Table 3.9-17.

Note 7: Includes all subcomponents of the reactor vessel internals upper riser assembly with the exception of the bellows lateral seismic restraining structure and bellows vertical expansion structure which are listed separately.

● EPZ の設定方法

NRC スタッフは、小型モジュール式炉（SMR）及びその他の新技術に対する緊急時計画規則案（10CFR50.160）を作成し、NRC 委員会に公表の承認を求めて、SECY-18-010[349]として提出した。現行の緊急時計画規則（10CFR 50.47）及びガイダンス（Reg. Guide 1.101）は、大型原子炉に基づいて作成されており、SMR 及びその他の新技術の設計及び安全研究における改善を考慮していない。本規則作成を通して、NRC スタッフは、SMR 及びその他の新技術の緊急時計画の枠組みを整備するために規則を変更及び実施ガイダンスを策定することを提案している。新たな緊急時計画規則及び実施ガイダンスは、パフォーマンスベースかつ技術的に包括した手法を適用している。本規則作成における NRC スタッフの目的は、緊急時計画規則で以下を実施できるようにすることである。

1. SMR 及びその他の新技術の認可取得者が適切に防護措置を実施できることを合理的に保証する。
2. 規制上の安定性、予見性、及び透明性を促進する。
3. 緊急時計画に関する要件の免除申請の件数を減少させる。
4. 設計特性として技術的改善が組み込まれていることを認識する。
5. 斬新かつパッシブなシステムでの安全上の改善にクレジットする。
6. 進行の遅い過渡への対応時間、及び相対的に小さい範囲で速度の遅い核分裂生成物の放出を含む、想定事故に関する小型炉及び非軽水炉の利点にクレジットする。

本規則案では、以下の項目が含まれる。

・ 緊急時及び事故時のドリル及び演習における効果的な対応の実証要件を含む、新たな代替のパフォーマンスベースの緊急時計画の枠組み

・ SMR 及びその他の新技術を用いている施設に隣接する NRC 認可または非認可施設における、緊急時計画の実施に悪影響を及ぼすハザード解析

・ プルーム被ばく EPZ の範囲を決定するための縮小可能な手法

・ 汚染された食物及び水を摂取しないために利用可能な機能及びリソースを含む、緊急時計画での食物摂取対応計画に関する要件

その後、NRC 委員会は 2019 年 12 月 17 日付書簡 [350]で SMR 及びその他の新技術に対する緊急時計画規則案（10CFR50.160）の公表を承認した。2022 年 2 月時点で、10CFR50.160 は 2022 年 7 月に最終規則として公表される予定である。

---

[349] US NRC SECY-18-0103, “Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies”, October 31, 2018

[350] US NRC SRM-SECY-18-0103, “Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies”, December 17, 2019.

さらにNRCは10CFR50.160を遵守するための規制指針のドラフトをDG-1350[351]として2020年5月付で公表した。DG-1350では、SMR等の緊急時計画策定における容認可能な手法が示されている。DG-1350の概要を表 1.8.2-6にまとめる。2022年2月時点でDG-1350は最終版として公表されていない（最終版発行日程も不明）。

なお、大型炉向けの緊急時計画に関する規制（10CFR 50.47）やガイダンス（Reg. Guide 1.101）と比較すると、大型炉向けの規則、ガイダンスは決定論的な規定である一方で、SMRの緊急時計画要件は、パフォーマンスベースかつ技術的に包括した手法（即ち、多様な設計にも対応可能）を適用している。また、SMRの斬新かつパッシブな安全システムにクレジットを取ることや想定事故に関する小型炉及び非軽水炉の利点にクレジットを取ることを認めている。以上まとめると、SMR の緊急時計画要件はパフォーマンスベースであり、多様な設計に対応可能な柔軟なものであり、SMRの設計特徴（安全性向上やより影響度の小さい想定事故）にクレジットを取ることが可能となっている。また SMR の緊急時計画要件が発効された後でも、大型炉向けの緊急時計画要件はそのまま維持され続け、大型炉にはこちらが適用される。

表 1.8.2-6　DG-1350「小型モジュール式炉における緊急時計画」の概要

本 Reg. Guide 案では、SMR の緊急時計画策定における容認可能な手法として、以下が示されている。

【一般要件】

1.SMR の申請者または認可取得者は、10 CFR Part 50 附則 E 及び 10 CFR 50.47 に適合するように緊急時計画を策定する場合、NUREG-0654 に記載されているガイダンスを用いるべきである。

2.SMR の申請者または認可取得者は、10 CFR 50.160 に適合するように緊急時計画を策定する場合、以下の 5～8 の項目に従うべきである。本 Reg. Guide 案の付録 A「緊急時計画区域（EPZ）の範囲決定における一般的な手法」には、EPZ の範囲を決定する際に、NRC が容認可能と考える解析手法の例が示されている。付録 A に示される EPZ 決定における手順は、図 1.8.2-6 の通り。

3.SMR の申請者または認可取得者は、10 CFR 50.160 に適合するように緊急時計画を策定する場合、放射線緊急時に食物摂取被ばくに対する防護に用いる連邦、州、地方政府及び先住民族のリソースを緊急時計画に記載すべきである。申請者は、施設のプルーム被ばく EPZ がサイト境界の内側である場合においても、汚染された食物及び水の摂取を防止するために必要な措置を取る、地方、州政府、先住民族及び連邦政府機関の能力について記載すべきである。緊急時計画に記載される能力は、汚染された食物及び水の摂取に関連する主要な被ばく経路に対処する必要がある。

4.SMR の申請者または認可取得者は、10 CFR 50.160 に適合するように緊急時計画を

[351] US NRC DG-1350, “Performance-Based Emergency Preparedness for Small Modular Reactors, Non-Light-Water Reactors, and Non-Power Production or Utilization Facilities”, May 2020

策定する場合、緊急時計画の実施に悪影響を及ぼす、隣接する施設で想定されるハザードの解析結果を緊急時計画に記載しなければならない。以下の 8 の項目に、要求されるハザード解析の追加ガイダンスが示されている。

【パフォーマンスベースの枠組み】

5.認可取得者は、緊急時及び事故時のドリル及び演習で効果的に以下を実施できることを実証するように 10 CFR 50.160 で要求される。a.パフォーマンスの維持（10 CFR 50.160(c)(1)(i)）b.パフォーマンス指標（10 CFR 50.160(c)(1)(ii)）c.事象分類及び緩和（10 CFR 50.160(c)(1)(iii)(A)）

【サイト内の対策】サイト内の対策

6.緊急時計画には、以下の対策について示されるべきである。NRC のガイダンス（例：NUREG-0654）は、対策実施手法を決める際の参照に用いてもよい。

a. 公衆への情報提供
b. 安全保障計画（safeguards contingency plan）との調整
c. NRC への通報
d. 緊急時対策施設

【サイト外の対策】

7.SMR の申請者は、プルーム被ばく EPZ がサイト境界よりも広い場合、以下の対策が要求される。申請者または認可取得者は、サイト外の計画に以下の能力について記載されていることを確認すべきである。

a. 連邦政府機関との連絡及び調整（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(1)）
b. サイト外組織の通報（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(2)）
c. 防護措置（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(3)）
d. サイト外組織の訓練（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(4)）
e. 避難時間推定研究（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(5)）
f. 緊急時対応施設（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(6)）
g. サイト外線量予測（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(7)）
h. 公衆への情報提供（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(8)）
i. 緊急時対応データ・システム（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(9)）
j. 再入場（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(10)）
k. ドリル及び演習（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(11)）
l. 緊急時計画の維持（10 CFR 50.160(c)(1)(iv)(B)(12)）

【近隣または隣接施設のハザード解析】

8.緊急時計画には、近隣または隣接施設のハザード解析結果を示すべきである。緊急時計画の実施に悪影響を及ぼす、想定される全てのハザードへの対策または緊急時対応能力

を示すべきである。解析では、以下を実施すべきである。

a. SMR での緊急時対応を困難にする可能性がある複数モジュール及びユニット、近隣または隣接施設で発生するサイト固有のハザードの特定及び特徴付け（例：タイミング、過酷度、及び持続性に関する課題）

b. 特定されたハザードによる影響（例：現実的な対応のタイムライン、ハザードによる能力への脅威、ハザード対応に必要な戦略）

c. 特定されたハザードによる影響を緩和する対策または緊急時対応能力

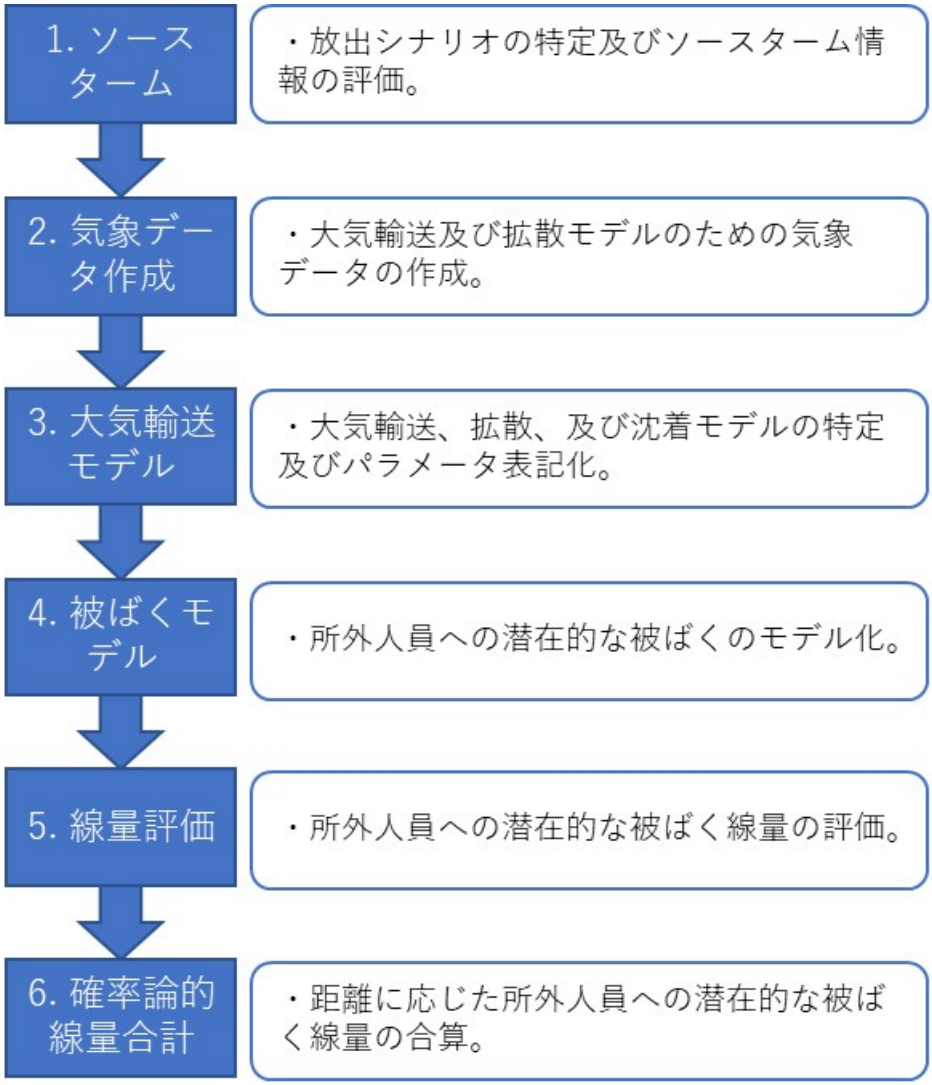


図 1.8.2-6　EPZ の範囲決定における手法

（2020 年 5 月付 DG-1350）

・　複数モジュール型原子炉の運転員スタッフィング

NRC スタッフは、複数モジュール型原子炉の運転員スタッフィングに関する方針について、

2011 年 7 月 22 日付の SECY-11-0098[352]で NRC 委員会に報告した。

運転員スタッフィングに関する現在の規制要件は 10CFR50.54(m)に規定されているが、これは軽水炉を元に設定されたものであり、SMR への適用にはいくつかの問題点がある。例えば、10CFR50.54(m)(2)(i)では、3 ユニットの場合、少なくとも 2 つの制御室を有し、全体で 8 名の認可運転員を常駐させることが規定されている。しかしながら、本規定では、単一の制御室で 3 つ以上のユニットを制御する状況は想定されていない。また、本規定にある最低人数は、大型軽水炉の運転経験に基づいて規定されたものである。

これに対し、NRC スタッフは、SMR のスタッフィングの問題に関する検討をこれまでに行っており、SECY-11-0098 で以下の 2 つのステップで対応していくことを NRC 委員会に報告した。

- ステップ 1「短期的解決策」：現行規制要件に対する免除
- ステップ 2「長期的解決策」：SMR に対応したスタッフィング要件に変更する規則改定

その後、NRC スタッフはステップ 1 への対応として、運転員スタッフィングに関する既存のガイダンス（標準審査指針（SRP）18 章及び NUREG-0711）について、SMR の免除申請の審査での適用の観点でレビューを行い、既存のガイダンスでも SMR の免除申請の審査において適用可能であることを確認した。なお、2020 年 12 月現在でステップ 2「長期的解決策」：SMR に対応したスタッフィング要件に変更する規則改定に関する動きはない。

NuScale の DC 審査におけるスタッフィング要件への適合に関しても、NuScale Power 社は規制要件からの免除を選択した。スタッフィング要件に関しては、人間工学（HFE）の観点で評価が行われており、事業者作成の最終安全解析書（FSAR）及び NRC 作成の最終安全評価書（FSAR）の 18 章「HFE」にスタッフィング要件に関する評価、審査内容がまとめられている。

FSAR 18 章「HFE」
https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A507.pdf
→18.5 項がスタッフィング要件に関する項目。

FSAR 18 章「HFE」
https://www.nrc.gov/docs/ML2002/ML20023B605.pdf
→18.5 項がスタッフィング要件に関する項目。

FSAR 18.5 項における NuScale Power が実施したスタッフィング計画の検証内容を以下にまとめる。

スタッフィング計画の検証は HFE に関する既存のガイダンスである NUREG-0711「HFE プログラムの審査モデル」、NUREG-1791「認可運転員のスタッフィング要件か

[352] US NRC SECY-11-0098, “Operator Staffing for Small or Multi-Module Nuclear Power Plant Facilities”, July 22, 2011.

らの免除の妥当性評価ガイダンス」、NUREG/CR-6838「10CFR50.54(m)に規定される認可運転員のスタッフィング要件からの免除申請を評価するためのガイダンスの技術ベース」、及び他の産業界ガイダンスに従い実施した。

スタッフィング計画の検証では、シミュレータを用いるパフォーマンスベースの試験が実施され、試験では運転員のパフォーマンス、運転員の作業負荷、緊急時（設計基準事故、設計基準超事故、複数モジュール事象、連続的及び同時進行的事象）の状況認識に焦点が置かれた。

2 つの独立した運転員クルーが訓練を受け、3 種類の緊急時及び作業負荷の高いシナリオに対応するための認定を受けた。運転部門、管理部門、及び HFE から構成される訓練を受け、認定を受けた評価者（observer）が運転員クルーのパフォーマンスを観察し、分析した。

上記の評価の結果、12 モジュールの原子炉及び関連するプラント施設について、通常時、異常時、及び緊急時においても、単一の制御室から最低 3 名の運転員及び 3 名の上級運転員により、安全かつ信頼性をもって運転することが可能であると結論された。

【個別の検討課題に関する対応状況】

表 1.8.2-7 米国における個別プロジェクトの許認可の状況（2022 年 3 月現在）

（NRC ホームページ）

ベンダー	炉型	許認可の種類	審査状況
NuScale Power	NuScale（50MWe×12 モジュール、軽水型）	DC	審査中（2022 年 8 月発効予定） ※2017 年 1 月に申請
NuScale Power	NuScale NPM-20（77MWe×12 モジュール、軽水型）	SDA	申請前審査中 ※2022 年第 4 四半期申請予定
BWXT mPower	mPower（軽水型）	DC	※2009 年 7 月に対話が始まり、2014 年に停止している。
Holtec International	SMR-160（軽水型）	DC	2020 年～ 申請前審査中（申請時期未定）
GEH	BWRX-300（軽水型）	DC	2019 年 12 月～ 申請前審査中（申請時期未定）
Westinghouse	eVinci（ヒートパイプ冷却マイクロ炉）	DC	申請前審査を予定中
Oklo Power	Aurora（マイクロ高速炉）／INL サイト	COL	※2020 年 3 月に申請、2022 年 1 月付けで情報提供の不足により NRC が申請を却下。
X-Energy	Xe-100（高温ガス炉）	DC	2018 年 9 月～

			申請前審査中（申請時期未定）
Kairos Power	KP-FHR（溶融塩炉）	DC	2018 年 11 月～ 申請前審査中（申請時期未定）
Terrestrial Energy	IMSR（溶融塩炉）	DC	2019 年 10 月～申請前審査中（申請時期未定）
TerraPower	MCFR（溶融塩化物高速炉）	DC	申請前審査中（申請時期未定）
TVA（事業者）	Clinch River サイト	ESP	審査終了（2019 年 12 月） ※2016 年 5 月申請
General Atomics	EM2（ガス冷却高速炉）	DC	2020 年～ 申請前審査中（申請時期未定）
TerraPower & GEH	Natrium（高速炉）	DC	2020 年~ 申請前審査中（申請時期未定）
TerraPower	MCFR（溶融塩高速炉）	DC	申請前審査を予定中
Abilene Christian University	NEXT Lab 溶融塩炉研究炉	DC	申請前審査中（申請時期未定）
University of Illinois 、 Ultra Safe Nuclear Corporation	高温ガス炉試験炉	DC	申請前審査を予定中

- 申請前審査：申請前の準備状況評価
- DC：具体的な建設許可等の申請がなくても、プラント設計のみ単独承認する。DC は以下の SDA と異なり、NRC 委員会の承認を受けるものであり、承認されると 10CFR Part52 の附則として規則化される。
- 標準設計承認（SDA）：具体的な建設許可等の申請がなくても、プラント設計のみ単独承認する。SDA は上記の DC と異なり、NRC スタッフの承認を受けるものであり、承認されても DC のように規則化されない。
- ESP：具体的な建設許可等の申請がなくても、サイトのみ単独承認する。
- COL：建設許可と運転認可をほぼ一括・統合したライセンスを発給する。COL では、上記の DC や ESP を参照することができるが、参照しなくても申請可能である。

1.8.2.2. カナダ

【規制方針】

カナダでは、様々なサイズと出力の原子炉が、研究、材料試験、医療用途及び発電などの用途に使用されている。カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、これら全ての申請及び関連する活動を規制している。SMR を含む全ての原子炉施設は、「クラス I 原子力施設規則」[353]に基づき、下記に該当する「クラス IA 原子力施設」として分類される。

・産業用の電力または熱を生成するための原子力発電所または小型原子炉

・同位体製造や研究開発等の発電を目的としない小型炉

CNSC は、SMR に対する規制について、「従来の原子炉施設に対する規制と同じ基準を適用する」と述べている。これは、規制活動に関連するリスクに見合うリソース配分と規制監視を適用することによる、リスク情報を活用したアプローチを通じて行われることとなる。[354]

【設計の審査：ベンダー設計審査（VDR)】

ベンダー設計審査（VDR）とは、原子炉設計自体を審査するプロセスであり、新しい原子力発電所の建設と運転を希望する申請者が CNSC に建設･運転の許認可申請を提出する前に行われる[355]。VDR は、ベンダーの要請に応じて CNSC がオプションで提供するもので、原子力安全管理法に基づく委員会決定には関連しないが、原子炉ベンダーは原子炉技術に関する予備的な CNSC スタッフのフィードバックを受けることができる。

VDR では、カナダの原子力規制要求事項と期待事項ならびにカナダの規格基準に対して、当該設計が容認可能かどうかを検証する。VDR は、以下の 3 フェーズで実施される。

フェーズ 1：規制要求事項の遵守に関する許認可前評価。このフェーズでは、カナダの新しい原子力発電所の最新の CNSC 設計要求事項（REGDOC-2.5.2 及び RD-367）及び他の関連する CNSC 規制文書、カナダの規格基準に対してベンダーの原子力発電所設計の全体的な評価が行われる。

フェーズ 2：許認可において潜在的な基本的障害に対する許認可前の評価。

フェーズ 3：フェーズ 2 のフォローアップであり、フェーズ 2 でのトピックスについての詳細情報を CNSC に求めたり、フェーズ 2 の完了後のベンダーの対応に対するレビューを CNSC に依頼する。

---

353 CNSC, SOR/2000-204, Class I Nuclear Facilities Regulations, https://laws-lois.justice.gc.ca/eng/regulations/sor-2000-204/page-1.html

354 CNSC HP, “Small modular reactors”, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/research-reactors/other-reactor-facilities/small-modular-reactors.cfm

355 CNSC HP, “Pre-Licensing Vendor Design Review”, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm

VDR の進捗状況（2022 年 1 月 26 日更新）[356]を下表にまとめる。

表 1.8.2-7　VDR の進捗状況（2022 年 1 月 26 日更新）

＜VDR 審査中＞

ベンダー	プラント名	フェーズ	審査開始	状況
Terrestrial Energy	IMSR（溶融塩炉）	フェーズ 1	2016 年 4 月	完了
		フェーズ 2	2018 年 12 月	評価中
USNC	MMR-5 MMR-10 （高温ガス炉）	フェーズ 1	2016 年 12 月	完了
		フェーズ 2	2021 年 6 月	評価中
LeadCold Nuclear	SEALER（溶融鉛炉）	フェーズ 1	2017 年 1 月	ベンダー要求により保留中
ARC Nuclear Canada	ARC-100（液体ナトリウム炉）	フェーズ 1	2017 年 9 月	完了
Moltex Energy	Moltex Energy Stable Salt Reactor（溶融塩炉）	フェーズ 1 及びフェーズ 2 を同時	2017 年 12 月	フェーズ 1 完了
SMR, LLC.	SMR-160（PWR）	フェーズ 1	2018 年 7 月	完了
NuScale Power	NuScale（iPWR）	フェーズ 1 を含むフェーズ 2	2020 年 1 月	評価中
U-Battery Canada	U-Battery High-temperature gas（高温ガス炉）	フェーズ 1	保留	プロジェクト開始が保留中
GEH	BWRX-300（BWR）	フェーズ 1 を含むフェーズ 2	2020 年 1 月	評価中
X Energy	Xe-100（高温ガス炉）	フェーズ 1 を含むフェーズ 2	2020 年 7 月	評価中

＜VDR 審査前＞

ベンダー	プラント名	フェーズ	申請書受理
WH	eVinci（マイクロ炉）	フェーズ 1 を含むフェーズ 2	2018 年 2 月
StarCore Nuclear	StarCore（モジュール式高温ガス炉）	フェーズ 1 及びフェーズ 2 を同時	2016 年 10 月

[356] CNSC HP, “Pre-Licensing Vendor Design Review”, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm

【SMR 審査に関する米国 NRC との技術協力】

NRC は、2019 年 8 月 15 日付のプレスリリース[357]で、今後実用化が見込まれている新型炉及び小型炉の技術審査について、CNSC と協力することで合意したと発表した。

同日付署名された NRC-CNSC 間の覚書によると、NRC と CNSC は既に設置済みの運営委員会のもとで、新型炉及び小型炉の設計の分析における協力分野や良好事例を共有及び評価するために必要な基盤の策定に直ちに取り組む。また覚書によれば、新型炉及び小型炉の設計の審査において安全を確保し、両規制機関の意思決定をサポートするために、両者の協力を強化し、共同での技術審査を促進することを重視している。

今回の覚書について NRC 委員長の Svinicki 氏は、「今回の覚書への署名は、規制の効率性を向上させるために、CNSC とオープンかつ変革的な考え方及び新型炉の安全開発に関する協力への意欲を強化していくという NRC のコミットメントを現在以上に形づけるものである。新たな技術は急速に出現しており、規制機関としても近代化の取り組みや将来の技術に足並みをそろえていく必要がある」と述べた。

また、CNSC 代表及び CEO の Velshi 氏は、「世界規模で新型炉や小型炉への関心や開発は急速に進んでいる。CNSC 及び NRC は、これらの革新的技術の開発が安全かつ効率的に実施されるよう、規制機関のリーダーとして協力していく。今回の覚書への署名は、NRC との長期にわたる協力関係を更に強化し、将来の規制活動の有効性及び効率性を確保するものである」と述べた。

その後、現在、米国及びカナダで申請前審査活動を実施している Terrestrial Energy 社の溶融塩炉である IMSR が、NRC と CNSC による共同での技術審査の対象プラント第一号に選定されたと、Terrestrial Energy 社が 2019 年 12 月 4 日付で公表した。[358]

1.8.2.3. 英国

【規制方針】

英国の原子力発電所等の原子力施設の基本的な許認可には、原子力安全の側面を主に審査する原子力サイト認可と環境の側面を主に審査する環境許可（放射性廃棄物処分許可）がある。2007 年以降、基本的な許認可のオプションとして、英国内に建設される可能性のある新型炉に対してその設計の型式認定を与えるという一般設計評価（GDA）や、政府が事業者に代わって予め新設炉の候補地の適性を評価し好ましい立地点を選定しておくという戦略的立地評価（SSA）といった新制度が導入された。

設計審査やサイト認可については、以下に示す 2 段階の許認可プロセスとなっていた（【】内は予想審査期間）。

---

[357] US NRC Press Release “NRC and CNSC Sign Historic Memorandum to Enhance Technical Reviews of Advanced/Small Modular Reactor Technologies”, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2019/19-037.pdf

[358] Terrestrial Energy website “Terrestrial Energy IMSR Advanced Reactor Selected by Canadian and U.S. Regulators for Joint Review”, https://www.terrestrialenergy.com/2019/12/terrestrial-energy-imsr-advanced-reactor-selected-by-canadian-and-u-s-regulators-for-joint-review/

第 1 段階：一般設計評価（GDA）

ステップ 1：一般的なサイト条件に基づく設計及びセーフティケースの準備【申請者次第】

ステップ 2：基本的な安全性の概要評価【6～8 ヶ月】

ステップ 3：全体的な設計安全性の評価【～12 ヶ月】

ステップ 4：設計承認のための詳細評価【～28 ヶ月】

第 2 段階：サイト認可

サイト認可申請の準備及び申請者組織の準備に関する調整【18～24 ヶ月】

ONR による原子力サイト認可申請書の評価→サイト認可発給【12～18 ヶ月】

原子力規制局（ONR）、環境庁（EA）は、SMR 及び先進型炉の導入に向けて、既存の安全審査ガイダンス類や規制プロセスの近代化を進めている。ONR、EA 及びウェールズ自然保護機関（NRW）は、2019 年 10 月、SMR の導入可能性等を反映させた新たな GDA のガイダンスを公開し、2021 年 5 月に SMR の GDA 申請受付が開始した。

英国で新しい原子力発電所を建設・運転するには、原子炉設計の GDA プロセスに加えて、事業者が以下のような形で規制当局や政府から許可を得る必要がある。

- ONR からのサイトライセンスおよび原子力関連の建設を開始するための関連同意
- EA または NRW からの環境許可証
- ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）からの計画許可

【エネルギー・気候変動省（DECC）による SMR に関する規制枠組み評価】

エネルギー・気候変動省（DECC）は 2016 年 5 月に、SMR に関する技術経済評価の一環として、SMR の導入に向けた英国の既存の規制枠組みを評価した結果をまとめた報告書を公開した[359]。同プロジェクトでは、特に当時の現行の大規模プラント向けの GDA で提起された問題に関連して、さまざまな SMR 設計の詳細な評価を実施した。これらの詳細な評価に基づき、SMR の GDA で発生する可能性のある許認可に関する一般的な課題が提示された。

規制の枠組み評価の主な結果は、以下の通りである。

1. 原子炉を故障やハザードから防護する系統の設計に対する英国の要求事項は、現在の SMR の設計に大きな変更をもたらし、この結果、発電コストにも大きな影響を与える可能性がある。英国の規制要件に適合するために設計変更が必要となる場合、SMR ベンダーは、プラント改造のコストと困難性を正当化するために、最先端の確率的手法を使用して費用対効果分析を実施することが推奨される。このような分析は、プラント改造が英国の ALARP（合理的に実現できるかぎり低く）の要件に対して正当化されるかどうかについて、英国の規制当局との議論の根拠として使用することができる。

[359] [1] UK DECC “Small Modular Reactor Techno-Economic Assessment Project 4 Pre-Generic Design Assessment （ GDA ） Study Final Report Volume I”, May 11, 2016., https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/665298/TEA_Project_4_Vol_1_-_Assessment_of_UK_Regulatory_Regime_for_SMRs.pdf

2. 原子炉圧力容器のような「健全性の高い機器」の検査に関する英国特有の要件は、定期検査費用が潜在的に高いため、SMR プログラムに大きな経済的影響を与える可能性がある。更に、いくつかの小規模な SMR 設計については、検査箇所へのアクセス性の問題により、供用中検査が困難となる。このため SMR 開発者は、GDA の初期段階において、「健全性の高い機器」に分類される機器及び溶接個所を特定するとともに、検査箇所へのアクセス性を考慮したうえで検査手法も特定することが推奨される。
3. 原子力安全を目的としたソフトウェアベースの計装制御系の設計、試験及び適用に関する英国の要件により、多種の SMR で提案されている制御計装系に重大な変更が必要となる可能性がある。SMR においてソフトウェアベースの計装制御系に対する規制面での支援として、原子力施設の安全系でのソフトウェアの使用について信頼性の確保を目的に、ソフトウェアの仕様、設計及び試験に関する研究を実施することが推奨される。
4. GDA では、安全上重要なプラント機器について、確立された参照設計に関連付けられた包括的な安全及び環境評価書の提出が要求される。安全及び環境に関する適切に定義された参照設計がないということは、規制者は過去の GDA において重大な障害と考えていた。
5. 多くの SMR 設計では、故障時や通常運転時の除熱を受動的な自然循環冷却に依存している。自然循環の挙動を予測するための計算ツールの開発は、原理的には可能であるが、特に局所的な沸騰が発生する箇所での条件については、現在の熱水力学研究のレベルでは最先端である。SMR に対する審査支援として、適切な試験施設で試験を実施し、自然循環の予測手法を開発し、検証することを目的とした研究プログラムを開始することが推奨される。

【SMR に関する審査ガイダンスの公表】

2021 年 5 月 11 日、BEIS が GDA に関する新しいエントリーガイダンスを発表し、SMR を含む先進原子力技術（AMT：Advanced Nuclear Technologies）まで範囲を広げると表明した[360]。新しい GDA エントリーガイダンスは、原子力規制当局が GDA を近代化するために行った作業を反映したものである。

これに備えて、英国の原子力規制局（ONR）と環境庁（EA）は、共同の GDA ガイダンス（ONR-GDA-GD-006, Rev. 0）を 2019 年 10 月付けで公表した[361][362]。ONR-GDA-GD-006, Rev. 0 は、新規の原子力発電所の安全性とセキュリティを評価する GDA プロセスを示したもので、以下を GDA の申請者に明確に示すことを目的としている。

- GDA プロセスとそのタイムスケール
- GDA の各ステップの進行を可能にする ONR の要件

---

[360] ONR, “Generic Design Assessment (GDA) of new nuclear power stations”, https://www.onr.org.uk/new-reactors/

[361] EA, “New nuclear power plants: Generic Design Assessment guidance for Requesting Parties”, https://www.gov.uk/government/publications/new-nuclear-power-plants-generic-design-assessment-guidance-for-requesting-parties

[362] ONR-GDA-GD-006, Revision 0, “New Nuclear Power Plants: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties”, October 2019, https://www.onr.org.uk/new-reactors/onr-gda-gd-006.pdf

・ GDA の実施により得られる成果
・ 申請者からの提出物の妥当性を判断する際に ONR が適用する原則

本ガイダンスは、将来の全ての GDA 活動のために作成されたもので、最新の教訓の反映に加えて、GDA が考案されてから 10 年間の原子力産業界の変化、特に最近の原子力部門の契約及びより成熟した AMT の可能性も考慮している。本ガイダンスでは、GDA プロセスの効率と柔軟性を強化するため、以下に示すように GDA を 3 ステップで評価し、各ステップでの重点及び焦点を修正した（【】内は予想審査期間）。

ステップ 1：開始。開始ステップとしてスコープやタイムスケール等について ONR と申請者が合意する。重要なことは、ステップ 1 では、ONR の期待に対する申請者のセーフティケース及びセキュリティケースのギャップを申請者が特定し、今後どのように解決するかを提案することである。【12 ヶ月】

ステップ 2：基本的な評価。全般的なセーフティケース及びセキュリティケースの基本的な評価であり、設計評価の進展を妨げる可能性のある潜在的な「致命的問題（showstopper）」を特定する。【12 ヶ月】

ステップ 3：詳細な評価。全般的なセーフティケース及びセキュリティケースの詳細な評価【24 ヶ月】

1.8.2.4. 仏国

次世代炉、革新炉に関連した規制整備の動向は、仏国では従前の既設原子炉、新設原子炉関連規制とは違う新しい規制動向がまだ見られない。

各炉型に関する ASN の評価

仏国次世代炉 ASTRID 計画については、仏原子力・代替エネルギー庁（CEA）が本計画初期段階で照会した ASTRID の安全オプション（安全対策案）に対して、仏原子力安全規制機関（ASN）は見解をとりまとめ、2014 年に CEA に通知している。[363]

EPR に関して、2016 年 4 月、EDF は ASN に対し、EDF と Framatome が開発を進めている「EPR New Model」（EPR NM）という PWR 炉プロジェクトの安全性に関する選択肢について意見を求めた。このプロジェクトは、第 3 世代原子炉の一般的な安全目標を達成することを目的としている。フラマンビル 3、オルキルオト 3、タイシャン 1・2、ヒンクリーポイント C の EPR 炉の設計、建設、試運転から学んだ教訓と、既存の原子炉からの運転経験フィードバックを統合することを目指している。さらに、この設計には、福島第一原子力発電所の事故から学んだすべての教訓が盛り込まれる。具体的には、自然災害に対する設計を強化し、事故状況（炉心溶融の有無にかかわらず）において、敷地外の資源が介入できるようになるまで、設備とサイトの独立性を強固にすることである。ASN は IRSN の支援を受けて、PWR 設計に関するガイド 22 号の勧告を考慮し、EPR NM の安全オプション書類（DOS）を検討した。ASN の要請により、2018 年 1 月に GPR が開催され、この DOS を検討した。

[363] ASN, CODEP-DRC-2013-062807, “Prototype ASTRID, Document d'orientations de sûreté du prototype ASTRID”, le 10 avril 2014.

2018 年、EDF は ASN に EPR NM の技術構成を「EPR 2」と呼ばれる新バージョンにアップグレードする決定を送った。こうして 2019 年 7 月 16 日、ASN は EPR NM 原子炉とその EPR 2 構成のアップグレードに提案された安全オプションに関する意見を発表した。ASN は、一般的な安全目標、安全基準要件、主要な設計オプションは全体として満足のいくものであると考えている。ASN の意見は、原子炉設置認可申請前にさらに深く検討されるべき課題を特定するものである。特に、主要な 1 次および 2 次配管の破断防止アプローチ、ハザード、特に火災と爆発に対処するためのアプローチ、特定の安全システムの設計選択について、追加の正当化が必要である。2020 年、EDF はこれらのテーマについて追加情報を提供した。現在、審査中である。

SMR に関しては、具体的な検討はされてないが、原子力安全性を大幅に向上させた原子炉を開発する機会であるとのと見解を示している。[364]

1.8.2.5. 中国

次世代炉、革新炉に関連した規制整備の動向は、中国では従前の既設原子炉、新設原子炉関連規制とは違う新しい規制動向がまだ見られない。

高温ガス炉実証炉 HTR-PM や高速炉実証炉 CFR-600 など第 4 世代炉の革新炉に関しては、現状では規制への対応として、主に規制機関である生態環境部（MEE、放射線関係）と原子力安全局（NNSA、原子力施設の安全審査、許認可関係）への対応となる。革新炉の規制制度への反映事項や規格基準化に関するアプローチについては、革新炉のための特別な規制要件が見当たらないため、規制制度への反映や規格基準化等に関する公示も発出されていない。安全審査等の規制対応は、現段階では基本的に既存の発電用軽水炉の規制要求への対応プロセスと変わらず、発電用原子力発電所の安全性確保の機能要求としての深層防護やリスク評価（事故シーケンス、PRA 評価等の手法を活用する）を実施する。革新炉の安全審査、設置許可、建設許可（日本の工事認可相当）申請手続きに関しても、既存原子炉のものとほぼ同様で大きな違いがないという。ただし、従来の大型軽水炉に比べ、革新炉は固有安全性が高く、事故リスクも格段に小さいことから、安全審査では従来の大型軽水炉に比べて信頼性評価データ値が良いとされる。中国の規制当局は原子力の安全性を最重要視する傾向が強く、新型炉・革新炉については、その安全性、信頼性のほか、経済性や実行可能性等も重視しているため、新規制要件の導入もしくは既存規制要件のアップデートをする際に、技術要素はもちろん、経済、社会、環境受容性等も幅広い要素も考慮する。次世代革新炉における安全審査、許認可において、設計要件、安全防護手法、安全対策、放射性物質放出のほか、EPZ の設定などライセンス付与に関する法整備、関連のガイダンスを検討、計画している。今後、革新炉実証炉の設計、建設、運転を通じて得られる経験や知見を踏まえて、NNSA 等規制当局は国内外での展開を睨みながら、小型革新炉関連の法規制を具体化するプロセスを開始し、詳細の内容や手順等が順次公開されるとみられている。[365][366]

---

[364] ANS Annual Report 2020, https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/publications

[365] HTR Development Status in China, Prof. Dr. WANG Dazhong, Academician, Chinese Academy of Sciences, INET, Tsinghua University, Beijing, HTR2014, Weihai, China, 2014-10-28

[366] 以下各機関ウェブサイト

最近の SMR の許認可動向は以下の通り：

- 海南省における多目的 SMR（ACP100）実証プロジェクトの安全性予備解析報告書は、2020 年 6 月に国家核安全局（NNSA）による審査・承認を受けた。2021 年 6 月に、建設許可が発給されている。[367]
- 2021 年 8 月 20 日、NNSA は HTR-PM の運転認可を発行した。[368]

1.8.2.6. ロシア

ロシアの原子力規制当局である連邦環境・技術・原子力監督庁（Rostechnadzor）は、第三＋世代炉（EPR、AP1000、VVER1500、APR1400 など）及び第四世代炉の設計審査が効率化や安全要件の収斂を図る NEA の多国間設計評価プログラム（Multinational Design Evaluation Program, MDEP）に参加している。また、IAEA の SMR Regulators Forum の 3 つ(EPZ、深層防護、等級別アプローチ)のワーキンググループに参加している。[369]

Rostechnadzor のホームページに公開された政策声明においては、一般的に原子力規制活動において確率的安全評価（PSA）と等級別アプローチを適用する方針を示している。

- 原子力発電所への確率論的安全性評価とリスク情報に基づく方法の適用に関する方針声明 370
  - Rostechnadzor は、安全評価の決定論的手法と確率論的手法を組み合わせたリスク情報に基づいたアプローチを適用することが、安全規制の有効性を向上させるとともに、原子力発電所のユニットの原子力と放射線の安全評価を広範囲に支援することを保証するために使用されると考えている。
  - Rostechnadzor は、確率論的安全評価の要件を決定する原子力利用の過程で使用される連邦規則と規制の開発を予定している。
- 原子力利用の分野における安全規制における等級別（リスク情報に基づく）アプローチの

国家原子能機構（http://www.caea.gov.cn）

国家核安全局（http://www.sepa.gov.cn/info/gw/haqwj）

生態環境部（http://www.mee.gov.cn）

国家発展改革委員会（http://www.ndrc.gov.cn）

中国能源網（http://www.china5e.com）

[367] NEI Magazine, 2021/6/8, China approves construction of demonstration ACP100 - Nuclear Engineering International

[368] WNN, 2021/12/21, Demonstration HTR-PM prepares for grid connection)

[369] Rostechnadzor HP, Basic Activities of Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service, (2020/2 参照)

[370] Rostechnadzor HP, POLICY STATEMENT ON APPLICATION OF PROBABILISTIC SAFETY（2020/2 参照）

適用の再検討[371]

- ロシア連邦は、原子力利用分野における原子力安全規制について、IAEA の要求事項と関連する国際機関の勧告に基づく、確立された段階的（リスク情報に基づいた）アプローチを導入し、適用してきた。追加のメカニズムを導入する必要はない。

但し、革新的原子炉及び SMR の規制に関する考え方や、建設に向けた許認可の状況等については、明記した情報は公開されていない。以下では、一般的に PRA、等級別アプローチ、及び EPZ に関するロシアの考え方を紹介する。

PRA[372]

設計に関するリスク評価に関して、出力運転時内的事象レベル 1 &レベル 2 PSA による評価が、安全目標に対する適合性を確認する上で充分であるという考えである。レベル 3 は被ばく評価に限定されている。

- 確率的安全目標（新規の炉に対する基準）
  - CDF≦ 1 E-5／炉年
  - LRF≦ 1 E-7／炉年（LRF：Large accidental Release Frequency）
- リスク情報を活用した意思決定の適用範囲
  - プラントの改良や変更
  - 許認可
  - 機器の信頼性目標の評価
  - 原子力発電所のバックフィット
  - 許容待機所外時間（AOT）の延長

等級別アプローチ

原子力施設は、「放射線安全のための基本的な衛生規則」（OSPORB-99 / 2010）に従って、潜在的な放射線影響による 4 つのカテゴリに細分される。原子力施設のカテゴリに応じて、立地と運用の要件、及び衛生保護区域のサイズが確立される。

- カテゴリ Ⅰ：事故は人口に放射線影響を与える可能性があり、人口保護措置が必要となる可能性がある
- カテゴリ II：事故による放射線影響は衛生保護区域で制限される
- カテゴリ III：事故による放射線影響は施設の境界で制限される
- カテゴリ IV：事故による放射線影響は放射線源を使用した作業が行われる施設によって制限される

---

371 Rostechnadzor HP, Revisiting the Graded (Risk-Informed) Approach Application in Safety Regulation in the Field of Atomic Energy Use（2020/2 参照）

372 A.Liubarskii, 2020/12/4, Application of IRIDM process - Russian experience, http://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/documents/seminar/20201204_5%20A.Liubarskii.pdf

放射線施設へのカテゴリの割り当ては、事故の影響評価に基づく。評価は、施設の敷地境界を越えた放射線源の輸送及び仮想的な外部衝撃（ミサイル、航空機の墜落またはテロ行為に起因する爆発）に関係なしに発生した事故を対象とする。

すべての原子力施設に対する一般的な安全規定に準拠して、システムと要素は安全性への影響に応じてクラス分類され、要件はクラスによって異なる。

EPZ

25km 以内に設定され、サイト外での影響は、規制当局のガイダンスと安全性レビューを使用して検証される。[373]

2021 年 2 月現在、2021 年から 2031 年までの「原子力利用分野の安全・標準化に関する規制・法的規制の改善に関するコンセプト」の実施に向けた戦略的計画が公開されており（公開日未記載）、116 件の規制文書に関する改訂スケジュールが示されている。そのうち、原子力発電所に関する、以下の規制文書が含まれている。[374]

- 原子力発電所の安全確保に関する総則
- 原子力発電所の閉じ込め安全システムの設計および運用に関する規則
- 原子力発電所ユニットの寿命延長のための基本要件
- 原子力発電所の耐震設計基準
- 原子力発電所の現場 安全に関する要求事項
- 原子力発電所における水素爆発防護の確保に関する規則
- 浮体式原子力発電所の水冷式原子炉施設の設備・品目の設計と安全運転に関する規則
- 原子力発電所の燃料要素および MOX 燃料を使用した燃料集合体に対する一次要求事項
- 原子力発電所ユニットの確率論的安全解析の基本要件
- 原子力発電所の建屋・構造物に対する安全要求事項
- 原子炉機器ユニット容器、パイプライン、鉛冷却材原子力発電設備の内部の強度を正当化するための要求事項
- 原子力発電所の燃料集合体およびその構成部品の設計、建設、製造、試験および運用に関する要求事項

1.8.2.7. 韓国

SMR、革新炉に関連した規制整備の動向にいて、情報が確認できなかった。

多目的小型原子炉の SMART は、2012 年に標準設計承認（SDA）を取得している。

1.9. 横断的比較

本章では、革新炉として軽水炉、SMR、高速炉、高温ガス炉、溶融塩炉、マイクロ炉、核融合

---

373 SMR Regulators' Forum Pilot Project Report from Working Group on Graded Approach January 2018

374 Rostechnadzor HP, http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/federal-rules-and-regulations/Strategic%20plan.pdf

炉の開発動向を炉型ごとに紹介した。それらの革新炉の特徴を横断的に比較するために、本節では出力密度と土地の利用効率及び技術成熟度（TRL）に着目する。

革新炉の中で、炉心の出力密度や占有面積の数値情報が確認できた代表的なプラントを表 1.9-1 に示す。ここで、核融合炉についてはプラズマ体積当たりの核融合出力を出力密度の欄に記載している。高速炉の出力密度は軽水炉を大きく上回っている。軽水炉の中では、AP1000 が最も出力密度が高く、ABWR と軽水炉の SMR の出力密度は近い値となっている。これらの革新炉と比較すると、溶融塩炉の出力密度は低い。高温ガス炉ではガス冷却の特性上出力密度がさらに低くなっており、軽水炉より一桁ほど小さい。なお、参考情報として記載した核融合炉の数値は高温ガス炉よりさらに低い値となっている。出力密度が大きく下がると、限られた広さの敷地の中で発電できる電力が減少することにつながる。一方で、低い出力密度は万一事故が起こった際の炉心冷却には有利に働くことがあり、高温ガス炉ではガスの自然対流による冷却が可能である。なお、核融合炉では核融合反応が暴走することがないことに加え、崩壊熱が発生しないため固有の安全性を有する。

サイト占有面積はフェンスで囲まれた敷地面積、プラント占有面積は原子炉建屋やタービン建屋が占有する面積をそれぞれ表す。ABWR の占有面積については、一般的な情報が確認できなかったため、参考のために東京電力の柏崎刈羽発電所の情報を記載した。占有面積当たりの発電量では、AP1000 が NuScale を上回っている一方で、BWRX-300 とは近い値をとっている。また、高温ガス炉、溶融塩炉、マイクロ炉のプラント占有面積当たりの発電量は軽水炉 SMR を下回っている。

技術成熟度では、第 3 世代＋や高速炉の一部はすでに運転中である。また、軽水炉 SMR も TRL は「8」と評価されており実用化に近いレベルに達している。その他の革新炉も多くの利点を有するものの、高温ガス炉の Xe-100 が「7」、溶融塩炉の IMSR が「6-7」、マイクロ炉の eVinci は「5」と技術開発の課題を残している。なお、核融合炉の ITER 計画に関しては、ITER での実験が TRL「5-6」、DEMO 炉が「7-9」に位置するため [375]、現状は TRL5 未満であると考えられる。

[375] A. Sagara, 2015/5/12, Technological readiness comparison for Helical and Tokamak DEMO, http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/meetings/TM49530/website/talks/May%2012%20Sessions/Sagara_A.pdf

表 1.9-1 革新炉の出力密度と占有面積及び TRL

		出力密度 [MW/m³]	電気出力(サイト合計) [MWe]	サイト占有面積 [m²]	プラント占有面積[m²]	TRL
3 世代炉＋	AP1000	109.7[376]	1,110 [28] (1 基：1,110)	101,175[377]	－	運転中
	ABWR	50.6[376]	1,350 [39] (7 基：8,212*1,[378])	4,200,000*1,[378]	－	運転中
軽水炉 SMR	NuScale	46.5[376]	77 (12 モジュール：924)[62]	140,000[62]	4,877 [62]	8[379,380]
	BWRX-300	45.8[376]	270-290 [101] (1 基：270-290)	26,300[101]	8,400[101]	8[380]
高速炉	BN-1200[381]	230	1,220	－	－	－
	BN-800[381]	450	880	－	－	運転中
高温ガス炉	Xe-100	4.81 [120]	75[382] (4 モジュール：300)	－	53,136 (4 モジュール、4 タービン) [382]	7[380]
溶融塩炉	IMSR	13[376]	190[382]	－	45,000[382]	6-7[383]
マイクロ炉	eVinci[382]	－	0.2-15	－	<1,500	5
核融合炉	EU-DEMO[258]	1.20 *2	500	－	－	< 5

*1：柏崎刈羽発電所（1~5 号機：BWR、6,7 号機：ABWR）の情報

*2：核融合出力をプラズマ体積で割って算出

376 IAEA, 2022/3 閲覧, Characteristics of Advanced Reactors, https://aris.iaea.org/sites/power.html

377 NRC, 2011/6/13, Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19, https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A330.pdf

378 東京電力 HP, 2022/3 閲覧, 発電所の概要, https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/kk-np/profile/index-j.html

379 Tom Mundy, 2021/7, NuScale Power: A Mature, Near-Term Deployable, SMR Solution, https://www.osti.gov/servlets/purl/1813797

380 Jeff Harper, 2021/12/17, Xenergy, https://htr2020.org/wp-content/uploads/2020/12/X-energy-Harper-Webinar-otward-HTR2021-17-Dec-2021.pdf

381 V. M. Poplavsky et al., 2009/12, Core Design Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant, https://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/cn176/cn176_Presentations/parallel_session_1.1/01-05.Khomyakov.pdf

382 IAEA, 2018, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf

383 Dave Hill, 2020/10/15, IMSR Commercialization before 2030, https://msrworkshop.ornl.gov/wp-content/uploads/2020/11/40_TEUSA_GAIN_MSR_Workshop_-_20_10_14_v2_hill1.pdf

2. 原子力の安全性・経済性等を向上する技術開発の国際動向調査

本章では、各国で開発されている原子力の安全・経済性等を向上する技術について、以下の[1]～[5]に関する開発プロジェクトを調査した。各国で特定された技術に関して、該当技術の内容、政府支援、開発実施主体の概要、導入先、開発スケジュール及び安全性、経済性に関する分析についてまとめた。

[1] 燃料技術
- 事故耐性燃料（ATF）
- 金属燃料
- HALEU 燃料
- マルチサイクル（フランスやロシアで開発されている多重リサイクル技術を含む）
- 10×10 燃料、11×11 燃料等
- 燃料の高燃焼度化・高濃縮度化
- TRISO 燃料（超高温ガス炉用セラミック被覆燃料）

[2] 原子力施設建設にあたるモジュール工法

[3] プロセスイノベーション
- 製造プロセス（材料開発、付加製造、溶接技術等）
- 建設プロセス（建設プロセスを効率化するための検査や評価技術、データや工程管理の方法等）

[4] デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転

[5] 対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術

2.1. 米国

分類と項目内容	項目番号
[1]燃料技術	
事故耐性燃料（ATF） HALEU 燃料 TRISO 燃料（超高温ガス炉用セラミック被覆燃料）	2.1.1
[2]原子力施設建設にあたるモジュール工法	
スチール鋼とコンクリートの複合構造物を使ったモジュール式の建設システム（GEH）	2.1.2
[3]プロセスイノベーション	
トランスフォーメーショナル・チャレンジ原子炉（DOE）	2.1.3
[4]デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転	
ARPA-E GEMINA	2.1.4
[5]対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術	
DOE の軽水炉持続可能性（LWRS）プログラム	2.1.5

2.1.1. 燃料技術

2.1.1.1. 事故耐性燃料（ATF）の開発

技術の概要

事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel, ATF）とは、通常運転時、過渡状態、事故発生時において優れた性能を発揮し、原子力発電所の安全性を高める可能性を持つ新しい燃料技術である。福島第一原子力発電所事故を機に米国では産官協力の下 ATF の研究開発が活況を呈している。

2019 年 1 月 14 日に大統領署名が行われた原子力エネルギー革新・近代化法（NEIMA）の第 107 条「事故耐性燃料に関する委員会報告（Commission Report on Accident Tolerant Fuel）」によると、ATF は以下の通りに定義されている [384]。

- 既存の商業用原子炉を原子力事故（原子力法第 11 条（42U.S.C.2014）にて定義）に対してより耐性のあるものにする技術
- 既存の商業用原子炉の認可期間中の電力コストを引き下げる技術

政府支援

NRC による支援

規制機関である NRC は ATF を重要な課題としてとらえており、これの早期の実現に向けて様々な審査の準備を進めている。具体的には以下のアクティビティが行われている。

[384] 米国議会, Nuclear Energy Innovation and Modernization Act (NEIMA), https://www.congress.gov/115/bills/s512/BILLS-115s512enr.pdf

- 可能な限り現行の規則やガイダンスの内容を変更させずに ATF を認可することを目的に、開発が進められている ATF 設計の内容を顧みながら、既存の規則及びガイダンスの内容に対してレビューを行う。
- 最新の ATF の知見に対応することを目的に、核燃料について幅広い知識と経験を有する核燃料の専門家を NRC スタッフとして多数雇用する。
- NRC の ATF に対する行動計画を記した ATF Project Plan を発行し、それぞれの新型燃料設計に対して NRC がどのように備えているかを利害関係者に説明する（2022 年 1 月現在、ATF Project Plan version 1.2 が発行に向けて準備が行われている [385]）。
- NRC スタッフが ATF を審査し安全評価書を作成するにあたり唯一の参考図書として用いることを想定した暫定スタッフガイダンス（ISG）を公表し、審査の重要点を伝えることで、燃料ベンダーや電力事業者からの申請書の品質向上をサポートする（2022 年 1 月現在、コーティング燃料被覆管に関してのみ ISG が発行されている [386]）。

DOE による支援

DOE は 2012 年より米国内の燃料ベンダーの ATF の開発を技術的・財政的に支援している。ATF の開発支援は DOE の Fuel Cycle R&D プログラムの中に位置づけられており、2021 会計年度予算が 105800 米国ドル、2022 会計年度予算が 115000 米国ドルと同プログラムの中で最大の予算が割り当てられている [387]。

米国のエネルギー省である DOE は 2017 年 10 月 26 日に NRC と ATF に関する覚書(MOU)を締結し、米国内における当該技術の開発の支援を表明した [388]。

具体的には以下の領域において技術的な支援を行っている。

- DOE が所有している試験炉における ATF の実証・性能評価試験
  - DOE は、先進試験炉（Advanced Test Reactor）や過渡事象炉試験施設など、燃料の照射やそれに対する試験を行う施設を多数所有している。燃料ベンダーはこれらの施設を利用し、ATF の認可に必要な物性のデータを取得することができる。
  - NRC も上記の試験の動向を把握しており、燃料ベンダーや電力事業者から ATF の申請を受ける前にその新型燃料設計の安全性を把握することができる。この結果、ATF の開発スケジュールの遅れやコスト超過を防ぐことができる。

---

[385] NRC (2021), “Project Plan to Prepare The U.S. Nuclear Regulatory Commission for Efficient and Effective Licensing of Accident Tolerant Fuels”, https://www.nrc.gov/docs/ML2124/ML21243A298.pdf

[386] NRC (2020), “Supplemental Guidance Regarding the Chromium-Coated Zirconium Alloy Fuel Cladding Accident Tolerant Fuel Concept”, https://www.nrc.gov/docs/ML1934/ML19343A121.pdf

[387] DOE, 「Our Budget」, https://www.energy.gov/ne/our-budget

[388] NRC (2017), “Addendum to Memorandum of Understanding Between U.S. Nuclear Regulatory Commission and U.S. Department of Energy on Nuclear Safety Research of Advanced Technology Fuels”, https://www.nrc.gov/docs/ML1713/ML17130A815.pdf

- ATF のモデル化に必要なコンピューターコードの開発と検証
  - DOE は ATF のモデル化や解析に必要なコンピューターコードの開発に貢献している。例としては以下の取り組みが挙げられる。
    - ✧ DOE の CASL プログラムの下、オークリッジ国立研究所にて核計算コード SCALE が ATF への対応を進められている。
    - ✧ ATF の過酷事故条件での振る舞いをモデル化することを目的に、サンディア国立研究所にて開発された MELCORE コードの使用が検討されている。
    - ✧ DOE が所有している BISON コードに熱水力コード TRACE が統合されたことにより、ATF の燃料性能モデルを熱水力シミュレーション下で再現可能となった。

事故耐性燃料に分類される燃料設計

米国の原子力規制機関である NRC は以下の新型燃料設計を ATF とみなしている。それぞれの詳細については以降の項目に記す。

- 短期的（Near-Term）な事故耐性燃料
  - コーティング燃料被覆管
  - FeCrAl 燃料被覆管
  - ドープド燃料
  - 高燃焼度・高濃縮度燃料
- 長期的（Long-Term）な事故耐性燃料

開発スケジュール

表 2.1.1-1 に NRC が提言する ATF の許認可スケジュールを記す[389]。なお、この許認可スケジュールが想定する ATF は短期的な事故耐性燃料のみであり、長期的な事故耐性燃料は含まれていないことに注意する。

2022 年 1 月現在、米国の原子力産業界は 2020 年代半ばまでに ATF を既存の商用軽水炉に実装することを目標として設定している。表 2.1.1-1 のスケジュールはこの目標の達成を支援することを目的に、NRC と産業界が協力して作成したものである。特にコーティング燃料被覆管については、暫定スタッフガイダンス（ISG）や現象の同定及びランク表（PIRT）が既に発行済みであるといったように他の ATF 設計と比較して NRC の準備が整っていることから、他の ATF 設計に先駆けて商用軽水炉に実装されることが予想される。

[389] NRC (2021), “Project Plan to Prepare the U.S. Nuclear Regulatory Commission for Efficient and
Effective Licensing of Accident Tolerant Fuels”, https://www.nrc.gov/docs/ML2124/ML21243A298.pdf

表 2.1.1-1　2020 年代半ばまでの ATF の実装を目標とした ATF 許認可スケジュール（NRC の情報を基に JANUS が作成）

				2022年				2023年				2024年			
タスク	期間	開始予定日	完了予定日	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4
燃料ベンダーによるトピカルレポートの提出	16か月	2022年7月	2023年10月												
サイト固有の認可変更の実施	15か月	2023年11月	2024年12月												
規制免除（必要に応じて）	15か月	2023年11月	2024年12月												

NRCスタッフによる審査
ACRSによる審査

2.1.1.2. コーティング燃料被覆管の開発

技術の内容

コーティング燃料被覆管とは、従来の原子炉で用いられていたジルコニウム合金燃料被覆管の表面に金属クロムなどの被膜をコーティングすることによって過酷事故への耐性を強化した、短期的（Near-Term）な事故耐性燃料設計（ATF）に分類される新型燃料設計である。

既存の燃料被覆管の表面にコーティングを行うことによるメリットは以下の通りである[390]。

- フレッティングに対する燃料棒の保護が強化される。
- 過酷事故条件も含めた様々な原子炉の条件下において燃料被覆管の耐酸化性が向上し、優れた材料挙動を示す。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

米国においてコーティング燃料被覆管の開発は Westinghouse 社、Framatome 社および GNF 社が実施している[391]。

Westinghouse 社[392]

Westinghouse 社は新型燃料コンセプトである Encore の中でコーティング燃料被覆管の研究開発を発表している。Westinghouse 社は燃料被覆管として同社が従来提供していた ZIRLO の表面に厚さ 20～30μm の金属クロム皮膜をコーティングした燃料被覆管の使用を検討している。

Framatome 社[393]

Framatome 社は新型燃料開発プロジェクトである EATF にてコーティング燃料被覆管の研究開発を発表している。Framatome 社は燃料被覆管として同社が従来提供していた M5 の表面に厚さ 8～22μnm の金属クロム被膜をコーティングした燃料被覆管の使用を検討している。

GNF 社

GNF 社は ARMOR と呼ばれているコーティング燃料被覆管の研究開発を実施していることを発表している。しかし、こちらの燃料設計の技術詳細は現在公開されていない。

導入が想定される炉型、ユーザー

2022 年 1 月現在、コーティング燃料被覆管のバッチ装荷を表明している原子力発電プラント及び事業者は存在していない。ただし、これに先んじて先行試験集合体（Lead Test Assembly, LTA）の装荷が以下に記す米国の軽水炉プラントにて実施されている[394]。これらのプラントにて

---

[390] U.S. NRC、「Coated Cladding」、2020/9/18、https://www.nrc.gov/reactors/atf/chrom-clad.html

[391] PNNL (2019), “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding”, https://www.nrc.gov/docs/ML1917/ML19172A154.pdf

[392] Westinghouse、「Encore Fuel」、 https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/about/stories/2017/Encore_fuel_brochure_8_pager_062819.pdf?ver=2019-07-09-192913-707

[393] Framatome、「EATF – The Next Evolution of Nuclear Fuel」、 https://nextevolutionfuel.com/

[394] U.S.NRC、「Lead Test Assemblies」、https://www.nrc.gov/reactors/atf/lead-test.html

引き続きバッチ装荷が行われる可能性が高いことが予想できる。

- Hatch 原子力発電所（Southern Nuclear 社、GE 製 BWR Type 4）
  - 2018 年に GNF 社のコーティング燃料被覆管が LTA として装荷
- Byron 原子力発電所（Exelon 社、Westinghouse 製 4-loop PWR）
  - 2019 年に Westinghouse 社のコーティング燃料被覆管が LTA として装荷
- Vogtle 原子力発電所 2 号機（Southern Nuclear 社、Westinghouse 製 4-loop PWR）
  - 2019 年に Framatome 社のコーティング燃料被覆管が LTA として装荷
- ANO 原子力発電所 1 号機（Entergy 社、Babcock & Wilcox 製 PWR）
  - 2019 年に Framatome 社のコーティング燃料被覆管が LTA として装荷
- Clinton 原子力発電所（Exelon 社、GE 製 BWR Type 6）
  - 2019 年に GNF 社のコーティング燃料被覆管が LTA として装荷

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

2019 年、NRC はコーティング燃料被覆管に関する現象の同定及びランク表（PIRT）を発行している [395]。PIRT とは何らかの意思決定の目的を達成するために、対象となる概念に関連する情報を専門家から収集し、情報の重要度をランク付けする体系的な方法のことを指す [396]。

PIRT の作成の結果、以下の損傷メカニズムが高いランクに分類され、コーティング燃料被覆管にとって重要であると判断された。

- 被覆管の脆化
- 事故発生時のコーティングへのクラック
- 事故発生時のコーティングの剥離
- コーティングの材料欠陥による被覆管性能の低下

上記の PIRT の作成を通じて NRC はコーティング燃料被覆管に対する性能上の懸念事項が存在していることを表明した。具体的には以下の通りである。

- クロムとジルコニウムの共晶温度である 1332℃を超える温度領域での被覆管の性能が明らかになっていない。
- LOCA 発生後に被覆管が急冷延性することによって悪影響が発生し得る。
  - 現在の調査では脆化限界を 1204℃、17 % ECR (Equivalent Cladding Reacted)としているが、これが不適切である可能性がある。
- 過酷事故発生時に被覆管が膨張してバルーニングした場合、表面のクロム被膜が剥がれることによって、被覆管の疲労寿命が著しく低下する可能性がある。

---

[395] PNNL (2019), “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding”, https://www.nrc.gov/docs/ML1917/ML19172A154.pdf

[396] U.S. NRC、「Phenomena Identification and Ranking Table Process」、2021/5/6、https://www.nrc.gov/reactors/atf/pirt.html

また、NRC はシビアアクシデント下における短期的な ATF 設計の性能を評価するコンピューターコードを開発することを目的として PIRT を作成し、これを NUREG/CR-7283 として 2021 年に発行した[397]。この PIRT を作成する上で国際的な専門家パネルよりコーティング燃料被覆管の留意点として以下のコメントが行われた。

- コーティング燃料被覆管に関しては、従来の燃料被覆管と同様にベースとしてジルコニウム合金材料を使用しているため、そのふるまいや挙動に関して大きな変化は無いと考えられる。
- 従来の炉心にもクロムは存在しており、かつコーティング燃料被覆管に使用されるクロムも微量であるため、炉心全体のクロムの変化量としてはわずかである。
- クロムコーティングジルコニウム合金燃料被覆管の熱的特性（熱伝導率など）に関しては未だに明らかとなっていない情報がある。
  - これはコーティング界面の熱抵抗が不確かであり、かつコーティングのプロセスによってその物性も大きく変化するためである。
- クロムコーティングの存在により、クロム-ジルコニウムの共晶温度以下で発生する初期酸化速度は従来のジルコニウム合金燃料被覆管よりも遅いことが確認されている。また、クロムコーティングは酸化挙動のみならず、燃料の劣化や再配置（Relocation）といった酸化とは別の現象に対しても間接的に影響を与える。
  - ただし、LOCA 時に燃料被覆管が破裂すると、コーティングが施されていない燃料被覆管の内側から酸化が進行する。

経済性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献からは情報が確認されなかった。

[397] NRC (2021), “NUREG/CR-7283: Phenomena Identification Ranking Tables for Accident Tolerant Fuel Designs Applicable to Severe Accident Conditions”, https://www.nrc.gov/docs/ML2121/ML21210A331.pdf

2.1.1.3. FeCrAl 燃料被覆管の開発

技術の内容

FeCrAl 燃料被覆管とは、従来の原子炉の燃料被覆管材料として用いられていたジルコニウム合金燃料被覆管に代わりに鉄-クロム-アルミニウムの三元系ステンレス金属材料（FeCrAl）を用いて製造される、短期的（Near-Term）な事故耐性燃料（ATF）設計に分類される新型燃料設計である。

既存のジルコニウム合金の代わりに FeCrAl 燃料被覆管を使用するメリットは以下の通りである [398]。

- 高温水蒸気に対する酸化耐性が改善され、設計基準事故や過酷事故条件下での水素発生を抑制する。
- 通常運転時及び高温事故時における燃料被覆管の強度が向上する。
- 通常運転時の腐食耐性が向上し、基本的に水素化物が発生しない。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

米国における FeCrAl 燃料被覆管の開発は主に GNF 社が実施している [399]。

GNF 社

GNF 社は親会社であるゼネラル・エレクトリック（GE）社と共に FeCrAl 材料を用いた新型燃料被覆管設計である Iron Clad の研究開発を発表している。

導入が想定される炉型、ユーザー

2022 年 1 月現在、FeCrAl 燃料被覆管のバッチ装荷を表明している原子力発電プラント及び事業者は存在していない。ただし、これに先んじて GNF 社の Iron Clad で構成された先行試験集合体（Lead Test Assembly, LTA）の装荷が以下に記す米国の軽水炉プラントにて実施されている [400]。これらのプラントにて引き続きバッチ装荷が行われる可能性が高いことが予想できる。

- Hatch 原子力発電所（Southern Nuclear 社、GE 製 BWR Type 4）
- Clinton 原子力発電所（Exelon 社、GE 製 BWR Type 6）

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

NRC はシビアアクシデント下における短期的な ATF 設計の性能を評価するコンピューターコードを開発することを目的として PIRT を作成し、これを NUREG/CR-7283 として 2021 年に発

[398] U.S. NRC、「FeCrAl Cladding」、2020/11/13、https://www.nrc.gov/reactors/atf/fecral-clad.html

[399] NRC (2020), “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, FeCrAl Alloy Cladding”, https://www.nrc.gov/docs/ML2027/ML20272A218.pdf

[400] U.S.NRC、「Lead Test Assemblies」、https://www.nrc.gov/reactors/atf/lead-test.html

行した[401]。この PIRT を作成する上で国際的な専門家パネルより FeCrAl 燃料被覆管の留意点として以下のコメントが行われた。

- FeCrAl 燃料被覆管は、従来の燃料被覆管の材料であるジルコニウム合金とは異なる材料である FeCrAl 材料を使用している。このため、シビアアクシデント条件下では従来の燃料とは全く異なる挙動を示すことが予想される。
- FeCrAl が高温条件下でどのような劣化挙動を示すのか、特に酸化挙動に関する知見 は今もなお限られている。この事実はシビアアクシデントプロセスの全体に影響を与えうる。例えば、以下の事項を明確にすることが重要である。
  - 材料間で共晶反応は発生しうるのか
  - 被覆管材料及びそれをもとに発生する酸化物の燃料ペレットに対する濡れ性
  - 事故発生後に周囲の水がなくなった場合、燃料ペレットがむき出しになる可能性 があるのか
  - 燃料被覆管にフォーミング（発泡）は発生しうるのか
- 従来のジルコニウム合金を用いた燃料被覆管と比較すると、FeCrAl 燃料被覆管は酸化挙動が異なる。現在の知見では FeCrAl 燃料被覆管の酸化挙動に関して以下の特徴が明らかとなっている。
  - 被覆管が溶融する前であれば、初期酸化速度が遅い
  - 被覆管溶融後、著しい酸化が発生しうる可能性がある
- FeCrAl 燃料被覆管を採用した炉心には、従来の燃料被覆管を採用した炉心と比較すると、アルミニウムの存在量がクロムの存在量に対して大幅に増加している。中性子輸送等に対するこの影響は未だに明らかとなっていない。
- 蒸気圧が高い条件下では、クロムやアルミニウムの気相水酸化物やオキシ水酸化物が生成される可能性が指摘されている一方で、その詳細は明らかとなっていない。また、これらの気相水酸化物やオキシ水酸化物が核分裂生成物の挙動を考察するうえで重要になる可能性もあるが、これも明らかとなっていない。クロムやアルミニウムの気相水酸化物とオキシ水酸化物が生成されるということは格納容器内に放出される非放射性エアロゾルの量が増加することを意味している。これによってエアロゾルの凝集、沈着、フィルターの目詰まりに影響を与える可能性がある。
- FeCrAl 燃料被覆管が、放射性核種の 1 つであるテルルの封じ込めや放出の遅延を実現できるかということに関しては、実験的な証拠が存在していない。

経済性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献から得られる情報は無かった

[401] NRC (2021), “NUREG/CR-7283: Phenomena Identification Ranking Tables for Accident Tolerant Fuel Designs Applicable to Severe Accident Conditions”, https://www.nrc.gov/docs/ML2121/ML21210A331.pdf

2.1.1.4. ドープド燃料の開発

技術の内容

ドープド燃料とは、従来の原子炉に用いられている酸化ウラン（UO_2）燃料にクロミア（Cr_2O_3）やアルミナ（Al_2O_3）などの添加物を加えた、短期的（Near-Term）な事故耐性燃料（ATF）設計に分類される新型燃料設計である。

従来の UO_2 燃料に添加物を加えるメリットは以下の通りである[402]。

- 添加物を加えることによって燃料の剛性が低下することで被覆管損傷のリスクを低減することが可能となり、より柔軟な原子炉の運転を実現できる。
- 燃料を構成するセラミックス粒子の粒形が大きくなることで燃料ペレット内でより多くの核分裂生成ガスを保持することが可能となり、事故発生時に放射能をもつガスの放出量を低減することができる。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

米国におけるドープド燃料の開発は主に Westinghouse 社と Framatome 社が実施している[403]。

Westinghouse 社[404][405]

Westinghouse 社は新型燃料コンセプトである Encore 及び ADOPT の中でドープド燃料の研究開発を発表している。Westinghouse 社は既存の酸化ウラン燃料に少量のクロミアとアルミナの両方を加えるドープド燃料を提案している。

Framatome 社[406]

Framatome 社は新型燃料開発プロジェクトである EATF にてドープド燃料の研究開発を発表している。Framatome 社は既存の酸化ウラン燃料に少量のクロミアを加えるドープド燃料を提案している。

導入が想定される炉型、ユーザー

2020 年、Brunswick 原子力発電所 1 号機（Duke Energy Progress 社、GE 製 BWR Type 4）において Framatome 社の 11×11 燃料集合体である ATRIUM-11 がバッチ装荷される際に、

---

[402] U.S. NRC、「Doped Pellets」、2020/9/18、https://www.nrc.gov/reactors/atf/doped-pellets.html

[403] PNNL (2019), “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding”, https://www.nrc.gov/docs/ML1917/ML19172A154.pdf

[404] Westinghouse、「Encore Fuel」、 https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/about/stories/2017/Encore_fuel_brochure_8_pager_062819.pdf?ver=2019-07-09-192913-707

[405] Westinghouse、「ADOPT Fuel」、https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/fuel/ADOPT-Flysheet.pdf

[406] Framatome、「EATF – The Next Evolution of Nuclear Fuel」、 https://nextevolutionfuel.com/

Framatome 社製のドープド燃料が同時にバッチ装荷されたことが報告されている[407-408]。BWR にドープド燃料が装荷されたのは本事例が米国初となる。

PWR 用のドープド燃料に関しては、先行試験集合体（Lead Test Assembly, LTA）の装荷が以下に記すプラントにて実施されている[409]。これらのプラントにて引き続きバッチ装荷が行われる可能性が高いことが予想できる。

- Byron 原子力発電所（Exelon 社、Westinghouse 製 4-loop PWR）
  - 2019 年に Westinghouse 社のドープド燃料が LTA として装荷
- Vogtle 原子力発電所 2 号機（Southern Nuclear 社、Westinghouse 製 4-loop PWR）
  - 2019 年に Framatome 社のドープド燃料が LTA として装荷
- ANO 原子力発電所 1 号機（Entergy 社、Babcock & Wilcox 製 PWR）
  - 2019 年に Framatome 社のドープド燃料が LTA として装荷

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

NRC はシビアアクシデント下における短期的な ATF 設計の性能を評価するコンピューターコードを開発することを目的として PIRT を作成し、これを NUREG/CR-7283 として 2021 年に発行した[410]。この PIRT を作成する上で国際的な専門家パネルよりドープド燃料の留意点として以下のコメントが行われた。

- 以下の理由から、ドープド燃料はシビアアクシデントの大部分の問題に関して従来の酸化ウラン燃料の挙動と大きく変化しないと結論付ける。
  - 燃料に添加される少量の添加物は、主に酸化ウラン燃料を構成する UO_2 の粒径に影響を与えるため、通常運転時に揮発性放射性核種のギャップ（燃料ペレットと被覆管の隙間に存在するスペース）への放出の抑制や、シビアアクシデント初期段階での揮発性核分裂生成物（ヨウ素、セシウムなど）の放出の抑制を実現できる。
  - 添加物による水素発生挙動への影響は確認されていない。
  - 炉心溶融事故の後期における添加物の影響は確認されていない。
- 一方で、従来の酸化ウラン燃料とは以下の違いが存在する。

---

[407] NRC (2020), “Brunswick Steam Electric Plant, Units 1 and 2 – Issuance of Amendment Nos. 299 and 327 to Revise Technical Specification 5.6.5b to Allow Application of Advanced Framatome ATRIUM 11 Fuel Methodologies (EPID L-2018-LLA-0273)”, https://www.nrc.gov/docs/ML2007/ML20073F186.pdf

[408] NEI (2020), “DNP-TIP-2020-07, Brunswick Implementation of ATRIUM-11 Fuel”, https://www.nei.org/CorporateSite/media/filefolder/resources/delivering-nuclear-promise/2020/DNP-TIP-2020-07-TIP-Winner-Brunswick-Implementation-of-ATRIUM-11-Fuel.pdf

[409] U.S.NRC、「Lead Test Assemblies」、https://www.nrc.gov/reactors/atf/lead-test.html

[410] NRC (2021), “NUREG/CR-7283: Phenomena Identification Ranking Tables for Accident Tolerant Fuel Designs Applicable to Severe Accident Conditions”, https://www.nrc.gov/docs/ML2121/ML21210A331.pdf

- ドープド燃料を使用した際に発生する核分裂生成物の化学組成や化学的性質に関して利用可能な研究・実験データが少ない。
- 添加物による燃料中の酸素ポテンシャルへの大きな影響が確認されている。

経済性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献から得られる情報は無かった。

2.1.1.5. 高燃焼度・高濃縮度燃料の開発

技術の内容

高燃焼度・高濃縮度燃料とは、従来の原子炉に用いられている酸化ウラン（UO_2）燃料の燃焼度及び濃縮度を向上させた燃料である。具体的には以下の変更が検討されている。

- 燃料の燃焼を既存の規制が定めている制限値である 62 GWd/MTU（ウラン 1 トンあたりギガワット日）から 75 または 80 GWd/MTU にまで上昇させる。
- 燃料の U-235 濃縮度を既存の規制が定めている制限値である 5.0 wt%から 10 wt%にまで上昇させる。

燃料の高燃焼度化、高濃縮度化のメリットはそれぞれ以下の通りである [411][412]。

- 燃料の高燃焼度化によるメリット
  - 原子炉の運転サイクルの長期化が実現可能となり、プラントの運転効率が向上する。
  - 購入・導入する燃料集合体の数が少なくなるため、燃料サイクルにおいて経済的なメリットが生じる。

- 燃料の高濃縮度化によるメリット
  - 原子炉の運転の柔軟性が向上する。
  - 購入・導入する燃料集合体の数が少なくなるため、燃料サイクルにおいて経済的なメリットが生じる。
  - 濃縮度を向上させることによって燃料の高燃焼度化が実現できる。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

2022 年 1 月現在、高燃焼度・高濃縮度燃料は Westinghouse 社、GNF 社、Framatome 社及び Louisiana Energy Services 社がそれぞれ関連技術の研究開発を実施している [413]。

Westinghouse 社 [414][415]

Westinghouse 社は新型燃料コンセプトである ADOPT の中で燃料の性能の向上を掲げており、その一環として燃焼度及び濃縮度の向上に関する研究開発を実施している。2022 年 1 月現在 Westinghouse 社は高燃焼度燃料に関するトピカルレポートと高濃縮度燃料の輸送に関する適合

[411] U.S. NRC、「Higher Burnup」、2020/11/13、https://www.nrc.gov/reactors/atf/burnup.html

[412] U.S. NRC、「Increased Enrichment」、2020/11/13、https://www.nrc.gov/reactors/atf/enrichment.html

[413] U.S. NRC、「ATF-related Licensing Actions」、2021/4/16、https://www.nrc.gov/reactors/atf/licensing-actions.html#enrich

[414] Westinghouse (2020), “WCAP-18446-P / WCAP-18446-NP, Revision 0, "Incremental Extension of Burnup Limit for Westinghouse and Combustion Engineering Fuel Designs"”, https://www.nrc.gov/docs/ML2035/ML20350B834.pdf

[415] Westinghouse (2020), “Traveller transportation package to include coated cladding, doped pellets, ATF and 7 percent enriched fuel”, https://www.nrc.gov/docs/ML2009/ML20098G696.pdf

証明書を NRC に提出していることが確認されている。

Framatome 社 [416]

Framatome 社は新型燃料開発プロジェクトである EATF にて燃料の性能向上を掲げており、その一環として燃焼度及び濃縮度の向上に関する研究開発を実施している。2022 年 1 月現在 Framatome 社は高濃縮度燃料に関するトピカルレポートを NRC に提出していることが確認されている。

GNF 社 [417][418]

GNF 社が開発している FeCrAl 燃料被覆管は、従来のジルコニウム合金燃料被覆管と比較すると、中性子経済性が悪化していることが知られている。このため、FeCrAl 燃料被覆管を使用しつつ燃料の性能を従来と同様以上にすることを目的に、GNF 社は燃焼度及び濃縮度向上に関する研究開発を実施している。2022 年 1 月現在 GNF 社は高燃焼度燃料に関するトピカルレポートと高濃縮度燃料の使用に関する燃料サイクル施設の認可変更申請（LAR）を NRC に提出していることが確認されている。

Louisiana Energy Services 社 [419]

親組織に Urenco 社を持ち米国内の燃料の濃縮処理を実施している Louisiana Energy Services 社は 2022 年 1 月現在高濃縮度燃料の使用に関する燃料サイクル施設の認可変更申請（LAR）を NRC に提出していることが確認されている。

導入が想定される炉型、ユーザー

高燃焼度・高濃縮度燃料は FeCrAl 燃料被覆管やドープド燃料と併せて使用される技術である。このため、これらの新型燃料設計が導入される既存の商用軽水炉及び新型炉に対して高燃焼度・高濃縮度燃料も同様に導入されることが想定される。

詳細は「(1-2) FeCrAl 燃料被覆管の開発」及び「(1-3) ドープド燃料の開発」の項目を参照。

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

---

[416] Framatome (2020), "ANP-10353P, Revision 0, "Increased Enrichment for PWRs"", https://www.nrc.gov/docs/ML2103/ML21035A075.pdf

[417] GNF (2020), "Review of minimum margin of subcriticality for enrichments up to 8 weight per cent uranium–235", https://www.nrc.gov/docs/ML2017/ML20175A206.pdf

[418] GNF (2020), "Proposed Amendment #51 to NEDE-24011-P-A-29, General Electric Standard Application for Reactor Fuel (GESTAR II). Proposes new Appendix B that has a small section to allow higher burnup lead use test assemblies.", https://www.nrc.gov/docs/ML2007/ML20077J159.html

[419] Louisiana Energy Services (2019), "Increase enrichment to 5.5 percent", https://www.nrc.gov/docs/ML1932/ML19322A114.pdf

高燃焼度・高濃縮度燃料を実用化する上で安全上の課題とされているのが、以下に記す燃料の細分化、再配置、放出（FFRD）である。

- 燃料の細分化（Fuel Fragmentation）
  - 発生のタイミングや原因を問わず、1 つの燃料ペレットが複数個に分離する現象を燃料の細分化と定義する。
  - 原子炉が通常運転の場合、主に熱応力を原因として燃料ペレットは細分化する。
  - 原子炉が過渡事象に見舞われた場合、通常運転時と比較して燃料の細分化はより進行することが知られている。
  - 一般的に燃料の燃焼度が高くなるにつれて細分化した燃料の破片は小さくなることが知られている。

- 燃料の再配置（Fuel Relocataion）
  - 細分化によって発生した燃料の破片が何らかの原因で物理的に移動する現象を燃料の再配置と定義する。
  - 一般的に燃料の半径方向への再配置と燃料の縦軸方向への再配置は区別される。
    - ✧　特に指定が無い場合、燃料の再配置は縦軸方向への再配置を意味する。

- 燃料の放出（Fuel Dispersal）
  - 燃料の細分化によって生じた燃料の破片が被覆管の破裂部分や開口部を通って冷却水中に放出される現象を燃料の放出と定義する。

NRC が 2012 年に NUREG-2121「冷却材喪失事故時の燃料の細分化、再配置、放出」を発行し、その中で LOCA 発生時における高燃焼度・高濃縮度燃料の FFRD の発生可能性が否定できないと結論付けたことから [420]、今日まで関連する研究が続けられている。

その後 2021 年 12 月に NRC は FFRD に関する知見をまとめた研究内部メモ（RIL 2021-13）を発行した [421]。以下に RIL を通じて説明された、2021 年 12 月時点での高燃焼度・高濃縮度燃料の FFRD に対する NRC の結論を記す。

- 燃料被覆管の歪みが 3.0%以下である場合、燃料の再配置は発生しない。
- 過酷条件下における核分裂生成ガス放出（tFGR）は燃料の燃焼度と共に増加し、具体的には燃料ペレットの平均燃焼度は 70 GWd/MTU の燃料で約 20%の放出が確認された。
  - 燃焼度の上昇に伴う tFGR の増加は、LOCA 発生時における燃料被覆管のバルーニングやバースト挙動に影響を与える可能性があり、燃料性能モデルでこれを考慮する必要がある。
- バルーニングした被覆管では燃料の再配置によって燃料の充填率が変化し、バルーンの上

[420] NRC (2012), "NUREG-2121: Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident", https://www.nrc.gov/docs/ML1209/ML12090A018.pdf

[421] NRC (2021), "RRIL 2021-13: Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup", https://www.nrc.gov/docs/ML2131/ML21313A145.pdf

部では充填率が低く、バルーンの下部では充填率が高くなる。

- LOCA 発生時のバルーン被覆管と充填された燃料の領域では、燃料の被覆管の温度を制御する現象が競合するため、被覆管温度や他の燃料棒の性能指標に対する充填率の影響を評価するために、様々な充填率のモデルを作成することが重要となる。

経済性に関する分析

米国の原子力産業界団体である NEI は 2019 年に「高濃縮度及び高燃焼度軽水炉用燃料の実用化に関する経済的利益と課題」と題する白書を発行し、その中で高燃焼度・高濃縮度燃料の経済性について報告を行った[422]。表 2.1.1-2、表 2.1.1-3 及び図 2.1.1-1 に NEI の経済性分析結果を記す。

表 2.1.1-2 は 60 年運転を想定した米国の原子力フリートにおける 7 種類の燃料シナリオに係る経済性分析である。一方、表 2.1.1-3 は 80 年運転を想定している。図 2.1.1-1 は燃料設計ごとの年間燃料費節約額の比較である（ただしこの図には資本的支出が含まれていない）。

以下に NEI 白書の経済性分析の要旨を示す。

- BWR の分析は 24 か月の燃料サイクルで運転される、出力 3299 MWt の BWR-6 に基づいている。BWR-6 は出力密度が高く燃料集合体あたりの出力が大きいため、通常 BWR-4 よりも厳しい設計制限が設けられている。このため、BWR-6 の結果を BWR-4 に適用した場合、より保守的な結論を得ることができる。表 2.1.1-2 及び表 2.1.1-3 で言及されている「BWR 用新型燃料設計」は、燃料の U-235 の濃縮度を 5.9 wt%まで向上させ、燃焼度を約 80 GWd/MTU にまで引き上げたものである。
- PWR の分析は 18 か月の燃料サイクルで運転される、出力 3469 MWt の Westinghouse 社製 4 ループ PWR に基づいている。表 2.1.1-2 及び表 2.1.1-3 で言及されている「PWR 用高燃焼度燃料」は、燃料の U-235 の濃縮度を 5.95 wt%にまで向上させ、燃焼度を約 75 GWd/MTU にまで引き上げたものである。同様に言及されている「PWR 用モデレート燃料」は、燃料の U-235 濃縮度を 5.95 wt%にまで向上させ、燃焼度を約 67 GWd/MTU にまで引き上げたものである。
- 図 2.1.1-1 の通り、燃料の高濃縮度化により燃料の製造コストは増加する。しかしその一方で、新規再装荷燃料のバッチ数の減少などにより、米国の原子力発電所に経済的な利益をもたらす。
- 高燃焼度燃料を使用することにより、高レベル放射性廃棄物の削減とそれに伴う乾式キャスク貯蔵システムへの投資が可能となる。また、PWR は運転スケジュールの柔軟性を高めることが可能となり、燃料交換停止回数の減少やエネルギー生産量の増加につながり得る。
- 高燃焼度・高濃縮度燃料によって経済的な利益を得るためには、燃料ベンダー、プラント

[422] NEI (2019), "The Economic Benefits and Challenges with Utilizing Increased Enrichment and Fuel Burnup for Light‐Water Reactors", https://www.nei.org/CorporateSite/media/filefolder/resources/reports-and-briefs/NEI-White-Paper-The-Economic-Benefits-and-Challenges-with-Utilizing-Increased-Enrichment-and-Fuel-Burnup-for-LWR.pdf

運転会社、政府機関などを始めとした多くの利害関係者の関与が必須である。少なくとも16 基の大型 PWR からの関与があれば必要最低限のリターンが得られると推測される。

- 加重平均資本コスト（WACC）を用いて高燃焼度燃料・高濃縮度燃料を採用した場合の割引率（Discount Rate）を 9.93%としている。表 2.1.1-2 及び表 2.1.1-3 より、正味現在価値（Net Present Value）が割引率を上回る、負の NPV を示している。また、資本投資に対する期待収益率を示している内部収益率（Internal Rate of Return）も割引率を上回っている。
- しかし、年間平均実質節約額（Average Annual Net Savings）には大きなばらつきが存在することに注意する必要があり、燃料の燃焼度によって左右される。これは表中の「PWR 用高燃焼度燃料」と「PWR 用モデレート燃料」の比較から明らかである。
- 上記の差は結果に大きな不確実性をもたらす可能性があるため、当初想定の 2025 年の認可時期が遅延した場合の影響を示す追加シナリオの評価を実施した。それが表 2.1.1-2 及び表 2.1.1-3 中の「PWR 用高燃焼度燃料 + BWR 用新型燃料設計（技術実証が完了するまで投資を実施しない）」である。

表 2.1.1-2　60 年運転を想定した米国の原子力フリートにおける各燃料シナリオの経済性分析（NEI の情報を基に JANUS が作成）

60年運転想定、単位は100万ドル
BWR用新型燃料設計: 5.9 wt%, 80 GWd/MTU
PWR用高燃焼度燃料: 5.95 wt%, 75 GWd/MTU
PWR用モデレート燃料: 5.95 wt%, 67 GWd/MTU

	燃料費用の節約額	乾式キャスク費用の節約額	資本的支出総計	支払利息	実質的な費用の節約額	炉1基あたりの年間平均実質節約額	電力会社が利用できる炉1基あたりの年間推定節約額	正味現在価値	内部収益率
BWR用新型燃料設計	643	244	143	44	700	2.89	1.13	32	13.0%
PWR用高燃焼度燃料 + BWR用新型燃料設計	2,480	1,034	321	93	3,099	3.66	1.46	251	19.2%
PWR用高燃焼度燃料	1,837	790	240	70	2,316	3.83	1.45	179	18.7%
PWR用モデレート燃料	847	409	212	67	977	1.93	0.45	11	10.7%
PWR用モデレート燃料 （後に高燃焼度燃料に移行）	1,647	712	240	70	2,048	3.39	1.24	119	15.6%
PWR用高燃焼度燃料 + BWR用新型燃料設計 （技術実証が完了するまで投資を実施しない）	2,120	867	311	106	2,571	3.62	1.38	160	17.6%

表 2.1.1-3　80 年運転を想定した米国の原子力フリートにおける各燃料シナリオの経済性分析（NEI の情報を基に JANUS が作成）

80年運転想定、単位は100万ドル
BWR用新型燃料設計: 5.9 wt%, 80 GWd/MTU
PWR用高燃焼度燃料: 5.95 wt%, 75 GWd/MTU
PWR用モデレート燃料: 5.95 wt%, 67 GWd/MTU

	燃料費用の節約額	乾式キャスク費用の節約額	資本的支出総計	支払利息	実質的な費用の節約額	炉1基あたりの年間平均実質節約額	電力会社が利用できる炉1基あたりの年間推定節約額	正味現在価値	内部収益率
BWR用新型燃料設計	1,734	966	157	47	2,496	2.96	1.24	13	17.3%
PWR用高燃焼度燃料 + BWR用新型燃料設計	9,433	3,540	342	98	12,533	4.83	2.28	577	22.1%
PWR用高燃焼度燃料	6,687	2,574	252	71	8,938	5.11	2.31	384	21.2%
PWR用モデレート燃料	2,736	1,365	230	70	3,802	3.44	1.22	99	13.9%
PWR用モデレート燃料 （後に高燃焼度燃料に移行）	7,374	2,824	254	71	9,871	5.99	2.71	334	18.7%
PWR用高燃焼度燃料 + BWR用新型燃料設計 （技術実証が完了するまで投資を実施しない）	11,890	3,356	245	127	14,875	6.29	3.60	650	24.3%

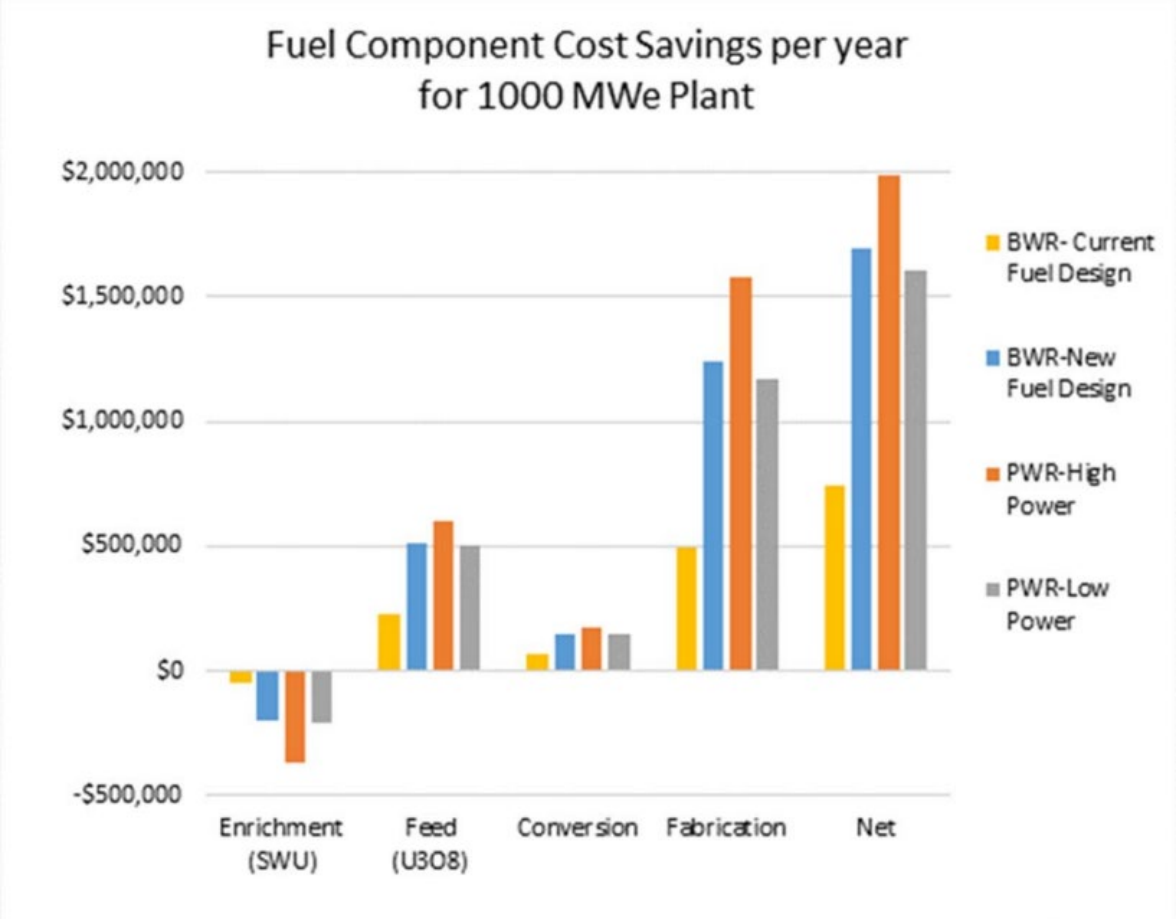


図 2.1.1-1　燃料設計ごとの年間燃料費節約額比較（資本的支出を含まない）
（NEI より抜粋）

2.1.1.6. 長期的（Long-Term）な事故耐性燃料設計の開発

技術の内容

長期的（Long-Term）な事故耐性燃料設計とは、コーティング燃料被覆管や FeCrAl 燃料被覆管といった短期的（Near-Term）な事故耐性燃料と異なり、研究開発や知見の収集が必要で実現までに多くの時間を要する新型燃料設計のことである。具体的には、以下の燃料設計がこれに該当する。

- 窒化ウラン燃料
  - 従来の原子炉に用いられている酸化ウラン（UO_2）燃料の代わりに窒化ウラン（UN）を使用した新型燃料設計。

- 炭化ケイ素燃料被覆管
  - 従来の原子炉の燃料被覆管に用いられていたジルコニウム合金に代わり炭化ケイ素（SiC）もしくは炭化ケイ素基繊維複合材料（SiC_f/SiC）を使用した新型燃料設計。

- 金属燃料
  - ジルコニウム合金燃料被覆管内にジルコニウム-ウランマトリクス相からなる押出成形金属燃料棒を組み込んだ新型燃料設計

長期的な事故耐性燃料それぞれのメリットは以下の通りである[423]。

- 窒化ウラン燃料のメリット
  - 従来の UO_2 燃料と比較してウランの密度が高くなるため、高出力化や燃料サイクルの長期化が実現できる。
  - 従来の UO_2 燃料と比較して融点が高い
  - 従来の UO_2 燃料と比較して無駄な中性子吸収量が少ない。
  - 従来の UO_2 燃料と比較して熱伝導率が高い。

- 炭化ケイ素燃料被覆管のメリット
  - UO_2 燃料が溶融するような非常に高温な環境であっても安定的に構造を維持することができる。
  - 高温水蒸気に対する酸化耐性が改善され、設計基準事故や過酷事故環境下における水素の発生量を低減することができる。

- 金属燃料のメリット
  - UO_2 燃料を始めとした従来のセラミックス燃料と比較すると熱伝導を大幅に向上させることができる。
  - 燃料内に核分裂生成物を完全に保持することができるため、例え燃料被覆管が破損し

[423] U.S. NRC、「Long Term Accident Tolerant Fuel Technologies」、2021/1/12、https://www.nrc.gov/reactors/atf/longer-term.html

たとしても核分裂生成物が放出されることが無い。

- 高出力化や燃料サイクルの長期化が実現できる。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

長期的な事故耐性燃料設計の開発は、窒化ウラン燃料を Westinghouse 社が、炭化ケイ素燃料被覆管に関しては Westinghouse 社及び Framatome 社が、金属燃料に関しては Lightbridge 社が実施している [424]。

Westinghouse 社 [425]

Westinghouse 社は長期的な事故耐性燃料として新型燃料開発プロジェクトである EnCore の中で炭化ケイ素燃料被覆管の研究開発を発表している。Westinghouse 社は当初ウランシリサイド（U_3Si_2）を用いた燃料の開発を実施しており、2019 年に実施された Byron 原子力発電所（Exelon 社、Westinghouse 製 4-loop PWR）への先行試験集合体（LTA）の装荷を実現している。しかしこの開発を中止し、窒化ウラン燃料の開発へ移行した。

Framatome 社 [426]

Framatome 社は長期的な事故耐性燃料設計として新型燃料開発プロジェクトである EATF の中で炭化ケイ素燃料被覆管の研究開発を発表している。特に Framatome 社は炭化ケイ素基繊維複合材料を用いた燃料被覆管の開発を実施している。炭化ケイ素基繊維複合材料とはセラミックス材料である炭化ケイ素を炭化ケイ素の繊維で強化しセラミックス特有の脆性破壊挙動の克服を目指した繊維強化材料である。

Lightbridge 社 [427]

Lightbridge 社は長期的な事故耐性燃料設計として商用軽水炉及び小型モジュール式炉を始めとした革新炉への装荷を目標に金属燃料の研究開発を発表している。Lightbridge 社は金属燃料を使用することで原子力発電所が他のどのベースロード電源よりも低コストで電力を供給することが可能になると主張している。

導入が想定される炉型、ユーザー

長期的な事故耐性燃料設計は軽水炉及び革新炉への装荷が想定されている。しかし、2022 年 1 月現在で具体的なプラント名やユーザーは言及されておらず、その他の事故耐性燃料設計と異なり先行試験集合体（LTA）の装荷もまだ実施されていない。

---

[424] U.S. NRC、「Long Term Accident Tolerant Fuel Technologies」、2021/1/12、https://www.nrc.gov/reactors/atf/longer-term.html

[425] Westinghouse、「Encore Fuel」、 https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/about/stories/2017/Encore_fuel_brochure_8_pager_062819.pdf?ver=2019-07-09-192913-707

[426] Framatome、「EATF – The Next Evolution of Nuclear Fuel」、 https://nextevolutionfuel.com/

[427] Lightbridge、「Lightbridge: Pioneering Advanced Nuclear Fuel」、https://www.ltbridge.com/lightbridge-fuel

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献から得られる情報は無かった。

経済性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献から得られる情報は無かった。

2.1.1.7. HALEU 燃料の開発

技術の内容

HALEU（High Assay Low Enriched）燃料とは、U-235 の濃縮度を従来の上限値である 5.0 wt%から 5.0 ~ 20 wt%にまで向上させた燃料である。

HALEU 燃料を使用することにより以下の実現が可能であるとされている。

- 原子炉の小型化
- 燃料利用率の向上
- 燃料サイクルの長期化

政府支援

NRC による支援

NRC は燃料の既存の濃縮度上限である 5.0 wt%を緩和することを目的に、規制の面で産業界を支援している。

NRC スタッフは、5.0 wt%以上に濃縮した軽水炉燃料に関する規制要求事項を修正するための規則作成開始の承認を、SECY-21-0109 を通じて NRC に提出している [428]。この文書において NRC スタッフは以下の 2 つの規則に関して見直しが必要であることを述べている。

- 10CFR50.68「臨界事故要求事項」
  - 10CFR50.68 は 10CFR70.24「臨界事故要求事項」にて要求される臨界監視の代替オプションを示しているが、現状 5.0 wt%を超える燃料を使用する場合は 10CFR50.68 を代替オプションとして使用できないという問題が確認されている。
- 10CFR71.55「核分裂性物質パッケージに関する一般要求事項」
  - 10CFR71.55 では UF_6 を格納しているパッケージに関して 5.0 wt%の濃縮度のみがサポートされている。

その他にも以下の規制文書の改訂が必要になると NRC スタッフは判断している。

- DSS-ISG-2010-01「使用済み燃料プールの臨界性安全解析に関するスタッフガイダンス」
- Reg. Guide 1.204「新燃料プール及び使用済み燃料プールの臨界解析」
- NUREG-2216「使用済み燃料及び放射性物質の輸送パッケージの標準審査指針：最終報告書」

DOE による支援

米国のエネルギー省である DOE は HALEU 燃料の開発支援を行っている。

2020 年に米国議会によって承認された予算案である Energy Act of 2020 では、HALEU 燃料の利用可能性を支援するプログラムを確立することを目的に、3150 万ドルの予算が割り当てら

[428] NRC (2021), “SECY-21-0109: Rulemaking Plan on Use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light-Water Reactors”, https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML21232A237

れた[429]。具体的には、10CFR70「特殊核物質認可」に基づく特殊核物質（SNM）燃料製造及び濃縮施設の許認可と規制、ならびに 10CFR71「放射性物質の梱包と輸送」に基づく輸送パッケージの認証を支援するための臨界ベンチマークデータの開発がこの予算内で実施される。この予算を通じて DOE は HALEU 燃料の輸送のためのキャニスター及びその他のパッケージの設計と許認可において産業団体を支援する研究開発を実施し、これらの財政的保証を提供するとしている。また、核燃料サイクル全体にわたる事業体のコンソーシアムを設立し、HALEU 燃料に関する情報の共有、HALEU 燃料の購入支援、実証プロジェクトの実施を通じて上記のコンソーシアムの HALEU 燃料の利用可能性を支援することが DOE に対して要求された。

直近では 2021 年 12 月に DOE が米国の原子力発電施設のために HALEU 燃料の国内利用可能性を確保するための計画的なプログラムを作成し、一般公衆からの意見を募集する情報提供依頼書（RFI）を発行した[430]。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

5.0 ~ 10 wt%の HALEU 燃料

Westinghouse 社、Framatome 社、GNF 社などが関連技術の研究開発を実施している。詳細は（1-4）高燃焼度・高濃縮度燃料の開発を参照。

10 ~ 20 wt%の HALEU 燃料

2022 年 1 月現在、米国内で 10 ~ 20 wt%の HALEU 燃料を商業的に製造可能な企業及び団体は存在せず、ロシアを始めとした外国からの輸入の必要性が指摘されている。米国政府は、エネルギーの安全性と独立性が損なわれるとして、これを問題視している。

この状況を受けて、以下を始めとした米国内の一部の企業が DOE による支援を基に商業化に向けた研究開発を実施していることが報告されている[431][432]。

- Centrus 社
- Oklo 社

---

[429] 米国議会（2020）, “Rules Committee Print 116–68 Text of The House Amendment to The Senate Amendment to H.R. 133”, https://rules.house.gov/sites/democrats.rules.house.gov/files/BILLS-116HR133SA-RCP-116-68.pdf

[430] DOE (2021), “Request for Information (RFI) Regarding Planning for Establishment of a Program To Support the Availability of High-Assay Low-Enriched Uranium (HALEU) for Civilian Domestic Research, Development, Demonstration, and Commercial Use”, https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2021-12-14/pdf/2021-26984.pdf

[431] Centrus、「NRC Approves Centrus Energy’s License Amendment for HALEU Production」、2021/6/14、https://www.centrusenergy.com/news/nrc-approves-centrus-energys-license-amendment-for-haleu-production/

[432] 原子力産業新聞、「米オクロ社、先進的原子炉燃料の商業化でエネ省基金から 100 万ドル獲得」、2021/6/29、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/8908.html

導入が想定される炉型、ユーザー

HALEU 燃料は主に先進炉での活用が検討されている。DOE の先進炉実証プログラム（ARDP）に参加している Terra Power 社や X-energy 社など、先進炉を開発している多くの企業がこれを使用することを表明している。また、5.0~10wt%の濃縮度を持つ燃料に関しては既存の軽水炉での利用も検討されている。

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

5.0 ~ 10 wt%の HALEU 燃料

（1-4）高燃焼度・高濃縮度燃料の開発を参照。

10 ~ 20 wt%の HALEU 燃料

2022 年 1 月現在、公開文献からは情報が確認されなかった。

安全性、経済性に関する分析

5.0 ~ 10 wt%の HALEU 燃料

（1-4）高燃焼度・高濃縮度燃料の開発を参照。

10 ~ 20 wt%の HALEU 燃料

2022 年 1 月現在、公開文献からは情報が確認されなかった。

2.1.1.8. TRISO 燃料の開発

技術の内容

TRISO（TRI-structural ISOtropic particle fuel）燃料とは、ウランとセラミックス材料から構成される粒子状の燃料である。

TRISO 燃料は二酸化ウランもしくはオキシ炭化ウラン（UCO）を核（カーネル）とし、その核を取り囲むように高密度もしくは低密度の熱分解炭素（PyC）や炭化ケイ素（SiC）といったセラミックス材料を三重被覆させたものである。

従来の燃料と比較すると、TRISO 燃料は中性子照射や腐食、酸化、高温に対して構造的に優れた耐性を有している。また、堅牢な三重の被覆構造によって、燃料の内部に核分裂生成物を保持することが可能である。つまり、TRISO 燃料は従来の燃料や原子炉では困難と言われているような超高音環境下でも安定して使用することが出来る。

政府支援

NRC による支援

NRC は 2000 年代初頭より規制の面からの支援を実施しており、特に DOE から提出される報告書等のレビューや審査を実施してきた。

近年では 2019 年に DOE と米国の電力研究所である EPRI より発行された TRISO 燃料に関するトピカルレポートの内容を審査し、2020 年に安全評価報告書（SER）及び追加情報要求（RAI）を発行する形でこの内容を承認している [433]。

DOE による支援

米国のエネルギー省である DOE は 2000 年代初頭より TRISO 燃料の研究開発及びその支援を実施している [434]。

2002 年、DOE は先進高温ガス炉のさらなる開発を目指し、UCO をカーネルに用いた TRISO 燃料の改良と照射性能及び製造方法の向上に着目した。その後から現在に至るまで、主に DOE 傘下のアイダホ国立研究所にて米国の電力研究所である EPRI と協力しながら研究が進められている。2019 年には NRC に対してトピカルレポートを発行し、許認可審査を受けた実績がある。

また、近年の先進炉の需要の高まりを受けて、DOE は TRISO 燃料の使用を検討している原子炉ベンダーへの技術的及び資金的な支援を行っている。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

主に DOE が研究開発をリードしている。その他にも以下の先進炉ベンダーが DOE の支援の下に TRISO の研究開発及び製造を試みていることが報告されている。

---

[433] NRC (2020), “Final Safety Evaluation: Uranium Oxycarbide (UCO) Tristructural Isotropic (TRISO) Coated Particle Fuel Performance: Topical Report EPRI-AR-1(NP)”, https://www.nrc.gov/docs/ML2021/ML20216A453.pdf

[434] DOE、「TRISO Particles: The Most Robust Nuclear Fuel on Earth」、2019/7/9、https://www.energy.gov/ne/articles/triso-particles-most-robust-nuclear-fuel-earth

- X-energy 社
- BWXT 社

導入が想定される炉型、ユーザー

以下に示す高温ガス炉（HTGR）ベンダー及びフッ化物塩冷却高温炉（FHR）ベンダーが TRISO 燃料の使用を表明している。

- HTGR ベンダー
  - X-energy 社
  - BWXT 社
- FHR ベンダー
  - Kairos Power 社

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

2022 年 1 月現在、公開文献からは情報が確認されなかった。

安全性、経済性に関する分析

安全性に関する分析

2019 年に DOE と EPRI が協力して UCO をカーネルに用いた TRISO 燃料に関するトピカルレポートを発行している[435]。

当該トピカルレポートは DOE が 2002 年より実施している AGR（Advanced Gas Reactor Fuel Development and Qualification Program）プログラムの内容を対象としており、以下の情報を共有することを目的として発行されている。

- 産業界が HTR 及び HTGR の設計とそれに関する規制に対して確実性を以て技術開発を行うことが出来るような、UCO-TRISO 燃料の基礎的な技術情報
- UCO-TRISO 燃料に関する現時点で未解決かつ、今後の AGR 及び研究活動によって解決することが可能なテクノロジーニュートラルな課題の特定
- UCO-TRISO 燃料に関する現時点で未解決かつ、今後の AGR 及び研究活動によって解決することが可能な技術的な課題の特定
- 非軽水炉の許認可申請用ガイダンスである NEI 18-04 に係る評価と並行して実施されている、UCO-TRISO 燃料のパフォーマンスに関する独自のレビュー情報

EPRI はトピカルレポートの内容から最終的に以下の 3 つの結論を述べている。なお、この 3 つの結論は NRC も SER を発行することによってその内容を承認している。

- AGR で実施された試験及びその試験によって得られた結果は、HTGR の通常運転時及び事故発生時における、UCO-TRISO 燃料のパフォーマンスを実証するものとして取り扱っ

[435] U.S. NRC (2020), “Transmittal of Published Topical Report, "Uranium Oxycarbide (UCO) Tristructural Isotropic (TRISO) Coated Particle Fuel Performance: Topical Report EPRI-AR-1(NP)-A"”, https://www.nrc.gov/docs/ML2033/ML20336A052.html

てもよい。このため、UCO-TRISO 燃料を用いる HTR 及び HTGR の燃料設計を行う際に AGR の内容を参照しても良い。

- AGR で使用された UCO-TRISO 燃料のカーネルの状態とコーティングの状態は燃料ごとにばらつきがあり、かつ異なる条件と異なる方法で製造されていたが、照射時の挙動と事故に対する安全性能はどれも著しく類似していた。また、燃料が十分な性能を有することができるばらつきの範囲を特定した。
- トピカルレポート内でまとめられている、AGR の結果得られた UCO-TRISO 燃料の核分裂生成物放出データと燃料破損率の集計値は、HTGR の許認可の申請の時にそのデータを使用することが出来る。

経済性に関する分析

2022 年 1 月現在、公開文献からは情報が確認されなかった。

2.1.2. スチール鋼とコンクリートの複合構造物を使ったモジュール式の建設システム「スチール鋼レンガ・システム」（GE 日立ニュークリア・エナジー（GEH））436

技術の概要

他産業で開発された以下 3 つの建設技術を取り入れ、建設コスト低減を

- 立坑建設工法：トンネル掘削工事のベストプラクティスとなる技術
- スチール鋼レンガ・システム：スチール鋼とコンクリートの複合構造物を使ったモジュール式の建設システムであり、現場の労働量を大幅に削減できる
- 高度な監視システムとデジタルツイン技術：原子力発電所構造のデジタルレプリカを作成

政府支援

DOE が、GE 日立ニュークリア・エナジー社による同技術開発に対して 580 万ドルの資金提供を実施することを 2021 年 7 月 7 日に発表した。予算の管理は、アイダホ国立研究所内に設置されている国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）の下で行われる。

開発実施主体の概要

GEH 社が開発チームのリーダーとなる。開発チームには、Black & Veatch 社、米国電力研究所（EPRI)、英国 Caunton Engineering 社、スコットランド Modular Walling Systems、ノースカロライナ大学、Nuclear Advanced Manufacturing Research Centre およびテネシー峡谷開発公社（TVA）が含まれる。

開発スケジュール

資金提供から 3 年以内に技術実証を行う計画となっている。

2.1.3. トランスフォーメーショナル・チャレンジ原子炉（DOE）

オークリッジ国立研究所が主導する（Transformational Challenge Reactor、TCR）プログラムは 2019 年に開始された。TCR プログラムは、材料、製造、センサーと制御システム、データ解析、高忠実度モデリングとシミュレーションを含む数多くの科学分野の進歩を活用して、先進的な原子力エネルギーシステムの設計、製造、適格性、配備を加速するものである。

TCR プログラムの目標は以下の通り：

- 他の技術との競争力を持つように先進的な原子炉のコストモデルを変更する
- 新しい原子力技術の導入スケジュールを大幅に短縮する
- デジタルデータを統合して迅速なイノベーションを実現する
- 原子力エネルギーのための製造、材料、計算科学の進歩の採用を加速する

TCR プログラムでは、積層造形技術を用いて製造された燃料付きマイクロ炉を製造し、運転試

436 https://www.energy.gov/ne/articles/doe-and-ge-hitachi-team-lower-costs-building-new-nuclear-reactors

験を行う予定である。また、データ分析を炉心設計、製造、試験データと結合させ、コンポーネントの性能を認証するためのデジタルプラットフォームを作成する。[437]

2.1.4. ARPA-E GEMINA（米国）における技術開発プロジェクト[438]

GEMINA（インテリジェント原子力資産により管理された発電）プログラムは、革新的原子炉のためのデジタルツイン技術を開発し、次世代の原子力発電所の運用及び保守（O＆M）システムを変革することを目的としている。具体的には、革新的原子炉の O&M 費用を現在の 13 ドル/MWh から 10 分の 1 の 2 ドル/MWh に削減することで、経済競争力を向上させるとしている。DOE は 2020 年 5 月、GEMINA プログラムの一環として、以下の 9 つのプロジェクトに 2,700 万ドルの資金を提供すると発表した。[439]

(1) 先進型炉のデジタルツイン技術を用いた AI による予知保全

GE-Research 社が開発主体となり、BWRX-300（SMR）を参照設計として、従来の時間ベースから状態ベースの予知保全に移行することで、O&M に要するコストの削減を目指す。デジタルツインを作成し、「HumbleAI」というフレームワークを開発する。このプロジェクトでは、安全裕度を維持しながらコストを最適化するために、システム全体のリスク情報をプラント運転、システム再構成、保守計画に関する意思決定に使用する。予防保全デジタルツインによる継続的なモニタリングにより、全体的なスタッフコストをさらに削減することが可能になる。

(2) 製造と交換：先進型炉の O&M 削減への新しい仕組み

既設炉の主要機器の交換は技術的に複雑でコストが高い。EPRI の研究では従来の「維持と補修（maintain and repair)」から「交換と改修（replace and refurbish)」方式に転換することを目指している。同方式は数十年に亘って航空業界で経済的に採用されている（「交換と改修（replace and refurbish)」方式：ある機器について、意図的により短く予測可能な供用寿命のものとして設計及び試験することで、O&M コストを節約する効果を期待する方法)。

(3) Xe-100 のデジタルツインに先進的技術を用いた O&M 固定費の削減

X-energy 社による Xe-100（モジュール式高温ガス炉）のデジタルツインを開発して O&M 固定費の削減を目指す（2 ドル/MWh)。自動化技術、ロボット技術、遠隔保守監視等の先進技術を活用したイノベーティブな方法を開発する。これらのソリューションを評価・検証するために、2 つの仮想モデリングフレームワークを開発する予定である。X-energy 社の Immersive Environment Toolset は、複数の分野にまたがる 3D モデルで、バーチャルリアリティと組み合

[437] DOE HP “Transformational Challenge Reactor”
https://www.energy.gov/ne/transformational-challenge-reactor-tcr

[438] arpa-e GEMINA HP ”Generating Electricity Managed by Intelligent Nuclear Assets”
https://arpa-e.energy.gov/technologies/programs/gemina

[439] Generating Electricity Managed by Intelligent Nuclear Assets（2019/10/2 発表）
https://arpa-e.energy.gov/sites/default/files/documents/files/GEMINA_Project_Descriptions_FINAL.pdf

わせることで、メンテナンスのコンセプトや技術を検証し、メンテナンスとセキュリティのスタッフを最適化することができる。デジタルツインのフレームワークは、稼働中のプラントからの情報、過去の運転履歴、将来計画された進化を合成し、さらにフリート全体のプラントからのデータを同化して、プラントの全体的な理解を提供する。これには、重要なプラント部品の健全状態や残存寿命が含まれ、物的資産の予知保全の必要性が特定される。

（4）先進型炉のセンサーと機器の保守（MARS）

アルゴンヌ国立研究所（ANL）が主体となり、Kairos（フッ化塩冷却高温炉）の O&M コスト削減を目指す（2 ドル/MWh）。複数のプロセス変数を同時測定可能な多機能分布型センシング技術とデータ収集技術、機械学習を用いた信号処理アルゴリズムによる保守作業の自動化を開発する。これらにより必要とする人工数を削減し、修理や交換の費用を削減することができる。

（5）Metroscope を用いた HTGR キャビティ冷却系のためのデジタルツインベースのアセットパフォーマンスと信頼性診断

Metroscope 社ソフトウェア（デジタルツインと関連するライブラリを接続し、問題の早期発見のためのアルゴリズムを同梱したソフトウェアパッケージ）を用いたデジタルツインを開発する。これにより故障検出に必要なリソースを最小化することによって、先進炉のコストを削減することを目指す。Framatome の高温ガス炉（HTGR）の原子炉キャビティ冷却系に適用する。

（6）BWRX-300 の重要系統の高忠実度デジタルツイン

マサチューセッツ工科大学（MIT）が主体となり、BWRX-300 の系統の高忠実度デジタルツインを構築、検証及び実演する。予知保全手法とモデルベースのシステム障害検知技術を開発する。当デジタルツインは機械的および熱的な疲労故障モードを扱うものであり、BWRX-300 の機器に限らず、流体が存在するすべての先進的な原子炉に及ぶ O&M 活動を推進するものである。高忠実度デジタルツインは、原子力産業特有の課題に対応するアプローチとして中心的役割をなす。

（7）SSR への自動化適用（インテリジェント、効率的かつデジタル化）

MoltexEnergy 社が開発中の安定塩炉 Wasteburner（SSR-W）のデジタルツインを開発する。EPRI の研究（先進型炉の建設コストが 2 ドル/kWe 以下であれば天然ガスコンバインドサイクル発電に対抗できる可能性あり）に則り、SSR-W 建設コストを 2 ドル/kWe 以下に抑え、さらに O&M コストも現在の 11 ドル/MWh 程度から 1.75 ドル/MWh まで削減する。

（8）SAFARI プロジェクト

ミシガン大学（University of Michigan）が主体となり、「先進型炉イノベーションのためのセキュアな自動化（SAFARI）プロジェクト」の下でデジタルツインの開発や先行的な保守指標の検討などを行う。初めにミシガン大学の溶融塩ループで検証し、Kairos Power 社のフッ化物塩冷却高温炉の設計に適用して、提案する機能を使用してプラント設計を支援・最適化する方法、センサー位置の最適化、負荷追跡を含む自律制御、予測保全が可能なことを実証する。

（9）MSR のデジタルツインを用いた照射データ生成

溶融塩炉（MSR）は、高温の溶融塩に核燃料が溶解して核分裂生成物が炉心を通じて流れているため、O&M コストの予想と削減のためには放射性物質の挙動を理解することが重要である。MIT の研究炉を用いて MSR 内でどのように放射性物質が発生し移動するのかを検討する。デジタルツインはこのデータ収集に用いる予定である（現状はまだない）。

2.1.5. 軽水炉持続可能プログラムにおける技術開発プロジェクト

軽水炉持続可能プログラム（Light Water Reactor Sustainability、LWRS）プログラムは、DOE が支援する R＆D プログラムで、産業界の R＆D プログラムと密接に協力し、既存原子力プラントの安全かつ経済的な長期運転を認可し、管理するための技術的根拠を与えることを意図している。

LWRS プログラムにおける具体的な R＆D のテーマは以下の 3 点である。

- 材料研究：原子力発電所で使用されている材料の劣化挙動を理解し、予測するための科学的根拠を探求する。
- プラント近代化：イノベーションや効率性向上により現在及び将来のエネルギー市場における原子力発電の経済的価値を向上させるとともに、デジタル技術を活用し、既存のビジネスモデルの変革を図る。
- リスク情報活用システム分析（RISA）：経済性、信頼性、及び安全性に関連する意思決定をサポートすることで、既設炉の経済的競争力を向上させることを目的に、各種のシステム解析ソリューションを提供する。

以下では、代表的な成果報告書の概要を紹介する。（（7）は令和 3 年度の追加分）

（1）自動化技術による原子力発電所の作業プロセスへのコスト削減効果 [440]

アイダホ国立研究所が、自動化技術（拡張現実（AR）、仮想現実（VR）、ドローン、GPS、データマイニング等）を適用した場合の原子力発電所の作業プロセスへのコスト削減効果について検討した結果をまとめた報告書が 2018 年 9 月付で公表された。

今回の研究の成果は、評価対象とした各種技術の成熟度（①研究段階、②開発段階、③実証済み／採用済みの 3 段階）とコスト削減効果（①高、②中、③低の 3 段階）を整理した以下の表である。今回の研究の結果として、コスト削減効果が「高」と判断された技術は以下の通りである。

表 2.1.5-1　自動化技術のコスト削減評価まとめ

技術	成熟度	コスト削減効果

[440] INL, 2018/9, Automation Technologies Impact on the Work Process of Nuclear Power Plants, https://lwrs.inl.gov/Advanced%20IIC%20System%20Technologies/Automation%20_Technologies_Impact_on_the_Work_Process_of_Nuclear_Power_Plants.pdf

	①研究段階	②開発段階	③実証済み／採用済み	
拡張現実（AR）		○	○	中
バーコード			○	低
ドローン		○	○	高
電子タグ			○	低
電子作業パッケージ		○	○	高
GPS			○	低
画像による異常検知		○	○	低
画像による情報抽出	○	○	○	中
画像による物体認識		○	○	低
双方向型音声機器		○	○	低
モバイル機器			○	高
モバイル機器評価ツール		○		中
動作認識		○		低
プラントデータ統合	○	○	○	高
無線自動識別装置（RFID）		○	○	中
スマート機器	○	○	○	高
スマート・ツール		○		低
スマート・スケジュール管理	○	○		高
空間マッピング			○	中
3 次元動画			○	中
3D プリンター			○	低
動画通信ツール			○	低
動画録画			○	中
動画モニタリング			○	中
仮想現実（VR）		○	○	中
Wi-Fi ポジショニング		○	○	低
ワイヤレス・アクチュエータ		○	○	中
ワイヤレス・ビーコン			○	低
ワイヤレス・ネットワーク			○	高
ワイヤレス・センサ	○	○	○	高
作業データマイニング	○	○		高
作業リスクモデル	○	○		高

（2）機械学習による視覚モニタリングでの産業空間における火災監視の自動化 [441]

機械学習による視覚モニタリングでの火災監視の自動化について検討された結果がまとめられた報告書が 2019 年 9 月付で公表された。

本研究は、火災監視員による目視による監視作業を、機械学習を用いて自動化することを目的としている。火災の視覚認識のために、複数の機械学習手法を評価し、火災領域の特定においては、長・短期記憶（LSTM）ニューラル・ネットワークと色特徴抽出の組み合わせが最も正確な結果となった。手法の開発に加えて、産業空間における火災の訓練データセットの整備も行われた。

開発した手法は、YouTube-8M データセットから抽出した 1,000 件の産業空間における火災動画を用いて、学習及び検証した。その後、Yahoo のデータセットから 62 件の動画（火災あり／なしで半々）を用いて試験を実施した。開発した手法の正確性は、「火災が発生したが検知に失敗（missed positives)」が 0%、「火災が発生してないが検知と反応（false positive)」が 8%であった。今回開発した手法を火災や煙検知技術に統合するには、「火災が発生してないが検知と反応（false positive)」を低減する必要があり、これは将来の課題である。さらに、認可要件への適合のために機械学習手法を用いるには、意思決定の根拠を説明し、人間による火災監視の代替する能力を手法が有していると規制側に説明する必要がある。

（3）原子炉機器の時系列状態と疲労寿命評価のための AI/ML と計算力学に基づくハイブリッドアプローチ [442]

機械学習（ML）と計算力学に基づき、原子炉機器の状態や疲労寿命評価を行うためのフレームワークの検証に関する報告書が、2020 年 9 月付で ANL より公表された。

ANL の研究に結果、以下の結論を得た。

(1)ML 技術（TensorFlow ライブラリなど）と計算/固体力学ベースのアプローチを組み合わせて使用することで、数百回の疲労サイクルに対応した応力-ひずみ曲線と関連する材料パラメータを自動的に推定することが可能である。

(2)周方向塑性に基づく解析モデルでは、一定振幅荷重下だけでなく、可変振幅荷重下でも周方向応力を予測することが可能である。その結果、従来の引張試験に基づく材料パラメータでは、繰返し荷重下での応力（振幅とヒステリシスな挙動の両方）を誤って予測してしまうことが明ら

[441] INL, 2019/9, Automating Fire Watch in Industrial Environments through Machine Learning-Enabled Visual Monitoring, https://lwrs.inl.gov/Advanced%20IIC%20System%20Technologies/Automating_Fire_Watch_in_Industrial_Environments_through_Machine.pdf

[442] ANL, 2020/9, A Hybrid AI/ML and Computational Mechanics Based Approach for Time-Series State and Fatigue Life Estimation of Nuclear Reactor Components, https://www.osti.gov/biblio/1688432-hybrid-ai-ml-computational-mechanics-based-approach-time-series-state-fatigue-life-estimation-nuclear-reactor-components

かとなった。

(3) Scikit-learn や Keras ライブラリなどの ML 技術は、他のセンサー測定値からでは測定不能な時系列センサー信号を正確に予測することができる。試験を実施したさまざまなアプローチの中で、Keras ライブラリと Relu 活性化関数及び疲労サイクルの k-mean ベースのクラスタリングを併用することで、非対称疲労負荷及び対称疲労負荷の両方で最良の結果が得られた。

(4) Scikit-learn ベースの k-mean クラスタリング技術などは、ひずみの直接制御が不可能な PWR 水力試験システムにおいて、ひずみ振幅とひずみ速度を制御するための疲労試験パラメータの最適化に役立つ。

(5)マルコフ連鎖モンテカルロ法に基づく確率論的アプローチは、確率的疲労状態と寿命の推定に使用することができる。これはモデルと疲労試験に基づくデータの両方に基づいている。

(4) 軽水炉と統合する蓄熱技術 [443]

既設軽水炉に統合する蓄熱貯蔵に関する複数の技術の性能評価及びランク付けを実施した結果をまとめた報告書が 2019 年 11 月付で公表された。

本報告書では、NuScale 炉を対象とし、本報告書では、以下に示す 13 種類の蓄熱技術について、軽水炉との統合の観点で分析を実施した。

- 地下蓄熱（掘削孔）
- 地下蓄熱（帯水層）
- 高低温水
- コンクリート
- 耐火レンガ
- 地熱
- 熱化学
- 相変化材料
- 溶融塩（温度躍層）
- 熱媒油（温度躍層）
- 溶融塩（2 タンク）
- 熱媒油（2 タンク）
- 蒸気アキュムレータ

上記の分析の結果、コンクリート、溶融塩及び熱媒油の顕熱蓄熱、並びに蒸気アキュムレータが上位と評価された。さらに、コスト分析を行うとともに、これらの技術について比較した結果、溶融塩及び熱媒油が今後の実証プロジェクトの対象として選ばれた。

[443] INL, 2019/11, Initial Performance Evaluation and Ranking of Thermal Energy Storage Options for Light Water Reactor Integration to Support Modeling and Simulation, https://www.osti.gov/biblio/1583122-initial-performance-evaluation-ranking-thermal-energy-storage-options-light-water-reactor-integration-support-modeling-simulation

(5) 原子力発電所で生成するプロセス熱の利用 [444]

原子力発電所で生成する熱を他の産業に利用することの実現可能性を調査した報告書が、2020年7月付でINLより公表された。

石油化学、クロールアルカリ、紙・パルプ、食品加工における二酸化炭素の排出量のかなりの部分は、軽水炉との熱・電気統合によって緩和される可能性がある、と結論付けた。ただし、軽水炉の出力全体を効果的に使用するためには、電気分解プロセスのような大きな電気需要が必要となることが明らかになった。

これらを踏まえ、INL が提案する原子力発電所とその他の産業施設を統合した「産業パーク」の例を以下の図に示す。

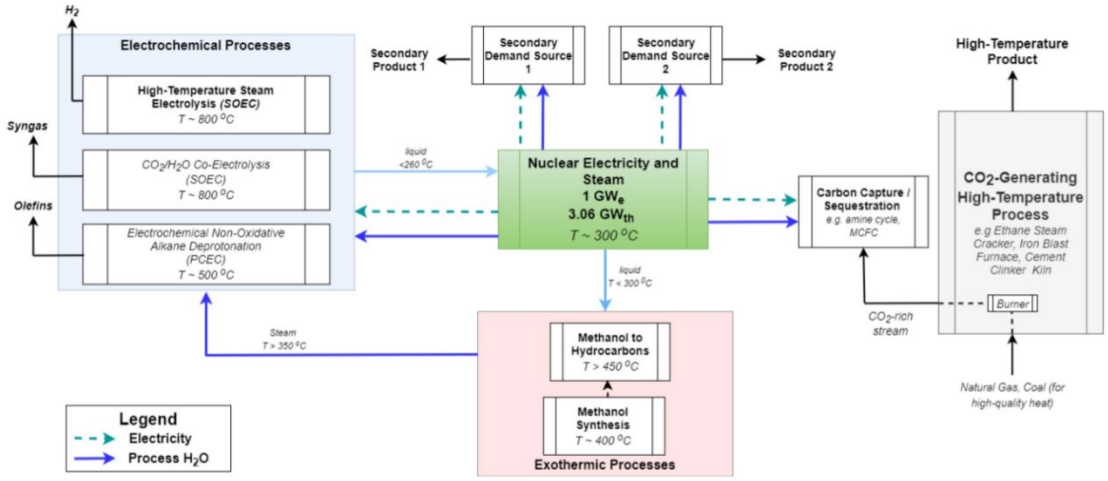


図 2.1.5-1　産業パークの例 1

[444] INL, 2020/7, Markets and Economics for Thermal Power Extraction from Nuclear Power Plants for Industrial Processes, https://www.osti.gov/biblio/1692372-markets-economics-thermal-power-extraction-from-nuclear-power-plants-aiding-decarbonization-industrial-processes

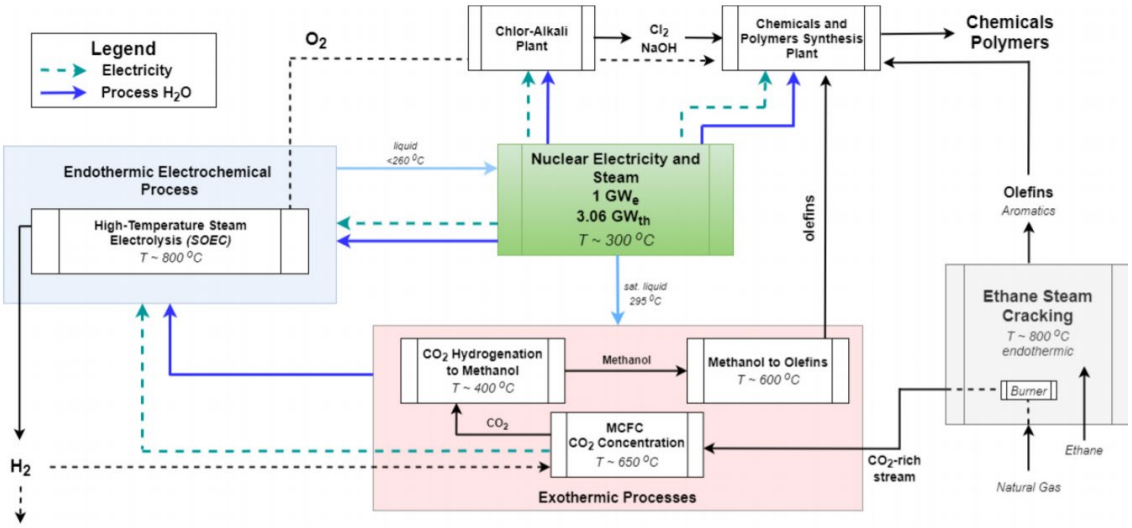


図 2.1.5-2　産業パークの例 2

（6）既設軽水炉での合成燃料製造の技術経済分析 [445]

既設軽水炉での合成燃料製造の技術経済分析の結果をまとめた報告書が INL より 2020 年 9 月付で公表された。

合成燃料（synfuel）や合成化学製品（synchem）は典型的な石油精製ではなく、化学的成分の合成により製造される。合成ガスは合成燃料や合成化学製品の製造における典型的な媒介成分である。合成ガスの製造方法はさまざまであり、バイオマスや化石燃料のガス化、及び共電解が挙げられる。共電解では、CO2 が水と反応し、合成ガスが製造される。化石燃料発電所や化学プラントなどから大気に放出される CO2 を原子力エネルギーを用いて合成燃料へ変換することは、既設の軽水炉に対して付加価値を与えることになる。CO2 の分離に要するコストは、放出される気体の純度に依存する。図 2.1.5-3 に軽水炉に合成燃料製造プロセスを統合する場合の概念図を示す。

本分析により、既存軽水炉の発電代替用途として、合成燃料をさらに検討することの妥当性が証明された。合成ガスの製造のために、原子炉 1 基または 2 基から生成されるエネルギーを全て消費することができる。また、合成燃料の価格面に関しても、カーボンクレジットが$100／トン CO2 程度に達する、または、化石燃料の価格が現在の歴史的低価格を上回れば、ガソリン等の化石燃料由来の燃料に比べて価格競争力を持つ。バイオマスのガス化と原子力由来の合成燃料により、米国における輸送用燃料の 25%程度を既存の化石燃料から転換することができる。

今後の研究においては、CO2 の調達元、CO2 の純度、及び調達場所、さらに、投資面での選択肢やカーボンクレジットについてさらに考慮する必要がある。また、原子力プラントとバイオマスガス化プロセスの相乗効果についてもさらに検討する必要がある。

---

[445] INL, 2020/9, Techno-Economic Analysis of Synthetic Fuels Pathways Integrated with Light Water Reactors, https://www.osti.gov/biblio/1692371-techno-economic-analysis-synthetic-fuels-pathways-integrated-light-water-reactors

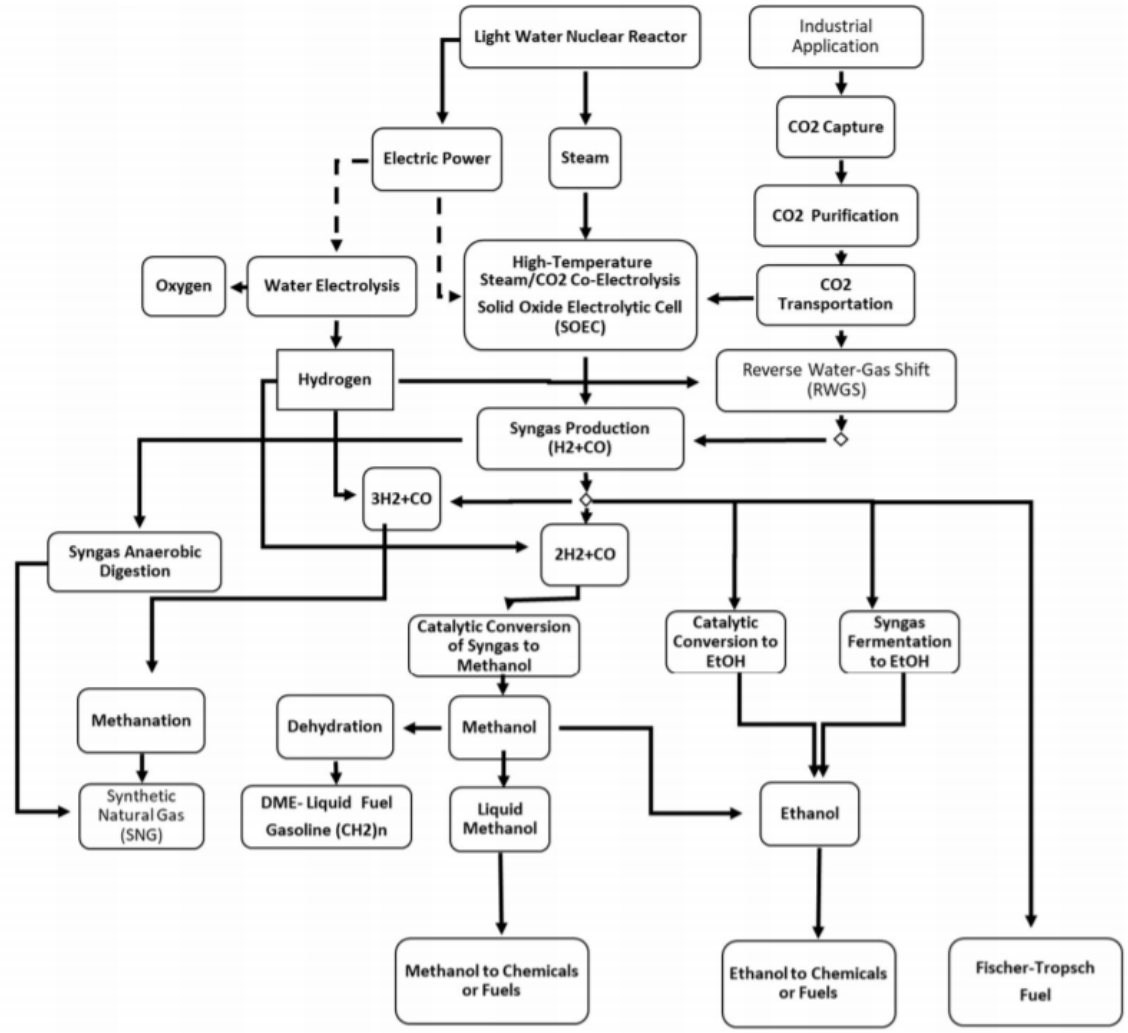


図 2.1.5-3　軽水炉に合成燃料製造プロセスを統合する場合の概念図

（7）LWRS プログラムの概要及び成果 – 国内原子力の利益の維持 [446]

本報告書では LWRS プログラムの概要とともに、LWRS の成果として以下の 7 つの研究成果が示されている。

- 新しいビジネスプロセスエコシステム改革（原子力の統合運用（ION））の開発
  - 原子力の統合運用（ION）とは、人、分野、組織、および作業プロセスの統合を指す。情報通信技術によってサポートされ、学際的なチームを採用した並列機能のリアルタイム統合を実現し、距離を超えて連携して拡張を実現する。
  - LWRS プログラムチームは、Xcel Energy、ノルウェーのエネルギー技術研究所、および ScottMadden Associates と協力して、原子力発電の作業機能を分析し、作業の削減、要件の削減、プロセスの改善、技術の適用などを通じて、必要な結果を達成するためのより効率的な手段を導き出した。イノベーションの形態により、長期的な運

[446] DOE, 2021/6, Overview and Accomplishments Sustaining National Nuclear Interests, https://lwrs.inl.gov/Technical%20Integration%20Office/Overview_Accomplishments_Sustaining_National_Nuclear_Interests_2020.pdf

用および保守（O&M）のコストが 30%以上削減されると予測されている。これにより、展開の規模と最終的に実装される改善の範囲によっては、年間数億ドル程度の長期的なコスト削減が実現する可能性がある。図 2.1.5-4 に示すように、目標とするコスト削減の達成はすでに進んでおり、これらの取り組みを通じて長期的なコストパフォーマンス目標に向けた進展が見られる。

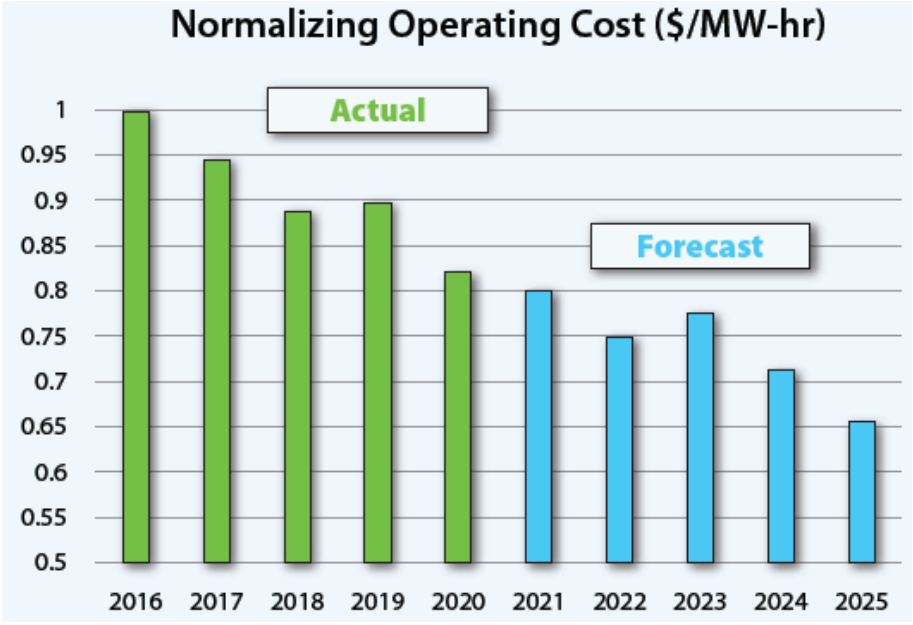


図 2.1.5-4　ION ベース高度化による運営結果の実績及び予測

- 統合化されたリスク情報を活用した状態基準保全能力及び自動化プラットフォーム
  - PSEG 社、LLC、PKMJ Technical Services LLC、および INL は、リスク情報に基づいた状態ベースの予知保全戦略の実装を可能にするための研究開発を行っており、主な成果は次の通り。
  - PKMJ デジタルプラットフォームの設計と実装。これは原子力発電所がデジタルプラットフォームを開発またはニーズに適合させることを計画している際に、ガイダンスを提供するものであり、Microsoft Azure クラウドサービスに基づいている。
  - コスト影響分析とプラントアセットの選定。場所、センサー要件、予防保守（PM）スケジュール、部品の可用性と冗長性などの重要な要素を考慮に入れる。セーラム原子力発電所のいくつかのプラントアセットが分析された。循環水システム（CWS）が対象プラント資産として選択された。
  - ワイヤレス振動センサーノード（VSN）。セーラム原子力発電所の循環水システム（CWS）に設置された。これにより、予測分析のためのオンライン振動監視が可能になり、最終的には定期的な手動振動測定の予防保守活動に取って代わる。
  - 高度なデータ分析を使用して、生データを有用な洞察に変換。この取り組みの一環として、畳み込みニューラルネットワークベースの自然言語プロセス分類器が開発され、説明に基づいて作業指示が自動的に分類された。
  - 2 状態および 3 状態のマルコフモデル。セーラム原子力発電所での過去の予防および

是正保守イベントを利用した。モデルは、CWP および CWP モータの状態を考慮することなく、現在の予防および修正保守戦略のコストへの影響に関する洞察を提供します。

- 潜在的な費用削減を含む予防保守最適化（PMO）分析。リソース要件を平準化するために、作業期間内を調整する必要がある。これらの変更をサイトで実装した場合、今後 6 年間で約 437 万ドルの純節約になる可能性がある（この値は、想定される標準レートである 1 人時あたり 75 ドルと、概算の材料費を使用して計算された。）

- リスク情報を活用したアセットマネジメントツールキットの開発
  - この研究は、プラントの運用と保守活動を最適化する方法と、可用性や信頼性などの安全性とパフォーマンスの要件を満たしながらコスト削減を達成するための決定を開発および実証するものであった。短期的なコスト削減は、自動化と高度なデータ分析を最大化してコストを最小化し、パフォーマンスを向上させる統合された Plant System Health プログラムによって実現された。長期的なコスト削減は、長期にわたるプラント運用の準備および期間中に行われた。これは、プラント設備投資を評価および優先順位付けするための構造化されたリスク情報に基づくアプローチの実装によって達成された。

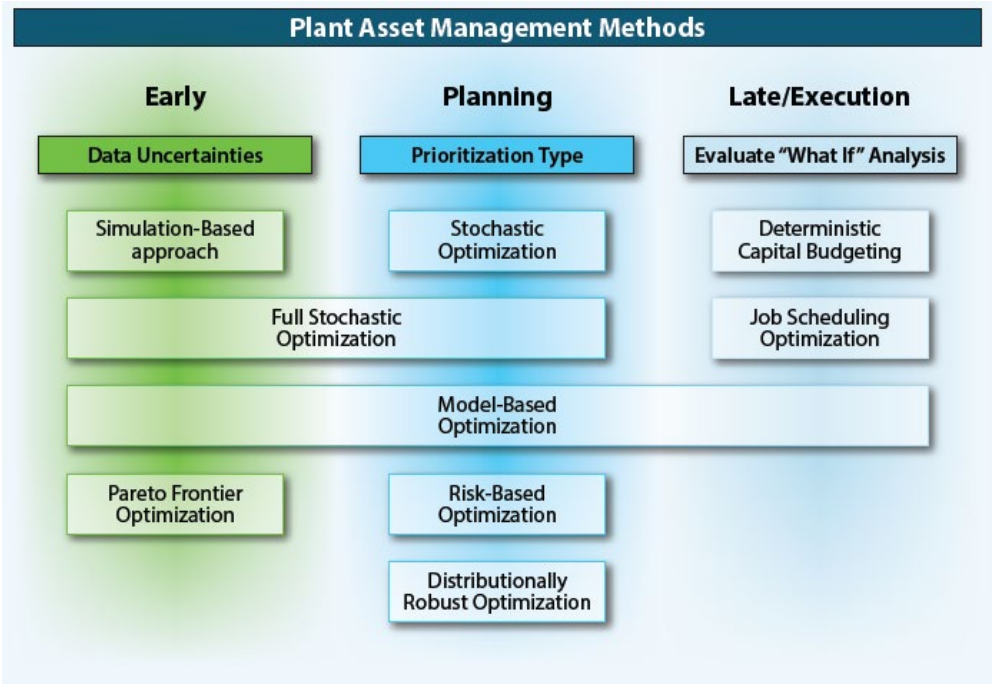


図 2.1.5-5　開発された最適化手法の概要

- 産業界のシナリオモデリングに適用可能な火災 PRA モデリングツールキットの高度化
  - 火災 PRA モデルの強化の目的は 3 つある。(1) 日常の火災 PRA タスクに費やされる労力を削減すること。(2) 既存の火災ロジックモデル、空間情報、および物理シミュレーションツールを組み合わせることにより、現在の火災 PRA モデルの保守性を経

済的に削減すること。(3) プラントのモデリングに使用される火災データの不確実性を分析して、モデリングの保守性を減らすことができるデータの改善を特定すること。

- FRI3D ソフトウェアツールは、既存の火災分析を補完および改善させるために構築されたユーザーフレンドリーなアプリケーションである（下図参照)。

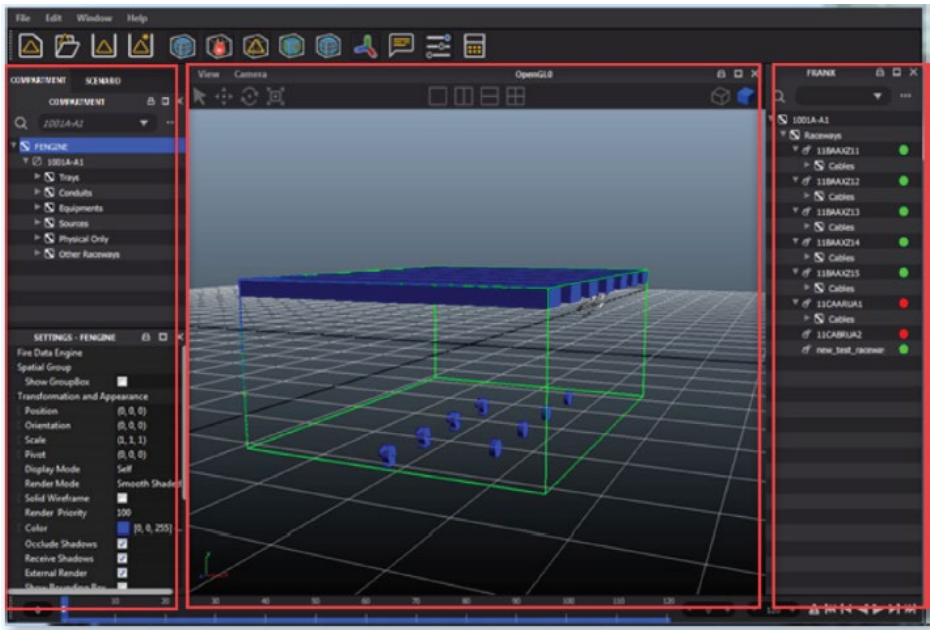


図 2.1.5-6　FRI3D のユーザーインターフェイス

- 運転中の軽水炉のための非電気マーケットのケース
  - LWRS プログラムの研究者により、軽水炉の新しい市場機会の技術的および経済的評価（TEA）が完了された。 2020 年に、水素、プラスチックポリマー、合成燃料を生産するための価値提案は、軽水炉によって生産される熱エネルギーと電力を最大限に活用するように設計されたプロセスに原子力発電所を結合する技術的実現可能性を示すことによって確立された。さらに、軽水炉で生成された蒸気で対応できる製造熱エネルギー供給の調査が完了した。水素生産は、既存の市場の規模が大きく成長していること、および水素を原子力発電所の近くで生産してエンドユーザに配布できることから、ユニークな機会を提供することができる。
  - 現在、水素の国内市場は 1,000 万メトリックトン（10 MMt）である。使用可能な水素消費電力は、2050 年までに最大 9 倍（91 MMt）まで増加すると予測されている。LWRS プログラムの TEA は、軽水炉が大気汚染物質と温室効果ガスのライフサイクル排出量をほぼゼロにして競争力のある価格の水素を安全に生産できることを示している。単一の原子炉は、設備利用率で年間 250,000Mt を生産可能である。

- 熱エネルギー活用評価のための PWR フルスコープシミュレータの開発
  - 柔軟なプラントの運用と生成の鍵は、動的な方法で産業プロセスに熱エネルギーを分配することである。2020 年、LWRS プログラムは、PWR の熱抽気システムの予備設

計と概念実証テストを完了した。この取り組みは、専門の原子力発電所のエンジニアとオペレーターの支援を受けて完了した。GSE Systems のフルスコープの汎用 PWR シミュレータ（GPWR）は、主蒸気ラインからの蒸気を二次熱伝達ループと熱交換するバイパスラインに配分する熱抽気システムを組み込むように変更された。

- 熱出力の最大 30%を抽出する際に、現在の運転認可外の不安定性や熱/機械的ストレスを引き起こさないことを保証するために、炉心熱量および発電タービン、再熱器、および復水器に対する急速な熱エネルギー変化の影響を調査するために GPWR シミュレータが使用された。次に、これらの研究の結果を使用して、水素プラントへの熱と電力両方の供給のための予備的な PRA を完了した。

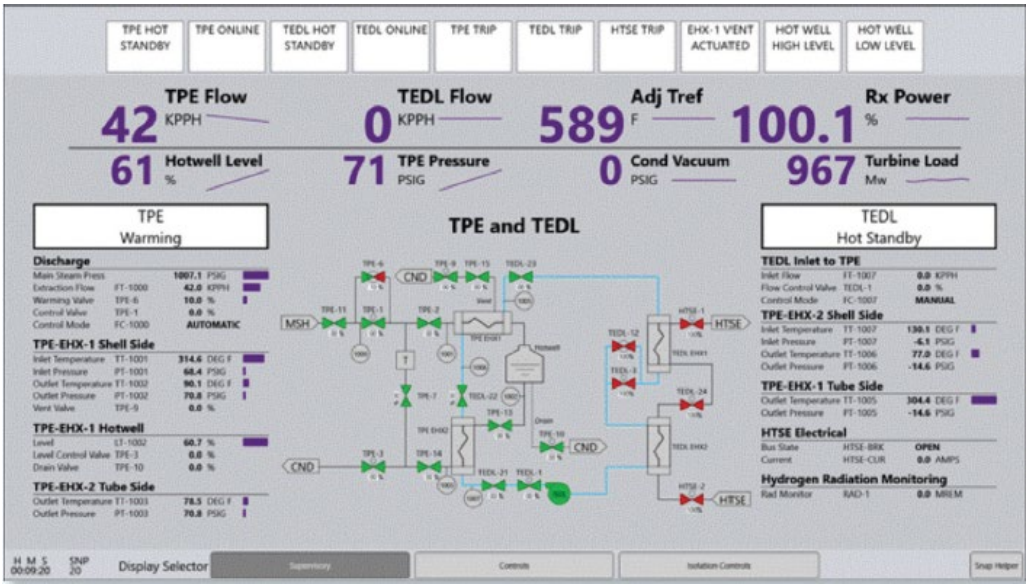


図 2.1.5-7　GPWR シミュレータのインターフェイス

- RPV 脆性予測モデルの次数削減
  - この研究の目的は、RPV 脆化に対する高フルエンスでの照射の影響を調査し理解することであった。RPV 鋼の照射は、一次格納容器構造の脆化を引き起こす可能性がある。過去のプログラムキャンペーン（NRC プログラムなど）からのサンプル、廃止された原子炉から採取されたサンプル、稼働中の原子力発電所からのサンプル、および新しいテストキャンペーンで照射された材料を取得することが、高フルエンス効果を決定するために重要である。
  - この研究に基づいて、Grizzly と呼ばれる高度なモデリングおよびシミュレーションコードが開発された。Grizzly モデルは、RPV パフォーマンスのすべての側面を表し、材料特性に対する経年変化の影響と、荷重に対する RPV のグローバルな熱機械的応答を説明する包括的なシミュレーションツールを提供する。これには、既存の欠陥の破壊解析と、想定される事故シナリオでの船舶の故障の確率を計算する際の亀裂伝播の確率が含まれる。Grizzly RPV モデルの最初のバージョン（下図）は 2018 年にリリースされた。

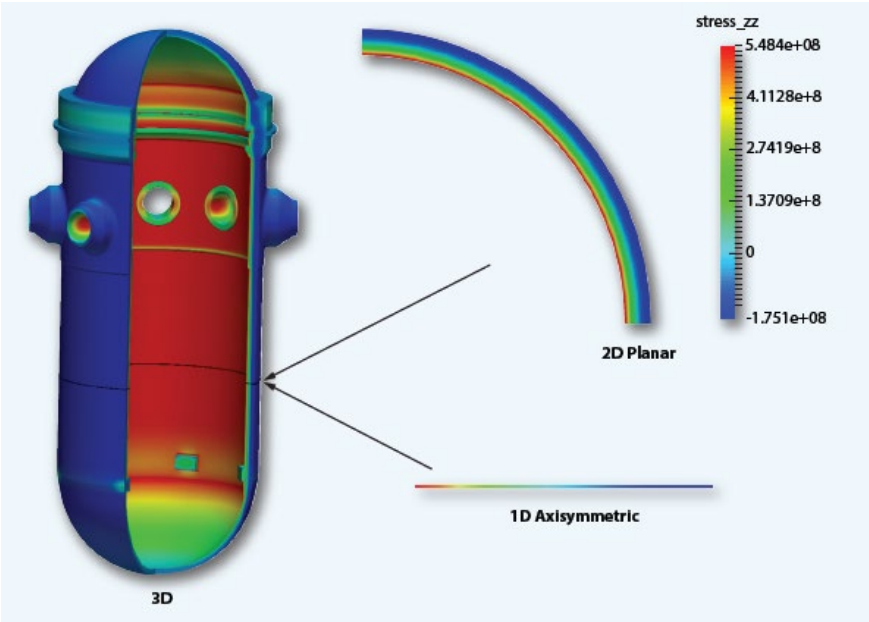


図 2.1.5-8　Grizzly モデルによる加圧時熱衝撃の RPV 応答例

- 材料性能の長期評価のための環境要因に対するコンクリートの応答ソフトウェアツールの開発
  - 照射コンクリートの微細構造指向科学分析（MOSAIC）ソフトウェアは、温度、湿度、拘束、放射、クリープ、および組成の変動に対するコンクリートとそのコンポーネントの応答を反映するために開発されている。高速フーリエ変換ソルバーを使用してコンクリートへの損傷をシミュレートするために、組成および位相差顕微鏡、材料特性、および構成モデルの進化バージョンの大規模なデータセットが組み込まれている。
  - このモデリングとシミュレーションの取り組みの結果により、長寿命での潜在的なコンクリート劣化を評価するためのツールが提供され、規制上の安全マージンが削減されることが期待される。

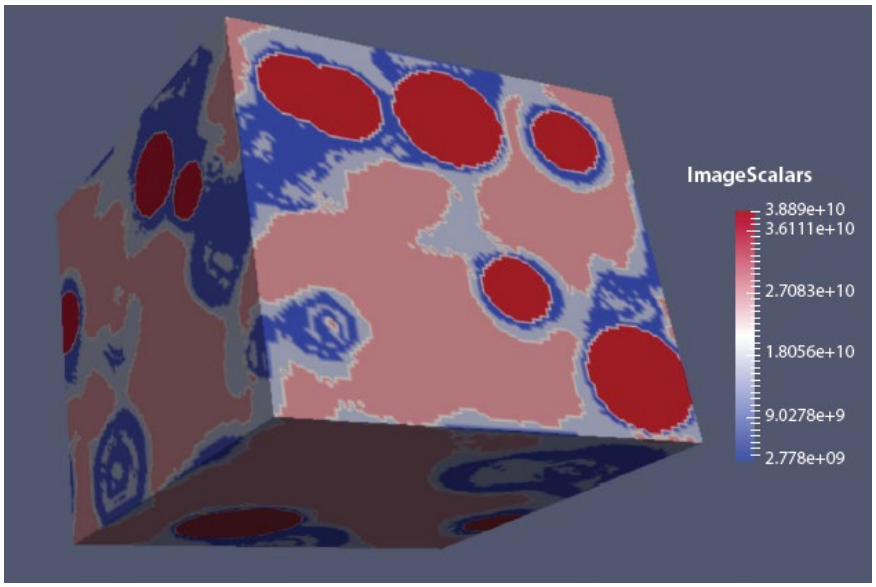
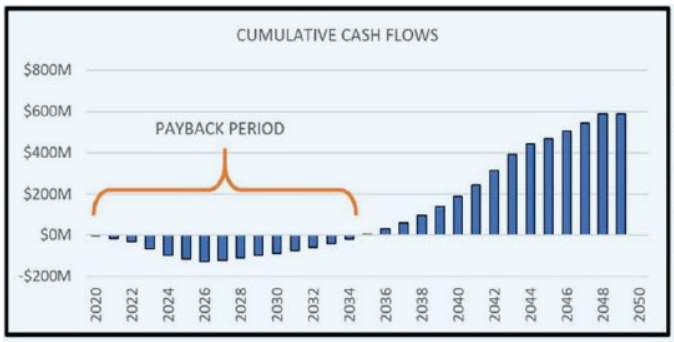


図 2.1.5-9　骨材の熱膨張後の損傷領域を示す微細構造と剛性のマップ

- 安全関連デジタルアップグレードのコスト分析と設計研究
  - 2020 年、Exelon 社、ScottMadden 社、MPR 社、および LWRS プログラムの研究者は、プロセスおよび関連するビジネスケースツールを作成および活用して、稼働中の商用原子力発電所での主要なデジタル安全システムのアップグレードに関するビジネスケース分析を行った。この調査の最終的な目的は、プロセスと関連するビジネスケースツールに関して情報提供し、サポートする設計コンセプト情報を提供するとともに、業界全体でデジタルアップグレードの同様のビジネスケース分析を可能にすることであった。これらの方法論は、ほぼすべての I&C（計測制御）システムのアップグレードの妥当性を検証するのに有用なツールとして業界内で使用可能である。
  - ビジネスケース分析により、Exelon 社の Limerick 原子力発電所でアップグレード対象の I&C システムの予測ライフサイクルコストが検討された。特定の既存の I&C システムを維持するためのコストが、業界が以前に想定していた直線的な速度ではなく、下図に示すように加速した速度で増加していることが重要である。これは、”Material Trendline”（ハード費）の急激な増加によるもので、2010 年以降、老朽化したアナログ技術の交換部品のコストが指数関数的に上昇しているためである。
  - これに並行した設計作業を通じて、想定されるデジタルアップグレード機器の属性に精通しているエンジニアは、アナログ技術からデジタル技術への移行の結果として、コスト削減カテゴリとそれらのカテゴリで期待されるコスト削減量を特定した。次に、これらの節約を分析した。その結果、アップグレードの正味現在価値（NPV）により、プラント内の主要な安全関連システム（原子炉保護システム、工学的安全施設、緊急時炉心冷却システム、ATWS 機能）のコスト削減が可能になった。



Return Metric	18% Material Escalation	24% Material Escalation
Net Present Value	$30M	$190M
Internal Rate of Rate	12%	19%
Payback Period	15 years	12 years

図 2.1.5-10　累積キャッシュフローとビジネスケース指標の例

2.2. カナダ

2.2.1. カナダの原子力研究イニシアティブにおける技術開発[447] [448]

カナダ原子力研究所（CNL）は、カナダでの SMR の導入を加速化するために 2019 年にカナダ原子力研究イニシアティブ（CNRI）プログラムを開始している。CNRI は、カナダ国内の第三者提案者による先進炉（AR）研究プロジェクトの共同研究を支援するプログラムである。このプログラムの目標は、カナダにおける安全、安心、クリーンで費用対効果の高い AR の展開を促進することである。

毎年、CNRI では提案を募集（CFP）し、CNL はこれらの提案の審査結果に基づき、共同研究開発プロジェクトを開始する。CNRI の目的は、CNL の技術力及び専門知識を AR コミュニティが利用できるようにし、カナダでの AR の普及に必要な技術サポートを提供することである。これらの共同研究開発プロジェクトから得られる利益は、CNL と申請者の間で共有される。

- 2019 年 11 月、CNL は、Kairos Power 社、Moltex Canada 社、Terrestrial Energy 社及び USNC が、CNRI の下で最初の支援対象者として選定されたことを発表した。[449]
- 2020 年 2 月、CNL は、USNC の子会社である USNC-Power と、CNRI を通じた共同研究契約を締結し、USNC の MMR を支援するための研究を行うことを発表した[450]。共同研究には、UNSC 独自の完全セラミックマイクロカプセル化（FCM）燃料ペレットを製造、CNL のチョークリバーサイトでの燃料分析を行う研究所の設置や、USNC の燃料と炉心の検証をサポートするための試験プログラムの開発も含まれている。2021 年 4 月、CNL は FCM 燃料ペレットの製造に成功したと発表した[451]。

また、2021 年の CNRI プログラムのスケジュールは以下の通りである。

2021 年 9 月 29 日	提案募集開始
2021 年 12 月 22 日	提案の提出〆切
2022 年 1 月 21 日	CNL による提案の採用選定
2022 年 4 月	最終審査及び契約同意書への署名
2022 年 5 月	契約成立の発表及び研究開始
2022 年 9 月	次年度提案募集開始

---

[447] CNL, “Canadian Nuclear Research Initiative (CNRI)”, https://www.cnl.ca/clean-energy/canadian-nuclear-research-initiative-cnri/

[448] CNL, “CANADIAN NUCLEAR RESEARCH INITIATIVE PROGRAM GUIDELINES”, https://www.cnl.ca/wp-content/uploads/2020/11/CNRI-Program-Guidelines-September-2021.pdf

[449] CNL, 2019/11/15, “CNL to fund collaborations with SMR vendors to accelerate clean energy deployment”, https://www.cnl.ca/cnl-to-fund-collaborations-with-smr-vendors-to-accelerate-clean-energy-deployment/

[450] CNL, 2020/2/26, “CNL & USNC partner on SMR fuel research”, https://www.cnl.ca/cnl-usnc-partner-on-smr-fuel-research/

[451] CNL, 2021/4/13, “CNL successfully fabricates advanced Small Modular Reactor fuel”, https://www.cnl.ca/cnl-successfully-fabricates-advanced-small-modular-reactor-fuel/

CNRI プログラムの 2021 年のトピックは 4 件、その中での重点分野は以下の通り 12 分野である。

表 2.2.1-1　CNRI プログラムの 2021 年のトピック

トピック	（トピック内の）重点分野
先進燃料	・燃料照射計画 ・認定支援 ・試作及びスケールアップ
先進材料及び化学	・材料試験 ・腐食試験 ・原子炉化学のモデル化
原子炉安全	・モデル化及び実験の検証（炉物理、熱力学など） ・総合的な影響の計画及び試験 ・遠隔監視及びサイバーセキュリティ
機器開発及び試験	・振動及び摩耗 ・設計支援及びモデル化 ・材料選定支援

2.3. 英国

分類と項目内容	項目番号
[1]燃料技術	
革新的燃料サイクルプログラム（AFCP）	2.3.1
[2]原子力施設建設にあたるモジュール工法	
ロールス・ロイス SMR で適用の可能性のあるモジュール工法	2.3.2
[3]プロセスイノベーション	
Nuclear AMRC におけるプロセスイノベーション	2.3.3
[4]デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転	
Nuclear AMRC におけるモデリング及びデジタル技術	2.2.4
[5]対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術	
-	-

2.3.1. 革新的燃料サイクルプログラム（AFCP）

革新的燃料サイクルプログラム（AFCP）は、原子力イノベーションプログラムの一環として 2019 年より実施している、国立原子力研究所（NNL）が主導するプログラムである。（4.3.1 で紹介）このプログラムは、ビジネス・エネルギー・産業戦略省が 2016 年から進めている原子力イノベーションプログラムの一環である。AFCP では、マンチェスター大学を核燃料センター・オブ・エクセレンス（NFCE）として位置づけ、新しい燃料と製造方法に関する最先端の研究をリードしている。本項では AFCP を通して政府が支援している燃料技術開発について紹介する。

（1）ウェスティングハウス・スプリングフィールズサイトを中心とした EnCore 燃料技術の開発

技術の内容

EnCore 燃料は、クロムコーティングジルコニウム合金被覆管とウェスティングハウス社の ADOPT 燃料ペレットで構成され、燃料サイクルの経済性の改善、運転サイクルの長期化、従来の燃料ペレットの事故耐性を強化するものである。ADOPT 燃料とクロム被覆管は、高出力密度プラントの高燃焼度化と 24 ヶ月サイクル運転にも対応している。また、窒化ウランペレットや革新的な炭化ケイ素ベースの被覆管といった長期的なソリューションも開発中である。EnCore 燃料の開発は、米国のオークリッジ国立研究所、アイダホ国立研究所、米国エネルギー省（DOE）、ジェネラル・アトミックス社とウェスティングハウス社が共同で開発しているものであり、米国

原子力規制委員会（NRC）による ADOPT 燃料の審査受け入れに続くものである。[452]

政府支援

軽水炉燃料はイノベーションの対象となっており、中でも堅牢な特性から事故耐性燃料の技術革新が進められている。ウェスティングハウス子会社のスプリングフィールズ燃料社は、英国で唯一の燃料製造業者であり、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）の 2019 年から実施している革新的燃料サイクルプログラム（AFCP）を通して、ウェスティングハウスの EnCore 燃料の開発に関与し、米国 DOE の支援を受けている。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

プレストン近郊にあるスプリングフィールズ・ライセンスサイトは、1940 年代半ばから核燃料加工を行っている施設である。1946 年、英国原子力公社（UKAEA）の施設として操業を開始し、1971 年に UKAEA から分離した英国核燃料会社（BNFL）が燃料製造を行ってきたが、2005 年、サイトの資産と負債に関する責任は NDA に移行した。新会社スプリングフィールズ燃料社（SFL）が設立され、ウェスチングハウス・エレクトリック UK が NDA からスプリングフィールズの長期リース権を取得し、商業用燃料製造事業とスプリングフィールズ燃料社の責任をウェスティングハウスに移管することでサイトの管理と運営をすることとなった。この施設では、先進ガス冷却炉および軽水炉用の酸化物燃料、粉末、顆粒、ペレットなどの中間燃料製品の製造、ウラン回収、廃止措置、余剰プラントや建物の取り壊しなどの業務を行っている。[453]2020 年、スプリングフィールズサイトは、英国のネット・ゼロ目標支援のため、クリーンテクノロジーパークを設立した。クリーンテクノロジーパークは、幅広い原子力関連技術の実証と商業化を加速させるための共同ハブであり、燃料製造、核物質管理、革新的原子力技術の 3 つの分野に焦点を当て、共同イノベーションハブを提供している。[454]

導入が想定される炉型、ユーザー

ジルコニウムと蒸気の反応を抑制し、最高温度をさらに 300℃上昇させる改良型クロムコーティング被覆管が開発され、ADOPT 燃料ペレットを装荷した鉛製試験棒（LTR）に適用された。この成熟した設計は、密度を高めてウランを多く含み、より高い燃焼度を可能にし、ヨーロッパで 10 年間沸騰水型原子炉の燃料として使用されている。この LTR は、2019 年春にエクセロン

[452] Westinghouse HP “Westinghouse’s EnCore Fuel Takes the Next Step towards Regulatory Approvals”, https://info.westinghousenuclear.com/blog/westinghouses-encore-fuel-takes-the-next-step-towards-regulatory-approvals

[453] ONR HP “Springfields Fuels Limited”, https://www.onr.org.uk/sites/springfields-fuels-limited.htm

[454] Westinghouse HP “Springfields at 75”, https://info.westinghousenuclear.com/uk/news-insights/springfields-at-75

社のバイロン 2 号機に挿入された。[455]

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

AFCP のロードマップでは、EnCore 燃料の開発に関連して、以下の 3 つの技術分野に焦点を当てている。[456]

- 短期：コーティングされた Zr 合金被覆管
- 長期的な「革命的」な選択肢：
  高密度燃料（例：窒化ウラン）
  革新的な被覆管（炭化ケイ素（SiC）複合材料など。

安全性、経済性に関する分析

EnCore 燃料の長期的なポートフォリオには、UO2 よりも 40%高いウラン密度（U235 濃縮度 7%に相当）と大幅に向上した熱特性を持つ窒化ウランペレットも含まれ、いずれのオプションも高い安全性と経済性につながるものである。[457]

（2）国立原子力研究所（NNL）における被覆燃料粒子（CFP）の開発[458]

技術の内容

被覆燃料粒子（CFP）は一般に TRISO（tristructural-isotropic）燃料として知られ、核分裂性物質（通常は二酸化ウラン）の核（コア）または燃料核（カーネル）が、燃料の膨張とガス状核分裂生成物の蓄積に対応する多孔質炭素の緩衝層、等方性熱分解炭素の高密度保護層、構造完全性と核分裂生成物の障壁となる炭化ケイ素（SiC）高密度層以下の層で被覆されたものである。電気、熱、水素を柔軟に供給する可能性を持つ高温炉（HTR）の開発と展開に関する CPF 技術への関心は大きく、高まっている。また、CPF 技術は、軽水炉への応用や、新しいマイクロリアクターや宇宙炉システムを含む応用も考えられている。

政府支援

AFCP を通じて、英国は CPF を製造する能力を再構築している：

- 燃料核（カーネル）製造：英国核燃料センターオブエクセレンス（NFCE）の枠組みの下、

[455] Westinghouse HP “Advanced Solutions”, https://www.westinghousenuclear.com/operating-plants/nuclear-fuel/advanced-solutions?hsCtaTracking=e59489cb-852b-40dc-8d6a-ae4f4b5a2af8%7Cb530b8a0-b14f-428c-b537-48f27c93b337

[456] [456] National Nuclear Laboratory, 2021, Fuelling Net Zero: Advanced Nuclear Fuel Cycle Road maps for a Clean Energy Future, https://afcp.nnl.co.uk/wp-content/uploads/sites/3/2021/06/AFCP-Advanced-Nuclear-Roadmaps.pdf

[457] Westinghouse HP “Advanced Solutions”, https://www.westinghousenuclear.com/operating-plants/nuclear-fuel/advanced-solutions?hsCtaTracking=e59489cb-852b-40dc-8d6a-ae4f4b5a2af8%7Cb530b8a0-b14f-428c-b537-48f27c93b337

[458] AFCP HP “Coated Particle Fuels Case Studies…”, https://afcp.nnl.co.uk/casestudy-category/coated-particle-fuels/

2021 年にスプリングフィールズサイト内の国立原子力研究所（NNL）プレストン研究所でカーネル製造装置の設置と試運転を完了する予定である。

- カーネルコーティング：サー・ヘンリー・ロイス研究所の枠組みの下で、マンチェスター大学で新しい流動層 CVD 法によるコーティング設備の設置と試運転が進行中である。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）。

マンチェスター大学は、ダルトン原子力研究所を通じて、英国の原子力研究の中心的存在となっている。独自の設備とヘンリー・ロイス研究所の原子力研究が組み合わさることで、スプリングフィールズとセラフィールドの NNL 燃料研究者と密接な関係を保ちながら、燃料研究において強みを発揮することができる。

導入が想定される炉型、ユーザー

TRISO 燃料は、革新的原子炉システムとして注目されている U バッテリーの主要な技術である。英国内ではこの燃料の最近の使用経験は非常に限られているが、ヘンリー・ロイス研究所に設置された装置によって、サンプル材料の製造、製造パラメータとそれが材料特性に及ぼす影響の理解、燃料性能に関する継続的な研究へのサンプル材料の供給が可能になる。

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

2030 年代初頭までの実証機用燃料に対する短期供給と、その後のより長い時間枠での商業規模の燃料製造と供給が目標である。これらのシナリオは、エネルギー白書で述べられている、2030 年代初頭までに英国に AMR の実証機を設置することと、英国および国際的な HTR 市場の予想される成長に照準を合わせたものである。実証炉の燃料資格と認可に向けたプロトタイプの燃料、コーティング、カプセル化の開発が当面の焦点である。これには燃料性能と原子炉物理モデリング、照射試験、平常時と事故時の炉外試験、使用済み燃料管理評価などが含まれる。ロードマップでは、高純度低濃縮ウラン 21（HA-LEU）の供給確保、国際協力、照射施設と照射後試験（PIE）施設へのアクセス、新燃料認定のための核データ要件などの実現可能性が確認されている。

安全性、経済性に関する分析

2.3.2. ロールス・ロイス SMR で適用の可能性のあるモジュール工法 [459]

技術の内容

ロールス・ロイス SMR（UK SMR）は、実績のある原子力技術と、独自の工場生産モジュール製造および現場組立システムを組み合わせ、数十年にわたる英国のエンジニアリング、設計、製造のノウハウを活用している。これは、2030 年代初頭に英国の送電網で利用可能となる脱炭素化の実現のため、英国産業の最良の部分を結集したものである。ロールス・ロイス社の SMR 発電所の 10 分の 9 は工場で製造または組み立てられ、約 80％は英国のサプライチェーンで供給され、ベンチャー企業の投資の多くは、既存の原子力に関する専門知識が豊富な英国北部に集中する見

[459] Rolls-Royce Press release, 2021, Rolls-Royce announces funding secured for Small Modular Reactors, https://www.rolls-royce.com/media/press-releases/2021/08-11-2021-rr-announces-funding-secured-for-small-modular-reactors.aspx

込みである。

UK SMR の建設を行うコンソーシアムの一社である Nuclear AMRC は、原子力用途のモジュール製造技術を開発・実証するための製造ラインや、特殊な機械加工、接合、および組立装置の開発を行っている。2017 年には、Cammell Laird 社のバーケンヘッドサイトにモジュール製造のための R&D 施設を開設している。Cammell Laird 社は、原子力産業における施設のモジュラー建設技術を証明するためのモデルとして実験リグの建設を使用することを目的とし、熱水圧試験リグの設計、製造、設置を完了しており、Advanced manufacturing and materials (AMM)プログラムの一環として BEIS から資金提供されたものである。[460]

政府支援

2021 年 11 月、英国政府よりロールス・ロイス SMR へ 2 億 1,000 万ポンドの資金が提供されることが発表された。本件は、UKRI がロールス・ロイス社を中心とした英国のコンソーシアムに産業戦略課題資金（ISCF）として 1,800 万ポンドを提供し、産業界からも 1,800 万ポンドのマッチングファンドが提供された低コスト原子力課題（Low Cost Nuclear challenge）プログラムのフェーズ 2 となる資金提供である。[461]ロールス・ロイス・グループ、BNF Resources UK Limited、Exelon Generation Limited は、3 年程度の期間をかけて 1 億 9500 万ポンドを投資する。この資金により、英国首相が「グリーン産業革命のための 10 ポイントプラン」で初めて発表した英国研究革新資金から 2 億 1,000 万ポンドの助成金を確保することができる。本日の発表は、政府のネット・ゼロ戦略と 10 ポイントプランの実現に向けた新たな一歩となる。

また、英国の原子力イノベーションプログラム（4.3.1 で紹介）では、モジュール工法などの革新的技術に対する資金付けや、新型モジュール炉（AMR）実現可能性及び開発（F&D）プロジェクト（AMR＆FD）を実施しており、Cammell Laird 社の実験リグの開発などに資金を提供している。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

UK SMR の建設は英国内のコンソーシアム（Assystem, Atkins, BAM Nuttall, Laing O'Rourke, National Nuclear Laboratory, Nuclear AMRC, Rolls-Royce, Wood 及び The Welding Institute）が行う。Nuclear AMRC が、ロールス・ロイス社の SMR 開発プログラムの次の段階で協力し、重要な部品を英国で商業生産するための準備を支援すると発表している。Nuclear AMRC は、ロザラムにある Nuclear AMRC の研究工場の最先端の機械加工、接合、試験施設を利用して、様々な革新的プロセスの製造能力を開発し、SMR の大型部品を製造する英国の新工場の設計もサポートする予定である。[462]また、ロールス・ロイス社とキャベンディッシュ・ニュー

[460] Cammell Laird HP "CAMMELL LAIRD COMPLETES CIVIL NUCLEAR TEST RIG", https://www.clbh.co.uk/cammell-laird/cammell-laird-completes-civil-nuclear-test-rig

[461] UK Government Press release, 2021, "UK backs new small nuclear technology with £210 million", https://www.gov.uk/government/news/uk-backs-new-small-nuclear-technology-with-210-million

[462] Nuclear AMRC HP "Nuclear AMRC to support next phase of Rolls-Royce SMR development", https://namrc.co.uk/centre/rolls-royce-smr-support-phase2/

クリア社が SMR プログラムの納入・製造パートナーシップ契約を締結したことを発表している。[463]

導入が想定される炉型、ユーザー

UK SMR は、3 ループ PWR で、主に沿岸と内陸の両方で立地可能で、ベースロード電力を供給することを目的としている。UK-SMR 設計は、熱供給やコージェネレーションをサポートするようにも構成可能である。[464]コンソーシアムのひとつである Nuclear AMRC によるモジュール工法の開発では、SMR を含むあらゆる規模の新型原子炉のモジュール製造や、廃炉や廃棄物管理の課題にも取り組んでいる。

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

「低コスト原子力課題」での 1800 万ポンドのマッチング資金による初期投資を受けた開発は、2021 年初頭に終了している。2021 年 11 月に開始された第 2 フェーズにおいて、Nuclear AMRC は、固定及びポータブル機械加工、プロセス後の洗浄、測定プロセス開発、溶接、被覆、デジタル製造などの分野で製造能力提供プロジェクトを継続して実施する予定である。なお、ロールス・ロイス SMR は 2030 年頃に最初の発電所を運転開始することを目標としている。[465]

安全性、経済性に関する分析

Nuclear AMRC は、SMR 建設で適用されるモジュール工法やプロセスイノベーションについて、次のように述べている。SMR により、英国が専門性を実証している航空宇宙や石油・ガスなどのセクターのように高付加価値で少量生産の機会が原子力産業においても得られる。これを達成するためには、SMR の設計は、50 基または 100 基を製造する「量の経済」を可能にしなければならず、製造業者は、生産が拡大するにつれて高い学習率を実証する必要がある。

他の高付加価値セクターにおける英国の製造業者は、英国の原子力規制当局がまだ承認していない様々なプロセスを既に使用している。製造業者、技術提供者、および研究者と協力することにより、SMR 開発者は新しい設計のセーフティケースに新しいプロセスを含めることができ、製造のための設計やモジュール化などの技術を使用して生産効率を高めることができるだろう。

SMR に利用できる製造プロセスには、ロボット加工、シングルプラットフォーム加工、極低温冷却などの幅広い機械加工技術に加え、インテリジェント治具やオンマシン検査などの支援技術も含まれまる。電子ビーム溶接、ダイオードレーザークラッディング、自動アーク溶接、バルク添加物製造、熱間等方圧加圧などの高度な接合とニアネットシェイプ製造プロセスもコストとリードタイムの大幅な削減を可能にする。

---

[463] Rolls-Royce Press release, 2021, Rolls-Royce and Cavendish Nuclear sign delivery and manufacturing partnership agreement for SMR programme, https://www.rolls-royce.com/media/press-releases/2021/08-07-2021-rr-and-cavendish-nuclear-sign-delivery-and-manufacturing-partnership-agreement.aspx

[464] IAEA, 2019, Status Report UK SMR (Rolls-Royce and Partners), https://aris.iaea.org/PDF/UK-SMR_2020.pdf

[465] [465] Nuclear AMRC HP “Small modular reactors”, https://namrc.co.uk/intelligence/smr/

これらの技術の多くは、Nuclear AMRC によって民間の原子力用途に既に開発されている。同センターの先進的な工作機械と製作セルは、ギガワットスケールの原子炉の代表サイズの部品を扱うように指定されており、SMR のフルサイズのプロトタイプも製造できることになる。[466]

2.3.3. Nuclear AMRC におけるプロセスイノベーション

技術の内容

UK SMR の建設コンソーシアムのひとつである Nuclear AMRC は、それ自体がコンソーシアムであり、製造業者や研究機関と協力し、コスト、品質、納期で競争するための技術力と原子力分野での新しい技術・技能の開発を行っている。特に、以下の技術において中核的な研究開発グループを有している。本項と次の項の技術開発は、Nuclear AMRC の技術開発を紹介する。

- 機械加工技術 [467]

ロザラムにある研究工場には、フライス加工、旋盤加工、深穴加工など、産業界で必要とされる機械構成を網羅したさまざまな大型工作機械を設置しており、長さ 12 メートル、直径 5 メートル、重さ 50 トンまでの加工が可能である。また、多くの中小企業向け工作機械と同様の小型工作機械も取り揃えており、サプライチェーンに沿った生産課題に取り組んでいる。これらの機械は、大型機械の能力を反映しており、革新的な技術、加工性の研究、切削工具の特性評価など、初期段階の基礎研究を行う機械加工科学のプラットフォームとなっている。

以下は設備の例である。

- Dörries Contumat VTL：原子炉容器内部、熱交換器や蒸気発生器のチューブシートやサポートプレート、風力タービンのハブコネクター、石油やガスのウェルヘッド、大型ポンプやバルブのケーシングなどの生産が可能。製品の安定した品質を実現するため、1 回の段取りで工程を確保する新技術を中心に研究している。
- Soraluce FX12000：ポンプ、バルブ、洋上風力発電機のハブなど、非常に大きな複雑部品の 5 面加工に適している。セットアップ時間を短縮し、1 回のセットアップ加工で安定した品質を提供するための革新的な技術に焦点を当てた研究を行っている。
- Heckert HEC1800：原子力ポンプ、バルブ、チューブシートの新しい革新的な加工技術の開発に重点を置いた研究を行っている。ミリングプラットフォームでの長さ対直径比の高い穴あけ加工の高性能化と、超高圧冷却を使用した長さ対直径比の高い穴あけ加工の研究開発を進めている。

- 溶接・材料 [468]

最も要求の厳しい用途に対応する新しい最適な溶接プロセスの開発を支援するためのリソースと経験を有しており、原子力用途向けに、熱間静水圧プレスやバルクアディティブ製造など、さまざまな材料工学プロセスの調査・開発を行っている。

以下は設備の例である。

- K-TIG 1000 keyhole welding：従来の GTAW に比べ、最大 100 倍の溶接速度を実現。フ

[467] Nuclear AMRC HP “Machining”, https://www.namrc.co.uk/capabilities/innovation/machining/

[468] Nuclear AMRC HP “Welding”, https://www.namrc.co.uk/capabilities/innovation/welding/

ィラーワイヤー、開先加工、熟練工を必要としない全自動溶接。ステンレス鋼、チタン、ジルコニウム、インコネル、その他の特殊合金の溶接が可能。

政府支援

Nuclear AMRC は、ビジネス・イノベーション・技能省（BIS：現在は BEIS に移行）から 1500 万ポンド、地域開発機関ヨークシャー・フォワード（現在は廃止）から 700 万ポンドの助成金の支援で設立された。また、欧州地域開発基金が、サウスヨークシャーのアドバンストマニュファクチャリングパーク（AMP）にある同センターの常設施設の開発を支援した。BIS とノースウェスト開発局（これも消滅）は、マンチェスター大学のダルトン原子力研究所の製造研究所を拡張するために、さらに 800 万ポンドを投資している。[469]UK SMR コンソーシアムの主要機関として、低コスト原子力課題や原子力イノベーションプログラムを通した政府支援を受けている。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

Nuclear AMRC はそれ自体がコンソーシアムであり、シェフィールド大学とマンチェスター大学が主導し、ロールス・ロイスが主要産業パートナーとして設立された。他の設立パートナーは、アレバ社、ウェスティングハウス社、シェフィールド・フォーゲマスターズ社、タタ・スチール社である。大学や国立原子力研究所（NNL）の他、中小企業を含む 1,000 社以上の企業と協力している。

導入が想定される炉型、ユーザー

UK SMR を含むあらゆる規模の革新的原子炉のモジュール製造や、廃炉や廃棄物管理の課題にも取り組んでいる。新しいアプリケーションのために幅広い技術を活用し、カスタマイズすることができ、原子力発電所の新設、原子炉の開発、運転、廃炉、推進に必要な機械加工、製造、組立に対応できるよう装置が選定されている。[470]原子力用途の先進的な製造プロセスを開発し、それをサプライチェーンに組み込むことは、英国の製造業の生産性を高め、原子力計画のリスクを軽減するために不可欠であるとしている。[471]

開発スケジュール

既存または研究開発中の技術の情報は得られたが、個々の具体的な開発スケジュールに関する情報は得られなかった。

安全性、経済性に関する分析

Nuclear AMRC による技術開発は、2.3.2 の同項で紹介した通り、生産効率の向上によりコストとリードタイムの削減が可能になるとしている。安全性に関する情報は得られなかったが、生産効率の向上により作業時間が短縮され、作業員の安全性も向上すると考えられる。

2.3.4. Nuclear AMRC におけるモデリング及びデジタル技術

前項に引き続き、Nuclear AMRC の技術開発について紹介する。

---

[469] Nuclear AMRC HP “Background”, https://www.namrc.co.uk/about/background/

[470] Nuclear AMRC, 2021, Capability directory, https://namrc.co.uk/wp-content/uploads/2021/07/NuclearAMRC_Capabilities_Aug21.pdf

[471] Nuclear AMRC HP “Innovations”, https://namrc.co.uk/capabilities/innovation/

技術の内容

- シミュレーションと検証[472]

シミュレーションおよび検証工学により、メーカーの生産性と品質の向上を支援しており、工場全体のレイアウトから個々の製造工程に至るまで、モデル化、測定、分析、最適化を行うための複合的なサポートを提供している。工場全体のレイアウトをシミュレーションして生産を最適化したり、特定の製造工程をシミュレーションして潜在的な品質問題を特定・軽減したりすることが可能である。モデルを検証し、品質を確保するために、試験、計測、分析の技術やサービスを包括的に提供している。溶接プロセス検証のための非破壊検査、寸法計測、表面の完全性評価などの機能により、新しい部品やプロセスの実現可能性を証明し、仕様を満たしていることを確認することができる。また、これらの分野において、精度を向上させ、困難なアプリケーションの性能を最適化するための研究も行っている。

以下は主な技能の例である。

- デジタル製造：デジタルシミュレーションツールで製造性能を予測し、実寸大の代表的な製造装置で検証することができる。リアルタイムの測定データに接続し、製造プロセスの最適なリアルタイムデジタルツインを作成することに重点を置いた研究を行っている。その結果、製造リードタイムと品質の向上、および耐用年数を通じて部品の性能を予測するためのデータを得ることができる。
- 工場のモデル化：工場内の工程をモデル化するための業界標準のソフトウェアツール群を備えており、既存の製造設備の最適化、修正、または新規設備の設計を最適化することができる。潜在的なボトルネックの特定と排除、および需要や製品構成の変化に対する設備の将来性を考慮した複雑なシナリオプランの開発も行っている。
- その他、アンドロイドデバイスによる AR（各超現実)、モノのインターネットへの接続と開発キット、デジタルアーキテクチャ、データ駆動型システムから量子暗号システムまでの研究テーマのサポート、3D バックプロジェクション、遠隔操作によるレーザーレーダー、光学計測、非破壊検査、超音波検査などの設備・技術を備えている。

- モジュール化に関連する技術

以下のような設備を備えている。

- Virtalis ActiveWall：3D 短焦点投影、4K 解像度の幅 2.7m 単画面システムで、最大 12 人での視聴が可能。オフサイトの VR 施設と連携し、共同作業が可能。
- ウェアラブル VR/AR 技術：バーチャルリアリティ（仮想現実）やオーグメンテッドリアリティ（拡張現実）のハンズフリー技術。現在、HTC Vive や Microsoft HoloLens などの機器がある。共同設計、訓練、ガイド付き組み立て、修理、メンテナンスに応用される。
- Stratasys F270 3D printer：モジュラー組み立ての設計工程を支援する高速試作。
- その他、ヴァーチャルツールや実証用機器、モジュール製造のためのフローラインのなどを開発している。

- 制御及び計装技術

[472] Nuclear AMRC HP “Simulation & verification”, https://www.namrc.co.uk/capabilities/innovation/simulation-verification/

新しい核分裂炉や核融合炉の設計に必要な制御や計装や、運転プラントのデジタル化を支援している。革新的原子炉、廃炉、長期廃棄物貯蔵のための革新的なセンサー、計器、監視技術の開発や、輸送、運転、保守、保管における高付加価値資産のデジタル追跡・管理のため物理世界と仮想環境の橋渡しをする高度なセンシングとモニタリング技術に関する幅広い専門知識を持ち、原子力分野とそれ以外の分野でのスルーライフ・エンジニアリング・サービスをサポートしている。

以下は主な研究分野である。

- センシング技術：インプロセス製造、資産管理、物流管理、運用・保守のための状態監視、構造的健全性監視、予後健全性監視のための高度なセンサーと電子デバイスの開発。初期のプロジェクトでは、Sellafield Ltd と共同で、長期廃棄物貯蔵容器の無線モニタリングのためのスマート・センシング・システムを開発している。
- 産業用制御システム：安全を重視した制御のためサイバーセキュリティ対策と組み合わせた監視制御とデータ収集（SCADA）、分散制御システム、プログラム可能なロジックコントローラ、ヒューマンマシンインターフェイス技術など。
- デジタル製造：インダストリアル IoT と可視化技術を適用し、工程内監視、予知保全、資産のタグ付けと追跡、サイバーフィジカルシステムと機械学習および人工知能技術の統合を実現。

政府支援
開発実施主体の概要
導入が予定される炉型、ユーザー
開発スケジュール
安全性・経済性の分析

上記の情報については、前項（2.3.3）と同様である。

2.4. 仏国

分類と項目内容	項目番号
[1]燃料技術	
【11×11 燃料】BWR 用 ATRIUM11 燃料 事故耐性燃料 マルチリサイクル	2.4.1(1) 2.4.1(2) 2.4.1(3)
[2]原子力施設建設にあたるモジュール工法	
-	-
[3]プロセスイノベーション	
-	-
[4]デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転	
デジタルツインと人工知能を活用した革新的な設備診断システム技術の開発	2.4.2
[5]対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術	
その他	2.4.3

2.4.1. 燃料技術

2.4.1.1. BWR 用 ATRIUM11 燃料技術の開発

技術の内容

ATRIUM11 は、Framatome 社製の最新の BWR 用の 11×11 燃料である[473]。従来の燃料と比較して、線出力密度（LHGR）が大幅に低減されるため、主に以下のメリットが挙げられる。

- ペレット－被覆管相互作用（PCI）及び金属腐食生成物（CRUD）の抑制による安全性向上
- 出力増強時における安全裕度の増加による経済性向上

政府支援

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

導入が想定される炉型、ユーザー

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

Framatome 社は、2017 年時点で、国内外の BWR プラント計 61 基に対して、計 83,000 体の BWR 用燃料集合体を提供した。そのうち、半数を超えるプラントが ATRIUM 設計を採用しており、ATRIUM11 燃料の試験装荷が以下の国々で実施された。

[473] Framatome HP, ATRIUM 11: Technology and Economics Leader in BWR Fuel, https://www.framatome.com/EN/customer-2832/atrium-11-bwr-fuel.html

- 2012 年：ドイツの BWR プラント 1 基
- 2013 年：スイスの BWR プラント 1 基
- 2014 年：ノルウェーの BWR プラント 1 基
- 2015 年：米国の BWR プラント 2 基
- 2017 年時点：国内外の BWR プラント計 7 基

また、2018 年に ATRIUM11 燃料の交換を実施した。

安全性、経済性に関する分析

2.4.1.2. 事故耐性燃料技術の開発

技術の内容

事故耐性燃料（ATF）設計は、炉心冷却材喪失時においても長時間耐久可能な設計である[474]。ATF では、以下の特性が要求される。

・水素生成量を低減
・過酷条件下における核分裂生成物の保持能力を改善
・水蒸気による被覆管の反応を低減
・燃料―被覆管相互作用によるパフォーマンスへの影響を抑制

政府支援

ATF の開発は、米国 DOE の ATF プロジェクトで進められている（2.1 米国における「事故耐性燃料技術の開発」を参照）。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）
導入が想定される炉型、ユーザー
開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）
安全性、経済性に関する分析

2.4.1.3. 事故耐性燃料技術の開発

技術の内容

仏国では、ナトリウム高速冷却炉（SFR）技術に関する先進的な技術として、マルチサイクルと呼ばれる、PWR の MOX 燃料から Pu を再利用するといった研究が行われている[475]。マルチサイクル技術によって、天然ウランの消費量を低減することが可能となる。

---

[474] Framatome HP, What is EATF?, https://nextevolutionfuel.com/what-is-eatf/

[475] Fanny Courtin (CEA), 2021, Pu multi-recycling scenarios towards a PWR fleet for a stabilization of spent fuel inventories in France, https://www.epj-n.org/articles/epjn/pdf/2021/01/epjn210027.pdf

政府支援
開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）
導入が想定される炉型、ユーザー
開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）
安全性、経済性に関する分析

2.4.2. デジタルツインと人工知能を活用した革新的な設備診断システム技術の開発

技術の内容

METROSCOPE とは、PWR プラントの 2 次系設備を自動的に診断するソフトウェアである[476]。プラント内の物理モデルに基づいて、PWR の 2 次系で発生しうる現象を解析し、設計に反映するといったアルゴリズムが活用されており、これを通して、設備の診断を行うことが可能である。METROSCOPE によるメリットとしては、保守チームが主要な設備で発生する現象を把握できるようになり、効率的に設備の異常を特定できる。その結果、設備の寿命を延ばし、予定外のプラント停止を予防でき、保守のコスト低減につながる。

デジタルツインは、METROSCOPE における重要な技術であり、プラント固有の設計に合わせて物理モデルで用いる式を変更･調整する[477]。これにより、各ユーザー独自の診断システムで、METROSCOPE を用いることが可能となる。

政府支援
開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）
導入が想定される炉型、ユーザー
開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）
安全性、経済性に関する分析

2.4.3. その他

仏国政府は、コロナ禍からの復興に向けた経済対策（France Relance）の原子力分野に対する支援枠組みに基づき、原子力近代化やイノベーション、及びスキル維持強化に関連するプロジェクトを採択したことを発表した[478]。この支援枠組みは France Relance で政府が計画する原子力分野への投資（総額 4.7 億ユーロ）の一部として 2020 年 11 月に開始され、2021 年 10 月時点で総額約 1.1 億ユーロの政府支援が提供された。採択されたプロジェクトとして、調査対象に該当する技術は以下の通り。

---

[476] METROSCOPE HP, https://metroscope.tech/industries/nuclear-power/

[477] METROSCOPE HP, https://metroscope.tech/metroscope/digital-twin/

[478] Gouvernement, 2021/10/19, Lauréats des fonds de soutien aux investissements du secteur nucléaire et au renforcement des compétences de la filière nucléaire, https://www.economie.gouv.fr/files/files/directions_services/plan-de-relance/DP_Laureats_appel_projet_nucleaire_France_Relance_20211021.pdf

- Smartbi-M プロジェクト[479]：Gambi-M 社（3D デジタルエンジニアリング企業）による建屋情報モデリング（BIM）手法を用いた、原子力施設のデジタルレプリカ技術の開発。信頼性のある、ユーザーフレンドリーなデジタルレプリカを作成することで、施設の運転、保守、工事、解体作業に活用することが可能となる。
- 仏国国立計量研究所（LNE）による Axionable 社（AI サービス企業）の AI 技術の認定[480]。

[479] Gambi-M HP, Gambi-M lauréat du plan de Relance !, https://www.gambi-m.com/gambi-m-laureat-du-plan-de-relance

[480] ActuIA HP, Axionable obtains the first “Artificial Intelligence” certification from LNE following its audit, https://www.actuia.com/english/axionable-obtains-the-first-artificial-intelligence-certification-from-lne-following-its-audit/

2.5. 中国

分類と項目内容	項目番号
[1]燃料技術	
• 清華大学／プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる新技術の実用化 • 高速増殖炉による燃料サイクル技術（調査中）	2.5.1(1) 2.5.1(2)
[2]原子力施設建設にあたるモジュール工法	
モジュール工法：モジュール式高温ガス冷却炉（調査中）	-
[3]プロセスイノベーション	
（調査中）	-
[4]デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転（調査中）	
（調査中）	-
[5]対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術	
（調査中）	-

2.5.1. 燃料技術

（1）清華大学／プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる新技術の実用化

技術内容

清華大学が開発した小型モジュール式高温ガス炉（HTR）の中では、プラントの運転を止めずに、燃料の補填・交換できる新技術の実用化を図るという画期的な技術を開発している。図 2.5.1-1 は中国の高温ガス炉の開発プロセスを示している。[481] [482]

[481] 清華大学ウェブサイト https://www.tsinghua.edu.cn/

[482] 核能与新能源技术研究院（清華大学）ウェブサイト https://www.inet.tsinghua.edu.cn/

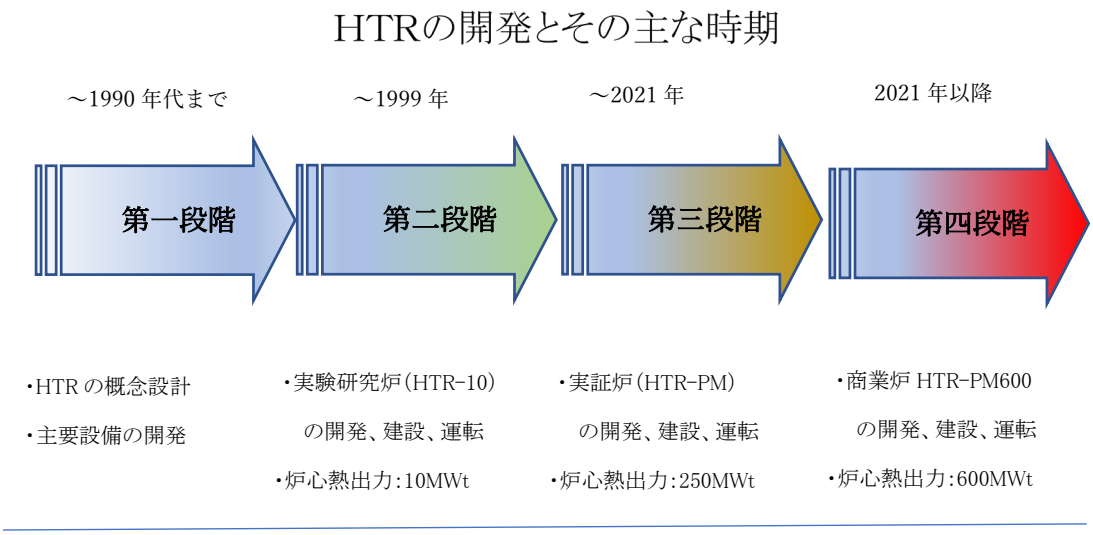


図 2.5.1-1　中国の高温ガス炉の開発プロセス

この小型モジュール式高温ガス炉には、以下に示す 2 つでシリーズ化されている。

・小出力型炉：HTR-10、HTR-10GT

・HTR-PM

HTR-10 は、高温ガス炉の概念設計、規制対応、主要機器設備の開発等を経て、小出力（熱出力 10MWt）のペブルベッド型高温ガス炉の実験研究炉として、1990 年代に建設され、1999 年に運転開始（現在も稼働中）された。2003 年 1 月に熱出力 10MW、電気出力 2.5MW 及び原子炉出口温度 700℃を達成した。その後、蒸気サイクル発電と安全性実証試験を繰り返し実施している。現在は、一部について設計変更し、HTR-10 の後継改良型炉 HTR-10GT の研究開発を行っている。この改良型炉では、従来の HTR-10 の蒸気タービンをヘリウムガスタービンに変更し、高効率発電の実用化を図る目的で関連の実証を実施している。

・ HTR-PM は、HTR-10 シリーズの後継炉として開発された。電気出力 10 万 kW 超のモジュールユニット 2 基で一つの発電機を共有する設計になっている。炉心熱出力 250MWt、電気出力 211 MWe で設計されている。炉心出口温度も HTR-10 より高く、750℃（蒸気温度 567℃）。HTR-10 と同様、ペブルベッド式を採用している。特徴として、炉心メルトダウンや大量放射性物質の放出といった重大事故は生じない。炉心から原子炉建屋まで多重の安全防護機能をもち、放射性物質の系外放出などに対する固有の安全性が高い。また、炉心冷却用スプレイ系等も不要のため、通常の大型軽水炉に比べれば、炉全体のシステム構成がシンプルで、系統、主要設備の量も圧倒的に少なく、経済性にも優れている。

・ HTR-PM は中性子の減速に優れたヘリウムガスを冷却材に用い、ウラン 235 の濃縮度が 8.5%の微濃縮ウラン燃料を使用している。使用する燃料は、黒鉛粉末と混合した燃料粒子を直径 6cm 程度の球状に圧縮成型し、炭化ケイ素（セラミック）をコーティングしたもの。このような燃料球には高温や腐食、摩耗に強いという特性があり、HTR-PM 用の燃料球は CNNC 傘下の中核北方核燃料元件有限公司が製造した。同機では原子炉一基あたり、約 42

万個の燃料球を装荷するとしている。プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる技術の実用化については、球式燃料の補填と交換を上部から下方へ流れるように循環的で行うという画期的なもので、従来の軽水炉では実現できない新技術である。この循環式燃料補填・交換システムを実現するためには、関連の駆動系、燃料投入系、廃棄燃料取出系、デジタル制御系設備の開発、設置、運転、保守など一連の技術開発を行う必要がある。石島湾原子力発電所 HTR-PM プロジェクトでは、この循環式燃料補填・交換システムを採用している（知的所有権のため、詳細は公開されていない)。これにより、燃料交換が容易となり、運転制御もしやすくなり、プラントの稼働率が上がり、高効率発電の実現が見込まれる。

・ プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる新技術の実用化は、この HTR-PM の実証炉である「石島湾原子力発電所 HTR-PM プロジェクト」（中国東部山東省、電気出力 21.1 万 kW）で実施している。原子力専門メディア「中国核電網」は、2021 年 12 月 14 日付で HTR-PM 初号機が同 13 日に送電網に接続され、送電開始したことを報道した。今回の送電開始により、高温ガス炉 HTR-PM において、プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる新技術の実用化を達成したことを意味する。[483] [484]

政府支援

燃料の補填・交換できる新技術の実用化に対して、中国政府からの経済的支援についての具体的な情報は見当たらなかった。

関連の支援として、国家核安全局（規制当局）が、新規高温ガス炉の建設、運転に関する許認可を行っているため、同炉の運転認可申請の審査や一連の規制活動の中で、燃料関連の設備や安全機能等に係る運転認可申請、審査の過程で相当の行政サービスを提供している。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

設計、エンジニアリング：清華大学

EPC 契約：中核能源科技有限公司（チナジー社）

建設：華能山東石島湾核電有限公司（SHSNPC 社）

協力体制：CNNC 社およびその参加企業など

＊SHSNPC 社は、華能が 47.5%、CNNC が 32.5%、清華大学が 20%を出資して設立した企業。チナジー社は、CNNC 社と清華大学が出資して設立した企業。

導入が想定される炉型、ユーザー

炉型：HTR-PM（モジュール式）

ユーザー：中核北方核燃料元件有限公司（CNNC 社傘下）

---

[483] CNNC 社：China National Nuclear Corporation、https://en.cnnc.com.cn/

原子力発電世界最大手。原子力発電の研究、開発、建設、発電、燃料、廃棄物処理など上流から下流まで幅広い事業を行える世界でも数少ない原子力企業。最新鋭の HPR1000、VVER 型炉などを建設、所有している。パキスタン、アルゼンチンなど海外での実績も多い。

[484] 中国華能集団公司ウェブサイト https://www.chng.com.cn/

開発スケジュール

この燃料の補填・交換できる新技術の実用化に関する開発スケジュールについては、公開された詳細な資料は見当たらなかった。この燃料実用化は、HTR-PM に初めて導入されたもので、HTR-PM の開発と同じ時期に併行して行われたものとみられる。

安全性、経済性に関する分析

プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる新技術の実用化に関する安全性は、HTR-PM の燃料装荷、運転および電力系統接続により、その安全性が十分に確保されたと評価できる。燃料の補填・交換できる新技術の実用化に関する具体的な経済データ情報は公開されていない。

参考情報として、HTR-PM 炉全体の経済性に関連した情報は以下の通り。

HTR-PM の主要建屋、システム、機器設備はほとんど中国内で製造可能である。石島湾発電所 HTR-PM プロジェクトでは、全体の 75%程度を国産品で調達し、残りの部分は純粋に経済性の観点で海外から調達した。欧米で同様な炉を建設する場合に比べて、中国の高い製造能力と低い製造コストを考慮すれば、その建設コストは格段に安くなるとみられている。清華大学によれば、HTR-PM600 初号機の建設コストは、同じクラスの 60 万 kWe 級 PWR に比べ 15-20 増、小型の HTR-PM プラントの建設費の 75%程度（小型の HTR-PM の建設費は 6000 ドル/kW 程度）と試算している。後継機の場合は、複数建設（量産化）することで、その建設コストが半分程度までに低減可能としている。通常トラブルや未確定要因による計画外建設コストが多く発生する初号機でさえ、HTR-PM 計画建設工期が 4 年程度（50 か月）であったことを考えると、その建設における経済的パフォーマンスが如何に優れているかはわかる。このことは、燃料やほかの機器設備にも当てはまる。

また、HTR-PM 炉は、熱電併給も可能な上に、事故が発生しにくい固有の安全性（高い安全性）を保有。遠隔地での利用や独立した規模の小さい送電網にも対応できるなど幅広い目的に利用が可能という長所を持つ。既存大型商業炉に比べて出力が小さいが、プラント運転を止めずに燃料の補填・交換できる、設備の利用効率が良いなどの利点を合わせて総合的に考えれば、一定の経済的合理性があると評価できる。[485] [486] [487]

(2) 高速増殖炉による燃料技術の開発

技術の内容

高速増殖炉がもつ最大の特長は、核燃料を有効利用できることである。中国では、燃料再処理施設の開発と並行し、原子燃料サイクルの確立、強化を目指している。建設済みの実験用高温ガス冷却炉、建設中の実験用高速増殖炉発電施設、およびクローズド核燃料サイクルシステムを実現するための研究開発活動により、原子力利用がさらに高い水準へと推進されつつある。

[485] CNNC（China National Nuclear Corporation）ウェブサイト https://en.cnnc.com.cn/

[486] 核能与新能源技术研究院（清華大学）ウェブサイト https://www.inet.tsinghua.edu.cn/

[487] 中国華能集団公司ウェブサイト https://www.chng.com.cn/

中国では、超臨界圧水冷却炉、超高温ガス炉および先進的な燃料サイクルを伴うナトリウム冷却高速増殖原子炉の 3 つの開発に注力している。この 3 炉型は、ともに第四世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF、中国も参加）で重点的に開発すべきものとして選定された 6 種類の第四世代炉型に含まれており、すでに国際的な共同開発が行われている。

高速増殖炉は、核分裂燃料を燃やし原子力を生み出しながら消費量の 1.2～1.6 倍に当たる核分裂燃料を同時に生産することができる。高温原子炉に滞留したウラン 238 の 60～70%を高速増殖炉内で利用できる。

この利点を活用し、国家プロジェクトの一つである「863 高度科学技術計画プログラム」では、熱出力 65MW で電気出力 25MW の高速増殖炉による実験用原子力発電プラントを中国原子力研究院に建設することが決定され、2009 年に完成。また、中長期科学技術発展計画では、すでに高速増殖炉が先端技術項目として組み込まれている。65MW の実験用高速増殖炉の建設や試験運転および関連事項の研究を通じて、高速増殖炉の設計、炉心技術、燃料や構造材料に関する技術開発を進め、ナトリウム循環といった重要な技術的課題を解決し、商用高速増殖炉を建設するための基盤整備を行う。

現在、世界では、フランスのフェニックスやスーパーフェニックス、ロシアの BN-600 といった高速増殖炉が運転されており、それらのいずれでも金属ナトリウムが冷却剤である。これは、ナトリウム冷却高速増殖炉が技術的に実行可能なことを示している。中国の高速増殖炉研究炉も同様にナトリウム冷却を採用している。しかし、ナトリウムは化学的に極めて活発であり、酸素や水と激しい化学反応を起こしやすい。そこで、システムや設備に厳密なナトリウム漏れ防止措置を施し、ナトリウムと水や空気との接触を防ぐ必要があるため、システムや設備が大幅に複雑なものとなる。ヘリウムガス、金属鉛、ビスマスなどを冷却剤にするとの試みも見られるが、それぞれに難しさがある（ヘリウムの熱伝導能力が液体金属に遥かに及ばない、鉛やビスマスは融点が高くて他の金属製構造材料との相容性が劣る、といった欠点）。

特徴として、高速増殖炉による核燃料の有効利用はクローズド燃料サイクルの採用が前提となる、という点である。高速増殖炉にとって、最も合理的な燃料は産業用プルトニウムであるが、高速増殖炉が自らの燃料サイクルを実現する前に、高温原子炉（中国では加圧水型原子炉）から産業用プルトニウムの供給を受ける。したがって、「産業用プルトニウムを高速増殖炉での使用に供するため、いかにして加圧水型原子炉から取り出した使用済燃料の再処理を大規模に行うか」や「その放射性が強い核分裂産物や長寿命のマイナーアクチニドをいかに変異、処理および処分して環境を保護するか」といった点が解決すべき課題となる。中国が建設を進めている実験用使用済燃料再処理工場は、高速増殖炉の開発を進める上で重要な役割を果たすとされる。[488] [489] [490]

政府支援

中国政府の支援として、科学技術振興促進の一環として、国家プロジェクトプログラムが用

[488] 欧阳予、「国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展」、2007 年

[489] 欧阳予、「国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展（续）」、2007 年

[490] CNNC（China National Nuclear Corporation）ウェブサイト https://en.cnnc.com.cn/

意されている。例えば、「863 高度科学技術計画プログラム」などといった先端技術開発プロジェクトが国家発展計画プログラムに盛り込まれている。また、2017 年 1 月に発表された「エネルギー発展第十三次 5 カ年計画」では、新型炉等の開発は「スマート小型炉、商用高速炉、60 万 kW 級高温ガス炉等の自主的かつ独創的なモデルプロジェクトを適時実行し、原子力エネルギーの総合利用を推進する」ことを公表した。詳細な予算規模に関する情報は見当たらなかったが、政府は主に政策面などでこれら関連の開発を支援している。

開発実施主体の概要（サプライチェーン企業等協力体制含む）

高速炉の設計、エンジニアリング：中国原子能科学研究院（CNNC 社傘下）
高速炉の建設：CNNC 社（主契約者）

中国の高速増殖炉の開発実施主体（設計、エンジニアリング等）は、最大手の原子力事業者 CNNC 社傘下の中国原子能科学研究院（CIEA）が担う。実用商業炉の建設は、主に CNNC 社が担うとみられる。CNNC 社のほかに、大学や研究機関など様々な協力パートナーも参加する。サプライチェーン企業等協力体制としては、中国の主な原子力設備製造等関連企業と契約を結び、共同で進めているとみられる。実用商業炉の建設は最終決定されていないため、具体的なサプライチェーン企業等が現段階では未定。

導入が想定される炉型、ユーザー

炉型：高速増殖炉（金属ナトリウム冷却タイプ）
ユーザー：CNNC 社

想定されるユーザーは、現段階では CNNC 社であるが、将来的には、ほかの国内大手原子力にも広がる可能性も考えられる。

開発スケジュール

開発スケジュールについては、主に以下の通り。
基礎技術の開発：1965～1986 年頃まで
応用技術の開発：1986～1992 年頃まで
エンジニアリング技術の開発：1992～2011 年頃まで
上記の開発期間では、高速炉 CEFR（出力 2.5 万 kW、研究炉、図 2.5.1-2 参照）を建設し、2010 年 7 月に初臨界に達し、2011 年 7 月に電力系統に接続した。この成果を活用し、次の段階である高速炉の実証化に向けて、現在実証化プロジェクトが進んでいる。

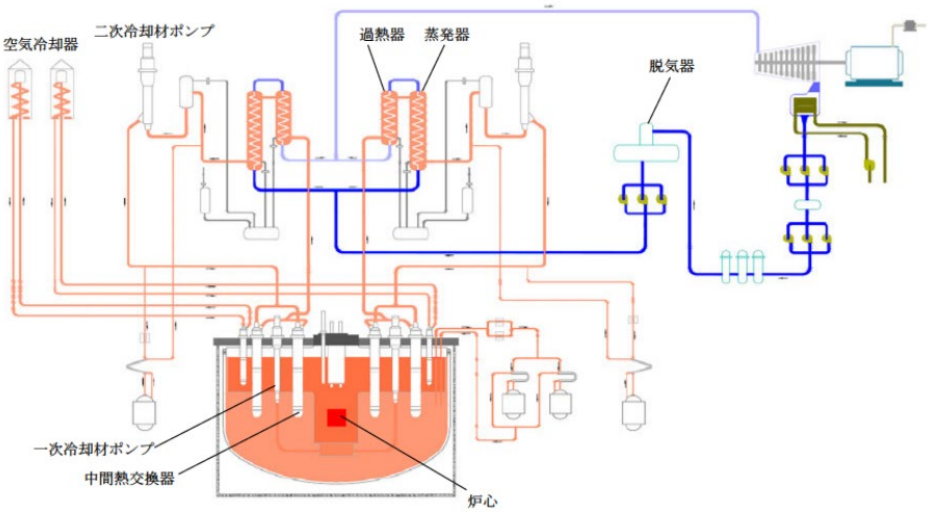


図 2.5.1-2　高速炉 CEFR の主要システム概略図
（出所：中国原子能科学研究院（CIEA））

実用化時期：2028 年 12 月に着工、2034 年頃に運転開始計画

高速炉の商用化について、従前、様々な検討をしていたが、現在では商業炉 CFR1000（電気出力 100～120 万 kWe、燃焼度は金属燃料で 120-150GWd/t の設計）を建設する計画としている。この実用化計画は、先行する実証炉 CFR600（出力 60 万 k W 級、蒸気温度 480℃、熱出力 150 万 kWt、熱効率 41%、原子炉一次冷却系は 2 ループの設計、表 2.5.1-1 参照）の開発を踏まえて実施するとしている。CFR1000 の実用化について、CIEA の専門家は「最終確定していない」との見解を表明している。中国内での展開については、「燃料ウランの価格」、「予定立地候補地域（内陸部）の安全確認と実行可能性」、「経済性評価（既存火力と高速炉の発電コスト比較など）」の諸要素によって決定されるとしている。CFR600 プロジェクトは、既に建設に向けて開始され、商業運転開始は 2023 年予定。2017 年 12 月に、開発主体である CNNC 社は、南部福建省にある霞浦原子力発電所の 1、2 号機として CFR600 の建設（FCD）を開始したと発表した。[491]

表 2.5.1-1　高速実証炉 CFR600 の概要と主も設計仕様

項目	主な設計仕様	備考
炉型	SFR（Pool）	SFR：Na 冷却高速炉
設計運転寿命	40 年	
設計	CIEA	
実施主体	CNNC 社	
位置づけ	60 万 kWe 級実証炉	次段階の大型商用炉の建設に向けた実証、検証を実施する。
熱出力	150 万 kWt	
電気出力	60 万 kWe	

[491] 中国原子能科学研究院（CIAE、China Institute of Atomic Energy）http://www.ciae.ac.cn/

燃焼度	100(MOX)、120(metal)	
熱効率	41%	
原子炉停止系	能動系、パーシブ系	安全停止機能
残留熱除去系	受動	

（出所：CNNC、WNA）

安全性、経済性に関する分析

現在のナトリウム冷却高速増殖炉のシステムは非常に複雑で、投資額も巨額になるため、それが燃料面でもつ優越性を相殺してしまう。また、その発電コストも加圧水型原子炉などと比べると高い。

世界では、第四世代ナトリウム冷却高速増殖炉に先進的な燃料循環システムを取り付けることが求められているが、そうなれば経済性や安全性が高まり、核拡散も防止できる。その他類型の高速増殖炉は技術的に未成熟であるため、いかにして技術を成熟させて工程の簡素化とコスト低減を図るかが、今後における高速増殖炉の開発においてキーポイントの一つになる。これらの課題を解決し、「2030 年頃になれば、高速増殖炉の商業利用が進み、経済性が高まれば、その優位性が発揮される」との専門家の予測がある。[492] [493]

2.5.2. 原子力施設建設にあたるモジュール工法

原子力施設建設にあたるモジュール工法では、モジュール式高温ガス冷却炉の開発が進められている。中国では「863」計画の重点項目として「10MW モジュール式高温ガス冷却型実験炉」が組み込まれ、2002 年に清華大学原子力設計研究院内で建設された。それは技術的に世界の先端を行くものである。

中国では、これを受けた中長期科学技術発展計画の重要テーマ『大型で先進的な加圧水型原子炉および高温ガス冷却炉の原子力発電所』において、電気出力 20 万 kW のモジュール式高温ガス冷却炉による先行実証プラントを建設し、高温ガス冷却炉の商用化を推し進めることが公表された。そして、超高温ガス炉（VHTR、Very High Temperature Reactor）を指向し、VHTR 冷却炉心のヘリウムガス出口における温度を 1000℃まで高める。これにより、水素製造のほか、石油工業、化学工業、製鋼といった産業への熱供給といった多目的利用もできるようにする。これら付加価値の高い多産業での利用促進を通じて発電に用いるときの熱効率を 50%以上上げることを目指している。

その一方で、高性能な燃料エレメント、直接サイクル・ヘリウムガス・タービン発電、高温炉の熱による水素製造などに伴う技術的な問題もあり、今後こういった課題を解決し、モジュール式高温ガス冷却炉の開発、商業用炉の出力増強につなげていく。[494] [495]

---

[492] 欧阳予、「国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展」、2007 年

[493] 欧阳予、「国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展（续）」、2007 年

[494] 清華大学ウェブサイト https://www.tsinghua.edu.cn/

[495] 核能与新能源技术研究院（清華大学）ウェブサイト https://www.inet.tsinghua.edu.cn/

2.5.3. プロセスイノベーション

プロセスイノベーション、特に原子力産業基盤に関する制度の整備（制度改善プロセス）のほか、発電所の建設工事、原子力設備の設計、製造、据付、調達等一連の関連プロセスイノベーションの進展が進んでいる。中国は、現在、世界で最も多くの新規原子炉計画を持っており、建設中の原子炉の数も世界で一番多い。毎年多くの新規発電所建設プロジェクトが進行している実績もあり、中国の原子炉製造産業チェーンは発達しており、最新鋭の第三世代炉 HPR1000（中国名「華龍一号」）の国産化率は 85%超とされる。これは、中国の原子力産業の基盤が出来上がっていることを意味する。また、HTR-PM 炉の主要構造物、システム、機器設備は中国国内で製造されており、全体の国産化率は 75%を超えているとされる。[496] [497]

原子力のプロセスイノベーションに関連する原子力産業基盤強化においては、2007 年 7 月 11 日、国の制度として「原子力安全設備の設計、製造、据付等許可での事業者認定と安全検証」が開始された。従前では、「原子力発電所の立地選定、建設、燃料初装荷、運転、廃止措置に関する許可」、「材料、設備の安全管理」、「原子力発電所の建設、運転および設備製造の安全監督」、「1990 年代からの NNSA によるバルブ等設計、製造資格認定」といった制度があった。これら原子力機器設備の材料、設計、製造、検証、運転、評価の全体を体系的に網羅する安全の基準、規格は「第十一次五ヵ年計画（2006-2010）以降に設定もしくは改善、統合されたものが多い。これらの制度の整備、強化に伴い、原子力産業界では関連の設備製造に関する設計、製造、試験・検証を含む研究開発から、国際認証の取得等製品の品質保証等まで積極的な取り組みを実施するようになり、関連のプロセスイノベーションが大きく進んできた。特に、HPR1000 や第四世代原子炉の国内外でのビジネス展開には、世界最高水準の技術や品質の維持が必要との意識が芽生え、そういうマインド側面での変化、広い意味でのプロセスイノベーションが進んでいることも見逃せないと言える。

原子力主要設備の製造プロセスイノベーションでは、2010 年頃、主冷却材ポンプ、圧力容器（鍛造材製造など）、安全バルブ、計装制御系（デジタル化含む）、ケーブル（特に不燃性）、シミュレータ、品質管理・品質保証や安全文化等において課題となり、これらに対するプロセスイノベーションの強化につながった。[498] [499] [500]

2.5.4. デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転等

中国では、先端原子炉にデジタル技術を積極的に導入している。特に原子炉に関するデジタル制御では、デジタル技術の開発が進んでいる。第三世代原子炉である HPR1000 の原子炉制

---

[496] 海外電力調査会、「平成２９年度原子力の利用状況等に関する調査（中国における原子力発電事業及び政策動向等に関する調査）」、2018 年 3 月

[497] 核能与新能源技术研究院（清華大学）ウェブサイト https://www.inet.tsinghua.edu.cn/

[498] 日本原子力産業協会、「中国の原子力開発：第三世代炉の国産化と輸出に向けた動き」、2017 年 5 月 26 日

[499] 日本原子力産業協会、「中国の原子力発電開発：原子力産業の構造と国産炉開発」、2014 年 11 月 25 日

[500] CNNC（China National Nuclear Corporation）ウェブサイト https://en.cnnc.com.cn/

御系はすべてデジタルによる制御で設計されている。[501] [502]

原子力発電所では無線通信によるコミュニケーションを活用することがあるとみられているが、AI の活用、遠隔運転等については、詳細な情報が見当たらなかった。

2.5.5. その他

次世代原子炉の研究開発については、現在、世界各国で進められている。中国でも小型原子炉をはじめ、次世代原子炉の研究、開発が進んでいる。中でも開発が難しいとされる核融合炉の研究開発で世界の先頭集団を走っている。中国の中長期科学技術発展計画では、すでに磁気閉じ込め核融合に関する技術開発が組み入れられており、国際熱核融合実験炉(ITER、International Thermofusion Experimental Reactor)プロジェクトの建設や運転にも参加している。核融合エネルギーは、「資源が海水中に豊富にある」、「温室ガスの二酸化炭素を排出しない」なおの利点があり、世界のエネルギー問題と環境問題を根本的に解決する最先端の技術として期待されている。また、磁場閉じ込めによる核融合エネルギーの研究開発は、軍事用技術と原理が異なるため、安全保障上の制約が少ないという特徴もある。核融合エネルギーの研究開発では、実績として核融合制御研究装置である HL-2A や低温超伝導閉じ込め核融合装置 EAST が建設された。中国の核融合研究開発が大規模装置による科学的実証に向けた大きなステップとなっている。専門家の間では、「人類は 2050 年頃までに原型モデルの核融合制御発電所による発電を実現する可能性がある」と予測している。核融合炉を経済的に実用できる段階まで発展させるには、まだ相当に長く苦しい道程があるが、その将来は非常に明るい。

中国は、こういった核融合に関する研究開発施設が建設されたことは、高いレベルで国際協力に参加するための基盤ができたことを象徴している。核融合エネルギー技術の開発で、今後国際協力を推進していくとの立場を表明している。[503] [504] [505]

---

[501] CNNC 社：China National Nuclear Corporation、https://en.cnnc.com.cn/

原子力発電世界最大手。原子力発電の研究、開発、建設、発電、燃料、廃棄物処理など上流から下流まで幅広い事業を行える世界でも数少ない原子力企業。最新鋭の HPR1000、VVER 型炉などを建設、所有している。パキスタン、アルゼンチンなど海外での実績も多い。

[502] CGN 社：China General Nuclear Power Corporation、http://en.cgnpc.com.cn/encgn/index.shtml

原子力発電世界大手。原子力の研究、開発、建設、発電などを行う。世界初の EPR 炉をはじめ、HPR1000 などを建設、所有している。最近、英国など海外での原子力事業の開発にも進出している。

[503] 中国科学アカデミーウェブサイト https://lssf.cas.cn/lssf/eastcd/kppd/201601/t20160128_4519511.html

[504] ITER CHINA ウェブサイト https://www.iterchina.cn/zgyiterjh/info/2010/13139.html

[505] ITER、International Thermofusion Experimental Reactor ウェブサイト https://www.iter.org/

2.6. ロシア

分類と項目内容	項目番号
[1]燃料技術	
• TVEL 社（Rosatom 傘下の燃料製造会社）による燃料開発 ➢ 軽水炉用 U/Pu 再生混合（REMIX）燃料 ➢ 事故耐性料 ➢ VVER1000 向けの高濃縮燃料	 2.6.1.1 2.6.1.2 2.6.1.3
[2]原子力施設建設にあたるモジュール工法	
-	
[3]プロセスイノベーション	
• 燃料製造会社 TVEL 社における、原子力及びその他の分野での 3D プリンティングの活用を目的とした「付加製造技術」部門の取組	2.6.1.4
[4]デジタル技術、無線通信、AI の活用、遠隔運転	
-	
[5]対象国政府のイノベーション／コスト削減プログラムで開発されているその他の技術	
-	

2.6.1. 燃料技術

Rosatom 傘下の燃料製造会社である TVEL は、原子力発電のコストダウン及び安全性向上に貢献する燃料技術のイノベーションの主な取組を以下の通り定義している。[506]

- 軽水炉用 U/Pu 再生混合（REMIX）燃料
- 事故耐性料
- VVER 向けの高濃縮燃料

政府支援

これらの技術の開発に関して、政府からの直接投資は確認されていく、ROSATOM 社の資金で行われていると見られる。

開発実施主体の概要

ROSATOM の燃料会社である TVEL は、世界最大の核燃料サプライヤーの一つである。ロシアのすべての原子力発電所、船舶、研究用原子炉に核燃料を供給する独占的なサプライヤーである。同社は、ガス遠心分離機の製造、ウラン濃縮、核燃料製造の専門企業、および研究開発機関

[506] WNN, 2019/4/30, TVEL outlines innovation in nuclear fuel, https://world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-outlines-innovation-in-nuclear-fuel

から構成されている。

2.6.1.1. 軽水炉用 U/Pu 再生混合（REMIX）燃料[507]

技術の概要

核燃料サイクルを閉じるというロシアの政策に沿って、TVEL は、再処理ウランとプルトニウムを併用した MOX 燃料と REMIX 燃料の開発を進めている。

REMIX（Regenerated Mixture）燃料は、使用済み核燃料から取り出した再処理ウランとプルトニウムの混合物に、少量の濃縮ウランを加えた燃料母材を使用している。高速炉用のウラン・プルトニウム燃料とは異なり、REMIX 燃料はプルトニウム含有率が低い（最大 1.5%）のが特徴である。中性子スペクトルは濃縮ウランを含む一般的な軽水炉燃料と変わらないため、炉心での燃料集合体の挙動や照射によるウランからのプルトニウム生成量は概ね同様である。そのため、原子力発電事業者は REMIX 燃料を、原子炉の設計変更や安全対策の追加なしに導入可能である。

導入が想定される炉型、ユーザー

2016 年から、ロシアのバラコボ原子力発電所（エ緒方：VVER-1000、運営者：Rosenergatom）3 号機で、6 本の REMIX 実験用燃料棒（1 つの燃料集合体に含まれる合計 312 本の燃料棒のうち）を含む 3 体の TVS-2M 燃料集合体が試験運転中である。2020 年からは 1 年半の第 3 サイクルの照射が始まっている。

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

2021 年 6 月、The Siberian Chemical Combine（TVEL 傘下の企業）が、VVER-1000 用 REMIX 燃料集合体の試作のための実験工房を立ち上げた。2021 年には、REMIX 燃料を使用した本格的な TVS-2M 集合体を製造する予定である。

安全性、経済性に関する分析

REMIX 燃料の導入は、核燃料サイクルを閉じることよる原子力発電所の供給資源の飛躍的な増加を可能にし、また使用済み核燃料の貯蔵に代わるリサイクルにもつながるというメリットが期待されているが、安全性、経済性に関する具体的な評価結果は提示されていない。

2.6.1.2. 事故耐性料

技術の概要

TVEL は ATF の 4 つのオプションに同時に取り組んでおり、そのすべてが 2019 年からディミトロブグラードの MIR 研究炉で照射されている。その 4 つは、被覆管の 2 つ（ジルコニウム被覆管、非ジルコニウム被覆管（クロム・ニッケル合金））、燃料マトリックスの 2 つ（古典的二酸化ウラン、ウラン・モリブデン合金）である。[508]

---

[507] Rosatom, 2021/6/7, Rosatom has launched facility for REMIX-fuel fabrication, https://rosatom-asia.com/press-centre/news/rosatom-has-launched-facility-for-remix-fuel-fabrication-/

[508] WNN, 2019/4/30, TVEL outlines innovation in nuclear fuel, https://world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-outlines-innovation-in-nuclear-fuel

導入が想定される炉型、ユーザー

2018 年以降、Rosatom は VVER と PWR 原子炉のためにロシア設計の ATF を試験している。2021 年 9 月、実験用 ATF 燃料棒（Advanced Technology Fuel）を搭載した最初の燃料集合体が、ロシア南西部のロストフ原子力発電所 2 号機の VVER-1000 炉心に装荷された。装荷された TVS-2M モデルの 3 つの VVER-1000 複合燃料集合体にはそれぞれ 12 本の実験用燃料棒があり、そのうち 6 本はクロム・ニッケル合金製の被覆管、残りの 6 本はクロムをコーティングした標準的なジルコニウム合金製の被覆管となっている。[509]

開発スケジュール（試験実施計画、実用化時期等）

今後の計画は示されていない。

安全性、経済性に関する分析

炉心の除熱に失敗しても、ATF はジルコニウム-蒸気反応による水素放出が起こらず、十分な時間、健全性を保つとされている。安全性、経済性に関する具体的な評価結果は示されていない。

2.6.1.3. VVER 向けの高濃縮燃料

2019 年に、TVEL は濃縮度 5%以上（現在の 4.85%から上昇）の燃料を導入する準備ができたと述べた。これにより、原子力発電所は 24 ヶ月の燃料サイクルに移行することができる。つまり、原子炉に新しい燃料集合体を装填するための運転停止は、現在のように 1 年半に 1 回ではなく、2 年に 1 回となる。ROSATOM の原子力発電所運営子会社である Rosenergatom は、すでに VVER1000 を 12 ヶ月の燃料サイクルから 18 ヶ月の燃料サイクルに移行している。VVER-1200 も同様に計画されている。[506]

尚、具体的な導入予定や、コスト、安全性に関する情報は示されていない。

2.6.1.4. 燃料製造における 3D プリントの導入

2018 年、ROSATOM 燃料会社 TVEL 内に Rosatom-Additive Technologies LLC（RusAT）設立された。同社は、3D プリンターの製造、アディティブパウダーを作るための装置の製造、ソフトウェア開発、付加製造技術センター（ATC）の組織など、3 D プリンティング市場のすべての部分をカバーしている。RusAT は、ROSATOM 内のいくつかの燃料関連企業を含む企業集団の作業を調整し、現在、これらの企業のうち 2 社に ATC が設置されている（モスクワ複合金属工場（ROSATOM TVEL の燃料会社）、Centrotech 社（スベルドロフスク州ノヴラルスクにある ROSATOM の燃料会社の会社））。

さらに、ROSATOM の専門家は、積層造形技術に関する新しい国家規格 GOST R を開発している。この規格は、原子力やその他の分野における 3D プリンティングのための材料や部品の認証の基礎となる予定である。

---

[509] ROSATOM HP (2021/9/20), https://www.rosatom.ru/en/press-centre/news/-rosatom-starts-atf-operation-in-a-commercial-reactor/

3D プリンティングの利用は、コスト削減、製品の生産時間短縮、部品の高い個性化といった問題を解決することが期待されており、RusAT は、2030 年に向けた次の目標を示している：

- 3D プリンター供給台数：500 台以上
- アディティブパウダーの生産量：300 ト／年 以上
- CAT の数：20 以上のセンター

2.7. 韓国

KAERI における原子力の安全性・経済性に関わる研究開発テーマは以下の通り示されているが、詳細な内容は示されていない。

- (事故防止) ICT などの先進的な原子力技術の能力を活用し、原子力事故に対する抵抗力を、国民の安全に対する期待に応えるレベルまで向上させることができる。
  - 原子力発電所の異常兆候の早期診断と予防、地震・火災・多重事故リスクなどの安全課題の解決、原子力機器の安全性を向上させる革新的材料の開発 など
- (事故軽減) アクシデントマネジメントの高度化によるシビアアクシデントの防止、シビアアクシデントの軽減
  - 原子力安全設備の改善、ヒューマンエラーの低減、シビアアクシデント防止のためのリスク軽減など
- (迅速な対応) 原子力事故時の緊急対応・管理の高度化、放射性物質の防護・廃炉技術の強化等
  - ビッグデータを活用した国家的な事故管理システム、事故時の高濃度放射線領域に対する事前評価技術の開発など。

3. 各国の原子力水素技術開発動向調査

3.1. 原子力水素製造に関する国際的の動向と市場性

(1) 世界の水素需要

a. 水素需要の現状

国際エネルギー機関（IEA）によれば、2020年の世界の水素需要はH_2ベースで約90Mtであり、2000年代に入ってから約50%増加している（図3.1-1）。しかし、図3.1-1から明らかなとおり、依然として、この需要のほぼ全てが工業用途である（図3.1-1中の“Others”は、産業用アプリケーション、輸送、ガスグリッドへの注入、及び発電である。）。一方、新たな用途としては、燃料電池電気自動車（FCEV）あるいは水素を利用して発電するなどがある。しかしそれらは、ここ10年間で利用され始めたものであり非常に限定的である[510]。

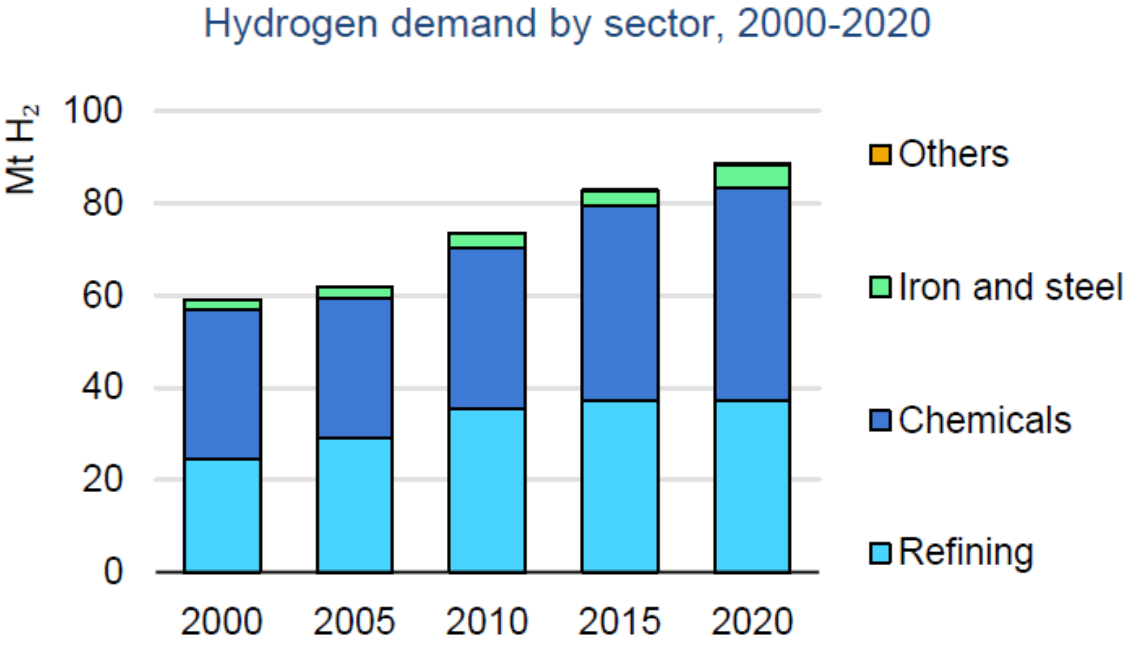


図 3.1-1 セクターごとの水素需要の変化（2000 年から 2020 年）[511]

なお、新しい用途のうち、水素を利用した発電ついて、水素をエネルギーキャリアとして使用するエネルギーシステムには以下のような特徴があるとされる[512]。

- 温室効果ガスを排出しない一次エネルギー源の利用。

[510] IEA, 2021, Global Hydrogen Review 2021, https://iea.blob.core.windows.net/assets/5bd46d7b-906a-4429-abda-e9c507a62341/GlobalHydrogenReview2021.pdf

[511] IEA, 2021, Global Hydrogen Review 2021, https://iea.blob.core.windows.net/assets/5bd46d7b-906a-4429-abda-e9c507a62341/GlobalHydrogenReview2021.pdf

[512] IAEA, 2017/11, Industrial Applications of Nuclear Energy, http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1772_web.pdf

- 水素及び電気を交換可能な主な二次エネルギーキャリアとして使用する。
- 化石燃料の使用量が少ない（最終用途の場合）。

しかし、現状では、エネルギーシステムへの水素の導入が現実的に困難なため、世界のエネルギー供給に占める水素の割合は依然小さい。水素はすぐに使える形態では入手できず、適切な技術及び一次エネルギー源を用いて製造する必要がある。そのため、水素の利用における全体的なエネルギー効率には、水素の製造プロセスを含める必要がある。これは水素製造・利用の経済性にも影響する。

b. 今後の水素需要[513]

2015年12月12日に採択されたパリ協定では、地球温暖化対策に関して次のような目標が定められた。

「世界の平均気温上昇を産業革命以前に比べて2℃より十分低く保ち、1.5℃に抑える努力をする。そのため、できるかぎり早く世界の温室効果ガス排出量をピークアウトし、21世紀後半には、温室効果ガス排出量と（森林などによる）吸収量のバランスをとる。」

このような野心的な目標の達成のためには、2050年までに、ネット・ゼロを達成する必要があるとされている。

IEA によると、2050 年までにネット・ゼロを達成するためには、図 3.1-1 に示したような既存の用途での水素利用を大幅に拡大し、そのうえで、重工業、大型トラックでの輸送、船舶、及び航空など、新しい用途で、水素そのもの、あるいは水素を利用した燃料を大量に取り入れる必要がある。

2050 年にネット・ゼロを達成するとした場合の水素需要について、IEA の予測を図 3.1-2 に示す。図 3.1-2 に示した IEA の予測では、2050 年の水素需要は、2020 年と比較して 6 倍近くまで増加（530 Mt H_2）することになり、その半分は産業及び輸送が占める。

- 産業での需要：2020 年は約 50 Mt H_2 であるが、2050 年には約 140 Mt H_2 となりほぼ 3 倍になるとの予測。
- 輸送での需要：2020 年では 20kt H_2 未満だったものが、2050 年には 100 Mt H_2 以上に急増するとの予測。

なお、多くの用途では需要拡大が見込まれる一方で、精製（Refining）については、水素需要が減少する予測になっており、2020 年の約 40 Mt H_2 から、2050 年には 10 Mt H_2 になる。その理由は、クリーン燃料及びクリーン技術が石油由来の製品に置き換わることで、石油精製の必要が急激に減少するからである。

[513] IEA, 2021, Global Hydrogen Review 2021, https://iea.blob.core.windows.net/assets/5bd46d7b-906a-4429-abda-e9c507a62341/GlobalHydrogenReview2021.pdf

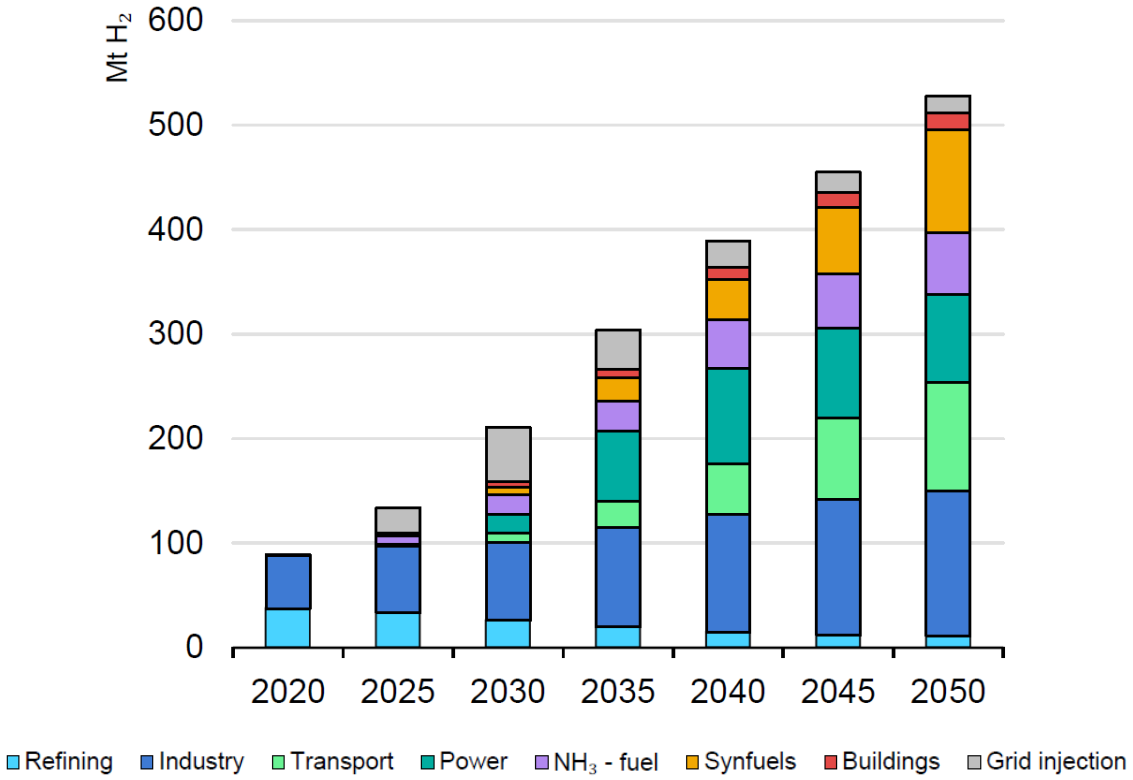


図 3.1-2　2050 年ネット・ゼロ達成の場合の水素需要の予測 [514]

(2)　各国の水素関連の政策・方針等のまとめ

今回調査対象とした 7 か国（米国、カナダ、英国、仏国、中国、ロシア、及び韓国）について、各国の水素関連の政府方針等の概要について、表 3.1-1 に示す（3.1.2 節以降でより詳細に記載）。

[514] IEA, 2021, Global Hydrogen Review 2021, https://iea.blob.core.windows.net/assets/5bd46d7b-906a-4429-abda-e9c507a62341/GlobalHydrogenReview2021.pdf

表 3.1-1　各国の水素関連の政府方針

国	政策・方針等	発行時期	概要
米国	水素ショット	2021	水素製造コストを 80%削減、10 年以内に水素 1kg あたり 1 ドル以下の達成を目標にしている。2025 年までに 50MW 以上の大規模電解プラントの設置を目標とする。
カナダ	水素戦略	2020	2050 年までに、国内のエネルギーの最大 30%を水素で供給、国内供給量 20 Mt/年以上、などの目標を掲げており、2025 年までに、エネルギーの 6.2%を水素で供給、国内供給量 4 Mt/年以上などを中間目標とする。
英国	水素戦略	2021	2030 年をターゲットに、水素製造の拡大、低炭素水素経済の基盤を構築、また、2020 年代に政府がどのように技術革新を支援するか概説。2030 年で 5GW の水素製造能力確保を目標とし、低炭素水素実現のための道筋の 1 つとして原子力の可能性を認識。
仏国	脱炭素水素開発の国家戦略	2020	2030 年までに、水電解装置を 6.5GW 導入、ヘビーモビリティの CO2 排出量を 600 万トン削減、5～15 万人の雇用を創出などが目標として掲げられている。
中国	第 14 次 5 カ年計画（2021-2025 年）	2021	国家レベルでの水素技術開発に関する具体的なロードマップは作成されていないが、省ごとのロードマップは一部作成。政府は地方自治体ごとにプロジェクトを採択しており、北京-天津-河北省グループ、広東省、河南省、上海がプロジェクトに参加。目標を達成した自治体には最大 17 億元（約 310 億円）を援助。
ロシア	水素エネルギー開発に関するロードマップ	2020	2024 年までのロードマップを示したもので、特に重要な分野として、水素製造の脱炭素化、天然ガスからの水素製造規模の拡大、再生可能エネルギー・原子力エネルギーを使用した水素製造などを挙げている。
韓国	水素経済ロードマップ	2019	水素には 43 兆ウォン（430 億ドル）相当の経済成長と 42 万人の新規雇用の可能性があるとされている。消費に関しては、現在の年間 13 万トンから 526 万トンまで市場を拡大することを目標としている。

(3)　原子力水素製造の動向

a.　原子力水素製造の方法

原子力発電所との統合が構想されている水素製造手法について、2010 年以降の状況や TRL とともに表 3.1-2 に示す（詳細は以下の(i)~(vi)）。

表 3.1-2 原子力発電所との統合が構想されている水素製造手法のまとめ

製造法	プロセス／原料	主な炉型	温度帯（℃）	開発主体	現在の開発状況（2010 年～）	TRL[515]
(i)アルカリ水電解	電気分解／水	軽水炉など	90-120	旭化成、Hydrogenics(加)、Thyssenkrupp(独)、Nel(ノルウェー)	・実現可能性調査	9
(ii)固体高分子膜電解	電気分解／水	軽水炉など	200-400	日立造船、東レ、ITM Power(英)、Hydrogenics (加)、Siemens Energy(独)、Nel(ノルウェー)	・制御も含めた実証	6-8
(iii)高温水蒸気電解	電気分解／水	軽水炉など	800-1,000	東芝、Bloom(米)、Sunfire(独)、その他研究所・大学	・小規模の実証 ・設計	5
(iv)熱化学法 IS プロセス	熱分解／水	高温ガス炉	800-900	General Atomics(米)、その他研究所・大学	・実証の継続 ・HTGR 商用炉での利用検討	4
(v)メタン熱分解	熱分解／メタン	鉛冷却炉	700-1,000	Monolith Materials(米)、Hazer Group(豪)、BASF(独)、Gasprom(露)	・基盤技術の開発 ・原子力利用の動向無し	－(不明)
(参考)メタン水蒸気改質法	燃焼／メタン・水	高温ガス炉	600-900	・非原子力分野で工業的に最も幅広く利用 ・ただし GHG を排出するため今後は縮小見込み		9

(i) アルカリ水電解[516]

アルカリ水電解装置は 1927 年にノルウェーの電力会社 Norsk Hydro 社（現 Nel 社）が操業した水電解技術による肥料・重水製造工場が起源である。

[515] Roxanne Pinsky et al., 2020, Comparative Review of Hydrogen Production Technologies for Nuclear Hybrid Energy Systems, Progress in Nuclear Energy.

[516] IAEA, 2018/12, IAEA-TECDOC-1859: Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1859web.pdf

25～30wt%の高濃度水酸化カリウム水溶液をアルカリ電解質として用いた手法（AWE：アルカリ電気分解）である。AWE プロセスは 90～120℃で進行し、1Nm³ の水素を生成するために約 4.7kWh の電力を消費する。通常の電解セルでは、低炭素鋼メッシュやニッケルコーティングされた低炭素鋼メッシュがカソードとして使用される。アノードには、ニッケルコート低炭素鋼やニッケル系金属などの耐アルカリ性、耐酸化性に優れた材料が用いられる。多孔質ダイアフラムは、生成ガスの混合や電極の直接接触を防ぐために機能する。図 3.1-3 に示すように、単極型と双極型の電気分解セルが設計されている。構造が簡単で漏れ電流が少ないという利点があるが、電流密度が小さい、及びセル間のスペースが必要となり、プラント面積が大きくなるというデメリットがある。

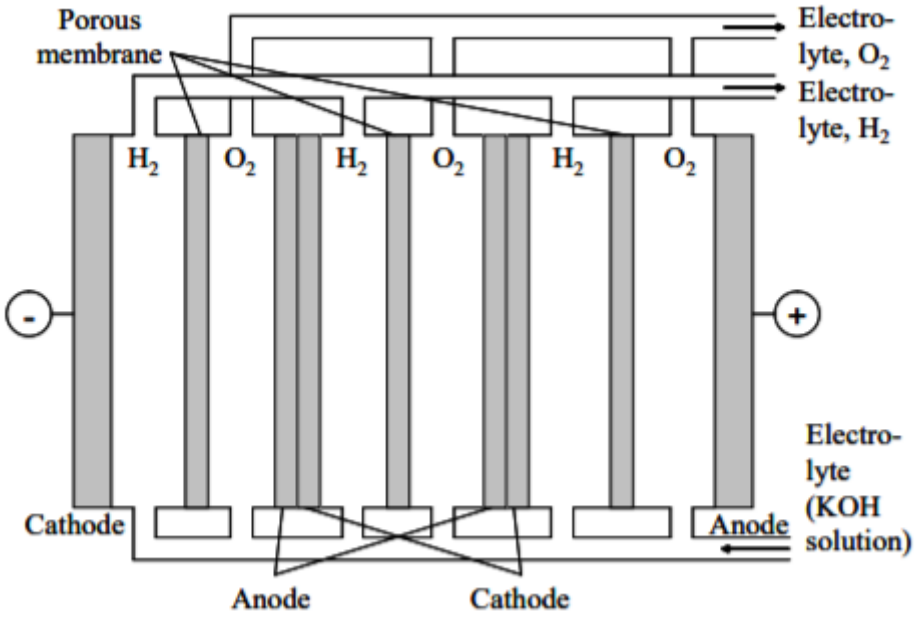


図 3.1-3　アルカリ水電解セル [517]

(ii) 固体高分子膜電解

固体高分子膜による電解装置は、1950 年代から 1960 年代にかけて米国の宇宙開発計画で使用される固体高分子電解質膜（PEM）燃料電池を起源とする。

電解質であるアルカリ溶液の代わりに PEM を使用する。このプロセスは、200～400℃、3MPa で動作し、その消費電力は、水素 1Nm³ あたり約 4kWh に削減される。PEM 電気分解は、設計がシンプルで安全性が高く、高い出力密度、長寿命が期待されている。

(iii) 高温水蒸気電解

固体電解質型燃料電池を逆作動させ、800～1,000℃の高温域で電気分解を行う水素製造方法である。固体酸化物型水電解（Solid Oxide Electrolysis）とも呼ばれる。高温水蒸気電解では、上

[517] IAEA, 2018/12, IAEA-TECDOC-1859: Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1859web.pdf

記の低温電解と比較して、消費電力が約 35%削減されている。図 3.1-4 に示すように、高温水蒸気電解セルは、基本的には固体酸化物電解質とその両側に電導性電極を蒸着したもので構成されている。電解質は、酸素伝導性セラミック材料である Y_2O_3 安定化 ZrO_2／MgO である。蒸気は、750～950℃、2MPa で水素イオン及び酸素イオンに電離する。酸素イオンは固体電解質を通って陽極に移動し、電子と再結合して酸素になる。生成された水素 1Nm³ あたりのエネルギー消費量は、2.6kWh の電気エネルギー、0.6kWh の低温熱エネルギー（予熱用）、0.5kWh の高温熱エネルギーである。改善が必要とされる主な課題は、水素電極の劣化による寿命の制限である。

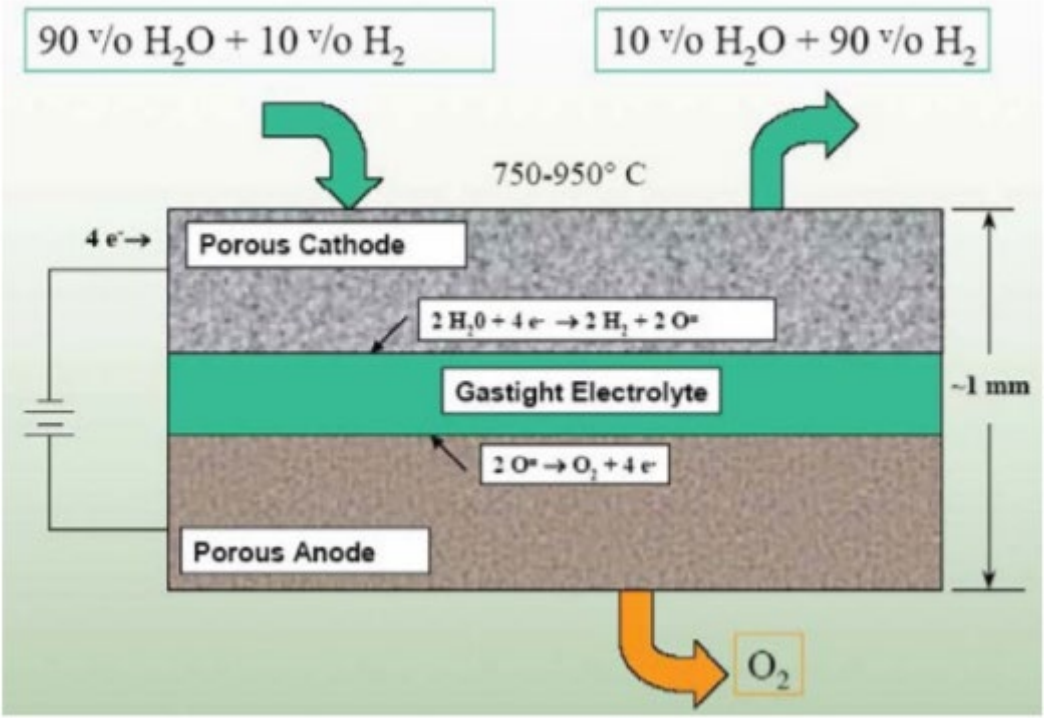


図 3.1-4　高温水蒸気電解セル [518]

(iv) 熱化学法 IS プロセス

熱化学法 IS プロセスは 1970 年代に米国 General Atomics 社により開発され、その後各国の研究所や大学で研究開発が続けられている。

熱化学法 IS プロセスは、ヨウ素（I）と硫黄（S）を用いた 3 つの化学反応を組み合わせた化学プロセスであり、以下の 3 つの反応工程（ヨウ化水素（HI）分解工程、硫酸分解工程、ブンゼン反応工程）で構成される。水の熱分解は、通常、約 4,000℃の温度が必要であるが、IS プロセスの場合は、これが 900℃となる。図 3.1-5 に IS プロセスの概念図を示す。

$$2HI \rightarrow H_2 + I_2$$

[518] IAEA, 2018/12, IAEA-TECDOC-1859: Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1859web.pdf

$$H_2SO_4 \rightarrow \frac{1}{2}O_2 + SO_2 + H_2O$$

$$I_2 + SO_2 + 2H_2O \rightarrow 2HI + H_2SO_4$$

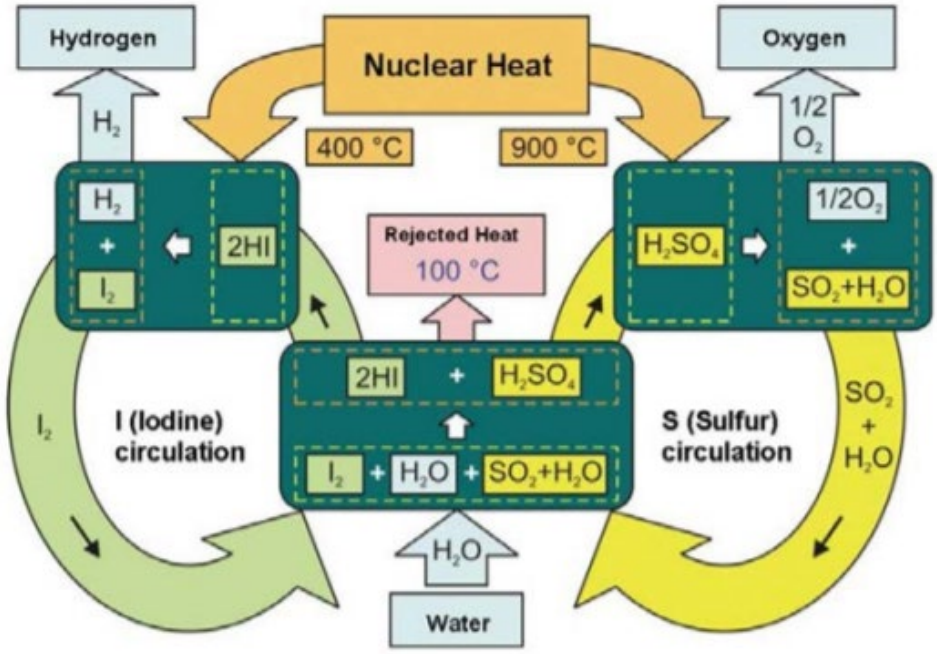


図 3.1-5　熱化学法 IS プロセスの概念図 [519]

(v) メタン熱分解法 [520] [521]

メタン熱分解法は、1900 年前後にカーボンブラックを生成する過程で生まれた。

メタンの熱分解反応は、以下の式で表される吸熱反応であり、生成物は水素と固体炭素（カーボンブラック）のみである。

$$CH_4 \rightarrow C(solid) + 2H_2$$

二酸化炭素を排出しない技術として注目されているが、無触媒の場合、1,200℃以上の高温を必要とする点が本技術の課題の 1 つである。触媒を用いることにより反応温度を低下させることが可能である。現状では、Ni 系触媒では 500～700℃程度、鉄系触媒では 700～950℃度、炭素系

[519] IAEA, 2018/12, IAEA-TECDOC-1859: Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1859web.pdf

[520] Dagle, Robert A. et al., 2017/11/16, An Overview of Natural Gas Conversion Technologies for Co-Production of Hydrogen and Value-Added Solid Carbon Products.

[521] Nazim Muradov et al., 2009/8, Thermocatalytic decomposition of natural gas over plasma-generated carbon aerosols for sustainable production of hydrogen and carbon.

触媒では 850～950℃程度、Co, Ni, Pd, Pt, Cr, Ru, Mo, W などの各種金属触媒で 700～1,000℃とできることが報告されている。

このほか、低温プラズマの利用により反応温度を 850～900℃に低下させることができるという報告がある。プラズマ分解プロセスでは、メタンをプラズマ反応器に投入し、プラズマ･アークにより分解反応に熱を供給する。ただし、低温プラズマの使用には相当量の電力を消費する。

(参考) メタン水蒸気改質法 [522]

メタンを原料とし、水蒸気を使用して合成ガス（水素及び一酸化炭素）を得る方法で、最も一般的に工業化された水素製造である。国内のほとんどの水素がこの方法で作られている。原料として化石資源を用いること、またエネルギー源として化石燃料を燃焼させるため二酸化炭素ガスを排出することが短所としてあげられ、二酸化炭素ガスの処理処分を考慮すると製造コストはかさむ。ただし CCUS（二酸化炭素回収・有効利用・貯留）を有効利用することで、手法(i)~(v)の二酸化炭素を発生させない「グリーン水素」に対し、本手法により製造された水素を「ブルー水素」と位置付ける場合もある。本手法には以下の化学反応を用いる。

$$CH_4 + H_2O \rightarrow CO + 3H_2$$（吸熱反応）

$$CO + H_2O \rightarrow CO_2 + H_2$$（発熱反応）

b. 原子力水素製造の動向

原子力発電所における水素製造を実現するためのプロジェクト一覧を表 3.1-3 に示す [523]（詳細は 3.2 節から 3.8 節）。

ただし製造規模については平等な比較となるよう標準化した。標準化のための計算式は以下の通りである。

- アルカリ水電解：0.0046 MW/m³/hour
- 固体高分子膜による電解：0.0052 MW/m³/hour
- 高温水蒸気電解：0.0038 MW/m³/hour
- 電気分解（詳細非公開）：0.0045 MW/m³/hour （50 kWh/kg に相当する暫定値）

[522] Wei Yan,S. Kent Hoekman, 2013, Production of CO2-free hydrogen from methane dissociation: A review, https://aiche.onlinelibrary.wiley.com/doi/10.1002/ep.11746

[523] IEA, 2021/10/4, Hydrogen Projects Database 2021 (revised), https://www.iea.org/data-and-statistics/data-product/hydrogen-projects-database

表 3.1-3 原子力水素製造プロジェクト一覧

プロジェクト	炉型	国	供用開始	段階	製造方法	水素利用	製造規模 (m^3/h)
低温電気分解の実証	PWR	米国	2021	実証	固体高分子電解	石油鉄鋼化学	385
高温電気分解の実証とフィージビリティ評価	PWR	米国	2021	実証	高温水蒸気電解		263
			2023	FS	固体高分子電解		3846
PEM の実証	BWR	米国	2022	実証	固体高分子電解	オンサイト	240
フィージビリティ評価	CANDU	カナダ	2023	FS	電気分解（詳細非公開）		667
Hydrogen to Heysham (H2H)	AGR	英国	－	実証	アルカリ水電解		217
					固体高分子電解		192
Sizewell C 水素実証プロジェクト	PWR EPR	英国	－	実証	電気分解（詳細非公開）		444
高温ガス炉での水素製造	HTGR	中国	2020	実証	電気分解（詳細非公開）	鉄鋼	0
			－	概念	電気分解（詳細非公開）	鉄鋼	50000
VVER での水素製造	VVER	ロシア	2020	実証	電気分解（詳細非公開）		40
SMR 水素製造で韓国との協同	SMR	ロシア 韓国	—	FS	高温水蒸気電解		—
高温電解施設製造会社との覚書	HTGR	韓国	—	実証	電気分解（詳細非公開）		

c. 高温領域での水素製造方法

これまで述べてきたように原子力施設における様々な水素製造方法が検討されているが、今後は価格競争力が求められる。特に 800℃を超えるような高温領域での水素製造は、熱効率の観点からも重要である。ここでは、高温領域での水素製造の手法・実用化段階・代表的なプロジェクトを以下に示す。ただしこれらは原子力由来のエネルギーの利用に限ったプロジェクトではない（原子力を用いた水素製造プロジェクトは、各国の「原子力施設における水素製造の動向」に記載）。

手法	実用化段階	代表的なプロジェクト
高温水蒸気電解	固体酸化物形電解セル（SOEC）の実証・商品化	● DOE ファンドの研究開発 [524] ● その他メーカーによる開発
メタン熱分解	触媒・プラズマ炉の基礎研究	● DOE ファンドの基礎研究 [525] ● ARPA-E でのプロジェクト [526]
熱化学法 IS プロセス	実験規模の実証	● 清華大学での開発 [527]

[524] DOE, 2021/7/7, U.S. Department of Energy Selects 12 Projects to Improve Fossil-Based Hydrogen Production, Transport, Storage and Utilization, https://www.energy.gov/fecm/articles/us-department-energy-selects-12-projects-improve-fossil-based-hydrogen-production

[525] DOE, 2019, Catalytic Conversion of Natural Gas to Form Hydrogen and Solid Carbon, https://www.hydrogen.energy.gov/pdfs/review19/ia019_siriwardane_2019_p.pdf

[526] Johns Hopkins University, Carbon Dioxide-Free Hydrogen and Solid Carbon from Natural Gas via Metal Salt Intermediates, https://arpa-e.energy.gov/technologies/projects/carbon-dioxide-free-hydrogen-and-solid-carbon-natural-gas-metal-salt

[527] Ping, Zhang et al., 2018/1, Renewable and Sustainable Energy Reviews, “Progress of nuclear hydrogen production through the iodine–sulfur process in China”, https://econpapers.repec.org/article/eeerensus/v_3a81_3ay_3a2018_3ai_3ap2_3ap_3a1802-1812.htm

3.2. 米国

3.2.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 水素ショット（Hydrogen Shot）

米国エネルギー省（DOE）水素・燃料電池技術局が 2021 年に公表した「水素ショット」[528]によると、米国は水素製造コストを 80%削減し、10 年以内に水素 1kg あたり 1 ドル以下（$1 per 1 kilogram in 1 decade："1 1 1"）を達成することを目標にしている。現在、再生可能エネルギーからの水素製造は、1kg あたり約 5 ドルのコストがかかっている。水素ショットの目標が達成された場合、米国の産業界の試算では、2050 年までに二酸化炭素排出量を 16%削減し、2030 年までに 1400 億ドルの収益と 70 万人の雇用を創出する可能性があるとされている。

(2) 米国水素経済へのロードマップ（Road Map to a US Hydrogen Economy）

米国産業界が公開した「米国水素経済へのロードマップ」[529]には水素に関する政府支援と技術開発のロードマップが示されている。表 3.2.1-1 に概要を示す。また、米国の具体的な数値目標を図 3.2.1-1 に示す。同図の通り、年次の投資目標額は 2022 年から 2025 年が 10 億ドル、2025 年から 2030 年が 20 億ドル、2030 年以降が 8 億ドルである。なお、2021 年度の水素関連の予算は約 2 億 8500 万ドルであり、大統領の 2022 会計年度予算要求では合計約 4 億ドルが計上されている。

[528] DOE HP, Hydrogen Shot, https://www.energy.gov/eere/fuelcells/hydrogen-shot

[529] Fuel Cell and Hydrogen Energy Association, Road Map to a US Hydrogen Economy, https://static1.squarespace.com/static/53ab1feee4b0bef0179a1563/t/5e7ca9d6c8fb3629d399fe0c/1585228263363/Road+Map+to+a+US+Hydrogen+Economy+Full+Report.pdf

表 3.2.1-1　米国での水素に関連するロードマップ（1/2）

2020-2022 （Immediate next steps）	2023-2025 （Early scale-up）
政府支援 • 州・連邦レベルでの脱炭素化目標の設定 • 市場立ち上げの障壁の解消・幅広い水素ソリューションの市場への投入・認知度と受容性の向上・アプリケーション全体で水素利用の試験運用の継続を目的とした公的インセンティブ • 特定の州での水素コードと安全基準 • 長時間のエネルギー貯蔵のための系統安定化メカニズムに関する政策・規制の枠組み • 人材育成プログラム	**政府支援** • 初期市場において、直接的支援から拡張性のある市場ベースのメカニズムに移行するための公的インセンティブ • 市場立ち上げの障壁を埋める公的インセンティブの普及 • 水素エネルギー貯蔵の幅広い導入に向けた規制の枠組み • 分散型エネルギー資源を支援するための分野横断的な脱炭素政策の実施
水素供給・エンドユース装置 • 交通向け専用の水素製造 • 再生可能天然ガス（RNG）を原料とする水蒸気改質（SMR）と中規模の SMR・自己熱改質（ATR）＋CCUS • 中規模電解槽プラント（10-50MW） • 気体・液体水素供給の整備 • 水素耐性機器の導入 • 小型車・バス・運搬車用第二世代 FCEV と水素ステーション • 大型車用第一世代 FCEV と水素ステーション • データセンターおよび施設のバックアップ電源として 30MW 以上にスケールアップされた燃料電池 • 断続的な再生可能エネルギー、原子力、データセンター、産業用アプリケーションを可能にするエネルギー貯蔵の試験的導入	**水素供給・エンドユース装置** • 大規模電解槽プラント(50MW 以上) • 大規模 SMR・ATR + CCUS • 産業集積地における水素パイプラインと供給システム • 新しい FCEV のメーカーとモデルの市場への投入 • 大型車用第二世代 FCEV と水素ステーション • 純水素に耐性のある機器の導入

表 3.2.1-1　米国での水素に関連するロードマップ（2/2）

2026-2030 （Diversification）	2031 以降 （Broad rollout）
政府支援 • 直接支援から拡張性のある市場ベースのメカニズムへの移行 • 他のセクター（工業、電力など）での具体的な政策	**政府支援** • コストパリティに達した場合、特定の用途における直接的な政府支援を削減する。 • 連邦レベルでの強固な水素コード
水素供給・エンドユース装置 • 再生可能エネルギーと原子力を併用した電解水素製造の開発 • 増加する水素需要を支える SMR・ATR + CCS の開発 • 生産拠点と需要拠点を結ぶ最初の水素パイプライン • 水素関連機器の生産規模拡大	**水素供給・エンドユース装置** • さらなるコストダウンと性能向上が可能になるようセクターを超えた利用拡大 • CCUS による改質能力の改良 • SMR・ATR + CCS とコスト面で競合するような電解水素製造 • 既存のガスインフラで水素をスケールアップするためのシステム互換性 • 多様な車種への対応

図 3.2.1-1　水素に関連する米国の数値目標 [530]

[530] Fuel Cell and Hydrogen Energy Association, Road Map to a US Hydrogen Economy, https://static1.squarespace.com/static/53ab1feee4b0bef0179a1563/t/5e7ca9d6c8fb3629d399fe0c/1585228263363/Road+Map+to+a+US+Hydrogen+Economy+Full+Report.pdf

3.2.2. 原子力施設における水素製造の動向

DOE の原子力エネルギー局（NE）は、エネルギー効率・再生可能エネルギー局（EERE）と協同し、技術開発を実施している[531]。具体的には以下のようなプロジェクトがある。

PJ 名	低温電気分解の実証[532]
開発事業者	Energy Harbor 社（旧 FirstEnergy Solutions 社）、アイダホ国立研究所（INL）
資金援助額	918 万ドル
水素製造規模	2MWe、800~1,000 kg/day
PJ 期間	2020 年から 2 年間
概要 本プロジェクトは、Davis Besse 発電所（PWR）にて、軽水炉発電所に統合される水素製造パイロットプラントに必要な電気、熱、モニタリング、電解装置の応答速度、制御インターフェイスなどについて調査することである。また、許認可ベースに与える影響を決定することも目標とする。本プロジェクトは、2 段階（トラック）に分かれる。 トラック 1 では、水素貯蔵を含めた軽水炉発電と水素製造のハイブリッド制御の技術・経済性評価を実施する。 トラック 2 では、Davis Besse 発電所に低温電解パイロット施設を統合し試験する。この試験には既存の機器やプラント、実験施設を利用する。低温電解施設では 2 MWe の電力を使用し、コンテナ化された PEM 電解槽にて 1 日あたり 2,400 gal（9,085 L）の水から 800 kg から 1,000 kg の水素を製造する。また、入力変数に基づいて水素製造出力を調整することができるソフトウェアのテストも行う。	
水素使用用途 発電所から 150 マイル（240km）以内にある、石油精製所、鉄鋼メーカー、合成ガス・化学プラントなど	

PJ 名	高温電気分解の実証とフィージビリティ評価[533]
開発事業者	Xcel Energy 社、INL
資金援助額	1,346 万ドル
水素製造規模	4 kg/hour
PJ 期間	2020 年開始

[531] DOE, 2020/11, Department of Energy Hydrogen Program Plan, https://www.hydrogen.energy.gov/pdfs/hydrogen-program-plan-2020.pdf

[532] DOE, 2019, DOE-ID NEPA CX DETERMINATION, CX Posting No.: DOE-ID-19-078, https://www.energy.gov/sites/prod/files/2019/12/f69/CX-020902.pdf

[533] DOE, Office of Nuclear Energy, 2020, LWR Integrated Energy Systems Interface Technology Development & Demonstration, https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/10/f79/IND%20FOA%20FY20__%20Summary-Abstract%20ARD-20-22098%20Northern%20States%20Power.pdf

概要

本プロジェクトは上記 Energy Harbor 社のプロジェクトの続編（トラック 3、4）である。

トラック 3 では、Prairie Island 発電所（PWR）において、約 4 kg/hour 以上の水素を製造できる高温電気分解水素製造パイロット施設を設置する予定である。同水素製造施設は、まず INL で試運転され、その後、原子力発電所で運転を行い、データ収集、高温蒸気電気分解の性能監視、原子力発電所や配電システムとの相互関係、季節ごとの気候条件での運転状況の把握などを行う。トラック 3 では、軽水炉ハイブリッド運転に必要な主要なインターフェイス（例：電力グリッドと電解ユニット間の蒸気と電気出力の接続）を開発する。

トラック 4 では、Arizona Public Service 社と協同し、Palo Verde 発電所（PWR）の水素貯蔵インフラを対象とし、可逆電気分解システムをプラント二次系に統合するためのプラント初期設計とフィージビリティ評価を行う。これらの評価と Energy Harbor 社と Xcel Energy 社のプロジェクトに基づいて、トラック 4 では、水素製造と負荷追従発電を可能にする可逆電気分解ユニットの技術的・経済的な実現可能性を実証するための設計パッケージを開発する。この設計には、水素貯蔵も組み込む予定である。

水素使用用途

情報なし。

PJ 名	PEM の実証 [534] [535]
開発事業者	Exelon 社、Nel Hydrogen 社、INL、アルゴンヌ国立研究所（ANL）、国立再生可能エネルギー研究所（NREL）
資金援助額	361 万ドル
水素製造規模	1MWe
PJ 期間	2020 年 4 月から 3 年間

概要

本プロジェクトの目的は、Nel Hydrogen 社（本社：ノルウェー）提供の PEM 電解槽（1MWe）と関連インフラの設置、電力市場に参入するための大型電解槽運転のシミュレーションを行うことである。

Exelon 社は PEM 電解槽を設置するサイトとして Nine Mile Point 発電所（BWR）を選定した。製造された水素は、タービン冷却系や化学物質制御用としてオンサイトで使用される。電解槽の運転開始は 2022 年中を想定している。

水素使用用途

すべてオンサイトで使用する予定であり、販売の予定はない。

[534] H2IQ Hour, Value propositions of hydrogen generation for flexible operation of nuclear plants, https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/10/f79/h2iq_10082020_h2scale.pdf

[535] WNN, 2021/8/19, Nine Mile Point to produce hydrogen for self-supply, https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Nine-Mile-Point-to-produce-hydrogen-for-self-suppl

3.2.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

米国水素経済へのロードマップによると、水素は、建築物用燃料、輸送用燃料、長距離輸送用燃料、産業用燃料、発電・電力系統調整の 5 つの分野で使用することができる。米国における水素需要は 2030 年に 1,700 万トン、2050 年には 6,300 万トンに達し、最終エネルギー需要（産業用燃料の需要を除く）の約 14%に相当すると予想されている。特に米国西岸（カリフォルニア州）での需要が多い。

輸出については、水素と関連機器の輸出を拡大し、2050 年には最大 3300 億ドルの年間輸出額を上げることを目標としている。[536]

[536] Fuel Cell and Hydrogen Energy Association, Road Map to a US Hydrogen Economy, https://static1.squarespace.com/static/53ab1feee4b0bef0179a1563/t/5e7ca9d6c8fb3629d399fe0c/1585228263363/Road+Map+to+a+US+Hydrogen+Economy+Full+Report.pdf

3.3. カナダ

3.3.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) カナダの水素戦略（Hydrogen Strategy for Canada）

カナダ政府天然資源省公表の「カナダの水素戦略」[537]では、2050 年までに以下を達成することを目標としている。

- カナダのエネルギーの最大 30%を水素で供給
- 国内供給量 20 Mt/年以上
- 最大 190 Mt/年の CO_2 削減
- 1.50～3.50 ドル/kg の供給価格
- 500 万台の FCEV
- 全国的な水素供給ネットワーク
- 現在天然ガスで供給されているエネルギーの 50%以上を、既存パイプラインでの水素混合や新たな水素専用パイプラインを通じて水素で供給
- 35 万人の水素関連の雇用
- 国内市場における水素分野の直接収益 500 億ドル以上
- 競争力のある水素輸出市場の確立

2025 年までの中間目標は以下の通り。

- カナダのエネルギーの 6.2%を水素で供給
- 国内供給量 4 Mt/年以上
- 45 Mt/年以上の CO_2 削減

なお水素の主な使用用途として、ビルディング、発電、輸出、工業、鉱業、精製、船舶、交通が検討されている。

水素に関連する技術開発に対し、2026 年までに 2500 万カナダドル（1900 万米ドル）の資金援助を行う。加えて、水素に限らない再生可能エネルギーへの援助として、100 億カナダドル以上の資金援助も予定している。

3.3.2. 原子力施設における水素製造の動向

以下のプロジェクトを確認できた。

[537] Government of Canada, 2020/12, Hydrogen Strategy for Canada, https://www.nrcan.gc.ca/sites/www.nrcan.gc.ca/files/environment/hydrogen/NRCan_Hydrogen-Strategy-Canada-na-en-v3.pdf

PJ 名	フィージビリティ評価 [538]
開発事業者	原子力イノベーション機構(NII)、Bruce Power 社、Arcadis 社、Greenfield Global 社
資金援助額	情報なし
水素製造規模	情報なし
PJ 期間	2021 年 6 月開始
概要 本プロジェクトは、コンサルティング会社である Arcadis 社が主導し、NII、シンクタンクである Bruce Power 社次世代原子力センター、化学プラントを運営する Greenfield Global 社が一体となって、オンタリオ州における水素製造の実現可能性を調査するものである。輸出、雇用なども含めて調査を行う。	
水素使用用途 情報なし。	

3.3.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

カナダ政府によれば、水素の輸出額は 2050 年までに 500 億ドルに達すると指摘されている。カナダの輸出先として、米国（特にカリフォルニア州と米国東部）、日本、韓国、中国、欧州連合（EU）の 5 つの主要市場が挙げられている。特にカナダは、輸出用水素を製造する上で、以下のような優位性がある。

- 東西海岸、ハドソン湾、五大湖に沿ったインフラにより、アジア・欧州・北米の主要市場にアクセス可能
- 豊富な低炭素電力（バイオマス、天然ガス、CCUS）
- 国全体に広がる天然ガスパイプライン
- 米国の大規模市場と統合されたエネルギーシステム

水素の輸出に関する目標は定められておらず、同目標を定めることが今後の目標である [539]。

[538] Greenfield Global, 2021/6/11, CANADA'S FIRST-EVER FEASIBILITY STUDY ON THE CASE FOR NUCLEAR HYDROGEN PRODUCTION NOW UNDERWAY, https://greenfield.com/news/2021/canadas-first-ever-feasibility-study-on-the-case-for-nuclear-hydrogen-production-now-underway/

[539] Government of Canada, 2020/12, Hydrogen Strategy for Canada, https://www.nrcan.gc.ca/sites/www.nrcan.gc.ca/files/environment/hydrogen/NRCan_Hydrogen-Strategy-Canada-na-en-v3.pdf

3.4. 英国

3.4.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 10 ポイント計画（Ten Point Plan）

2020 年 11 月、英国のボリス・ジョンソン（Boris Johnson）首相は、気候変動対策に係る新たな政策として「グリーン産業革命のための 10 ポイント計画（Ten Point Plan）」[540]を公表した。この計画は、クリーンエネルギー（洋上風力、水素、原子力）及び EV の増強などの 10 項目について 120 億ポンド（約 1 兆 6 千億円）を投じ 25 万人の雇用創出・支援を図るというものである。

この 10 項目のうち 1 つに「低炭素水素の成長の促進」が挙げられており、主に以下のような点が掲げられている。

- 2030 年までに低炭素の水素生産能力を 5 GW に拡大する。
- 2030 年までに完全水素で電力・熱供給される水素タウン開発を目指す。
- 最大 5 億ポンドを支援する。

また、「低炭素水素の成長の促進」によって、以下のような可能性があることにも言及している。

- 2030 年までに最大 8,000 人の雇用を支援し、高水素ネットゼロシナリオでは 2050 年までに最大 10 万人の雇用を創出できる。
- 2030 年までの間に 40 億ポンドを超える民間投資 をもたらすことができる。
- 2023 年から 2032 年の間に 41 MtCO2e が削減できる（これは 2018 年の英国での排出量の 9%に相当する）。

(2) 英国の水素戦略（UK Hydrogen Strategy）

その後政府は、「10 ポイント計画」に示された公約の促進のため、2021 年 8 月、英国の「水素戦略」[541]を公表した。「水素戦略」では、以下について概説されている。

- 2030 年までに英国が水素製造をどのように迅速かつ大幅に拡大し、低炭素水素経済の基盤を構築するか。
- 低炭素水素を拡大するために 2020 年代に政府がどのように技術革新を支援し、投資を促進するか。

また、「水素戦略」では、「ツイントラックアプローチ（twin-track approach）」（電気分解による“グリーン”水素及び炭素回収（CCUS）による“ブルー”水素の両方の水素製造を支援するアプローチ）についても概説しており、この水素製造の戦略については、2022 年にさらに詳細な検討結果を公表するとしている。さらに政府は、産業界と協力して低炭素水素の英国規格を開発し、英国で生産される水素がネット・ゼロに合致していることを製造者あるいは利用者に確信させるとともに、国内での水素の展開を支援するとしている。

---

[540] HM Government, 2020/11, The ten-point plan for a green industrial revolution, https://www.gov.uk/government/publications/the-ten-point-plan-for-a-green-industrial-revolution

[541] HM Government, 2021/8, “UK Hydrogen Strategy, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/1011283/UK-Hydrogen-Strategy_web.pdf

このほか、政府は、繁栄する水素セクターを支えるために必要なネットワーク及び貯蔵インフラの開発を支援するためのレビューに着手する予定であるとし、政府は産業界と協力して、既存のガス供給に 20%の水素を混合することの安全性、技術的実現可能性、及び費用対効果を評価するとしている。また、これにより、天然ガスの排出量を 7%削減できるとしている。さらに、政府は 2022 年初頭に水素セクター開発のアクションプランを策定し、水素サプライチェーンの好機、スキル、及び雇用を確保するために企業をどのように支援するかを定める予定である。

なお、「水素戦略」では、水素のさまざまな製造方法の詳細と、2050 年までの各技術のコスト予測も含まれている。また、「水素戦略」は、原子力を特に強調して言及しているわけではない。しかし、低炭素水素実現のための道筋の 1 つとして原子力の可能性を認識しており、低温原子力電解（既存の原子力施設を使用）と高温原子力電解（2030 年代に先進原子炉を使用）の両方に言及している。さらに、2030 年代半ばから後半にかけて「先進的モジュール式炉（AMR）からの超高温熱」を使用して水を直接熱化学分解することにも言及している。

(3) 国立原子力研究所（NNL）による提言

英国の国立原子力研究所（NNL）は、政府の「水素戦略」の公表に先立ち「ネット・ゼロを支援する英国の原子力水素経済を解き明かす」と題した報告書[542]を 2021 年 7 月に公表しており、分野横断的な行動計画を示している。この報告書の中で NNL は、10 の提言をしている。これらの提言は、「経済」「技術」「規制」「政策」「財政」5 つの分野に分類されており、さらに、それぞれ「いま」と「これから」についての提言になっている。また、この 10 の提言の提言 1 つ 1 つについて、産業界に対してはアクション、政府に対しては公約を提言している。

3.4.2. 原子力施設における水素製造の動向

2021 年 2 月、英国の原子力産業協会（NIA）は、「水素ロードマップ」[543]を公表した。このロードマップでは、2050 年までに、どのようにして原子力発電が英国のクリーン水素需要の 3 分の 1 を生み出すか示されている。このロードマップによると、英国における原子力由来の水素製造は、以下の 4 つの方法があるとしている。

- 水電解（後掲の H2H プロジェクトで検討）
- 水蒸気電解（技術的には EPR を利用可能）
- 熱化学的水分解（AMR の利用を想定）
- 化石燃料由来の水蒸気改質（CCS が必要）

[542] NNL, 2021/7, Unlocking the UK's Nuclear Hydrogen Economy to Support Net Zero, https://www.nnl.co.uk/wp-content/uploads/2021/07/Hydrogen-Round-Table-FINAL-v2.pdf

[543] NIA, 2021/2, "Hydrogen Roadmap, https://www.niauk.org/wp-content/uploads/2021/10/Nuclear-Sector-Hydrogen-Roadmap-February-2021.pdf

また、英国の原子力施設における水素製造について、具体的なプロジェクトを以下に示す。

PJ 名	Hydrogen to Heysham (H2H)
開発事業者	EDF Energy 社（英国）が主導するコンソーシアム （Hynamics 社（EDF 社の子会社)、Lancaster 大学、European Institute for Energy Research（EIFER)、Atkins 社が参画）
資金援助額	－
水素製造規模	2MW（アルカリ水電解と PEM とで 1MW ずつ)、最大 800kg/day
PJ 期間	～2019 年 9 月で FS が完了（その後の動きは不明）

概要

- EDF Energy 社（英国）が主導するコンソーシアムが、同社の Heysham 原子力発電所に水素製造プラントを設計・建設するプロジェクト。英国内の他の原子力発電所への適用や規模拡大の可能性もあるとされる。
- このプロジェクトは、政府による低炭素水素供給の資金提供コンペ[544]に応募したもので、当該コンペの第一段階として、2019 年 9 月までに実現可能性調査（FS）を実施済みである（FS の報告書は 2019 年 10 月に提出されている[545])。
  ※政府に採択された場合は、資金提供を受けて 2020 年から第二段階（実証段階）に進むことができるが、H2H プロジェクトについて、採択された旨の情報は得られていない。
- H2H プロジェクトでは、以下のような革新的アプローチを導入するとしていた。
  - 電解槽と低炭素電源（原子力発電所）を直接接続する。
  - アルカリ性電解槽と固体高分子（PEM）型電解槽を同一施設で運用する。
  - 電気分解の副生成物である酸素にも価値を持たせる。
  - 炭素排出量を削減する。
- H2H プロジェクトの基本的な設計概念を図 3.4.2-1 に示す。

水素使用用途

短期的

- Heysham-A/B の発電機冷却
- 地域のモビリティ、産業、電力、及び熱など

長期的

- ガスグリッドへの注入
- 工業プロセスでの利用

[544] UK Government, 2018/12, Low Carbon Hydrogen Supply Competition, https://www.gov.uk/government/publications/hydrogen-supply-competition

[545] EDF Energy, 2019/10, H2H – Hydrogen to Heysham Feasibility Report, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/866374/Phase_1_-_EDF_-_Hydrogen_to_Heysham.pdf

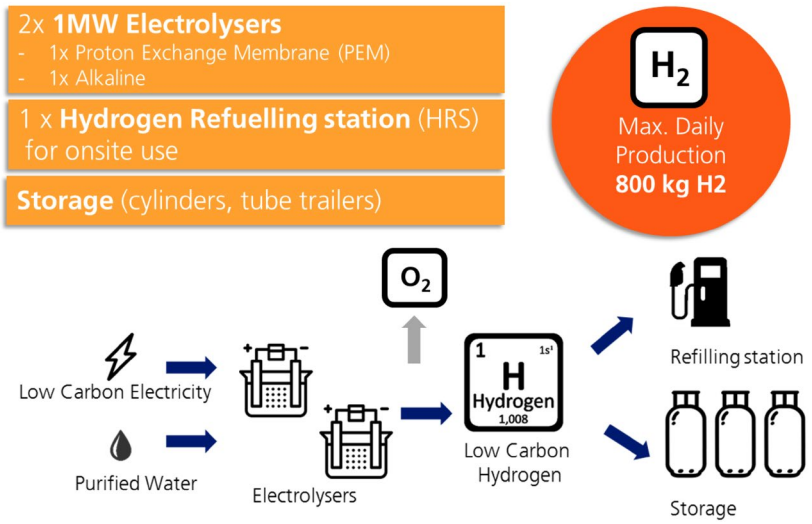


図 3.4.2-1　H2H プロジェクトの基本概念図 [546]

PJ 名	Sizewell C Hydrogen Demonstrator Project
開発事業者	EDF Energy 社
資金援助額	－
水素製造規模	2MW 程度
PJ 期間	2020 年 11 月～現在

概要

EDF Energy 社は 2020 年 11 月 23 日、2 基の欧州加圧水型原子炉（EPR）の建設を計画する Sizewell C における水電解水素製造の実証事業に関する関心表明（EOI）の募集を開始した [547]。同社は実証事業の実施の後、Sizewell C 発電所の原子力発電の熱を活用した商業規模の水素製造を実施し、Sizewell C 発電所を低炭素エネルギーハブにする意向を示した。

また、NNB GenCo 社（EDF Energy 社の子会社で新規発電所の建設及び運転を担う）は、2021 年 1 月、英国議会の科学技術委員会に対し、原子力由来の水素がいかに英国の脱炭素化に貢献できるか、その根拠を示す書面を提出した [548]。

当該の書面によると、Sizewell C での実証プロジェクトの概要は以下のとおり。

・　当該のプロジェクトは、Sizewell C 建設作業を脱炭素化するための短期的なもので、現在稼働

[546] EDF Energy, 2019/10, H2H – Hydrogen to Heysham Feasibility Report, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/866374/Phase_1_-_EDF_-_Hydrogen_to_Heysham.pdf

[547] EDF Energy, 2020/11, Sizewell C seeks partners to develop Hydrogen and Direct Air Capture, https://www.edfenergy.com/energy/nuclear-new-build-projects/sizewell-c/news-views/sizewell-c-seeks-partners-develop-hydrogen-and-direct-air-capture

[548] NNB GenCo, 2021/1, Written Evidence Submitted by Sizewell C (HNZ0062), https://committees.parliament.uk/writtenevidence/19865/pdf/

中の Sizewell B（PWR）も含めたプロジェクトが検討される予定である。また、2020 年 11 月 23 日、実証事業に関する関心表明（EOI）の募集を発行した。

- 小規模の電気分解（2MW 程度）を想定している。
- Sizewell C 建設の脱炭素化のほかに、鉄道、船舶、港湾活動など、他の多くの水素市場にも利用できる可能性がある（地方自治体や企業にも提供可能）。
- Sizewell の周辺地域での早期の水素市場開拓に役立つ。

水素使用用途

- 発電所建設に使用される車両や機器の燃料
- 地方自治体や近隣の港湾、産業での利用
- 地元のバスや鉄道輸送の燃料

3.4.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

政府の「水素戦略」[549]では、2020 年代の水素経済についてのロードマップが示されている。そのロードマップには、今後 10 年間で水素経済をどのように発展・規模拡大させ、また、それを可能にするために何が必要か、政府のビジョンが示されている。このロードマップの策定には産業界も関与している。すなわち、2030 年に向けて政府及び産業界が何をすべきか、共通の認識・指針を示しているものである。

当該のロードマップには、2020 年代初頭（2022～2024）～2030 年代半ば以降にかけての水素の製造、ネットワーク、及び利用、ならびに主な行動及びマイルストーンが示されている。水素製造・ネットワーク・利用について、表 3.4.3-1 に示す。

表 3.4.3-1　英国での水素の製造、ネットワーク、及び利用

時期	水素製造	水素ネットワーク	水素利用
2022～2024 年	・ 小規模電解	・ 配管への直接接続 ・ コロケーション ・ 貨物車 ・ オンサイト利用	・ 輸送（バス、初期の大型貨物車、鉄道、航空試験） ・ 産業界の実証実験 ・ 地域熱供給試験
2025～2027 年	・ 少なくとも 1 カ所で大規模な CCUS 対応の水素製造 ・ 電解での製造規模	・ 小規模クラスタ専用のネットワーク ・ トラック輸送及び小規模貯蔵の拡大	・ 産業利用 ・ 輸送(大型貨物車、鉄道・船舶での試験輸送)

[549] HM Government, 2021/8, UK Hydrogen Strategy, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/1011283/UK-Hydrogen-Strategy_web.pdf

	を拡大 ※2025年までに1GWの水素製造能力		・ 小規模集落での熱供給 ・ ガス混合（未定）
2028～2030年	・ 大型CCUS対応プロジェクト数件 ・ 大型電解プロジェクト数件 ※2030年までに5GWの水素製造能力	・ 大規模クラスタのネットワーク ・ 大規模貯蔵 ・ ガスネットワークとの統合	・ 産業界での幅広い利用 ・ 発電及び電力系統の柔軟性 ・ 輸送(大型貨物車、船舶) ・ パイロットタウンでの熱供給(未定)
2030年代	生産規模／範囲を拡大：原子力、バイオマスなど	CCUS・ガス・電力ネットワークが統合された地域・全国ネットワーク及び大規模貯蔵	・ 鉄鋼含むあらゆるエンドユーザー ・ 電力システム ・ 船舶・航空での利用拡大 ・ ガスグリッドの転換可能性

また、政府の「水素戦略」では、英国に経済的な利益を実現するための取り組みの1つに「世界的なサプライチェーンの構築」を掲げている。これは、2020年代は商業規模の水素関連プロジェクトを展開し、2030年代から世界的・持続可能なサプライチェーンの開発を促進するために努力するというものである。その詳細な内容は、2022年初めまでに、水素セクター開発アクションプランで説明される予定になっている。

3.5. 仏国

3.5.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 水素導入計画

2018 年 6 月、フランス政府は「エネルギー移行のための水素導入計画」[550]を公表した。この計画では、以下の 3 つの分野について先進的な取り組みが挙げられている。

- ①電気分解による産業用水素製造（計画の準備段階）
- ②電池産業を補完することによるモビリティ（mobility）の価値の向上
- ③中長期的なエネルギーネットワーク安定化

a. 電気分解による産業用水素製造

（水素製造の）展開のための公的支援メカニズムを定めることによって、産業用水素製造に関する電気分解の研究や経験を蓄積し始めることを提案している。この支援は、研究開発や技術革新に対する既存の支援に追加する形式をとる。

b. 電池産業を補完することによるモビリティの価値の向上

水素は、水素電池だけでなく、モビリティの面でも活用される必要がある。

c. 中長期的なエネルギーネットワーク安定化

長期的（2035 年以降）には、水素はエネルギーネットワーク安定化の要素になる。ガス供給ネットワークにおける水素注入実験の促進に加えて、電力ネットワークへの水素導入の実験・展開は、最初は相互接続環境で開始される可能性がある。

(2) 脱炭素水素開発の国家戦略

a. 概要

2020 年 9 月、政府は「フランスにおける脱炭素水素開発のための国家戦略」[551,552]を公表した。この国家戦略によると、脱炭素水素技術の開発は、以下のような問題に鑑みて、フランスにとって優先的に投資すべき分野であるとされている。

- 環境問題：水素は、産業と輸送の脱炭素化のための多くの解決策を提供する。
- 経済問題：水素は、雇用を創出する産業分野とエコシステムを創出する機会を提供する。
- エネルギー主権の問題：炭化水素の輸入依存度を低減する。

---

[550] Ministère de la Transition écologique, 2018/6, Plan de déploiement de l'hydrogéne pour la transition énergétique, https://www.ecologie.gouv.fr/sites/default/files/Plan_deploiement_hydrogene.pdf

[551] Ministère de la Transition écologique, 2020/9, Stratégie nationale pour le développement de l'hydrogène décarboné en France, https://www.ecologie.gouv.fr/sites/default/files/DP - Stratégie nationale pour le développement de l'hydrogène décarboné en France.pdf

[552] Ministère de la Transition écologique, 2020/9, Press Release, Présentation de la stratégie nationale pour le développement de l'hydrogène décarboné en France, https://www.economie.gouv.fr/presentation-strategie-nationale-developpement-hydrogene-decarbone-france#

・ 技術的独立性の問題：国際競争においてフランスの資産を強化する。

また、このような革新的な技術開発にはリスクが伴うとの考えから、そのリスクを共有するため、国が介入する必要があるとしており、合計で約 70 億ユーロを投資するとしている。

b. 優先課題

この国家戦略では、2050 年のカーボンニュートラルという目標に貢献できるよう、主要な水素市場に対応し、持続的かつ長期的な開発を可能にするため、優先的に取り組む課題として、以下の 3 つを挙げている。

・ 第 1 の優先課題：フランスの電気分解産業を発展させ、産業の脱炭素化を図る。
・ 第 2 の優先課題：脱炭素水素を燃料とするヘビーモビリティ（heavy movility[553]）の開発。
・ 第 3 の優先課題：将来の水素利用を促進するための研究、イノベーション、及び技能開発の支援。

c. プロジェクトの募集

この国家戦略に関連し、政府は、2020 年以降、具体的なプロジェクトを募集している。

なお、原子力施設が関係するものは確認できていない。

(3) フランス 2030

2021 年 10 月、フランスのエマニュエル・マクロン大統領は、新たな産業投資政策として、「フランス 2030」[554]を公表した。この政策では 10 の目標が掲げられているが、目標の 2 つ目として、「(フランスが) グリーン水素をリードする存在になること」が挙げられている。その内容としては、2030 年までに、少なくとも 2 つの大規模電解槽を建設し、グリーン水素を大量生産するというものである。

また、これに関連してマクロン大統領は、「欧州には十分なグリーン水素を生産するだけの再生可能エネルギーの設備容量はない」とし、「フランスの原子力発電所が、グリーン水素を生産するための主要な資産になる」と述べたと報じられている [555]。

3.5.2. 原子力施設における水素製造の動向

フランスの原子力施設における水素製造について、具体的な水素製造プロジェクト等の情報は得られなかった。

---

[553] JANUS 注）貨物列車や輸送トラックなどの移送手段を指すと思われる。

[554] Présidence de la République, 2021/10, France 2030, https://www.elysee.fr/emmanuel-macron/france2030

[555] NUCNET, 2021/10, France / Macron Announces Plans For First SMR And Green Hydrogen From Nuclear Plants By 2030, https://www.nucnet.org/news/macron-announces-plans-for-first-smr-and-green-hydrogen-from-nuclear-plants-by-2030-10-2-2021

3.5.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

前述の「水素導入計画」[556]では、2023 年及び 2028 年までを目途として、表 3.5.3-1 のような定量的な目標が掲げられている。

表 3.5.3-1　水素導入計画における定量目標

項目	2023 年	2028 年
産業用水素での脱炭素水素の割合	10%（約 10 万トン）	20～40%
小型商用車	5000 台	20000～50000 台
大型車（バス、トラックなど）	200 台	800～2000 台
水素ステーション	100 カ所	400～1000 カ所

また、「脱炭素水素開発の国家戦略」[557]では、2030 年までを目途として、以下のような定量的な目標が掲げられている。

- 水電解装置を 6.5GW 導入
- ヘビーモビリティの CO2 排出量を 600 万トン削減
- 5～15 万人の雇用を創出

[556] Ministère de la Transition écologique, 2018/6, Plan de déploiement de l'hydrogéne pour la transition énergétique, https://www.ecologie.gouv.fr/sites/default/files/Plan_deploiement_hydrogene.pdf

[557] Ministère de la Transition écologique, 2020/9, Stratégie nationale pour le développement de l'hydrogène décarboné en France, https://www.ecologie.gouv.fr/sites/default/files/DP - Stratégie nationale pour le développement de l'hydrogène décarboné en France.pdf

3.6. 中国

3.6.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 第 14 次 5 カ年計画（2021-2025 年）

2021 年 3 月 5 日に開幕した全国人民代表大会（全人代）第 13 期第 4 回会議において、第 14 次 5 カ年計画（2021-2025 年）が公開された。同 5 カ年計画では水素産業について言及されている。ただし、国家レベルでの水素技術開発に関する具体的なロードマップは作成されていない。一方、省ごとのロードマップは一部作成されており、北京では水素ステーションのさらなる建設、江蘇省では水素燃料電池自動車と水素燃料インフラの開発が計画されている。また政府は、地方自治体ごとにプロジェクトを採択しており、北京-天津-河北省グループ、広東省、河南省、上海がプロジェクトに参加している。目標を達成した自治体には最大 17 億元（約 310 億円）が与えられる。

(2) 中国水素連合による予測

政府支援の業界団体である中国水素連合は、2025 年までに中国の水素エネルギー産業の生産額が 1 兆元（18 兆円）、2030 年には中国の水素需要が 3500 万トンに達し、中国のエネルギーシステムの少なくとも 5%を占めると予測している [558]。

3.6.2. 原子力施設における水素製造の動向

PJ 名	高温ガス炉での水素製造 [559]
開発事業者	原子力工業建設（CNEC 社）、清華大学、宝鋼集団
資金援助額	情報なし
水素製造規模	100 L/hour の実験に成功
PJ 期間	情報なし
概要 中国核工業集団（CNNC）の子会社である CNEC 社が主導となって開発する高温ガス炉での水素製造の実証プロジェクトである。100 L/hour での水素製造実験に成功し、将来的には 50,000 m3/hour の製造を視野に入れている。	
水素使用用途 鉄鋼業用として使用する。	

[558] Hydrogen Central, 2021/6/21, China – hydrogen roadmap: 4 things to know, https://hydrogen-central.com/china-hydrogen-roadmap-things-to-know/#:~:text=The China Hydrogen Alliance, a government-supported industry group,,for at least 5% of China's energy system.

[559] Energy Iceberg, 2020/11/4, Ten Chinese Green Hydrogen Companies Poised to Lead, https://energyiceberg.com/ten-chinese-green-hydrogen-companies/#CNNC_Nuclear_Giants_Power-to-Gas

3.6.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

関連情報を確認できなかった（ただし多くが国内消費と考えられる）。

3.7. ロシア

3.7.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 2024 年までの水素開発のロードマップ

ロシア政府は、水素エネルギー開発に関する 2024 年までのロードマップを 2020 年 10 月に承認した[560]。特に重要な分野として以下が挙げられている。

- メタン熱分解、電気分解、その他の技術（海外企業に技術を含む）による水素製造の脱炭素化
- 天然ガスからの水素製造規模の拡大、再生可能エネルギー・原子力エネルギーを使用した水素製造
- 水素製造のための規則策定
- 水素などの資源の輸送と利用のためのインフラ作成に関する公的支援
- 水素燃料電池の国内市場の需要拡大
- 水素エネルギーの安全分野における規制の枠組みの作成
- 水素エネルギーの開発と外国市場へのアクセスにおける国際協力の強化

ロードマップに従い、二酸化炭素排出量のないパイロット水素製造ユニットの作成・製造・使用、メタン水素燃料のガスタービンの開発・製造・試験、水素を用いた鉄道輸送のプロトタイプの作成、低炭素水素製造施設の実験施設の作成など、水素エネルギー分野で数多くのパイロットプロジェクトを実施する予定である。

(2) 2035 年までの目標

ロシア政府は、2035 年までのエネルギー戦略文書も採択しており、ロシアを世界有数の水素生産国と輸出国にするという目標を設定している。輸出目標は、2024 年までに 20 万トン、2035 年までに 2 億トンに上る。

3.7.2. 原子力施設における水素製造の動向

PJ 名	VVER での水素製造[561]
開発事業者	ROSATOM 社傘下の ATOMENERGOMASH 社
資金援助額	情報なし
水素製造規模	1MW、10MW の実証

[560] ПРАВИТЕЛЬСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ УТВЕРДИЛО ПЛАН МЕРОПРИЯТИЙ ПО РАЗВИТИЮ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ, https://minenergo.gov.ru/node/19194

[561] ROSATOM, 2021/6/21, Rosatom to launch hydrogen production at Kola NPP by 2023, construction of new units by 2028, https://rosatom-asia.com/press-centre/news/rosatom-to-launch-hydrogen-production-at-kola-npp-by-2023-construction-of-new-units-by-2028/

PJ 期間	2021 年から 2023 年
概要 Kola 原子力発電所（VVER：ロシア型加圧水炉）に水素製造施設を統合し、実証実験を行う。実証規模は 1MW であり、10MW に拡張して実証を行う予定である。 また 2028 年から 2034 年にかけて Kola 発電所に新たに 2 基の原子炉を建設予定であり、建設サイトの選定、初期サーベイは完了している。	
水素使用用途 情報なし。	

PJ 名	SMR 水素製造で韓国との協同 [562]
開発事業者	ROSATOM 社、韓国科学技術情報通信省
資金援助額	情報なし
水素製造規模	情報なし
PJ 期間	2021 年 12 月に委員会開催
概要 韓国の科学技術情報通信省は 2021 年 12 月 8 日、ROSATOM 社と第 20 回韓ロ原子力共同調整委員会を開き、SMR で連携し、生産技術の開発を目指すと合意したと発表した。両国が開発する SMR では高温水蒸気電解施設を統合する予定である。	
水素使用用途 情報なし。	

3.7.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

現在ロシアは、ドイツ、フランス、日本、韓国との戦略的協力を強調した文書の草案を作成中である。草案では、2050 年までにロシアが年間 7,900 万トンから 3,340 万トンの水素を輸出し、最大 1,000 億ドルの収益を得ることができると見積もっている [563]。

[562] THE KOREA ECONOMIC DAILY, 2021/12/9, 韓・ロシア, 小型原発でグリーン水素生産へ, https://www.kedglobal.com/newsView/ked202112090012&lang=jp

[563] SWP, 2021/5/19, Advancing German-Russian Hydrogen Cooperation in a Strained Political Climate, https://www.swp-berlin.org/10.18449/2021C34/

3.8. 韓国

3.8.1. 政府の方針（概要、具体的取組、目標）

(1) 水素経済ロードマップ

韓国政府は、「水素経済ロードマップ」を 2019 年に公開した [564]。

韓国は、気候変動対策というよりも経済成長と産業競争力のためとして水素経済を追求しているといえる。特に、水素には 43 兆ウォン（430 億ドル）相当の経済成長と 42 万人の新規雇用の可能性があるとされている。

消費に関しては、現在の年間 13 万トンから 526 万トンまで市場を拡大することを目標としている。輸送分野では、2040 年の FCEV の目標台数を 300 万台に設定し、そのうち国産 FCEV は 290 万台、燃料電池トラックは 3 万台、燃料電池バスは 4 万台としている。

2040 年ビジョンでは、水素充填ステーション（HRS）の拡大も掲げている。2019 年に 1 億 1900 万ドルの初期投資で水素エネルギーネットワーク（HyNet）を設立し、HRS を 2022 年までに 310 基、2040 年までに 1200 基まで拡大する予定である。また、韓国は 2040 年までに 15GW の電力事業規模の燃料電池の配備を目指している。

資金援助について、2021 年度の援助額は 7 億 190 万ドルで、2020 年度から 40%増加している。また、政府は 2022 年までに官民合同の水素自動車産業を確立するために 23 億 4,000 万ドルを投入している。現在、HRS の設置費用の約半分が政府から補助されている。さらに、2019 年には、国や地方自治体が FCEV の購入に 27,300 ドルから 30,300 ドルの補助金を支給した。

(2) 水素法

政府が水素の普及と施設の安全基準を実施するための法的基盤を整備するため、韓国国会は 2020 年 1 月に「水素経済推進及び水素安全管理法」（以下、水素法）を成立させた。2021 年に施行された水素法では、水素関連企業の定義、R&D 補助金、融資、税制免除など、重要な産業戦略要素が規定されている [565]。

3.8.2. 原子力施設における水素製造の動向

PJ 名	高温電解施設製造会社との覚書 [566]
開発事業者	韓国ウルチン郡、Next Energy 社（韓国）、Elcogen 社（エストニア）

[564] Ministry of Trade, Industry and Energy, 2019, HYDROGEN ECONOMY Roadmap of Korea, https://docs.wixstatic.com/ugd/45185a_fc2f37727595437590891a3c7ca0d025.pdf

[565] LSE, 2020, Hydrogen Economy Promotion and Hydrogen Safety Management Act, https://www.climate-laws.org/geographies/south-korea/laws/hydrogen-economy-promotion-and-hydrogen-safety-management-act

[566] Elcogen, 2022/1/17, Elcogen sign MOU to provide electrolysis technology for nuclear hydrogen production in Korea, https://elcogen.com/elcogen-sign-mou-to-provide-electrolysis-technology-for-nuclear-hydrogen-production-in-korea/

資金援助額	Elcogen 社が 7,500 ユーロの投資
水素製造規模	200MW
PJ 期間	2022 年 1 月に覚書締結
概要 ハヌル原子力発電所（PWR）近くの水素製造施設に Elcogen 社の固体酸化物電解技術を取り入れるプロジェクトである。ウルチン郡は他にも、韓国原子力研究所、現代エンジニアリング等との機関とも原子力を利用した大規模水素製造施設の創設に関する覚書を締結している。	
水素使用用途 情報なし。	

3.8.3. 海外あるいは国内におけるニーズを踏まえた市場性

韓国での水素利用の中心は、FCEV である。輸出方針については確認できなかった。

4. 原子力開発の組織マネジメントに関する調査

4.1. 米国

4.1.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

【DOE の概要】

連邦エネルギー省（DOE）は、1977 年の DOE 組織化法によって、旧エネルギー研究開発庁（ERDA）の他、複数の省庁等に分散していたエネルギー関連部門を統合改編して発足した連邦行政機関である。DOE の任務は、エネルギー供給保障の保持増進、エネルギー関連科学技術の研究開発、原子力軍事利用・安全保障の監督、放射性廃棄物の処分、核兵器関連プロジェクト等で汚染されたサイトの環境回復等である。

DOE 所有の非商用施設は本来 NRC の規制及び監督の対象外であるが、多数の DOE 所管施設で汚染問題が判明し公衆の信頼が揺らいだため、DOE は施設監督に関して NRC からの支援を受け入れるようになった。さらにサイト環境回復に関しては EPA からの支援もある。

DOE の主要組織を図 4.1.1-1 に示す。2021 年 12 月現在の DOE 長官は Jennifer M. Granholm 氏で、長官の下には副長官 1 名と次官 3 名がおり、さらに多数の部局がある。このうち原子力に関係する部局は、軽水炉・新型炉関係を所管する原子力エネルギー局、原子力軍事利用・安全保障管理局、科学局、民間放射性廃棄物管理局、施設閉鎖後管理局、環境回復管理局等である。また図 4.1.1-1 には示されていないが、DOE 傘下の国立研究所や核物質分析試験所もある。

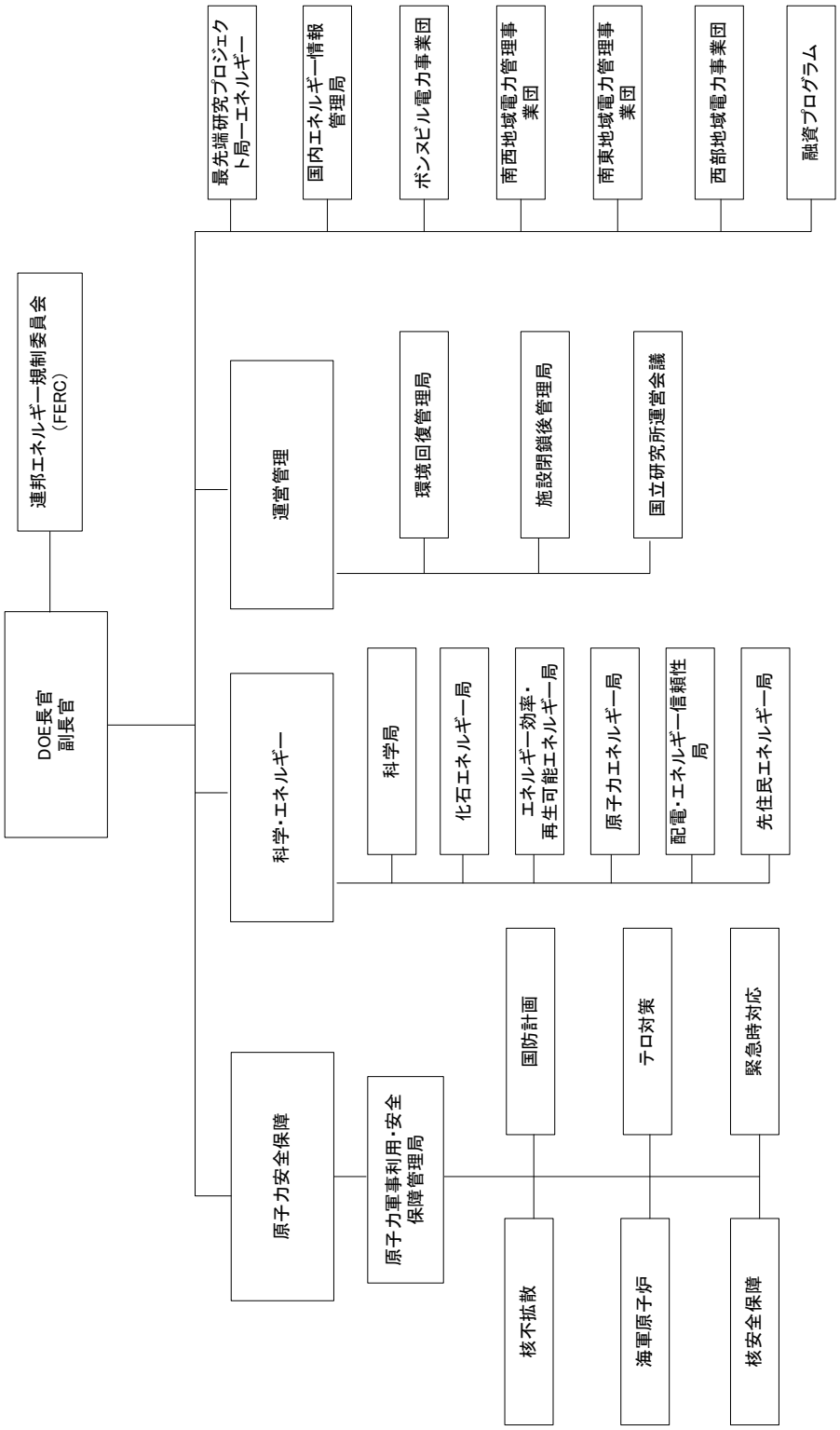


図 4.1.1-1　DOE の組織（主要部分のみ抜粋）[567]

【DOE の予算】

[567] DOE HP, Organization Chart をもとに作成, https://www.energy.gov/organization-chart

米国エネルギー省（DOE）の予算として、DOE 全体の予算と DOE において軽水炉・新型炉関係を所管する科学・エネルギー部門原子力エネルギー局の予算の変遷を表 4.1.1-1 に示す。2022 年度の要求額は DOE 全体で約 461 億ドル、原子力エネルギー局が約 18.5 億ドルであり、2021 年度予算と比較して、それぞれ、16.7%増、22.7%増となっている。また、原子力エネルギー局の予算に関して、2010 年代前半は約 8 億ドルから 9 億ドルで推移していたが、2020 年以降は 15 億ドル前後となっており、大幅に増額されている。

表 4.1.1-1　DOE 全体の予算と科学・エネルギー部門原子力エネルギー局の予算の変遷 [568]

会計年度	エネルギー省全体予算（千ドル）	原子力エネルギー局の予算（千ドル）
2022（要求額）	46,189,430	1,850,500
2021	39,592,625	1,507,600
2020	38,533,916	1,493,408
2019	35,533,628	1,326,090
2018	34,517,657	1,205,056
2017	30,087,193	1,015,821
2016	29,602,691	986,161
2015	27,402,312	833,379
2014	27,224,810	888,376
2013	25,137,431	798,282
2012	26,320,090	853,816
2011	25,692,833	805,996
2010	26,425,673	857,936
2009	33,856,453	1,357,263
2008	24,032,338	1,033,161
2007	23,754,228	612,230
2006	23,572,610	550,226
2005	24,344,638	503,792
2004	23,351,157	402,804

次に、DOE 原子力エネルギー局の予算の内訳について、2020 年度、2021 年度、2022 年度（要求額）の金額を表 4.1.1-2 に示す（また、各項目のうち、主たるもの説明を表 4.1.1-3 に示す）。DOE 原子力エネルギー局の予算の内訳に関して、2022 年度要求額（合計約 18.5 億ドル）の内訳金額の上位は、新型炉実証プログラム（ARDP）が約 3.7 億ドル、燃料サイクルの研究開発が約

[568] DOE HP, Budget (Justification & Supporting Documents), https://www.energy.gov/cfo/listings/budget-justification-supporting-documents?page=0

3.7 億ドル、インフラストラクチャー（DOE 管轄施設の維持管理）が約 3.6 億ドル、原子炉概念設計の研究開発が 2.4 億ドルとなる。また 2021 年度予算と 2022 年度要求額の内訳の増加率の上位は、多用途試験炉（VTR）プログラムが 222%、国際原子力協力が 100%、新型炉実証プログラム（ARDP）が 48%となる。なお、米国連邦議会上下院は 2021 年 8 月に VTR 向けの 2022 年度予算を配分しないことを可決した [569]。

表 4.1.1-2　2022 年度の DOE 原子力エネルギー局の要求額の内訳 [570]

項目	2020 年度予算（千ドル）	2021 年度予算（千ドル）	2022 年度要求額（千ドル）	2021 年度予算と 2022 年度要求額の比較	
				（千ドル）	%
統合大学プログラム	5,000	5,000	6,000	+1,000	+20%
超臨界変換電力（超臨界 CO2 ブレイトンサイクルエネルギー変換技術）の研究開発	5,000	5,000	0	-5,000	-100%
原子炉概念設計の研究開発※	267,000	208,000	240,000	+32,000	+15%
燃料サイクルの研究開発	305,100	309,300	368,500	+59,200	+19%
原子力エネルギー活用技術（NEET）	113,450	122,869	124,000	+1,131	+1%
新型炉実証プログラム（ARDP）	230,000	250,000	370,350	+120,350	+48%
多用途試験炉（VTR）プログラム※	0	45,000	145,000	+100,000	+222%
インフラストラクチャー(DOE 管轄施設の維持管理)	334,450	337,500	356,850	+19,350	+6%
アイダホ国立研究所関連	153,408	149,800	149,800	0	0%
国際原子力協力	0	0	5,000	+5,000	+100%
プログラム管理	80,000	75,131	85,000	+9,869	+13%
合計	1,493,408	1,507,600	1,850,500	+342,900	+23%

[569] Reuters Events HP, US budget omission leaves VTR proponents rushing to defend tech, https://www.reutersevents.com/nuclear/us-budget-omission-leaves-vtr-proponents-rushing-defend-tech

[570] DOE (May 2021), Department of Energy FY 2022 Congressional Budget Request, https://www.energy.gov/sites/default/files/2021-06/doe-fy2022-budget-volume-3.2-v3.pdf

※VTR 関連予算は 2020 年度まで「原子炉概念設計の研究開発」の項目で計上されていたが、2021 年度以降は多用途試験炉（VTR）プログラムとして計上されている。

表 4.1.1-3　DOE 原子力エネルギー局の予算内訳のうち主たる項目の説明 [571]

項目 （2022 年度要求額）	説明
原子炉概念設計の研究開発 （240,000 千ドル）	原子炉概念設計の研究開発は、「既設炉の継続的な運転」や「新型炉設計及びサプライチェーン構築」に関する技術的及び規制面での課題解決を目的とする。具体的研究プログラムとして、①小型モジュール式炉（SMR）の国内外での展開を加速するための研究開発、②既設軽水炉の効率性及び経済性を改善するための研究開発（LWRS プログラム）、③新型炉（溶融塩炉、高速炉、高温ガス炉、マイクロ炉等）の技術に関する研究開発（ART プログラム）、が含まれる。
燃料サイクルの研究開発 （368,500 千ドル）	燃料サイクルの研究開発は、米国の使用済み燃料及び高レベル放射性廃棄物の管理及び処分、資源活用及びエネルギー製造の改善、廃棄物発生量の低減、並びに拡散リスクの低減に関する研究を加速する技術開発を行う。新型燃料の開発には、事故耐性燃料（ATF）、TRISO 燃料（超高温ガス炉用セラミック被覆燃料）、HALEU 燃料（U235 の濃縮度が 5～20%の低濃縮ウラン）が含まれる。
原子力エネルギー活用技術（NEET） （124,000 千ドル）	原子力エネルギー活用技術（NEET）プログラムでは、原子力エネルギーに関わる課題を解決するために、革新的かつ分野横断的な原子力エネルギー技術を開発するための研究を実施する。分野横断技術の開発では、既設炉の支援や新型炉及び燃料サイクル技術の実現のための革新的な研究に焦点を置いている。具体的な技術分野として、新型センサ、サイバーセキュリティ、革新的材料及び製造技術、統合エネルギーシステムを挙げている。さらに、NEET プログラムでは、既設炉、新型炉及燃料サイクル技術に関連するモデリングやシムレーションツールの開発にも投資する。
新型炉実証プログラム（ARDP） （370,350 千ドル）	新型炉実証プログラム（ARDP）では、短期、中期的な視点で、安全かつ安価な実証炉の建設及び運転を実現することを目的としている。また、ARDP において米国原子炉イノベーションセンター（NRIC）が設立され、DOE の国立研究所を活用して新型炉の開発に必要な試験、実証、パフォーマンス評価の支援を実施している。
多用途試験炉（VTR）プログラム	多用途試験炉（VTR）は米国の原子力分野の復活や拡大のサポートを目的としたもので、具体的には、原子力関連の初期段階の研究開発に

[571] DOE (May 2021), Department of Energy FY 2022 Congressional Budget Request, https://www.energy.gov/sites/default/files/2021-06/doe-fy2022-budget-volume-3.2-v3.pdf

（145,000 千ドル）	必要となるインフラを近代化することである。VTR を使用する研究分野として、新型燃料、材料、センサーを想定している。

4.1.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

4.1.2.1. 【政府機関における民間のイノベーションを支援する組織】

DOE は 2015 年、米国の原子力イノベーションが停滞していることを受け、産学官による「原子力イノベーションワークショップ」を開催した。ワークショップの主な結果として、原子力のイノベーションが進まない理由として最も大きいは、原子炉の安全性と信頼性を確保するための基本となる、高度に専門的な研究を実施するために必要な施設やインフラへのアクセスに関連する困難さであることが確認された。国立研究所に関連し、ある程度のエンジニアリング能力を持つ「テストベッド」を提供することで、大学と産業界の取り込みの効果的な橋渡しをすることができるとされた。[572]DOE はそれ以降、傘下の国立研究所が保有する門知識やデータ、試験施設への一元的なアクセスを民間企業に提供することで、民間企業の研究開発を支援する「原子力技術革新を加速するゲートウェイ（GAIN）」等を実施してきた。

DOE の新型炉実証プログラム（ARDP）において、米国原子炉イノベーションセンター（NRIC）を通して、DOE の国立研究所を活用して新型炉の開発に必要な試験、実証、パフォーマンス評価の支援を実施している [573]。NRIC は 2019 年 10 月に設立され、その予算は 2020 年度が 2,000 万ドル、2021 年度が 3,000 万ドル、2022 年度要求額が 5,500 万ドルである。NRIC は DOE のアイダホ国立研究所（INL）が主導し、大部分の活動が INL のサイトにおいて実施されている。一方で、今後は INL 以外の国立研究所も NRIC の目的達成のために重要な役割を担っていく計画である。

NRIC のミッションは、DOE の国立研究所を活用した新型炉の試験や実証の実現及び加速化である。NRIC は民間部門の技術開発企業に DOE の国立研究所の戦略的インフラストラクチャーや資機材を提供し、新型炉の概念設計の物理的検証、技術的不確かさの解決、並びに新型炉の安全性、レジリエンス、セキュリティ、及び機能性に関するテータ取得に関する作業を支援する。

具体的に NRIC では、原子炉の実証方法を検討している原子炉開発の企業と交流するとともに、原子炉開発の企業が DOE の国立研究所を使用できるように、国立研究所の能力を調査している。また、NRIC では、新型炉の概念設計に対して実施する試験や実証に必要となるインフラの開発支援も実施している。

NRIC が提供するサポートの内容は以下の通りである。

- 新型炉のパフォーマンスを証明し、商業化をサポートするための実証活動を行うサイト
- 原子燃料の開発に必要な材料や施設、試験炉、モデリングやシミュレーションツール、高性能コンピューター

[572] WNA HP, US Nuclear Power Policy, https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-power-policy.aspx

[573] DOE (May 2021), Department of Energy FY 2022 Congressional Budget Request, https://www.energy.gov/sites/default/files/2021-06/doe-fy2022-budget-volume-3.2-v3.pdf

- 国立研究所の研究員による支援
- 新型炉建設のコストやスケジュールリスクを低減するためのデジタルエンジニアリング技術や新型建設技術等の技術
- 実証活動に必要となる許認可サポート
- 新型炉の研究開発、実験、試験、及び製造に必要となるサイト、施設、及び能力に関する情報ネットワーク
- 新型炉開発に関する能力ギャップの解決支援

NRIC は原子力分野でのイノベーション促進に関する具体的な計画として、原子力エネルギーの革新的利用に関する実証プログラムの概念設計シナリオについてまとめた報告書を 2021 年 4 月付で公表した[574]。表 4.1.2-1 に本報告書の目次を示す。

本報告書では、新型炉の統合エネルギーシステム（IES）に適用可能な米国内の産業を特定している。IES は、熱エネルギー源（原子力等)、発電タービン、他の発電源（再生可能エネルギー等)、及び熱や電力を用いて製品を製造する産業施設といった複数のサブシステムから構成される（図 4.1.2-1 に IES の概念図を示す)。特定した産業は以下の通りである。

- 化学
- 石油化学及び石油
- 窒素肥料
- プラスチック及び樹脂
- パルプ及び製紙
- 天然資源採掘

上記の産業における吸熱プロセスおいて共有な温度要件は新型炉の冷却材温度と相性が良く、このことは原子力の IES が上記の産業における低炭素熱源としてのニーズに適合することを示唆している。さらに、原子力の IES は製鉄、水素製造、海水淡水化、及び交通産業にも便益をもたらす。また、熱エネルギー貯蔵についても技術や産業の観点で原子力の IES において主要な役割を果たすことが考えられる。

図 4.1.2-2　新型炉、原子力エネルギーで生成される製造物、使用方法の関係性に実証プロジェクトに参加可能と考えられる産業やアプリケーションの例として原子力エネルギーによる製造物の潜在的な利用例を示す。右側の各使用方法を指している矢印の色が原子力エネルギーで生成される製造物を表している。また、使用方法の右側には 2019 年における米国での当該使用方法による二酸化炭素排出量が示されている。図 4.1.2-2 に示した各使用方法のうちアスタリスク（＊）を付けた以下 7 件の使用方法について本報告書において概念設計のシナリオを提示している。

- 石油精製

[574] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

- 化学製品製造
- 一次金属製造
- パルプ及び製紙製造
- 交通分野（水素製造）
- 交通分野（合成燃料製造）
- 海水淡水化

また、本報告書では、本プログラムで NRIC が使用するデジタルエンジニアリングツールである MBSE[575]（Model-Based Systems Engineering）ツールについて説明されている。MBSE はプロジェクトにおける複数ステージでの複数の情報源を統合的、包括的及び効率的にまとめるものである。MBSE は現代の多くの産業界におけるエンジニアリングプロジェクトにおいて、情報管理の観点での「信頼できる情報源（authoritative source of truth）」の役割として利用されている。図 4.1.2-3 に MBSE のプロセスの例を示す。

本報告書に示される検討結果の一例として、産業別のエネルギー需要分析に基づく潜在的な原子炉のニーズを原子炉のサイズ（①マイクロ炉：出力＜35 MWth、②小型モジュール式炉：35 MWth＜出力＜530 MWth、③大型炉：出力＞530 MWth）別に整理した結果を図 4.1.2-4、炉型別（軽水炉、ナトリウム冷却高速炉、溶融塩炉、高温ガス炉）の出力温度と各産業でプロセス熱の比較結果を図 4.1.2-5 に示す。

本プログラムは以下の 4 フェーズで構成されており、2021 年からフェーズ 0 が開始されている。フェーズ 1 が 2021 年後半から開始され、フェーズ 2 が 2024 年に完了予定とされているが、フェーズ 3 については具体的なスケジュールは記載されていない。なお、本報告書が公表された 2021 年 4 月から 6 月にかけて、産業界から本プログラムへの参画を募る EOI（関心表明）が募集された。

- フェーズ 0：計画立案、分析
- フェーズ 1：INL の試験設備を用いて、原子力プラントと熱エネルギー貯蔵システム、高温電気分解による水素製造、及びその他の利用方法との統合について検証
- フェーズ 2：現在建設中のマイクロ炉を用いて小スケールでの統合エネルギー使用の実証
- フェーズ 3：今後数年後に計画されている新型炉と革新的なシステムの統合を実現

以上の通り、DOE では、新型炉開発に関する民間のイノベーションを支援することを目的に NRIC を設立し、単に開発支援のための資金を提供するだけではなく、DOE 所有リソースを積極的に民間に開放し、新型炉の実証や商業化に向けた支援を行っている。支援の中身として、単に、ハードの開発に関する内容だけではなく、新型炉建設のコストやスケジュールリスクの低減や許認可のサポートといった内容も含まれている。NRIC は IES に関する具体的な行動計画を 2021 年 4 月付で公表し、今後は当該計画に沿って行動していくことが予想される。また、2021 年 12

[575] MBSE は欧米では既に、航空・宇宙、防衛・軍事、鉄道、自動車など、複雑で高い品質を求められる製品やサービスに適用されている。MBSE 導入の狙いは、「製品やサービスなどのシステムの開発を成功に導く」ことである。MBSE は、開発の複雑さに対応するための技法であり、開発プロセスでもある。

月には DOE の新たな部局として、クリーンエネルギー実証局が設立され、当該局では SMR に関するプロジェクトも取り扱うとされており、DOE における新型炉関係プロジェクトは今後も増加していくものと考えられる[576]。

次に、DOE における核融合エネルギー分野におけるイノベーション促進に関する取り組みとして、DOE は DOE の核融合エネルギー科学（FES）プログラムにおいて、核融合エネルギーのイノベーションネットワーク（INFUSE）を 2019 年に立ち上げた[577][578]。INFUSE は核融合エネルギー分野でのイノベーション促進を目的に、核融合エネルギー関連企業に対する技術面及び資金面でのサポートを提供するイニシアティブである。INFUSE の具体的な目的として、「民間分野でのコスト競争力のあるイノベーティブな核融合エネルギーの開発に必要となる基礎研究の加速」を挙げている。また INFUSE は DOE 傘下のオークリッジ国立研究所（ORNL）とプリンストンプラズマ物理研究所（PNNL）により運営されている。

技術面でのサポートの方法は DOE 傘下の国立研究所における実験機材等の利用やワークショップの開催であり、ワークショップはこれまでに 2020 年 12 月と 2021 年 12 月に 2 回開催されており、関係者間での情報共有が行われている。

また、資金面でのサポートとして、2021 年には、7 月に第 1 回目、2021 年 12 月に第 2 回目の資金提供先の民間企業が公表されている。INFUSE でのプロジェクト 1 件当たりの提供額は 50,000 ドルから 500,000 ドルであり（プロジェクト費用の 20%分を企業側が負担）、プロジェクトの期間 1 年から 2 年である。第 1 回目は、7 企業（全 9 プロジェクト）、第 2 回目は 6 企業（全 8 プロジェクト）が選定されている。表 4.1.2-2 に第 1 回目、第 2 回目の資金提供先の選定企業を示す。

[576] DOE HP, DOE Establishes New Office of Clean Energy Demonstrations Under the Bipartisan Infrastructure Law, https://www.energy.gov/articles/doe-establishes-new-office-clean-energy-demonstrations-under-bipartisan-infrastructure-law

[577] INFUSE HP, https://infuse.ornl.gov/

[578] ANS HP, Basic fusion research accelerates with infusion of DOE funds, https://www.ans.org/news/article-3048/basic-fusion-research-accelerates-with-infusion-of-doe-funds/

表 4.1.2-1　INL/EXT-21-61413, Rev.1「統合エネルギーシステムの実証計画」の構成

エグゼクティブサマリ

略語一覧

1. 序論
 1.1 低炭素エネルギー源の必要性
 1.2 複数フェーズの実証プログラム
 1.3 報告書の構成

2. 国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）及び新型炉
 2.1 NRIC のミッション
 2.2 新型炉の分類
 2.3 政府支援による新型炉のプロジェクト
 2.4 NRIC のプロジェクトにおけるデジタルエンジニアリング及び MBSE（Model-Based Systems Engineering）
 2.5 NRIC のプロジェクト及び実証サイト
 2.6 新型炉のコスト削減戦略

3. 統合エネルギーシステム
 3.1 熱製造
 3.2 発電
 3.3 コジェネ（熱製造及び発電）
 3.4 水素製造及び派生のエネルギーキャリア
 3.5 熱エネルギー貯蔵
 3.6 MAGNET（Microreactor Agile Non-Nuclear Experimental Test Bed）
 3.7 分析手法及びツール

4. エネルギー活用産業及び他のエンドユーザのアプリケーション
 4.1 エネルギー活用産業
 4.2 産業間の分析
 4.3 新型炉の潜在的なアプリケーション
 4.4 産業及びアプリケーションのまとめ

5. 複数フェーズの実証プログラム及び概念設計
 5.1 フェーズ 0：計画立案及び分析
 5.2 フェーズ 1：原子力エネルギーのエミュレート
 5.3 フェーズ 2：マイクロ炉による実証
 5.4 フェーズ 3：パイロットスケールによる新型炉の実証
 5.5 計画立案及びインターフェイスに関する更なる検討事項

6. 参考文献

表 4.1.2-2　DOE 核融合エネルギーのイノベーションネットワーク（INFUSE）の資金提供先

第 1 回目（2021 年 7 月公表、7 社）[579]
Air Squared Inc.
Commonwealth Fusion Systems
General Atomics
HelicitySpace
Microsoft
Renaissance Americas Inc.
TAE Technologies Inc.
第 2 回目（2021 年 12 月公表、6 社）[580]
Commonwealth Fusion Systems
Energy Driven Technology LLC
General Atomics
Magneto-Inertial Fusion Technologies, Inc.
Renaissance Americas Inc.
Silver Fir Software, Inc.

[579] DOE HP, Department of Energy Announces First Round of FY 2021 Public-Private Partnership Awards to Advance Fusion Energy, https://www.energy.gov/science/articles/department-energy-announces-first-round-fy-2021-public-private-partnership-awards

[580] DOE HP, Department of Energy Announces Second Round of FY 2021 Public-Private Partnership Awards to Advance Fusion Energy, https://www.energy.gov/science/articles/department-energy-announces-second-round-fy-2021-public-private-partnership-awards

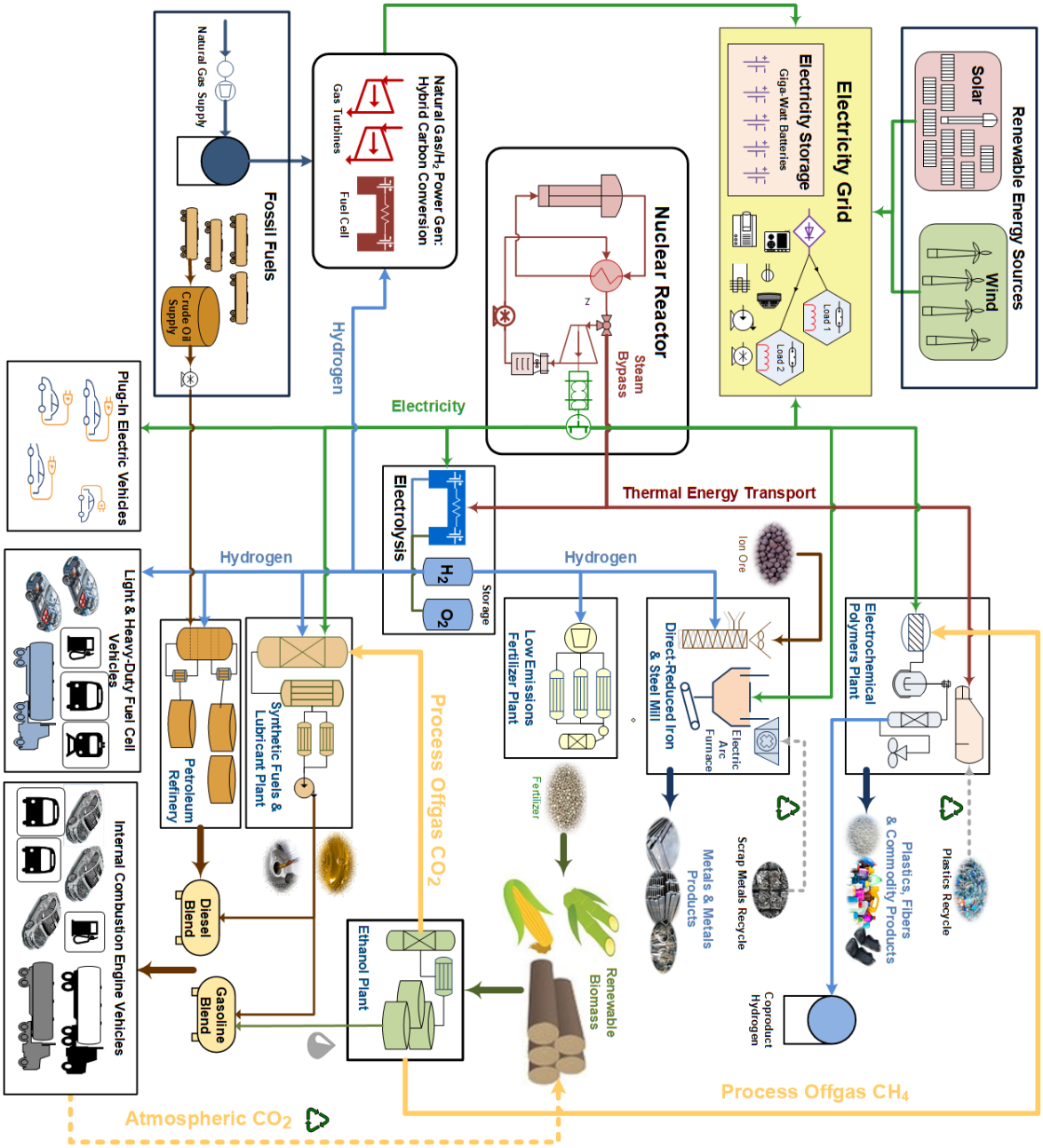


図 4.1.2-1　原子力の統合エネルギーシステム（IES）の概念図（原文）（1/2）[581]

（INL/EXT-20-57708, Rev.1）

[581] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

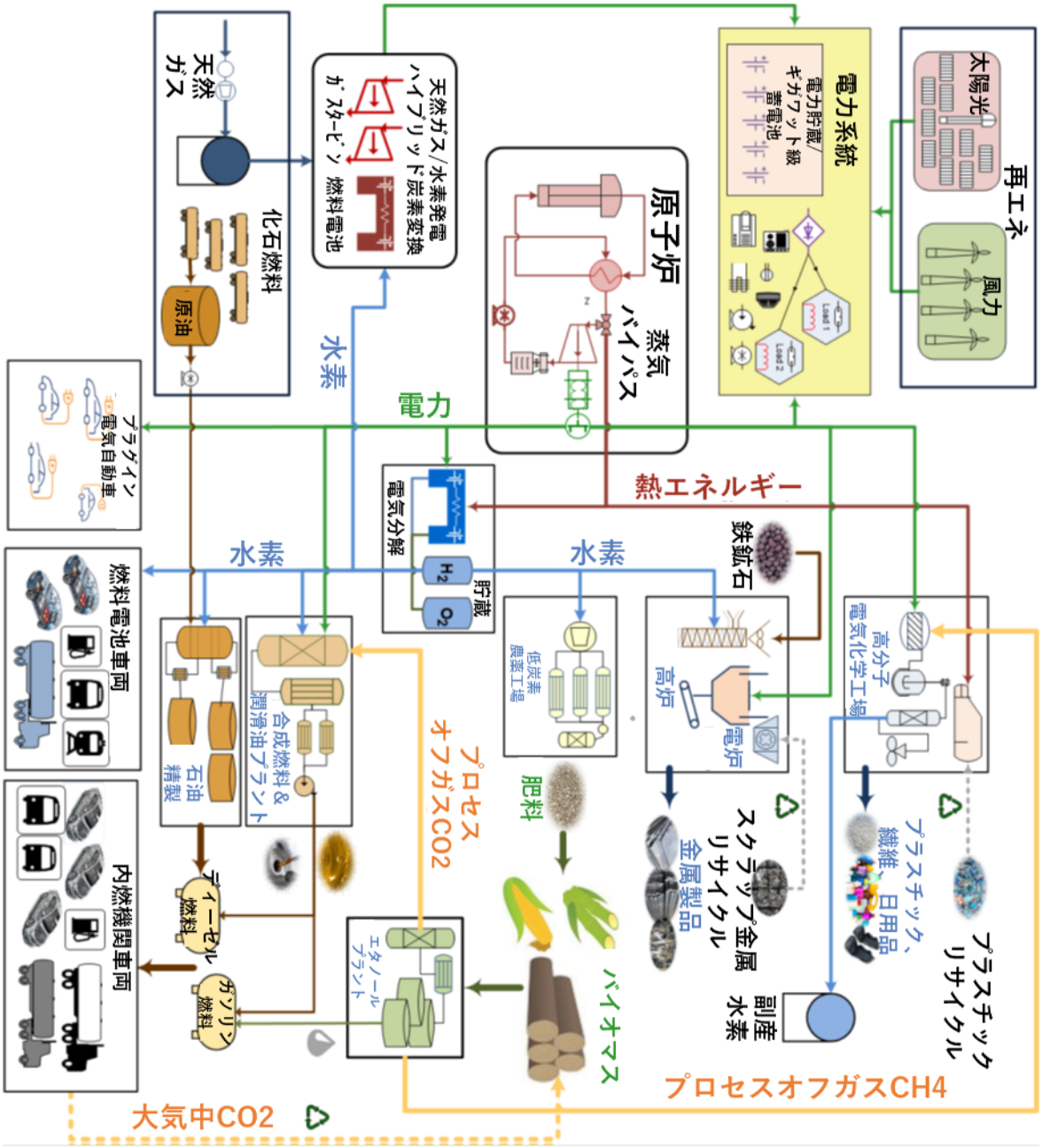


図 4.1.2-1　原子力の統合エネルギーシステム（IES）の概念図（和訳）（2/2）

（INL/EXT-20-57708, Rev.1）

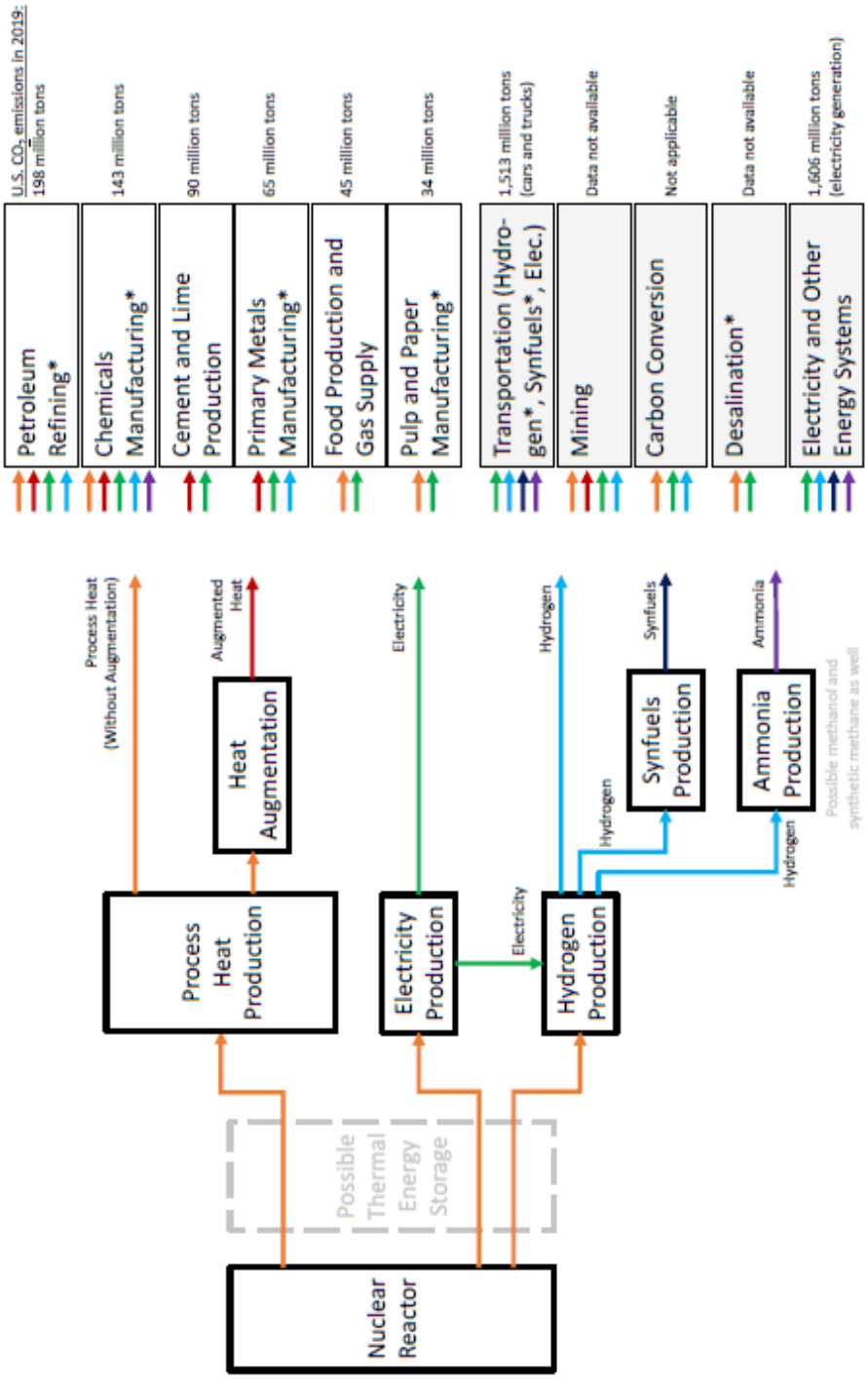


図 4.1.2-2　新型炉、原子力エネルギーで生成される製造物、使用方法の関係性 [582]

（INL/EXT-20-57708, Rev.1）

※右側の各使用方法を指している矢印の色が原子力エネルギーで生成される製造物を表している。また、使用方法の右側には 2019 年における米国での当該使用方法による二酸化炭素排出量が示されている。

[582] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

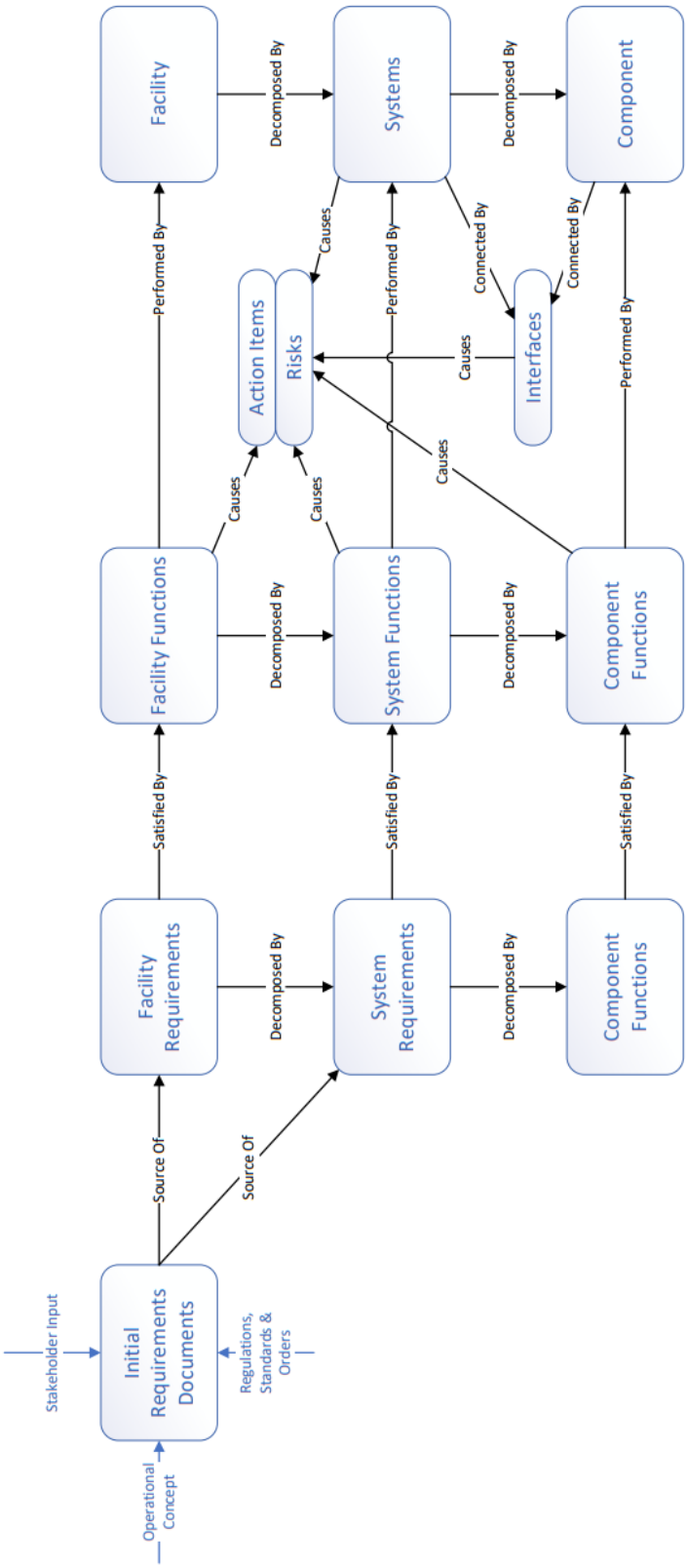


図 4.1.2-3　MBSE のプロセスの例

（INL/EXT-21-61413, Rev.1）[583]

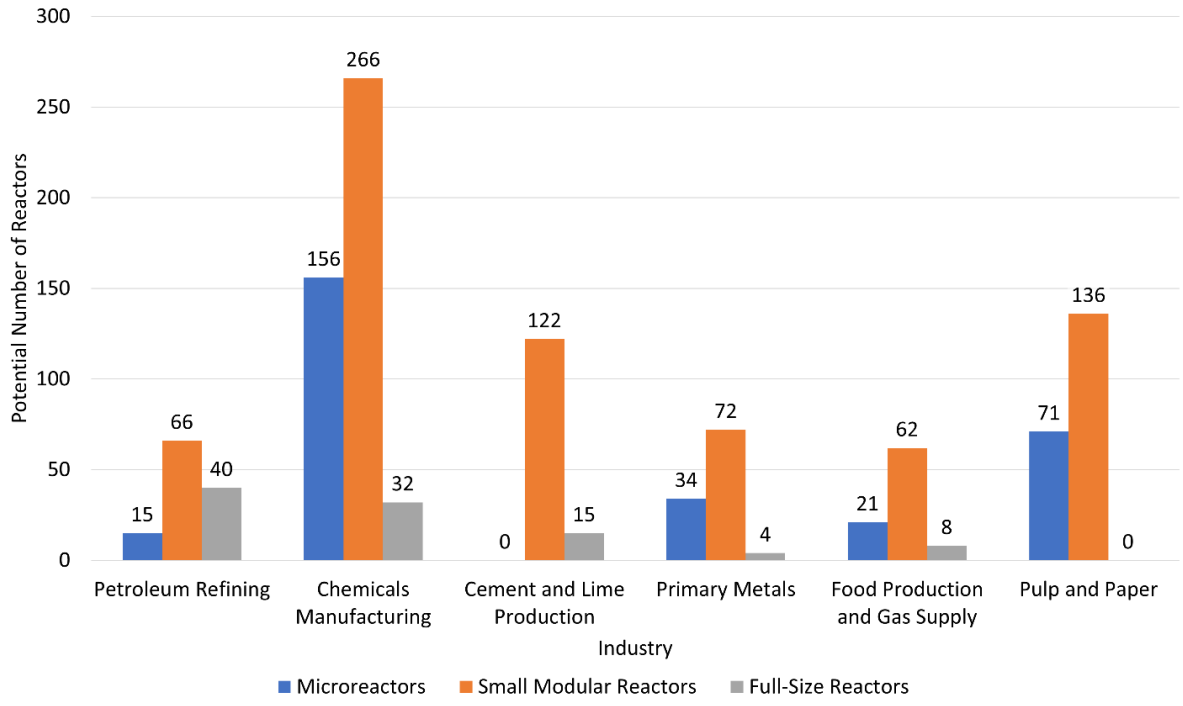


図 4.1.2-4　産業別のエネルギー需要分析に基づく潜在的な原子炉のニーズ [584]

（INL/EXT-21-61413, Rev.1）

※①マイクロ炉：出力＜35 MWth、②小型モジュール式炉：35 MWth＜出力＜530 MWth、③大型炉：出力＞530 MWth

[583] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

[584] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

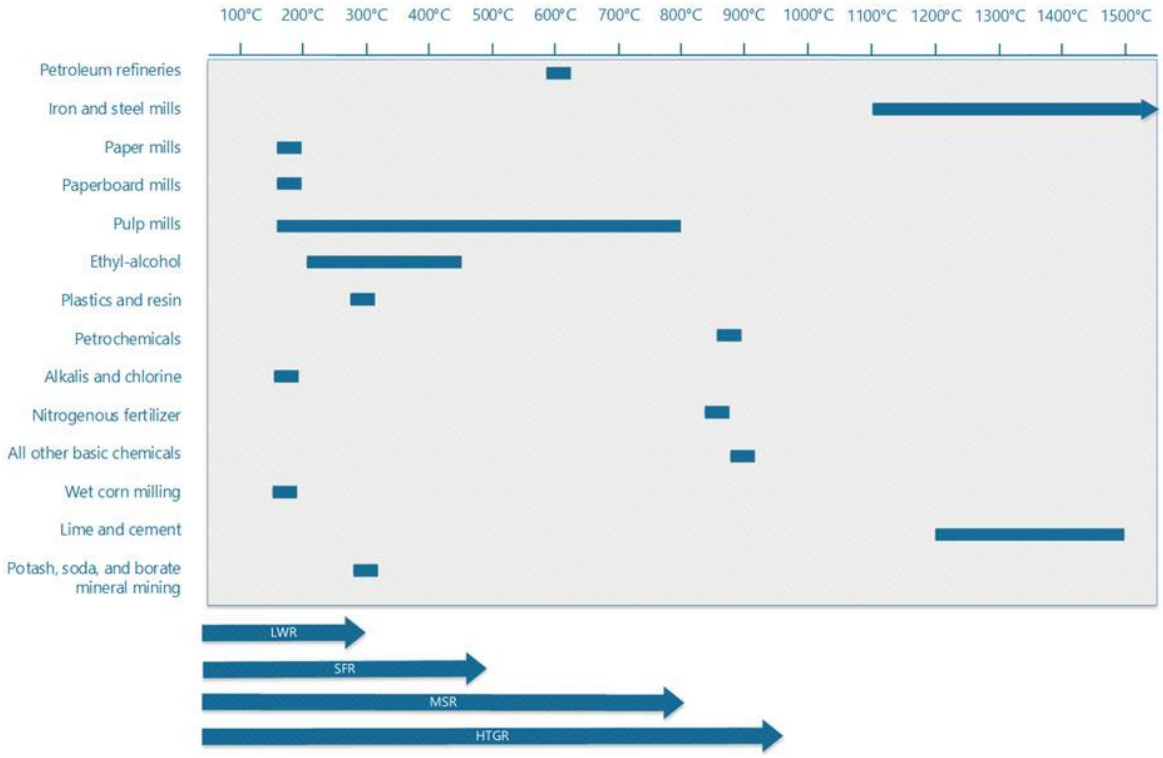


図 4.1.2-5　炉型別の出力温度と各産業でプロセス熱の比較結果[585]

（INL/EXT-21-61413, Rev.1）

※LWR：軽水炉、SFR：ナトリウム冷却高速炉、MSR：溶融塩炉、HTGR：高温ガス炉

4.1.2.2.　　【政府機関によるイノベーションを支援するための資金援助】

米国連邦政府は USAspending（https://www.usaspending.gov/）というサイトを運営し、米国連邦政府の歳出情報を公開している。USAspending には個別の支出（補助金を含む）に関するデータベースがあり、キーワード、支出の時期、支出の種類、支出元機関等で検索可能となっている（図 4.1.2-6 に USAspending の検索画面のスクリーンショットを示す）。

[585] NRIC/INL (April 2021), INL/EXT-20-57708, Rev.1, NRIC Integrated Energy Systems Demonstration Pre-Conceptual Designs, https://nric.inl.gov/wp-content/uploads/2021/06/NRIC-IES-Demonstration-Pre-conceptual-Designs-Report-1.pdf

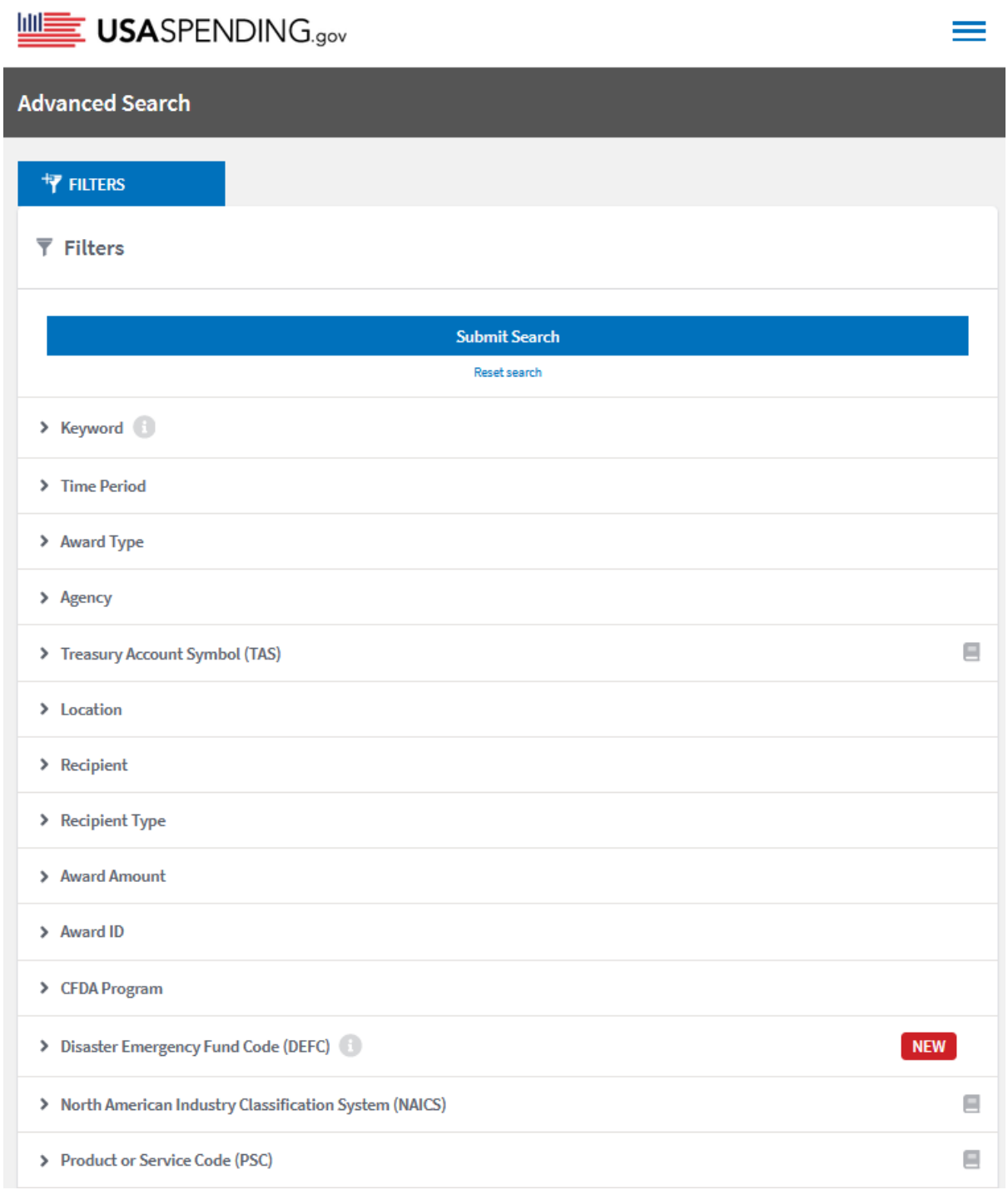


図 4.1.2-6　USAspending の検索画面のスクリーンショット [586]

ここでは、米国で最も開発が進んでいる NuScale を対象に、開発元の NuScale Power 社に対して DOE が支払った補助金がいくらであるかを調査する。検索条件は以下とした。

- Time Period：全期間（2005 会計年度から 2022 会計年度）
- Awarding Agency：DOE

[586] USAspending HP, https://www.usaspending.gov/

- Recipient：NUSCALE POWER, LLC
- 検索実施時期：2021 年 12 月

上記の検索条件で検索した結果、NuScale Power に対して 5 件の補助金が出されていることが分かった。NuScale Power に対する補助金の情報を表 4.1.2-3 にまとめる。DOE から NuScale Power への補助金の合計は 2021 年 12 月時点で 4.8 億ドルである。

表 4.1.2-3　NuScale Power に対する補助金のまとめ

補助金 ID	補助金タイトル	金額	開始時期	終了時期
DENE0000633	NuScale の設計開発及び認証プロジェクト	$224,479,988	2014/4/15	2018/6/30
DENE0008369	NuScale のサイト認証及び許認可	$9,672,323	2015/8/11	2023/12/31
DENE0008742	NuScale の開発及び建設（フェーズ 1）	$48,000,000	2018/8/30	2018/12/31
DENE0008820	NuScale の開発及び建設（フェーズ 2）	$43,200,000	2018/10/1	2019/9/30
DENE0008928	NuScale の開発及び建設（フェーズ 3）	$153,000,000	2019/12/20	2024/12/31
-	合計	$478,352,311	-	-

4.1.2.3.　【米国原子力ベンチャー設立の経緯（NuScale Power 社）】

NuScale Power 社は、NuScale の開発を目的として 2007 年に設立されたスタートアップ企業であり、現在のところ、NuScale Power 社としては原子炉製造の実績はない。

NuScale の設計概念は、2000 年から米国エネルギー省（DOE）の予算により、DOE のアイダホ国立研究所及びオレゴン州立大学により研究開発が進められた。DOE の研究プログラム終了後(2003 年)に、オレゴン州立大学の研究者が研究成果に関する特許を入手し、2007 年に NuScale Power 社が立ち上げられた。その後、2011 年、米国で 20 基の原子力発電所の建設実績をもつ Flour 社が筆頭株主になった。Fluor 社は NuScale 社に対して、NuScale の開発におけるリスク管理等で助言を行うとしている。

NuScale のサプライチェーンを構築する主な協力企業に関する動向を以下にまとめる [587]。

- 2014 年 3 月、NuScale Power 社と原子力エンジニアリングサービスを提供する ENERCON 社（米国）は NuScale プラントの国際的な展開をサポートするための戦略的協力を発表した。また、ENERCON 社は NuScale に対する出資も行った。
- 2014 年 3 月、NuScale Power 社と計装制御及びソフトウエア企業である Ultra Electronics

[587] NuScale Power HP, Investors, https://www.nuscalepower.com/about-us/investors

社（英国）は NuScale プラントの国際的な展開をサポートするための戦略的協力を発表した。また、Ultra Electronics 社は NuScale に出資も行った。2019 年 1 月には NuScale Power 社と Ultra Electronics が共同でフィールド・プログラマブル・ゲート・アレイ（FPGA）を用いた新開発の安全表示および指示システムを公表した。リアルタイムの表示及びモニタリングに FPGA 技術を適用するのは米国原子力産業界で初である。

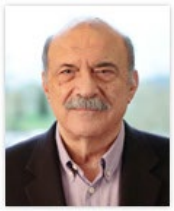
- 2015 年 2 月、NuScale Power 社は AREVA 社（現 Framatome 社）と協定を結び、AREVA 社の燃料技術を用いた燃料の設計、試験及び解析を実施することを発表した。
- 2018 年 9 月、NuScale Power 社は NuScale のモジュール製造の製造技術検討に BWXT 社（米国）を選定したことを発表した。選定作業は 18 カ月にもおよび、10 か国の 83 の企業から応募があった。
- 2018 年、マテリアルハンドリング機器メーカーである PaR Systems（米国）が NuScale の原子炉建屋クレーンの設計を開始した。
- 2019 年 5 月、NuScale Power 社と Lightbridge Corporation 及び Framatome 社の合弁会社である Enfission LLC は、NuScale SMR における次世代核燃料技術の使用を検討する覚書を発表した。NuScale Power 社と Enfission LLC は、NuScale の自然循環設計に適した Enfission LLC の核燃料棒技術の応用を調査するための研究及び実証プログラムの開発に協力するとしている。
- 2019 年 5 月、NuScale Power 社と Sargent&Lundy 社（米国）は、NuScale プラントの国際的な展開をサポートするための戦略的協力を発表した。Sargent & Lundy 社は NuScale に出資を行い、標準的なプラント設計をサポートする。
- 2019 年 7 月、NuScale Power 社は、斗山重工業（韓国）と SMR の開発展開への支援及び NuScale への出資に関する合意を最終化したことを発表した。合意により、斗山重工業は、原子炉圧力容器製造の専門知識を提供して NuScale モジュールを製造するために米国主導の製造チームに加わる。
- 2020 年 9 月、NuScale Power 社と原子力エンジニアリングサービスを提供する Sarens Nuclear and Industrial Services 社（米国）は NuScale プラントの国際的な展開においてモジュールの組み立てと輸送をサポートするための戦略的協力を発表した。また、Nuclear and Industrial Services 社は NuScale に対する出資も行った。
- 2021 年 7 月、NuScale Power 社は、韓国のサムスン C&T 社（サムスン物産）が SMR の開発事業を支援するために同社に株式投資することを発表した。また、サムスン物産のエンジニアリング・建設グループは、NuScale Power 社の主要株主である Flour 社と「業務提携契約」を締結する方針である。

NuScale Power 社の CEO は John L. Hopkins 氏である。同氏はもともと Fluor に勤めており、海外営業などを担当していた。2010 年から 2012 年にかけては同社のグループ代表であった。なお、同氏は米国商工会議所の執行委員会の委員長も現職として勤めている。また同社の幹部には原子力分野や経営戦略分野等広範な分野のバックグラングラウンドを有する経験豊富な人材が適材適所で配置されている。

更に、NuScale Power 社は、Technical Advisory Board（TAB）と呼ばれる技術諮問組織を有している。表 4.1.2-4 に TAB のメンバー6 名の略歴を示す。TAB は原子力プラントの設計、運転、保守、規制、安全関係の 6 名から構成されており、その目的は以下の通りである。

- NuScale の設計及び運転戦略に関して、重要な技術的リスクを特定し、対応の優先度付けを行うためのレビューを行う。
- リスクを特定及び緩和するためのレビューを行い、情報提供する。
- 技術的リスクの緩和計画及びプロセスの改善に必要な助言を行う。

表 4.1.2-4　NuScale Power 社技術諮問組織メンバー一覧

	Luis A. Reyes 氏 • 元 NRC の運営総局長（EDO） • NRC の運営責任者として、3,400 名のスタッフ及び 9 億ドルの予算を管理
	Eugene S. Grecheck 氏 • 米国原子力事業者である Dominion 社に 38 年勤務 • Dominion 社勤務時代には、サイト及び本店において様々な任務を経験 • Dominion 社退職後は原子力コンサル会社（Grecheck Consulting, LLC）のトップに就任
	George Apostolakis 氏 • MIT 教授 • 元 NRC 委員 • 元 NRC の原子炉安全諮問委員会（ACRS）委員 • 現電力中央研究所の原子力リスク研究センター所長
	Peter B. Lyons 氏（2021 年 4 月逝去） • 元米国エネルギー省の次官補（原子力担当） • エネルギー省勤務前は、NRC の委員を勤める • コンサルティング会社勤務
	Barry Fletcher 氏 • 米国海軍向け原子力艦船の製造の分野で副社長及び原子力エンジニアリング責任者を歴任

	Kirkland Donald 氏 • 米国海軍大将を歴任 • 海軍在籍中に原子力潜水艦隊の司令官を経験

4.1.2.4. 【米国原子力ベンチャー設立の経緯（TerraPower 社）】

TerraPower はビル・ゲイツらにより 2006 年に設立された原子力ベンチャーである。TerraPower は当初進行波炉（TWR）の開発に取り組んでおり、2015 年には中国核工業集団と MOU を締結し、TWR の開発で協力していくことを決定するとともに、2017 年には中国核工業集団と TWR の開発を目的とした JV を設立することを決定した。また TerraPower は 2012 年からナトリウム冷却高速炉（Natrium）の開発にも取り組み、米国ワイオミング州にウォーレン・バフェット傘下の電力会社パシフィコープと共同で石炭火力発電所の跡地に Natrium を建設すると 2021 年 6 月 2 日に州知事が発表した。建設される Natrium は出力 345MW の小型原子炉で溶融塩エネルギー貯蔵システムと組み合わされる予定である。

TerraPower と取引関係のある米国企業を以下に示す。

AECOM, AREVA, Becht Engineering, Bechtel Power Corporation, Brayton Energy, BWXT Nuclear Energy, Inc., The Cameron Group, Columbia Basin Consulting Group, LLC, Creative Engineers, Inc., Cryogenic Consulting Service, Curtiss-Wright Corporation, Merrick & Company, Mid-Columbia Engineering, MPR Associates, SPX Flow, Southern Company, Technology Resources, Veridiam, WECTEC and Zachry Nuclear Engineering.

4.1.2.5. 【民間によるオープンソース形式の SMR 開発】

民間機関によるイノベーション促進の取り組みとして、民間によるオープンソース形式の SMR 開発の取り組みについて説明する。

米国の民間研究機関である Energy Impact Center（EIC）[588]は 2020 年 2 月に OPEN100 と呼ばれるオープンソース形式の SMR 開発のためのオンラインプラットフォームを開発した。OPEN100 には、複数の原子力関係の研究機関や企業が参画し、関連する情報等を提供している。OPEN100 に参画している組織を表 4.1.2-5 にまとめる。

OPEN100 のウェブサイト [589]では、既存の PWR をベースにした 100MWe（50 から 150 MWe まで設計出力の調整が可能）の SMR に関する各種エンジニアリングデータ及び説明動画を無償で公開している。OPEN100 で公開されているエンジニアリングデータを表 4.1.2-6 にまとめる。表 4.1.2-6 の通り、OPEN100 では原子力プラントの設計に関するデータ（一部は CAD データを含む）が網羅的に公開されていることが分かる。OPEN100 で公開されているエンジニアリングデータの一例として、炉容器に関する説明を図 4.1.2-7 にまとめる。また、OPEN100 では、エ

[588] EIC は 2017 年にシリコンバレーの技術者等により設立された環境問題の短期的な解決策に焦点を当てた民間の研究機関である。

[589] OPEN100 HP, https://www.open-100.com

ンジニアリングデータ以外に、ガントチャート作成サービス「teamgantt」を使った SMR 建設の工程表や BI ツール「Zoho Analytics」を使って SMR と標準型 PWR の経済性の比較を示したダッシュボード（図 4.1.2-8 に参照）も公開している。

表 4.1.2-5　OPEN100 に参画している組織

組織名		国（組織種別）	役割
Idaho National Laboratory		米国（国立研究所）	PRA の起因事象や事故シナリオ作成
Oak Ridge National Laboratory		米国（国立研究所）	燃料及び炉心設計
Electric Power Research Institute		米国（民間研究所）	PWR に関する知見の提供
University of Michigan		米国（州立大学）	学生等への情報提供
Pillsbury Winthrop Shaw Pittman		米国（法律事務所）	商業化や原子力規制面での法律サポート
ESI Inc. of Tennessee		米国（エンジニアリング会社）	プラント建設の工程作成及び積算
Hargrove Engineers and Constructors		米国（エンジニアリング会社）	P&ID（配管計装図）の作成、土木作業の工程作成及び積算
Biren Patel Engineering		米国（エンジニアリング会社）	電気エンジニアリング及び変圧器の概念設計
Pittsburgh Technical		米国（エンジニアリング会社）	炉心の設計解析
Dominion Engineering		米国（エンジニアリング会社）	一次系水化学の設計

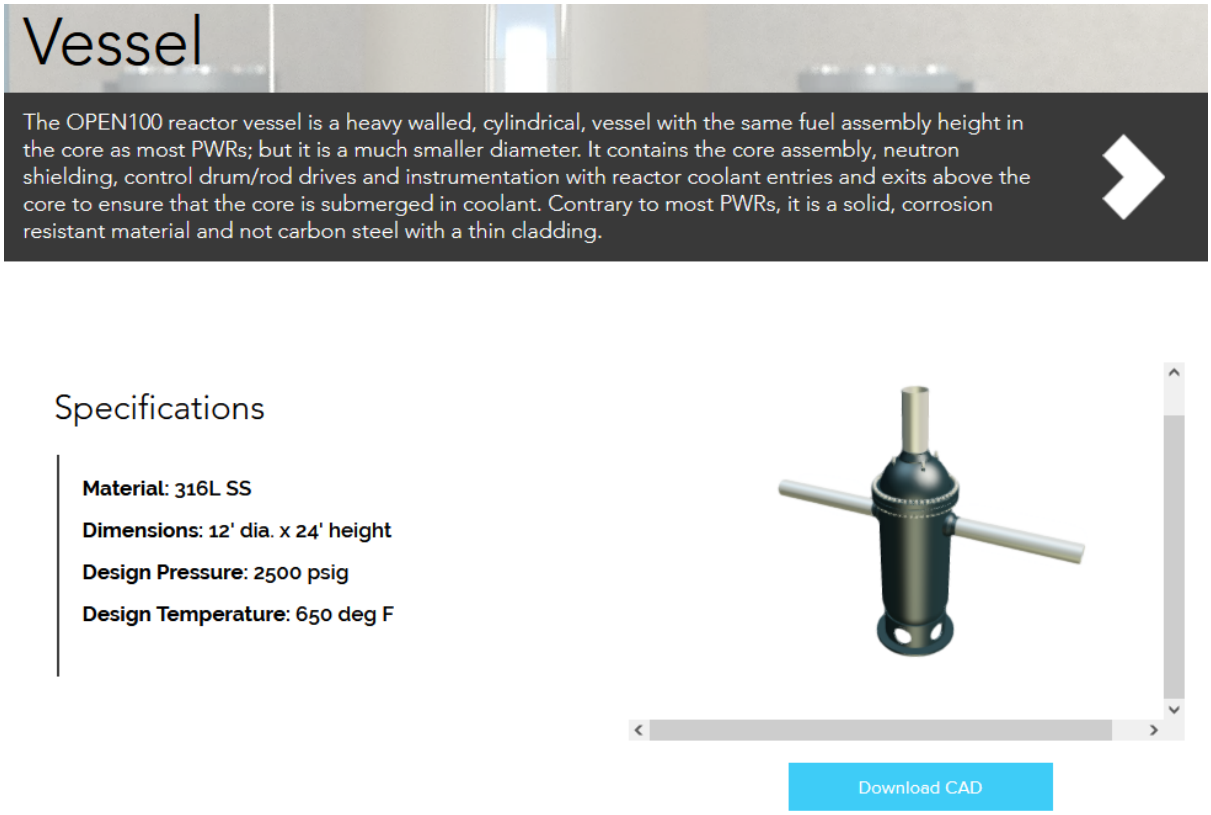
National Nuclear Laboratory		英国（国立研究所）	プラント開発に係る作業の標準化
Hogan Lovells		英国（法律事務所）	輸出関連の法律サポート
Siemens		ドイツ（重電）	タービン、発電機
Studsvik Scandpower		スウェーデン（エンジニアリング会社）	設計最適化や燃料サイクルパフォーマンスの評価のための炉心解析
Jožef Stefan Institute		スロベニア（国立研究所）	原子炉設計及び解析（中性子モデリング、燃料サイクルの決定、燃料配置パターン、バーナブルポイズンの選択）
Fermi Energia		エストニア（エネルギー会社）	マーケティングや商業化アプリケーション（産業用熱利用や地域暖房）の助言

表 4.1.2-6　OPEN100 で公開されているエンジニアリングデータ

大分類	中分類	小分類
全体像	序論	-
	PWR	-
	原子力アイランド	-
	バランスオブプラント	-
	サイト全景	-
	環境評価	-
	許認可	-
系統	プラント	主蒸気系
		空冷復水系
		復水系
		給水系
		抽気系
	冷却材	一次冷却系
		補助給水系
		使用済み燃料冷却系
	原子炉	熱水力学

		燃料パターン
		制御
	電気系	外電網との接続
		4,160V 配電系
		480V 配電系
	補助系	化学体積制御系
		残留熱除去系
機器	原子炉	炉容器
		炉内構造物
		制御メカニズム
		燃料
	蒸気供給	一次冷却材ポンプ
		蒸気発生器
		加圧器
	バランスオブプラント	主タービン発電機
		タービンバイパス弁
		空冷復水器
		復水浄化系
		復水ポンプ
		脱気器
		給水ポンプ
		高圧給水ヒーター
		補助冷却水ポンプ
		補助冷却水空冷冷却器
		計装用空気
		バキュームポンプ
		タービン・グランド蒸気系
		脱塩器
	電気系	起動変圧器
		補助変圧器
		予備発電機
	構造物	建屋
		基礎
		格納容器
発電	制御	全般的な制御理論
		ヒューマンマシンインターフェイス

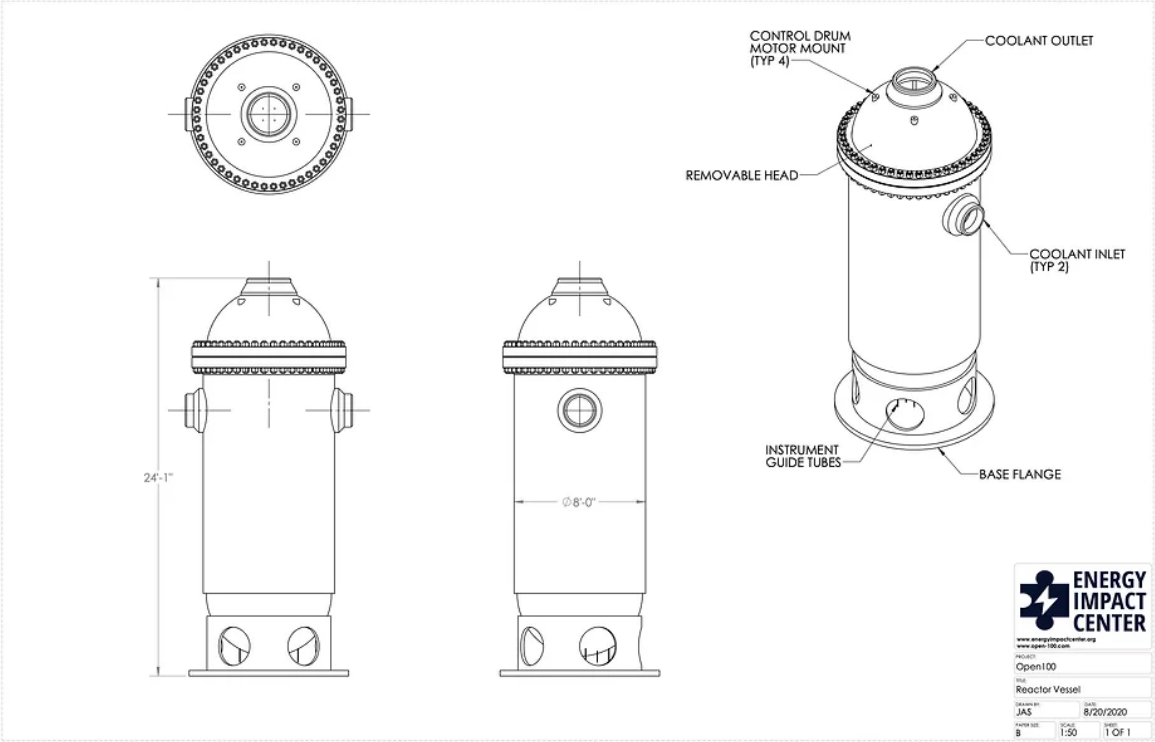
		コンピュータシステム
		NSSS プロセス監視
		デジタル放射線監視系
	運転	起動
		通常運転
		停止
		保守管理
		負荷遮断対応能力
		緊急時対策
	安全	深層防護
		設計基準超事象
		PRA



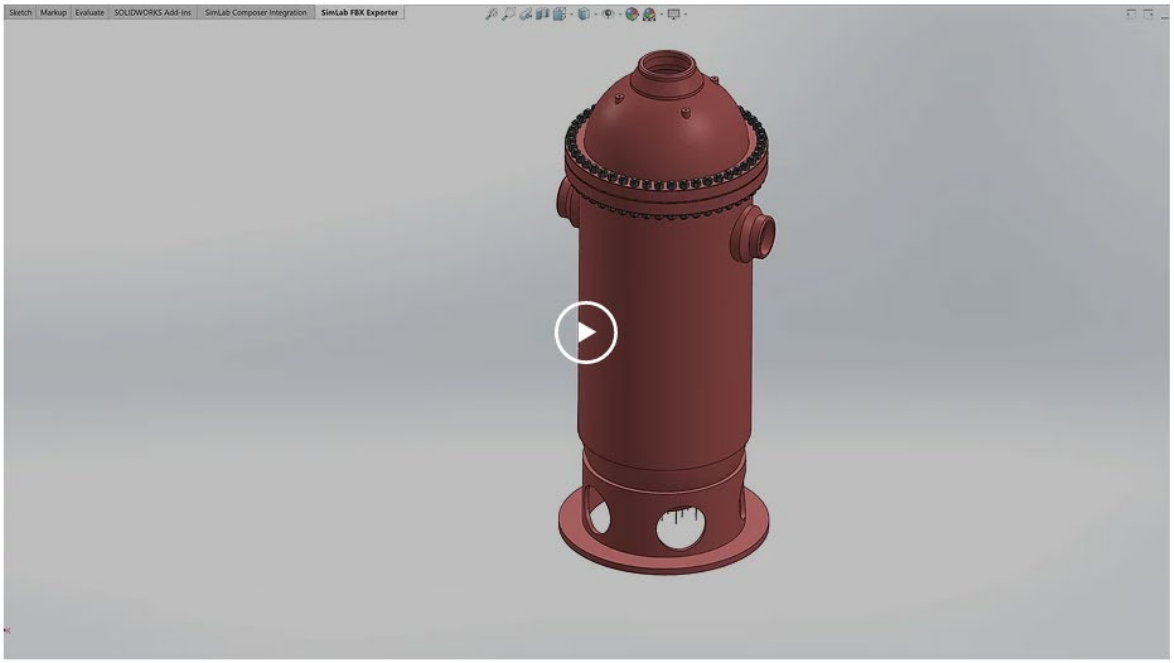
①炉容器の仕様（CAD データを公開）

②炉容器のベンダーのオプション

Detailed Design Specifications



③炉容器の図面



④炉容器の動画説明

図 4.1.2-7　OPEN100 で公開されている炉容器に関する説明 [590]

[590] OPEN100 HP, https://www.open-100.com

図 4.1.2-8　BI ツール「Zoho Analytics」を使って SMR と標準型 PWR の経済性の比較を示したダッシュボード [591]

[591] OPEN100 HP, https://www.open-100.com

4.1.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

【原子力開発の経緯】[592][593]

第二次世界大戦終結直後、政治、メディア、科学、ビジネスの様々な分野で原子力の平和利用は、大きな利益をもたらすだろうとの期待が高まっていた。しかし民間利用の開発には何年もの月日を要すると考えられた。政府は、原子力の技術開発を厳しく規制し、軍事利用の探索に重点を置いた。1946 年、原子力法が成立し、原子力の個人的、商業的利用が禁止され、政府の独占状態となった。さらに同年、国家の原子力計画を管理するため、原子力法に基づき、原子力委員会（AEC）が設立された。

米国は、1954 年まで冷戦による旧ソ連との核開発レースの高まりにより、原子力の民間利用を縮小する戦略をとってきた。しかし、原子力の急速な民間利用の発展を促す波は激しくなり、1953 年 12 月 Eisenhower 大統領は国連総会の演説の中で核戦争の脅威について述べ、原子力の平和利用の促進と民間利用の潜在的な恩恵について主張し、各国の首相らから大きな支持を得た。1954 年に原子力法が改正され、初めて幅広い原子力の平和利用が認められた。1954 年原子力法では、AEC が放射線障害から公衆の健康及び安全を防護する規則を準備することが盛り込まれ、原子炉安全諮問委員会（ACRS）が設立された。

AEC の目的は、原子力の利用を推進することであり、それを遂行するために 1955 年 1 月、AEC は原子炉の実証計画を発表した。1954 年の法改正により、技術情報の制限が緩和され、電気事業者は原子力開発に参加し技術情報を得ることができるようになったが、事業者側の期待とは裏腹に原子力発電の実用化は技術的にも資金的にもほど遠いものであった。さらに、安全面の確保に関しても事業者側に厳しい制限があった。結果、コスト面とリスク面を考慮して、プラントの建設を公表したのはわずか 5 社だった。原子力開発は、政府の役割であると主張する上下両院合同原子力委員会（JCAE）と民間企業の参加を促す AEC の間で意見の相違があった。1956 年、JCAE メンバーが提出した原子力エネルギーの開発をできる限り速く進めるよう求める Gore-Holifield 法案は議会で通らなかったが、原子炉の実証計画が早く結果を出すよう AEC には大きな圧力となった。

規則草案を作る際の AEC の基本方針は、産業界の成長を妨げる過度に複雑な要求をせず、公衆の健康と安全を保障することであった。AEC が必要不可欠な規制と過度の規制を区別する際に直面した困難は、技術の不確定性と運転作業の制限によって複雑化していることだった。1954 年原子力法が通過後、すぐに AEC は規制事項（放射線防護の基準、核分裂性物質の配分と保障措置、原子炉運転員の資格、民営の原子炉の認可手続き）のドラフトと認可手続きの作成に取りかかった。建設予定地の適合性、建設設計書、詳細な運転計画、安全性について書かれた申請書

[592] US NRC (October 2010), A Short History of Nuclear Regulation, 1946–2009 https://www.nrc.gov/docs/ML1029/ML102980443.pdf

[593] ATOMICA HP, アメリカの原子力政策および計画, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_14-04-01-01.html

は、AEC スタッフが審査した後、ACRS よる詳細な検討を受け、最終的な建設・運転の許可を発給する AEC に送られる。AEC は、申請中の発電所が公衆の健康や安全に大きなリスクを伴わず建設予定地での建設および運転が可能であるという「妥当な（reasonable）保証」を示す申請書ならば積極的に建設許可を出した。AEC は、規制要件は原子力発電システムが生じるハザードに対する防護について十分であるという自信はあったが、全てのリスクを排除することは不可能であると認識していた。

AEC は、原子力発電への積極的な民間投資が必要不可欠であるとして損害賠償の法制定を進めた。民間保険会社は原子炉 1 基当たり 6,000 万ドル（米国内の他の産業に適用されていた金額をはるかに上回る額）まで補償することを申し出た。しかし、それは重大な事故に関して十分な補償額ではなかった。産業界の役員たちは、追加の補償保護を得るための国家プロジェクトを模索した。アンダーソンとプライスは、民間保険の限度額である 6,000 万ドルを超えた補償分に関して国家が 5 億ドルまで補償するという法案を提出した。1957 年 8 月、この法案（プライス・アンダーソン原子力産業損害賠償法、いわゆるプライス・アンダーソン法）は議会を通過した。

プライス・アンダーソン法は、明らかに規制より開発に AEC が重きを置いていることを表していた。1954 年原子力法は原子力の幅広い平和利用の促進を国家のゴールにしようとした法律であったが、民間会社は開発に関してコストやリスクを想定して消極的であった。そこで、AEC は原子力発電に投資するよう説得し民間の利益を生み出すよう努めた。AEC は核開発を強調していたが、安全問題を疎かにしていたわけではなかった。1962 年まで AEC は原子力発電の開発に民間の参加を盛んにしようと努力し、それによって望ましい結果も得られた。しかし、運転中及び建設中の原子炉は、まだ商業的な競争力もなく、技術的に証明されておらず、電力会社が関心を持つかも分からなかったため、原子力産業の先行きは不透明のままであった。

1950 年代後半から 1960 年代初頭にかけて、電力供給のために原子力を利用することは、これまでにない勢いで技術を発達させた。運転中もしくは建設中、受注中である発電所はほとんどなかったために、原子炉の立地、許認可、検査のような AEC が行うべき規制は、まだ限られていた。しかし、1960 年代後半、国内の事業者は原子力発電所の受注を急激に増やしていった。同時に建設中の発電所のサイズも大幅に拡大していった。原子力の商業的な競争が突如出てきたことによって、AEC の規制スタッフに前例のない要求が課され、原子炉の専門家が今まで考慮してこなかった新しい安全性の問題が持ち上がった。原子炉の受注による電力の急劇な増加や個々の発電所施設のサイズ拡大も原子力の環境インパクトについての新たな関心を呼び、技術の安全性について公衆の不安を煽った。

1960 年代半ばから後半にかけて、事業者にとって原子力は魅力的な発展を成しえ、原子力市場の人気の高まりに繋がった。そのひとつは GE や WH による「ターンキー」契約の提供であり、原子力市場の人気の高まりに重要な役割を果たした。また、事業者同士で電力プールの調整をするようになり、超過生産や過膨張の不安が和らぎ、より大きな出力の発電所が建設されるように

なった。1960 年代、空気汚染への国民の関心が増すに連れて、原子力は事業者にとってより魅力的なものになっていき、原子力市場の人気の高まりは、1966 年から 1967 年にかけてピークに達した。

最も重要な原子力関係の立法措置は 1974 年エネルギー再編成法の制定であり、この法律の成立により原子力エネルギーの促進・規制に係わる連邦機関の再編成が行われた。AEC は研究開発を担当するエネルギー研究開発庁（ERDA）と許認可・規制を担当する原子力規制委員会（NRC）に分割された。ERDA の機能には各種のエネルギー源に関する研究開発活動と同様に軍用・核物質生産活動の監督も含まれることとなった。その後、DOE 組織化法（公法 95-51）により、ERDA は解体され、現在のエネルギー省（DOE）が設立された。

1970 年代には包括的エネルギー政策である「Project independence」の中で原子力発電の推進が盛り込まれ、原子力発電所の建設が急速に拡大し、基幹電源の一翼を担う地位を占めた。しかし、1979 年の TMI 原子力発電所事故を契機に 1980 年代にかけて、原子力に対する不信の高まりや安全規制の強化によるコスト増、電力需要の後退、環境規制の強化、原油価格の低迷による火力コストが安価で推移したこと等の理由により、1978 年を最後に新規原子力発電所の発注は行われなくなった。以降は、新型炉等の研究開発を除き、新規建設支援策は採られなかったものの、稼働率の向上や既存原子力の出力増加等により、原子力による発電電力量は増大した。

2000 年代に入り、既存の原子炉の老朽化に対応することや地球温暖化対策・エネルギーの安全保障の観点により、多くの新規建設計画が持ち上がり、原子力ルネサンスと呼ばれる新規建設計画のブームが起きた。しかし、米国の原子力発電所は、高いレベルの安全性を維持し、運転パフォーマンスは優れているものの、シェールガスの値段が低下し、他の電源に対して補助金がついているために、必ずしも収益性は高くはない。この結果、既設炉で早期閉鎖を表明するプラントが相次ぐとともに、複数あった新規建設計画も現在では 1 プロジェクトで建設が実施されるのみとなった。一方で、前述の通り、DOE は 2010 年代後半から米国における新型炉の開発を強化するようになり、複数の新型炉設計や新型炉の建設計画が持ち上がっている。

【意思決定に関わる組織】

1946 年、原子力法が成立し、原子力の個人的、商業的利用が禁止され、政府の独占状態となった。さらに同年、国家の原子力計画を管理するため、原子力法に基づき、原子力委員会（AEC）が設立された。米国は、1954 年まで冷戦による旧ソ連との核開発レースの高まりにより、原子力の民間利用を縮小する戦略をとってきた。しかし、原子力の急速な民間利用の発展を促す波は激しくなり、1953 年 12 月 Eisenhower 大統領は国連総会の演説の中で核戦争の脅威について述べ、原子力の平和利用の促進と民間利用の潜在的な恩恵について主張し、各国の首相らから大きな支持を得た。1954 年に原子力法が改正され、初めて幅広い原子力の平和利用が認められた。1954 年原子力法では、AEC が放射線障害から公衆の健康及び安全を防護する規則を準備することが盛り込まれ、原子炉安全諮問委員会（ACRS）が設立された。

AEC の目的は、原子力の利用を推進することであり、それを遂行するために 1955 年 1 月、AEC は原子炉の実証計画を発表した。その後、1974 年エネルギー再編成法が制定され、この法律の成立により原子力エネルギーの促進・規制に係わる連邦機関の再編成が行われた。AEC は研究開発を担当するエネルギー研究開発庁（ERDA）と許認可・規制を担当する原子力規制委員会（NRC）に分割された。ERDA の機能には各種のエネルギー源に関する研究開発活動と同様に軍用・核物質生産活動の監督も含まれることとなった。その後、DOE 組織化法（公法 95-51）により、ERDA は解体され、現在のエネルギー省（DOE）が設立された。

上記の通り、米国の原子力開発は議会が制定した原子力法が根拠となっており、具体的な政策は現在の DOE が担っている。米国政府が制定した最近の主たる原子力関連の法律を以下に示す。

- 1992 年エネルギー政策法：

  米国連邦議会第 102 議会（1990 年～1991 年）では、上下両院でそれぞれ審議されてきた包括的なエネルギー法案は、両院協議会での調整後、1992 年 10 月 5 日に下院、同 8 日に上院を通過した後、1992 年 10 月 24 日、G. Bush 大統領が署名し「1992 年エネルギー政策法（Energy Policy Act of 1992)」（Public Law 102-486）として成立した。
  1992 年エネルギー政策法の中で、1954 年原子力法の修正として原子力発電所許認可プロセスの簡素化が盛り込まれた。

- 2005 年エネルギー政策法：

  2005 年エネルギー政策法については、まず下院エネルギー法案（H.R.6）が 2005 年 4 月 21 日に可決され、その後、上院エネルギー法案（S.10）が同 6 月 28 日に可決された。しかし、両法案いくつかの重大な相違点が存在したために、両院協議会の場で法案一本化の調整作業が行われ、7 月 26 日に最終合意に達した。一本化されたエネルギー政策法案は、7 月 28 日に下院本会議で、7 月 29 日に上院本会議でそれぞれ再審議、承認され、ブッシュ大統領に回付された。ブッシュ大統領は 8 月 8 日に署名し、2005 年エネルギー政策法が法制化された。原子力関係の条項として、原子力損害賠償制度であるプライス・アンダーソン法の 2025 年までの延長、既存原子力発電所での水素生産実証プロジェクト 2 件に合計で最大 1 億ドルまでの提供、規制手続きや訴訟の遅れで新型原子炉施設の出資者が被るリスクを軽減するため、3 つまでの異なる（1994 年 1 月 1 日以降に承認された）新型原子炉設計の合計 6 基までの原子炉の遅延に対するスタンバイ助成、次世代原子力プラント（NGNP）プロジェクトに 2006 年度から 10 年間で 12.5 億ドルを提供、等が含まれる。

- 原子力エネルギー革新・近代化法（NEIMA）：

  米国連邦議会上院及び下院は 2018 年 12 月 20 日～21 日に「原子力エネルギー革新・近代化法（NEIMA：Nuclear Energy Innovation and Modernization Act)」案をそれぞれ可決し、トランプ大統領は 2019 年 1 月 14 日付でこれに署名した。これにより同法は 2019 年 1 月 14 日付で発効された。同法は NRC の許認可手数料徴収プロセスと先進型原子炉の許認可プロセスを改革することを目的に制定された。

【原子炉の設計開発を追うメーカーや研究機関の組織変遷】

メーカー

米国の既設炉は以下 4 社のメーカーにより製造されている。

- BWR
  - ✓ GE（2007 年に日立製作所の原子力部門との統合により日立 GE ニュークリア・エナジーと GE Hitachi Nuclear Energy が設立）
- PWR
  - ✓ Westinghouse Electric Company（2006 年に東芝により買収。2017 年に経営破綻）
  - ✓ Combustion Engineering（2000 年に Westinghouse に買収。）
  - ✓ Babcock & Wilcox Company

また、上記のメーカーのうち、GE Hitachi Nuclear Energy は BWRX-300（軽水型 SMR）及び TerraPower との共同開発による Natrium（ナトリウム冷却高速炉）、Babcock & Wilcox Company は BWXT mPower™（軽水型 SMR、子会社の BWXT mPower, Inc.が開発）、Westinghouse Electric Company は eVinci（マイクロ炉）を開発している。Combustion Engineering が開発した System80 は米国 Palo Verde 発電所で採用され、さらに韓国でも採用された。その後、韓国では System80 とベースに OPR-1000 及び改良型の APR-1400 を開発している。APR-1400 は UAE バラカ発電所で採用されている。

最近では、SMR、非軽水型炉、原子力電池を開発している新興企業が参入している。表 4.1.3-1 に主たる原子力新興企業一覧を示す。

研究機関

1946 年、原子力法が成立し、原子力の個人的、商業的利用が禁止され、政府の独占状態となった。さらに同年、国家の原子力計画を管理するため、原子力法に基づき、原子力委員会（AEC）が設立された。AEC の目的は、原子力の利用を推進することであり、それを遂行するために 1955 年 1 月、AEC は原子炉の実証計画を発表した。

1974 年エネルギー再編成法により、AEC は研究開発を担当するエネルギー研究開発庁（ERDA）と許認可・規制を担当する原子力規制委員会（NRC）に分割された。ERDA の機能には各種のエネルギー源に関する研究開発活動と同様に軍用・核物質生産活動の監督も含まれることとなった。その後、DOE 組織化法（公法 95-51）により、ERDA は解体され、現在のエネルギー省（DOE）が設立された。DOE の研究機能については、4.1.4 項で説明する。

表 4.1.3-1　主たる原子力新興企業一覧 [594]

会社名	所在地	炉型	ホームページ
Advanced Reactor Concepts (ARC-100)	Virginia	液体金属高速炉	http://www.arcnuclear.com/arc-100-reactor
Alpha Tech	Utah	溶融塩炉	http://alphatechresearchcorp.com/
Brillouin Energy	California	高温ガス炉	http://brillouinenergy.com/
CityLabs (NanoTritium)	Florida	原子力電池	http://www.citylabs.net/
Elysium Industires	New York	溶融塩炉	http://www.elysiumindustries.com/
Flibe Energy (LFTR)	Alabama	溶融塩炉	http://flibe-energy.com/
Helion Energy (Alpha)	Washington	核融合	http://www.helionenergy.com/
HolosGen	Maryland	高温ガス炉	http://www.holosgen.com/
Hybrid Power Technologies	Kansas	高温ガス炉	https://www.hybridpwr.com/
Hydromine Nuclear Energy	New York	液体金属高速炉	http://www.hydromineinc.com/
HyperV Technologies	Virginia	核融合	http://hyperv.com/
Kairos Power	California	溶融塩炉	https://kairospower.com/
Lawrenceville Plasma Physics	New Jersey	核融合	https://lppfusion.com/
MicroNuclear	Tennessee	原子力電池	https://micronucleartech.com/
NuScale Power	Oregon	SMR	http://www.nuscalepower.com/
OKLO	California	液体金属高速炉	https://oklo.com/
Terrapower	Washington	溶融塩炉	http://terrapower.com/news/terrapowers-continuing-innovation

[594] THEID WAY HP, Keeping Up with the Advanced Nuclear Industry, https://www.thirdway.org/graphic/keeping-up-with-the-advanced-nuclear-industry

https://docs.google.com/spreadsheets/d/1xeNK5oWjX-mgMrebec2xYWD9j6OLI_M0bz6r9eO2G58/edit#gid=0

Terrestrial Energy USA	New York	溶融塩炉	http://www.terrestrialenergy.com/
ThorCon Power	Washington	溶融塩炉	http://thorconpower.com/
Tri Alpha	California	核融合	https://tae.com/
Ultra Safe Nuclear Corporation	New Mexico	高温ガス炉	https://usnc.com/
Widetronix	New York	原子力電池	http://www.widetronix.com/technology
X-Energy	Maryland	高温ガス炉	https://www.x-energy.com/

4.1.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

【DOE 国立研究所の概要】

DOE 傘下の原子力関係の国立研究所は、その大部分が第二次世界大戦における核兵器開発・製造プログラムのために設立された研究所を母体としている。現在では、原子力以外のエネルギーや科学技術全般、国家安全保障にかかわる研究を実施している。DOE 傘下の原子力関係の国立研究所では、DOE から委託された研究だけでなく、原子力規制機関である NRC から委託された研究も行なうことがある。前者は主に基礎科学や技術開発のための研究であるが、後者は専ら安全規制のための研究である。また、前述の米国原子炉イノベーションセンター（NRIC）による取り組みのように、国立研究所が民間企業の研究開発を支援することもある。

多くの国立研究所の運営は、DOE が直接実施するのではなく、DOE が契約した大学、企業、非営利団体等が実施している。これを連邦政府所有／コントラクタ運営（GOCO）方式という。

図 4.1.4-1 に DOE 傘下の国立研究所の全体像を示す。以下に DOE 傘下の原子力関係の国立研究所の概要をまとめる。

図 4.1.4-1　DOE 傘下の国立研究所の全体像 [595]

エイムズ研究所（AL）

所在地　　：アイオワ州 Ames
設立　　：1947 年
所管　　：科学局
運営管理　　：アイオワ州立大学
職員　　：473 名

母体はアイオワ州立大学希土類化学研究室であり、第二次世界大戦時の原爆開発計画（マンハッタン計画）の一環として高純度ウランの大量生産に貢献し、さらに戦後国立研究所となった。現在でもアイオワ州立大学に研究施設を置いている。材料研究の実績が豊富であるが、現在は材料以外の分野の基礎科学研究も行なっている。

アルゴンヌ国立研究所（ANL）

所在地　　：イリノイ州 Argonne
設立　　：1946 年
所管　　：科学局
運営管理　　：UChicago Argonne, LLC
職員　　：約 3,300 名

母体は州立シカゴ大学冶金研究所であり、1942 年には Enrico Fermi らが世界初の原子核分裂連鎖反応を達成した。戦後国立研究所となり、2006 年に州立シカゴ大学から UChicago Argonne, LLC に運営が引き継がれた。DOE 所管中で最大規模の研究所であり、基礎科学、エネルギー資源、環境から国家安全保障に至るまで幅広い分野の研究を行なっている。

ブルックヘブン国立研究所（BNL）

所在地　　：ニューヨーク州 Upton
設立　　：1947 年
所管　　：科学局
運営管理　　：Brookhaven Science Associates, LLC
職員　　：約 2,500 名

当初は米国北東部の 9 大学が原子力科学の共同研究のために設立した施設であり、早くから原子力平和利用のためのプログラムが開始された。現在は、基礎科学、エネルギー資源、環境から核不拡散に至るまで幅広い分野の研究を行なっている。

[595] DOE (2020), THE STATE OF THE DOE NATIONAL LABORATORIES, https://www.energy.gov/sites/default/files/2021/01/f82/DOE%20National%20Labs%20Report%20FINAL.pdf

アイダホ国立研究所（INL）

所在地　　：アイダホ州南部
設立　　：1949 年
所管　　：原子力エネルギー局
運営管理　　：Battelle Energy Alliance, LLC
職員　　：約 4,200 名

母体は国立原子炉試験場であり、アイダホ州南西部の広大な敷地内に計 52 の各種試験研究炉が建設された（その中には最初の海軍艦船用原子炉も含まれる）。その後アイダホ国立工学環境研究所となり、原子力以外の分野の研究も開始された。さらに 2005 年にアイダホ州南東部の ANL 西地区（材料・燃料総合施設）を統合して、現在の INL となった。

ローレンス・バークレー国立研究所（LBNL）

所在地　　：カリフォルニア州 Berkeley
設立　　：1931 年
所管　　：科学局
運営管理　　：カリフォルニア大学
職員　　：約 3,500 名

母体はカリフォルニア大学サイクロトロン研究所であり、第二次世界大戦時の原爆開発計画ではウラン同位体分離・濃縮及びプルトニウム生産のための研究に携わった。DOE 所管中で最も歴史の長い研究所であり、現在は、物理、化学、生物、環境、エネルギー等、幅広い分野の研究を行なっている。

ローレンス・リバモア国立研究所（LLNL）

所在地　　：カリフォルニア州 Livermore
設立　　：1952 年
所管　　：原子力軍事利用・安全保障管理局
運営管理　　：Lawrence Livermore National Security, LLC
職員　　：約 7,400 名

東西冷戦期に核兵器開発プログラム強化のために設立された、LANL に続く第二の核兵器設計研究施設である。原子力軍事利用・安全保障管理局の所管であるが、現在は軍事以外の分野の研究も行なっている。

ロス・アラモス国立研究所（LANL）

所在地　　：ニューメキシコ州 Los Alamos
設立　　：1943 年

所管　　：原子力軍事利用・安全保障管理局
運営管理　　：Triad National Security, LLC
職員　　：約 14,000 名

第二次世界大戦時の原爆開発計画の一環として原爆の設計及び製造のために設立され、現在に至るまでも核兵器開発プログラムが継続されている。広島と長崎に投下された二種類の原爆はここで製造された。原子力軍事利用・安全保障管理局の所管であるが、現在は軍事以外の分野の研究も行なっている。

オークリッジ国立研究所（ORNL）

所在地　　：テネシー州 Oak Ridge
設立　　：1943 年
所管　　：科学局
運営管理　　：UT-Battelle, LLC
職員　　：約 5,700 名

母体は Clinton 研究所であり、第二次世界大戦時の原爆開発計画の一環としてプルトニウムの分離及び生産のために設立された。戦後 ORNL に改称された。現在は、RI 生産供給の他、エネルギー、材料、環境、生物から国家安全保障に至るまで幅広い分野の研究を行なっている。

パシフィック・ノースウェスト国立研究所（PNNL）

所在地　　：ワシントン州 Richland（Hanford）
設立　　：1965 年
所管　　：科学局
運営管理　　：Battelle Memorial Institute
職員　　：約 5,300 名

母体は Hanford プルトニウム生産工場であり、第二次世界大戦時の原爆開発計画の一環としてプルトニウムの分離及び生産のために設立された。戦後原子力平和利用のための研究も行われるようになり、1965 年に研究部門が独立して PNNL に改称された。現在は、エネルギー、環境から国家安全保障及び核不拡散に至るまで幅広い分野の研究を行なっている。

サンディア国立研究所（SNL）

所在地　　：ニューメキシコ州 Albuquerque
設立　　：1945 年
所管　　：原子力軍事利用・安全保障管理局
運営管理　　：National Technology and Engineering Solutions of Sandia, LLC（Honeywell 子会社）

職員　　：約 14,500 名

母体は LANL の支部（兵器工場部）であり、第二次世界大戦時の原爆開発計画に参画した。戦後も、LANL と LLNL の設計に基づいて核兵器を製造するとともに、核兵器在庫管理に関する研究活動を継続してきている。SNL として独立したのは 1979 年である。原子力軍事利用・安全保障管理局の所管であるが、現在は軍事以外の分野の研究も行なっている。

サバンナリバー国立研究所（SRNL）

所在地　　：サウスカロライナ州 Savannah River Site
設立　　：1951 年
所管　　：環境回復管理局
運営管理　　：Savannah River Nuclear Solutions, LLC
職員　　：約 980 名

母体は東西冷戦期に建設された核兵器用核物質製造工場であり、1950 年代から主に Pu-239 やトリチウム等を製造するとともに、核兵器在庫管理に関する研究活動を継続してきている。2004 年にサバンナリバー技術センターが SRNL に改称された。以前は原子力軍事利用・安全保障管理局の所管であったが、2006 年に環境回復管理局の共同研究所に指定され、現在は環境回復管理局の所管になっている。

国立再生可能エネルギー試験所（SRNL）

所在地　　：コロラド州 Denver
設立　　：1974 年
所管　　：エネルギー効率及び再生可能エネルギー局
運営管理　　：Alliance for Sustainable Energy LLC
職員　　：約 2,700 名

母体は 1977 年に設立された太陽エネルギー研究所であり、1991 年に DOE 参加となり名称が国立再生可能エネルギー研究所となった。再生可能エネルギーとエネルギー効率に関する研究開発を行う基礎研究所である。原子力エネルギーとは直接関係ない研究所であるが、最近では、原紙慮王と再生可能エネルギーの調和運転に関する報告書を作成している。

【アイダホ国立研究所（INL)】

ここでは、DOE の米国原子炉イノベーションセンター（NRIC）において中心的な役割を果たしているアイダホ国立研究所（INL）の詳細をまとめる。

INL の概要 [596]

母体は国立原子炉試験場であり、アイダホ州南西部の広大な敷地内に計 52 の各種試験研究炉

[596] INL HP, https://inl.gov/

が建設された（その中には最初の海軍艦船用原子炉も含まれる）。その後アイダホ国立工学環境研究所となり、原子力以外の分野の研究も開始された。さらに 2005 年にアイダホ州南東部の ANL 西地区（材料・燃料総合施設）を統合して、現在の INL となった。

現在、INL は米国における新型原子力エネルギーの研究、開発、実証、及び展開のコマンドセンターと位置付けられている。INL は改良型材料試験炉（ATR）、照射試験、燃料製造、材料試験及び製造に関する施設を所有している。これらの施設と約 4,200 名のスタッフにより、実社会に貢献する研究を実施している。

INL は、連邦政府所有／コントラクタ運営（GOCO）方式で運営されており、Battelle Energy Alliance, LLC（BEA）が INL の運営を担っている。BEA は Battelle、BWX Technologies, Inc.、AECOM、EPRI 及び米国内の複数の大学で構成されているアライアンスであるが、Battelle 社が全額出資の有限責任会社（LLC）である。

INL の研究施設

①改良型材料試験炉（ATR）

INL の改良型材料試験炉（ATR）は、原型炉の環境下において、大容量、高出力の中性子線を提供する米国で唯一の試験炉である（ATR の外観を図 4.1.4-2 に示す）。ATR には試験体の取付個所が 77 か所あり、熱出力が 250MWth、運転温度が華氏 125° （約 52℃）～160° （約 71℃）の PWR の型式である。図 4.1.4-3 に ATR の炉内断面図を示す。図 4.1.4-3 の①がクローバー葉形の炉心であり、このような形状のおかげで、炉内の異なる部分に様々なレベルの中性子を照射することができる。図 4.1.4-3 の②が燃料の周囲に配置されている制御用シリンダであり、中性子を吸収、反射することが可能であり各ループの出力レベルを正確に制御することができる。図 4.1.4-3 の③が試験ループであり、特定の温度、圧力、照射条件において複数の実験を同時に実施することが可能となる。4.1.4-3 の④が照射ポートと呼ばれるもので、正確な実験条件を必要としない材料サンプルを設置することができる。

図 4.1.4-2　改良型材料試験炉（ATR）の外観 [597]

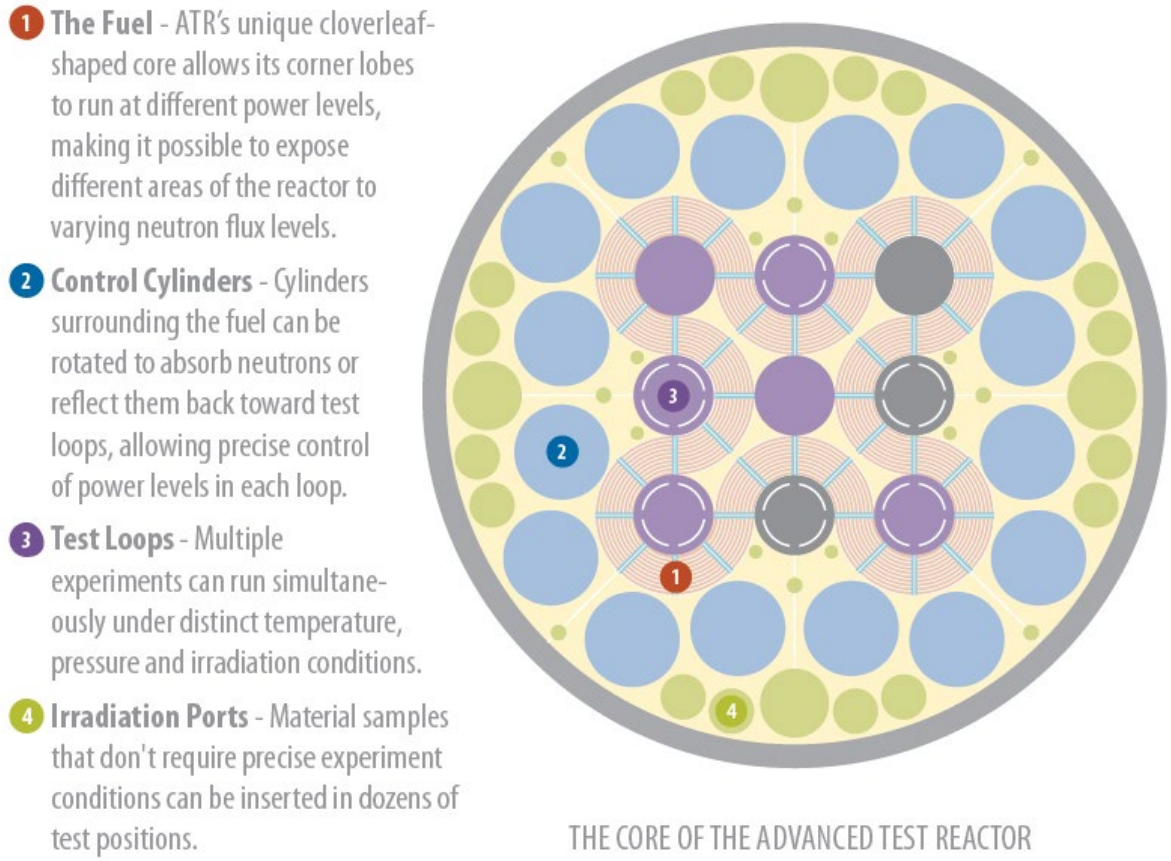


図 4.1.4-3　改良型材料試験炉（ATR）の炉内断面図 [598]

②材料及び燃料コンプレックス（MFC）

材料及び燃料コンプレックス（MFC）は、原子力エネルギーシステムに関する最新技術のための試験センターである（MFC の外観を図 4.1.4-4 に示す）。MCF は新型燃料や材料に関する研究の中心的役割を果たす。具合的に、MCF は高度化された原子燃料や核不拡散に関する研究において重要な役割を果たす。MCF は以下の個別施設により構成されている。

- 分析研究所
- 燃料及び応用科学建屋
- 照射材料評価研究所
- 宇宙及びセキュリティシステム施設
- 高温燃料評価私設

[597] INL HP, Factsheet – ATR Overview, https://factsheets.inl.gov/FactSheets/Advanced%20Test%20Reactor.pdf

[598] INL HP, How the Advanced Test Reactor Works, https://inl.gov/wp-content/uploads/2014/12/Test_reactor-01.jpg

- 燃料製造施設
- 試験燃料施設

図 4.1.4-4　材料及び燃料コンプレックス（MFC）の外観 [599]

③過渡試験施設（TREAT）

過渡試験施設（TREAT）では燃料と材料の過渡試験を実施する（TREAT の外観を図 4.1.4-5 に示す）。TREAT では燃料の溶融挙動、燃料と冷却材の相互作用、及び燃料損傷の伝播に関する試験を実施する。

[599] INL HP, Materials and Fuels Complex, https://mfc.inl.gov/SitePages/Home.aspx

図 4.1.4-5　過渡試験施設（TREAT）の外観 [600]

④一致屈折率施設（MIR）

一致屈折率（MIR）施設は、環境中の化学及び生物浮遊物の動きを予測する計算コードの正確性を評価するために使用される。

⑤高温研究所（HTTL）

高温研究所（HTTL）では、試験炉内で使用可能であり、照射試験中に炉心の物性をモニタリングするための特殊なセンサーを開発している。

⑥ヒューマンシステムシミュレーション研究所

ヒューマンシステムシミュレーション研究所は完全な仮想の原子力発電所制御室であり、新技術を実世界の原子力発電所に導入する前の段階で試験を実施する空間である。図 4.1.4-6 にヒューマンシステムシミュレーション研究所内に設置されている仮想の原子力発電所制御室を示す。

[600] INL HP, Transient Reactor Test Facility, https://mfc.inl.gov/SitePages/Transient%20Reactor%20Test%20Facility.aspx

図 4.1.4-6　ヒューマンシステムシミュレーション研究所内に設置されている仮想の原子力発電所制御室 [601]

INL の予算 [602]

INL の予算の変遷を表 4.1.4-1 にまとめる。2018 年ごろは 12 億ドル前後で推移していたが、2019 年以降は 18 億ドル前後と増額されている。次に、INL の予算の内訳について、原子力関係の 2020 年度、2021 年度、2022 年度（要求額）の金額を表 4.1.4-2 に示す INL の原子力関係の予算の内訳に関して、2022 年度要求額の内訳金額の上位は、多用途試験炉（VTR）プログラムが約 1.4 億ドル、燃料サイクルの研究開発が約 9,600 万ドル、原子力エネルギー活用技術（NEET）が 6,700 万ドルとなる。

表 4.1.4-1　INL の予算

会計年度	原子力エネルギー局の予算（千ドル）
2022（要求額）	2,065,247

[601] INL HP, Human System Simulation Laboratory (HSSL), https://hfcs.inl.gov/SitePages/Human%20System%20Simulation%20Laboratory%20(HSSL).aspx

[602] DOE (February 2020), Department of Energy FY 2021 Congressional Budget Request, https://www.energy.gov/sites/default/files/2020/02/f72/doe-fy2021-laboratory-table_1.pdf

2021	1,896,372
2020	1,751,799
2019	1,824,417
2018	1,362,658
2017	1,201,751
2016	1,209,124
2015	1,105,586
2014	1,060,014
2013	972,988
2012	1,066,968
2011	1,115,461
2010	1,142,947
2009	1,124,712
2008	995,570
2007	918,188
2006	909,587
2005	876,392
2004	890,990

表 4.1.4-2　INL の予算の内訳（原子力関係）

項目	2020 年度予算（千ドル）	2021 年度予算（千ドル）	2022 年度要求額（千ドル）
原子炉概念設計の研究開発※	90,136	29,893	33,412
燃料サイクルの研究開発	77,198	69,566	95,983
原子力エネルギー活用技術（NEET）	49,204	46,664	67,029
新型炉実証プログラム（ARDP）	23,198	32,766	52,503
多用途試験炉（VTR）プログラム※	0	44,435	143,180
国際原子力協力	0	0	1,500
核融合科学	2,500	1,646	3,550

※VTR 関連予算は 2020 年度まで「原子炉概念設計の研究開発」の項目で計上されていたが、2021 年度以降は多用途試験炉（VTR）プログラムとして計上されている。

4.2. カナダ

4.2.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

【AECL】

カナダ原子力公社（AECL）は、原子力の科学技術を実現し、カナダの放射性廃棄物と廃炉を管理する責任を負う連邦政府機関である。政府が所有し、請負業者が運営する（GOCO）モデルのもと、カナダ原子力研究所（CNL）の管理・運営のための長期的な契約上の取り決めを通じてその役割を果たしている。

GOCO モデルでは、AECL がサイト、施設、資産、知的財産を所有し、環境修復と放射性廃棄物管理の責任を負う。CNL はサイトの日常的な運営を担当する。AECL は CNL の年次計画を受け入れ、CNL のパフォーマンスは、AECL が毎年初めに設定する目標や指標に基づいて評価される。GOCO モデルの下での AECL の目標は、環境スチュワードシッププログラムの加速、政府の優先順位とニーズをサポートする原子力科学技術のための連邦原子力科学技術作業計画の管理などであるため、CNL の計画もこのワークプランに沿っている（注：ワークプラン及び CNL の年次計画について、4.2.3【意思決定に関わる組織】AECL 紹介する）。

AECL はまた、オンタリオ州の原子力発電実証炉とホワイトシェル研究所の 2 つの原子力施設の廃止措置と閉鎖に関する、同じく CNL との目標費用契約も監督している。

カナダ政府の会計データベース（GC InfoBase）[603]によれな、過去 5 年間、AECL は、充当法およびその他の法律により平均 10 億 9000 万ドルの権限を得ながら、実際には平均 8 億 4977 万ドルの支出を行っている。廃止措置・廃棄物関連予算は増加、研究部門向けの予算は減少傾向にある。2020-21 会計年度、純支出額で最大のプログラムは「原子力廃止措置と放射性廃棄物管理」、次いで「原子力研究所」であった。尚、同データベースでは、詳細な内訳は示されていない。

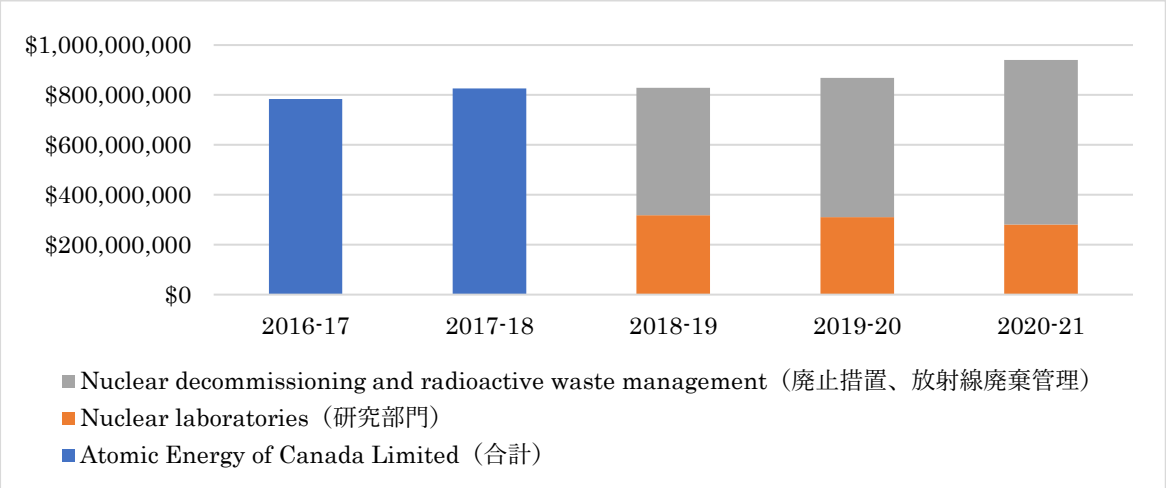


図 4.2.1-1　AECL の支出の経緯（2016～2020 会計年度）（出典：GC InfoBase）

下表は、AECL の年次報告書に示された、2021 年の収支額を示す。AECL の主な収入源は政

[603] カナダ政府の会計データベース、Infographic for AECL、https://www.tbs-sct.gc.ca/ems-sgd/edb-bdd/index-eng.html#infographic/dept/14/financial

府の財政支援であり、2021 年度は 9 億 4100 万カナダドル（2019-20 年度：8 億 6800 万）であった。また、CNL が法人顧客向けに行った技術販売および研究開発活動、ならびに重水販売が、収入の一部を構成している。

政府支援の内訳

- 原子力科学技術活動およびチョークリバー研究所での継続的な安全操業を支援するための 1 億 8100 万ドル（2019-20 年：2 億 500 万ドル）。
- チョークリバーとホワイトシェルの敷地における環境修復、廃炉、廃棄物管理活動、および主にポートホープ地域構想の一環としての環境修復プログラムのための 6 億 3600 万ドル（2019-20 年：5 億 4800 万ドル）。
- チョークリバー研究所の資本インフラ更新のために 1 億 1900 万ドル（2019-20 年：1 億 1300 万ドル）。
- AECL の旧商業部門に関連する事項への対処に関連する活動のための法定資金 500 万ドル（2019-20 年：200 万ドル）

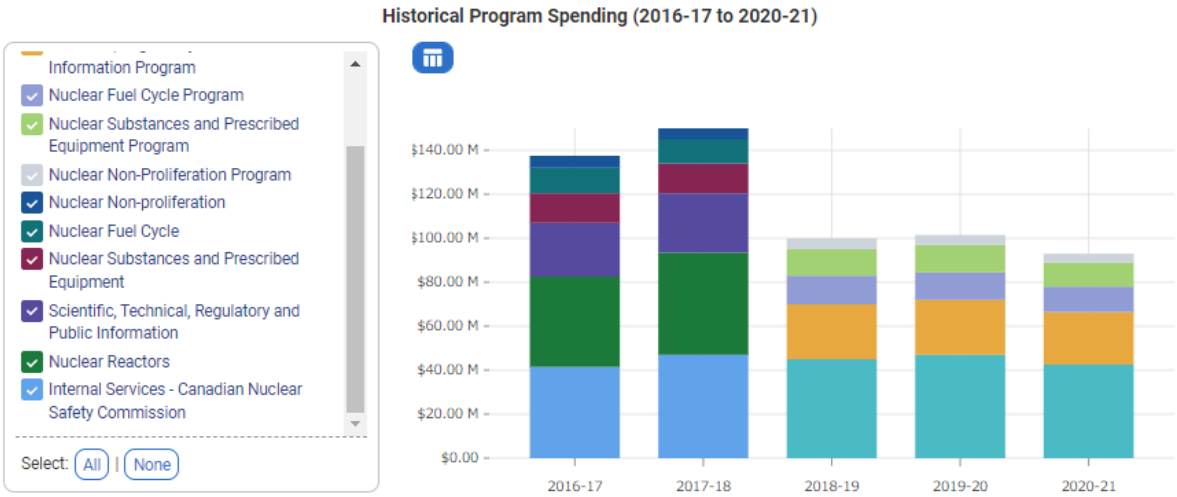
図 4.2.1-2 AECL の 2020 年及び 2021 年の収支額（100 万カナダドル）

		2020	2021
収入	政府支援	868	941
	商用事業	112	95
	利子	6	4
	その他	50	-
	小計	1036	1040
支出	販売経費	76	71
	営業経費	83	71
	委託費用（CNL）	241	213
	廃炉、廃棄物、汚染サイト浄化費用	955	678
	小計	1355	1033
収支	合計	-319	7

【CNSC】

規制機関である CNSC の予算は、AECL とは独立しており、天然資源大臣を通じて国会に報告される構造になっている。過去 5 年間、CNSC は、充当法およびその他の法律により平均 1 億 5325 万ドルの権限を受けながら、実際には平均 1 億 4467 万ドルを支出している。純支出の面で最大の項目は「内部サービス-カナダ原子力安全委員会」と「原子炉プログラム」であり、2020-21 年にはそれぞれ 4670 万ドルと 4240 万ドルであった。[604]

[604] カナダ政府の会計データベース、Infographic for CNSC、https://www.tbs-sct.gc.ca/ems-sgd/edb-bdd/index-eng.html#infographic/dept/87/financial



4.2.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

カナダ天然資源省（NRCan）のエネルギー部門における原子力部門は原子力の開発に関するカナダの政策を立案している。その政策は、AECL によって推進されている。また、NRCan の管轄外の政府基金からも、原子力イノベーションを支援する投資が行われている。

【政府機関における民間のイノベーションを支援する組織】

NRCan

2018 年、NRCan は州・準州政府、産業界、電力会社、その他の関係者を集め、カナダの SMR の機会について 10 カ月にわたり汎カナダ的な会談を行い、廃棄物管理、規制の準備、国際的関与などの分野で 50 以上の提言が含まれる「SMR ロードマップ」を発表した。2020 年 12 月、2018 年の SMR ロードマップの実現に向けたカナダ全土の進捗状況と継続的な取り組みを概説したに「カナダ SMR アクションプラン」を発表した。アクションプランでは、カナダにおける SMR 開発を支援するための各ステークホルダーの計画や行動も含まれている。

そこで、政府として、実証や導入プロジェクトへの投資および、SMR の開発者への CNL の専門知識の共有等を通して、研究開発を支援する方針を明らかにしている。

AECL

AECL は、原子力イノベーションを推進する主な機関であり、CNL との長期契約を通して、NRCan の政策推進および予算実行をしている。CNL は、クリーンエネルギー、廃棄物処理、放射線医学など幅広い分野の研究開発を行っているが、民間企業の原子力イノベーションの推進という点では、主な以下の 3 つの取り組みを実施している。

①SMR 立地プロセス [605]

[605] AECL HP, Small Modular Reactors, https://www.aecl.ca/science-technology/small-modular-reactors/

現在の原子力産業が民間部門によって推進されている中で、AECL と CNL は自らの役割は、新しい技術を市場に投入しようとする民間セクターを支援することであるとしており、長期ビジョンの一環として、CNL は SMR の研究・技術のハブとなることを目標に掲げている。

2018 年、CNL は、AECL のサイトの 1 つに SMR の実証プロジェクトを設置することに関心のある組織から申請を募る招待プロセスを開始した。現在、3 つの回答者が CNL の招待の事前資格審査段階を無事終了し、デューディリジェンス段階に入るよう招待されている。Ontario Power Generation 社と Ultra Safe Nuclear Corporation 社のカナダ子会社である USNC Power 社が共同出資する Global First Power 社は、土地手配、プロジェクトリスク管理、契約条件に関する予備的、非独占的協議に参加するよう招待されている。

Ontario Power Generation 社と Ultra Safe Nuclear Corporation 社のカナダ子会社である USNC Power 社が共同出資する Global First Power 社は、土地手配、プロジェクトリスク管理、契約条件に関する予備的、非独占的協議に参加するよう招待されている。2020 年秋、Global First Power 社は CNL とプロジェクトホスト契約を締結し、プロジェクトの推進に関して Global First Power と CNL が協力する枠組みを確立した。

Global First Power 社は、CNL と AECL との商談と並行して、規制当局の CNSC に用地準備申請書を提出している。この申請は、オンタリオ州にある AECL の Chalk River サイトに同社製の高温ガス炉（MMR）を設置することを想定したものである。2019 年 7 月、カナダ連邦政府はこのプロジェクトの環境評価開始の通知を発行している。

②カナダ原子力研究イニシアティブ（CNRI）[606]

CNRI は、カナダにおける第三者提案者による先進型炉の共同研究プロジェクトを支援するプログラムである。毎年、CNRI は提案募集を行い、CNL はこれらの提案の審査結果に基づき、共同研究開発プロジェクトを開始する。CNRI の目的は、CNL の技術力と専門知識を先進型炉の開発者が利用できるようにし、カナダでの先進型炉の普及に必要な技術支援を提供することである。

③民間企業への商業ベースでの施設提供 [607]

CNL はまた、産業界やその他の第三者に商業ベースでもサービスを提供している。様々な分野の専門知識と研究施設を提供することで、開発者が自らの SMR や先進型炉の設計を開発の次の段階に進めることを支援するとしている。

CNL が提供するサービスや施設の概要：

- 原子炉開発者向けテストサイト
  複数の原子炉が建設され、運転された許認可された原子力サイトを提供する
- 原子炉物理モデリングと試験
  炉心の挙動をモデル化し、低出力炉「ZED-2」でモデルを検証する

606 CNL HP, Canadian Nuclear Research Initiative (CNRI), https://www.cnl.ca/clean-energy/canadian-nuclear-research-initiative-cnri/

607 CNL HP, Advanced Reactor Capabilities, https://www.cnl.ca/clean-energy/small-modular-reactors/our-smr-capabilities/

・ 熱流動のモデル化・試験
核燃料や原子力発電所の熱水力挙動をモデリングし、試験する（1 次冷却系、2 次冷却系も含まれる）
・ 燃料製造・試験・解析
各種燃料の設計・製造、照射後試験（現在、溶融燃料と液体燃料の熱物理学的および熱力学的特性を測定する能力を開発している）
・ 安全性・許認可
許認可計画、テストプログラム開発、事故シナリオのモデリングとシミュレーション、照射プログラムの準備と実行
※ 注：CNL が行っているのは規制に関する情報提供であり、実際の許認可申請を作成したりしているわけではない。許認可申請者が、セーフティケースの正当化に必要な実験の検討に対して支援やコンサルティングを行う。（カナダヒアリング議事録より）
・ 照射後試験（PIE）
専用ホットセル施設での燃料・材料サンプルの準備とハンドリング

【政府機関によるイノベーションを支援するための資金援助】

2020 年 10 月、カナダ政府は Terrestrial Energy 社の一体型溶融塩原炉（IMSR）発電所の開発を加速するために、2,000 万カナダドル（約 1,500 万米ドル）の連邦資金を供与している。資金提供は、カナダのイノベーション・科学経済開発省の戦略的技術革新基金（SIF）を通じて行われており、Terrestrial Energy 社の CNSC との事前の許認可対応に用いられる。[608]

2021 年 3 月、カナダ政府は New Brunswick 州が進めている SMR の開発を支援するため、総額 5,600 万カナダドル（約 48 億 7,400 万円）以上の資金供与を行うと発表した。その内訳は、New Brunswick 州内で商業規模の実証炉建設が計画されている 2 つの SMR 設計のうち、「燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W）」を開発した Moltex Energy 社（英国）に対して、SIF から 4,750 万加ドル（約 41 億 3,600 万円）、大西洋地域開発庁（ACOA）の「技術革新による地域経済成長（REGI）プログラム」から 300 万ドル（約 2 億 6,000 万円）を支出する。これに加えて、SMR 実証炉の建設予定地であるポイントルプロー原子力発電所の準備資金として、同炉を所有する州営電力の NB パワー社に約 500 万加ドル（約 4 億 3,500 万円）、NB 州内で SMR 技術の開発研究を支援しているニューブランズウィック大学・原子力研究センターの能力を拡充するため約 56 万加ドル（約 4,900 万円）を ACOA から提供する方針である。[609]

また、2021 年 2 月、NB 州政府は、ナトリウム冷却小型高速炉「ARC－100」を開発する ARC 社に対して、同社製の SMR の建設計画を進めるため、NB 州政府が 2,000 万カナダドル（約 16 億 5,900 万円）を同社に提供することになったと発表している。NB 州からの今回の支援金交付は、ARC カナダ社がマッチングファンドを通じて民間から 3,000 万加ドル（約 24 億 9,000 万円）

[608] Terrestrial Energy, 2020/10/15, プレスリリース, https://www.terrestrialenergy.com/2020/10/15/terrestrial-energy-receives-canadian-government-funding-for-imsr-generation-iv-nuclear-plant/

[609] JAIF、2021/3/19、カナダ連邦政府が NB 州の SMR 研究開発を支援、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/7153.html

の投資金を確保することが条件である。[610]

4.2.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

4.2.3.1. 【原子力開発の経緯】

1942 年に、原子炉研究のために、カナダ国家研究評議会（National Research Council of Canada）のもとに、AECL の前身となる英国とカナダの共同研究所がケベック州モントリオールに設置され、重水炉を中心とした独自の原子力開発が始まった。1945 年、Chalk River 研究所が設置され、パイロットスケールの重水試験炉 ZEEP（Zero Energy Experimental Pile）が完成したことにより、モントリオール研究所は翌 1946 年に閉鎖され、原子力研究はチョークリバー研究所に引き継がれた。1947 年、オンタリオ州チョークリバーで重水研究炉（NRX- National Research eXperimental）が運転を開始し、現在ではチョークリバー研究所がカナダの原子力研究開発の中心となっている。

1952 年、政府は原子力の平和利用の研究開発を目的とした国営企業、AECL を設立した。当初はカナダ国立研究評議会によって運営されていたチョークリバー研究所を AECL が運営するようになった。1950 年代後半に CANDU 炉の開発を開始した。

1962 年、チョークリバー研究所で、小型（22MWe）の CANDU 原型炉が運転開始され、より大きな原型炉（200MWe）は、1967 年にオンタリオ州ダグラス・ポイントで発電を開始した。最初の商用 CANDU 炉は、1971 年にオンタリオ州ピッカリングで運転を開始した。

CANDU の原子炉の技術と設計は数世代にわたって進化し、最新の原子炉は Enhanced CANDU 6（EC6、中国の秦山発電所）である。現在、発電用 CANDU 炉は 7 カ国に 34 基、インドに 13 基の「キャンドゥ派生型」原子炉があり、さらに建設が進んでいる。

2011 年半ば、AECL は原子炉部門を SNC-Lavalin の子会社 Candu Energy に 1500 万カナダドルで売却した。一方で、カナダ政府は CANDU 炉の知的財産権を保持し、将来の新規建設と寿命延長プロジェクトからロイヤリティを受け取るようになっている。Candu Energy 社は、世界中の既存の CANDU 炉および EC6 設計に基づく事業を追求することになり、一方では、開発中であった第 3 世代の ACR-1000 設計はその後棚上げされた。政府は、EC6 開発プログラムの完了に向け、7500 万ドルを拠出することになった。

2012 年から、Candu Energy 社の親会社である SNC-Lavalin 社は、先進燃料 CANDU 炉（AFCR）を開発するために中国核工業集団（CNNC）と合弁事業を展開している。

CANDU 炉以外では、GIF のメンバーとしての一環で、CNL は、SCWR コンセプトの開発に向けた活動を続けている。また、いくつかの新興企業が、SMR や新型炉を開発している。（【原子炉の設計開発を追うメーカーや研究機関の組織変遷】を参照）

4.2.3.2. 【意思決定に関わる組織】

カナダ天然資源省のエネルギー部門は、すべてのエネルギー源に関するカナダの政策を策定する責任を負っている。原子力部門はエネルギー部門内の部署で、原子力に関するカナダ政府の政

[610] JAIF、2021/2/15、カナダ NB 州、SMR の州内導入に向け ARC 社に 2,000 万加ドル追加提供、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6609.html

策を立案し実施する。エネルギー政策、ならびにカナダにおける原子力産業のための制度、法律、および財政的枠組みに関する助言を提供している。天然資源大臣を通じてカナダ議会に報告する組織は、AECL と CNSC の 2 つであり、カナダの原子力計画で重要な役割を担っている。[611]

AECL

カナダにおける原子力開発においては、カナダ原子力公社（AECL）が中心的な役割を果たしている。AECL は、2015 年に策定した原子力科学技術ワークプラン（Federal Nuclear Science and Technology Work Plan）の管理を通じて、連邦政府の原子力科学技術政策を推進する。

原子力科学技術ワークプランの概要：[612]

ワークプランは、健康、原子力安全およびセキュリティ、エネルギーおよび環境の分野において、14 の連邦省庁の集合的な利益に奉仕している。AECL はワークプランの管理と監督に責任を持ち、さまざまな連邦省庁に関与して、そのニーズと優先順位に合った作業プログラムを開発し、カナダに費用対効果をもたらす作業の実施を監督している。作業プログラムは、部門間運営委員会、部門間統合委員会、5 つの研究テーマ小委員会（サブコミッティ）によって管理され、AECL がプログラム管理・監督組織として機能している

ワークプランは、4 つの研究テーマに焦点を当てている。

1) 生物学的応用の開発を支援し、生物に対する放射線の影響を理解する。
2) 国家および世界の安全保障、原子力への備え、緊急事態への対応を強化する。
3) 原子力技術の安全、安心かつ責任ある利用と開発を支援する。
4) 環境スチュワードシップと放射性廃棄物管理を支援する。

現状（ワークプランに沿った CNL の作業プログラム）：

AECL の企業計画[613]によれば、2020-2021 年、14 の省庁を代表する連邦省庁間委員会は、気候変動とクリーンな環境、経済成長と繁栄のためのイノベーション、カナダ人の健康・安全・セキュリティの分野における政府の中長期的な優先事項に取り組む作業プログラムの策定について、引き続き CNL と協働している。これには以下の作業が含まれる。

- 銅-塩素（Cu-Cl）熱化学サイクルを用いた、温室効果ガスを排出しない水素製造の実証（この作業は、第四世代国際フォーラムと運輸部門の脱炭素化のための水素に関する CNL の作業に貢献する）。
- 安全分析と許認可を支援する予測モデルの実験的検証や、遠隔地や地下構造物のセンサー監

611 NRCan HP, Nuclear Energy, https://www.nrcan.gc.ca/energy/energy-sources-distribution/uranium-nuclear-energy/nuclear-energy/7711

612 AECL HP, The Federal Nuclear Science and Technology Work Plan, https://www.aecl.ca/science-technology/federal-science-and-technology-work-plan/

613 AECL, 2021-22 to 2025-26 Corporate Plan Summary, http://www.aecl.ca/wp-content/uploads/2021/12/AECL-2021-22-Corporate-Plan-Summary-EN.pdf

視の開発など、規制ガイダンス、評価、政策に情報を提供するために、カナダにおける SMR 技術と展開を推進する。
- 極限環境における改良型原子炉、SMR、及び現在のフリートにおける材料の挙動、並びにコンクリートやケーブルのような炉内材料の経年劣化、腐食、劣化の影響を理解するためのプロジェクトに対する規制及び許認可の決定を支援する。
- 炭素がほぼゼロに近い遠隔採掘のニーズを満たすための SMR の可能性を検討する。
- 緊急対応における迅速なトリアージのための改良された生物学的線量測定技術を開発し、線量のトリアージ推定を最大 3 日から 1 日に短縮できるようにする。
- 癌治療の新しい医療応用を支援するために、研究用量のアクチニウム 225 を生産するトリウム発電機を開発する。
- ガンマ線の影響と癌への影響を理解する。
- 国境での特殊な核物質の検出技術を進歩させる。
- 低線量リスク評価における不確実性を低減し、規制政策、健康評価、公衆への情報提供における課題に対処する。
- カナダの SMR ロードマップ活動を支援するために、SMR 運転による環境影響と廃棄物に関する理解を深める。
- 制御・安全システムの本格的なサイバー物理シミュレーションにおいて、原子力発電所のサイバーセキュリティの回復力をテストするための演習を開催する。
- 核不拡散、テロ対策、軍縮の優先事項におけるカナダの利益、コミットメント、取り決めを支援する。

CNSC

原子力開発活動を規制する組織として、カナダ原子力安全委員会（CNSC）が設置されている。

カナダ政府が 1946 年 10 月 12 日に公布した原子力管理法（Atomic Energy Control Act）のもと、「原子力の開発、応用、利用を管理・監督し、カナダが原子力の国際管理措置に効果的に参加できるようにする」ための規制機関として、原子力管理委員会（AECB）が設立された。

2000 年 5 月 31 日、原子力管理法に代わって原子力安全管理法（Nuclear Safety and Control Act）が制定され、CNSC が設立された。この新法により、カナダにおける原子力の開発、生産、利用、および核物質、所定の機器、所定の情報の生産、保有、利用を規制する権限が CNSC に与えられた。[614]

州政府

カナダ憲法では、エネルギー政策の策定に関する権限は連邦政府と州政府の間で区分されている。天然資源の所有権は州政府にあり、原子力発電所の建設に関する決定を含む州内のエネルギー部門における資源開発や規制の権限は基本的に州政府にある。

他方、連邦政府は国家レベルでのエネルギー政策の策定、ウラン及び原子力発電、フロンティ

[614] CNSC HP, History of the Canadian Nuclear Safety Commission, https://nuclearsafety.gc.ca/eng/about-us/history/index.cfm

ア地域の資源管理・開発、州債及び国際取引を規制管轄としている。連邦政府でエネルギー政策の策定を担当しているのは天然資源省（NRCan：Natural Resources Canada）であり、NRCan と州政府との政策調整は、毎年、エネルギー大臣評議会（Council of Energy Ministers）が開催する年次大会のほか、非公式の契約や協議によっても行われる。[615]

4.2.3.3. 【原子炉の設計開発を追うメーカーや研究機関の組織変遷】[616]

AECL

1952 年、政府は原子力の平和利用の研究開発を目的とした国営企業、AECL を設立した。当初はカナダ国立研究評議会によって運営されていたチョークリバー研究所を AECL が運営するようになった。1950 年代後半、AECL はカナダの産業界と協力して、最初の CANDU 炉の開発を開始した。

AECL はその後、原子力研究所（The Nuclear Laboratories）と CANDU 炉部門の 2 つの部門で構成されるようになったが、2011 年半ば、CANDU 炉部門を SNC-Lavalin 社の子会社 Candu Energy 社に売却した。

一方、第 4 世代の超臨界水冷却炉（SCWR）プロジェクトは AECL に残された。また、2012 年～2013 年の組織再編により、研究開発は民間コントラクタである Canadian Nuclear Laboratories (CNL）の下で委託運営されるようになった。

Candu Energy

Candu Energy 社は、2011 年に親会社の SNC-Lavalin が AECL の商業炉部門を買収して設立された会社である。世界中の既存の CANDU 製原子炉に関連する新しいビジネス機会や、EC6 モデルによる新しい建設機会を追求している。また、Candu Energy 社は、カナダ政府との下請けサービス契約を通じて、Bruce、Point Lepreau、Wolsong 原子力発電所の改修プロジェクトを完了させることとなった。買収に伴って約 1200 人の従業員が Candy Energy 社に移籍した。

2012 年、Candu Energy 社と中国核工業集団公司（CNNC）および他の中国企業 2 社は、EC6 をベースに、使用済み燃料からの回収ウランと劣化ウランを混合した燃料だけで運転する先進燃料 CANDU 炉（AFCR）の詳細な概念設計を開発することで合意した。 2016 年、Candu Energy の親会社である SNC-Lavalin、CNNC、エンジニアリング会社の上海電気集団（SEC）が、AFCR の開発、マーケティング、建設を行う合弁会社を 2017 年半ばに設立する新たな契約を締結した。2019 年 12 月、SNC-Lavalin は中国国家核電公司（CNNP）から、先進重水炉プログラムのプロジェクト前業務を受注している。

研究機関

[615] ATOMICA、カナダの原子力政策・計画（14-04-02-01)、https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_14-04-02-01.html

[616] WNA, Nuclear Power in Canada, https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx

Chalk River 研究所は、AECL の CANDU 炉研究開発の中心的な役割を負ってきた。近年では、運営者の CNL は、同研究所サイトでの SMR の実証炉を建設する技術開発者を公募するなど、SMR 開発の中心地にもなっている。Chalk River 研究所の機能やマネジメントについて、4.2.4 でまとめる。

新興企業

最近では、いくつかの新興企業において、SMR、非軽水型炉、核融合炉の開発が行われている。表 4.2.3-1 に、カナダに拠点をおく主たる原子力新興企業一覧を示す。

表 4.2.3-1　主たる原子力新興企業一覧 [617]

会社名	所在地	炉型	ホームページ
Dunedin (SMART)	Ontario	原子力電池	https://www.dunedinenergy.ca/
General Fusion	British Columbia	核融合	http://generalfusion.com/
LeadCold Reactors（スウェーデンの会社の子会社)	Ontario	液体金属高速炉	http://leadcold.com/index.html
Northern Nuclear (Leadir-PS100/Lead-Cooled)	Ontario	液体金属高速炉	http://www.thoriumenergyalliance.com/downloads/TEAC5%20presentations/20%20Hart,%20Ralph%20TEAC5.pdf
Starcore Nuclear	Québec	高温ガス炉	http://starcorenuclear.ca/#!/welcome/
Terrestrial Energy (IMSR)	Ontario	溶融塩炉	http://www.terrestrialenergy.com/
Thorium Power	Ontario	SMR	http://www.thoriumpowercanada.com/

4.2.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

【Chalk River 研究所】

（経緯）

オンタリオ州にある Chalk River 研究所は、1944 年に政府によって設立され、世界の原子力平和利用に関する研究開発の拠点となった。当初はカナダ国立研究評議会によって運営されてい

[617] Thirdway HP, Keeping Up with the Advanced Nuclear Industry, https://www.thirdway.org/graphic/keeping-up-with-the-advanced-nuclear-industry, https://docs.google.com/spreadsheets/d/1xeNK5oWjX-mgMrebec2xYWD9j6OLI_M0bz6r9eO2G58/edit#gid=0

たが、1952 年に AECL が設立した後、AECL が運用するようになった。AECL は、原子力研究所（The Nuclear Laboratories）と CANDU 炉部門の 2 つの部門で構成されていたが、2011 年、CANDU 炉部門は Candu Energy 社に売却された。

その後、2012 年から 2013 年にかけて AECL は更に再編され、Chalk River 研究所の運営を含む研究開発活動は民間コントラクタである Canadial Nuclear Laboratories（CNL）の下で GOCO モデルに基づいて委託運営されるようになった。[618]

（概要）

Chalk River 研究所は、カナダ最大の科学技術複合施設で、多数のエンジニア、科学者、技術スタッフを含む約 2,800 人の従業員を擁している。研究所で行われている業務は、保健、エネルギー、気候変動、環境、安全・セキュリティの分野におけるカナダの連邦政府の役割、責任、優先順位を支援するものである。また、産業界やその他の第三者に対しても、商業ベースでサービスを提供している。Chalk River のサイトは現在、2016 年から 10 年間で 12 億ドルを連邦政府が投資し（具体的な内訳は未公表）、近代的で世界トップクラスの原子力科学技術キャンパスに生まれ変わらせる重要なリニューアルが行われている。[619]

革新炉に関する取組

Chalk River 研究所を中心として CNL の研究開発活動は、AECL の原子力科学技術ワークプラン（4.2.3.2 を参照）の内容を支持しており、そこで、革新炉の技術開発支援や、SMR 運転による環境影響と廃棄物に関する研究等が含まれている。[613]

CNL は、連邦政府および外部顧客のニーズに応えるための戦略的アプローチを概説した 10 年計画を策定していており、その戦略的イニシアティブの一つとして SMR が挙げられている。

そこで提示された SMR に関する方針は以下の通り：

- 2020 年 12 月に発表されたカナダの SMR アクションプランにより、カナダ政府は、2050 年までにカナダがネット・ゼロを達成するための SMR の可能性を認識した。
- SMR は、石炭に代わる重要で新しいクリーンエネルギーの選択肢を提供し、資源採掘をグリーン化し、遠隔地のコミュニティのエネルギー安全保障を向上させる可能性がある。
- カナダが SMR 産業の最前線に立ち続けるために、CNL は 2026 年までに AECL のサイトの 1 つに実証炉を設置することを目標としている。Global First Power 社のプロジェクトは、カナダで最も進んでおり、2019 年に Chalk River 研究所で SMR を建設するためのライセンスと環境アセスメントのプロセスを開始した。

（マネジメント）

AECL は、CNL と契約し、カナダ全土のサイトと施設の管理・運営を行っている。また、原子

[618] WNA, Nuclear Power in Canada, https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx

[619] AECL, 2019-20 TO 2023-24 Corporate Plan Summary, http://www.aecl.ca/wp-content/uploads/2021/12/AECL-2021-22-Corporate-Plan-Summary-EN.pdf

力科学技術を可能にし、カナダ政府の放射性廃棄物と廃炉の責任を果たすことによって環境を保護するという AECL の任務を遂行するためにも契約している。その一方で、AECL は方向性を定め、契約を監督している。

AECL が敷地と原子力施設を所有する一方で、CNL は施設の日常的な運営と保守に責任を負っている。CNL は GOCO モデル、つまり政府が所有し、請負業者が運営する形で運営されている。

カナダ政府は、国際的なコンペティションを経て、2015 年に世界で最も経験豊富な原子力エンジニアリングおよび管理会社を代表する民間コンソーシアムであるカナダ国立エネルギー同盟（Canadian National Energy Alliance , CNEA）を CNL の運営に選定している。[620]（コンペティションへの他の参加者は未公表である。）

CNEA は、AECL が所有するカナダの原子力資産の管理・運営に関するカナダ政府の調達に対応するために設立されており、以下の企業から構成される [621][622]：

- CH2M HILL Canada Limited
- Fluor Government Group – Canada, Inc.
- EnergySolutions Canada Group LTD.
- SNC-Lavalin Inc.
- Rolls-Royce Civil Nuclear Canada Ltd.

[620] CNL HP, About CNL, https://www.cnl.ca/about-cnl/

[621] カナダ政府調達サイト、優先交渉権設定契約締結の通知(23240-120758/001/AEC)、https://buyandsell.gc.ca/procurement-data/award-notice/PW-15-00688176-001

[622] Flour HP, Canadian Nuclear Laboratories Management & Operations, https://www.fluor.com/projects/canadian-nuclear-laboratories-management-operations

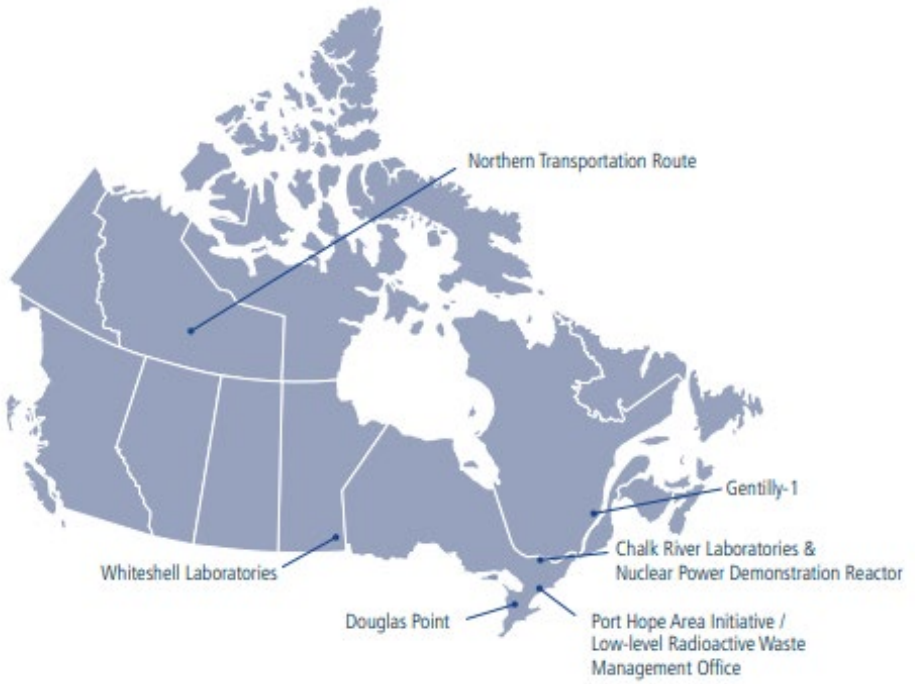


図 4.2.4-1 AECL のサイト [619]

【Whiteshell 研究所】

マニトバ州ピナワにある Whiteshell 研究所は、カ CNL が運営する AECL で 2 番目に大きな施設である。世界最大の有機物冷却重水減速炉である WR-1 を中心とした研究所として 1963 年に設立された。現在では、環境保護の観点から廃止措置が進められている。その他、SLOWPOKE（Safe LOW-POwer Kritical Experiment）研究炉をはじめ、遮蔽されたホットセル施設やその他の原子力研究室もあった。

1990 年代半ばには、Whiteshell 研究所を閉鎖し、Chalk River 研究所に研究活動を集約することが決定された。1998 年、政府は同研究所の閉鎖を発表し、それ以来、廃止措置活動が行われている。CNL は、2024 年までにこのサイトを廃止し、閉鎖することを提案している。[623]

[623] Whiteshell Laboratories - AECL

4.3. 英国

4.3.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

英国ではビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が民生原子力政策を主導している。BEISは2016年、ビジネス・イノベーション・技能省（BIS）とエネルギー・気候変動省（DECC）が統合されて創設された。BEIS が予算を拠出／所管する機関には、国立原子力研究所（National Nuclear Laboratory）[624]、民生原子力関係の政府外公共機関として、英国原子力公社（UK Atomic Energy Authority）、原子力廃止措置機関（Nuclear Decommissioning Authority）、民間核警察局（Civil Nuclear Police Authority）、研究・イノベーション機構（UK Research and Innovation）がある。[625]

表 4.3.1-1　BEIS が創設された 2016 年から 2019 年の予算推移（10 億ユーロ）

	2015-16[626]	2017-18[627]	2018-2019[628]
Resource DEL	(Business, Innovation and Skills) 13.1 (Energy and Climate Change) 1.4	(BEIS)1.7	(BEIS)1.7
Capital DEL	(Business, Innovation and Skills) 2.6 (Energy and Climate Change 2.3)	(BEIS)10.9	(BEIS)10.3

（※DEL：Departmental Expenditure Limit「省庁別歳出限度」）

（※Resource DEL：資源・管理費、Capital DEL：投資や将来の成長につながる費用）

NIRAB が 2020 年に発表した“The UK Civil Nuclear R&D Landscape Survey”によると、2018年から 2019 年の民生原子力研究への資金総額（公的資金、民間投資、海外）は 3 億 3,120 万ポンドで、2015／16 年に比べて約 39%増加した。この間、民間原子力研究開発に対する公的部門の資金は変動しているが、全体的に民間原子力研究開発に対する公的部門の資金は増加しており、2018／19 年には 2015／16 年に比べて約 40%増の 1 億 9440 万ポンドとなった。NDA（直轄）、Innovate UK、Research Councils が提供する核分裂と核融合の研究開発プログラムに対する公的資金は、2017／18 年と 2018／19 年の会計年度に増加している。核分裂分野では、研究費は NDA とそのサイトライセンス（SLC）が中心で、廃棄物管理と廃炉に焦点を当てていた。前回のランドスケープ調査で報告された 2015／16 年と比較すると、NDA を通じた支出は 40%増加し

624624 National Nuclear Laboratory HP “CORPORATE INFORMATION”, https://www.nnl.co.uk/about/corporate-information/

625 UK Government HP “Departments, agencies and public bodies”, https://www.gov.uk/government/organisations

626 HM Treasury, 2016, Budget 2016, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/508193/HMT_Budget_2016_Web_Accessible.pdf

627 HM Treasury, 2017, AUTUMN Budget 2017, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/661583/autumn_budget_2017_print.pdf

628 HM Treasury, 2018, Budget 2018, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/752202/Budget_2018_red_web.pdf

ているが、2015／16 年の NDA の研究開発費は、2010／11 年から 2018／19 年の間のどの年よりも低かった。2018／19 年の NDA 研究開発費は、2010／11～2017／18 年の平均年間資金額よりも 10%高かった。核融合分野では、EU からの資金が約 38%を占めているが、核融合研究開発のための他のすべての資金源が大幅に増加しており、現在では公共部門も約 38%を占め、民間部門は約 19%を提供している。英国の原子力研究開発に対する年間公的支出の伸びは、2011 年以降、OECD 諸国の中で最も高い。しかし、英国の原子力研究開発に対する支出は、米国、日本、フランスに比べてまだ低い。[629]

2020 年から 2021 年の BEIS における研究開発に対する予算配分状況は、2021 年 5 月 27 日に発表された BEIS の報告書“BEIS research and development (R&D) budget allocations 2021 to 2022” [630]に記載されている。報告書には、「政府は、2021 年予算で発表した“Build Back Better Plan for Growth”の一環として、イノベーションを優先的に推進する。2027 年までに（GDP 成長率）2.4%の目標を達成するための重要な要素であるイノベーションを促進するための計画の概要を、夏に発表する予定である（2021 年 7 月に発表された）。この案は、ネット・ゼロを達成し、グリーン産業革命を実現するという政府の野心的な公約を支持するものである。BEIS は、ネット・ゼロ・イノベーション・ポートフォリオ（Net Zero Innovation Portfolio）、革新的原子力基金（Advanced Nuclear Fund）、新しい水素暖房技術の試験など、ネット・ゼロ・プログラムに 2 億 4300 万ポンドを投資する。これは、UKRI やその他のパートナー組織が提供している幅広いネット・ゼロ・プログラムを補完するものである。このようなクリーンテクノロジーへの投資は、排出量を削減し、国の長期的な成長を確保するという私たちの野心を支えている。」と記載され、BEIS の研究開発費への配分として、以下の予算案が示されている。

- 2021 年から 2022 年の BEIS の研究開発費予算配分案
  - ✓ UKAEA：2 億 1,700 万ポンド
    欧州共同トーラス（JET）プログラムへの英国の拠出金 1,400 万ポンドを含む
  - ✓ ネット・ゼロ・プログラム：2 億 4,300 万ポンド
    「グリーン産業革命のための 10 ポイント計画」で発表されたネット・ゼロ・イノベーション・ポートフォリオ（NZIP）、革新的原子力基金（ANF）、水素プログラムを含む。

また、2021 年秋の歳出計画“Autumn Budget and Spending Review 2021” [631]が 2021 年 10 月

---

[629] Nuclear Innovation and Research Advisory Board (NIRAB), 2020, The UK Civil Nuclear R&D Landscape Survey March 2020, https://www.nirab.org.uk/cdn/uploads/attachments/The_UK_Civil_Nuclear_RD_Landscape_Survey_April_2020.pdf

[630] Department for Business, Energy and Industrial Strategy (BEIS) HP “Corporate report BEIS research and development (R&D) budget allocations 2021 to 2022”, https://www.gov.uk/government/publications/beis-research-and-development-rd-budget-allocations-2021-to-2022/beis-research-and-development-rd-budget-allocations-2021-to-2022#table-2-ukri-rd-allocations-2021-to-2022

[631] HM Treasury, 2021, AUTUMN BUDGET AND SPENDING REVIEW 2021, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/1029974/Budget_AB2021_Web_Accessible.pdf

29 日に発表され、2025 年までの計画が示された。BEIS の歳出計画は以下の通りである。

表 4.3.1-2 BEIS の歳出計画

£ billion	Outturn 2019-20	Outturn 2020-21	Baseline 2021-22	Plans 2022-23	Plans 2023-24	Plans 2024-25	Average annual real terms growth 2021-22 to 2024-25	Average annual real terms growth 2019-20 to 2024-25[1]
Resource DEL[2]	2.5	2.1	2.3	2.6	2.7	2.6	1.4%	3.6%
Capital DEL[2]	11.2	18.8	15.6	17.0	20.8	21.2	8.3%	10.9%
Total DEL[2]	**13.7**	**20.9**	**17.9**	**19.6**	**23.5**	**23.8**	**7.5%**	**9.9%**
Ringfenced COVID-19 DEL	0.0	25.4	6.3	-	-	-	-	-
Total DEL inc ringfenced COVID-19 DEL	13.7	46.3	24.2	-	-	-	-	-

[1] The Department for Business, Energy and Industrial Strategy outturn figures in 2019-20 include some time-limited funding. For consistency the annual average real-growth (AARGs) from 2019-20 to 2024-25 is calculated excluding this.
[2] Excluding ringfenced COVID-19 DEL.

- ✓ この資金は、イノベーションを支援し、英国が 2050 年までにネット・ゼロに到達するという目標の達成を助け、「成長のための計画」を実現する。
- ✓ 今議会で大規模な原子力プロジェクトの最終投資決定を可能にするために、お金の価値と承認を条件として、最大 17 億ポンドの新しい政府直接資金を提供する。政府は、サイズウェル C プロジェクトについて EDF と積極的に交渉している。
- ✓ 原子力プロジェクトへの参入への障壁に対処するため、新たに「未来の原子力実現基金」に 1 億 2000 万ポンドを提供する。

SR に含まれる BEIS の政策について、BEIS は、「今回の予算は、BEIS が先週（2021 年 10 月 19 日）発表した「ネット・ゼロ戦略」（Net Zero Strategy: Build Back Greener）を補完するものであり、英国企業が将来の計画を立てるために必要な投資と支援を提供するものであるものとして、原子力関係の予算について、今議会中に少なくとも 1 つの大規模原子力プロジェクトを最終的な投資決定に持ち込むという約束や、1 億 2,000 万ポンドの「未来の原子力実現基金」（Future Nuclear Enabling Fund）の立ち上げが含まれる。これらの措置は、10 月 26 日に BEIS 大臣が発表した、新規原子力発電プロジェクトに幅広い民間投資を呼び込むための「原子力資金調達法案」（Nuclear Energy Financing Bill）を支援するものである」と発表している。[632]

➢ 近年の原子力イノベーションプログラム [633]

2015 年の歳出計画“Spending Review 2015”に基づき、2016 年から 2021 年まで、BEIS は原子力イノベーションに対する以下のような資金付けを行っている。

[632] UK Government HP “BEIS in the Spending Review 2021”, https://www.gov.uk/government/news/beis-in-the-spending-review-2021

[633] UK Government HP “Funding for nuclear innovation”, https://www.gov.uk/guidance/funding-for-nuclear-innovation

- フェーズ 1（2016 年～2018 年）：先進的な核燃料、次世代原子炉設計、核物質・高度設計・モジュール化、燃料リサイクルプロセス、知識基盤強化のためのツールキットとデータの開発における研究開発への支援が行われた。この一環として、以下の組織と 1,250 万ポンドの契約が締結された。
    - ✓ National Nuclear Laboratories (on advanced nuclear fuels and recycling)
    - ✓ Frazer Nash (on reactor design, including thermal hydraulics and safety engineering, and on materials and manufacturing)
    - ✓ Amec Foster Wheeler (on reactor design, materials, and manufacturing)
    - ✓ Brunel University London (on materials and manufacturing)
    - ✓ Cammell Laird Energy (on materials and manufacturing)
    - ✓ Nuclear AMRC (on materials and manufacturing)
    - ✓ University of Sheffield (on materials and manufacturing)
- フェーズ 2（2017）：原子炉設計と安全工学に関する作業に 370 万ポンド、先進的な核燃料に関する研究に 430 万ポンドの資金提供が行われた。
- フェーズ 3（2018～2019）：熱水力学モデル開発と革新的原子炉設計に関する公募（入札）事業が行われた。

2017 年から 2020 年にかけて、新型モジュール炉（AMR）実現可能性及び開発（F&D）プロジェクト（AMR＆FD）において、技術的課題、タイムライン等を特定するための実現可能性調査（フェーズ 1)、フェーズ 1 で選定された企業への開発助成金の提供（フェーズ 2）が実施された。フェーズ 2 の対象として、以下の 3 つの企業を選定し、合計 4,000 万ポンドの拠出が決定した。

- ✓ Tokamak Energy Ltd
- ✓ Westinghouse Electric Company UK
- ✓ U-Battery Developments Ltd

また、同様に 2017 年から 2020 年にかけて、先端製造・材料（AMM）プロジェクトでは、革新的な製造・材料技術の研究開発（フェーズ 1)、フェーズ 1 で確立された技術の商用化に向けて技術的成熟度を上げるため 20 万ポンドを投資するプログラム（フェーズ 2）が実施された。フェーズ 2 の対象に選定された U-Battery は、Cavendish Nuclear とともに革新的原子炉のモジュール建設の実証を行っており、2021 年 9 月 30 日に、原子炉容器、中間熱交換器船、接続ダクトのフルサイズモックアップを公開した（2.3 で紹介)。

他、原子力イノベーションプログラムの一環として、国立原子力研究所（NNL）が主導する革新的燃料サイクルプログラム（AFCP）が行われている。NNL のインフラと 10 カ国以上の 100 以上の組織の革新的な技術や能力を融合させ、低炭素社会に向けた取り組みを行っている。具体的には、使用済燃料の持続可能なリサイクル（NNL)、臨界・燃料輸送安全（NNL)、溶剤・排水処理（バーミンガム大学）や、被覆燃料粒子（CFP）製造の実験と TRISO 燃料開発への関与（ヘンリー・ロイス研究所）（2.3.1 で紹介）等がある。

➢ 革新的原子力基金（Advanced nuclear fund）[634]

2021 年 11 月 9 日には、2020 年に発表されたグリーン産業革命のための「10 ポイント計画」に基づき、革新的原子力基金の政策文書が発表された。10 ポイント計画では、次世代の原子力に投資するための最大 3 億 8500 万ポンドの革新的原子力基金を発表している。これには、国産の小型発電所技術設計を開発するための小型モジュール炉（SMR）に最大 2 億 1,500 万ポンド、2030 年代初頭までに先進モジュール炉（AMR）の実証機を提供するための研究開発プログラムに最大 1 億 7,000 万ポンドが含まれている。さらに、これらの技術を市場に投入するための規制枠組みの開発と英国のサプライチェーンの支援に 4,000 万ポンドが投資される。革新的原子力基金を通した 2030 年代初頭までに AMR の実証炉を支援するための 1 億 7,000 万ポンドの投資については、BEIS による近年の原子力イノベーションプログラムを通して資金提供された AMM、AMR F&D、AFCP が基となっている。

➢ Low Cost Nuclear Challenge[635]

原子力イノベーションプログラムに加えて、低コスト原子力課題（Low Cost Nuclear challenge）プログラムにおいて、UKRI はロールス・ロイス社を中心とした英国のコンソーシアムに産業戦略課題資金（ISCF）として 1,800 万ポンドを提供し、産業界からも 1,800 万ポンドのマッチングファンドが提供された。この第 1 フェーズは、2021 年 6 月 30 日に正式に終了し、コンセプトデザインの開発に成功した。

さらに、第 2 フェーズとして、2021 年 11 月 9 日に、ロールス・ロイス SMR に対する新たな政府資金として 2 億 1000 万ポンドの支援が発表された [636]。英国政府からの 2 億 1,000 万ポンドの助成金と、2 億 5,000 万ポンドを超える民間企業からの資金提供を組み合わせて、技術開発を行う。第 2 フェーズは 2021 年 11 月に開始され、コンセプト・リアクターの設計をさらに発展させ、原子力規制庁の GDA プロセスの通過を目指している。その目的は、民間投資家をさらに惹きつけることができる段階まで技術を進歩させ、英国が原子力 SMR 製造の国際的リーダーとしての地位を確立することにあり、その結果、英国の SMR プログラムは、2050 年までに、16 基の発電所が建設された場合、英国経済に 520 億ポンドの価値をもたらし、2,500 億ポンドの輸出市場を創出し、最大 4 万人の高価値の雇用を創出し、イングランド北部およびウェールズ北部の英国製造業コミュニティが活性化されると期待されている。

---

634 UK Government HP “Policy paper Advanced Nuclear Technologies Updated 7 March 2022”, https://www.gov.uk/government/publications/advanced-nuclear-technologies/advanced-nuclear-technologies

635 UK Research and Innovation （UKRI） HP “Low-cost nuclear challenge”, https://www.ukri.org/our-work/our-main-funds/industrial-strategy-challenge-fund/clean-growth/low-cost-nuclear-challenge/

636 UK Government Press release, 2021, UK backs new small nuclear technology with £210 million, https://www.gov.uk/government/news/uk-backs-new-small-nuclear-technology-with-210-million https://www.gov.uk/government/news/uk-backs-new-small-nuclear-technology-with-210-million

4.3.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

➢ 英国のイノベーション戦略

BEIS は Build Back Better Plan に基づき 2021 年 7 月にイノベーション戦略“UK Innovation Strategy”を発表し、イノベーションを促進する戦略を掲げている。戦略の中で、イノベーションについて、「イノベーションは、研究から応用へと一方向に整然と流れるものではなく、予測不可能で偶然的なものであり、学習、テスト、改良、発見の絶え間ないサイクルを伴う。イノベーションプロセスには、応用研究や新製品・サービスを生み出す最先端のイノベーター、企業、研究者が登場する。生産性・利益率の向上、より価値のある製品・サービスを消費者に提供するために、既存のイノベーションを効果的に採用・実施しようとする企業も含まれる。また、大学やその他の公的機関が行う研究も、基礎研究から応用研究、トランスレーショナルリサーチに至るまで、イノベーションプロセスの重要な部分を占めている。大学は多くの場合、企業や慈善団体などと密接に協力して研究を支援し、社会的・経済的な目標を達成するためにその商業化を促進しているため、大学と企業の連携は、イノベーションにとって非常に重要である。イノベーションプロセスは、企業、公的研究機関、高等教育機関、金融機関、慈善団体、政府機関、その他多くのプレーヤーが、国内外でのスキル、知識、アイデアの交換を通じて交流するエコシステムの中で起こる。」と記載しており、戦略の柱のひとつとして、革新を求めるビジネスを後押しするために次の政策を打ち出している。①研究開発への年間公共投資を過去最高の 220 億ポンドに増加② Innovate UK と British Business Bank の間でオンラインの金融・イノベーションハブを開発し、革新的な企業の複雑さを軽減する。③英国のライフサイエンス企業が直面している成長段階での資金不足を補うため、British Business Bank の Life Sciences Investment Programme に 2 億ポンドを投資する。④英国がイノベーションから最高の価値を引き出せるようにするための規制のあり方について協議する。⑤本戦略の実施を推進するため、新たにビジネスイノベーションフォーラムを設立する。

➢ イノベーション支援組織[637]

BEIS は、英国の研究・イノベーションに対する公的支出の多くを担当する政府部門である。主に機関を通して行われているが、科学・イノベーション局のエネルギー・イノベーション予算を通じて原子力研究を直接委託している。また、ファンディング機関である英国研究・イノベーション機構（UKRI）は、大学、研究機関、企業、慈善団体、政府と協力して、研究とイノベーションが繁栄するための最良の環境を作ることを目指している。7 つの研究評議会、Innovate UK、Research UK を統合し、英国全体で 70 億ポンド以上の予算で運営されている。

Innovate UK のアプローチは、主に産業戦略チャレンジファンド（ISCF）を通じて、よりオープンな競争を可能にするために、非セクターの特定分野に資金を投入することにシフトしている。そのため、原子力分野を対象とした包括的なプログラムはないが、様々なプログラムを通じて核分裂分野に資金を提供している。ISCF で最初に資金を獲得した原子力関連の課題（1,800 万ポン

[637] Nuclear Innovation and Research Advisory Board, 2020, The UK Civil Nuclear R&D Landscape Survey March 2020, https://www.nirab.org.uk/cdn/uploads/attachments/The_UK_Civil_Nuclear_RD_Landscape_Survey_April_2020.pdf

ド）は、小型モジュール式原子炉（SMR）の開発に焦点を当てた低コスト原子力課題（Low Cost Nuclear challenge）であった。Innovate UK は、過去 3 年間で総額約 3,000 万ポンドのプロジェクトを支援しており、英国のサプライチェーンの発展を支援し、主に NDA のエステート、既存プラントの延命、原子力発電所の新設に関連する中小企業（SME）を支援してきた。

7 つの研究評議では、公募や対象を絞った提案募集を通じて、学術レベルの研究を支援している。民生原子力に関する活動への資金提供も含まれており、大半が工学・物理科学研究評議会（EPSRC）が主導するエネルギープログラム 10 を通じて提供されており、自然環境研究評議会（NERC）や科学技術施設評議会（STFC）からの委託研究も含まれている。エネルギープログラムには、核融合と核分裂の両方の研究が含まれている。

BEIS 所管の研究機関では、以下のような支援体制で民生原子力研究や原子力イノベーションのための活動が行われている。なお、各組織形態の経緯は 4.3.4 で述べる。

- 英国原子力庁（UKAEA）とカルハム核融合エネルギーセンター（CCFE）：CCFE は英国の核融合研究のための国立研究所である。CCFE は、UKAEA が所有・運営している。CCFE における核融合研究は、Euratom、BEIS、EPSRC が共同で資金を提供している。UKAEA は、国立原子力ユーザー施設（NNUF）のホスト機関のひとつであり、材料特性を分析するために設立された材料研究施設（MRF）を有しており、核分裂と核融合の両プログラムで利用されている。MRF は、学術・産業界のユーザーに、中性子照射された材料のマイクロキャラクタリゼーションを実施するためのリソースを提供している。UKAEA はまた、RACE（Remote Applications in Challenging Environments）施設を主催しており、過去 3 年間で大きな発展を遂げた。
- 国立原子力研究所（NNL）：核燃料サイクル全体をカバーする英国の国立核分裂研究所。政府が所有・運営する公社で、商業ベースで運営されており、直接の助成金は受けていない。NNL は、政府との合意に基づき、その営業利益をもとに、施設、重要な技術、技術革新、研究開発など、国家戦略上重要な分野に投資している。NNL は、国立原子力ユーザー施設（NNUF）のホスト機関のひとつである。
- NDA（Nuclear Decommissioning Authority）：英国の原子力レガシーを安全かつ効率的に処理する責任を負っており、17 の原子力施設をその資産と負債を含めて所有している。主にサイトライセンス会社（SLC）とそのサプライチェーンを通じてその使命を果たしているが、サイト間の利益や必要性がある場合には、NDA が直接研究を委託することもある。NDA の予算は、公的資金と商業契約による収入の組み合わせで構成されている。

4.3.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

➢ 原子力開発の経緯

第二次世界大戦後、英国の原子力開発は主に防衛関連の用途に集中していたが、1954 年に制定された原子力庁法により、英国原子力公社（United Kingdom Atomic Energy Authority: UKAEA）が設立され、英国の原子力計画の責任を担うことになった。UKAEA は英国政府が国の原子力研究プログラムを監督するために設立した組織で、その役割は、英国の原子兵器の抑止力を提供し、将来の原子力発電所のための原子炉技術を開発することであった。UKAEA 改革の経緯について

は、4.3.4 で述べる。

UKAEA の民生原子力計画には実験用の高速増殖炉の建設も含まれ、1955 年、ドゥーンレイ高速炉（DFR）の建設に着手した。また、1956 年にはコールダーホール発電所に最初の商業用原子力発電所を開所した。コールダーホール原子力発電所は天然ウラン金属燃料と黒鉛減速材を使用し、二酸化炭素で冷却するマグノックス型原子炉で、核兵器用プルトニウムの生産も行っていた。マグノックス型ユニットは 1971 年までに 26 基建設され、2015 年のウィルファ 1 号機の運転終了によってすべて閉鎖された。

UKAEA は改良型ガス冷却炉（AGR）の原型炉であるウィンズスケール原子炉（WAGR）を 1963 年から 1981 年まで運転しており、1970 年代以降 WAGR をベースにした AGR が 7 サイト 14 基建設され、現在では EDF エナジーが所有・運転している。2021 年 6 月にダンジネス B 発電所が運転終了した。1987 年には、1,188MWe のウェスティングハウス社製 4 ループ PWR が政府に承認され、1994 年にサイズウェル B 発電所で運転を開始し、現在も稼働中である。これらの原子力発電所はもともと国営であったが、イングランドとウェールズにある英国中央電力公社（Central Electricity Generating Board； CEGB）の原子力発電所の所有権は、ナショナル・パワー社に引き継がれ、さらに 1990 年、ニュークリア・エレクトリック社に移管され民営化された。スコットランドの原子力発電所については南スコットランド発電公社（South of Scotland Electricity Board； SSEB）の原子力部門がスコティッシュ・ニュークリア社に移管され民営化された。1995 年にはニュークリア・エレクトリック社とスコティッシュ・ニュークリア社の再編によりブリティッシュ・ニュークリア社が設立され、2 社から AGR を取得し、2008 年に EDF エナジーに買収されるまで運営した。マグノックス炉については、コールダーホール原子力発電所のみセラフィールド社が運営し、他はマグノックス社が運営と廃炉に責任を持っている。[638]

表 4.3.3-1　UKAEA の開発したマグノックス炉と現在の廃止措置事業者 [639]

発電所名	総出力（MWe ）	運転開始	運転終了	運転期間（年）	廃止措置に責任を持つ現在の事業者
Calder Hall 1	50	1956	2003	47	セラフィールド社
Calder Hall 2	50	1957	2003	46	セラフィールド社
Calder Hall 3	50	1958	2003	45	セラフィールド社
Calder Hall 4	50	1959	2003	44	セラフィールド社
Chapelcross 1	49	1959	2004	45	マグノックス社
Chapelcross 2	49	1959	2004	45	マグノックス社
Chapelcross 3	49	1959	2004	45	マグノックス社

[638][638] World Nuclear Association HP “Nuclear Development in the United Kingdom”, https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/appendices/nuclear-development-in-the-united-kingdom.aspx

Chapelcross 4	49	1960	2004	44	マグノックス社
Berkeley 2	138	1962	1988	26	マグノックス社
Bradwell 1	123	1962	2002	40	マグノックス社
Bradwell 2	123	1962	2002	40	マグノックス社
Hunterston A1	160	1964	1990	26	マグノックス社
Hunterston A2	160	1964	1989	25	マグノックス社
Dungeness A1	225	1965	2006	41	マグノックス社
Dungeness A2	225	1965	2006	41	マグノックス社
Hinkley Point A1	235	1965	2000	35	マグノックス社
Hinkley Point A2	235	1965	2000	35	マグノックス社
Trawsfynydd 1	196	1965	1993	28	マグノックス社
Trawsfynydd 2	196	1965	1993	28	マグノックス社
Sizewell A1	210	1966	2006	40	マグノックス社
Sizewell A2	210	1966	2006	40	マグノックス社
Oldbury 1	217	1967	2012	45	マグノックス社
Oldbury 2	217	1968	2011	43	マグノックス社
Wylfa 1	490	1971	2015	44	マグノックス社
Wylfa 2	490	1971	2012	41	マグノックス社

表 4.3.3-2　英国の AGR 及び軽水炉（PWR）原子力発電所と運転状況、事業者の変遷 [640]

発電所名	炉型	現在の出力（MWe net）	運転開始	運転状況
Dungeness B 1&2	AGR	2 x 545	1983 & 1985	2021 年運転終了
Hartlepool 1&2	AGR	2 x 595	1983 & 1984	2024 年運転終了予定
Heysham I-1 & I-2	AGR	2 x 580	1983 & 1984	2024 年運転終了予定
Heysham II-1 & II-2	AGR	2 x 615	1988	2028 年運転終了予定

[640] World Nuclear Association HP “Nuclear Development in the United Kingdom”, https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/appendices/nuclear-development-in-the-united-kingdom.aspx と EDF エナジー社ウェブサイトを基に作成。

Hinkley Point B 1&2	AGR	2 x 610, but operating at 70% (430 MWe)	1976	2022 年廃止措置予定
Hunterston B 1&2	AGR	2 x 610, but operating at 70% (420 MWe)	1976 & 1977	2022 年廃止措置予定
Torness 1&2	AGR	2 x 625	1988 & 1989	2028 年運転終了予定
Sizewell B	PWR	1188	1995	2035 年廃止措置予定

AGR のハンタートン発電所とトーネス発電所は SSEB（国営）から、1990 年にスコティッシュ・ニュークリア社に、1996 年にはブリティッシュ・エナジー社に移管された。その他の AGR は同年それぞれ、CEGB からニュークリア・エレクトリック社、ブリティッシュ・エナジー社に移管され、2008 年以降いずれも EDF エナジー社が運転している。

➢ 意思決定にかかわる組織

英国ではビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が民生原子力政策を主導しており、スコットランド政府、ウェールズ政府、北アイルランド政府も政府当局として原子力発電所の建設や放射性廃棄物の管理など、事業者の活動に対する権限を有している。

英国における原子力事業に係る組織体制は以下の通りである。[641]

- 政府機関
  ビジネス・エネルギー・産業戦略省（Department for Business, Energy and Industrial Strategy：BEIS）、スコットランド政府、ウェールズ政府、北アイルランド政府
- 独立した原子力規制当局
  原子力規制局（Office for Nuclear Regulation：ONR）
- 環境規制当局
  環境庁（Environment Agency：EA）（イングランド及びウェールズ）、ウェールズ自然資源局（Natural Resources Wales：NRW）、スコットランド環境保護庁（Scottish Environment Protection Agency ：SEPA），北アイルランド環境庁（Northern Ireland Environment Agency）
- 放射線問題に関する諮問機関
  英国健康安全保障庁（UK Health Security Agency） ※イングランド公衆衛生局（Public Health England：PHE）より改編
- 放射性廃棄物問題に関する諮問機関
  放射性廃棄物管理委員会（Committee of Radioactive Waste Management：CoRWM）
- 研究開発
  国立原子力研究所（National Nuclear Laboratory：NNL）

[641] IAEA HP “Country Nuclear Power Profiles United Kingdom”, https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/UnitedKingdom/UnitedKingdom.htm を基に、最新状況を反映

- 原子力発電所の運営
  EDF Energy
- 原子力発電所の新規建設
  NNB Genco　※サイズウェルとヒンクリーポイント C の発電所の建設と運転を行う EDF エナジー社の子会社
- ウラン濃縮
  Urenco Ltd（Capenhurst）
- 燃料加工
  Springfields Fuels Ltd
- 廃止措置、放射性廃棄物管理
  原子力廃止措置機関（Nuclear Decommissioning Authority：NDA）（Sellafield Ltd, Magnox Ltd, Dounreay Site Restoration Ltd）
- 再処理・保管
  Sellafield Ltd.

なお、現在英国では以下のとおり新規の大型商業用原子力発電所の建設計画があり、それぞれの審査状況と推進体制を紹介する。[642]

- UK HPR1000
  審査状況：GDA 段階。中国広核集団（CGN）と ENF エナジー社のジョイントベンチャーであるジェネラル・ニュークリア・システム社が開発を行っており、現在 ONR と環境庁による審査が行われている。
- Moorside
  2009 年 2 月にエンジー（旧 GDF スエズ）、イベルドローラ、SSE の合弁企業として設立された NuGen 社がウェスティングハウス社製 AP1000 を建設、運転するため ONR は 2014 年に設計承認確認書を発行し、許認可申請の準備に進んでいたが、2019 年にプロジェクトの中止が決定された。2020 年 6 月、企業・労働組合・個人のグループが 320 万 kW の新しい英国 EPR プラント、小型モジュール炉（SMR）、先進モジュール炉（AMR）を含むクリーンエネルギーハブを開発する構想を発表している。
- Sizewell C
  審査状況：許認可申請（Licensing process）段階。EDF エナジーの子会社である NNB GenCo 社が建設と運転のため開発を進めており、ONR によって許認可申請の審査中である。
- Wylfa Newydd
  ホライズン・ニュークリア・パワーが日立 GE 製 BWR（UK ABWR）を建設・運転するため 2017 年に許認可申請を行い、ONR が包括設計審査中であったが、2019 年にホライズンの親会社である日立製作所がプロジェクト中断を発表したため、現在審査作業は行われていない。
- Hinkley Point C

[642] ONR HP “New reactors”, https://www.onr.org.uk/new-reactors.htm

NNB GenCo 社が EPR™加圧水型原子炉 2 基を建設・運転するため、2012 年に ONR がサイト許可を交付している。

4.3.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

- 英国原子力公社（UKAEA）[643]

➢ 原子力研究開発の推進体制

現在の UKAEA における主な事業は、核融合研究開発である。4.3.2 で述べた通り、核融合研究開発を行っている Culham Centre for Fusion Energy（CCFE）は、UKAEA が所有・運営している。CCFE における核融合研究は、Euratom、BEIS、EPSRC が共同で資金を提供している。UKAEA は、国立原子力ユーザー施設（NNUF）のホスト機関のひとつである。

主な研究機能は以下のとおりである。

- ✓ 核融合研究に関連した施設が、Culham とサウスヨークシャー州 Rotherham 近郊の核融合技術センターで稼働している。また、核融合技術施設では、核融合発電所の開発における重要な課題の解決に向けた取り組みが行われている。
- ✓ 材料研究施設（MRF）は、材料の微細な特性評価を行う新施設で、現在、National Nuclear User Facility の一環として大学や産業界のユーザーに開放されている。
- ✓ Remote Applications in Challenging Environments（RACE)では、ロボットと自律システムの分野で研究開発と商業活動を行っている。
- ✓ Hydrogen-3 Advanced Technology（H3AT)センターでは、核融合発電のための燃料技術を研究しており、特に商業核融合に必要な 2 つの主要燃料のうちの 1 つであるトリチウムの研究を行っている。
- ✓ Oxfordshire Advanced Skills（OAS）は、オックスフォードシャーの企業が若者に最高品質のハイテクやエンジニアリングの実習を提供するためのトレーニングセンターである。

このような広範囲にわたる核融合研究・技術プログラムを基に、UKAEA は現在、英国の核融合発電所である STEP（Spherical Tokamak for Energy Production）の設計に着手している。2040 年頃に核融合による純電力の生産を最終目標とし、STEP の初期概念設計段階が開始された。

➢ 改革の経緯

英国原子力公社（UKAEA）は、1954 年に英国政府が国の原子力研究プログラムを監督するために設立した組織で、その役割は、英国の原子兵器の抑止力を提供し、将来の原子力発電所のための原子炉技術を開発することであった。初期の成果としてコールダーホール原子力発電所を開所し、これに続いてマグノックス発電所が 10 基建設され、1959 年に臨界を迎えたドゥーンレイ高速炉も建設された。UKAEA は核融合エネルギーの可能性も探っており、1960 年に Culham に専用の核融合研究所を開設した。

1965 年以降は、改良型ガス冷却炉（AGR）や高速炉を含む新しいタイプの原子炉の計画を主導した。1970 年代初頭に行われた英国の民間原子力産業の再編成により、UKAEA の構造と役割が変更された。1971 年には、燃料生産部門が独立し、英国核燃料公社（BNFL）が設立された。

[643] UK Government HP “UKAEA About us”, https://www.gov.uk/government/organisations/uk-atomic-energy-authority/about

民生用原子力プログラムは、1994 年にドゥーンレイの高速増殖原型炉が閉鎖されたことで終了した。2005 年 4 月には、英国の民生原子力廃止措置の責任を負う原子力廃止措置期間（NDA）が設立された。UKAEA は NDA の契約者となり、Dounreay、Harwell、Windscale、Winfrith、Culham の JET 施設の廃止措置を管理することになった。

2008 年 4 月には、商業部門として UKAEA Limited が設立され、子会社の Dounreay Site Restoration Limited (DSRL)が原子力施設検査局のライセンスを取得し、Windscale のサイトは新たにライセンスを取得した Sellafield Limited に統合された。続いて 2009 年 2 月には、子会社の Research Sites Restoration Limited（RSRL）がライセンスを取得し、Harwell と Winfrith のサイトを管理することとなった。なお、2014 年、NDA、Magnox Limited、RSRL 社でサイトラインセンス契約を締結し、Harwell と Winfrith は Magnox Limited が廃止措置を請け負っている。

2009 年 3 月に政府が発表した売却プロセスを経て、2009 年 10 月 31 日、UKAEA Limited とその子会社である DSRL および RSRL は、Babcock International Group PLC に売却された。残った UKAEA の組織は、Culham での核融合エネルギー研究に集中することになった。

- 国立原子力研究所（NNL）[644]

➢ 原子力研究開発の推進体制

核燃料サイクル全体をカバーする英国の国立核分裂研究所。4.3.2 で述べた通り、政府が所有・運営する公社で、商業ベースで運営されており、直接の助成金は受けていない。NNL は、政府との合意に基づき、その営業利益をもとに、施設、重要な技術、技術革新、研究開発など、国家戦略上重要な分野に投資している。NNL は、国立原子力ユーザー施設（NNUF）のホスト機関のひとつである。

NNL は NNL Holdings Limited の事業子会社であり、この会社は英国政府による投資を通じて英国政府が所有している。NNL の資金支援組織である英国政府は、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）である。NNL は英国原子力燃料公社（BNFL）の研究開発部門を母体として、英国原子力省の戦略的目標を支援するために 2008 年に設立された。

主な研究機能は以下の通りである。[645]

- FAITH（熱水理を組み込んだ燃料アセンブリ）：政府が資金を提供する先端製造・材料（AMM）フェーズ 2 原子力イノベーションプログラムの一環である。英国における国際競争力のある施設の不足やナトリウム研究開発能力の損失に対処する。また、既存の英国の燃料製造能力を構築し、AMM を実証し、実験の計装と実施能力を高める施設を作成する。英国のサプライチェーンとアカデミアから幅広い中小企業を結集することは、将来の英国の原子力産業をサポートするためのより堅牢な人材パイプラインを保証することとなる。

---

[644] National Nuclear Laboratory HP “NNL FRAMEWORK DOCUMENT”, https://www.nnl.co.uk/about/corporate-information/, https://www.nnl.co.uk/about/policies-2/nnl-framework-document/

[645] National Nuclear Laboratory HP “INNOVATION, SCIENCE ANDTECHNOLOGY”, https://www.nnl.co.uk/innovation-science-and-technology/

- 革新的燃料開発：再処理技術開発や、被覆燃料粒子（CFP）製造の実験を行っている。（2.3.1 で紹介）
- MAPS：原子力産業におけるパイプの遠隔目視検査に対する新たなアプローチを開発している。2014 年に行われた共同研究の競争的資金を獲得して実施した。
- 廃棄物残留処理：保管されている材料を、可能な限り確立された処理ルートに送る。処理が困難な廃棄物や残留物の処理ルートの開発と実施。低レベル廃棄物処分場(LLWR)の容量の維持。
- ジュールスホロウィッツ原子炉：フランスのカダラッシュに建設中の材料試験炉の建設・運用の雨の国際協力枠組みであるコンソーシアムに参加している。
- パブリック・エンゲージメント：一般市民との対話や英国・EU のポジションペーパーの策定などに携わっている。

➢ 改革の経緯

2005 年、英国原子力燃料公社（BNFL）の国際原子力事業は、新しい子会社である Nexia Solutions 社を設立した。それまでこの事業は原子力科学技術サービス（NSTS）と呼ばれ、BNFL のビジネスグループとして運営されていた。海外需要の増加に伴い、核燃料サイクル全体で技術サービスとソリューションのコアサービスを提供しており、主要顧客として、NDA、英国原子力グループ（BNG、現セラフィールド社、ウェスティングハウス、ブリティッシュ・エナジー（現 EDF エナジー）等があった[646]。Nexia Solutions の既存設備を基に、2008 年、NNL が設立された。

- 原子力廃止措置機関（NDA）[647]

➢ 原子力研究開発の推進体制

NDA は BEIS が所管する政府外公的機関であり、スコットランド政府にも報告義務がある。NDA の任務は、原子力施設の廃止措置とクリーンアップ、放射性・非放射性廃棄物の管理、放射性廃棄物の長期保管に関する政策の実施、低レベル廃棄物計画の策定、AGR 原子力発電所（EDF エナジー）の廃炉計画の精査である。英国内で廃止措置を行う 17 の原子力施設を所有しており、6 つのサイトライセンス会社（SLC）とその親団体（PBO）との契約を使用して各サイトが管理されている。以下の SLC には直接資金を提供している。

- ✓ Dounreay Site Restoration Limited
- ✓ Low Level Waste Repository Limited
- ✓ Magnox Limited（100%子会社）
  廃止措置サイト：Berkeley; Bradwell; Chapelcross; Dungeness A; Harwell; Hinkley Point A; Hunterston; Oldbury; Sizewell A; Trawsfynydd; Winfrith; Wylfa
- ✓ Sellafield Limited（100%子会社）

NDA はまた、廃止措置・廃棄物管理の他に子会社を通して原子力輸送、原子力アーカイブ、原

[646] National Nuclear Laboratory HP “Launch of Nexia Solutions Limited”, https://www.nnl.co.uk/2014/05/launch-of-nexia-solutions-limited/

[647] UK Government HP “Nuclear Decommissioning Authority About us”, https://www.gov.uk/government/organisations/nuclear-decommissioning-authority/about

子力賠償保険などのビジネスを展開している。

- 改革の経緯
  - NDA は 2004 年のエネルギー法に基づき、2005 年に創設された。2010 年、スプリングフィールドサイトの 150 年間のリースをウェスティングハウス UK に付与している。2012 年には、ケープンハーストサイトの NDA 所有の一部を URENCO UK に譲渡している。2016 年、NDA は現在 NDA の 100%子会社として運営されている Sellafield Limited の直接所有権を取得し、セラフィールドで 6 年間運営していた PBO モデルを置き換えました。2019 年には、NDA が Magnox Limited 社の直接所有も行い、現在は NDA の 100%子会社として事業を展開している。

4.4. 仏国

4.4.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

フランスデータ・統計局（SDES）の発表によると、2020 年のフランスにおける原子力分野の研究開発のための公的資金は、7 億 6,100 万ユーロ（約 975 億円）となっている。これは、エネルギー分野全体の研究開発に投入される公的資金の 50%を占めている。また、原子力分野の研究開発のための公的資金のうち、核分裂関連は 75%、核融合関連は 15%となっている。[648, 649]

以下のグラフは、2002～2020 年までのエネルギー研究開発のための公的資金の推移を示している。

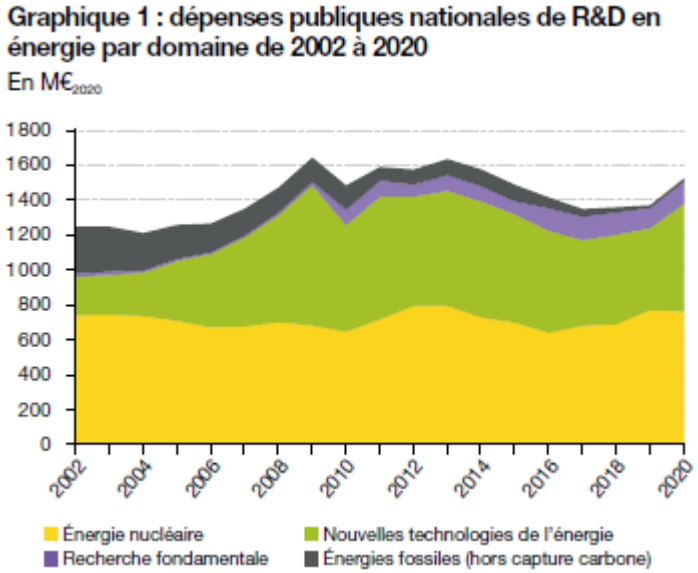


図 4.4.1-1　エネルギー分野の研究開発への公的資金 [645]

以下の表は、原子力分野の研究開発費用の内訳について、各年毎（2011～2020 年）に示したものである。

表 4.4.1-1　原子力分野の研究開発費用の内訳 [646]

核分裂及び核融合	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
（単位：M€）										

[648]

SDES, 2021/10, Les dépenses publiques de R&D en énergie en 2020 - Forte hausse des financements alloués aux nouvelles technologies, https://www.statistiques.developpement-durable.gouv.fr/sites/default/files/2021-10/datalab_essentiel_258_depenses_retd_en_e%CC%81nergie_2020_octobre2021.pdf

[649]

Dépenses publiques en R&D Energie de la France de 2002 à 2020, https://www.statistiques.developpement-durable.gouv.fr/sites/default/files/2021-10/donnees-complementaires-depenses-publiques-de-rd-en-energie-2020_octobre2021.xls

	650.510	731.354	736.573	677.672	657.472	606.558	647.216	662.909	749.750	760.884
核分裂関連	**534.293**	**622.806**	**598.399**	**552.520**	**515.635**	**477.728**	**503.483**	**498.495**	**568.882**	**573.192**
軽水炉	25.023	26.873	28.388	31.126	36.738	40.266	42.665	39.147	41.867	41.835
その他転換炉	1.000	2.000	1.742	1.273	4.804	2.646	0.887	0.887	1.216	1.901
重水炉（HWRs）	-	-	0.071	-	2.905	0.469	0.005	0.005	0.051	0.108
その他転換炉	-	-	1.671	1.273	1.899	2.177	0.882	0.882	1.165	1.793
上記以外	1.000	2.000	-	-	-	-	-	-	-	-
燃料サイクル	177.471	184.636	185.761	165.802	154.835	161.201	160.157	158.958	151.030	166.698
核分裂生成物のリサイクル／再処理	53.334	76.357	78.300	69.972	72.032	71.014	72.735	66.269	60.530	68.093
放射性廃棄物管理	119.105	101.979	102.918	91.551	79.418	88.847	86.776	91.723	89.114	97.752
その他燃料サイクル	4.031	4.301	4.543	4.279	3.384	1.340	0.544	0.544	1.075	0.542
上記以外	1.000	2.000	-	-	-	-	0.103	0.422	0.311	0.311
原子力支援技術	233.578	288.441	260.595	241.796	198.862	162.571	187.747	212.325	285.608	303.283
プラント安全および健全性	61.207	65.584	61.230	55.020	54.260	44.114	49.039	49.616	47.750	49.671
環境保護	5.876	10.135	14.461	10.156	8.662	7.342	6.972	7.471	7.083	6.621
廃止措置	-	-	1.189	0.908	0.415	1.389	0.616	0.616	0.507	0.999
その他原子力支援技術	0.283	-	1.703	1.603	1.715	2.484	1.235	19.730	18.790	21.698
上記以外	166.212	212.722	182.012	174.109	133.810	107.242	129.884	134.892	211.477	224.294
増殖炉	90.390	116.909	118.358	109.323	118.885	107.804	107.769	81.331	82.751	55.375
その他核分裂	2.868	2.528	3.201	2.934	1.379	1.738	1.387	1.604	0.796	1.037
上記以外	3.963	1.418	0.355	0.266	0.132	1.503	2.872	4.243	5.614	3.063
核融合関連	**104.557**	**106.540**	**135.611**	**123.874**	**140.451**	**128.290**	**142.211**	**162.892**	**180.646**	**187.254**
磁場核融合方式	35.501	36.395	37.293	37.465	35.899	34.940	35.350	28.577	28.963	31.881
慣性核融合方式	5.295	7.250	5.295	4.872	1.534	2.074	0.762	0.762	0.611	1.553
その他核融合方式	62.082	62.316	92.465	80.851	102.272	90.602	105.148	132.898	150.412	153.319
上記以外	1.679	0.578	0.558	0.686	0.746	0.675	0.951	0.655	0.660	0.501
核分裂・核融合関連以外	11.660	2.008	2.563	1.278	1.386	0.540	1.522	1.522	0.222	0.438

4.4.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

フランスでは、2012 年にオランド政権が誕生した後、国を挙げて研究開発を推進し、技術移転・イノベーションによって雇用や新産業の創出を図ろうという基本方針が明確に打ち出された。当時のジャン=マルク・エロー首相は、2012 年 5 月に就任したフランソワ・オランド大統領の公約に従い、2012 年 11 月、研究・イノベーションの産業化により競争力を高めることを目的にした政策「成長、競争力、雇用のための国の協約」を発表した。その 8 つの柱に沿って設けられた

合計 35 の対策の中には、競争力拠点の再編や、研究成果を企業の製品・サービスへと橋渡しする技術移転の促進が打ち出され、産業部門別に戦略を策定して企業間の連携を図ることが盛り込まれた。そのための組織として、2013 年に首相が議長を務める全国産業評議会（CNI）と、産業部門別に部門戦略委員会（CSF）が設けられ、原子力関連では原子力部門戦略委員会（CSFN）が設置された。

CSFN は、言わば原子力産業界の代表組織であり、仏国のすべての原子力関係企業や各種産業団体が加盟している。CNI は国家規模の産業戦略に関して政府に諮問を行うが、CNI が示した方向性に沿って CSFN が具体的なアクションプランを策定し、国に提示する。

2019 年 1 月には、CSFN が部門別協定の形で政府に提示し、政府（環境連帯移行省）と CSFN が 4 つの分野で戦略的協定を締結した。4 つの分野は、①雇用と能力・訓練、②原子力産業のデジタル改革、③研究開発と環境保護的方向への転換、④国際戦略である。この中で、原子力産業界を競争力や魅力に富んだものとするには、原子力部門で専門的な能力や知見を維持・更新していく必要があり、それらは同部門における技術革新能力や将来性、持続可能性にとって重要な条件であるとした。また、最新のデジタル技術を供給チェーンや技術革新プロセスに活用していく方針であるほか、同部門内では特に、燃料サイクル分野で循環経済を推進する。さらに、フランス電力（EDF）が CEA やフラマトム社とともに起ち上げた「将来の原子力発電プラント・イニシアチブ」も加速し、仏国技術による小型モジュール炉（SMR）の開発を目指すとしている。原子力部門でグローバル戦略を採用することも重要で、これにより市場や国際機関における仏国の地位を改善し、国際市場のニーズに合わせた提案を行えるよう調整していくとしている。[650, 651]

2021 年 4 月に、この戦略的協定は改正され、原子力の知識・技能習得向けの新たな原子力専門職大学（UMN）の創設、中小企業のための部門内の連帯の強化、および部門内の競争や連携の強化等が盛り込まれた。[652]

仏国では、このように政府と民間企業が連携しながらイノベーティブな取組みを行なっている。

650

Ministere de la Transition Ecologique et Solidaire et al., 2019/01/28, Communique de Presse, Signature du contrat stratégique de la filière nucléaire, https://minefi.hosting.augure.com/Augure_Minefi/r/ContenuEnLigne/Download?id=E02EEB78-662E-4F7D-A197-D1EA4F9DDF5F&filename=991%20-%20Signature%20du%20contrat%20de%20fili%C3%A8re%20Nucl%C3%A9aire.pdf

651

CNI, 2018/11/22,Contrat stratégique de la Filière Nucléaire 2019-2022, https://www.conseil-national-industrie.gouv.fr/files_cni/files/csf/nucleaire/contrat-strategique-filiere-nucleaire-signe.pdf.

652

Le communiqué de presse des ministers, 2021/04/15, Barbara Pompili, Bruno Le Maire, et Agnès Pannier-Runacher signent l'avenant au contrat stratégique de filière nucléaire et annoncent les lauréats de la première relève de l'appel à projets de soutien à l'investissement et à la modernisation de l'industrie nucléaire, https://www.economie.gouv.fr/files/files/directions_services/plan-de-relance/CP-15042021-signature-avenant-contrat-strat%C3%A9gique-fili%C3%A8re-nucl%C3%A9aire.pdf?v=1647596279

また、政府と EDF は、国内の原子力産業界の中小企業の成長を支援するための投資ファンド「Fonds France Nucléaire」を設立することを 2021 年に発表した。政府と EDF はそれぞれ 1 億ユーロずつ出資し、総額 2 億ユーロの資金が集められる予定である。イノベーティブな取組みを行なう中小企業も支援が受けられる対象となっている。[653]

4.4.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷 [654]

初期の原子力開発（1945-1969 年）

フランスにおける原子力研究開発は、第 2 次大戦終結直後に開始された。1945 年 10 月、原子力委員会の下に原子力庁（CEA）が設立された。この CEA は、原子力委員会によって管理される総理大臣の直属機関として、フランスの原子力開発における統轄機関（政策実施機関）となった。原子力委員会の構成員は 10 人で、産官学のそれぞれの代表からなり、また各種顧問、小委員会などを通して大学などの研究施設とも関連をもっていた。当時の CEA の仕事は研究、発電、原子力推進、アイソトープ利用、原子力資源開発の 5 つに分かれていた。行政の実際は CEA が当たり、産業界との協力もきわめて活発に行われた。

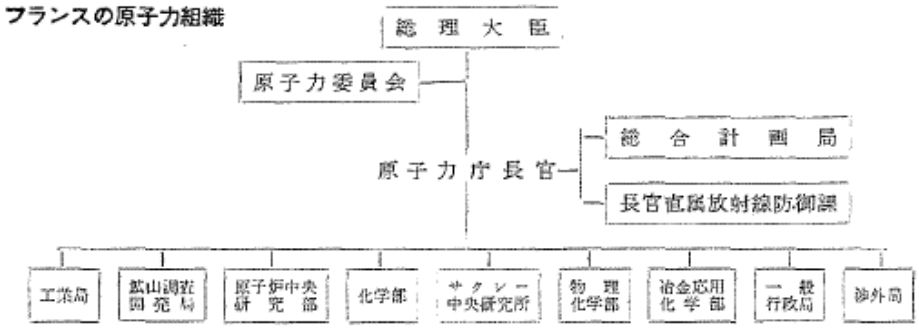


図 4.4.3-1 フランスの原子力組織（初期）[655]

初期の原子力開発は、当時想定された将来フランスにおけるエネルギーの不足を補うことであった。この頃のエネルギー情勢で、フランスは勢力需要が年間 7～8%の割合で増加し、当時の電力需要は 1975 年にはエネルギー資源の 40%までを海外から輸入しなければならない状態になるとの見通しがあり、フランスとしては、原子力開発に力を注がなければならないと考えた。

CEA は 1952 年に原子力発電計画を立案し、産業的規模での原子力発電開発が開始された。こ

653

Ministère de l'Économie et des Finances HP, 2022/03/11, https://www.economie.gouv.fr/plan-de-relance/mesures/fonds-france-nucleaire

654

日本原子力産業協会、原子力年鑑 1957～2020.

655 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1959.

の原子力発電計画は、1960 年にはシノンに 6～70MW の発電施設を、1965 年には電力需要全体の 5%に当る 850MW を、1975 年には電力需要全体の 25%に相当する 4 万 MW を原子力でまかなうという大計画であった。当初はマルクールのプルトニウム生産両用炉で経験のある天然ウラン黒鉛減速気体冷却型に頼り、これを 18 か月に 1 つの割合で建設し、1965 年頃から改めて大規模な多種類の原子炉開発計画に乗出すとしていた。また天然ウラン黒鉛減速気体冷却炉の開発と併行して、天然ウラン重水減速ガス冷却炉の開発も行なわれた。これは CEA が重水の優れた減速能力を高く評価して実行したもので、フランスの重水炉への関心を極端に示す結果であった。また重水減速ガス冷却炉は高速増殖炉に至る中間的なものとして、その経済価値が大きく期待された（天然ウランの燃焼度は黒鉛減速型の場合より約 3 倍高く、燃料費が安い上に発電原価に占める割合も小さいため、将来天然ウランの価格が 2～3 倍に上昇しても発電原価への影響か少ない)。

表 4.4.3-1　フランスの原子力発電計画（初期）[656]

発電所名	型　　式	電気出力 (kW)	所 在 地	所 有 者	完 成 年
G-1	空気冷却黒鉛減速	5,000	マルクール	CEA	1956
G-2	CO_2冷却黒鉛減速	28,000	〃	〃	1958
G-3	〃	28,000	〃	〃	1959
EDF-1	〃	60,000	シノン	EDF	1961
EDF-2	〃	170,000	〃	〃	1962
EDF-3	〃	300,000	〃	〃	1964
EDF-4	〃	400,000	〃	〃	1965
EL-4	気体冷却重水減速	80,000	モルレー附近	CEA	?

天然ウラン黒鉛減速気体冷却炉の EDF-1 は 1963 年、EDF-2 は 1965 年に、EDF-3 は 1966 年、EDF-4 は 1969 年に運転を開始した。重水減速炭酸ガス冷却炉の EL-4 は、1966 年 12 月に臨界、翌年 7 月には送電を開始し、高速増殖炉実用達成までの中間段階として新型転換炉の原型炉としてスタートをした。

これらの発電炉の建設ならびに他の原子力研究施設の建設によって、原子力産業界の基盤は拡大した。主要な原子力関係企業はいわゆる政府主導の方針によって，技術的経済的に強力な援助を受けてきたが、この政府の援助と多くの製作経験によって、独占的ともいえる巨大な原子力部門をもつ企業が生れた。

原子力開発当初から､将来の炉型として最も注目されていたのは高速増殖炉であった｡CEA は、1960 年以降、EDF、産業界と密接な関係を保ちながら高速増殖炉の開発を集中的に実施した。フランスの高速炉計画は、3 つのライン（①ラプソディ計画、②臨界実験、③フィリエール計画）に沿って進められた。CEA のカダラッシュ原子力研究所を中心として各種の実験設備建設が進められ、1965 年 8 月の高速中性子束炉ハーモニーの臨界、1966 年 2 月の高速炉臨界実験装置

[656] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1961.

Masuruca の臨界についで、1967 年 1 月にはユーラトムとの共同で建設が進められていた液体ナトリウム冷却原子炉ラプソディが臨界に達し、1967 年 3 月に熱出力 2 万 kW の定格出力に達して以来、出力上昇試験をはじめ、燃料照射試験なども順調に行なわれた。CEA ではこの経験をもとに、1969 年からマルクールにおいて、原型炉 Phenix（電気出力 25 万 kW）の建設に着手し、1973 年の臨界達成を目指した。ラプソディに関してはユーラトムと共同したが、Phenix はフランスが独自で建設するものとして、CEA、EDF、およびフランス産業界のジョイントベンチャー方式で、作業を分担する体制をとり進められた。

この当時は上述のような原子力発電の実用化に向けた研究が主体であったが、そのほかに原子力船の研究、核融合研究、アイソトープの生産なども行われた。

CEA 改組、次期炉型としての軽水炉導入、新型炉の開発（1969 年～1981 年）

1969 年 11 月、フランスの原子力開発史上、大きな政策の転換を行なった。フランスが過去 20 余年の間開発してきたガス炉に代わって、新たに次期炉型として米国の濃縮ウランを燃料とする軽水炉を導入する方針を、当時のポンピドゥー政権が発表した。これまでフランスの栄光という旗印のもと、エネルギー源の国家的自立政策を推進してきた同国にとっては、まさに 180 度の転換を示すものであった。新決定は原子力発電所建設に関する短期および長期方針の中で、次のような内容が述べられた。

- 天然ウラン炉の研究は原子力庁（CEA）と民間産業によって引きつづき行なう。
- 高速炉の完成を急速に進める。
- 1970 年および第 6 次原子力発電計画（1971-75 年）中、電力庁（EDF）は分散計画に従って濃縮ウランを燃料とするいくつかの大容量の原子力発電所の建設に着手する。
- この計画はフランス経済の国際競争力を強化することを目的としているが、このため政府は民間企業の再編、集中を促進する。

【CEA 改組】

CEA は、引き続き原子力開発の統轄機関となった。設立当初の CEA は、行政長官と最高委員の二元性を採用していたが、1970 年の機構改革で最高権限を行政長官に一括することとし、責任体制としては産業研究大臣の傘下に置かれることになった。

CEA の業務は大別して、軍事利用部門と基礎・応用研究部門の二つに分けられた。原子力産業の強化、発展を期すことを目的に、フランスは 1976 年 1 月に CEA の組織再編を行なった。ウラン資源、ウラン濃縮、プルトニウム生産をはじめとする核燃料サイクル分野を傘下に擁していた生産局を分離、独立させ、CEA が 100%出資の核燃料会社（コジェマ社）として設立したほか、物理部、生物部、グルノーブル基礎研究部を統合して、基礎研究所を設置した。

また、CEA の主要部として、原子力安全部、防護部のほかに、軍事利用局、エネルギー転換部、エレクトロニクス・情報処理技術部、原子炉研究開発部、冶金・核燃料研究部、化学部、放射性同位元素部を設置した。

さらに付属の原子力研究所には、カダラッシュ、フォントネオローズ、グルノーブル、サクレ

ーの 4 研究所があり、それぞれ基礎・応用研究に携わった。

一方、原子力発電計画の拡大に備え、原子力施設の安全審査体制強化を図り、1973 年 3 月、産業研究省内に原子力施設安全本部を設けた。それまで CEA が持っていた安全審査権限を同本部に移管し、この本部設置と同時に、産業研究大臣の諮問機関として原子力安全問題全般に取組む原子力安全最高審議会も併設され、安全確保の充実に適切な配慮がなされた。

さらに原子力発電の基本計画の見通しについて検討する原子力発電諮問委員会（PEON）が設けられているほか、外国への原子炉輸出問題など、第 3 国への核拡散防止の立場から問題点を協議する対外原子力政策閣僚協議会（CSDPNE）が 1976 年 9 月に設置された。

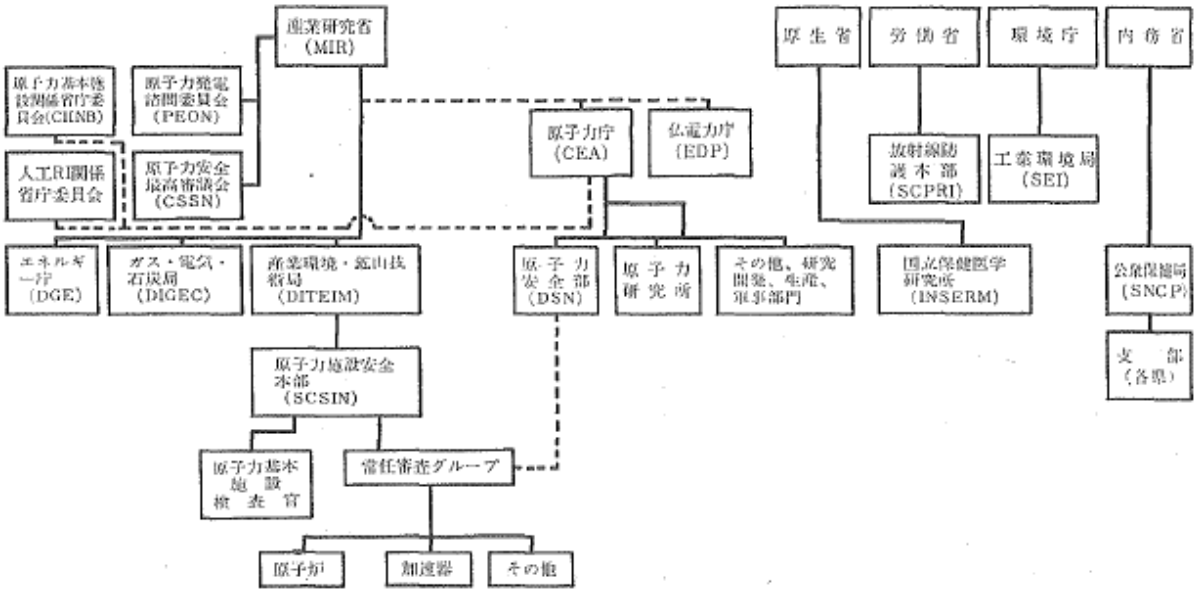


図 4.4.3-2　フランスにおける原子力開発体制（1970 年代後半）[657]

【次期炉型としての軽水炉導入】

次期炉型として米国の軽水炉を導入する方針を決定して以来、それに呼応して産業界の再編成をはじめとして動きは激しくなった。前述のとおり、フランスの原子力発電計画は、黒鉛減速ガス冷却炉（GCR）の建設着手から始まったが、1970 年代に入り、ガス炉の開発拡大および継続は、経済性からみて充分に引き合わないとの結論を下し、軽水炉の導入・開発に踏み切った。軽水炉のなかでも PWR（加圧水型）のウエスティグハウス社、BWR（沸騰水型）のゼネラル・エレクトリック社の両社との技術ライセンスの下に米国技術の導入を図った。

この軽水炉の開発推進を期した政府は 1973 年 11 月、1976 年以降に着工する新規発電所はすべて原子力発電計画の早急な拡大を提唱し、輸入石油への依存から脱け出し、エネルギー自立化への一歩を踏み出した。

導入技術にもとづく軽水炉の国産化促進を目指すフランス政府は、軽水炉における BWR と PWR の両炉型の並行開発体制を再考し、1975 年 8 月、BWR の開発を断念し、軽水炉開発の PWR 一本化することを決定した。ウェスティングハウス（WH）社の PWR 技術ライセンスを所有す

[657] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1980.

るフラマトム社は、唯一の国内原子炉メーカーとして活動することになった。さらに、フラマトム社に CEA を通じて資本参加し、原子力産業のフランス化を図り、PWR 型炉の改良に務める方針を決定した。開発炉型の 1 つに絞ることで、将来の輸出をめざした原子力産業の強化、育成を期したわけで、そのための行政、産業の再編を行った。フラマトム社への当時の出資率は，クルーゾ・ロワール社 51%、CEA30%、ウエスティグハウス社 15%、ジュモン・シュネードル、スピー・パチニョル、メルラン・ジェランの 3 社 4%の各出資であった。

こうした開発努力、再編の成果として 1977 年 3 月 7 日、同国初の商用 PWR であるフェッセンハイム 1 号機（93 万 kW）が初臨界し、同年 4 月に送電を開始するに至った。

【新型炉の開発と新型動力炉メーカーの再編成】

新型炉の開発にたっては、高速増殖炉と高温ガス炉の重点的開発という線に沿って進められた。プルトニウム燃料のリサイクルによるウラン資源の経済、燃料費が安いこと、流体及び気体廃棄物が少ないこと等の利点から CEA は原子炉開発予算の話半分を高速増殖炉にあてて来た。実験炉ラプソディにつづいて 4 年間の建設期間を経て 1972 年に完成した原型炉フェニックス（25 万 kW）は 1974 年 3 月に全出力運転に入り、その後も順調な運転を続けた。これに続く開発計画として商用炉スーパーフェニックス（120 万 kW）の開発があり、EDF がドイツの RWE、イタリアのイタリア電力公社（ENEL）と共同で建設に着手することとなった。産業界では高速炉の実用化と商業化のため CEA のライセンス所有者の GNR と NIRA をフランス・イタリアに設立した。

フランス政府は、軽水炉メーカーの再編成に引き続き、1976 年 4 月新型動力炉（高速増殖炉、高温ガス冷却炉）メーカーの再編成を行ない、新しく新型炉開発に携わるノバトム社を設立した。ノバトム社への出資比率はクルーゾ・ロワール社 40%、CEA 30%、ネイルビック社 15%、アルストム・アトランチック社 15%であった。この再編成の目的は、軽水炉の場合同様に投資の重複を避け、競争力のあるメーカーを育成することであった。ノバトム社は、EDF、西ドイツの RWE、イタリア電力公社の 3 団共同開発のスーパーフェニックス建設に本格的に着手するとともに、西ドイツのインターアトム、イタリアの NIRA との建設分担をはかり、1984 年の完成を目指した。

また高温ガス炉については、この炉のすぐれた特質より、その技術的開発と商業化は意義があるとしていたが、トリウムあるいは低濃縮ウランのいずれを使用しても各核燃料サイクルの段階で巨大の投資が必要であるため他国との共同開発以外は無理であると考えた。このため CEA は米ガルフ社との間に企業参加とライセンスの協定を結んだ。フランスは高温ガス炉に興味をしめしていたが、実際には CEA においていくつかの実験が行なわれている程度であった。

CEA 改組、欧州型 PWR 開発、高速増殖炉運転・開発（1982～2000 年）

第 1 次石油危機以降、強力に推進されてきたフランスの原子力開発政策は、1980 年代に入っても継続する政策は変わらなかったが、開発テンポは第 2 次石油危機後の電力需要鈍化傾向を反映して、暫次見直しが行われた。1970 年代の年間 5～6 基から、1983 年には年間 2 基に、1985 年には 1 基に削減された。さらに 1987 年には、1988～1991 年について、2 年間に 1 基と決められたが、実際は 1991 年に 1 基だけ発注された。1993 年には 1 基が発注されたに止まった。1992

年から電力需要の停滞傾向が顕著になってきたため、1994 年 6 月に 20 世紀中の新規発注は行わないことが決定された。

フランスの原子力開発体制は、1982 年 6 月に、研究技術省と工業省を統合して再編された研究工業省が管轄し、引き続き政府主導の強力な開発体制の一元化がはかられた。すなわち、研究工業省・原子力庁による原子力開発行政にもとづき、

・ フランス電力公社（EDF）（発電設備の設計、エンジニアリング、運転）
・ フラマトム（PWR メーカー）
・ ノバトム（FBR メーカー）
・ COGEMA（核燃料サイクル関係)、
・ CEA（研究開発）

などにより開発が進められた。

【CEA 改組】

1945 年に設立された CEA は、引き続き、フランスの原子力開発の中核として重要な存在であった。CEA の任務は、次の 5 つに大別された。

(1)核兵器の研究，設計および製造
(2)原子力の平和利用のための開発－フランスの原子力計画に適した原子炉の設計および核燃料サイクルの研究
(3)安全防護研究（原子力施設の環境への影響評価を含む）
(4)基礎研究
(5)原子力分野以外への原子力技術と人材の応用、省エネルギー，新エネルギー、放射性同位元素の応用

CEA 予算の約半分は、国防予算から支出され、残り半分が民事用研究費であった。この民事用研究費の 60%が原子力、20%が基礎研究、15%が原子力以外の新技術、5%がその他の活動にそれぞれ使われていた（1982 年時点)。

CEA 長官の下には、以下の 4 つの局・研究所が設置され、それぞれ現業の部課をもっていた。

・軍事利用局
・原子力安全防護研究所（IPSN）
・基礎研究所（IRF）
・技術研究・工業用開発研究所（IRTDI）

この他、CEA 付属研究所として，カダラッジュ，フォントネオローズ、グルノーブル、サクレー、ヴァレ・デュ・ローヌの 5 研究所があった。また、イオン化放射性事務局（ORIS)、原子力科学技術研究所（INSTN)、放射性廃棄物管理庁（ANDRA）については、CEA の傘下ではあるが独立した機関として運営された。

また，CEA は核燃料公社（COGEMA、100%出資）をはじめとして、原子力産業界に数多くの出資会社を所有していた。1983 年にこれらの系列会社を管理するため、CEA の下に特殊会社として CEA-INDUSTRIES 社が設立された。

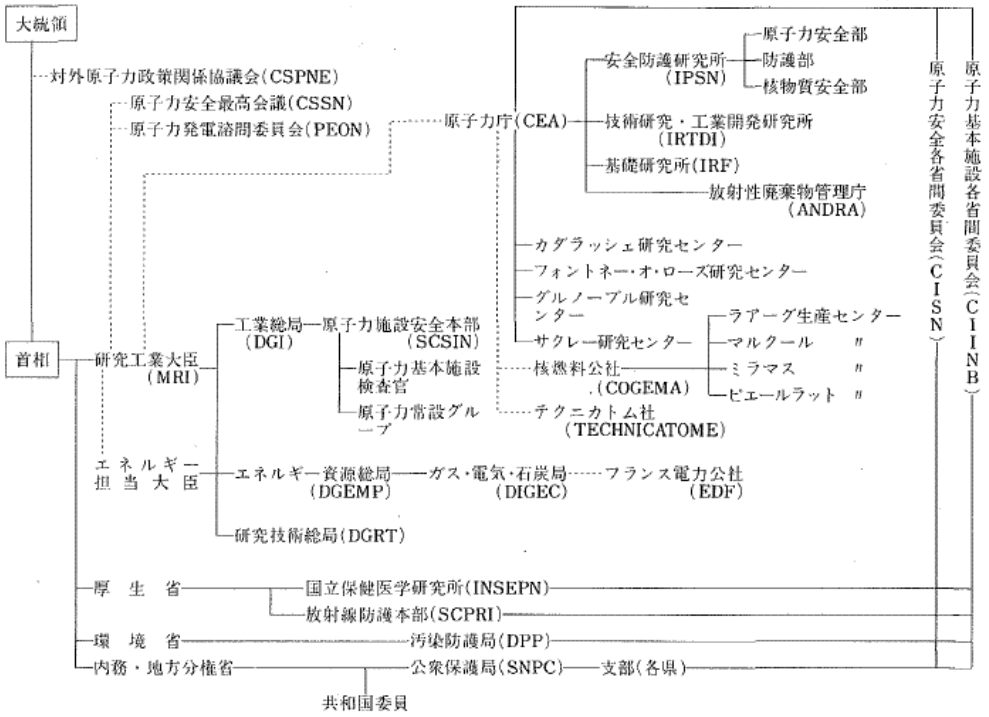
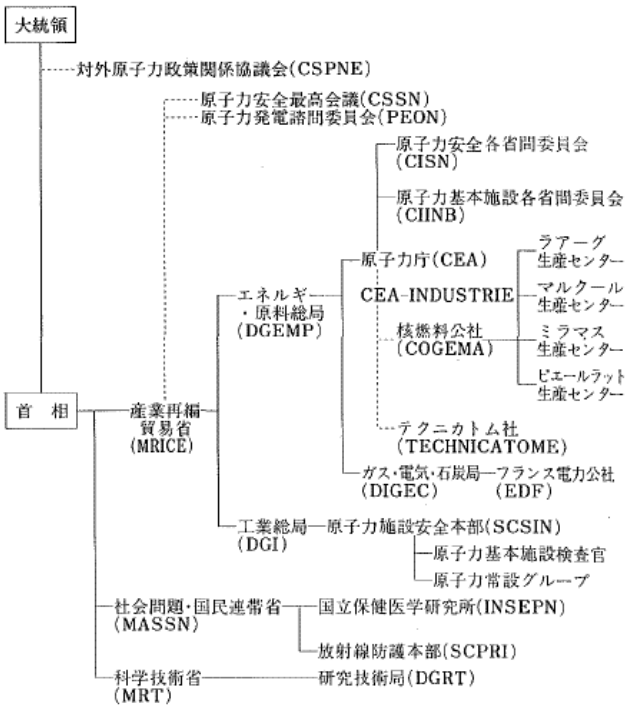


図 4.4.3-3　フランスにおける原子力開発体制（1982 年）[658]

フランスの原子力開発体制は、1984 年 7 月の内閣再編で誕生した産業再編・貿易省が管轄し、図 4.4.3-4 のように変更された。



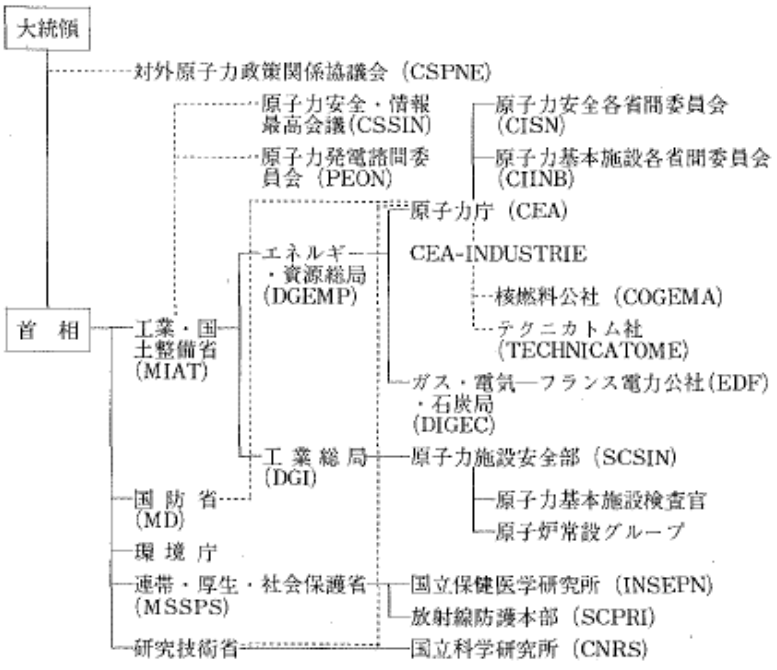
[658] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1984.

図 4.4.3-4　フランスにおける原子力開発体制（1984 年）[659]

その後、所管省庁の名称の変更はあるものの、所管省庁の原子力開発行政のもと、CEA（研究開発）、COGEMA（原子燃料サイクル関係）、EDF（設計、エンジニアリング、運転）、フラマトム社（PWR メーカー）が、主に開発活動に携わる原子力開発体制が続いた。1989 年に原子力研究開発体制の見直しが行われたが、その後も CEA が中心的役割を果たすことに変更はなかったが、現実と将来展望に合致した CEA 組織および原子力産業の再編、資金分担など、CEA と電力会社、メーカーなど他の関連機関との協力強化、CEA の安全規制関連機関の独立性強化を行っていくことが決められた。

そのため、1990 年 3 月には CEA の組織再編が実施された。その結果、従来の技術研究・工業開発研究所（IRTDI）は核燃料局、原子炉局および高度技術局に、また基礎研究所（IRF）は生命科学局と素材科学局に分割された。CEA のその他の機関である放射性廃棄物管理庁（ANDRA）、原子力科学技術研究所（INSTN）は基本的に変更はなかった。軍事利用局の組織改変は見送られた。安全解析作業などは、CEA の原子力安全防護研究所（IPSN）が行っていたが CEA が開発主体でもあるため、1990 年の見直しで IPSN の独立性を強化する組織改変が行われた。

また CEA は、COGEMA を始めとして、原子力産業部門に多数の出資会社を有しており、それらは CEA lndustrles 社によって管理されていた。1989 年の CEA の体制見直しでは、経営効率化の一環として、出資会社の資本を民間に放出する動きがあった。これまで CEA100％子会社であった COGEMA は、1993 年にフランス石油（TOTAL）と資本交渉を行い、TOTAL が 10.8％を獲得した。原子炉メーカー・フラマトム社は、1990 年 10 月に決着し、新しい株主構成は CEA・EDF 46％、クレディ・リヨネ（国有銀行）5％、CGE（フランス大手総合エレクトロニクスメーカー）44％、フラマトム社職員 5％で、国側が 51％となり、前政権下で打ち出されたフラマトム社の民営化は、結局、見送られた。



[659] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1985.

図 4.4.3-5　フランスにおける原子力開発体制（1990 年）[660]

なお、ANDRA は 1992 年から CEA の下部組織ではなく、分離独立され、独立した機関として直接監督官庁（環境省）の下に置かれた。

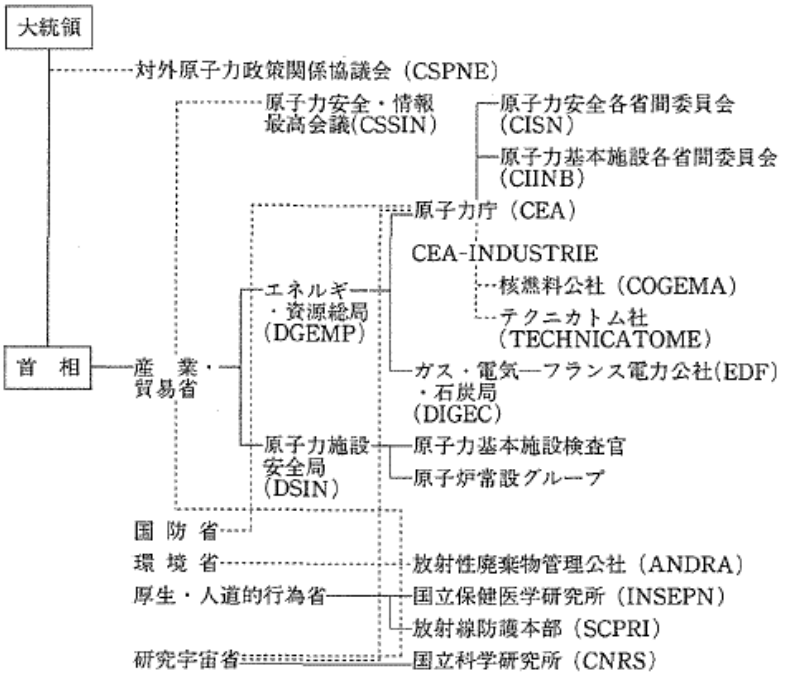


図 4.4.3-6　フランスにおける原子力開発体制（1992 年）[661]

【欧州型 PWR 開発】

EDF は、1990 年代に入り、次期炉について欧州加圧水型炉（EPR）計画を策定し検討を進めた。これは、①EDF が進めてきた「REP2000（「軽水炉 2000 年」）計画、②フラマトム社とドイツ・シーメンス社とのコンソーシアムであるニュークリア・パワー・インターナショナル社(NPI)の輸出炉開発計画、③ドイツ電気事業者の新型軽水炉開発計画を一本化し、欧州内での次期軽水炉を開発し、欧州の原子炉市場をリードしてゆこうというものであった。具体的には、EPR はフランスの N4 型、およびドイツのコンボイ型を基本にした出力 140 万 kW の改良型炉で、安全面でより厳しい基準が適用されるとともに、保守面ではより容易に、また燃料サイクルについてはより柔軟性に富んだ設計にした。特に安全面ではドイツとの共通化を押し進める計画とした。

プロジェクトは、1994 年に概念設計を終了し、1995 年には基本設計に入り、1998 年から詳細設計の発注、建設開始を目標とした。実際、この炉型の初号機は、NPI 社の製作、EDF の運転という形で、2000 年初頭にフランスでの建設を目指した。

1998 年時点で電源開発は一段落していた。新たな電源開発は 2010 年以降にするとしていた。このころ、エネルギー政策を CEA が中心になり検討中であった。

【高速増殖炉運転・開発】

660 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1991.

661 日本原子力産業協会、原子力年鑑 1992.

高速増殖炉開発については、1986 年にはフランス、西独、イタリア、ベルギー、オランダによる世界初の商業規模実証炉スーパーフェニックスが運開した。同炉は 1986 年 12 月に全出力に達したが、いくつかのトラブルが発生するとともに、政府が安全対策の見直しを求めたため、1990 年 7 月から運転を停止した。1994 年 7 月には運転再開が認められ、同年 8 月再臨界した。運転再開に際しては、長寿命放射性廃棄物およびプルトニウム燃焼の研究・実証を主目的とし、発電を副次的とするよう用途変更された。しかし、政府は、1998 年 2 月、経済性を理由に同炉の即時閉鎖を決定し、12 月に恒久的運転停止許可を発給した。

一方、このスーパーフェニックスに続く商業炉は、経済性を重視した「欧州高速増殖炉」（EFR）として開発されることが、1987 年 10 月、欧州電気事業者間（EFRUG グループ：フランス、西ドイツ、イギリス、イタリア、ベルギーが参加）で合意された。1989 年 2 月にはフランス、西ドイツ、イギリスが協力協定に調印した。イタリア、ベルギーは政府の原子力政策変更のため、この協定には参加しなかった。1988 年に開発が開始され、1993 年に概念設計と予備安全評価が終了したが、その後本計画は設計研究の段階で終了とされている。

原子力産業再編、CEA 改組、第四世代原子炉（ASTRID）開発、AREVA 社再編、SMR 開発（2001～2021 年）

フランスにおける原子力開発体制は、2000 年代に入っても、政府主導により一元的に管理された。つまり、エネルギー政策を推進する所管省庁があり、その政策を具体化するために必要なあらゆる技術の研究開発を CEA が担い、原子力産業の複合企業として AREVA グループ（下記の原子力産業再編を参照）、電力会社の EDF、そして、廃棄物の組成、由来に関わらず全ての放射性廃棄物管理を一手に担う ANDRA が存在した。なお、AREVA グループは、慢性的な経営危機に陥ったことから、2015～2018 年に再編が実施され、AREVA グループは、燃料サイクル事業を担う Orano 社、原子炉製造事業を担うフラマトム社、AREVA ホールディングス（持ち株会社）の 3 社に分割された（下記の AREVA 社再編を参照）。

【原子力産業再編】

フランスの原子炉メーカー、フラマトム社とドイツのシーメンス社発電事業部（KWU）は、2001 年 1 月 31 日、フラマトム ANP 社設立に関する文書に署名した。両者は 1999 年末、世界的な原子力企業の再編の動きに呼応して、両社の原子力部門を統合・強化することで基本合意した。2000 年 7 月にはフラマトム社が 66%、シーメンス社が 34%を出資することで最終的に合意していた。アメリカおよび EU の反トラスト当局の承認を得て正式の発足となった。

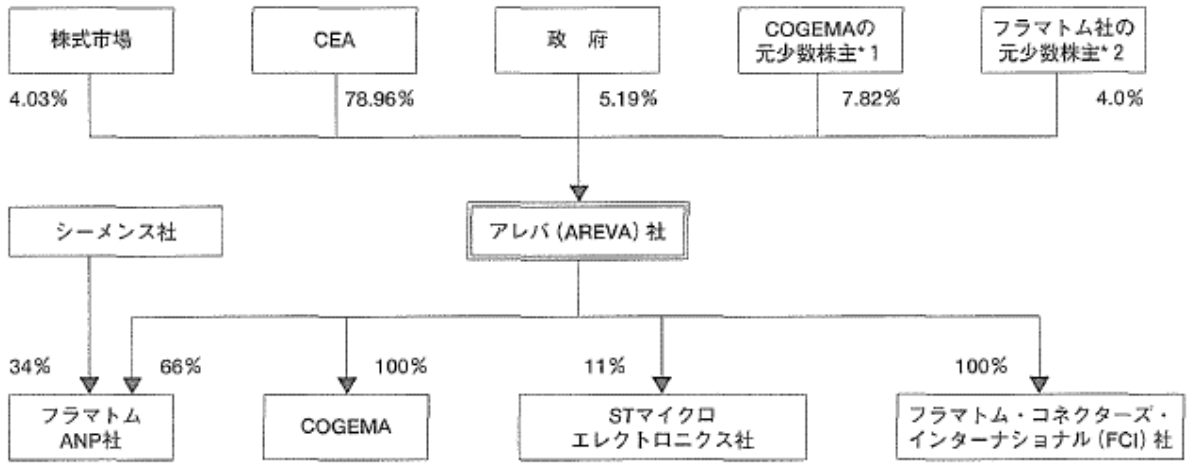
新会社の本社はパリに置かれ、年間売上は 30 億ユーロ（約 3300 億円）、従業員数は 1 万 3000 人にのぼる見通しであった。これまでに両社が供給した原子炉は 11 か国で 90 基を超える。新会社の事業内容は、燃料製造から原子力発電所の設計、建設およびメンテナンスまで多岐にわたった。

フランス政府は 2000 年 11 月、官民の資本が入り組む原子力産業界の複雑な構造を簡素化し、資本力を強化するために、新持ち株会社を頂点として COGEMA、フラマトム ANP、フラマトム・コネクターズ・インターナショナル（FCD 社など関係企業をグループ化する再編計画を打ち

出した。

CEA インダストリー、COGEMA、フラマトム ANP の 3 社は 2001 年 9 月 3 日、合同株主総会を開催し、新しい持ち株会社アレバ（AREVA）社の基で力を結集することを可決した。これを受けて、翌 4 日にはこれまで TOPCO の仮称で呼ばれていた新会社アレバ社が正式に発足し、フランスの原子力産業再編計画が完了した。

アレバ社の傘下には、フラマトム ANP、COGEMA の原子力企業のほか、FCI 社や半導体メーカーである ST マイクロ・エレクトロニクス社が入った。原子力事業は全体の 4 分の 3 を占め、原子力発電所の建設および廃止措置をはじめウランの採掘から燃料製造、核燃料サイクル全般までをカバーすることとなった。



（注）*1　CDC（3.59%），ERAP（3.21%），TotalFinaElf（1.02%）
　　*2　EDF（2.42%），Framepargne（1.58%）

図 4.4.3-7　フランスの原子力産業再編（2001 年 12 月時点）[662]

【CEA 改組】

CEA は、1945 年に原子力の研究開発を推進するための行政機関として設立され、当初から軍事用と民生用の両方のプラグラムを進めてきた。2010 年には、エネルギー資源の多様化を視野に入れて、旧原子力庁から現原子力・代替エネルギー庁に改名された。パリの本部の他、Saclay サイトや Cadarache サイト等国内 10 ヶ所に研究センターがあり、様々な試験研究炉やその他の研究施設を有している。予算は、政府からの支出と関連会社や EU からの支出によって賄われている。

[662] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 2003.

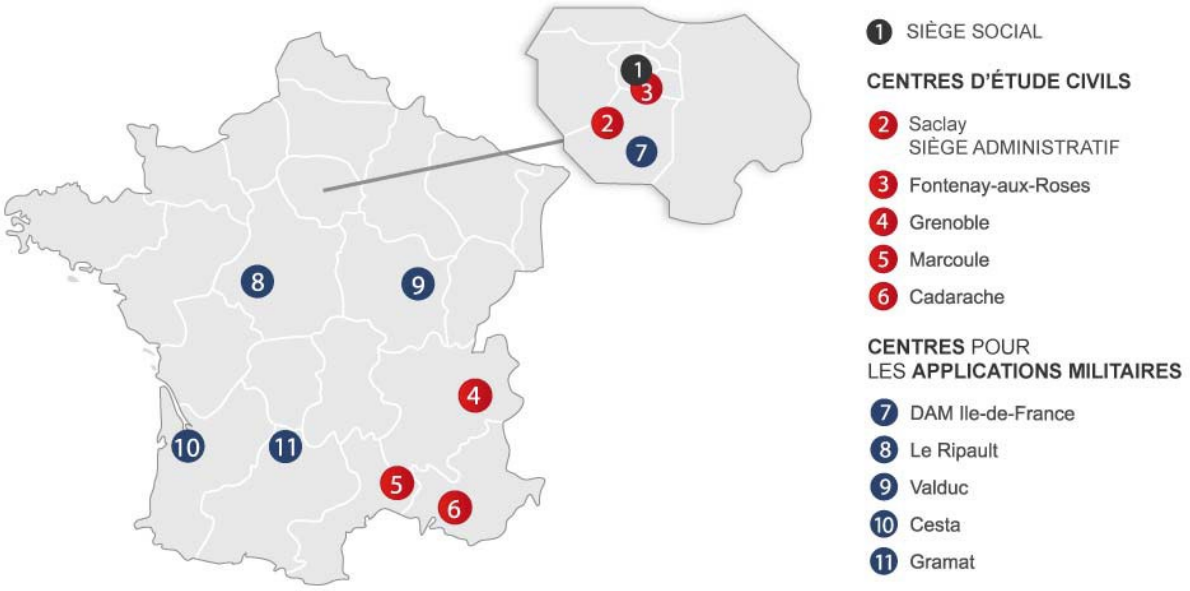


図 4.4.3-8　CEA の施設 [663]

【原子力研究開発プログラムと ASTRID 開発】

N.サルコジ大統領は 2011 年 6 月 27 日、原子力の一層の安全強化に向けた研究と第四世代原子炉の開発のため、政府の原子力研究開発プログラムに対する合計 10 億ユーロの投資計画に変更がないことを明らかにした。フランスは、2009 年 12 月にした方針を堅持した。再生可能エネルギーを含め、低炭素エネルギー技術の開発でパイオニアとなり、安全性に優れた原子力開発継続方針を貫く考えを示した。政府が 2009 年末に開始した「未来のための公共投資」計画では、350 億ユーロの新規国債発行により優先投資していく産業分野を特定した。「持続可能な開発とエネルギー」分野のため割り当てられた 51 億ユーロのうち、10 億ユーロが将来の原子炉開発に投じられるとしていた。政府はこのうち、6 億 5,160 万ユーロを第四世代の新型ナトリウム高速冷却炉となる「ASTRID」の詳細設計などに投入するとした。

フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）は 2012 年 6 月、第 4 世代の新型ナトリウム冷却高速炉（ASTRID）の開発にフランス大手ゼネコンのブイグ社が土木エンジニアリング設計で参加することを明らかにした。すでにフランス内外の原子力関係企業 8 社が協力する研究開発チームにブイグ社を加え、高速炉技術の完全な成熟を目指す官民の取り組みが加速されることになった。

CEA は 1950 年代に高速炉開発に着手した。高速増殖炉原型炉フェニックスおよび実証炉スーパーフェニックスで得られた経験を基に、ナトリウム冷却による高速炉の標準型と位置付けた ASTRID をエネルギーの供給保証のみならずウラン資源の有効活用とプルトニウムの多重リサイクル、高レベル廃棄物の燃焼・減容などに役立てる考えを示した。2020 年の完成を念頭に 2017 年に着工の判断を下す予定であった。同計画は 2006 年に制定された「放射性廃棄物と放射性物質の持続可能な管理に関する計画法」および 2010 年に CEA とフランス政府が結んだ「将来投資プログラムに関する合意に基づいており、政府は詳細設計が完了するまでに 6 億 5,200 万ユーロ

[663] CEA HP, https://www.cea.fr/Pages/le-cea/acteur-clef-de-la-recherche-technologique.aspx

の提供を約束した。

産業界との連携に関しては、2010 年 11 月に AREVA 社が CEA との共同設計に合意した。原子炉設計に関する AREVA 社の特殊な経験と技術を活かし、ASTRID の原子力蒸気供給系と補助装置および計装制御系を設計した。また、今回参加したブイグ社はフィンランドのオルキルオト 3 号機およびフランスのフラマンビル 3 号機の両建設計画で欧州加圧水型炉（EPR）建設の土木エンジニアリングを請け負った経験が評価され、ASTRID でも同じ作業を担当することになった。

ASTRID 計画では CEA がプロジェクトマネジメントと構造建築全体、および炉心と燃料設計で中心的役割を担うが、関与する約 500 名のうち約半分が東芝（大型電磁ポンプ)、フランス・アルストム社（エネルギー変換システム)、イギリス・アメック社とイギリス・ロールス・ロイス社（開発協力)、フランス・コメックス・ニュークリア社（ロボティクスとその操作)、フランス電力（EDF)（プロジェクト管理補助と運転経験の共有利用)、アメリカ・ジェイコブス社（共通資源とインフラ）から構成された。

【AREVA 社再編】

AREVA グループは、2011 年以降慢性的な経営危機に陥った。同社を救済するため、フランス政府は同社の事業再編と大規模な増資を行った。これにより 2001 年の設立以降、フロントエンド、原子炉・サービス、バックエンドに至るサプライチェーン全体をカバーする総合的なサービスを提供するビジネスモデルに終止符が打たれた。AREVA グループは、2015～2018 年にかけて本格的な再編が実施され、燃料サイクル事業を担う Orano 社、原子炉製造事業を担うフラマトム社、AREVA ホールディングス（持ち株会社）の 3 社に分割された。

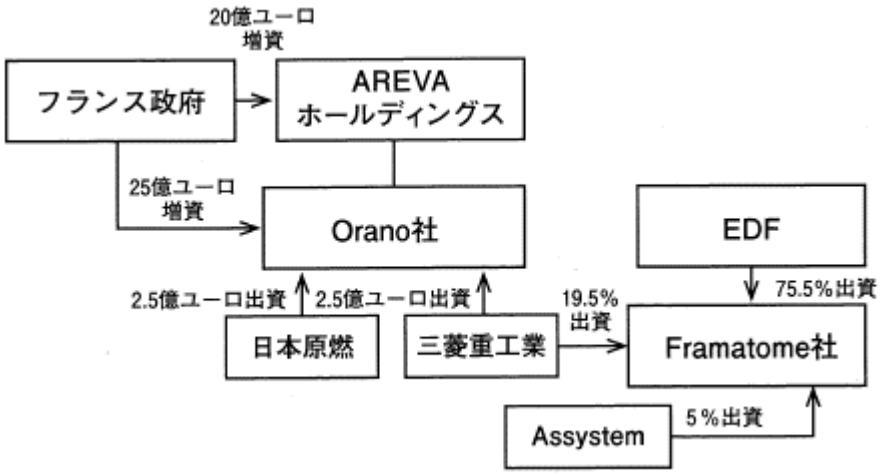


図 4.4.3-9　AREVA 社再編 [664]

【SMR 開発】

フランス国内の以下 4 機関による共同開発プロジェクトとして、現在、小型モジュール炉

[664] 日本原子力産業協会、原子力年鑑 2019.

NUWARD™の開発が進められている。[665]

- 仏原子力・代替エネルギー庁（CEA）
- 電気事業者のフランス電力（EDF）
- 小型炉専門開発企業の TechnicAtome（約 50 年間で 20 以上の小型炉を設計・組立て・起動した実績がある）
- 政府系造船企業の Naval Group（小型の原子力ユニットを推進力とする原子力潜水艦や空母を建設してきた実績がある）

2020 年 9 月、フランス復興計画の一環として NUWARD™に 5,000 万ユーロの予算が割り当てられた。2022 年 2 月、フランスのマクロン大統領は、フランス東部のベルフォールにある GE スチームパワーの製造拠点に登場した際、フランスの再工業化計画「フランス 2030」を通じて、他の「燃料サイクルを閉じて廃棄物を少なくする革新的原子炉」と NUWARD SMR プロジェクトに合計 10 億ユーロを用意する予定であり、10 年後までにフランスでプロトタイプを建設したいと発表した。[666]

また、国際的な産業界、学術・研究機関の有識者で構成される NUWARD™諮問委員会（INAB）が設置されることが発表された。[667]

4.4.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

4.4.3 を参照。

---

665 EDF Press Release, 2019/09/17, CEA, EDF, Naval Group and TechnicAtome unveil NUWARD：jointly developed Small Modular Reactor (SMR) project, https://www.edf.fr/sites/groupe/files/contrib/groupe-edf/espaces-dedies/espace-medias/cp/2019/cp_edf_20190917_nuward_va.pdf

666 Powermag, 2022/2/11, French President Calls for Major Increase in Nuclear Power, Offshore Wind, https://www.powermag.com/french-president-calls-for-major-increase-in-nuclear-power/

667 EDF Press release, 2021/12/02, EDF announces the establishment of the International NUWARD™ Advisory Board (INAB) to provide advice and insights on the development of NUWARD™ SMR, https://www.edf.fr/sites/groupe/files/epresspack/2091/fb618c4e57379d8956bee23397c05dbe.pdf

4.5. 中国

4.5.1. 政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

政府・関係機関における軽水炉・新型炉の関係予算額、予算変遷等に関する直近の詳細情報が見当たらなかった。参考として、以下の関連情報があった。

2007 年 10 月に国務院が、正式に国家発展改革委員会が提出した「原子力発電中長期発展計画（2005～2020 年)」によれば、2005 年から 2020 年の 15 年間に原子力発電（主に軽水炉、一部新型炉など含）の投資規模等は以下の通り。

- 15 年の間に計画された新規原子力発電施設の建設規模から、原子力開発に要する総投資資金額は約 4500 億 RMB（RMB は中国通貨「元」)。うち、15 年の間に投下する必要な資本金は 900 億 RMB、年平均で必要な資本金は 54 億 RMB と試算されている（注：為替変動含まない)。
- このほかに、原子力燃料関連の資金ニーズの規模も大きい。このうち、天然ウラン資源開発、備蓄、原子力燃料再処理などが含まれる。ただし、同計画の中では、その具体的予算規模を明記していない。

なお、これらの資金は、基本的に事業者（企業）が自ら市場から調達する。商銀銀行などの金融機関からの融資で賄うとしている。[668]

4.5.2. 政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方については、詳細の情報は見当たらない。ただし、原子力の開発や産業イノベーションに対して、中央政府、地方自治体および関係機関は、イノベーションを奨励しているスタンスをとっている。行政サービスなどを通じて関連のサポートをしていると考えられる。例えば、以下のような支援もしくはサービスを提供している模様である。[669]

- 政府からの支援は、主に国務院（所属省庁や関連機関が実施)、地方自治体による原子力産業振興に関する原子力計画の策定や関連の行政サービス程度である（注：政府から直接の資金投入などのような支援がない)。
- 資金面では、主に大手商業銀行のほか、投資銀行等金融機関などによる投融資である。
- 一部では、大学等の学術研究機関、例えば清華大学等も開発に参加し、設計、技術等の支援を行っている。[670]

---

668 国家発展改革委員会、「国家核电发展专题规划(2005-2020 年)」、2007 年 10 月

669 NEA：National Energy Administration、http://www.nea.gov.cn/

原子力エネルギー全般を統括する専門部署「核電司」を持つ。米国 DOE の機能に相当する組織。

670 INET：Institute of Nuclear and New Energy Technology、Tsinghua University、https://www.inet.tsinghua.edu.cn/ineten/

第四世代炉の小型高温ガス炉 HTR-PM の開発オーナー、設計者。

4.5.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷については、主に以下の通り。

1）原子力開発に係る国の政策動向と関連組織の対応

原子力発電推進側の政府機関として、国務院国家発展改革委員会（NDRC）管轄下の国家能源局（NEA、日本の経済産業省資源エネルギー庁相当）、工業情報化部管轄下の国家原子能機構（CAEA）がある。NEA は、主に原子力政策（発展計画立案、プロジェクト審査等）を担う。CAEA は、主に原子力国際協力、緊急時対策等を担う。

規制側機関としては、環境保護部（MEP）にある国家核安全局（NNSA、日本の原子力規制委員会に相当）と核安全センターがある。NNSA は、主に原子力安全、放射線安全等を一元的に規制、監督する。基本的には、中国国内にある研究炉を含むすべての原子力施設及び核燃料施設の規制、安全性評価、監督等は、NNSA にて実施する。核安全センターは、主に原子力安全規制のための包括的な技術支援を担う。

2015 年 1 月、国務院（内閣）常務会議は経済圏構想「一帯一路」の重点施策として、原子力発電プラントや高速鉄道等のインフラ輸出加速を確認した。

この会議での決定に伴い、国家核電技術（SNPTC）社はトルコ向けに CAP1400 炉の輸出を提案した。提案で「SNPTC を統括窓口とする全サービスの提供」、「トルコへの技術移転と国産化への協力」、「資金調達」、「世界市場での協力」等が盛り込まれた。とくに、核燃料サイクルの手当てや BOO 方式*の資金調達支援では最も有力でありながら技術移転しないロシア方式とは異なり、中国の提案には大きな魅力点が多いため、市場で競争力をもつ。

＊BOO：Build Own Operate（建設、所有、運営）。国際間での事業プロジェクトでよく用いられる契約手法の一つで、事業終了時に施設の所有権を相手側に譲渡する契約手法。

2）産業界レベルでの原子力開発プロジェクトマネジメントに係る変遷

中国の電力産業界は、現在、発電と送電を完全に分離する「発送分離」体制となっている。これは、2002 年に行われた電力改革により形成された。電力改革の目的は、電力の安定供給、WTO コミットメントへの対応のほか、発電コストの引き下げ、公平透明な電力市場の構築（卸電力取引市場の形成に向けた措置の一環）などとされている。

発電事業を行っている 5 大手電力会社と原子力発電事業 3 社、および送電事業 2 社は、以下の通り。現在のところ、この体制に大きな変化がなく、組織の再編という動きも見られない。

5 大手電力会社

大唐：中国大唐集団公司（DATANG、本社北京）
国電：中国国電集団公司（GUODIAN、本社北京）
華電：中国華電集団公司（HUADIAN、本社北京）

華能：中国華能集団公司（HUANENG、本社北京）
国電投：中国電力投資集団公司（SPIC、本社北京）

3 原子力発電事業者

CNNC 社：中国核工業集団公司（本社北京）
CGN 社：中国広核集団公司（本社広東省・深圳）
SPIC 社：中国電力投資集団公司（本社北京）

2 送電事業者

国家電網：国家電網公司（本社北京）
南方電網：中国南方電網公司（本社広東省・広州）

原子力発電事業を行う CNNC、CGN、SPIC 3 社のうち、CNNC 社と CGN 社は、中国の原子力発電事業の中心を担ってきた。SPIC 社は、5 大発電会社の一角を担うが、原子力発電の比重が比較的小さい。現在、3 社とも原子力関連の研究、開発、原子力発電所の建設を行っている。[671] [672] [673]

各社の主な役割や概要等については、以下の通り。

CNNC 社：業界リーダー、国内、海外でも業界をリードしていく役割を担う。原子力の研究開発のほか、原子力発電所の設計、建設、運転、所有、廃棄物処理、燃料の開発、製造、ファイナンスサービスなど上流から下流まですべての事業を手掛けている。最新鋭の VVER、HP1000 原子力発電所を建設、所有している。中国原子力発電の最大手である。海外進出は、パキスタン、南アフリカ、サウジアラビア、スーダン、スロバキアのほか、UAE、イラン、エジプト、アルジェリア、カンボジア、タジキスタン、オマーン、ベラルーシ、ケニア、カザフスタン、タンザニア、ウクライナ、モルドバ、ナミビアなどへの進出または交渉を実施している。

CGN 社：業界 2 番手、主に国内で事業基盤を築く。最近では、CNNC 社と同様海外進出を図っている。また、海外進出する役割に担うように求められるようになった。CNNC 社と同様、原子力の研究開発のほか、原子力発電所の設計、建設、運転、所有、廃棄物処理、燃料ビジネス、ファイナンスサービスなど幅広い事業を手掛けている。

---

671 CNNC 社：China National Nuclear Corporation、https://en.cnnc.com.cn/

原子力発電世界最大手。原子力発電の研究、開発、建設、発電、燃料、廃棄物処理など上流から下流迄幅広い事業を行える世界でも数少ない原子力企業。パキスタン、アルゼンチンなど海外の実績も多い。

672 CGN 社：China General Nuclear Power Corporation、http://en.cgnpc.com.cn/encgn/index.shtml

原子力発電世界大手。原子力の研究、開発、建設、発電などを行う。世界初の EPR 炉をはじめ、HPR1000 を建設、所有している。最近、英国など海外での原子力事業の開発にも進出している。

673 SPIC 社：State Power Investment Corporation、http://www.spic.com.cn/

中国 5 大電力の一角、原子力発電事業も手掛ける。最近では、世界初の AP1000 型炉を建設、所有している。海外での電力事業にも進出している。

最新鋭の EPR、HP1000 原子力発電所を建設、所有している。

SPIC 社：新規参入者。国内大手電力の一角であるが、原子力発電事業では新規参入者。2015 年 7 月、SNPTC 社と中国電力投資集団（CPI）社が経営統合し、国家電力投資集団（国電投、SPIC）となる大型統合が実現して誕生した新しい電力会社。原子力事業分野では、現在主に国内で事業基盤を築き始めている。原子力の研究、開発のほか、高温ガス炉など小型炉、新技術、革新炉、発電、電力小売、ファイナンスサービス等幅広い事業を行っている。最新鋭の AP1000 原子力発電所を建設、所有している。

三社は、従前の慣例やこれまでの実績のほか、原子力発電企業同士による過当競争防止のため、現在では各社の役割（中国国内での事業展開や海外原子力企業との協力事業など担当するマーケット、エリア等）は、ある程度の棲み分けができている。この状況は、今後、更なる電力自由化等により、各社の事業展開が変わる可能性があるとの指摘がある。

CNNC 社は、中国の原子力開発で主に以下のような変遷を経てきた。

a)民生用原子力の開発において、中国で最初に設立された企業で、原子力開発の実務を取り仕切ってきた。前身が中国核工業総公司（国防産業と民生産業の両方を経営)。

b)1994 年の政府機構再編により、中国核工業総公司が国家原子能機構（CAEA、行政部門）と中国核工業総公司（CNNC、事業部門）に分離された。この再編により、それまで様々な分野が混在する組織機能が整理され、CNNC 社は事業会社として再スタートした。

c)1999 年に、CNNC 社は再度組織の再編を行い、中国核工業集団公司（CNNC）と中国核工業建設集団公司（CNEC）に分割された。この再編により、新生 CNNC 社は主に原子力発電、核燃料サイクルの開発と商業化を、CNEC 社は主に原子力施設の工事、設備据付等をそれぞれ行うようになった。

d)2017 年 3 月 20 日、中国核工業集団（CNNC、上場企業）社と中国核工業建設集団（CNEC、上場企業）社の経営統合が報道された。この統合計画は同年 3 月に李克強首相が全国人民代表大会（国会）における「国有企業再編方針」の中で示していたもの。国有資産監督管理委員会（SASAC）は 2018 年 1 月 31 日、CNNC 社と CNEC 社の経営再統合を正式に承認した。統合後、CNNC 社がグループ存続会社となり、総資産 1000 億ドル超、グループ全従業員が 14 万人超となる世界最大の超大型原子力企業となる。

CNNC 社は主に原子力発電所の設計、開発、発電、核燃料、廃棄物処理等、開発を請負った中国内で運転中または建設中のプラントは合計 58 基、国外でパキスタンへの輸出プラント 6 基（HPR1000 含）の建設も請負っている（2018 年 12 月末時点)、所有する原子力発電所が 25 基、計画中サイトが 10 か所計 36 基以上ある（2022 年 2 月時点)。CNEC 社は主に原子力発電所の建設やエンジニアリング等を中心に事業を行っている大手原子力企業で、秦山Ⅰ期～Ⅲ期工事、

田湾（VVER1000 含）、福清（HPR1000 含）、昌江のほか、三門（AP1000）、高温ガス炉 HTR-PM など多種多様な炉型、数多くの原子力発電所の建設工事を受注。[674] [675] [676]

CNNC 社については、同社単独で国内はもちろん、海外への原子力輸出も多くの実績をもつ最大手である。特に、近年最新鋭の第 3 世代炉である HPR1000 をパキスタンに輸出したほか、アルゼンチンなどへの輸出も積極的に行っている。直近では、2022 年 2 月 1 日に、アルゼンチン政府より同国のアトーチャ原子力発電所3号機の建設計画について、HPR1000（出力 120 万 kW、設計年数 60 年）を採用し、同国の国営原子力発電会社（NA-SA）と CNNC 社との間で EPC（設計、調達、建設）契約を締結したことを発表された。国内では、ロシアのロスアトム社と協力してロシアの VVER 炉（PWR）をはじめ、多くの原子炉を建設してきた。直近では、最新型の VVER-1200 を導入した田湾原子力発電所 7、8 号機（各 120 万 kW、江蘇省）、徐大堡原子力発電所 3、4 号機（各 120 万 kW、遼寧省）の建設工事をそれぞれ始めている。[677] [678]

CGN 社についは、CGN 社が中国内では 2 番手であるが、中国国内で既に多くの原子力発電所を建設、所有している大手原子力事業者となっている。大亜湾発電所 1 号機の商業運転開始を機に 1994 年に設立された中国広東核電集団公司（CGNPC）が前身。2013 年に現在の中国広核集団公司（CGN）に社名変更。傘下に主な子会社 39 社を有し、子会社のうち、計画中の原子力発電所運営事業者を含めて計 13 の原子力発電所運営事業者会社を抱える。に近年では、国内での事業展開に加えて、海外への事業展開も積極的に行っている。海外事業では、このところ、フランス EDF 社と協力して、英国内はヒンクリーポイント C、サイズウェル C 及びブラッドウェル B 建設のプロジェクトを共同で進めている。このうち、ブラッドウェル B では、HPR1000（華龍 1 号）が建設されることになっている。中国国内では、世界初の欧州加圧水型炉（EPR）、台山原子力発電所 1 号機（175 万 kW）などを進めている。中国国内だけでなく、海外でも EDF 社と事業連合を形成して EPR、HPR1000 等の事業展開を行っている点では、CNNC、SPIC 社とは異なる。

SPIC 社は、2015 年に国家核電技術公司（SNPTC、2007 年設立）と中国電力投資集団公司（CPI）が経営統合して誕生した新会社、国家電力投資集団公司（SPIC）である。この経営統合により、SNPTC の原子力資産も受け継いで原子力の開発を行っている。傘下に、原子力研究、設計及び開発を行う機関、上海核工程研究設計院を有する。直近では、世界初の米国ウェスティングハウス社設計 AP1000 炉を導入した三門原子力発電所 1、2 号機（出力 120 万 kW、浙江省）、

674 日本原子力産業協会、「中国政府、国有の原子力事業者と専門建設会社の経営再統合承認」、2018 年 2 月 1 日。

675 中金网、「中核中核建重组 央企产业链合并新案例」、2017 年 3 月 20 日

676 CNNC ウェブサイト https://en.cnnc.com.cn/

677 原子力産業新聞、「アルゼンチン、国内 4 基目に「華龍一号」を採用」、2022 年 2 月 4 日

678 原子力産業新聞、「中国でロシア企業が建設する田湾 7、8 号機と徐大堡 3、4 号機の起工式」、2021 年 5 月 20 日

海陽原子力発電所 1、2 号機（出力 120 万 k W、山東省）を建設し、運開した。[679] [680]

各社の事業展開する地域、海外パートナー、炉型等の主な実績と棲み分けの概要は以下の表 4.5.3-1 に示す。

表 4.5.3-1　CNNC 社、CGN 社と SPIC 社の国内外での主な事業実績と棲み分けの概要

会社	事業展開地域	海外パートナー	炉型	主な役割
CNNC	中央アジア：パキスタン	-	HPR1000 等	輸出実績の維持、拡大
	南米：アルゼンチン	-	HPR1000	新規輸出の拡大
	中国国内	露ロスアトム	VVER 等	新規導入の実施を主導
	中国国内	-	HPR1000 等	自主開発をリード
CGN	欧州：英国	仏 EDF	EPR、HPR1000	HPR1000 は輸出
	中国国内	仏 EDF	EPR 等	新規導入の実施を主導
	中国国内	-	HPR1000	CNNC 社との共同開発を担う
SPIC	中国国内	米 WH	AP1000	新規導入の実施を主導
	中国国内	-	高温ガス炉等	開発、建設を担う

（出所：CNNC、CGN および SPIC のウェブサイトの公開情報をもとに JANUS まとめ）[681] [682] [683]

4.5.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態について、中国では、原子力の開発に関する事業運営を直接行っている国立研究所が少ない。原子力の開発は、主に事業者や一部の大学の研究機関が行っているのが実態である。これは、原子力の研究、実用化という面では、人員、資金力の弱い国立研究所よりも実力のある事業者や大学機関のほうが実効性高く、開発スピードも速いためと考えられる。

---

[679] 日本原子力産業協会、「世界初のＷＨ社製ＡＰ１０００が中国・三門で初臨界、海陽では燃料初装荷」、2018 年 6 月 22 日

[680] 海外電力調査会、「AP1000 海陽 2 号機営業運転開始」、2019 年 1 月 23 日

[681] CNNC 社ウェブサイト https://en.cnnc.com.cn/

[682] CGN 社ウェブサイト http://www.cgnpc.com.cn/cgn/index.shtml

[683] SPIC 社ウェブサイト http://www.spic.com.cn/

原子力の基礎研究開発、発電所次世代炉や一般新型炉、高温ガス炉および高速炉に関する研究開発組織形態の概要を示す。

a)原子力の基礎研究開発

原子力の基礎研究開発については、アカデミー系では中国科学アカデミーに所属する上海大学応用物理研究所、清華大学核能及新能源技術研究院（高温ガス炉)、事業系では CNNC 社傘下の研究所・中国原子能科学研究院（高速炉）等が行っている。

b）発電用次世代炉や一般新型炉

発電用次世代炉や一般新型炉の実証炉以降の設計、建設は、3 大手原子力事業者（CNNC、CGN、SPIC）の関連企業で行われている。[684]

c）高温ガス炉

高温ガス炉実証炉 HTR-PM の研究開発は、清華大学が行っている。HTR-PM の建設は、華能グループ傘下企業にて建設している。

d）高速炉の開発

高速炉の開発は、高速増殖炉として原子燃料サイクルの一翼を担うものであるため、同サイクルを担当する CNNC 社グループで進められている。

高速炉の設計、エンジニアリング：中国原子能科学研究院（CNNC 社傘下）

高速炉の建設：CNNC 社（主契約者）

中国の高速増殖炉の開発実施主体（設計、エンジニアリング等）は、CNNC 社傘下の中国原子能科学研究院（CIEA）が担う。実用商業炉の建設は、主に CNNC 社が担うとみられる。CNNC 社のほかに、大学や研究機関など様々な協力パートナーも参加する。設備を供給する企業は、主に中国内の主要原子力設備製造企業が担うとみられる。[685]

---

[684] 海外電力調査会、「平成２９年度原子力の利用状況等に関する調査（中国における原子力発電事業及び政策動向等に関する調査)」、2018 年 3 月

[685] 海外電力調査会、「平成２９年度原子力の利用状況等に関する調査（中国における原子力発電事業及び政策動向等に関する調査)」、2018 年 3 月

4.6. ロシア

4.6.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

Rosatom 内における各炉型の関する予算変遷は公開情報で確認されなかった。

高速中性子炉をベースとした原子力発電産業のための新しい技術プラットフォームを提供することを目的とした連邦目標プログラム（FTP2010）においては、下表の通り予算配分がされていた。一方、2018 年、ロシア政府は同プログラムを改定し、高速炉用の窒化物燃料の製造及び BREST-OD-300 原型炉の建設に集中するようになった（SVBR は中止）。[686]

表 4.6.1-1　FTP2010 の予算（2010 年現在）（出典：WNA）

冷却材	実証炉	建設（RUR 十億）	R&D (RUR 十億)	合計(RUR 十億)
鉛-ビスマス	SVBR 100 MWe	10.153	3.075	13.228
ナトリウム	(BN-600, BN-800)	0	5.366	5.366
鉛	BREST 300 MWe	15.555	10.143	25.698
複数	MBIR 150 MWt	11.390	5.042	16.432
	合計	37.1		60.7

ロシア政府はまた、2021 年から開始する原子力分野の機器、技術及び科学的研究の開発（DETS プログラム）を発表している。そこで、2021 年～2024 年に 84 億ロシアルーブル（約 126 億円）を投資予定である（内訳は未定）。

DETS プログラムでの開発支援内容：

・核燃料サイクルを閉じた 2 要素システムの原子力発電技術の開発

・制御された熱核融合と革新的なプラズマ技術の開発

・先進エネルギーシステム用新素材・新技術の開発

・小型原子力発電所を含む原子力発電所の基準出力ユニットの設計・建設

4.6.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

【組織概要】

ロシアでは、原子力の推進と保障措置は国営原子力公社（Rosatom）が担っている。Rosatom は、約 400 の企業や組織から構成され、原子力産業、原子力・放射線安全分野や核兵器関連企業の機関も傘下においている。[687]

ロスアトムは、核燃料サイクルの基本的なセグメントに沿って部門を構成している。

- ウラン採掘
- 燃料・濃縮
- 機械製造

[686] WNA, Nuclear Power in Russia, https://www.fluor.com/projects/canadian-nuclear-laboratories-management-operations

[687] IAEA CNPP, Russia 2021, https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/Russia/Russia.htm

- エンジニアリング
- 発電事業
- 原子力サービス・メンテナンス
- バックエンド
- 研究開発（R&D）

原子力関連事業の他、以下の分野で製品・サービスを提供している。
- 核医学
- 非原子力機器製造
- 原子力砕氷船隊
- 風力エネルギー
- 有望な材料・技術
- 新規事業分野

【イノベーションへの取り組み】

イノベーションの追求において、Rosoatom は、社内の技術や能力の開発を最も重視しているが、必要であれば、共同プロジェクトを立ち上げたり、第三者から革新的な技術を取得したりするという方針である。Rosatom は、2020 年までに研究開発投資を Rosatom の売上高の少なくとも 4.5%に増やすという野心的な目標を掲げている。

核燃料サイクルを閉じるための研究開発と高速炉の開発のための Proryv プロジェクトが、代表的なイノベーションの取り組みとして挙げられるが、その他、同社のコンピューター施設を使ったデジタル技術の開発にも注力している。

ロシア通信・マスメディア省との協力のもと、Rosatom はスーパーコンピューターと電力系統技術に関する国家プロジェクトを実施しており、同社グループ会社が設計・製造したコンピューターを使用している。今後 3～5 年のプロジェクト目標は、新たなステークホルダーの参加と、高度なスーパーコンピュータに基づく仮想設計技術の開発である。[688]

Science and Innovations 社

2011 年には、ロスアトムの各機関の科学研究活動を調整するために、管理会社「科学とイノベーション」が設立された。研究開発の効率を上げるため、ロスアトムは研究開発の計画と評価に最新のアプローチを採用している。例えば、財務、経済、その他の数字を申告し、その中で研究開発成果の成果と実施に責任を持つ研究開発担当者を任命している。社内には、化学工学、電気物理学、物理・電力学の 3 つのテーマ別ユニットが配置されている。[689]

[688] Rosatom HP “Science and innovation” (2022 年 2 月参照), https://rosatom.ru/en/rosatom-group/science-and-innovation/

[689] Rosatom HP “R&D” (2022 年 2 月参照), https://rosatom.ru/en/rosatom-group/r-d/

4.6.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

ソ連における原子核物理学の研究は、20 世紀前半にさかのぼる。1921 年、科学アカデミーの下にラジウム研究所(現クロピンラジウム研究所)が設立された。1940 年代の軍事プログラムは、この産業の発展に大きな弾みをつけた。1943 年、ソ連科学アカデミー第 2 測定器研究所（現在の国立研究センター・クルチャトフ研究所）が設立された。1945 年 8 月、ウランの研究を管理する機関として、ソ連国家防衛委員会傘下の特別委員会を設立する法令に調印したことで、原子力産業が誕生したと考えられている。

防衛能力とは別に、ソ連経済の民間部門における原子力の利用も焦点の一つであった。1953 年、中型機械製造省が設立され、ソ連の原子力産業開発計画の策定を主導した。この計画では、発電、輸送、その他の国家経済の分野で原子力エネルギーを幅広く利用することが盛り込まれていた。

1954 年、世界初の原子力発電所であるオブニンスク原子力発電所が稼働を開始した。1959 年、世界初の原子力砕氷船「レーニン」が稼働した。1964 年、ノヴォヴォロネジ原子力発電所で、出力 210MW の VVER 型 1 号機が運転開始した。1974 年、レニングラード原子力発電所で、出力 100 万 kW の RBMK1 号機が運転開始した。1980 年代末には、ソ連の原子力発電所の総容量は 3700 万 kW に達した。

1986 年のチェルノブイリ原子力発電所事故は、原子力発電産業の発展を妨げたが、同時に、安全文化の醸成を含む安全に対するアプローチの根本的な見直しを促した。ソ連崩壊後の 1990 年代は、原子力産業も停滞期に入ったが、2000 年代に入ると、新規の原子力発電所の稼働が再開され、ロストフ原子力発電所の 1 号機が 2001 年に、カリーニン原子力発電所の 3 号機が 2004 年にそれぞれ運転を開始した。

1991 年のソ連崩壊により、ロシア連邦は原子力開発を管轄する行政機関として原子力省（MINATOM）を設置し、その下部機関として、原子力発電所の運転管理を行う「Rosenergoatom」を設立した。2007 年 12 月 3 日、プーチン大統領は「ROSATOM 原子力国家会社設置法」に署名し、ロシア連邦原子力庁（ソ連の中型機械製造省の後継）を廃止し、さらに原子力国家会社「ロスアトム（ROSATOM）」に移転する命令に署名し、ROSATOM が設立された。[690]同社は、廃止された原子力庁の権限を引き継いだものである。

ROSATOM は設立後、分散した原子力企業や産業機関を統合し、効率的なメカニズムにすることに着手した。公社の設立は、原子力と科学の発展に新たな機会をもたらし、海外での事業展開も大幅に拡大させた。[691]

4.6.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

【SSC RIAR】

（経緯）

原子炉研究所（RIAR Research Institute of Atomic Reactors）は、1959 年に設立され、1994

[690] ATOMICA、ロシアの原子力開発体制（14-06-01-03）、https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_14-06-01-03.html

[691] Rosatom HP “Short history of the Russian Nuclear Industry” (2022 年 2 月参照), https://rosatom.ru/en/press-centre/short-history-of-the-russian-nuclear-industry/

年に国立科学センター（State Scientific Center, SSC）と位置づけられた。2008 年に公共株式会社（Joint Stock Company, JSC）として民営化され、ROSATOM の研究開発部門となった。

（概要）

RIAR は、60 年以上にわたり、炉内試験や照射後試験など幅広い分野で高度な技術サービスを提供するロシア最大の研究センターであり続けている。RIAR の方針は、実験核センターとしての機能と、既存の原子力工学技術の向上に重点を置いている。

主な研究開発活動：

- 革新的な原子力技術の開発およびパイロット実証
- 科学技術に特化したサービスの提供
- 核医学、工業、環境問題解決への応用など、他の産業分野での原子力技術の移転

（マネジメント）

取締役会は、RIAR の経営全般を担当する合議制の経営機関で、企業発展計画を策定し、財務および経済活動を統制する。RIAR の研究活動の優先分野は、ROSATOM の物理・電力部門のニーズを踏まえて決められている。[692][693]

【Kurchatov 研究所の概要】

（経緯）

国立研究所（NRC）「Kurchatov 研究所」は、核兵器の製造による防衛問題の解決を目的として、1943 年にモスクワに設立された。当初は「ソ連科学アカデミー第 2 研究所」として知られていた。1949 年、ソ連科学アカデミー測定器研究所が設立された。1956 年、「原子力研究所」に改称された。1960 年、研究所は創設者の I.V.クルチャトフにちなんで命名された。

1960 年代半ばから、同研究所は原子炉の運転と廃炉設備のリサイクルのための科学的基礎を提供し、原子炉の科学的管理と次世代原子力発電所開発を進めている。

クルチャトフ研究所は、主要な戦略ラインの開発に大きく貢献した。ユーラシア大陸で最初の原子炉は、クルチャトフ研究所に建設された（1946 年）。世界初の原子力発電所（1954 年）は、クルチャトフ研究所の科学的指導の下で開発されたものである。砕氷船（1957 年）、潜水艦（1958 年）、宇宙システム用の原子炉は、クルチャトフ研究所で初めて導入された。世界初のトカマク（1955 年）は、この研究所で建設された。

1991 年にロシア研究センターとなり、2010 年には NRC Kurchatov 研究所となった。2000 年代には、核融合エネルギー、核医学、情報技術、放射光・中性子線の応用など、多くの新しい研究分野やプログラムが開始された。[694]

---

[692] RIAR, Annual Report 2018, http://www.niiar.ru/sites/default/files/annual_report_riar_2018_pdf_0.pdf

[693] RIAR HP (2022 年 2 月参照), http://www.niiar.ru/eng

[694] Kurchatov Institite HP, History, http://eng.nrcki.ru/pages/eng/history/index.shtml

（機能）

原子力とその燃料サイクルの分野では、以下のような主要な方向性で研究開発を進めている。

- 従来の原子力分野の発展を目指した戦略的な体系的研究
- 原子力発電および核燃料サイクルを閉じるための革新的な研究
- 発電容量の開発および稼働中の原子力発電所の増強
- 原子炉材料科学分野の研究
- 輸送用原子力発電システムに関する研究開発
- 放射性廃棄物の処理に関する活動

同研究所の主な目的は、既存の原子力発電所の安全性向上と増強である。例えば、2011 年の福島原子力発電所の事故後、ロシアの原子力発電所では安全性向上を目指したさまざまな活動が行われた。VVER-440 の出力レベルを公称出力の 105～109%に、VVER-1000 の出力レベルを 104%に引き上げることが可能になり、VVER-1000 原子炉の出力レベルを 107%まで引き上げることの正当性を検証している。

集中的な開発は、既存技術の支援だけでなく、国にエネルギー資源を提供するための新しいアプローチの考案も意味する。クルチャトフ研究所の専門家は、現代の原子力発電の要件を満たすための課題を解決すると同時に、原子力発電の発展を予見できるような体系的な研究を行っています。その中で、クローズド燃料サイクルに大きな関心が向けられています。

革新炉の開発の枠組みでは、EDO Gidropress と共同で、新しい VVER 設計（SUPER-VVER）を開発している。この設計は、超臨界圧水冷却炉（VVER-SCWR）に基づくもので、オープン燃料サイクルでも最大 30～40%の燃料節約を可能にするとしている。[695]

Kurchatov 研究所には、以下の研究機関が統合されている：

- NRC «Kurchatov Institute» – PNPI, Gatchina（ペテルブルグ核物理研究所）
- NRC «Kurchatov Institute» – ITEP, Moscow（理論・実験物理学研究所）
- NRC «Kurchatov Institute» – IHEP, Protvino（高エネルギー物理学研究所）
- NRC «Kurchatov Institute» – CRISM “Prometey“, St. Petersburg (構造材料中央研究所)
- NRC «Kurchatov Institute» – IREA, Moscow（化学試薬・高純度化学物質研究所）
- NRC «Kurchatov Institute» – GOSNIIGENETIKA (産業用微生物の遺伝学と選抜のための国立研究所)

（マネジメント）

クルチャトフ研究所は、「国立研究センター・クルチャトフ研究所に関する連邦法」によって設

[695] Kurchatov Institute HP, DEVELOPMENT OF TECHNOLOGIES FOR A NEW GENERATION OF NUCLEAR POWER SYSTEMS, http://eng.nrcki.ru/pages/eng/nuclear_power_systems/index.shtml

立された。同センターは、連邦国家機関として設立された非営利の研究組織である。[696]

【原子力発電に関わるその他の研究開発機関】
ROSATOM の傘下では以下の研究開発期間が活動している。

① 運転中の原子力の安全関連研究：

- 全ロ原子力発電所運転技術開発研究所（VNIIAES）
  - 原子力発電所の安全性と効率を高めるための研究・設計プロジェクトを実施し、原子力発電所の科学技術支援を行うとともに、新規原子力発電所の立ち上げを監督する目的で、1979 年に設立された。
  - ROSATOM の子会社である原子力発電企業者 roesenergoatom が運用している、https://www.rosenergoatom.ru/en/about-us/vniiaes/

② 原子炉・原子力蒸気供給システム関連研究：

- ギドロプレス設計局（OKB Gidropress）
  - 1946 年に国の防衛力を強化するための業務を行うために設立されました。1955 年以来、OKB GIDROPRESS の活動は、加圧水型発電炉（VVER）の開発及び関連機器の製造が中心となっている。
  - ROSATOM の機械製造子会社である Atomenergomash の子会社である www.gidropress.podolsk.ru/ru/about/about_org.php

- 実験機械製造設計局(OKBM)
  - 1945 年に設立された設計局で、ウラン濃縮プラントやプルトニウム生産炉、原子力砕氷船や原子力潜水艦の原子炉、ナトリウム冷却高速炉 BN シリーズの設計・製造を行った。現在、BN-1200 や 地域熱供給原子炉、水上原子力発電所アカデミック・ロモノソフ等の設計を行なっている。
  - ROSATOM の機械製造子会社である Atomenergomash の子会社である http://www.okbm.nnov.ru/en/

【その他の研究所】
以下は、原子力科学技術分野の主な科学センターである。これらの研究所では、原子核・素粒子物理学、中性子物理学、熱物理学、水理学、材料科学、原子力安全に関する理論的・実験的研究を行っている。

- Troitsk Institute of Innovative and Thermonuclear(TRINITI)
  - 株式会社（JSC）「ロシア連邦科学センター・トロイツク革新的熱核研究所」("SSC RF TRINITY"）は、国家原子力公社 ROSATOM の企業である。主な活動は、プラズマ物

[696] ロシア政府 HP, Kurchatov Institute National Research Centre, http://government.ru/en/department/229/

理学、制御された熱核融合、レーザー物理学と技術、物質の極限状態の物理学、エネルギー変換プロセスの物理学の分野における科学活動、国家防衛命令の実施に関連する研究開発、原子炉の燃料と炉心の要素の動作を予測するための物理モデルや計算コードの開発である。

https://www.triniti.ru/

- The State Scientific Centre 'Institute of Physics and Power Engineering', Obninsk(IPPE)
  - 物理工学・電力工学研究所（IPPE）は、ロシアのオブニンスクにある原子力技術分野の研究開発機関で、ROSATOM の子会社である。IPPE は 1946 年 5 月、原子力発電技術の開発を目的に設立された。設立以来、高速炉 BN シリーズや SVBR-100 など、120 を超えるさまざまなプロジェクトを開発してきた。

    https://www.ippe.ru/
- Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering(NIKIET)
  - JSC NIKIET は、1952 年に設立されたロシア最大級の原子力技術・工学研究開発センターで、ROSATOM の子会社である。原子力潜水艦の原子力発電システムを開発するために設立されたこの研究所は、1954 年にソ連初の原子力潜水艦の原子力推進システムを設計した。現在も、海軍推進用を含む原子炉の設計、原子炉材料や原子炉物理の研究、原子力産業用の計器や制御システムの開発・試験を行っている。また、潜水艦の解体を管理する ROSATOM のセンターを併設している。 高濃縮ウラン(HEU)を燃料とする臨界集合体も保有している。

    https://www.nikiet.ru/

4.7. 韓国

4.7.1. 各国政府・関係機関における軽水炉・新型炉関係予算額、予算変遷

各炉型の関するこれまで予算変遷は公開情報で確認されなかった。

韓国政府が 2021 年 12 月の「第 6 次原子力振興計画」の発表においては、①安全と環境、②未来市場と輸出、②融合と革新、③疎通と協力など原子力振興の 4 大目標を設定し、今後 5 年間で 2 兆 7000 億ウォン（約 2621 億円）を原子力分野に投資するとした。

まずは、稼動原発の安全性の極大化に向け、研究開発費用として今後 8 年間で 6424 億ウォン（約 623 億円）を投資することにした。その他、輸出市場を拡大し、SMR など未来の有望分野の核心技術の確保に集中的に支援する方針である。極地海洋など多目的使用可能な次世代原子力システム開発のための基盤施設である「文武大王科学研究所」も 2025 年まで滞りなく完工するとしている。

2021 年 12 月、使用済み核燃料処理技術の研究開発案も作成され、政府は「パイロソジウム冷却高速炉(SFR)」システムの研究開発を持続するなど、使用済み核燃料の研究開発で 2029 年までに総額 4300 億ウォン（約 417 億円）を投資する計画を公表した。[697]

4.7.2. 各国政府・関係機関における民間のイノベーションを支援する組織の在り方

行政機関

科学技術情報通信部（MSIT）は、原子力の研究開発を担当している。2017 年に策定されたエネルギー転換政策では、長期的に原子力の相対的な比率を段階的に縮小し、再生可能エネルギーの利用を拡大することとされた。2017 年末、MSIT はこのエネルギー転換政策を踏まえた将来原子力技術開発戦略を策定した。

そこでは、5 つの具体的な研究開発戦略が提案された。

①原発の安全・廃炉技術の確保
②原子力・放射線技術の利用拡大
③海外輸出の促進
④核融合エネルギー等の新エネルギーの確保
⑤原子力技術の商業化

これらの政策方針に沿った研究開発は、主に韓国原子力研究院(KAERI)で行われており、民間のイノベーション支援に関わる支援プログラム等は実施されていない。

韓国水力原子力発電会社（KHNP）

2020 年 5 月、KHNP は、原子力技術輸出を支援し、原子力解体産業への参入を促進するため、305 億ウォン相当の「エネルギー革新成長基金 1 号」を設立したと発表した。

---

[697] KED Global、2021/12/27、韓国政府、小型モジュール原発技術を支援、https://www.kedglobal.com/jp/%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B_%E5%B0%8F%E5%9E%8B%E3%83%A2%E3%82%B8%E3%83%A5%E3%83%BC%E3%83%AB%E5%8E%9F%E7%99%BA/newsView/ked202112270009

このファンドは、KHNP が 180 億ウォンを出資し、残りは韓国産業銀行（IBK）、ウリィ銀行、POSTECH、慶南テクノパーク、KEPCO KDN、KEPCO KPS、韓国電力 E&C、KEPCO Nuclear Fuel が出資したものである。このファンドは、POSCO Technology Investment が運営する。同ファンドは、資金の 50%以上を原子力関連企業や原子力発電所解体事業への参入を希望する企業に投資する予定である。[698]

4.7.3. 国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

原子力振興委員会（AEC）は、原子力の平和利用に関する国務総理直属の政策協議期間であり、5 年ごとに樹立される原子力振興総合計画の策定に関する事項、予算配分に関する事項の審議や決定を行う。

原子力安全規制機関である原子力安全委員会（NSSC）は、福島事故後、大統領直属の中央行政期間として 2011 年 10 月に発足した後、2013 年 3 月に国務総理室直属機関として再編された。

産業通商資源部（MOTIE）は、エネルギー・電力政策の他、放射性廃棄物管理政策についても所管し、放射性廃棄物を管理する韓国原子力環境公団（KORAD）を所管する。

科学技術情報通信部（MSIT）は、原子力研究開発・原子力安全関連プログラムの策定と実施を担当し、韓国原子力研究所（KAERI）等を所管している。[699]

原子力発電は、韓国電力公社 KEPCO に所属していたが、1997 年のアジア金融危機後、2001 年に構造改革が行われ、原子力は韓国水力原子力発電会社（KHNP）に移行し、残りの火力部門も幾つかの電力会社に分離された。

---

[698] Businesskorea, 2020/5/29, KHNP Launches Energy Innovation Growth Fund to Rev up Nuclear Industry, http://www.businesskorea.co.kr/news/articleView.html?idxno=46650

[699] 原子力年鑑 2018

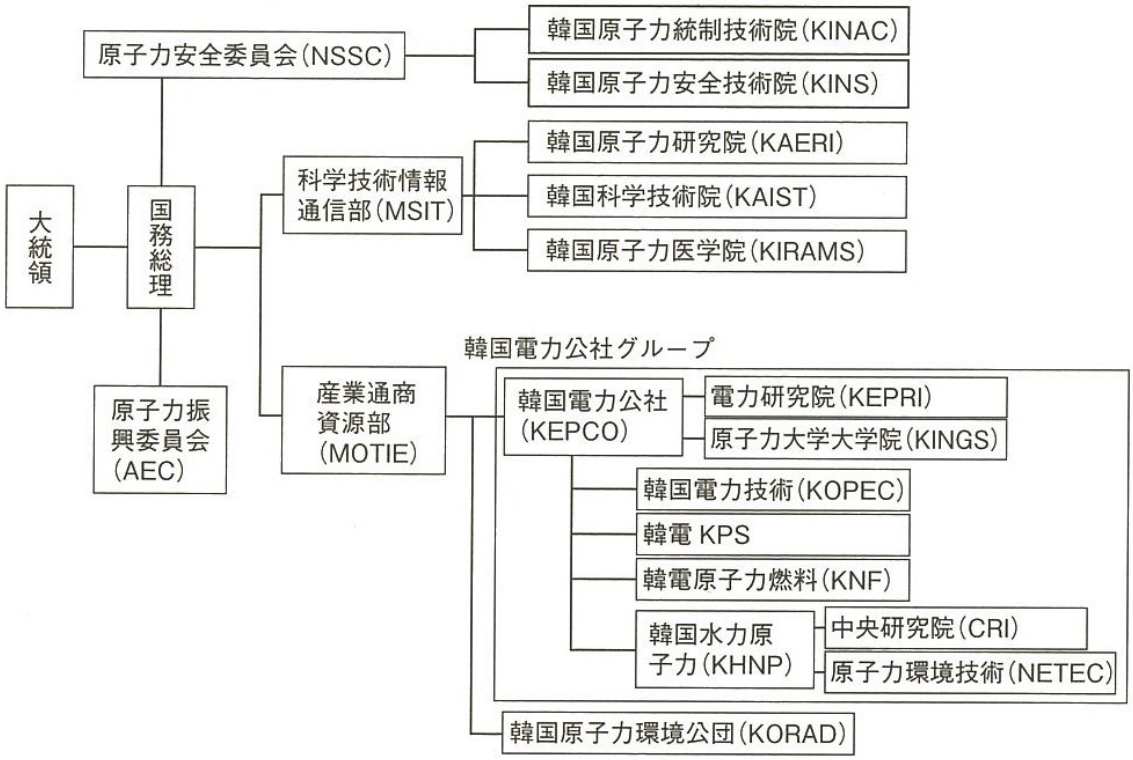


図 4.7.3-1　韓国における原子力関連行政組織（出典：原子力年鑑 2018）

4.7.4. 国立研究所の機能やマネジメントに関わる組織形態の経緯

【KAERI】

KAERI は「政府出資の科学技術研究機関の設立、運営及び育成に関する法律」に基づいて 1959 年に設立された政府出資の研究機関であり、MSIT の管理下で運用されている。

設立以来、KAERI は韓国で唯一の原子力専門研究機関として活動してきた。これまでには、PHWR および PWR 原子炉の現地化、蔚珍 3・4 号機に適用された原子力蒸気供給システム（NSSS）の設計、多目的研究炉 HANARO の設計・建設などを実施している。[700]

現在の主な緩急活動は以下の通り：

- 原子力安全研究
  - 放射性物質漏えいを防止のための安全技術
  - 使用済み核燃料の安全管理のためのソリューション提供
- イノベーション成長のための研究・産業化
  - SMART SMR の技術開発、商用化に向けた研究
  - 独自の廃炉技術の開発、廃炉産業への技術移転

[700] KAERI HP（2022 年 2 月参照）https://kaeri.re.kr/eng/

4.8. 日本

国内の原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷

ここでは、諸外国における原子力開発、原子力イノベーションの推進体制との比較及び考察の対象として、日本国内における原子力開発プロジェクトマネジメントに係る組織の変遷についてまとめる。

【原子力開発の経緯】[701][702][703]他

日本の原子力利用は、1954 年 3 月に中曽根康弘衆議院議員（当時）などが中心となって原子力研究開発に係る予算（2 億 3500 万円）を計上したことに端を発する。これを機に、1955 年 10 月に原子力合同委員会（衆参両院による超党派委員会）が発足し、原子力利用に係る法案の検討や政府との調整、学会の意見聴取が進められ、1955 年 12 月に原子力基本法等が公布された。またこれに合わせて、1956 年 1 月に原子力委員会が設置された（初代委員長：正力松太郎、委員：石川一郎、湯川秀樹、藤岡由夫、有澤廣巳）。原子力委員会は、原子力の平和利用と原子力の国際協力を確認するとともに、従来のアイソトープ利用の実用化に加えて 5 年以内の原子力発電の実現を目標に掲げた。また、1956 年 1 月に原子力行政を担当する部署として総理府に原子力局（後の科学技術庁）が設置された。

1956 年 6 月、特殊法人日本原子力研究所（現：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）が設立され、日本初の原子炉である JRR-1 が翌 1957 年 8 月に初臨界を達成した。

1957 年 11 月、電気事業連合会加盟の 9 電力会社（北海道、東北、北陸、東京、中部、関西、中国、四国、九州）及び電源開発の出資によって日本原子力発電株式会社が設立された。日本原子力発電は東海発電所（黒鉛減速ガス冷却炉（GCR））の建設を開始し、1966 年 7 月に日本初となる商業運転を開始した。

その後、世界では軽水炉が主流となっていった。日本でも原子力委員会が次の商用炉は軽水炉がふさわしいと考えていたことから、日本原子力発電は福井県敦賀市を立地点に選定し、東芝・日立・米 GE 社のグループが請け負って敦賀発電所 1 号機（BWR）を建設し、1969 年 10 月に初臨界、1970 年 3 月に商業運転を開始した。これと並行して、関西電力は福井県美浜町を選定し、三菱重工と米 Westinghouse 社が請け負って美浜発電所 1 号機（PWR）を建設し、1970 年 7 月に初臨界、11 月に商業運転を開始した。

この 1970 年代は世界的なエネルギー不安の渦中にあった。日本でも 1973 年の第一次オイルショックと 1978 年の第二次オイルショックを挟んで、石油依存のリスクとエネルギーの安定供給の重要性が認識され、その解決策の一つとして原子力発電が挙げられた。1973 年、田中角栄首相（当時）は国会で「原子力を重大な決意をもって推進をいたしたい」と述べ、原子力発電所の

[701] 原子力白書、昭和 31 年版、http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1956/index.htm

[702] 資源エネルギー庁、2018/2/22、日本における原子力の平和利用のこれまでとこれから、https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/tokushu/nuclear/nihonnonuclear.html

[703] 内閣府原子力政策担当室、平成 25 年 7 月、原子力委員会の歴史（1950 年代～現在）、https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kaigi/dai1/sankou3-1.pdf

立地を促進するために電源三法（電源開発促進税法、電源開発促進対策特別会計法、発電用施設周辺地域整備法）が 1974 年に制定された。また同時期である 1973 年 7 月に、通商産業省（当時）の下に資源エネルギー庁が設置された。これらにより日本では原子力発電所が次々と建設されていった。

このように原子力に対する関心が高まる一方で、国民には不安もあった。1974 年 8 月、沖縄県沖太平洋上で行われた原子力船「むつ」の出力上昇試験が地元の同意なく開始され、その際に発生した放射線漏れが原子力の安全性に対する国民の不安を増大させることとなった。これを機に、1975 年 2 月、内閣総理大臣の私的諮問機関として原子力行政懇談会（有澤廣巳委員他）が設置され、原子力開発利用をめぐる全般的な行政体制の見直しが進められた。原子力行政懇談会は、合計 34 回の審議を行った結果、1976 年 7 月に「原子力行政体制の改革、強化に関する意見」をとりまとめ、内閣総理大臣に提出した。この中で、従来の原子力委員会を、新たな「原子力委員会」と、「原子力安全委員会」の二つに分割し、それぞれ独立して審議・決定・答申・勧告等の業務を行うことが適当との意見を示した。それぞれの主な所掌範囲は、次の通りとされた。

・原子力委員会：平和利用の担保、原子力基本政策の策定、総合調整（計画・予算）
・原子力安全委員会：安全規制に関する政策（安全研究計画を含む）、安全規制基準及びガイドライン等の策定、行政機関の安全規制のダブルチェック

この原子力行政懇談会の意見に沿って、原子力委員会設置法等の改正法案が 1977 年 3 月に国会に提出され、1978 年 7 月に公布された。これに従い、1978 年 10 月に原子力委員会が改組されると共に、新たに原子力安全委員会が発足した（初代委員長：吹田徳雄）。

1970 年代以降は世界的に原子力発電が本格的に導入されてきた一方で、事故やトラブルも発生した。代表的な事故としては 1979 年の TMI-2 の事故と 1986 年のチェルノブイリ発電所の事故が挙げられる。これらの事故は世界各国の原子力発電の導入にとって逆風となり、世界的に原子力発電所の新規建設は徐々に滞っていくこととなった。

日本でも原子力発電に関する事故・トラブルが相次いで発生した。主なものとして 1995 年の高速増殖炉「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故、1999 年の株式会社 JCO のウラン加工工場での臨界事故、2002 年の東京電力の炉心シュラウドひび割れの隠蔽、2007 年に発覚（1999 年に発生）した北陸電力志賀原子力発電所の臨界事故の隠蔽、等が挙げられる。これらと同時期、日本では中央省庁の再編が進められていた。1998 年 6 月に中央省庁等改革基本法が成立し、原子力委員会と原子力安全委員会が内閣府に置かれて従前の機能を維持することとなった。また、2001 年の中央省庁再編時には、経済産業省資源エネルギー庁の特別機関として原子力安全・保安院（NISA）が設置されると共に、2003 年に独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）が設立された。

2011 年 3 月、東日本大震災により東京電力福島第一原子力発電所で大規模な事故が発生した。これを機に、日本の原子力行政の在り方が抜本的に見直されることとなった。2012 年 9 月、環境省の外局として新たに原子力規制委員会（NRA）が設置され、原子力安全に関する規制等を一元化することとなった。原子力規制委員会の主な機能・役割は以下の通り。

・原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の事務、文科省及び国交省の所掌する原子力安全の規制、核不拡散のための保障措置等に関する事務を一元化

・原子力規制委員会に原子力規制庁と称する事務局を設置
・原子力安全基盤機構を可能な限り速やかに廃止

また、これと併せて、原子力委員会の役割も一部変更されることとなった。主な変更点を以下に列記する。

・原子炉の設置許可等に係る原子力委員会への諮問規定の削除（平和利用の担保を除く）→核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部改正
・核セキュリティ業務の原子力規制委員会への移管→法令上明文化されていなかったが、原子力委員会が核セキュリティ業務を行ってきた。原子力規制委員会の発足に伴い、規制委員会の所掌事務と明文化し、業務の移管。

【意思決定に関わる組織】

2022 年 2 月現在、日本の原子力政策及び原子力行政に係る主な意思決定に関する組織（及び所掌事務）は次の通り。

・ 内閣府　原子力委員会（委員長：上坂充、委員：佐野利男、中西友子）[704]
  (1) 原子力の研究、開発及び利用に関する政策に関すること
  (2) 関係行政機関の原子力利用に関する事務の調整に関すること
  (3) 原子力利用に関する資料の収集及び調査に関すること
  (4) 法律に基づき委員会に属させられた事務その他原子力利用に関する重要事項に関することについて、企画し、審議し、決定すること

・環境省　原子力規制委員会（委員長：更田豊志、委員：田中知、山中伸介、伴信彦、石渡明）（及び原子力規制庁）[705]
  (1) 原子力利用における安全確保に関すること
  (2) 原子力に係る製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉に関する規制その他これらに関する安全の確保に関すること
  (3) 核原料物質及び核燃料物質の使用に関する規制その他これらに関する安全の確保に関すること
  (4) 国際約束に基づく保障措置の実施のための規制その他の原子力の平和的利用の確保のための規制に関すること
  (5) 放射線による障害の防止に関すること
  (6) 核燃料物質、放射性同位元素その他の放射性物質の防護に関すること
  (7) 放射性物質又は放射線の水準の監視及び測定に関する基本的な方針の策定及び推進並びに関係行政機関の経費の配分計画に関すること
  (8) 放射能水準の把握のための監視及び測定に関すること

---

[704] 原子力委員会 HP、原子力委員会の役割、http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/index.htm

[705] 原子力規制委員会 HP、原子力規制委員会設置法、https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=424AC1000000047

(9) 原子力利用における安全の確保に関する研究者及び技術者の養成及び訓練（大学における教育及び研究に係るものを除く。）に関すること
(10) 核燃料物質、放射性同位元素その他の放射性物質の防護に関する関係行政機関の事務の調整に関すること
(11) 原子炉の運転等（原子力損害の賠償に関する法律（昭和三十六年法律第百四十七号）第二条第一項に規定する原子炉の運転等をいう。）に起因する事故（以下「原子力事故」という。）の原因及び原子力事故により発生した被害の原因を究明するための調査に関すること
(12) 所掌事務に係る国際協力に関すること
(13) 前各号に掲げる事務を行うため必要な調査及び研究を行うこと
(14) 前各号に掲げるもののほか、法律（法律に基づく命令を含む。）に基づき、原子力規制委員会に属させられた事務

・経済産業省　資源エネルギー庁（長官：保坂伸）[706]
- 原子力政策課
(1) エネルギーに関する原子力政策
(2) エネルギーとしての利用に関する原子力の技術開発。（原子力立地・核燃料サイクル産業課の所掌に属するものを除く。）
(3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構の行う業務のうち核燃料サイクルを技術的に確立するために必要な業務に関すること
- 原子力立地・核燃料サイクル産業課
(1) 核原料物質及び核燃料物質の安定的かつ効率的な供給の確保
(2) 第 109 条第 7 号及び第 8 号に掲げる事務であって、核原料物質及び核燃料物質に関するものに関すること
(3) エネルギーとしての利用に関する核原料物質及び核燃料物質並びに放射性廃棄物に係る技術開発
(4) 経済産業省の所掌に係る原子力に係る廃棄の事業の発達、改善及び調整
(5) 原子力発電施設の建設の推進
- 放射性廃棄物対策課
(1) エネルギーとしての利用に関する放射性廃棄物に係る技術開発
(2) 経済産業省の所掌に係る原子力に係る廃棄の事業の発達、改善及び調整

【原子炉の設計開発を追うメーカーや研究機関の組織変遷】

メーカー

日本の原子炉の設計開発を担うメーカーには以下 3 社がある。

- BWR
  - ✓ 東芝

[706] 資源エネルギー庁 HP、https://www.meti.go.jp/intro/data/akikou31_1j.html

- ✓ 日立製作所
- PWR
  - ✓ 三菱重工

研究機関

1955 年 12 月に原子力基本法等が公布され、1956 年 1 月に原子力委員会が設置された。これと関連して、1956 年 5 月の日本原子力研究所法の制定に伴い、1956 年 6 月に特殊法人日本原子力研究所が設立された。

2004 年 12 月の独立行政法人日本原子力研究開発機構法の制定に伴い、核燃料サイクル開発機構を統合再編する形で、2005 年 10 月に独立行政法人日本原子力研究開発機構となった。

2022 年現在では、2015 年 4 月に改組された、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構となっている。[707]

[707] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 HP、https://www.jaea.go.jp/

5. 略語集

略語	原語	日本語
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型原子炉
AC	Alternating Current	交流
ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards	原子炉安全諮問委員会（NRC）
ACS	Above Core Structure	炉心上部構造物
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AGR	Advanced Gas Cooled Reactor	改良型ガス冷却炉
AHC	Auto History Compare	自動履歴比較
AI	Artificial Intelligence	人工知能
AMR	Advanced Modular Reactor	革新的モジュール炉
AMT	Advanced Manufacturing Technology	先端製造技術
ANL	Argonne National Laboratory	アルゴンヌ国立研究所（米国）
ANLWR	Advanced Non-Light Water Reactor	革新的な非軽水炉
ANPR	Advance Notice of Proposed Rulemaking	規則作成事前通達
ANS	American Nuclear Society	米国原子力学会
AOO	Anticipated Operational Occurrences	異常な過渡事象
AOT	Allowed Outage Times	許容待機除外時間、許容取り外し期間
AR	Action Request	アクション・リクエスト
ARC	Advanced Reactor Corp.	新型炉会社
ARDP	Advanced Reactor Demonstration Program	先進的原子炉実証プログラム
ARPA-E	Advanced Research Projects Agency-Energy	エネルギー高等研究計画局
ASME	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire	原子力安全規制機関（フランス）
ASTM	American Society of Testing Materials	米国材料試験協会
ASTRID	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration	ナトリウム冷却高速増殖炉
AWE	Alkaline water electrolysis	アルカリ電気分解
AWESIM	Automated Welding Equipment System Inspection and Monitoring	溶接部の検査及び監視の自動化

BANR	BWXT Advanced nuclear reactor	BWXT 先進的原子炉
BDBE	Beyond Design Basis Event	設計基準を超える事象
BEA	Battelle Energy Alliance	バッテルエネルギー同盟
BEIS	Department for Business, Energy & Industrial Strategy	ビジネス・エネルギー・産業戦略省（英国）
BNCS	Board on Nuclear Codes and Standards	原子力コード規格委員会
BOP	Balance-of-Plant	NSSS 以外の系統設備の総称
BPTCS	Board on Pressure Technology Codes and Standards	圧力機器技術規格委員会
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CANDU	Canadian Deuterium Uranium	カナダ型加圧重水炉
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	原子力・代替エネルギー庁（フランス）
CEFR	China Experimental Fast Reactor	中国高速実験炉
CEQ	Council of Environmental Quality	環境審議会
CES	containment enclosure structure	格納容器構造物
CEZ	České Energetické Závody	チェコの国営電力
CfD	Contract for Difference	差額契約
CFP	Call For Proposal(s)	提案募集
CFPP	Carbon Free Power Project	カーボン・フリー・パワー・プロジェクト（米国）
CFRP	Carbon Fiber Reinforced Plastics	炭素繊維強化プラスチック
CGN	China General Nuclear Power Group	中国広核集団有限公司
CGNPC	China General Nuclear Power Corporation	中国核工業集団公司
CIAE	China Institute of Atomic Energy	中国原子能科学研究院
CLEAR	China LEAd-based Reactor	中国科学院核能安全技術研究所
CNECC	China Nuclear Engineering & Construction Corp	中国核建設集団公司
CNL	Canadian Nuclear Laboratories	カナダ原子力研究所
CNL	Canadian Nuclear Laboratories	カナダ原子力研究所
CNNC	China National Nuclear Corporation	中国核集団公司
CNNP	China National Nuclear Power Co., Ltd.	中国国家核電公司
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities	原子力規制活動委員会（OECD/NEA）

CNRI	Canadian Nuclear Research Initiative	カナダ原子力研究イニシアティブ
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	カナダ原子力安全委員会
COL	Combined License	コンバインド・ライセンス（米国）
COLA	Combined License Application	コンバインド・ライセンス申請
CRD	Control Rod Drive	制御棒駆動系
CRDM	Control Rod Drive Mechanism	制御棒駆動機構
Createc	Create technologies	Create technologies 社
CRGTS	Control Room Glass Top Simulator	制御室グラストップシミュレータ（Duke Energy のソフトウェア）
CSFN	The Nuclear Sector Strategy Committee	原子力産業戦略委員会
CSG	compact steam generator	コンパクト蒸気発生器
CuCl	Copper-chlorine cycle	熱化学銅-塩素サイクル
CVD	Chemical Vapor Deposition	化学気相蒸着
DBA	Design Basis Accident	設計基準事故
DBC	Design Basis Condition	設計基準条件
DBE	Design Basis Event	設計基準事象
DC	Design Certification	設計証明（米国）
DC	Direct Current	直流
DCA	Design Certification Application	設計証明申請
DCD	Design Control Document	設計管理図書
DCS	Distributed Control System	分散制御システム
DCS-P	Complementary Safety Device for Prevention	ビアアクシデントを予防 ASTRID のシステムの名称
DE	Digital engineering	デジタルエンジニアリング
DEC	Design Extension Conditions	設計拡張条件
DECC	Department of Energy and Climate Change	エネルギー・気候変動省（英国）
DED	Directed Energy Deposition	指向性エネルギー堆積
DFC	Development Finance Corp	米国国際開発金融公社
DHR	Decay Heat Removal	崩壊熱除去
DHRS	Decay Heat Removal System	崩壊熱除去系
DID	Defense In Depth	深層防護
DOE	Department of Energy	エネルギー省（米国）
DSRS	Design Specific Review Plan	設計固有の審査基準
EA	Environmental Agency	環境庁（英国）

EASICS	Establishing AMR Structural Integrity Codes and Standards	プロジェクトの名称（AMR コード及び規格作成プロジェクト）
EBW	Electron Beam Welding	電子ビーム溶接
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EDF	Electricité de France	フランス電力会社
EFWG	Expert Finance Working Group	専門家金融作業部会
EHR	emergency heat removal	緊急時熱除去
EIS	Environmental Impact Statement	環境影響声明書
ENW	Energy Northwest	米国北西部にある公共電力共同運営機関
EPC	Engineering, Procurement and Construction	エンジニアリング・調達・建設
EPR	European Pressurized Water Reactor	欧州型 PWR
EPRI	Electric Power Research Institute	電力研究所（米国）
EPZ	Emergency Planning Zone	緊急時計画区域
EQ	Environmental Qualification	耐環境性能保証
ESA	Early Site Approval	早期サイト承認（韓国）
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor	経済的単純化 BWR
ESNII	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative	原子力産業イニシアチブ
ESP	Early Site Permit	早期サイト許可（米国）
ESPP	Environmental And Social Policy & Procedure	環境社会政策及び手続き
ESW	Essential Service Water	非常用サービス水
EUAS	Electricity Generation Company (Turkey)	トルコ国営発電会社
EUR	European Utilities Requirement	欧州ユーティリティ要件文書
F&D	Feasibility and Development	実現可能性および開発
FAITH	Fuel Asemblies Incorporating Thermal Hydraulics	プロジェクトの名称（熱水力を考慮した燃料製造）
FAST	Future Advanced Structural Technology	新しい圧力容器の製造方法に関するプロジェクト名称
FCM	Fully Ceramic Micro-Encapsulated	完全セラミックマイクロカプセル化
FMR	Fast Modular Reactor	高速モジュール式原子炉
FNPP	Floating Nuclear Power Plant	海上浮揚式原子力発電所
FOAK	First of a Kind	最初のプラント

FPGA	Field Programmable Gate Array	フィールド・プログラマブル・ゲート・アレイ
FPO	Flexible Power Operations	柔軟性のある出力運転
FSAR	Final Safety Analysis Report	最終安全解析書
FSF	Fundamental Safety Functions	基本的な安全機能
FSP	Friction stir process	摩擦攪拌プロセス
FTP	Federal Target Program	連邦目標プログラム
GAIN	Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear	DOE の原子力の技術革新を加速するゲートウェイ
GCR	Gas Cooled Reactor	黒鉛減速ガス冷却炉
GDA	Generic Design Assessment	一般設計評価（英国）
GDC	General Design Criteria	一般設計指針
GE	General Electric	ゼネラル・エレクトリック社（米国）
GEH	GE-Hitachi Nuclear Energy	GE 日立ニュークリア・エナジー（米国）
GEIS	Generic Environmental Impact Statement	一般環境影響声明書
GFP	Global First Power	グローバル・ファースト・パワー社（カナダ）
GFR	Gas-cooled Fast Reactor	ガス冷却高速炉
GIF	Generation IV International Forum	第四世代国際フォーラム
GmP	Generation mPower LLC	Generation mPower 社
GRSR	Generic Reactor Safety Review	一般原子炉安全レビュー
GSR	General Safety Requirement	一般安全要件（IAEA）
GT-MHR	gas turbine-Modular helium reactor	ガスタービン-モジュラーヘリウム原子炉
GV	Generateur de Vapeur	蒸気発生器（フランス）
H2H	Hydrogen to Heysham	プロジェクトの名称（Heyshan は発電所名）水電解装置を設置し、発電した電気を用いて水素製造を行うもの
HALEU	High Assay Low Enriched Uranium	高濃縮低放射性ウラン
HDPS	hardwired diverse protection system	ハードワイヤードの多様な保護システム
HFE	Human Factor Engineering	ヒューマン・ファクタ工学
HI	hydrogen iodide	ヨウ化水素
HIP	Hot Isostatic Pressing	熱間等方圧加圧法
HPB	Helium pressure boundary	ヘリウム圧力境界

HT	Heat Treatment	熱処理
HTGR	High Temperature Gas Reactor	高温ガス炉
HTR	High Temperature Reactor	高温ガス炉
HTR-PM	High Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble Bed Module	ペブルベッドモジュール式高温ガス冷却炉
HTSE	High-temperature steam electrolysis	高温水蒸気電解法
HVDC	High Voltage Direct Current	高圧直流送電
I&C	Instrumentation and Control	計装制御
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
IBK	Industrial Bank of Korea	韓国産業銀行
ICONE	International Conference on Nuclear Engineering	原子力工学に関する国際会議
ICS	isolation condenser system	非常用復水器
IFNEC	International Framework For Nuclear Energy Cooperation	国際原子力エネルギー協力フレームワーク
IHX	Intermediate Heat Exchanger	中間熱交換器
IMSR	Integral Molten Salt Reactor	一体型溶融塩原炉
INFUSE	Innovation for Uptake, Scale and Equity in Immunisation	イノベーションネットワークプログラム
INL	Idaho National Laboratory	アイダホ国立研究所
IPWR	Integral Pressurized Water Reactor	一体型加圧水型原子炉
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire	放射線防護・原子力安全研究所（フランス）
ISAM	Application of integrated safety assessment methodology	総合安全評価手法
ISI	In-Service Inspection	供用（期間）中検査
ISI/IST	In-Service Inspection/In-Service Testing	供用期間中検査／試験
ISO	International Organization for Standard	国際標準化機構
IST	In-Service Testing	供用（期間）中試験
ITAAC	Inspection, Test, Analysis and Acceptance Criteria	検査、試験、解析及び許容基準
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor	国際核融合原子炉
ITP	Industry Trends Program	産業界の傾向分析プログラム
IVR	In-Vessel Retention	容器内保持

IRWST	in-containment refueling water storage tank	格納容器内燃料取替用水タンク
JAEC	Jordan Atomic Energy Commission	ヨルダン原子力委員会
JCNRM	Joint Committee on Nuclear Risk Management	ASME / ANS 合同委員会
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	原子力安全基盤機構（日本）
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	韓国原子力研究所
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	韓国原子力研究院
KEPCO	Korea Electric Power Corporation	韓国電力公社
KHNP	Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.	韓国水力原子力発電会社
KORAD	Korea Radioactive Waste Agency	韓国原子力環境公団
KP-FHR	The Kairos Power FHR	フッ化物塩冷却高温ガス炉
LAS	Low alloy steel	低合金鋼
LBE	Lead bismuth eutectic	鉛ビスマス共晶
LBE	Licensing Basis Event	認可ベース事象
LCN	Low cost nuclear	低コスト原子力
LCOE	Levelized Cost of Electricity	均等化発電原価
LERF	Large Early Release Frequency	早期大規模放出頻度
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor System	鉛冷却高速炉システム
LMP	Licensing Modernization Project	許認可近代化プロジェクト
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧冷却材注入系
LRF	Large Release Frequency	大規模放出頻度
LSTM	Long short-term memory	長・短期記憶
LTS	Licensing Topical Report	許認可トピカル・レポート
LWR	Light Water Reactor	軽水炉
LWRS	Light Water Reactor Sustainability	軽水炉持続可能性
MARS	プロジェクトの名称	先進型炉のセンサーと機器の保守
MASLWR	Multi Application Small Light Water Reactor	マルチアプリケーション小型軽水型原子炉
MCFR	Molten Chloride Fast Reactor	溶融塩化物高速炉
MCRE	Molten Chloride Reactor Experiment	（Southern Company Service 社の）溶融塩実験炉

MEA	Material Engineering Associates, Inc.	マテリアル・エンジニアリング・アソシエーツ社
MED	Multiple Effect Distillation	多重効用法
MEITNER	Modeling-Enhanced Innovations Trailblazing Nuclear Energy Reinvigoration	モデリング改良型技術革新による原子力技術の先駆的再活性化
MIT	Massachusetts Institute of Technology	マサチューセッツ工科大学
ML	Machine Learning	機械学習
MMR	Micro Modular Reactor	マイクロモジュール炉
MOTIE	Ministry of Trade, industry and Energy	産業通商資源部
MOU	Memorandum of Understanding	覚書
MOX	Mixed (Uranium and Plutonium) Oxide Fuel	混合酸化物燃料
MRL	Manufacturing Readiness Level	製造準備レベル
MSF	Multi Stage Flash	多段フラッシュ法
MSIP	Ministry of Science, Ict & future Planing	科学 ICT・将来計画省（韓国）
MSIT	Ministry of Science and ICT	科学技術情報通信部
MSR	Molten Salt Reactor	溶融塩炉
NAMRC	Nuclear Advanced Manufacturing Research Centre	先進原子力機器製造研究センター
NASA	National Aeronautics and Space Administration	米航空宇宙局
NAVSEA	Naval Sea Systems Command	米国海軍海洋システムコマンド
NB	New Brunswick	ニュー・ブランズウィック州
NDE	Nondestructive Examination	非破壊検査
NE	Nuclear Electric Co.Ltd.	ニュークリア・エレクトリック社（英国）
NEI	Nuclear Energy Institute	原子力エネルギー協会
NEICA	Nuclear Energy Innovation Capabilities Act	原子力エネルギー技術革新対応法（米国）
NEIMA	Nuclear Energy Innovation and Modernization Act	原子力エネルギー革新・近代化法（米国）
NEPA	National Environmental Policy Act	国家環境政策法
NFWG	Nuclear Fuel Working Group	核燃料作業部会
NI	Nuclear Island	ニュークリア・アイランド
NIRAB	Nuclear Innovation and Research	原子力イノベーション研究諮問評議

	Advisory Board	会（英国）
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency	原子力安全・保安院（日本）
NNL	National Nuclear Laboratory	英国国立研究所
NNSA	National Nuclear Safety Administration	国家核安全局（中国）
NOAK	Nth of a Kind	n 番目のプラント
NPIC	Nuclear Power Institute of China	中国核動力研究設計院
NPM	NuScale Power Module™	NuScale モジュール
NPP	Nuclear Power Plant	原子力発電所
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会（日本）
NRA	Nuclear Regulatory Authority	原子力規制委員会（日本）
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会（米国）
NRIC	National Reactor Innovation Center	国立原子炉イノベーションセンター
NRW	Natural Resources Wales	ウェールズ天然資源庁（英国）
NSSC	Nuclear Safety and Security Commission	原子力安全委員会（韓国）
NSSS	Nuclear Steam Supply System	原子炉及び一次冷却系設備
Nuclear AMRC	The Nuclear Advanced Manufacturing Research Centre	英国の原子力先進製造研究センター
O&M	Operation and Maintenance	運転及び保守
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development	経済協力開発機構
OECD/ NEA	Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構原子力機関
OFPU	Optimized Floating Power Units	最適化浮体式発電設備
OKBM	Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения	ロシアの原子力開発企業
OL	Operating License	運転認可
ONR	Office for Nuclear Regulation	原子力規制局（英国）
OPG	Ontario Power Generation	オンタリオ・パワー・ジェネレーション社（カナダ）
OPT	Objective Provision Tree	契約規定
ORNL	Oak Ridge National Laboratory	オークリッジ国立研究所（米国）
PCCP	Pseudo-Cylindrical Concave Polyhedral Shell	プレストレストコンクリート配管
PCCS	Passive Containment Cooling System	静的格納容器冷却系

PCHE	Printed circuit heat exchangers	プリント回路熱交換器
PCHR	Passive containment heat system	静的格納容器所熱系
PCMWS	Passive core make-up water system	静的炉心補給水系
PCS	Power Conversion System	出力変換系
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器
PDHR	Passive Decay Heat Removal	静的崩壊熱除去
PM	Predictive Maintenance	過去の予防保全
PM-HIP	Powder Metallurgy-Hot Isostatic Pressing	粉末冶金熱間静水圧加圧法
PPA	Power Purchase Agreement	電力購入契約
PPE	Personal Protective Equipment	個人防護具
PQI	Parts Quality Initiative	部品品質イニシアチブ
PRA	Probabilistic Risk Analysis	確率論的リスク解析
PRISM	Power Reactor Inherently Safe Module	動力炉固有安全モジュール（GE 社液体金属炉）
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSPC	le Projet Structurant Pour la Compétitivité	デジタル原子炉構築プロジェクト
PTC	Production Tax Credit	発電税額控除
PVD	Physical Vapor Deposition	物理蒸着法
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
R&D	Research and Development	研究開発
RAB	Regulatory Asset Base	規制資産ベース
RAP	Reliability Assurance Program	信頼性保証プログラム
RARCC	Research and Advanced Reactors Consensus Committee	先進原子炉コンセンサス委員会
RBMK	Pressurized Tube Reactor	黒鉛減速沸騰軽水冷却圧力管型大型出力炉（旧ソ連）
RCD	Reactivity control device	反応度制御装置
RCP	Reactor Coolant Pump	一次冷却材ポンプ
RCS	Reactor Coolant System	一次冷却系、原子炉冷却系
RCSS	Reactivity Control and Shutdown System	原子炉制御・停止系
RECs	Renewable Energy Certificate	再生可能エネルギー証書
Redox	Redox potential	酸化還元
RFID	radio frequency identification	無線自動識別装置

RHR	Residual Heat Removal	余熱除去（PWR）、残留熱除去（BWR）
RINPP	Russian Institute for Nuclear Power Plant Operation	ロシア原子力発電所運営研究所
RO	Reverse Osmosis Membrane	逆浸透法
RPS	Reactor Protection System	原子炉保護系
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
RSWG	Reactor Safety Working Group	原子力安全ワーキンググループ
RTNSS	Regulatory Treatment of Non-Safety Systems	非安全系の規制上の扱い
RV	Reactor Vessel	原子炉容器
RVACS	Reactor. Vessel Auxiliary Cooling System	炉容器補助冷却系
RWT Growth	RWT Growth Inc	投資銀行
SAE	Society of Automotive Engineers	自動車技術協会
SAP	Safety Assessment Principles	基本安全原則（英国）
SAR	Safety Analysis Report	安全解析書
SAS	small absorber sphere	小球中性子吸収体
SCARP	Special Committee on Advanced Reactor Policy	革新的炉政策に関する特別委員会
SCB	solid core block	ソリッド炉心ブロック
SCC	Siberian Chemical Combine	シベリア化学コンバイン
SCWR	Supercritical Water-cooled Reactor	超臨界水冷却炉
SDA	Standard Design Approval	標準設計承認（米国、韓国）
SDC	Shutdown Cooling	停止時冷却
SDG	Safety Design Guidelines	安全設計ガイドライン
SDHR	Shutdown Decay Heat Removal	停止時崩壊熱除去
SDO	Standards developing organizations	標準開発組織
SFR	Slutförvater för Kortlivat Radioaktivt avfall	短寿命放射性廃棄物処分場（スウェーデン）
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SLIS	Small leak injection system	小漏えい注入系
SOEC	Solid Oxide Electrolysis Cell	固体酸化物電解セル
SRP	Standard Review Plan	標準審査指針（NUREG-0800 等）
SRS	Safety Report Series	セーフティ・レポート・シリーズ（IAEA）

SSC	Structure, System and Component	構築物、系統及び機器
SSR	Specific Safety Requirement	特定分野の安全要件（IAEA）
SVD	Small Vessel Demonstrator	小型容器デモンストレーター
SyAP	Security Assessment Principle	セキュリティ評価原則（英国）
TAG	Technical Assessment Guides	技術評価指針（英国）
TCR	Transformational Challenge Reactor	トランスフォーメーショナル・チャレンジ原子炉
TEA	Techno-Economic Assessment	技術経済評価
TLR	Technical Letter Report	技術レター報告書
TMI	Three Mile Island	スリーマイルアイランド原子力発電所（米国）
TRISO	Tristructural Isotropic	3 重被覆
TRL	Technology Readiness Level	技術準備レベル
TSEBW	Thick-Section Electron Beam Welding	容器部の厚肉部電子ビーム溶接
UAMPS	Utah Associated Municipal Power Systems	ユタ州公営共同電力事業体
UCO TRISO	Uranium Oxycarbide Tristructural Isotropic	ウラン炭酸化物 被覆粒子燃料
UKRI	UK Research and Innovation	英国研究イノベーション
UO2	Uranium dioxide	二酸化ウラン
USNC	Ultra Safe Nuclear Corporation	ウルトラ・セーフ・ニュークリア社（米国）
US-REGEN	The US Regional Economy, Greenhouse Gas, and Energy Model	米国地域経済・温室効果ガス・エネルギー
VBM	Value standard maintenance	価値基準保全
VDR	Vendor Design Review	ベンダー設計審査（カナダ）
VHTR	Very High Temperature Gas-Cooled Reactor	超高温ガス冷却炉
VLPC	Vent type low pressure containment	ベント式低圧封じ込め
VR	Virtual Reality	仮想現実
VTR	Versatile Test Reactor	多目的試験炉
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor	ロシア型加圧軽水炉
WATSS	Waste to Stable Salt	塩への廃棄物
WGSAR	Working Group on the Safety of Advanced Reactors	安全に関するワークグループ
WH	Westinghouse Electric Company	ウェスチングハウス・エレクトリック社

ZEC	Zero Emission Credit	ゼロ排出クレジット