

令和２年度原子力の利用状況等に関する調査事業
(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３年２月

日本エヌ・ユー・エス株式会社

目次

目次.....	1
用語集.....	5
はじめに	17
1. 革新的原子炉の実証炉建設に向けた国際的な動向	20
1.1. 各国における取組	20
1.1.1. 米国.....	20
1.1.2. カナダ	28
1.1.3. 英国.....	32
1.1.4. 仏国.....	37
1.1.5. 中国.....	37
1.1.6. ロシア	37
1.2. 規制整備の動向.....	40
1.2.1. 米国.....	40
1.2.2. カナダ	65
1.2.3. 英国.....	66
1.2.4. 仏国.....	68
1.2.5. 中国.....	68
1.2.6. ロシア	69
1.2.7. 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	71
1.2.8. IAEA の SMR 規制者フォーラムでの議論.....	78
1.2.9 革新的原子炉の安全性に関するワークグループ（WGSAR）での議論	80
2. 実証炉建設に向けて開発が進められている革新的原子炉の概要.....	82
2.1. 米国	82
2.1.1. NuScale（NuScale Power 社、米国）	82
2.1.2. BWRX-300（GEH 社、米国、Hitachi-GE Nuclear Energy 社、日本）.....	92
2.1.3. Natrium（TerraPower 社、米国）	98
2.1.4. Xe-100（X-Energy 社、米国）	100
2.1.5. E-Vinci（Westinghouse Electric Company LLC, 米国）.....	102
2.1.6. SMR-160（Holtec International, 米国）	105
2.1.7. mPower（BWXT 社、米国）	108
2.1.8. 米国における宇宙原子力技術の開発.....	111
2.1.9. 米国国防総省によるマイクロ炉の開発支援.....	115
2.2. カナダ	117
2.2.1. MMR（Ultra Safe Nuclear Corporation、米国）.....	117

2.2.2.	IMSR (Terrestrial Energy 社、カナダ)	119
2.2.3.	KP-FHR (Kairos Power 社、米国)	123
2.2.4.	Stable Salt Reactor (Moltex Energy 社、英国、カナダ)	125
2.2.5.	U-Battery (Urenco 社、英国)	128
2.2.6.	STARCORE (StarCore Nuclear 社、カナダ、英国、米国)	129
2.3.	英国	133
2.3.1.	UK-SMR (Rolls-Royce 社、英国)	133
2.3.2.	核融合炉(Tokamak Energy 社、英国)	137
2.3.3.	Westinghouse 鉛冷却高速炉(Westinghouse 社、米国)	140
2.3.4.	U-Battery (Urenco 社、英国)	144
2.4.	仏国	150
2.4.1.	NUWARD	150
2.4.2.	ASTRID	156
2.5	中国	167
2.5.1.	HTR-PM	167
2.5.2.	CFR-600	176
2.6	ロシア	183
2.6.1.	BREST-OD-300 (NIKIET, ロシア)	183
2.6.2.	MHR-100 (JSC “Afrikantov OKBM”, ロシア)	186
3.	革新的原子炉開発・実用化のコストダウンに資する基盤技術・要素技術の概要及び関連企業の動向	190
3.1.	ARPA-E MEITNER (米国) における技術開発プロジェクト	190
3.1.1.	負荷追従性を備えた可搬式モジュール型ガス冷却原子炉	190
3.1.2.	安定塩炉 (SSR) の新しい格納容器構造	191
3.1.3.	先進的原子炉のマネジメント／コントロールシステム	191
3.1.4.	ゼロ緊急時計画区域 (EPZ) マイクロ炉を実現可能にする技術	192
3.1.5.	先進的原子炉の標準耐震システム	192
3.1.6.	Transatomic Power 社溶融塩炉 (MSR) における負荷追従機能の実現	193
3.1.7.	溶融塩原子炉用磁気浮上式キャンドモーターポンプ	193
3.1.8.	炉心自己制御のためのソリッド炉心ブロック (SCB)	194
3.1.9.	反応度制御装置	194
3.2.	ARPA-E GEMINA (米国) における技術開発プロジェクト	196
3.2.1.	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	196
3.2.2.	製造と交換：先進型炉の O&M 削減への新しい仕組み	196
3.2.3.	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	197
3.2.4.	先進型炉のセンサーと機器の保守 (MARS)	197

3.2.5.	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	198
3.2.6.	BWRX-300 の重要系統の高忠実度デジタルツイン	198
3.2.7.	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）	199
3.2.8.	SAFARI プロジェクト	199
3.2.9.	MSR のデジタルツインを用いた照射データ生成.....	199
3.3.	軽水炉持続可能プログラム（米国）における技術開発プロジェクト	201
3.3.1.	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.....	201
3.3.2.	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 202	
3.3.3.	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	203
3.3.4.	軽水炉と統合する蓄熱技術	204
3.3.5.	原子力発電所で生成するプロセス熱の利用.....	205
3.3.6.	既設軽水炉での合成燃料製造の技術経済分析	206
3.4.	先端製造・材料（AMM）（英国）における技術開発プロジェクト	208
3.4.1.	新しい圧力容器の製造方法	208
3.4.2.	フレキシブルな電子ビーム溶接（EBW）	208
3.4.3.	モジュール式熱水力リグ	208
3.4.4.	既存の高温先進ガス冷却炉（AGR）コードの先進モジュール炉（AMR）への 適用 209	
3.4.5.	製造時の超臨界 CO ₂ の使用	209
3.4.6.	先進的原子炉のモジュール建設の実証	210
3.4.7.	センシングファイバーを内外部で接合する新しい方法.....	210
3.4.8.	溶接の自動化	210
3.4.9.	溶接時の X 線撮影システム	210
3.4.10.	3D プリンティングによる SMR 部品の製造.....	211
3.4.11.	機械的評価設備の開発	211
3.5.	フランスにおける技術開発プロジェクト	213
3.5.1.	デジタル原子炉構築プロジェクト	213
3.5.2.	高速炉の日本との共同開発	213
3.6.	ANS 学会誌で紹介された技術並びに関連する規格及びプロジェクト	215
3.6.1.	革新的原子炉の規格基準（ANS）	217
3.6.2.	SMR 圧力容器の製造技術（EPRI）	218
3.6.3.	トランスフォーメーション・チャレンジ原子炉（DOE）	219
3.6.4.	デジタルエンジニアリング（INL）	220

3.7. ICONE で紹介された技術及び関連するプロジェクト	221
3.7.1. SMR の水素リスク低減技術	222
3.7.2. 最適化されたラジカルな製造のためのインテリジェントな治具 (INFORM) 222	
3.7.3. ナトリウム冷却高速炉のデブリベッド冷却性評価への機械学習の適用	223
3.7.4. 低温時のコージェネレーション	223
3.8. TIP アワード（米国）で紹介された技術	225
3.9. その他の経済性を向上させる技術	230
3.9.1. 3D プリント（米国）	230
3.9.2. 水素製造	243
3.9.3. 負荷追従運転の実現に関する知見	268
3.9.4. NuScale SMR による海水淡水化	269
3.9.5. NuScale SMR における石油精製	269
APPENDIX	271
1. SMR の事業性に関する評価	271
2. 各国における SMR の経済性に影響を与えうる政府や金融機関の支援及び規制の見直し	276

用語集

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	Aging Management Review	経年劣化管理レビュー
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	The 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	アメリカ機械学会
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	バットルエネルギー同盟
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
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	中国の高速実験炉
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
CFPP	Carbon Free Power Project	カーボンフリー電力プロジェクト
CFRP	Carbon Fiber Reinforced Plastics	炭素繊維強化プラスチック
CLEAR	China LEAd-based Reactor	中国科学院核能安全技术研究所
CNL	Canadian Nuclear Laboratories	カナダ原子力研究所
CNNC	China National Nuclear Corporation	中国核工業集団 (中国)
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities	原子力規制活動委員会 (OECD/NEA)
CNRI	Canadian Nuclear Research Initiatives	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
CO2	carbon dioxide	二酸化炭素
COL	Combined License	コンバインド・ライセンス
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	設計証明認証
DCA	Design certification application	設計認証申請
DCD	Design Control Document	設計管理文書
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	Depression Self-Rating Scale for Children	審査基準
EA	Environment 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
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	Emergency Preparedness and Response	緊急時対策及び対応
EPRI	Electric Power Research Institute	電力研究所（米国）
EPZ	Emergency Planning Zone	緊急時計画区域防災対策を重点的に充実すべき地域
EQ	Environmental Qualification	耐環境性能保証
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor	経済的単純化 BWR（GE 日立の原子炉の名称）
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
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 Assemblies 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	新しい圧力容器の製造方法に関する

	Technology	るプロジェクト名称
FCM	Failure Combination Method	FCM 法
FMR	Fast Modular Reactor	高速モジュール式原子炉
FOAK	First-Of-A-Kind	初号機
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
GDA	General Design Assessment	一般設計評価（英国）
GDC	General Design Criteria	一般設計指針
GE	General Electric Company	ゼネラル・エレクトリック社
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
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
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、発電した電気をを用いて水素製造を行うもの
HALEU	High-assay low-enriched uranium	高含有低濃縮ウラン（U235 の濃縮度が 5～20% の低濃縮ウラン）
HDPS	hardwired diverse protection system	ハードワイヤードの多様な保護システム
EHR	emergency heat removal	緊急時熱除去
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
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
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	一体型熔融塩原子炉
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	溶融炉心炉内保持
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
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	Licensing Basis Event	認可ベース事象
LBE	Lead bismuth eutectic	鉛ビスマス共晶
LCN	Low cost nuclear	低コスト原子力
LCOE	Levelized Cost Of Electricity	発電単価
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor System	鉛冷却高速炉システム
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
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
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・モジュラー・リアクター (マイクロモジュール炉)

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
MSR	Molten Salt Reactor	溶融塩炉
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)
OECD/ NEA	Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構原子力機関
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
NEIMA	Nuclear Energy Innovation and Modernization Act	原子力エネルギー革新・近代化法
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 Advisory Board	原子力イノベーション研究諮問評議会 (英国)
NNL	National Nuclear Laboratory	英国原子力研究所
NPM	NuScale Power Module	NuScale のモジュール
NPP	Nuclear Power Plant	原子力発電所
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会 (日本)
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)
NSSS	Nuclear Steam Supply System	原子炉蒸気供給系

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
OKBM	Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения	ロシアの原子力開発企業
ONR	Office for Nuclear Regulation	原子力規制機関（英国）
OPG	Ontario Power Generation	オンタリオ・パワー・ジェネレーション
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	Primary decay heat removal system	静的崩壊熱除去系
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	確率論的安全解析
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	シベリア化学コンビン
SCWR	Supercritical Water-cooled Reactor	超臨界水冷却炉
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
SMR	Small Modular Reactor	小型モジュール炉
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ン・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
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	米国ユタ州公営共同電力事業体

	Systems	
UCO TRISO	Uranium Oxycarbide Tristructural Isotropic	ウラン炭酸化物 被覆粒子燃料
UKRI	UK Research and Innovation	イギリス研究技術革新機構
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コー ポレーション
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	ベンダーデザインレビュー
VHTR	Very-High-Temperature Reactor System	超高温ガス炉システム
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 Energeticheskoy 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
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

はじめに

1. 事業名

令和2年度原子力の利用状況等に関する調査事業（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

平成30年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画では、原子力について、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要」、「小型モジュール炉や熔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。

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2027年の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5～7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。例えば、三次元積層技術により製造工程のトレーサビリティを向上させる取組や、シミュレーション技術により配管の破損箇所を予防的に特定する取組、その他のシミュレーション技術による開発効率化などが想定される。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する。

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

(2) 調査項目：

(ア) 実証炉建設に向けて開発が進められている革新的原子炉の概要

対象炉型

米国：ARDP のうち、Demonstration、Risk Reduction の枠で採択された炉型。事業開始後に採択炉型が決定していない場合には、設計審査等の進捗が早く、実証が有望視されている炉型。

カナダ：CNL による Canadian Nuclear Research Initiative (CNRI) の下での支援や、CNL サイトへの実証炉建設に向けた支援等を受けて開発が進められている高温ガス炉、溶融塩炉、高速炉、マイクロ炉のそれぞれにおいて、検討のフェーズが進んでいる炉型

例) 高温ガス炉 (UltraSafe Nuclear 社)、溶融塩炉 (Terrestrial Energy 社)、高速炉 (ARC 社)、マイクロ炉 (Westinghouse 社))

英国：AMR プロジェクトにおいて、2020年7月に追加支援が発表された炉型 (鉛冷却高速炉 (ウエスティングハウス社)、高温ガス炉 (U-Battery 社)、核融合炉 (Tokamak Energy 社))

その他、UKRI 等が支援する革新炉型 (ロールスロイス社 SMR 等)

仏国：仏国で開発されている革新炉型 (NUWARD SMR 等)

調査内容

- ・当該炉型の技術的特徴 (初期コスト、発電コスト、安全性等を含む)
- ・開発実施主体の概要
- ・想定する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、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) の対応について調査する。)
 - 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
- ・途上国を含めた輸出方針 (政府支援、想定するユーザー、サプライチェーン等)

(イ) 革新的原子炉開発・実用化のコストダウンに資する基盤技術・要素技術の概要

調査対象技術

対象技術：米国の ARPA-E MEITNER、ARPA-E GEMINA、Energy Systems Catapult、英国の Advanced Manufacturing and Materials Competition 等の各国のイノベーションプログラムの下で開発されている技術や、仏国の CEA 等で開発されている技術、American Nuclear Society, ICONE 等の学会の議論等

調査内容

- ・技術の概要
- ・開発実施主体の概要
- ・想定するユーザー (具体的なユーザーが決定している場合には、開発へのコミット

メントの内容)

- ・ 政府支援の内容（開始/終了時期、補助金額/補助率、施設利用権等の補助金以外の支援等）
- ・ 設計/製造/保守/発電コスト削減への寄与
- ・ 規制対応
 - 深層防護、PRA 等の安全性・リスクに対するアプローチ
 - 規制制度への反映、規格基準化に関するアプローチ

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 2 年度 10 月 30 日から令和 3 年 2 月 26 日まで

1. 革新的原子炉の実証炉建設に向けた国際的な動向

1.1. 各国における取組

本章では、調査対象の革新的原子炉の実証炉建設に関連する各国の政策、政府の支援プログラムの概要を紹介する。

1.1.1. 米国

米国エネルギー省（DOE）が 2017 年に発行した「VISION and STRATEGY for the Development and Deployment of Advanced Reactors」では、2050 年までに米国の国内、国外両方のエネルギーミックスにおいて革新型原子炉が重要な一部になるとし、2030 年代前半までには、少なくとも 2 つの非 LWR 型の革新型原子炉設計が技術的成熟度に達し、NRC による許認可の審査を終了していることを目指すとしている。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などの様々な側面で革新的原子炉の実証を推進している。[1]

(1) 研究開発支援

研究開発において、米国では 2018 年 9 月、原子力エネルギー革新能力法(原子力エネルギー技術革新対応法-NEICA)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：Versatile Test Reactor）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、2025 年 12 月までの VTR の建設完了を目的としている。[9] 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。[11]

DOE の原子力エネルギー部（NE）は、現在進行中の原子力の技術革新を加速するゲートウェイ（GAIN）イニシアチブ、及び先進的原子炉実証プログラム(ARDP)プログラムを通して革新的力技術の実用化を支援している。

GAIN は、気候変動対策の一環として 2015 年に開始しており、原子力産業界が新たな先進設計を商業化していく際に必要となる技術的、財政的、規制的支援を提供するため、DOE の広範な人的資源や施設、資機材、データなどを利用可能にするものである。2016 年 1 月、DOE は GAIN イニシアチブの一環で、X-Energy 社の高温ガス炉 Xe-100 と Southern Company Service 社の塩化物溶融塩高速炉（MCFR）の 2 つ先進型原子炉設計に対して、2035 年頃の実証を念頭に、複数年計画でそれぞれに最大で総計 4,000 万ドルまで投資する計画を発表した[13]。また、小規模事業に対して、DOE 国立研究所や共用施設の利用を

可能にするバウチャープログラムを 2016 年 6 月から開始し、断続している。

2020 年 5 月に開始された ARDP は、選定された米国内の民間企業の革新的原子炉の実証を支援するものである。2020 年度予算では、同プログラムには 2 億 3,000 万ドルが計上され[10]、DOE は、今後 15 年以内に技術を成熟させ、原子炉を実証するために 10 のチームに 2 億 1,000 万ドルを授与した。それには、TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉 Natrium と、X-Energy 社のペブルベッド式高温ガス炉 Xe-100 の 5~7 年での実証を支援するための各 8,000 万ドルの初期資金提供が含まれている。[5][14]

2021 年度の DOE の応用エネルギー研究開発予算では、ARDP の予算が 2020 年度から 2,000 万ドル増額され、2 億 5,000 万ドルとなった。その中、INL での NRIC の予算が 2,000 万ドルから 3,000 万ドルに増額され、そのうちの最大半分は実証炉試験床の建設前活動に充てられている。一方、VTR の年間予算が 6500 万ドルから 4500 万ドルに削減されている。[12]

上記の研究開発プログラム以外で、DOE は、2020 年 10 月、DOE は、ユタ州公営共同電力事業体（UAMPS）が進めている INL での 12 モジュールの NuScale 発電所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。[13]

今後の開発方針

2021 年 1 月、DOE の一部である原子力エネルギー局（NE）は、既存の米国の原子力発電所を支援し、原子力技術の最新のイノベーションを実証し、新しい市場機会を模索する計画の概要をまとめた戦略的ビジョンを発表した。

そこでは、5 つの目標が設定されている：

- 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

既存の原子炉の継続運転を可能にするためのパフォーマンス指標には、2022 年までに「スケラブル水素製造「パイロットプラント」の実証が含まれ、2025 年までに商用原子炉の既存の燃料を事故耐性燃料に置き換え始め、2030 年までにそのような燃料が広く導入することが含まれる。

革新的な原子炉の配備に関するパフォーマンス指標には次のものが含まれる：

- 2024 年までに高度な製造技術によって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 年までに原子力再生可能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小型モジュール式原子炉の運転を可能にする。

サプライチェーンのパフォーマンス指標は次のとおりである：

- 2021 年までに、ウラン埋蔵量を確立するための調達プロセスを開始する。
- 2022 年までに、国内の高含有低濃縮ウラン（HALEU：U235 の濃縮度が 5～20% の低濃縮ウラン）濃縮を実証する。
- 2023 年までに、非軍事 DOE 資源から最大 5 トンの HALEU を利用可能にする。
- 2030 年までに、革新的な原子炉の燃料サイクルを評価する。[15]

以下では、革新的原子炉の実証炉建設に向けた米国政府の主な支援の概要を紹介する。

DOE の原子力の技術革新を加速するゲートウェイ(GAIN)イニシアチブ

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、規制的及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 イニシアチブを設立した。

DOE は、GAIN イニシアチブによる原子力技術改革の各種官民協力促進方策の一環として、産業界に対して DOE 国立研究所や共用施設の利用を可能にする原子力助成金バウチャープログラム（DOE-NE バウチャー）を 2016 年 6 月から実施している。2020 年までには、Terrestrial Energy 社、Transatomic Power 社、Oklo 社、Holtec 社などを含む SMR の開発者に合計 1890 万ドルの 54 件のバウチャーを提供している。通常、上限は 50 万ドルまでである。バウチャーの価値は、研究施設のサービスのコスト見積もりに基づいており、協力企業からの 20% の費用負担額が含まれている。バウチャーの資金は DOE の原子力エネルギー局から提供されている。[6][16]

GAIN NE バウチャープログラムでは、原子力エネルギーの生産と利用を支援するあらゆる提案についての申請を受け付けている。一般的なテーマ分野は以下の通り：

- ライセンス情報や戦略の開発を含む先進的な原子炉概念と関連設計
- 構造材料及び部品の開発、試験及び資格
- 先進核燃料開発（燃料材料、被覆管を含む）、製造、試験
- 過酷な環境に対応し、サイバー侵入に対する安全性を確保した計装、制御、センサー技術の開発、試験、認定
- モデリングとシミュレーション、高性能コンピューティング、コードとメソッド

- 技術開発を支援したり、重要な技術やライセンスの問題を確認したりするための、主題専門家やデータ/情報からの技術支援 [16]

DOE はまた、2016 年 1 月、GAIN イニシアチブの一環として、先進型原子炉設計の開発に関する投資計画を発表した。これは、複数年にわたる官民折半の先進型原子炉設計の開発に最大 8,000 万ドルを投資するものであり、X-Energy 社の高温ガス炉 Xe-100 と Southern Company Service 社の塩化物溶融塩高速炉 (MCFR) の 2 概念を選定した。2035 年頃の設計技術の実証を念頭に、2016 会計年度分として両チームに 600 万ドルずつ交付し、複数年計画でそれぞれに最大で総計 4,000 万ドルまで投資するものである。

対象となる 2 つの先進的な原子力発電プロジェクトは以下の通り

- X-energy - BWX Technology、オレゴン州立大学、Teledyne-Brown Engineering、SGL Group、INL、オークリッジ国立研究所(ORNL)と提携し、Xe-100 ペブルベッド型先進原子炉の設計と燃料開発の課題を解決する。
- Southern Company Services - Terrapower、電力研究所、バンダービルト大学、ORNL と提携し、塩化物溶融高速炉の開発をサポートするための統合的な効果試験と材料適合性研究を実施する。[17]

DOE の先進的原子炉実証プログラム(ARDP)

ARDP は DOE が 2020 年 5 月、原子力局 (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。

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 万ドルの交付対象となる企業 2 社を発表した。

- ナトリウム冷却高速炉を開発中の TerraPower 社
- ペブルベッド式高温ガス炉 Xe-100 を開発している X-Energy 社

DOE は、将来の予算枠の利用可能性を条件として、7 年間で合計 32 億ドルを投資し、開発者はマッチングファンドを提供する。[5]

ARDP では、「先進的原子炉の実証」に加えて、次の 2 つの支援ルートも設置されている。

- 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」。
- 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)」。

「将来的な実証に向けたリスクの削減」の支援対象

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「ヘルメス規模縮版試験炉」、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）：ヘルメスは、商業規模の「フッ化物塩冷却高温炉（FHR）」開発につなげるためにケイロス社が設計、建設、操業を計画している設計。燃料として、3 重被覆層・燃料粒子「TRISO」をペブルベッド方式で使用する。
- Westinghouse 社の極小原子炉「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 アドバンスド・テクノロジーズ社の「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）：世界初の高速スペクトル型溶融塩原子炉として、設計と建設及び運転を目指す。[7]

「ARC-20」の支援対象

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（ARC）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 100MW の予備概念設計（ARC-100¹）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 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及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（HTGR）」、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統合型 HTGR（MIGHTR）の商業化を支援するため、予備概念段階の設計を

¹ ARC-100 は、NSSS に水平免振機能がついており、固有な安全性と操作の簡略化を通して、遠隔地や発展途上国の小規模なグリッド市場を対象としている。

出典：ARC 社の紹介資料（2015）[Advanced Reactor Concepts. \(nrc.gov\)](https://www.nrc.gov/advanced-reactor-concepts)

概念設計に進展させる。[8]

DOE の SMR 認可技術支援 (LTS) プログラム

DOE は 2012 年～2017 年に、米国の軽水炉 SMR 設計の開発を支援する SMR 許認可技術支援プログラムを実施した（予算 4 億 5200 万ドル）。

DOE は、2012 年 11 月に、B&W 社の出力 180 MWe の mPower 設計を支援することを発表した。この設計は、Bechtel 社とテネシー峡谷開発公社(TVA)社で開発されるものである。5 年間のコスト・シェア契約を通じて、DOE はプロジェクト全体のコストの半分までを投資し、プロジェクトの業界パートナーは少なくともこれに適合するものである。DOE は 2014 年末までに 1 億 1,100 万ドルを支払った後、B&W 社がプロジェクトを棚上げしたために資金が削減された。

2013 年 12 月、DOE は、NuScale 社に SMR の設計開発と NRC の認証と許認可を支援するため、5 年間で最大 2 億 1700 万ドルを 50-50 コスト・シェアで授与することを発表した。2013 年半ばに、NuScale 社は、米国西部におけるマルチモジュール NuScale SMR 発電所の実証と展開を研究するために、幅広い米国西部の州と連携し "Western Initiative for Nuclear (WIN) "を開始した。WIN には、ワシントン州にある Energy Northwest (ENW) と UAMPS が含まれる。これは現在、無炭素電力プロジェクト (Carbon Free Power Project 、CFPP) として続いている。

2016 年 5 月、TVA 社は、テネシー州オークリッジ近郊で管理している Clinch River サイトで SMR のためのサイトを開発中であり、最大 800 MWe の用慮を建設するために、クリンチリバーの早期サイト許可 (ESP、技術は特定されていない) を申請した。TVA 社は、B&W 社からの議論を他の軽水 SMR ベンダー 3 社に拡大した。DOE は、この ESP 申請を SMR LTS プログラムから財政的に支援しており、2016 年 2 月に、TVA に 3630 万ドルをコスト・シェアベースで提供すると発表した。[2]

NRC は 2019 年 12 月、TVA の Clinch River サイトについて、原子炉建設の ESP 発給を承認したと発表した。[3]

エネルギー高等研究計画局 (ARPA-E) における技術開発

DOE のエネルギー高等研究計画局 (Advanced Research Projects Agency- Energy、ARPA-E) により、小型炉及び革新的原子炉の開発を推進している。ARPA-E は、革新的原子炉のコスト削減や安全性向上につながるデジタル化やモデリング技術の開発を支援する GEMINA (インテリジェント原子力資産により管理された発電、2018 年開始)、MEITNER (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、2019 年開始) 等のプロジェクトを実施している。[17]

燃料開発支援プログラム及び VTR の位置づけ

DOE は 2020 年 4 月、核燃料作業部会（NFWG）が米国の原子力産業復活をめざしてとりまとめた包括的な戦略報告書「米国の原子力エネルギーの競争優位性の回復に向けて—米国の国家安全保障戦略」[21]を公表した。報告書を策定した核燃料作業部会は、トランプ大統領が 2019 年 7 月、核燃料のサプライチェーン全体に関する国家安全保障上の考慮事項についてより広い視点から分析するために設立したものである。

報告書では、ウラン採鉱や精錬、転換、フロントエンドの能力復活のほか、技術優位性を強化し、米国による原子力輸出の促進に向けた戦略等が政策勧告として示されている。次世代原子力技術における米国のリーダーシップを再構築するための方策として、以下を挙げている。

- 事故耐性燃料の R&D への資金拠出、HALEU の R&D への資金拠出、HALEU 濃縮実証プログラムの完了、ウラン採鉱と原位置抽出法の先進的水処理技術への資金拠出
- 国立原子炉イノベーションセンター及び VTR の支援
- 米国の先進原子炉技術の R&D への資金拠出とその実証の支援
- 連邦施設に電力供給を行うための小型モジュール炉（SMR）及びマイクロ原子炉の利用の実証

同報告書では、高速炉の位置づけに関して、同報告書では、次世代技術の実証における米国の国際競争力の観点から開発の重要性を示唆している。

VTR の位置づけに関しては、科学者や革新的原子炉技術の開発者が必要とする核燃料や核物質の試験を加速するものとしている。米国には 20 年以上にわたって高速中性子スペクトル試験施設がなく、軽水炉以外の革新的原子炉の概念に必要な種類の加速照射試験を実施することができなかったが、VTR によってそれらの試験に必要な中性子損傷速度が提供可能になる。[21]

VTR に対する INL サイトを前提とした環境影響評価の内容と結果

DOE は 2019 年 8 月、VTR に関する環境影響評価書（EIS）の作成準備を開始した。2020 年 12 月 21 日、パブリックレビューとコメントのためのドラフト環境影響ステートメント（EIS）が発表された。VTR EIS は、国家環境政策法に従って作成されており、さまざまな環境及びコミュニティの資源に対する、VTR の代替案及び燃料製造オプションの潜在的な影響を分析する。

ドラフト VTR EIS は以下を評価している：

- INL またはオークリッジ国立研究所（ORNL）での VTR の建設と運用。これには、VTR の運用と VTR を使った実験、ホットセル施設での照射済み試験片の照射後検査、及び中間または永久処分のための出荷待ちの使用済み燃料の処理と保管が含まれる。
- INL 及び/またはサバンナリバーサイト（SRS）での VTR 用の燃料の製造。これに

は、燃料の原料の準備、燃料ピンの製造、及び燃料ピンの原子炉燃料への組み立てが含まれる。

- DOE が VTR の建設と運用を追求しないというノーアクションの代替案。

ドラフト VTR EIS は、INL サイトでの VTR の建設と運用を DOE の優先代替案として特定し、可能な限り、既存の施設（必要に応じて変更）を VTR サポート施設として使用するとしている。[22][23]

(2) 法令整備による支援

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)が成立された。そこで NRC は 2027 年 12 月 31 日までに、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規則を制定すること、としている。

税制に関して、2005 年のエネルギー政策法では、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。税額控除は、全国で最大 6,000 MW の先進的な原子力発電容量に対して先着順で利用できる。PTC を使用すると、公共事業体のプロジェクトパートナーは、クレジットを他のプロジェクトパートナーに譲渡できるようになっている。

このクレジットは、ジョージア州の Vogtle 発電所で先行中の 2 基の Westinghouse 社の AP1000 の建設を支援している。さらに、PTC は、NuScale Power 社がアイダホ州に建設を計画している SMR を含む高度な原子炉の建設をサポートする。[18]

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。発表された改定により、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。[19]

【参考文献】

- [1] DOE (2017) : VISION and STRATEGY for the Development and Deployment of Advanced Reactors
- [2] WNA “Small Nuclear Power Reactors” (2022 年 2 月更新)
- [3] JAIF (2019/12/18) 米規制委、TVA の SMR 建設用クリンチリバー・サイトに事前サイト許可発給
- [4] Nuclear Energy Innovation and Modernization Act 115th Congress (2017-2018)
- [5] DOE HP (2020/10/13)
- [6] GAIN HP (2020/2 参照)

- [7] 「米エネ省、先進的原子炉実証プログラムで追加の支援対象 5 件選定」(原子力産業新聞 2020 年 12 月 17 日付け)
- [8] 「米エネ省の先進的原子炉実証プログラム、開発初期段階の 3 設計を追加支援」(原子力産業新聞 2020 年 12 月 24 日付け)
- [9] 115TH CONGRESS 2D SESSION S. 97 AN ACT
- [10] DOE HP (2020/5/14)
- [11] DOE HP (2019/8/15)
- [12] Final FY21 Appropriations: DOE Applied Energy, 29 January 2021
- [13] DOE HP (2016/1/15)
- [14] INFOGRAPHIC: Advanced Reactor Demonstration Program (2021/2 参照)
- [15] WNN (2021/1/12)
- [16] INL HP (2020/3/17)
- [17] ARPA-E HP (2020/2/19 参照)
- [18] NEI HP (2020/2 参照)
- [19] DFC HP (2020/6/23)
- [20] DOE. “Restoring America’s Competitive Nuclear Energy Advantage – A Strategy to Assure U.S. National Security” 2020 (一般社団法人 日本原子力産業協会 翻訳)
- [21] DOE HP(2019/2/28)
- [22] DOE. Public Draft Versatile Test Reactor Environmental Impact Statement (DOE/EIS-0542)
- [23] ANS (2020/12/21) DOE issues Versatile Test Reactor draft EIS, confirms INL as its “preferred alternative”

1.1.2. カナダ

カナダでは、原子力研究所 (CNL) が、SMR 開発者が CNL のサイトで SMR を立地することを可能にすることや、研究開発イニシアチブを通して、2026 年までの SMR の実証を目指して取り組んでいる。また、幾つかの州政府が、SMR の導入に向けた検討を始めている。カナダ政府は 2020 年 10 月、戦略的イノベーション基金を通じて Terrestrial Energy 社の一体型溶融塩原子炉 (IMSR) の開発を加速するために、2,000 万カナダドル (1,500 万米ドル) の連邦資金を投資している。

(1) カナダ政府

2018 年 11 月、カナダ政府は、SMR 技術に関する 10 カ月にわたる研究である SMR ロードマップを発表した[1]。報告書では、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」と結論している。[2]

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（1,500 万米ドル）の連邦資金を投資している。SMR は、2050 年までに温室効果ガスの正味ゼロ排出を達成するための同国の取り組みと、COVID-19 パンデミックに対する経済的利益の提供において重要な役割を果たすことが期待されている。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ている。資金は、カナダの戦略的イノベーション基金を通じて行われており、Terrestrial Energy 社のカナダ原子力安全委員会（CNSC）との事前の許認可対応に用いられる。[3]

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。

カナダ政府は今回のアクションプランで以下の活動を実施すとしている：

- 2020 年代後半までに最初のユニットを稼働させるために、管轄や権限の範囲内で協力する
- 「チーム・カナダ」として団結し、国際的なパートナーを巻き込んで輸出機会を獲得し、国際基準に影響を与え、カナダへの投資を確保する。
- カナダの低炭素化の未来を加速するために、SMR を他のクリーンエネルギー源、貯蔵技術、アプリケーションと統合する機会を模索する。
- 核廃棄物を最小限に抑え、核燃料を再利用する機会を追求し、放射性廃棄物の安全で長期的な管理のためのカナダの既存の慣行を補完する。
- 女性、マイノリティ・コミュニティ、若者の参加を拡大し、先住民、農村、遠隔地、北部のコミュニティとの有意義で長期的な経済的パートナーシップの機会を模索することにより、原子力産業における多様性と代表性を強化する。
- SMR の配備と輸出において、学術、研究、工学、製造におけるカナダの広範な能力を活用する。
- アクションプランで記述された各関連組織の活動を支援する。[10]

(2) カナダ原子力研究所（CNL）

SMR の立地計画

2017 年 6 月、カナダ原子力研究所（CNL）は、CNL が管理するサイトでの SMR の立地に対する関心の表明を募集した。この結果、CNL が管理するサイトでの実証炉または原型炉の建設を含む、多くの回答が得られた。CNL は、2026 年までにチョークリバーサイトに

新しい SMR を建設することを目指している。

2019 年 2 月、CNL は、Global First Power 社とそのパートナーである Ontario Power Generation (OPG) 及び Ultrasafe Nuclear Corporation (USNC) の MMR (5MWe の HTGR) は、CNL の立地評価プロセスの第 3 段階 (土地の手配、プロジェクトのリスク管理、契約条件に関する事前の非独占的な協議) に到達し、StarCore Nuclear 社 (14MWe の HTGR) と Terrestrial Energy 社 (195MWe の IMSR) が、それぞれ 14MWe の HTR と 195MWe の IMSR の立地評価プロセスの第 2 段階 (デューディリジェンス) に入る条件を満たしたと発表した。また、2019 年 7 月に、U-Battery 社 (4MWe 高温ガス炉) が、同 2 段階に入ったと発表した。[7] [8]

同プロセスは、SMR の開発者が CNL のサイトで SMR を建設することを支援するものであり、CNL は設計や建設を行うものではないが、商業ベースでのサポートを提供する可能性があるとしている²。[9]

カナダ原子力研究イニシアチブ (CNRI)

2019 年 11 月、CNL は、Kairos Power 社、Moltex Canada 社、Terrestrial Energy 社及び USNC が、カナダ原子力研究イニシアチブ (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。このイニシアチブは、特定のプロジェクトにおいて研究開発を可能にし、SMR 技術を有するグローバルベンダーと CNL の施設と知識を繋ぎ、SMR 開発を促進するように設計されている[1]

CNL は、カナダでの SMR の導入を加速化するために 2019 年に 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。研究開発プロジェクトの次のラウンドは早ければ 2021 年 4 月に開始し、2023 年 3 月まで継続する予定である。[111]

(3) 州政府の活動

カナダ・オンタリオ州、ニュー・ブランズウィック (NB) 州及びサスカチュワン州の首相は 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小型モジュール炉 (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。[5]各首相は、原子力発電に対して炭素を出さず、信頼性が高く、低コストの発電技術と認識しており、SMR は遠隔地域などを含むカナダ全土において、経済面の潜在的可能性を引

² 具体的な支援内容が示されていないが、Global First Power が発行したチョークリバーでの SMR 建設計画では、CNL は、建設される SMR の熱や電力潜在的なエンドユーザーであるとしている。[Project Description for the Micro Modular Reactor™ Project at Chalk River \(filesusr.com\)](https://filesusr.com/Project-Description-for-the-Micro-Modular-Reactor-Project-at-Chalk-River)

き出す一助になると明言した。

今後、3州のエネルギー大臣が2020年1月から3月の間に冬季会合を開催して、最良の開発・建設戦略を議論していく。また、国内の主要な発電事業者に対して、費用対効果検討書も含めたフィージビリティ報告書の作成で協力を求める方針であり、2020年秋までにSMRの戦略的開発計画を策定するとした。SMR技術がカナダから世界中で採用されることで、カナダの経済成長を促すとともに輸出機会を拡大することにもつながると認識している。3州の政府は、各州特有のニーズや経済面の優先事項を考慮して経済を成長させ、温室効果ガスの排出量を削減するために協力体制を敷く方針で、地域の雇用や成長促進に向けた最良のビジネス環境を創出していくと述べた。この3州は、カナダ連邦政府の天然資源省が公表したSMRの開発ロードマップと共に付託された「行動要請文」の策定に貢献していた。カナダは原子力産業の全分野を備える最上位の原子力国家であり、SMR開発で先駆的国家となることで、革新的技術分野での戦略面や経済面及び環境面の利益が得られるとしている。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。

- 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、New Brunswick Power (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

カナダ東部NB州の州営電力であるNB Power社は2020年11月16日、英国籍のMoltex Energy社及び米国籍の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[6]。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社が同州で操業するPoint Lepreau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。NB州は、学界や科学技術関係のコミュニティにも恵まれており、複数のSMR建設が可能で、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。このような背景からNB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社を選定し、SMR開発

で協力することで合意している。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 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。

カナダ・オンタリオ州の州営電力である OPG 社は 2020 年 10 月 6 日、同州内で SMR を建設するため、SMR デベロッパー 3 社 (Terrestrial Energy 社：IMSR を開発中、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、米国の X-Energy 社：小型のペブルベッド式高温ガス炉 (HTR) 「Xe-100」を開発中) と設計・エンジニアリング作業を共同で進めていると発表した。OPG 社は、この計画の他に、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 Global First Power 社との協力により、米国の USNC が開発した第 4 世代の小型モジュール式高温ガス炉「マイクロ・モジュラー・リアクター (MMR)」をカナダ原子力研究所内で建設・所有・運転することを計画している。[6]

【参考文献】

- [1] WNA Small Nuclear Power Reactors (2021/2 更新)
- [2] Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee (2018). A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors. Ottawa, Ontario, Canada.
- [3] WNN (2020/10/16) Canadian government invests in SMR technology
- [4] JAIF (2020/12/3) カナダの 3 州の首相が SMR 開発で協力覚書
- [5] 原子力産業新聞 (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
- [6] FEPC(2020/10/26) 加 OPG 社、SMR 建設に向けベンダー 3 社と協力
- [7] CNL HP (2019/2/15) Update on CNL's SMR invitation process
- [8] CNL HP (2019/7/29) Update on CNL's SMR invitation process
- [9] CNL HP (Facts on CNL's SMR Program) (2020/2 参照)
- [10] カナダ SMR アクションプラン HP <https://smractionplan.ca/> (2021/2 参照)
- [11] CNL HP “CNL's Canadian Nuclear Research Initiative” (2020/2 参照)

1.1.3. 英国

英国政府は 2015 年 11 月、SMR を含む原子力研究開発に 2016~2020 年の 5 年間で少なくとも 2 億 5,000 万ポンドを投資すると発表した。この開発には、2020 年代に英国で世界初の SMR の 1 つを建設するために、英国に最も適した SMR 設計を特定するための計画が含まれている。[1]

現在までに、幾つかの SMR 開発者が英国での SMR の導入について関心を示している。2016 年の初め、Rolls-Royce 社は、220 MWe SMR ユニットの詳細設計を政府に提出したと発表した。その後、新しいコンソーシアム(UK SMR Consortium)で 7GWe の SMR のフリートを開発する計画の概要を説明した報告を政府に提出した。コンソーシアムは、Assystem, Atkins, BAM Nuttall, Laing O'Rourke, National Nuclear Laboratory, Nuclear AMRC, Rolls-Royce, Wood 及び The Welding Institute などから構成されており、2029 年までに英国で SMR を導入することを目指している。2019 年 11 月、コンソーシアムは、英国政府の「産業戦略チャレンジ基金」から SMR 設計の開発支援として 1,800 万ポンドを受領した。[3]

エネルギー・気候変動省（当時）は 2016 年 3 月～2017 年 18 月に SMR の政策策定に情報提供するための SMR 競争プロセスを実施し、それに対して、GEH 社（PRISM ナトリウム冷却高速炉）、Moltex 社（溶融塩炉）、EDF 社（フランス）と CNNC 社（中国）（ACP100+ SMR）等複数の企業が関心を表明した。また、2017 年、NuScale Power が 10 年以内の同社の SMR を建設するというアクションプランを発表している。

英国ではまた、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。

2014 年 1 月、英国原子力廃止措置期間（NDA）は、PRISM と CANDU Energy 社製の CANDU EC6 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、参照ソリューションは軽水炉で MOX を使用することであると述べた。ただし、PRISM と EC6 の評価は継続されるとした。また 2016 年 1 月、NNL は、NuScale 原子炉が MOX 燃料で稼働できることを確認し、フル MOX 炉心を備えた 12 モジュールの NuScale プラントは、約 40 年間で 100 トンの原子炉グレードのプルトニウムを消費し、200TWh の電力を発電できると述べた。[2]

現在、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が、革新的原子炉及び SMR の研究開発を支援する以下のプロジェクトを実施している。

(1) 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)
- 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 [4]

(2) 先端製造・材料 (AMM) プロジェクト

BEIS が主導する先端製造・材料 (Advanced Manufacturing and Materials、AMM) は、オフサイトでの製造によって、原子力発電所の資本コストを削減することを目的としている。具体的には：

- 2021 年までに、英国の原子力サプライチェーンをサポートするための強力な製造及び材料の研究開発拠点を確立する。
- 2030 年までに、モジュラー炉及びその他の原子炉のコンポーネントの英国製造に基盤となる技術サポートを提供する。
- 2050 年までに、英国の産業は、モジュール炉とその他の高度な原子炉技術の展開における重要なグローバルプレーヤーとしての地位を確立することを促進するとしている。

AMM は 2 つのフェーズから構成されている。

- フェーズ 1：2017 年 7 月～2019 年 4 月の期間で実施された革新的な製造・材料技術の研究開発で、予算は 500 万ポンドだった。
- フェーズ 2：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の、20 万ポンドの投資プログラムである。

2020 年 7 月、フェーズ 2 の対象に以下の開発者のプロジェクトが発表された。

- Rolls-Royce Project FAST
- Sheffield Forgemasters
- Cammell Laird

- EDF Energy
- Nuclear Energy Components
- U Battery
- Rolls-Royce Project SAS
- Cavendish project
- Create technologies
- Laser Additive Solutions [5]

(3) 「グリーン産業革命」計画における政策

2020 年 11 月 18 日、英国のボリスジョンソン首相は、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) の投資を含む、「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。原子力発電を含めることは、原子力イノベーション研究諮問委員会(NIRAB)が 2020 年 6 月の BEIS への報告書[6]で行った提言を反映している。

英国政府が 2020 年 12 月に公開したエネルギー白書[7]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。

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、2030 年までに SMR 設計を開発し、革新的モジュール炉 (AMR) 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さらに 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 GDA を開始する。
- 次世代の原子力技術である 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)

(4) 低コスト原子力 (LCN) プログラム

SMR への 2 億 1500 万ポンドの投資は、英国の研究助成機関 UK Research and Innovation (UKRI)により、2021 年以降の低コスト原子力 (LCN) プログラムを通じて実施される予定である。

UKRI は 2019 年 11 月に LCN プログラムを開始し、概念設計を開発するために 1800 万ポンドの初期投資を行い、Rolls-Royce 社が率いる英国 SMR コンソーシアムがマッチファ

ンドを提供した。政府による LCN への投資は、業界パートナーからの 3 億ポンドの投資によって後押しされるとしている。英国 SMR プログラムは、16 基の発電所のフルフリートが建設された場合、2050 年までに英国経済に 520 億ポンドの価値を還元する計画である。

[8]

【参考文献】

- [1] DECC (2016) : Corporate report Single departmental plan: 2015 to 2020
- [2] WNA. Nuclear Power in United Kingdom (2021 年 1 月更新)
- [3] Rolls-Royce sees SMRs on UK grid by 2029 : New Nuclear - World Nuclear News (world-nuclear-news.org)
- [4] BEIS Notice, "Advanced Modular Reactor (AMR) Feasibility and Development Project, Details of the 2-phase Advanced Modular Reactor Feasibility and Development Project", Updated 1-July 2020.
- [5] BEIS Notice, "Advanced Manufacturing Materials competition: phases 2A and 2B successful projects", Published 10 July 2020.
- [6] Nirab (2020): Achieving Net Zero: The role of Nuclear Energy in Decarbonisation
- [7] Policy paper Energy white paper: Powering our net zero future (accessible HTML version) Updated 18 December 2020
- [8] UKRI News, "UK government invests £ 215 million into small nuclear reactors - UKRI". 19 November 2020.

1.1.4. 仏国

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。

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。

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。なお、政府支援についての情報は確認できなかった。[1]

【参考文献】

- [1] Ministère de la Transition écologique et solidaire, “French Strategy for Energy and Climate, Multi Annual Energy Plan 2019-2023 2024-2028”.

1.1.5. 中国

中国は、原子力イノベーションに向けて、次世代炉である第四世代炉の研究、開発を重視している。中でも、小型高温ガス炉と小型高速炉が最も重視されており、この 2 つの炉に関する研究、開発プロジェクトも最も進んでおり、それぞれの原型炉の設計、実験研究炉の開発を経て、現在実証炉の開発、建設まで進んでいる。次世代新炉型として、高温ガス炉実証炉 HTR-PM（HTR-PM、High Temperature Reactor・Pebble bed Modules）、高速炉 CFR-600 のほかに、ACP1000、HAPPY200、DHR400、smTMSR 等もあるが、いずれも研究開発段階のものは多く、関連の詳細な情報が公表されるものもそれほど多くない。現在、実証炉として開発、建設が最も進んでいるものは HTR-PM、CFR-600 である。HTR-PM は、世界に先駆けて開発、建設が開始され、2021 年に運転開始を予定しており、現在世界で最も進んでいる実証プロジェクトの一つである。CFR-600 も現在、建設中である。この 2 つの実証炉の成功により、今後、日本や世界の次世代炉の開発にもつながることから、本調査では、HTR-PM、CFR-600 に注目して調査した結果をまとめる。

1.1.6. ロシア

ロシアでは、核燃料サイクルをクローズするために、高速炉の研究開発を重点的に進めている。具体的には、ナトリウム冷却高速炉（SFR）である BN シリーズの開発と、鉛ビスマス冷却高速炉（LFR）である BREST の開発を進めている。BN シリーズの場合、

800MW 級での実証炉が建設されており、現在 1200MW 級での実用化を計画している。また、2026 年までに BREST の原型炉を建設する予定である。

高温ガス炉 (HTGR) については、躯体的な建設予定は立っていないが、輸出の可能性を視野に入れた国際的な技術協力の動きがある。[1]

(1) 高速炉

原子力政策上の位置付け

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。新しい技術プラットフォームに基づくロシアの原子力発電の主要なスキームは、燃料の完全なリサイクルと、バランスのとれた軽水炉と高速炉の組み合わせを想定している。

現在、ロシアの原子力新規建設計画は、2030 年までには VVER が中心となっているが、2030 以降ナトリウム高速炉 BN-1200 が順次建設されていく見通しである。[WNA]

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。[2]

開発内容

2010 年の FTP には、ナトリウム、鉛、鉛ビスマス冷却材とした高速炉の開発、高密度燃料を製造するための商業施設の建設、BN 燃料を製造するためのパイロット実証用乾式化学施設の建設完了、クローズド燃料サイクル技術の試験が計画された。

FTP 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 (ブレイクスルー) 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 SFR (BN シリーズ) に加え、窒化物燃料を用いた LFR サイクルの開発も並行して行うものである。ロシアは、多くの経験を有する SFR の開発に加え、LFR も並行して開発する理由として、LFR は原子力潜水艦での経験があり、原理的にも SFR と比較して炉心の中性子経済に優れ、プラントや炉心もコンパクトにでき、冷却材が活性でないとの利点があるためと説明している。[4]

ナトリウム冷却 BN シリーズ高速炉の実用化計画は、ブレイクスループロジェクトにより進められている。ペロヤルスカヤの BN-600 原子炉は、1980 年から正常に稼働し、現在は 2020 年にライセンス供与され、2025 年までの運転が計画されている。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。

窒化物燃料を用いた鉛冷却高速中性子炉の開発では、当初、鉛冷却炉の BREST-300 と鉛ビスマス冷却炉の SVBR-100 の 2 つのプロジェクトが提案されていたが、SVBR-100 はそ

の計画その後中止となった。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ている。[3]

同プロジェクトは、2030 年に向けてもロシアの原子力イノベーションの中心として断続する方針である。[5]

(2) 高温ガス炉

Afrikantov OKBM は 1990 年代に、ゼネラルアトミック（米国）の設計に基づく国際的な GT-MHR（ガスタービン-モジュールヘリウム原子炉）プロジェクトの参加国として開発を進めた。予備設計は 2001 年に完了し、原型炉が 2010 年までにトムスク州にある Siberian Chemical Combine 社で建設され、2015 年までに 4 モジュール発電所（4x285 MWe）が建設される予定であったが、現在、プロジェクトは失効している。

長期的な観点で、HTR はアクチニドの燃焼において重要視されていた(GT-MHR プロジェクトでは、米国とロシアが協力して余剰兵器プルトニウムの燃焼に関する研究を進めていた[IAEA (2019) High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials])が、最近では水素製造が注目されている。OKBM は現在、中国とロシアの HTR コラボレーションを主導している。

2015 年、Rosatom は、インドネシア原子力庁（BATAN）と、インドネシアでの多機能 HTR の実験炉建設のプロジェクト前段階について合意した。Rosatom 傘下の NUKEM Technologies GmbH は、10 MWt / 3MWe の設計を開発した Afrikantov OKBM と共同でプロジェクトを実施することとなった。プロジェクトの EPC 契約は 2016 年に予定され、2019 年には、プロトタイプ建設に 3 年を要する建設スケジュールが予定されていた。

【参考文献】

- [1] WNA “Nuclear Power in Russia” (2021/2 参照)
- [2] 佐賀山、「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）、2017 年 10 月 31 日
- [3] WNN (2021/2/11) Construction licence issued for Russia's BREST reactor
- [4] 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（平成 30 年 2 月）平成 29 年度原子力の利用状況等に関する調査（革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査）報告書
- [5] NEI Magazine (2020/5/26) Russia looks to 2030

1.2. 規制整備の動向

本章では、各国の規制当局の革新的原子炉の許認可に向けた取組及び、PRA、深層防護の具体的適用（前段否定）、外部事象への対処、等級別アプローチや EPZ の設定方法等についての対応について調査する。また、これらの項目を含めた GIF、IAEA Regulators' Forum 等での議論、評価についてまとめる。

1.2.1. 米国

(1) 原子力規制委員会（NRC）

SMR や非軽水型炉の審査開始当初（個別課題の抽出と解決）

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 ^[1] 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 1.2.1-1 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 1.2.1-1 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)

<u>許認可上の問題</u>
・ 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。
<u>設計要件に関する問題</u>
・ 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

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）
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^[2] 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。

表 1.2.1-2 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 1.2.1-2 SMR の審査に関して摘出された課題と適用される炉型
(NRC ホームページ)

【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

		ユールごとの認可の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する、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する、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 ³	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

³ 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。

		査する中で対処されるものとする、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 (詳細を後述)
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する、との見解を示した。

【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 及び非軽水型炉	SECY-11-0178： 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）。
--	--	--

NuScale の審査対応

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。

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）^{〔3〕} で NuScale 炉に関する設計固有の審査基準（DSRS）^{〔4〕} 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 DC 申請を NRC に提出した^{〔5〕}。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、2020 年 11 月時点で NuScale の DC 発効は 2021 年 10 月 5 日と予定されている。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（後述）。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

非軽水型炉の審査の標準化に向けた動き

NRC は上記の通り、個別課題の解決を実施しつつ、非軽水型炉の審査に関しては、非軽水型炉の審査に特化した許認可申請用ガイダンス（Reg. Guide 1.233）と新規則（10 CFR Part 53）の作成を開始した。なお、Reg. Guide 1.233 及び 10 CFR Part 53 は非軽水炉に特化したものであり、軽水型炉である NuScale には適用されない。

【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^{〔6〕}。本 Reg. Guide は、10CFR 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 1.2.1-3 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 1.2.1-3 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。）

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）

【10 CFR Part 53】

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^[7]）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」^[8] 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」（後述）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、これまでに作成されたガイダンス案に示されたプロセスを用いた手法が提案されている（表 1.2.1-4 参照）。また、非軽水炉の機能的格納容器性能基準について議論した SECY-18-0096^[9] や小型モジュール式炉の緊急時計画について議論した SECY-18-0103^[10] も参考にする予定である。

今後の予定は以下の通り（ただし、詳細なスケジュールは進捗に応じて決定する）。

- ・ 2020 年 10 月規則作成の事前通達（ANPR）
- ・ 2022 年 11 月規則案の公表
- ・ 2024 年 9 月最終規則発行

表 1.2.1-4 SECY-19-0117 で提案し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 1.2.1-1 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 1.2.1-2 参照）。
 - ◇ 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、深層防護を評価する（図 1.2.1-3 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

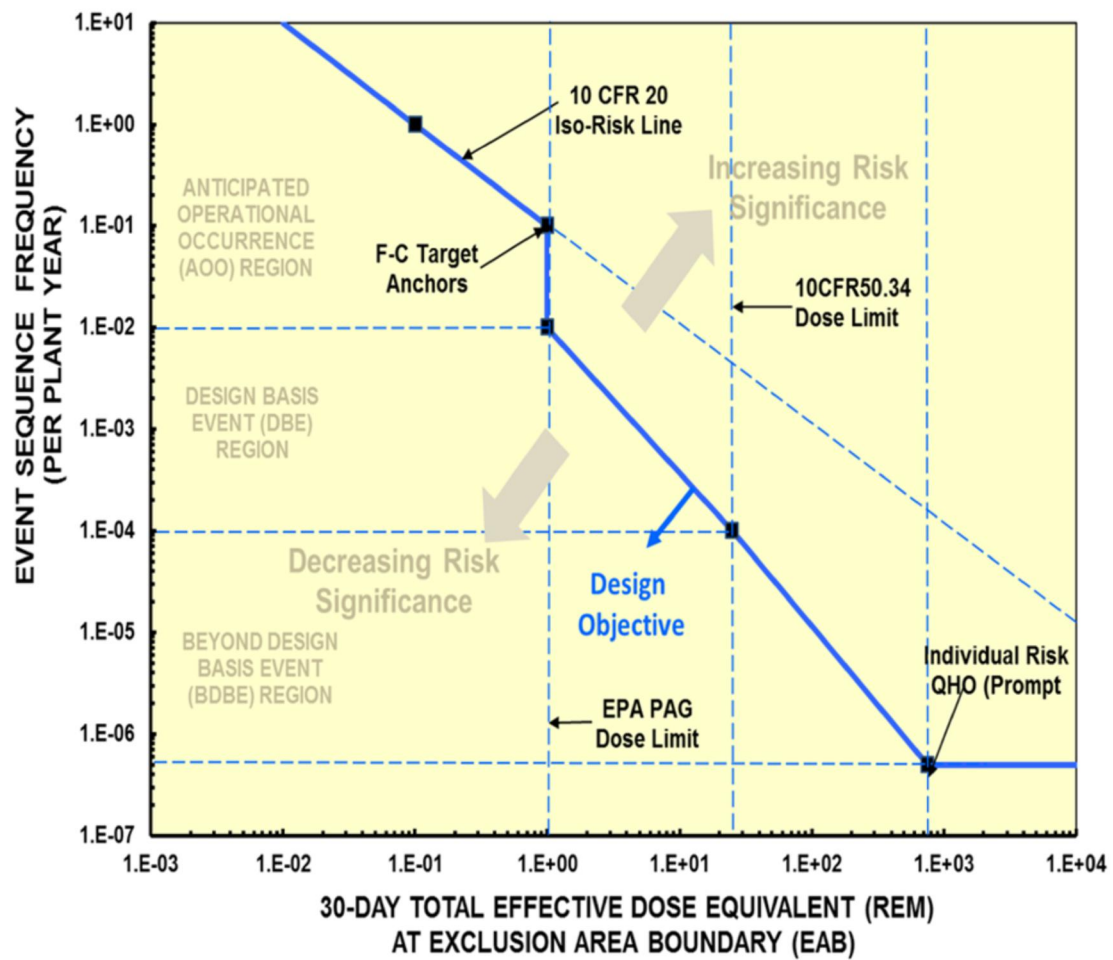


図 1.2.1-1 非軽水炉の許認可基準事象（LBE）分類方法（F-C target）
（2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1）

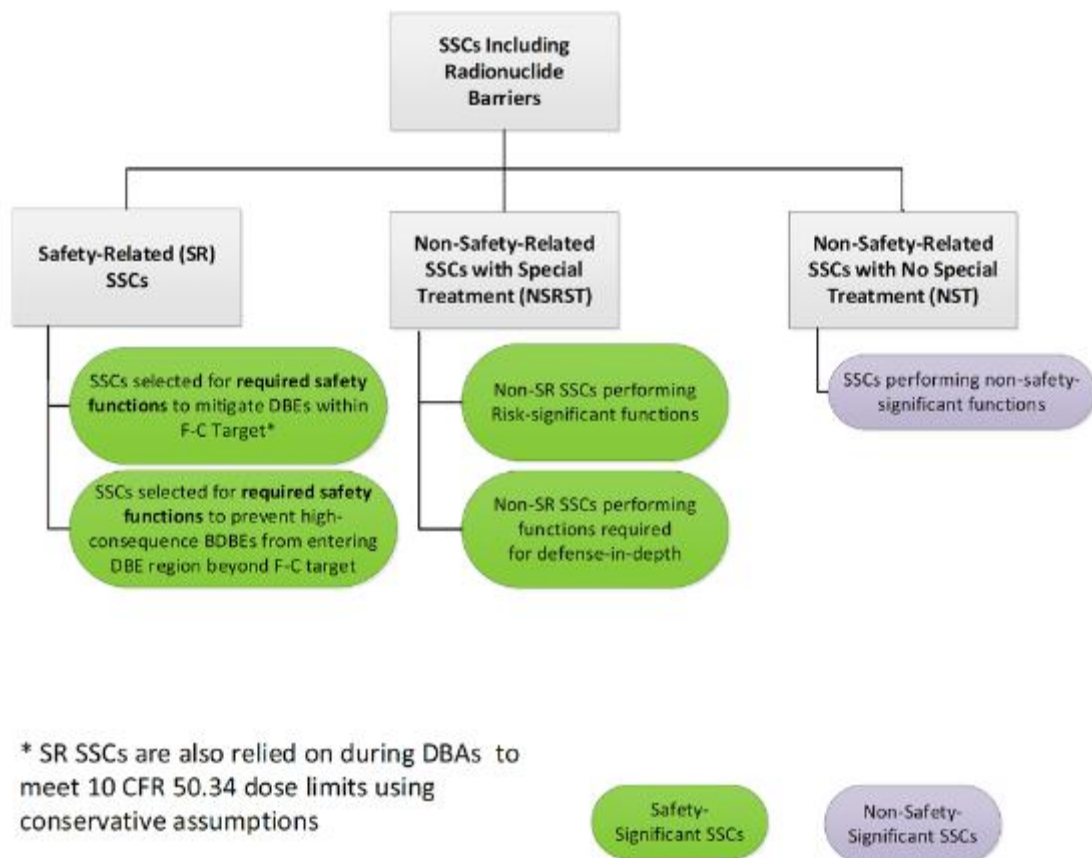


図 1.2.1-2 非軽水炉における SSC の分類
(2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1)

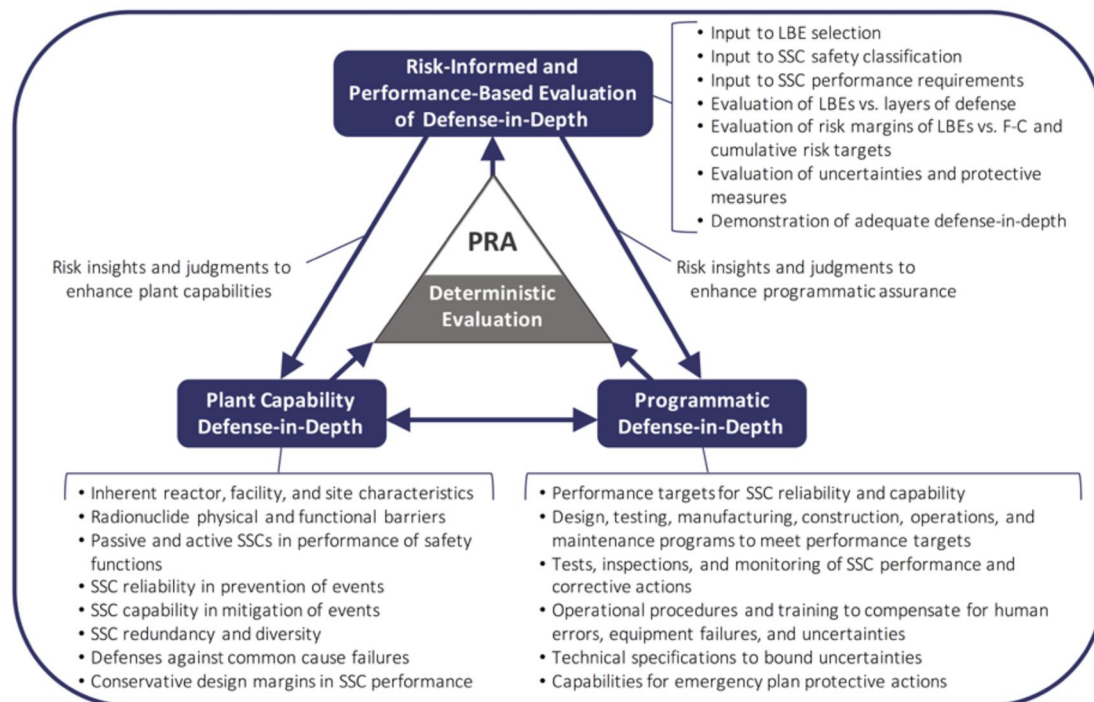


図 1.2.1-3 非軽水炉における深層防護の妥当性評価の枠組み
(2019 年 8 月付 NEI 18-04, Rev.1)

次に個別の検討課題に関する対応状況を以下にまとめる。

・ PRA

表 1.2.1-2 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」^[11] 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-13-0132^[12] 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^[13]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 1.2.1-2 に示した SECY-15-0168^[14]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^[15]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）^[16]において、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 1.2.1-4 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。

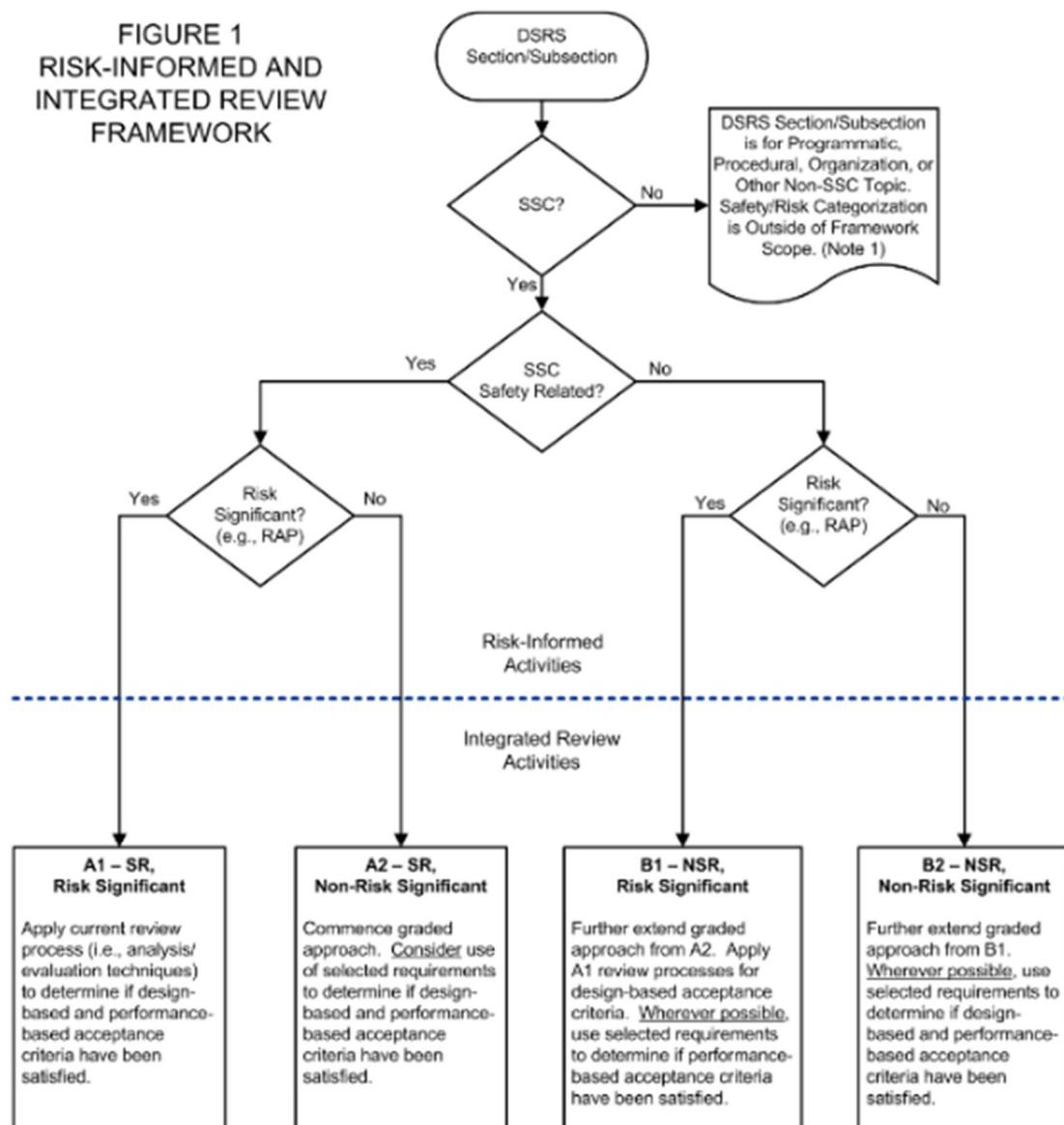
- A1：安全関連／リスク重要度高
- A2：安全関連／リスク重要度低
- B1：非安全関連／リスク重要度高
- B2：非安全関連／リスク重要度高

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（FSAR）に記載されている。

FIGURE 1
RISK-INFORMED AND
INTEGRATED REVIEW
FRAMEWORK



Note 1: Programmatic, procedural, organization, or other non-SSC topics (e.g., quality assurance, training, human factors engineering, health physics programs, operating procedures) are outside of the risk-informed and integrated review framework scope and are not subject to the safety/risk categorization process shown in Figure 1. These non-SSC topics will be evaluated using traditional methods as appropriate.

The risk significance associated with these non-SSC topics may be difficult to quantify and evaluate. In these cases, the responsible technical organizations will determine the most appropriate method for demonstrating satisfaction of the acceptance criteria on a case-by-case basis. In doing so, the organizations are encouraged to identify and consider alternate methods of risk-informing reviews of these sections.

図 1.2.1-4 等級別アプローチにおける SSC の分類手法
(2014 年 1 月付 SRP)

- ・ 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-18-0103^[10] 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^[17] 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。

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^[18] 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 1.2.1-5 にまとめる。

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 1.2.1-5 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 1.2.1-5 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

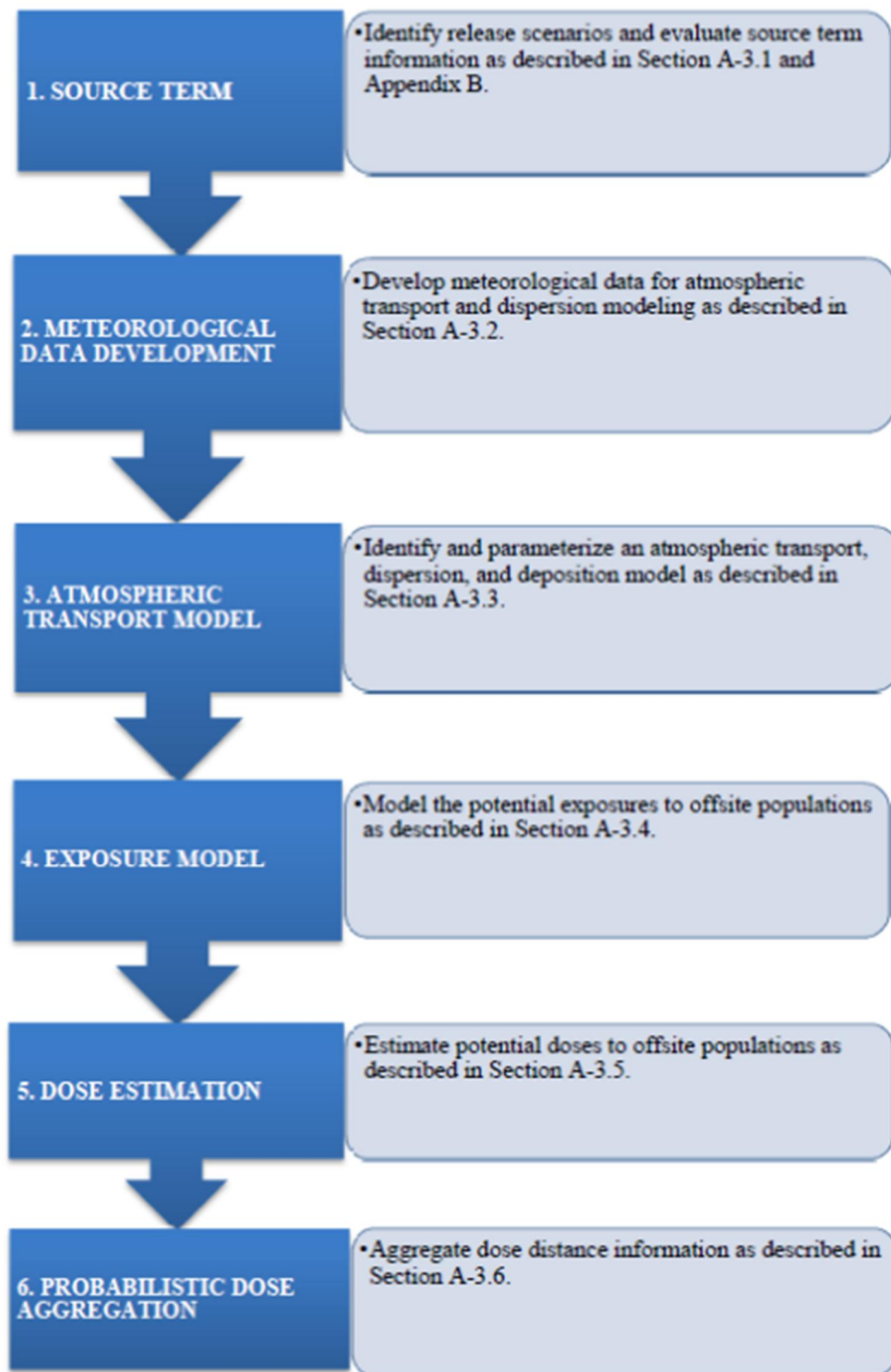
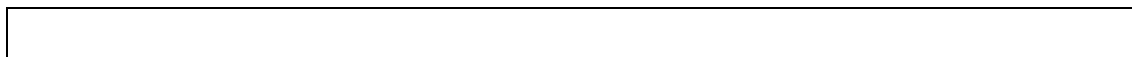


図 1.2.1-5 EPZ の範囲決定における手法
(2020 年 5 月付 DG-1350)

- ・ 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^[19] 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。

(2) 原子力エネルギー協会（NEI）

以下に、NEI が作成した非軽水型炉関係のガイダンス類をまとめる。

NEI 18-04「非軽水炉の許認可申請用ガイダンス」：

NEI は、2019 年 8 月付で NEI 18-04, Rev.1^[20] を公表し、2019 年 8 月 26 日付のレター^[21] で NEI 18-04, Rev.1 をエンドースするよう NRC に求めた。NEI 18-04, Rev.1 は非軽水炉の許認可申請用ガイダンスである（このため、軽水型炉である NuScale には適用されない）。NEI 18-04, Rev.1 の内容は表 1.2.1-4 に示したとおりである。

NEI 19-03「先進型非軽水炉に有用な規格基準類」：

NEI は、先進型非軽水炉の開発において有用な規格基準類を示したガイダンスを NEI 19-03, Rev.1^[22] として 2020 年 3 月付で公表した。NEI 19-03, Rev.1 は、現在開発中の先進型炉設計に大きな利益をもたらしうる規格基準類を特定し、これらの策定状況や課題等について検討して優先度を付けたものである。計 800 件以上の規格基準類を検討した結果、18 件が優先度高と評価された。参考として優先度高と評価された規格基準類 18 件を以下に示す。

- ・ ANSI/ANS 6.4-2006「パッシブ熱除去系コンクリート－照射及び熱限界」に相当する

もの

- ・ ANS-30.1-201X「リスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの原則と手法」
- ・ ANS-30.2-201X「SSC のカテゴリとクラス分類」
- ・ ASME/ANS RA-S-1.4-2013「非軽水炉の PRA（試用版）」
- ・ ANSI/ANS 53.1「モジュール式ヘリウム冷却炉の原子力安全設計プロセス」2011 年
- ・ ASME BPV, Div. 1 及び 2, Sub. NCA「格納容器バリア」
- ・ ナトリウム漏洩検知と緩和に関する SFR-DC 73 に相当する新規の標準（Reg. Guide 1.232 参照）
- ・ ANS 56.2-1984（ANSI N271-1976）「流体系における格納容器隔離」
- ・ ASME AG-1-2009「空気・ガス処理」
- ・ ASME BPV, Sec. III「プラント機器建設」
- ・ 先端製造技術に関する新規の ASME 標準
- ・ ASME BPV, Sec. III, Div. 1, Sub. NE 及び 2「格納容器」
- ・ ASME BPV, Sec. III, Div. 5「高温炉」
- ・ ASME N509-2002「空気浄化ユニット及び機器」
- ・ ASME QME-1-2007「動的機械機器の品質保証」
- ・ NFPA 251「建屋の建設及び資材の耐火性試験手法」
- ・ ACI 349.1R-07「鉄筋コンクリート設計の熱影響」
- ・ ACI 349-2013「原子力安全関連コンクリート構造物及び構造部材」

NEI 白書「先進型炉の環境審査の合理化に関する推奨事項」:

NEI は、先進型炉の環境審査を合理化するための推奨事項を示した書簡と白書^[23]を 2020 年 3 月 5 日付で NRC に提出した。概要を以下に示す。

近年の新設炉の審査を通じて、NRC は環境審査に関する要件やガイダンスを改訂しており、多くの教訓や経験が蓄積している。この結果、原子力発電所の潜在的な環境影響についての理解が進み、過去に想定していた影響よりも大幅に低いことがわかっている。さらに、原子力エネルギーは CO2 排出を避ける環境上の利点があるとの認識が広がっている。これに対し、実態として近年の環境審査では費用も文書量も大きく増えている。

以上を踏まえ、本白書には 6 件の推奨事項（以下 1.～6.）が示されている。これを実施すれば NRC は国家環境政策法（NEPA）や環境諮問委員会（CEQ）の要求事項に従いつつ環境審査を合理化できる。従来の規制では原子力エネルギーの環境上の利点や先進炉設計固有の安全性（例：利用する土地が狭くて済むこと、ブラウンフィールド⁴の活用、ソースタームが小さいこと、使用済燃料発生量が潜在的に少ないことなど）を考慮していない。こ

⁴ ブラウンフィールド（brownfield）とは米国で用いられている造語で、重度の土壌汚染や地下水汚染があり、開発が進まず遊休地になっている土地のことを指す。

のような理由から、先進炉設計によって遠隔地への電力供給、プロセス熱の産業利用、再生可能エネルギーとの併用の機会を促進できるため、環境審査プロセスの効率化を今検討することは重要である。

- 10CFR51.20 を改定して、環境影響声明書 (EIS) が要求される NRC の許認可活動のリストを削除し、当該許認可活動において環境評価 (EA) と適用除外行為の活用を認める。
- 一般環境影響声明書 (GEIS) の活用を促進し、(全てではないが) 多くの先進型炉設計で共通と思われる問題や影響に対応する。
- NRC スタッフが既存の環境解析をレビューし、当該プロジェクトの環境評価 (EA) または環境影響声明書 (EIS) に反映するよう規制やガイダンスを強化する。
- 環境評価 (EA) または環境影響声明書 (EIS) のドラフトの根拠として申請者の環境報告書 (ER) を利用できるよう NRC の規制に柔軟性を持たせる。
- 環境解析が NRC の管轄内で現実的になるよう当該解析のスコープを制限することで、サイト解析の代替策に伴う負担を軽減する。
- 目標とするプロセス改善を通して、環境審査の効率性を向上する。

参考文献

[1] US NRC SECY-10-0034, “Potential Policy, Licensing, and Key Technical Issues for Small Modular Nuclear Reactor Designs”, March 28, 2010.

US NRC website “Small Modular Reactor and Non-Light Water Reactor Technical and Policy Issues”

<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr.html>

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

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

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

[6] US NRC Regulatory Guide 1.233, Rev.0, “Guidance for a Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-based Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-Light-Water Reactors”, June 2020.

[7] US NRC SECY-20-0032, “Rulemaking Plan on “Risk-Informed, Technology-Inclusive Regulatory Framework for Advanced Reactors”, April 13, 2020.

[8] US NRC SECY-19-0117, “Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-Based Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-Light-Water Reactors”, December 17,

2019.

[9] US NRC SECY-18-0096, “Functional Containment Performance Criteria For Non-Light-Water-Reactors”, October 16, 2018.

[10] US NRC SECY-18-0103, “Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies”, October 31, 2018.

[11] US NRC Standard Review Plan 19.0, Revision 3, “Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation for New Reactors”, December 2015.

[12] 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.

[13] 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.

[14] US NRC SECY-15-0168, “Recommendations on Issues related to Implementation of a Risk Management Regulatory Framework”, December 18, 2015.

[15] US NRC SRM-SECY-15-0168, “Recommendations on Issues related to Implementation of a Risk Management Regulatory Framework”, March 9, 2016.

[16] US NRC, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: Light-Water Small Modular Reactor Edition”, January 2014.

[17] US NRC SRM-SECY-18-0103, “Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies”, December 17, 2019.

[18] 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.

[19] US NRC SECY-11-0098, “Operator Staffing for Small or Multi-Module Nuclear Power Plant Facilities”, July 22, 2011.

[20] NEI 18-04, Rev.1, “Risk-Informed Performance-Based Technology Guidance for Non-Light Water Reactors”, August 2019.

[21] NEI, “Request for NRC Endorsement of NEI 18-04, Rev. 1”, August 26, 2019.

[22] NEI 19-03, Rev.1, “Advanced Reactors Codes and Standards Needs Assessment”, March 2020.

[23] NEI, “NEI Recommendations for Streamlining Environmental Reviews for Advanced Reactors”, March 5, 2020.

1.2.2. カナダ

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 原子力施設規則に基づき、クラス IA 原子力施設（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、あるいは同位体製造や研究開発等の発電を目的としない小型炉）として分類されている。つまり、SMR に対する規制と従来の原子炉施設に対する規制において、同じ基準やリスク情報を活用したアプローチが適用されている。[1]

(1) CNSC によるベンダー設計レビュー

ベンダーデザインレビュー（VDR）は、ベンダーの要求に応じて CNSC がオプションで提供しており、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、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 に許認可申請を提出する前での設計レビューである。VDR では、カナダの原子力規制要求事項と期待及びカナダの規格基準に対して、設計が容認可能かどうかを検証することである。VDR は、以下の 3 フェーズで実施されている。VDR の状況を表 1.2.2-1 に示す。

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。[2]

表 1.2.2-1 ベンダー設計レビューの状況（2020 年 10 月 23 日現在） [2]

ベンダー	プラント名	フェーズ	レビュー開始	状況
Terrestrial Energy	IMSR	フェーズ 1	2016 年 4 月	完了
		フェーズ 2	2018 年 12 月	評価中
Ultra Safe Nuclear Corporation	MMR-5	フェーズ 1	2016 年 12 月	完了
	MMR-10	フェーズ 2	中断	中断中
LeadCold Nuclear	SEALER	フェーズ 1	2017 年 1 月	ベンダー要求により保留中
ARC Nuclear	ARC-100	フェーズ 1	2017 年 9 月	完了

Canada				
Moltex Energy	Moltex Energy Stable Salt Reactor	フェーズ 1 及び フェーズ 2 を同 時	2017 年 12 月	フェーズ 1 の評 価中
SMR, LLC.	SMR-160	フェーズ 1	2018 年 7 月	完了
NuScale Power	NuScale	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	フェーズ 1	2019 年末	プロジェクト開 始が中断中
GE-Hitachi	BWRX-300	フェーズ 1 を含 むフェーズ 2	2020 年 1 月	評価中
X Energy	Xe-100	フェーズ 1 を含 むフェーズ 2	2020 年 7 月	評価中

【参考文献】

- [1] CNSC HP “Small modular reactors” (2020/11/19 更新)
 [2] CNSC HP “Pre-Licensing Vendor Design Review” (2020/10/23 更新)

1.2.3. 英国

(1) エネルギー・気候変動省 (DECC)

DECC (当時) が 2015~2016 年に実施した SMR に関する技術経済評価 (TEA) 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に関する評価 (プロジェクト 4: 英国の SMR 規制制度の 評価) が実施された。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 包括的設計審査ガイダンス (Generic Design Assessment, 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。 [1]

規制の枠組み評価の主な結果は、以下の通りである。

- 原子炉を故障や危険から保護するシステム設計に対する英国特有の要求は、発電コストに大きな影響を与え、現在の SMR の設計に重大な変化をもたらす可能性がある。プラント設計変更の要件が英国の原則を満たすことを示す場合、SMR ベンダーは、プラント改造のコストと困難さ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 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基

礎として使用することができる。

- 原子炉圧力容器のような「完全性の高い部品」の検査に関する英国特有の要件は、1MW 当たりの初期投資費用及び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。さらに、いくつかの SMR のコンパクトな設計では、必須の稼働中検査を課すことが困難である。SMR 開発者は GDA の初期段階において、検査のためのアクセスに関する制約を考慮した、適用される検査方法とともに、完全性が高いと分類される部品及び溶接部を特定することが推奨される。
- 原子力安全を目的としたソフトウェアベースの計装及び制御システムの設計、試験及び適用に関する英国の要件によって、多くの SMR に対して提案されている制御及び計装システムに重大な変更が必要とされる可能性がある。
- GDA では、原子力安全にとって重要なプラント品目について、確立された参照設計に基づいた、包括的な安全性評価及び環境影響評価の提出が要求される。安全性と環境に関する適切に定義された参照設計がないことは、過去の GDA を完成させるための重大な障害と考えられる。
- 多くの SMR 設計は、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、特に局所的な沸騰などに関して現在の原子力熱水力学研究では不十分である。

(2) 原子力規制局 (ONR)

BEIS の革新的原子炉プログラムへの関与

2017 年 10 月、英国政府はクリーン成長戦略の一環として、ANT の開発を支援及び規制するため、原子力規制当局の能力を向上させることを目的とした最大 700 万ポンド (ONR に 500 万ポンド、環境庁に 200 万ポンド) の投資を発表した。

BEIS の AMR F&D プロジェクトを支援するために、ONR は 2017 年から 2020 年までの間に以下を目的とする作業プログラムを開発・実施した。

- ONR の能力開発
- ONR のガイダンスとプロセスの見直し
- BEIS の AMR 実現可能性及び開発プログラムへの助言
- IAEA, NEA の議論を含む国際的な規制当局との関係強化
- ANT 業界との関係構築

規制プロセスの近代化

- 現行の規制が ANT に適していることを確認するために、当局の各種ガイダンス (SAP (安全評価原則)、SyAP (セキュリティ評価原則) 及び TAG (技術評価ガイド)) をレビューしている。作業の最初の段階では、関連する SMR を検討し、原子力施設のライセンス供与に関するガイダンスの焦点を絞ったレビューを計画している。

- 2019 年 10 月、ONR、EA 及び Natural Resources Wales (NRW) は、SMR の導入可能性等を考慮したそれぞれの新しい GDA を発表した。[2]
 - ONR: New Nuclear Power Plants: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties
 - The Environment Agency / Natural Resources Wales: New Nuclear Power Plants: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties
- 英国政府は、2020 年 12 月に公表したエネルギー白書で、先進的な原子力技術の市場投入を支援するために、規制枠組の開発と英国のサプライチェーンの支援に 4,000 万ポンドを追加投資すると発表した。その一環として、2021 年には、GDA プロセスを SMR 技術に開放するとしている。[3]

【参考文献】

- [1] DECC (2016): Small Modular Reactor Techno-Economic Assessment: Project 4: Final Report Volume I
- [2] ONR News, "New GDA guidance for Requesting Parties", 29 October, 2019.
- [3] Policy paper Energy white paper: Powering our net zero future (accessible HTML version) Updated 18 December 2020

1.2.4. 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。

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。[1]

【参考文献】

- [1] ASN, CODEP-DRC-2013-062807, "Prototype ASTRID, Document d'orientations de sûreté du prototype ASTRID", le 10 avril 2014.

1.2.5. 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。

【参考文献】

- [1] HTR Development Status in China, Prof. Dr. WANG Dazhong, Academician, Chinese Academy of Sciences, INET, Tsinghua University, Beijing, HTR2014, Weihai, China, 2014-10-28
- [2] 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>)
中国能源網 (<http://www.china5e.com>)

1.2.6. 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（Rostekhnadzor）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。[1]

Rostekhnadzor 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 [2]
 - 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则认为している。
 - Rostechnadzor は、確率論的安全性評価の要件を決定する原子力利用の過程で使わ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）アプローチの適用の再検討[3]
 - 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

設計に関するリスク評価に関して、出力運転時内の事象レベル 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。

- ・ 確率的な安全目標（新規の炉に対する基準）
 - $CDF \leq 1 \text{ E-}5 / \text{炉年}$
 - $LRF \leq 1 \text{ E-}7 / \text{炉年}$ （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 [4]

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

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。[5]

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。[5]

【参考文献】

- [1] Rostekhnadzor HP “Basic Activities of Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service” (2020/02 参照)
- [2] POLICY STATEMENT ON APPLICATION OF PROBABILISTIC SAFETY (Rostekhnadzor HP, 2020/2 参照)
- [3] Revisiting the Graded (Risk-Informed) Approach Application in Safety Regulation in the Field of Atomic Energy Use (Rostekhnadzor HP, 2020/2 参照)
- [4] A.Liubarskii (2020/12/4) “Application of IRIDM process - Russian experience”
- [5] SMR Regulators’ Forum Pilot Project Report from Working Group on Graded Approach January 2018

1.2.7. 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

GIF は、4 世代原子炉が備えるべき要件（表 1.2.7-1）に適合しうる概念として、さらなる研究開発のために 6 つの原子炉技術を選択した。それには、ガス冷却高速炉(GFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、溶融塩反応炉(MSR)、超臨界水冷却炉(SCWR)、ナトリウム冷却高速炉(SFR)、超高温ガス炉(VHTR)が含まれている。

表 1.2.7-1 GIF の開発目標と設計仕様の例（出典：GIF Portal の情報に基づいて作成）

開発目標

安全・信頼性	安全・高信頼な運転
	炉心損傷の防止
	施設外緊急時対応不要
経済性	ライフサイクルコストの低減
	財政リスクの低減
持続可能性	長期的な利用可能性、高い燃料利用効率
	放射性廃棄物最小化
核拡散抵抗性	核不拡散、核物質防護

これらの原子炉設計のいくつかは、今後 10 年以内に実証され、2030 年に商業運転が開始される可能性があるとされている。中国は、VHTR の開発に向けた最初の一步となるプロトタイプ高温炉（HTR-PM）の建設を開始した。フランスとロシアは、近い将来の実証に向けて、先進的なナトリウム高速炉（SFR）の設計を開発している。プロトタイプの鉛高速炉（LFR）もまた、2020 年を目処にロシアで建設される予定である。

以下では、これらの 3 つの炉型の安全性関わる各項目（PRA、等級別アプローチ、深層防護など）についての GIF による評価及び議論内容を紹介する。

(1) SFR

SFR は、世界中で 20 基以上の原子炉が建設・運転されており、400 炉年近くの原子炉の運転経験を持つ。その幅広い経験に基づいて、SFR は現在、安全基準のグローバルスタンダードを議論する準備ができている。従って、GIF では、SFR の安全基準の策定を先行して実施している。

GIF の高レベル安全基準は、すでに「第 4 世代原子力システムの設計と評価のための安全アプローチのための基礎」に書かれている。しかし、高レベル安全基準と実際の安全設計との間には大きなギャップがある。そこで、GIF の安全設計基準タスクフォース(SDC-TF)は、中間レベルの安全基準として、SFR に対する安全設計基準(SDC)が作成されている。

SDC は、GIF の安全目標、SFR の安全特性、革新的技術、1F 事故の教訓などについて、SFR システムの一般的な構成要素及び燃料、炉心、冷却系、格納容器などの各構成要素について、具体的な安全基準を示したものである。SDC では、最も基本的な安全アプローチとして信組防護の考え方を採用している。SDC-TF はまた、SDC を満たす方法と SFR 固有の安全上の問題に対処するための推奨事項として、SFR 安全設計ガイドライン（SDG）も作成している。

SDC-TF が策定した SFR に関する安全文書は以下の通り：

- Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System (2017)
- Safety Design Guidelines on Safety Approach and Design Conditions for

Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems (2019)

- Safety Design Guidelines on Structures, Systems and Components for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems (2019)

また、GIF のリスクと安全作業部会(RSWG)は、2017 年、SFR の安全評価報告書「Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) System Safety Assessment」を公表した。

以下では、SFR の評価報告書における各項目（PRA、等級別アプローチ、深層防護など）に関する記載を紹介する。

PRA

記載なし

深層防護の具体的適用（前段否定）

深層防護に基づく安全設計では、通常運転、運転時の異常な過渡変化（AOO）、設計基準事故（DBA）、設計拡張状態（DEC）の各状態に対応した設計対策を行う（図 1.2.7-1）。運転状態や DBA については、設計条件の不確実性や過渡現象を考慮した保守的な設計を行う。また、DEC については、環境への重大な放射性物質の放出を防止するための安全設計プロセスは、ベストエスティメイト解析に基づくものでなければならない。

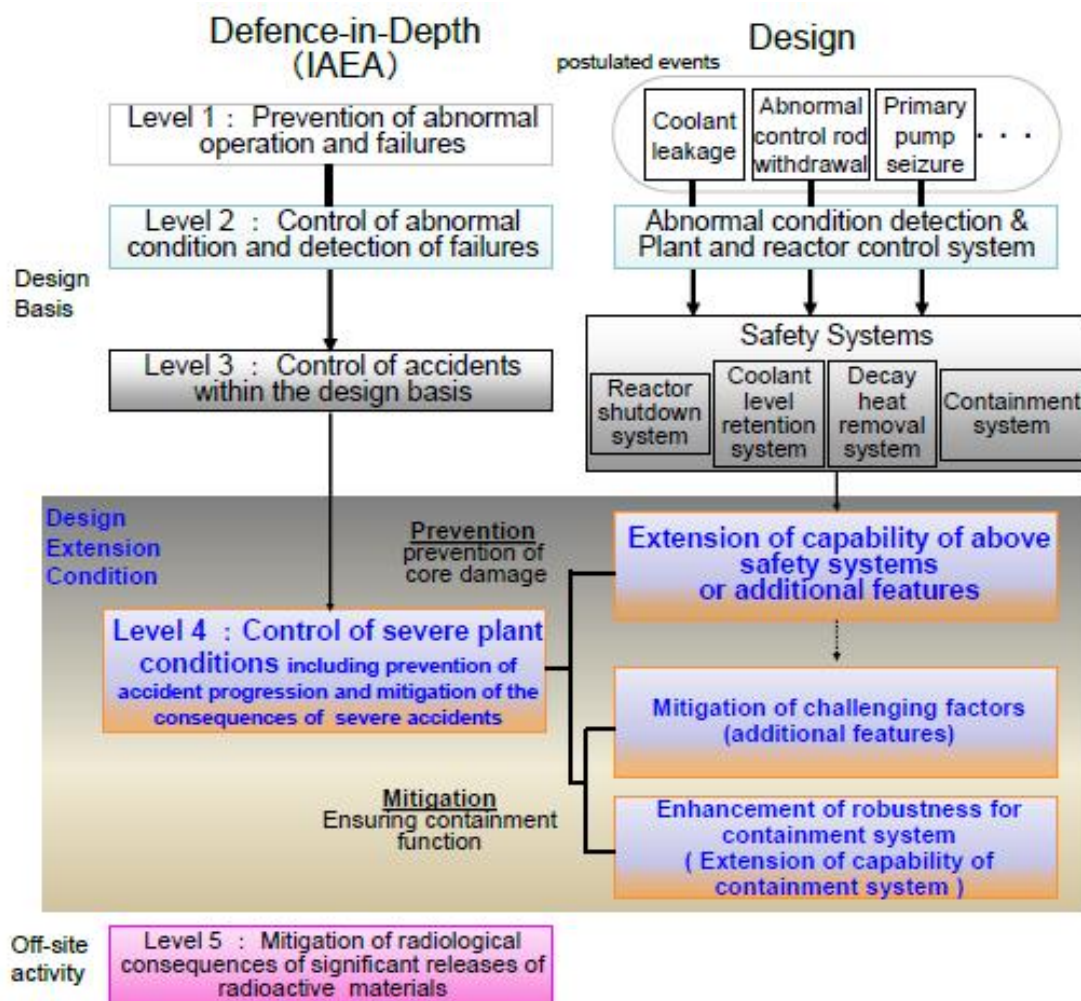


図 1.2.7-1 SFR の想定される事象、安全システム及び設計延長条件の予防・緩和措置（深層防護のレベル 1~4 に関連） [2]

外部事象への対処

崩壊熱除去システム（DHRS）の信頼性を確保するために、GIF SFR SDC/SDG では、DHRS の冗長性と多様性を確保することを要求している。外部事象を含む設計ベースの事故が発生した場合の共通原因故障を回避するためには、冗長性と多様性を十分に確保する必要がある。

DHRS は、オフサイト電源の喪失やコンポーネントの単一故障を考慮して、十分な炉心冷却能力を確保するための冗長性を有するように設計されなければならない。一般的な原因となりうる故障の例としては、地震、航空機の墜落、洪水、空気冷却器内のナトリウムの凍結、原子炉屋根上のナトリウム火災、全交流電源の喪失などが挙げられる。システム構成、構成要素、作動流体（ナトリウム、ガス）、運転原理（強制循環と自然循環）、物理的分離における多様性を適切に導入すべきである。

設計延長条件については、GIF SFR SDC/SDG では、設計基準事故に対する崩壊熱除去装置に加えて、代替崩壊熱除去装置も必要としている。

- 等級別アプローチ
記載なし
- EPZ の設定方法
記載なし
- ソースターム

ソースタームとしては、希ガスと揮発性物質が重要である。燃料ピン破損時には、ガスブレナムに蓄積された Kr や Xe などの希ガスが急速に冷却材ナトリウムに放出されます。放出された希ガスの大部分は、ナトリウムに溶解しないため、カバーガスに到達する。

その他の揮発性物質については、セシウムとヨウ素がソースタームとして重要である。ナトリウム冷却材では、セシウムは金属として存在し、セシウム-ナトリウム系の気液平衡分配係数は 20~100 である。この気液平衡分配係数が大きいと、セシウムは基本的にナトリウムから放出される。一方、気液平衡分配係数の小さいヨウ素は、冷却材ナトリウム中に NaI として残留する可能性がある。ナトリウム燃焼の場合、一次ナトリウム中の放射性物質がソースタームとなる可能性がある。[1]

(2) LFR

RSWG は、2020 年に作成した LFR システム安全評価報告書[2]で、LFR 技術の主な安全上の利点と考えられる課題をレビューして特定し、LFR システムの安全関連の研究開発活動の現状と将来の必要性を評価した。

LFR の安全設計は、以下の原則に基づいている。

- 安全性は後から追加するのではなく、設計プロセスの中に組み込んでいくこと。
- 深層防御の原則は、明らかに網羅的で、進歩的で、寛容で、寛容で、バランスのとれた方法で完全に実施されなければならない（例えば、十分な猶予期間を設けるとともに、偶発的な状況下での修復／回復の可能性を提供する）。
- 設計プロセスでは、決定論的アプローチを確率論的アプローチで補完した「リスク情報に基づいた」アプローチを使用する。
- 安全性評価には RSWG が開発した総合安全評価手法（ISAM）を採用する。特に、OPT(Objective Provision Tree)手法は、LFR の設計プロセス全体を通して使用される基本的なツールである。

PRA

記載なし

深層防護の具体的適用（前段否定）

LFR では、深層防護の原則に基づき、環境への放射性物質の放出を防ぐために、いくつかのレベルの安全バリアを採用している。これらには、燃料マトリックス、燃料被覆管、原子炉冷却材システムの境界、格納容器システムが含まれる。

安全概念には、プラントやバリア自体の損傷を回避することでバリアを保護することが含まれている。さらに、バリアの効果が十分に発揮されない場合には、公衆や環境への影響を緩和するための対策も含まれている。

具体的には、LFR では、鉛の密度が高く、一次インベントリの総量が多いことから、外部からの励振が発生した場合の安全バリアの有効性・機能性への課題を慎重に検討している。これには、スロッシングによる機械的影響も含まれる。

外部事象への対処

極端な（すなわち、設計基準を超えた）外部事象によって引き起こされる可能性があるような事故状況では、実験及びシミュレーション分析では、十分な崩壊熱除去が、一次回路内の既に利用可能な鉛冷却材の自然循環を使用すると同時に、空気又は水のような利用可能な最終的のヒートシンクによって達成され得ることが示されている。

オフサイト電力とオンサイトディーゼル発電機の損失は、通常、外部及びオンサイト電力供給がないことを前提に安全解析が行われるため、極端な事象とは見なされない。

等級別アプローチ

設計段階に取り入れるとしている。具体的な適用について記載なし。

EPZ の設定方法

LFR の鉛冷却材は高い放射性物質保持力を示し、基本的にいかなる事故条件でもロバストで良性的挙動を示すことができ、結果としてオフサイト緊急対応の必要性を排除するという目標を達成する可能性がある。これは、EU やロシア連邦等での LFR 技術開発の最も重要な推進力の一つとなっている。

ソースターム

ソースタームに関しては、鉛冷却材の使用にはいくつかの利点があると考えられる。鉛は揮発性の核分裂生成物であるヨウ素やセシウム及びポロニウム 13 を保持する傾向があり、そのうちカバーガスや格納容器に放出されるのはごくわずかであることが分析的にも実験的にも示されている。

(3) VHTR

2018 年の RSWG では、VHTR の安全関連情報をまとめた安全性評価書[3]を作成した。

GIF の RSWG の評価における、各項目に関する内容は以下の通り。

PRA

記載なし。

深層防護の具体的適用（前段否定）

異なるカテゴリの事故に対処するために、防衛深層戦略が採用されている。この戦略の最初の３段階は、DBA の予防、検出、制御の原則を反映したものである。VHTR プラントでは、最悪なシナリオでも炉心損傷のリスクがないため、DEC の「予防」と「緩和」は、建屋対応とベント式低圧封じ込め（VLPC）システムに焦点を当てている。

外部事象への対処

将来の VHTR プラントは、航空機の墜落に関連した規制を遵守するために、地下に設置し、適切なグレードの建屋構造物を使って建設されることになる。

地震による炉心の損傷を評価し、過剰な燃料温度をもたらさないことを示さなければならない。ペッブルベッド型炉では、揺れは、炉心の軽度の圧縮と反応度の挿入（燃料密度の増加と事実上の制御棒の引き抜き（ベッドの下降）の両方に起因する）につながる可能性がある。

機械的には、制御棒チャンネルは、周囲の反射体ブロックの動きが制御棒の挿入を妨げないように設計されている。

いくつかのペッブルベッド設計で使用されている小球中性子吸収体(small absorber sphere, SAS)は、“jamming”（燃料ペッブルの詰まり）の影響を受けない。

等級別アプローチ

記載なし。

EPZ の設定方法

記載なし。

ソースターム

VHTR の場合、ソースタームは主に 強制冷却喪失時の減圧、及び発生確率が極めて低い空気・水の浸入シナリオを想定している。また、設計拡張条件の強制冷却喪失と原子炉容器冷却系の破損の場合でも、プリズム型及びペッブルベッド型の HTR では燃料温度の上昇は限定的である。

また、他の全ての想定される事故の場合の放射性核種の総放出量は限定的であり、軽水炉のシビアアクシデントよりもはるかに低い。さらに、放出確率も極めて低い。したがって、VHTR では、有害な放出を実用的に排除するという目標を達成することができる。

尚、VHTR の安全設計要件に関して、2014 年~2018 年に実施された IAEA の協力研究プロジェクト (CRP) で、JAEA の主導で検討が行われた。本 CRP では日本と米国が提案する 2 つの安全要件を検討しつつ、日本が提案した安全要件をベースとして、米国の SDC や他国 (独、中国や南アフリカ等) における過去の許認可に関する知見を必要に応じて補足することにより、以下の発行物にまとめることとなった。(2021 年 2 月現在未公開である)

- NE series report: Modular High Temperature Gas-cooled Reactor Safety Design Criteria
- TECDOC: Modular High Temperature Gascooled Reactor Safety Design Methodology and Implementation Examples [5] [6]

【参考文献】

- [1] GIF HP “Generation IV Systems“ (2021/2 参照)
- [2] GIF RSWG. Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) System Safety Assessment (2017)
- [3] GIF RSWG. Lead-cooled Fast Reactor (LFR) System Safety Assessment (2020)
- [4] GIF RSWG. Very High Temperature Reactor (VHTR) System Safety Assessment (2018)
- [5] 大橋 弘史 (JAEA)、IAEA CRP の活動状況 (日本原子力学会 2016 年春の年会)
- [6] Frederik Reitsma、IAEA Activities on HTGR Technology Development (2019)

1.2.8. IAEA の SMR 規制者フォーラムでの議論

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。

2015 年~2017 年まで Phase I (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。

2017 年 11 月に開始した Phase II 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議論している。

各テーマに関する Phase I の主な議論は以下の通りである。

(1) SMR への等級別アプローチの適用

- グレーディングは、原子力産業の開始以来使用されてきたが、規制対象側において、設計及び安全解析作業でグレーディングを適用する適切な方法は明確ではない。
- フォーラムの全ての加盟国の国内規制の枠組みにおいて、段階的アプローチの使用の証拠が何らかの形で存在した。ただし、グレーディングを実行するために使用される方法論がそれぞれの場合にどのように適切であるかを文書化する必要性がある。

- 安全性の観点から、フォーラムのメンバー規制当局は、SMR を NPP として扱うべきであり、段階的アプローチの使用の出発点は NPP に対して確立された要件であることに同意する。一般に、IAEA 及び各国規制の要件とガイダンスは、SMR を対象とする活動に適用することができる。但し、異なる要件が正当化される海洋ベースの施設などの特別な場合には、規制当局が特定の要件を定義する必要があるかもしれない。次に、申請者が、安全要件が満たされていることを証明する方法をグレード化することができる。
- 段階的アプローチを適用し、規制要件を満たす方法に関する意思決定を文書化するために使用できるツールは多数ある。ただし、特定の場合における適切な適用についてのコンセンサスはない。
- IAEA が、段階的アプローチとは何か、NPP の安全性を確保するためにどのように使用されるか、既存のツールがどのように使用されるかをさらに説明する技術図書を策定することが望ましい。またその図書では、受動的安全性、固有の安全性、規制要件への対応における保守的なアプローチなどの対策の影響を調査する具体的なケーススタディも含めるべきである。

(2) 深層防護の適用

深層防護ワーキンググループは、深層防護の概念は原子力安全を確保するための基本原則として SMR にも有効であり、SMR の設計と安全性の実証の基本的な基礎となるべきであることに同意した。ただし、深層防護の原則は主に大規模な NPP 向けに開発され、適用されたことが認識されているため、ワーキンググループは SMR の設計の詳細を考慮した SMR への適用について議論した。

SMR に適用される深層防護の安全性評価を支援するための安全性ガイダンスのさらなる開発に向けて、以下の課題が特定された。

- DiD レベル 1 及び 2 の強化の実証
- 受動的な安全系及び固有の安全機能の安全基準と要件の開発
- 受動的な安全系を含む安全機能の故障基準の適用
- イベントの除外基準
- モジュールの製造業者の審査のために、手順に関する新しいガイダンスを作成する必要がある場合がある。
- マルチモジュール SMR の安全性評価の原則と要件の開発
- PSA の受動的機能及びマルチモジュールの問題に対処する方法の調査または強化
- SMR 設計に適用される新しい材料と機能を認定するための要件とガイダンス。

(3) EPZ

EPZ ワーキンググループは、将来の SMR 規制活動で発生する可能性のある EPZ の範

図に関する規制上の主要な課題を特定し、対処するために、各加盟国の知見及び見解を取りまとめた。ワーキンググループの共通の見解は次の通りである。

- SMR には、さまざまな原子炉設計が含まれる
- SMR の EPZ の範囲は、技術、新しい機能、及び特定の設計特性に基づいてスケールアップできることを考慮する必要がある
- 一般に、EPZ の範囲を決定するための既存の IAEA の安全要件と方法論は、緊急時の計画ゾーンと距離を確立する上で効果的である。具体的には、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR パート 7 及び関連する下位レベルの出版物が挙げられる。

【参考文献】

- [1] IAEA のホームページ (2020 年 12 月 17 日参照)
- [2] SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Considering the Application of a Graded Approach, Defence-in-Depth and Emergency Planning Zone Size for Small Modular Reactors January 2018

1.2.9 革新的原子炉の安全性に関するワークグループ (WGSAR)での議論

本ワーキンググループは、OECD/NEA の原子力規制活動委員会(CNRA)の一部であり、革新的原子炉と関連施設の主要分野における規制活動に関する作業プログラムを担当している。同ワーキンググループの文脈での「革新的原子炉」は、主に GIF で提案されたような非軽水型の革新的な原子炉設計を指し、小型のモジュール式非軽水型原子炉を含む。革新的原子炉の安全性に関するワークグループ(Working Group on the Safety of Advanced Reactors, WGSAR)、追加または修正された規制の枠組みや許認可アプローチが必要とされる分野の議論を含む技術報告書を発行することで、規制の観点を提供している。

WGSAR の幹部には、米国 NRC、フランスの IRSN 等の代表者が入っている。

WGSAR は 2019 年 12 月に開かれた IAEA-GIF の会合で、GIF による SFR の SDC についてレビューし、安全規制の視点からの評価を行った結果を紹介した。

以下では、WGSAR による GIF の SFR の SDC に関する評価における、安全性に関わる各項目についての記載を示す。

PRA

- 安全ケースは、決定論的アプローチと確率論的アプローチに基づくものでなければならない。確率論的評価は、設計の初期段階で行われることが期待される。WGSAR は、潜在的な崖端効果を特定するために、申請者が原子炉状態パラメータの感度を評価することを期待している。

外部事象への対処

- 多重故障や極端な外部事象に起因する信頼性の高い条件は、SFR の具体的な設計特性に基づいて決定し、重大事故の防止を目的とした設計延長条件として検討する必要がある。

EPZ の設定方法

- 第 4 世代の SFR については、シビアアクシデントが発生した場合に長期的な居住性の制限は必要ないと考えられる。しかし、緊急時計画区域及び設置要件は、各国の規制に基づいて定義されるべきである。

WGSAR は、将来議論するトピックの候補として、以下を提示している：

- リスク情報に基づいたパフォーマンス・ベースのライセンスベースのイベントの選択／境界イベント選択のための GIF の提案（重要な安全機能、先進的な非軽水炉のための PRA）
- 材料の選択、完全性及び寿命を通した課題、サービス中の検査
- ソースサターム（黒鉛ダスト、冷却材不純物の活性化、金属核分裂生成物の移行）。
- 主要な物理現象の特定（例：高温ガス炉と大気侵入トピック、一次 と二次冷却材の相互作用）
- マイクロリアクターの遠隔・自律運転

【参考文献】

- [1] OECD/NEA WGSAR HP (2020/2 参照)
- [2] WGSAR 会合資料（2020 年 12 月）

2. 実証炉建設に向けて開発が進められている革新的原子炉の概要

本章では、対象各国において実証炉の建設に向けた開発や計画が進んでいる革新的原子炉の概要をまとめた。

2.1. 米国

DOE の ARDP プログラムのうち、「先進的原子炉の実証」で採択された炉型(Terrapower 社の Natrium, X-Energy 社の Xe-100)、「将来的な実証に向けたリスクの削減」の枠で採択された炉型(採択された 5 件のうち、IAEA の SMR booklet 2020 で紹介されている Westinghouse 社の eVinci と Holtec 社の SMR-160)、設計審査等の進捗が早く実証が有望視されている NuScale Power 社や GEH 社の SMR の概要を調査した。

2.1.1. NuScale (NuScale Power 社、米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

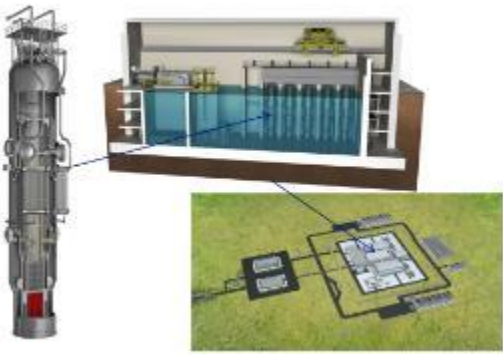
NuScale Power 社の設計は 720 MWe の一体型加圧水型原子炉(IPWR)である。基となるコンセプトは、米国エネルギー省(DOE)のマルチアプリケーション小型軽水型原子炉(MASLWR)プログラムの下で 2000 年代初頭から考案され、開発とテストが行われてきた。

NuScale の設計は実績のある 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。[1]

2020 年 11 月、NuScale Power は、NPM のモジュールあたりがさらに 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。[2]

表 2.1.1- 1 NuScale 設計の概要 表 2.1.1- 1 NuScale 設計の概要

出典：IAEA (2018)：Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

	□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 設計寿命：UO2 燃 料：4.95% 燃料濃縮度：60年 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
---	---

安全機能

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、図 2.1.1-1 に示すように、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。[1]

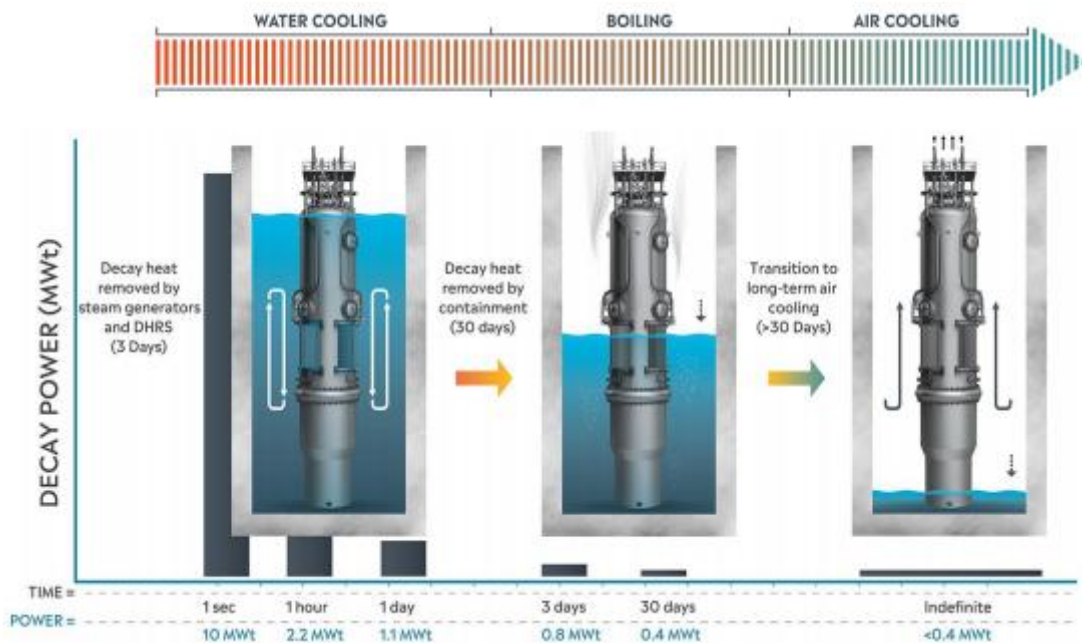


図 2.1.1-1 NuScale の静的冷却プロセス [1]

経済性（建設コスト、発電コスト）

建設コスト：

モジュールの単純化された設計及び工場製造が、プラント建設スケジュールを短縮し、スケジュールの確実性を高め、NuScale プラントの kW 当たりのコストが大型原子力プラントと同等またはそれ以下になると予測されている。さらに、大型プラントと比較して初期資本コストが低く、需要に応じてモジュール数が調整可能であり、短い建設期間(36 ヶ月)は、利息費用及び金融リスクのコストを実質的に低減させると期待されている。

NuScale は、米国における 720We の NOAK 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。[3] 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。[4]

発電コスト：

単純な設計、部品点数、動的機器を大幅に削減することで、保守点検のコストを削減している。さらに、一度に 1 つの SMR モジュールにしか燃料交換が実施されないため、12 モジュールの発電所からの電力の 92%が燃料交換中にオンラインのままとなり、発電所の運転期間を通じて継続的に電力を供給することができる。

NuScale は、最初のプラントの発電単価として、65USD/MWh を目指している。[5]

開発状況

- 2003 年：オレゴン大学とアイダホ技術研究所(INL)、Nexant－Bechtel が MASLWR

の予備設計を終了

- 2007 年：MASLWR を商業化するために NuScale Power 社が設立
- 2011 年：Fluor 社が NuScale に出資
- 2013 年：DOE の SMR 許認可技術支援プログラムの財政的支援（2 件目）を獲得
- 2017 年：米国規制委員会(NRC)に設計認証申請(DCA) を提出
- 2018 年：DCA 審査の第 1 段階終了
- 2019 年：DCA 審査の第 2～4 段階終了
- 2020 年 9 月：DCA の審査完了
- 2021 年 8 月：設計承認(DC) 発給予定[6]
- 2023 年：米国で最初の NuScale の発電所の製造/建設開始
- 2027 年：INL での初号機の商用運転開始目標

（注）UAMPS は 2020 年 8 月、INL での SMR の運転開始予定を当初の 2027 年から 2029 年に延期したと発表した。

(2) 開発実施主体の概要

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 Fluor 社（拠点：米国カリフォルニア州）が主要投資家となった。[7]

NuScale Power は、2020 年 6 月現在までは、9.5 億 USD 以上の投資を集めている。その内、DOE からは 3 億 USD 以上のファンドを受けている。[8]

協力企業：

- 2019 年 5 月、NuScale Power 社と Lightbridge Corporation 及び Framatome 者の合併会社である 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。[9]
- 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。[10]
- 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。[11]

(3) 想定するユーザー・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。 [12]

建設予定の原子炉の想定ユーザー：

UAMPS が主導する CFPP では、INL の敷地内での NuScale SMR の建設が計画されている。CFPP は、2029 年に最初のモジュールの稼働、2030 年までに残りの 11 モジュールの設置を目指している。 [13]

UAMPS は、1980 年に設立された、ユタ州の地域間エネルギー事業である。UAMPS はプロジェクトベースの組織であり、ユタ、カリフォルニア、アイダホ、ネバダ、ニューメキシコ、ワイオミングの 6 つの西部州の公共電力会社を含む 46 のメンバーに、さまざまな電力供給、送電、その他のサービスを提供している。その内、CFPP の参加者は、表 2.1.1-2 に示す。

2018 年 12 月、UAMPS、DOE と Battelle Energy Alliance (BEA) は、同 SMR の最初の 2 モジュールの利用に関する MOU を締結した。具体的には、INL で建設される 12 モジュールプラントの 1 つのモジュールは、研究活動専用指定される (共同使用モジュラープラントまたは JUMP プログラムと呼ばれる)。研究は主に、電気及び非電気エネルギーの両方の生産をサポートする統合エネルギーシステムに焦点を当てることが期待されている。もう 1 つのモジュールは、INL に電力を供給するための電力購入契約 (PPA) で使用できる、としている。 [14] 同 MOU は、最初のユニットを DOE が 10 年間リースして運用するためのもので、JUMP 契約は、DOE が資本コスト全体または資本コストの 1/12 を、1 つのユニットの運用コストとともに支払うことを目的としていた。一方、UAMPS は、2020 年 10 月 21 日に、CFPP のすべての参加者の JUMP エンタイトルメントシェア⁵を削除 (つまり、ゼロに減らす) することを決定したと通知している。 [15] その通知後に、Bountiful City を始めとする幾つかの参加者が、コスト負担の増加に対する懸念等を理由に CFPP からの脱退を決めている [16]。

2020 年 11 月の報道 [17] によると、NuScale モジュールの出力増強を受け、UAMPS は、12 モジュールプラントの代わりに 4 モジュール (308-MWe) または 6 モジュール (462-MWe) プラントを建設する可能性を評価すると述べた。ただし、プロジェクトの LCOE が意思決定において重要な要素となることを強調し、プラントのサイズまたは構成の変更に同意する前に、55USD MWh (またはそれ以下) の LCOE が維持されることが保証される必要があると述べた。

⁵ 電力販売契約の期間中、DOE が各参加者から買い取る電力量の割合

表 2.1.1- 2 2020 年 10 月 21 日現在の CFPP の参加者とエンタイトルメントシェア[30]
 補足：CFPP のメンバーが UAMPS と結んだ電力販売契約における容量の割合を示す。
 JUMP エンタイトルメントの対象分は、JUMP 契約下で DOE が買取る予定であった。

参加者	JUMP エンタイトルメント[kW]	JUMP 外のエンタイトルメント[kW]	エンタイトルメントシェア [%]
Beaver	836	2,100	1.6716%
Blanding	996	2,500	1.9906%
Bountiful	1,991	5,000	3.9804%
Brigham City	6,073	15,250	12.1405%
Enterprise	239	600	0.4777%
Ephraim	1,195	3,000	2.3885%
Fairview	358	900	0.7162%
Fallon	-	2,000	1.5922%
Fillmore	1,394	3,500	2.7865%
Heber	3,983	10,000	7.9615%
Holden	199	500	0.3980%
Hurricane	4,022	10,100	8.0405%
Hyrum	3,983	10,000	7.9615%
Idaho Falls	3,983	10,000	7.9615%
Kanosh	115	300	0.2388%
Kaysville	-	-	5.4606%
Lassen MUD	1,195	3,000	2.3885%
Lehi	-	-	0.0000%
Logan	-	-	0.0000%
Los Alamos	3,186	8,000	6.3689%
Lost River	398	1,000	0.7959%
Monroe	239	600	0.4777%
Morgan	398	1,000	0.7959%
Mt. Pleasant	717	1,800	1.4331%
Murray	-	-	0.0000%
Oak City	199	500	0.3980%
Paragonah	80	200	0.1595%
Parowan	1,195	3,000	2.3885%

Payson	1,991	5,000	3.9804%
Salmon River	398	1,000	0.7959%
Santa Clara	1,195	3,000	2.3885%
SESD	797	2,000	1.5926%
Spring City	159	400	0.3182%
Washington	4,381	11,000	8.7575%
Weber Basin	199	500	0.3980%
WREC	-	-	0.7961%
	-	-	
Total	46,094	117,750	100.0000%

(4) 政府支援の内容

- 2013 年、NuScale Power 社は、SMR 技術を開発するための DOE 競争入札、2 億 2600 万ドル、5 年間の財政支援賞の第 2 ラウンドの唯一の勝者として選ばれた。
- その後、2015 年に、DOE は、NuScale の最初の顧客である UAMPS の CFPP の建設運用ライセンスアプリケーション (COLA) の準備に対して、NuScale Power 社に 1,660 万ドルの賞を授与した。
- 2018 年、DOE の原子力エネルギー局は、NuScale に、DOE の“U.S. Industry Opportunities for Advanced Nuclear Technology Development”資金提供の下で 4,000 万ドルの費用分担財政支援を提供した。
- アイダホに NuScale の 12 モジュールプラントを設置する CFPP の一環として UAMPS は、DOE とのサイト使用契約を通じて、アイダホ国立研究所の優先場所を選択した。[18]
- 2019 年 8 月、米国 DOE は、オレゴン州立大学、テキサス A&M 大学・カレッジステーション、及びアイダホ大学において、NuScale の原子炉プラントシミュレーターの設置を支援する 3 つの助成金を授与した。[20]
- 2020 年 10 月、DOE は 13 億 5500 万ドルの費用分担財政支援を承認した。当支援は、初のプロジェクトの 1 回限りの費用に対処するために 10 年にわたって資金を割り当てる資金調達手段である。[19]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

現時点で NuScale 建設のための COL 申請に向けた建設予定者と NRC との間での議論が開始されておらず、具体的な課題は不明である。一方で、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
 - 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

規制・安全性に関する個別事項

PRA

(1.2.1 (1) NuScale の審査対応を参照)

深層防護の具体的適用（前段否定）

(2.1.1 (1) 安全性能を参照)

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。（1.2.1(1)を参照）

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[21]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。（1.2.1（1）を参照）

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。[1]

(6) 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 MOU を締結した。[22]

英国：

- 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。[23]

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 MOU に署名した。[24]

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。[25]
- 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。[26]
- 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。[26]

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。[27]

【参考文献】

- [1] Status Report – NuScale SMR (NuScale Power, LLC) 2020/05/28
- [2] Nuscale プレスリリース (20201110)
- [3] IFNEC SMR Webinar (2020/6/23)資料
- [4] Utility Dive (2018/5/1) NuScale receives first phase design approval for small modular reactor
- [5] NuScale 発表資料 (2018/2/27) The 7th Round-Table for Studying Energy Situations, Next-Generation Technologies and Innovation for Decarbonization ②
- [6] NRC-2017-0029 NuScale Small Modular Reactor Design Certification
- [7] Power Engineering (2020/11/16) Fluor joins with Sargent & Lundy on design for NuScale’s nuclear SMR plants
- [8] NNWI Energy Policy Panel Session(2020/6/18) 講演資料
- [9] Business Wire (2019/5/15) NuScale Power and Enfission Sign MOU to Explore Use of Next Generation Nuclear Fuel Technology
- [10] NuScale Power HP “Current Projects – United States” (2021/2 参照)
- [11] Business Wire (2019/7/31) NuScale Closes New Business Agreements to Support

Deployment of Revolutionary Small Modular Reactor and Provide Cash Investment

- [12] NuScale Power HP “Current Projects – Middle East” (2021/2 参照)
- [13] UAMPS HP (2021/2 参照)
- [14] DOE(2018/12/21)
- [15] Bountiful City 市議会 (2020 年 10 月 27 日) の資料
- [16] Powermag (2020/10/19) Shakeup for 720-MW Nuclear SMR Project as More Cities Withdraw Participation
- [17] Powermag (2020/11/11) NuScale Boosts SMR Module Capacity; UAMPS Mulls Downsizing Nuclear Project
- [18] NuScale Power HP “Current Projects – DOE Partnership” (2021/2 参照)
- [19] UAMPS プレスリリース (2020/10/16)
- [20] Business Wire (2019/4/15) NuScale and Partner Universities Win Department of Energy Grants for Reactor Simulators
- [21] NEI, PROPOSED METHODOLOGY AND CRITERIA FOR ESTABLISHING THE TECHNICAL BASIS FOR SMALL REACTOR EMERGENCY PLANNING ZONE, Nuclear Energy Institute, 2013.
- [22] NuScale Power HP “Current Projects – Canada” (2021/2 参照)
- [23] WNN (2016/7/8) Sheffield Forgemasters and NuScale collaborate on SMRs
- [24] WNN (2019/1/15) NuScale SMR to be considered for use in Jordan
- [25] Business Wire (2019/3/19) NuScale and Romanian Energy Company Sign Agreement to Explore SMRs for Romania
- [26] WNN (2020/2/17) MoU starts evaluation of NuScale SMR for Ukraine
- [27] WNN (2020/10/19) US government backs NuScale projects at home and abroad

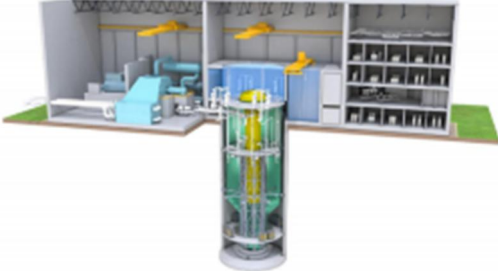
2.1.2. BWRX-300 (GEH 社、米国、Hitachi-GE Nuclear Energy 社、日本)

(1) 技術的特徴

概設の概要

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 2.1.2- 1 BWRX-300 設計の概要[1]

	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 設計寿命 : 60 年 燃 料 : UO₂ 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
---	---

安全機能

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実際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。

経済性（建設コスト、発電コスト）

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。

開発状況

- 2014 年：ESBWR の DCD 発行
- 2017 年：ESBWR に基づく BWRX-300 の設計
- 2018 年：英国原子力規制局(ONR)と事前審査手続きを開始
- 2019 年：Licensing Topical Report(LTS)の提出等、米国 NRC の許認可取得に向けた事前活動を開始
- 2020 年：カナダ原子力安全委員会（CNCS）の事前審査(Pre-Licensing Vendor design review、VDR) のフェーズ 1 とフェーズ 2 開始
- 2022 年：米国とカナダで建設許可申請
- 2024 年 5 月：米国とカナダでの建設開始
- 2027 年：米国での商用運転
- 2028 年：カナダでの商用運転 [1]

(2) 開発実施主体の概要

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。[2]

GEH は、BWRX-300、ナトリウム冷却 PRISM、及び ESBWR と ABWR を提供している。また 2020 年、GEH と TerraPower は、発電と貯蔵システム Natrium™を発表した。

BWRX の開発において、2018 年 5 月、米国の Dominion Energy 社が開発支援として出資することを発表した。[3]

(3) 想定するユーザー・用途

BWRX-300 の対象となる用途には、ベースロード発電、50%～100%の出力範囲内での負荷追従、地域暖房、及び 287°C までのプロセス熱が含まれる。天然ガス火力発電所とコスト競争力のあるクリーンで柔軟なエネルギーを提供する目的で設計されている。

(4) 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 Advanced Research Projects Agency-Energy (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。[4]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2027 年と 2028 年に運転開始ができるよう、国際的に許認可を取得すること設計の目的の一つとしてとしている。現在、以下の 3 か国で許認可活動を開始している。

- 米国では申請前の活動が行われている。
- 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。
- 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。[1]

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 2.1.2-1 に示されているように、BWRX-300 の防衛線の定義は、IAEA の防衛ライン 4（DL-4）とは異なっている。BWRX-300 は、DL-4 を 2 つの独立した防御ラインに分離している：内部事情用の DL-4a と外部事情用の DL-4b。

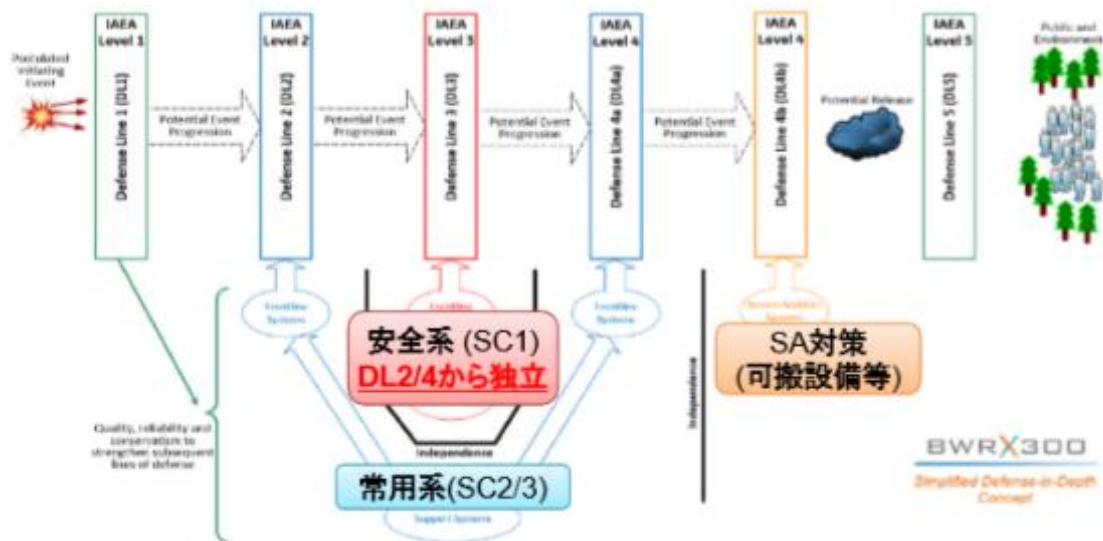


図 2.1.2-1 BWRX の深層防護の概要 [5]

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、プラントは外部事情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情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、多様で柔軟な低減措置 (FLEX) を追加している。FLEX を追加す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御が強化され、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情に対応する 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ポータブル機器
- 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 [1]

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。

(6) 輸出方針

許認可活動を開始している英国、米国、カナダ以外では、GEH は、エストニア、ポーランド、及びチェコに向けに、BWRX-300 の導入に取り組んでいる。

- 2019 年 10 月、ポーランドの大手化学メーカーの Synthos 社と SMR 導入に係る MOU を締結した。[6]
- 2020 年 2 月、チェコの CEZ 社とチェコでの建設に向けた実行可能性調査で MOU を締結した。[7]
- 2020 年 5 月、米国 DOE は、GE Research と MIT に、BWRX-300 をリファレンスデザインとして使用して、人工知能対応の予測メンテナンスデジタルツインを中心としたツールを開発するための研究補助金を発表した。[8]

【参考文献】

- [1] Status Report – BWRX-300 (GE Hitachi and Hitachi GE Nuclear Energy) 2019/9/30
- [2] 日立製作所 プレスリリース (2012/3/30)
- [3] 日立製作所 プレスリリース (2018/5/21)
- [4] GE プレスリリース (2021/2 参照)

- [5] SMR 等革新炉の安全と安全規制についてー今後の取組ー 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）
- [6] WNN (2019/10/22) GEH signs agreement for small modular reactor in Poland
- [7] 原子力産業新聞（2020/2/5）米 GEH 社の「BWRX-300」、チェコでの建設に向けた実行可能性調査で覚書
- [8] GE プレスリリース（2020/5/14）

2.1.3. Natrium (TerraPower 社、米国)

(1) 技術的特徴

TerraPower と GEH は、2020 年 8 月に Natrium™原子炉とエネルギーシステムを発表した。この技術は、溶融塩エネルギー貯蔵システムと組み合わせたコスト競争力のあるナトリウム高速炉を特徴としている。

Natrium の設計では、機械的、電氣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。

Natrium 炉は、再生可能エネルギーの普及率の高い電力網に、ファーム及び柔軟な電力を持続的に提供するように設計されている。

(2) 開発主体の概要

- 開発者：TerraPower 社、GEH 社
- 協力企業：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。[3]

(3) 想定するユーザー・用途

Natrium システムは 345MWe の原子炉を備えており、特定の市場向けに最適化できる。例えば、その革新的な蓄熱は、必要に応じて 5 時間半以上にわたってシステムの出力を 500MWe まで引き上げることが可能にしている。これにより、電力負荷の日変化に追従する原子力設計が可能になり、顧客は再生可能エネルギーの変動によって引き起こされる負荷変動から利益を得ることが可能になる。[1]

(4) 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 USD のマッチングファンドを提供するとしている。[2]

(5) 高速炉・核燃料サイクル政策における位置づけ

Natrium の米国高速炉政策における位置づけ

ARDP における Natrium の実証プログラムには、実証炉の需要を満たすための HALEU 燃料施設の設置が含まれている。但し、Natrium 炉の ARDP への採択に関する DOE の発表（2020 年 10 月 13 日）及び、Natrium のホームページ (<https://natriumpower.com/>) では、米国の高速炉政策における位置づけと、GEH と TerraPower が共同開発する VTR について言及されていない。[1]

Centrus 社による HALEU 製造

TerraPower 社は 2020 年 9 月 15 日、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。[5]

ARDP は、申請者に「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」ことを求めている。そこで、TerraPower が ARDP に選択された場合、同社は Centrus Energy 社と協力して、HALEU 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と生産の実装のための詳細な計画とコスト見積もりを含む。

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。

Centrus Energy 社と DOE の HALEU 製造計画において、HALEU 燃料は現在開発中の各種新型炉及び小型炉向けの需要を見込んでいるが、多目的試験炉（VTR）での使用について言及はない。[6]

Natrium 炉の許認可に対する戦略

ARDP プロジェクトの終わりに、Natrium 実証炉は、NRC が認可した、グリッド規模の原子炉として商用サービスに入るとしている。[4]

【参考文献】

- [1] TerraPower HP (2020/8/27)
- [2] DOE HP (2020/10/13)
- [3] Terrapower selects Bechtel as Sodium reactor partner (WNN, 2020 年 10 月 9 日)
- [4] TerraPower HP(2020/10/13)
- [5] TerraPower HP(2020/2/15)
- [6] DOE HP (2020/8/4)

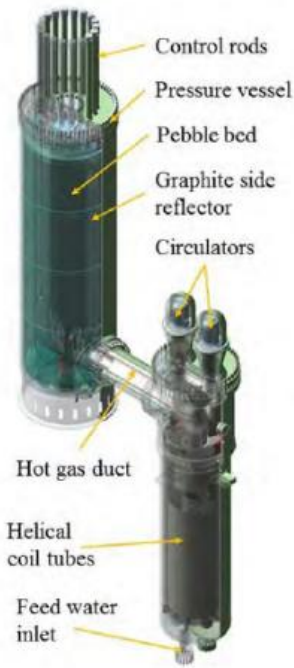
2.1.4. Xe-100 (X-Energy 社, 米国)

(1) 技術的特徴

● 設計の概要

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 2.1.4- 2.1.4-1 Xe-100 設計の概要 [1]

	<u>□仕 様</u> 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 °C 熱出力 : 200MWt 電気出力 : >82.5MWe(Net) 燃料 : UCO TRISO 燃料/ペブルベッド 燃料濃縮度 : ≤15.5% 取出燃焼度 : ≥165GWd/ton 設計寿命 : 60 年 運転サイクル : 供用中燃料装荷 <u>□開発段階</u> : 基本設計段階 <u>□特 徴</u> : 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。
---	---

安全機能

Xe-100 の本質的な安全性は、4.8MW/m³ 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。

経済性（建設コスト、発電コスト）

Xe-100 の経済性に関する公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2019 年：概念設計
- 2021 年：基本設計完了
- 2021 年：米国原子力規制委員会（NRC）への申請提出
- 2025 年：建設開始

(2) 開発実施主体の概要

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。[2]

(3) 想定するユーザー・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。

(4) 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。また、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とも述べた。[3]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2018 年 9 月より米国 NRC との申請前の活動を開始し、ミーティング及び書面を通じて議論を継続している。[4]

(6) 輸出方針

- 2019 年 11 月、ヨルダン原子力委員会と X-Energy 社がヨルダンでの SMR 導入に向けた基本合意書を締結した。[5]

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] Energy Northwest 社 HP (2020/10/14) Energy Northwest lauds Department of Energy's selection of X-energy for advanced nuclear energy award
- [3] DOE HP (2020/10/13) .S. Department of Energy Announces \$160 Million in First Awards under Advanced Reactor Demonstration Program
- [4] NRC (2020/9/15) Pre-Application Activities - XE-100
- [5] NEI Magazine (2019/11/22) Jordan and X-energy agree to accelerate work on SMR

2.1.5. E-Vinci (Westinghouse Electric Company LLC, 米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

eVinci マイクロリアクターは、遠隔地や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ーの現場に輸送される。表 2.1.5-1 内の写真は、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 2.1.5-1 eVinci 設計の概要 [1]

	□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 燃料濃縮度 ： 5 - 19.75% 取出燃焼度：非公開 設計寿命：40 年 運転サイクル ： >36 カ月 □開発段階 概念設計段階 □特 徴 自律運転可能な可搬式原子炉。
---	---

安全機能

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。

経済性（建設コスト、発電コスト）

未公開。

開発状況

- 2021 年：電気設計の実証
- 2024 年：原子炉設計の実証

(2) 開発実施主体の概要

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

(3) 想定するユーザー・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。

(4) 政府支援の内容

DOE は、先進型炉実証プログラム (ARDP) の対象の 1 つに eVinci を選定することを 2020 年 12 月 16 日付 [2] で発表した。また、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。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

Westinghouse 社は、技術準備レベル(TRL)と製造準備レベル(MRL)の両方を評価することで、eVinci マイクロリアクターの成熟度を高めている。現在の eVinci マイクロリアクターの技術分野の TRL と MRL はレベル 5 と推定されている。現在、米国原子力規制委員会 (NRC) とカナダ原子力安全委員会 (CNSC) の両方と協力して、設計と技術の認可取得を目指しており、申請前ミーティングを実施している。

eVinci は米国 NRC との申請前の活動を開始することを計画していることを明らかにしている [3]。

(6) 輸出方針

2020 年 10 月、カナダの Bruce Power 社とウェスチングハウス・エレクトリック社は、ウェスチングハウス社の eVinci マイクロ原子炉プログラムのカナダ国内での応用を追求することで合意した。[4]

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

- [2] DOE(2020/12/16): Energy Department's Advanced Reactor Demonstration Program Awards \$30 Million in Initial Funding for Risk Reduction Projects
- [3] NRC (2020/9/15) Pre-Application Activities - eVinci
- [4] WNN(2020/10/12) Bruce Power to help explore use of eVinci in Canada

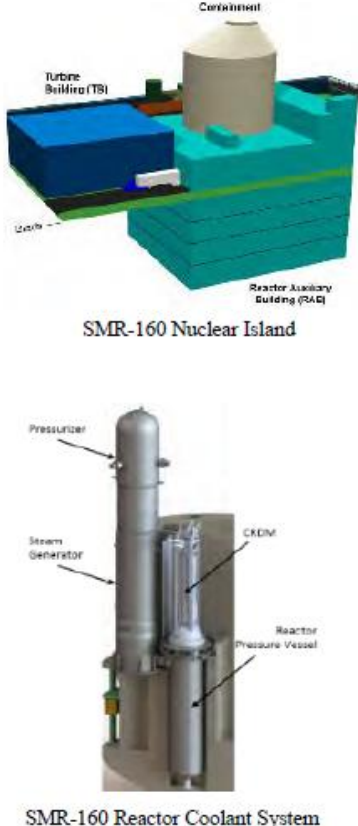
2.1.6. SMR-160 (Holtec International, 米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

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 2.1.6- 1 SMR-160 設計の概要 [1]

 SMR-160 Nuclear Island SMR-160 Reactor Coolant System	<u>□仕様</u> 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 °C 熱出力 : 200MWt 電気出力 : >82.5MWe(Net) 燃料 : UO₂ ペレット 燃料濃縮度 : ≤ 4.95 % 取出燃焼度 : ≥ 45GWd/ton 設計寿命 : 80 年 運転サイクル : 24 カ月 <u>□開発段階</u> : 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。 <u>□特 徴</u> : 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。
---	--

安全機能

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。

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、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。

経済性

SMR-160 の経済性に関する公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2012 年：起動時の概念設計
- 2015 年：概念設計完了
- 2020 年：予備設計完了
- 2020 年：2018 年に閉鎖したニュージャージー州の Oyster Creek（BWR）のサイトに建設することを検討している SMR の研究開発作業のため、DOE から 1 億 1,600 万ドルの支援を受ける。 [2]
- 2021 年：建設許可プロセスを用いた商業化の準備が整う

(2) 開発実施主体の概要

SMR-160 の開発実施主体は、米国の Holtec International 社である。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。 [2]

(3) 想定するユーザー・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。

(4) 政府支援の内容

DOE は、先進型炉実証プログラム（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。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2020 年 8 月 20 日にカナダ原子力安全委員会（CNSC）によるベンダーデザインレビュー（VDR）のフェーズ 1 を通過したことを Holtec International 社のプレスにて発表された。一方、米国原子力規制委員会（NRC）への申請前活動については、現在計画段階としている。 [3]

(6) 輸出方針

2019 年 6 月、ウクライナのモジュールコンソーシアム（Holtec 社（米国）、ウクライナの国営原子力事業者の Energoatom 社、ウクライナ国立原子力放射線安全科学技術センター（SSTC NRS）から構成）は、同国の Rivne 原子力発電所サイトで 6 基の Holtec 社製 SMR-160 を建設することを目指していると発表した。 [4]

また、チェコとインドでの展開に向けて、各国の関係機関と協議を進めている。 [5]

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] AP 通信記事（2021 年 1 月 6 日付） New nuclear plant could rise at site of former one in NJ
- [3] Holtec Intl. (2020/8/20) Holtec Successfully Completes Canadian Nuclear Safety Commission Phase 1 Vendor Design Review
- [4] WNA “Nuclear Power in Ukraine” (2020/2 参照)
- [5] NEI (2020/10/29) Holtec sees growing interest in its SMR-160

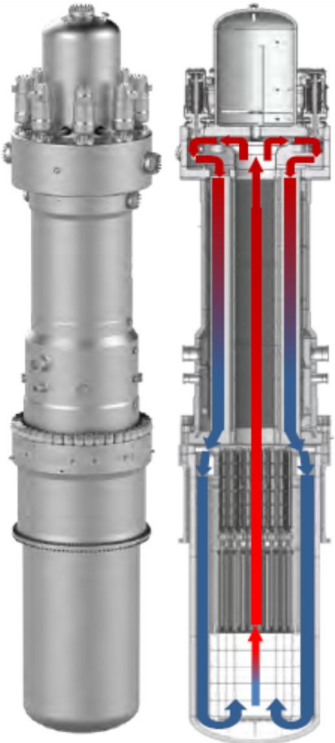
2.1.7. mPower (BWXT 社、米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

mPowerTMプラントは、一体型 PWR 小型モジュール炉であり、モジュールあたりの公称出力は 195 MW(e)で設計されている。標準プラント設計では、mPower プラントは”twin-pack”と呼ばれる 2 つの mPower モジュールで構成され、合計 390 MW(e)の出力を有する。mPower の設計では、一次冷却系及び受動安全システムに、内部蒸気供給システム機器、直管型蒸気発生器、加圧器、炉内制御棒駆動機構（CRDM）、垂直キャンドモーターポンプが採用されている。mPower プラントを構成する原子炉モジュールは、全て工場で製造された後、現地に鉄道輸送され、発電所敷地内に取り付けられる。

表 2.1.7- 1 mPower 設計の概要[1]

	<u>仕 様</u> 炉 型 : 一体型 PWR 減速材／冷却材 : 軽水／軽水 原子炉圧力 : 14.8 MPa 原子炉温度 : 318.9°C 熱出力 : 575 MWt 電気出力 : 195 MWe 設計寿命 : 60 年 燃 料 : UO_2 ペレット／17x17 正方配列 燃料濃縮度 : <5% 運転サイクル : 24 ヶ月 <u>開発状況</u> : 概念設計段階 <u>特 徴</u> : 炉内制御棒制御機構
--	--

安全機能

一体型原子炉は、原子炉サービス建屋の完全に地下に入っている鋼製格納容器内に収まっており、外部事象から防護機能を強固なものとしている。mPower プラントは、外部電源なしで 7 日間安全性を保つという安全機能を有する。

経済性（建設コスト、発電コスト）

未公開。

開発状況

- 2009 年 : BWX Technologies 社（正式には B&W 社）が公式に mPower SMR の設計コンセプトを紹介
- 2010 年 : NRC と共同で設計認証（DC）申請前活動を実施
- 2012 年 : バージニア州 Bedford County にある一体型システム試験（IST）設備の運用開始
- 2014 年 : TVA 社が、Roane Country にある Clinch River サイトの早期サイト許可（ESP）申請を 2 基以上の SMR モジュール向けに提出する意思があることを表明
- 2015 年 B&W 社が発電部門を切り離し、残った会社は Generation mPower LLC

と関連する原子力蒸気供給システム（NSSS）の設計権限を保持したまま、BWXT Technologies, Inc.に社名を変更

- 2016 年 BWXT 社と Bechtel Power Corporation は、Bechtel が mPower プログラムのプログラム管理を担当する新しい管理体制への移行行う枠組みの契約に合意 [1]

(2) 開発実施主体の概要

BWXT Technologies, Inc.は、バージニア州 Lynchburg に本社を置く、米国向け原子力機器及び燃料のサプライヤーである。BWXT Technologies Inc.は 2015 年 7 月 1 日に、発電部門を切り離し、旧子会社である Babcock & Wilcox Enterprises Inc.から独立して事業を開始した。[2] BWXT Technologies, Inc.及び Bechtel Power Corporation のメンバーは、mPower モジュール式プラントの設計、許認可、実証のため組織された Generation mPower LLC (GmP) という提携を正式に結んでいる。

(3) 想定するユーザー・用途

mPower 炉の主な用途は発電である。mPower の設計は、他の熱供給を必要とする産業、海水の淡水化やコージェネレーションといった用途にも対応できるよう改造することも可能である。

(4) 政府支援の内容

2013 年、mPower のプログラムは米国エネルギー省（DOE）の SMR 許認可技術支援官民コストシェアプログラムの最初の資金を獲得した。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2013 年、mPower プログラムは米国エネルギー省（DOE）の SMR ライセンス技術支援官民コストシェアプログラムの最初の資金提供先に選出された。設計認証申請（DCA）のための設計エンジニアリング活動は、BWXT と Bechtel によって継続実施されており、設計認証（DC）に焦点を当てて技術開発を進めている。DC とサイト固有の許認可は、2020 年代半ばの初号機展開を支持するために完了することが予想されている。

規制・安全性に関する個別事項

PRA

2013 年 3 月の NRA からの PRA に関する質問に対し GmP 社は、B&W 社（当時）は GmP への設計認証（DC）申請でのサポート業務の一環で PRA に関する明確な活動は行っていないと回答した。[3]

(6) 輸出方針

mPower の輸出方針に関する公開情報は確認されなかった

【参考文献】

- [1] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 Edition
- [2] Bizjournal (2015/7/1) Babcock & Wilcox completes spinoff; two independent companies begin public trading
- [3] NRC LTR-13-0012

2.1.8. 米国における宇宙原子力技術の開発

(1) DOE/NASA による月面探索用原子炉

INL による月面探査用の原子力発電技術開発に関する情報依頼書 (RFI)

2020 年 7 月、米国エネルギー省 (DOE) 傘下のアイダホ国立研究所 (INL) は、月面での探査活動に使用する月面原子力発電 (FSP; Fission Surface Power) システムを設計するため、革新的技術開発に関する情報提供依頼書 (RFI) を原子力産業界や宇宙産業界の上層部宛てに発出した。RFI 発出はアメリカ航空宇宙局 (NASA) の後援によるものであり、DOE と INL がこれに協力した。実際の発出は INL の管理・運営を担当するバットル・エネルギー・アライアンス (BEA) 社が行った。[1][2]

2020 年 12 月には、7 月に発出した RFI に続き、BEA 社はドラフト版の提案書提供依頼書 (RFP; Request For Proposal) を発出した。このドラフト版は、最終版 RFP が 2021 年 2 月に発出される予定であることを通知し、本案件に対する産業界からのフィードバックを請願するものである。[3]

FSP プロジェクトは、宇宙原子力システムの製造、試験、飛行の機会を近い将来提供すると同時に、月面での持続可能な居住と有人火星探査を支援する、新たな可能性をもたらす存在になることを目指している。さらに、このプログラムでは、NASA や DOE と協力して、分野を超えた産業界のチームを設立し、FSP の新しい概念をもたらし、宇宙原子力発電と推進技術の発展において産業界が直面する障壁や課題に関する貴重な考察を得ることを目的としている。[4]

FSP 技術の概要

本 RFI 発出では、NASA 及び DOE と協力している BEA 社は、以下にあげる設計目標 (Design Goal) の達成掲げている。民間企業がこれらの設計目標達成を目指し、FSP システムの予備設計をどのようにアプローチしていくのかといった情報を BAE 社は求めている。

• 宇宙飛行システムの出力目標：

開発する FSP システムは、1 キロメートル先のケーブル端で 10kW 以上の出力を継続

して供給できること。さらに実際に電力が使用されることになるそのケーブル端では、直流で 120V の電圧が供給できること。FSP システムは、大幅な設計変更なしに出力増強可能で、大規模な電力システムの中の複数の相互接続モジュールの 1 つとして稼働できるような設計であることを BEA は、推奨している。

- **宇宙飛行システム質量目標：**

FSP システムの質量の目標は可能な限り最小化されることを目指し、目標は 200kg の範囲で、最大でも 350kg は超過しないように開発すること。これらの質量には、ANSI/AIAAS-120A-2015「宇宙システムの質量特性制御」に基づいて定められた質量増加許容量を含めた値である。小さい質量目標とすることで、宇宙飛行ユニットを商業月面輸送サービス（CLPS）着陸船に搭載したり、有人着陸システム（HLS）着陸船の降下ステージの積載物の一部として搭載したりことを目指している。システム設計には、放射線防護シールドとそれに関連した追加の質量を含める必要がある。機器レベルでの FSP システムの詳細な質量内訳リストが示されることが望ましい。また、FSP システムは、完全な宇宙飛行ユニットとして、ロケットの打ち上げや月面着陸時の荷重に耐えられるような設計であることが求められる。

- **環境適合性目標：**

FSP システムは、月面の南極にあたる地域での探査を支援することを目指している。火星での具体的な地域は未定である。FSP 宇宙飛行システム（FSP-FS）では、月と火星の双方における環境やそれぞれの地表面の条件に対応する必要がある。

- **運転目標：**

自動運転による動作と、自動運転または操作によって運転のオンとオフの切替サイクルが可能となるように FSP システムを開発すること。可能性のある単一の故障が発生しても、電力容量は 50%以上減少することなく、耐久できること。この設計目標は、月面や火星で機器の故障が発生した際に必要となる電力需要に基づくものである。また BEA は、フル電力出力で 10 年以上の最低運転寿命を持つ FSP システムが推奨されているとしている。

- **拡張性の目標：**

宇宙飛行設計の要求に加え、火星での運用のための機能と接続要求事項を満たす、直接的な拡張性を有する FSP システムを開発すること。

- **技術成熟目標：**

別で募集される FSP 設計実証ユニット（FSP-EDU）の製造及び建設のためのフェーズⅡに移行する潜在性を有する FSP の予備設計を開発すること。その FSP-EDU は、2026 年 12 月 31 日までに打ち上げ及び月面での運用のための全ての設計目標を実証し、打ち上げ準備の FSP-FS の試験を認証させる必要がある。また、宇宙飛行実証のためのシステムの技術的成熟度が整ったことを示す分析、試験データ、その他の裏付けとなるエビデンスを提供することが推奨されている。

- **放射線防護目標：**
原子炉から発生する放射線から人命と重要な電子機器を保護するため、FSP システムに係る一連の潜在的解決策を特定すること。
- **主要通信性能目標：**
地球からの完全な通信性能が保証される宇宙飛行システムを開発すること。

(2) KiloPower プロジェクト

最終的な KiloPower プロジェクトでは、惑星地表での長期滞在を可能にする実用的な価格の核分裂による原子力発電システムの予備的な概念と技術が開発された。NASA の惑星地表原子力発電プロジェクト (fission surface power project) は、Kilo Power を進展させ、2020 年代後半に 10kW クラスの原子力発電所を月面で実証することに焦点を当てている。

2018 年 3 月、Kilopower 原子炉スターリング技術 (KRUSTY) 実験が成功裏に終了した後、Kilopower プロジェクトチームは月面実証ミッションの概念の開発に着手した。現在の惑星地表原子力発電プロジェクトの一部である月面実証は、将来の惑星地表発電システムへの道を開くことになる。この技術があれば、過酷な環境下での任務実行や、ロケットの推進燃料や他の材料が生産できる現地資源活用インフラなど、月や火星基地での人類の第一線での活動を可能にする。

Kilopower プロジェクトは、NASA の宇宙技術任務理事会 (STMD) 内のゲームチェンジ開発プログラムの一環として実施された。放物線宇宙飛行及び軌道外宇宙飛行は、商業的に再利用可能な軌道外ロケットを使用し、Kilopower 技術のチタン製水ヒートパイプを宇宙環境に曝すことで技術を成熟させ、NASA の宇宙飛行機会プログラムから資金提供を受けることとなった。

Kilopower 技術は、2024 年までに「最初の女性を、次の男性を」月面に着陸させることを目標とした、NASA の ARTEMIS 計画での応用が期待されている。[6] [9]

(3) 宇宙・防衛原子力システムの開発を推進するホワイトハウスの行政命令[8]

2021 年 1 月 5 日付けの「国防・宇宙探査のための小型モジュール型原子炉の推進」という大統領執行命令には、NASA と国防省が小型原子炉の用途を追求するための個別の指示が含まれており、それらのシステムのための共通技術で協力しながら、小型原子炉を追求していくことになる。

- 宇宙探査については、同執行令は、NASA の管理者に、「2040 年までの有人及びロボット探査ミッションのための原子力エネルギーシステムの利用に関する NASA の要件と、そのような要件のコストと便益を分析するための要件」を定義した報告書を 180 日以内に作成するよう指示している。これらの要件には、出力レベル、原子炉の大きさや質量、宇宙環境での原子炉の運転に関連する具体的な問題などの詳細が含まれている。

- 燃料供給に関して、DOE に対し、HALEU の製造技術開発のための 3 年間の取り組みを完了するよう指示している。NASA と DOE は以前、低濃縮ウランよりも高性能でありながら、高濃縮ウランのような核不拡散の問題を伴わない HALEU を宇宙原子力発電システムの燃料として有望視していた。今回の指令はまた、エネルギー省に対し、HALEU の技術を商業分野に移行し、大規模生産を目指すよう指示している。
- SMR の防衛用途に関して、マイクロ炉を国内の軍事施設で実証し、そのようなシステムが国防省のニーズを他の場所で満たすことができるかどうかを確認するためのテストも含まれている。また、国防総省に対し、宇宙原子力発電システムの国家安全保障上の用途を特定するために、NASA を含む他の機関と協力するよう求めている。
- 同執行命令は、NASA と国防総省に、エネルギー省やその他の機関とともに、2030 年までの間、「地上ベースの先進的な原子炉と宇宙ベースの原子力発電と推進の取り組みを、実行可能な範囲で調整する」共通の技術ロードマップの作成に向けて協力するよう指示している。

(4) BWXT 社による宇宙原子力技術の開発

BWXT 社は、NASA の核熱推進 (NTP) プロジェクトを支援するために NASA と協力している。BWXT は、将来の火星への有人ミッションに電力を供給することを期待して、NTP リアクターの概念設計の開始を担当している。これまでのプロジェクトでは高濃縮ウランを使用していたが、現在の NTP プロジェクトでは低濃縮ウランを使用している。

LEU 核熱推進に関する技術開発の概要

- 有人宇宙用 LEU 燃料原子炉の現在の開発状況
- 19.75%濃縮核燃料の設計
- 原子炉の原子力・熱水力・機械設計
- NTP 実験のためのライセンスと設計サポート

BWXT はまた、宇宙利用のための出力 10～40 kW の原子炉を開発する“Small Ex-core Heatpipe Thermionic Reactor”（小型炉心外熱交換器）計画⁶において、以下の技術開発の経験を持っている。

- UO₂-タングステンクラッド燃料の機械設計と核設計
- コアとシールド部品の機械設計、核設計、熱設計
- 原子炉制御・原子炉支援システムの設計
- 推進能力（バイモダル）を含む原子炉設計の拡張 [10]

⁶ INL が 1990 年頃に開発した設計

[THERMION: Verification of a Thermionic Heat Pipe in Microgravity \(usu.edu\)](https://www.usu.edu/thermion/verification)

【参考文献】

- [1] 原子力産業新聞（2020/8/4）米エネ省のアイダホ研、月面探査用の原子力発電技術開発で情報依頼書を発出
- [2] INL(2020/7/24) BATTELLE ENERGY ALLIANCE SEEKS INDUSTRY PARTNERS TO DESIGN NUCLEAR POWER SYSTEM FOR MOON
- [3] INL (2020/12/22) BATTELLE ENERGY ALLIANCE AND NASA TAKE NEXT STEP IN SEARCH FOR INDUSTRY PARTNERS TO DESIGN NUCLEAR POWER SYSTEM FOR MOON
- [4] NASA FSP ホームページ <https://www.nstdirectorate.com/nasa-fsp>
- [5] Contract Data Report: Request for Information for Fission Surface Power (FSP)
- [6] NASA ホームページ "Kilopower"
- [7] WNN(2021/1/13) US order promotes SMRs for space exploration and defence
- [8] Executive Order 13972 of January 5, 2021 "Promoting Small Modular Reactors for National Defense and Space Exploration"
- [9] Space News (2021/2/12) Report recommends NASA accelerate space nuclear propulsion development
- [10] BWXT HP "NUCLEAR THERMAL PROPULSION" (2020/2 参照)

2.1.9. 米国国防総省による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）

各社の対象設計について

Westinghouse 社は、契約により授与された資金を同社の Defence-eVinci（DeVinci）移動式原子力発電所のプロトタイプ設計の最終化に使用するとしている。[2]

BWX Technologies と X-Energy に関して、同プロジェクトの中で開発する設計が明記されていないが、X-energy 社は、鉄道、トラック、米軍輸送機に適合した Xe-Mobile というマイクロ炉（最低出力 1MWe）を開発している。[3]

一方、Project Pele での BWX Technologies のチームは、子会社である BWXT Advanced Technologies が主導している。同社は、DOE の ARDP プログラムの支援対象の一つであ

る BWXT 先進的原子炉 (BANR) という輸送可能なマイクロ炉を開発している。[4]

DOD 補助金は、設計を評価し、技術的、規制的、製造上のリスクを軽減するために必要なエンジニアリング設計作業に資金を提供する。24 ヶ月間のエンジニアリング設計とレビューの段階が完了した後、エンジニアリング要件が満たされていれば、3 社のうち 1 社がプロトタイプの製造と実証のために選ばれ、24 ヶ月間の建設と実証の段階が始まる。

Project Pele は、エネルギー省、原子力規制委員会、米陸軍工兵隊、産業界のパートナーと協力して DOD の戦略的能力室 (SCO) が主導している。2019 年 5 月には、NRC、DOE、SCO の 3 機関間の協力と調整を概説するマイクロリアクターの研究、開発、実証に関する覚書が署名されており、この覚書には、DOE とその国立研究所が技術的、環境的、立地的、安全性に基づいた文書化支援を提供するとしている。

【参考文献】

- [1] ANS (2020/3/16) Defense Department invests in three microreactor designs
- [2] WNN (2020/3/10) US Defense Department awards microreactor contracts
- [3] Reactor: Xe-Mobile — X-energy: Advanced Nuclear Reactors (SMR) & TRISO Fuel (x-energy.com)
- [4] Defpost (2020/3/18) BWXT-Led Team Wins U.S. DoD Contract for Mobile Nuclear Reactor Design

2.2. カナダ

カナダについては、CNL の CNRI の支援対象に採択された炉型及び、CNL への SMR 立地に向けた評価プロセスに参加している炉型を調査対象とした。

2.2.1. MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation、米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

MMR は、遠隔地の鉱山や産業、地域社会に、安全でクリーンかつコスト効率高く電気及び熱を供給する小型モジュール原子炉である。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に安全に操業することが可能である。非原子力プラントは、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。原子力プラントは、約 15 MW(t)の熱を発生させ、潜在的エンドユーザー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 年の寿命の間エネルギーが供給されることが想定されている。

表 2.2.1- 1 MMR 炉型概要 [1]

 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 燃料濃縮度 : HALEU 19.75 % 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
---	--

安全機能

事故が発生した場合でも、MMR はいかなる可動箇所や流体、自然循環を伴わずに余分な熱を環境中に受動的（パッシブ）に放散させるため、メルtdownを起こすことはない。安全な温度を維持するための、積極的（アクティブ）な冷却や自然対流を必要としない。

経済性

未公開。

開発状況

カナダ原子力研究所の Chalk River での USNC による MMR 実証基のマイルストーン

- 2011 年：FCM 燃料と MMR 炉特許の取得
- 2016 年：研究開発と製造研究所の構築
- 2017 年：FCM 燃料の開発及び品質保証作業の開始
- 2018 年 6 月：Global First Power (GFP) 社が、Ontario Power Generation (OPG) 社及び Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) の支援を受け、カナダ国立研究所 (CNL) に認可申請書を提出
- 2019 年 2 月：CNL が GFP 社申請の審査プロセスが第 3 ステージに入ったことを公表
- 2019 年 3 月：GFP 社が CNSC に初回サイト申請準備のための認可申請を提出
- 2020 年：サイト準備のための認可発行予定:
- 2021 年：サイト準備の開始
- 2016-2021 年：プロジェクト開発
- 2021-2027 年：サイト準備及び工事
- 2023-2052 年：プラント運転
- 2044-2058 年：廃炉作業
- 2058-2060 年：放棄

(2) 開発実施主体の概要

MMR は、Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC) 社によって開発されている。USNC 社は、米国シアトルを拠点とし、他国を含め 50 人以上の従業員がいる。USNC 社は、南アフリカ、カナダ、英国、韓国にエンジニアリング、認可取得、マーケティングのチームを有する系列子会社を有する。USNC 社は、米国、カナダ、韓国及び英国にある、高い技術を有する原子力サプライヤーや工事会社、電力事業者と協力合意を得ている。[1]

(3) 想定するユーザー・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。

MMR 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。

(4) 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。[2] 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。

(5) 規制、安全性に対する考え方

MMR の技術は USNC によって開発されたものであり、その大部分は既に実証された固有の安全機能を備えた設計に基づいており、さらに特定の最新の安全機能を備えたものである。これらの実証された固有の安全設計の特徴は、施設の操作性と安全性に信頼性を付与し、最新の安全性の特徴は、技術への信頼性をさらに高めるものである。操作は容易であり、操作やメンテナンスは必要最小限に抑えられている。

許認可状況

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。

(6) 輸出方針

カナダ以外では、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 MOU を締結している。[3]

【参考文献】

- [1] UNSC website, “About Earth”
[About \(usnc.com\)](https://www.usnc.com/)
- [2] 電気事業連合会海外電力関連トピックス情報、「[カナダ] 加 OPG 社、SMR 建設に向けベンダー3社と協力」、2020 年 10 月 26 日
- [3] WNA(2020/11/4)
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Polish-chemicals-group-looks-to-USNC-micro-modular>

2.2.2. IMSR (Terrestrial Energy 社、カナダ)

(1) 技術的特徴

設計の概要

IMSR は、熱出力 440MW の小型モジュール式溶融塩炉である。IMSR は、一体型溶融塩原子炉の設計である。完全に密閉された原子炉容器にポンプ、熱交換器、停止用制御棒が組み込まれており、これらはすべて IMSR 炉心ユニットと呼ばれる 1 つの容器内に取り付けられている。密閉された炉心ユニットは、耐用年数(公称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けて供用する必要性を回避し、工場での品質管理が可能となっている。IMSR400 は、運転員の介入、動力機械部品、冷却材注入、電力供給、及び計器用空気などのサポートシステムに依存しないため、最高レベルの固有の安全性を実現する。

表 2.2.2- 1 IMSR の 設計の概要 [1]

	□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 : 0.4MPa0.4 (静水圧) 炉心入口／出口温度 : 620 / 700 °C 熱出力 : 440MWt 電気出力 : >195MWe 燃料 : 溶融塩燃料 燃料濃縮度 : < 5% 取出燃焼度 : - 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 年毎にシングルユニットとしての炉心ユニットの全交換。
--	--

安全機能

IMSR の設計の安全目標は、高い固有安全性を達成し、ウォークアウェイ安全な原子力発電所を実現することである。制御、冷却、閉じ込めという主要な安全機能を保証するために、運転員の操作、電気、外部動力の機械部品を必要としない。

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機構を排除することである。原子炉は低圧で運転され、これは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ことの利点となる。さらに、原子炉系統には水や蒸気がないことにより、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、一体化された省配管のフェールセーフシステムアーキテクチャにより、この高いレベルの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。

経済性（建設コスト、発電コスト）

IMSR は 700°C という高温運転が可能なため、発電のための熱効率 47% を達成できる。従来の軽水炉は 300°C 以下での運転のため熱効率 33% に制限されていることから、IMSR の熱効率が 50 パーセント向上し、発電量が 50 パーセント増加することに直結する。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。

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、現場でのモジュール組み立てのためにトラックや鉄道で簡単に運搬可能となっている。製造と組み立てに対す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の 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。[2]

開発状況

- 2015 年：概念設計完了
- 2016 年：基本設計開始
- 2017 年：カナダ原子力安全委員会（CNSC）の事前許認可のフェーズ 1 ベンダー審査完了
- 2018 年：CNSC の事前許認可のフェーズ 2 ベンダー審査開始
- 2020 年初頭：必要となる認可取得
- 2020 年初頭：カナダに初のフルスケールの IMSR の建設開始

(2) 開発実施主体の概要

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。従業員数は 58 人である。[3]

(3) 想定するユーザー・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、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 [4]。

(4) 政府支援の内容

CNL は、2019 年 11 月 15 日、SMR の開発を加速するために設置された CNRI の対象会社として 4 社（Terrestrial Energy 社含む）を選定したことを発表した。[5]

カナダのナブディープ・バインズ革新・科学・産業大臣は 2020 年 10 月 15 日、Terrestrial Energy 社の IMSR の開発を加速するため、同社に 2,000 万ドルの投資を行うことを発表した。[6]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

2018 年にカナダ原子力安全委員会（CNSC）の事前許認可のフェーズ 2 のベンダー審査を開始し、2020 年に必要となる全ての許認可を取得する予定としている。また米国において、2019 年 10 月に米国原子力規制委員会（NRC）と申請前の活動を開始した。[7]

(6) 輸出方針

米国向けの輸出に関する技術審査を受けている。2019 年 12 月、カナダ原子力安全委員会（CNSC）と米国原子力安全委員会（NRC）は、先進の非軽水型原子炉の最初の合同技術レビューに、Terrestrial Energy 社の IMSR を選択し、審査を行っている。[8]

また 2019 年 7 月にエストニアのエネルギー会社 Fermi Energia 社は、投資家と株主からの融資ラウンドに続き、エストニアの電力供給と 2030 年以降の気候目標に対する SMR の適合性に関する FS を発表し、FS に含まれる 4 つ SMR 設計を選択した。この中に IMSR が含まれている。全ての FS は 2020 年末までに完了する予定であり、2021 年初頭に公表される予定である。[9]

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] Terrestrial Energy HP “Cost Competitive“ (2020/2 参照)
- [3] Pitchbook.com Terrestrial Energy 会社概要
- [4] Terrestrial Energy HP “Versatile“ (2020/2 参照)
- [5] 電気事業連合会(2020/1/6) カナダ原研、SMR 研究のハブ化に向け共同開発支援対象 4 社を選定
- [6] Terrestrial Energy (2020/10/15) TERRESTRIAL ENERGY RECEIVES CANADIAN GOVERNMENT FUNDING FOR IMSR GENERATION IV NUCLEAR PLANT
- [7] NRC HP “Pre-Application Activities - Integral Molten Salt Reactor (IMSR) “
- [8] Terrestrial Energy (2020/10/15) TERRESTRIAL ENERGY IMSR ADVANCED REACTOR SELECTED BY CANADIAN AND U.S. REGULATORS FOR JOINT REVIEW

[9] WNN. Vattenfall involved in Estonian study on SMRs 19 March 2020

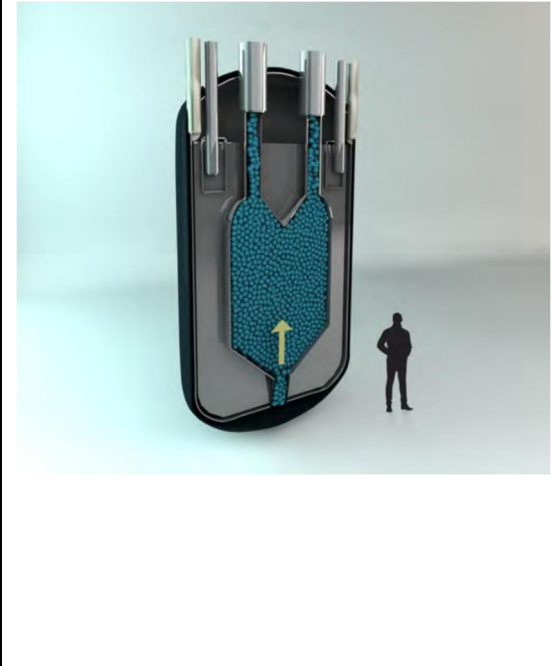
2.2.3. KP-FHR (Kairos Power 社、米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

Kairos Power 社のフッ化物塩冷却高温ガス炉 (KP-FHR) は、ペブル式の TRISO 燃料と低圧フッ化物塩冷却材を組み合わせた革新的原子炉技術である。この技術は、核分裂からの熱を電気に変換するとともに、再生可能エネルギーの補完する効率的でフレキシブルな蒸気サイクルを採用している。

表 2.2.3- 1 KP-FHR 設計の概要 [1]

	仕様 炉 型 : ペブルベッド式高温塩冷却中型炉 減速材／冷却材 : 黒鉛／Li_2BeF_4 原子炉圧力 : $<0.2\text{MPa}$ 原子炉温度 : $550/650^\circ\text{C}$ 熱出力 : 320MWt 電気出力 : 140MWe 設計寿命 : 20 年 (容器) 80 年 (プラント) 燃 料 : TRISO 燃料濃縮度 : 19.75% 運転サイクル : オンライン燃料交換 開発状況 : 概念設計 特 徴 : AC または DC あるいは運転員操作無しで 72 時間以上継続する炉心冷却
--	---

安全機能

KP-FHR は、全ての設計基準事故に対して格納容器として機能を提供するために必要な安全関連バリアとして、燃料と冷却材の組み合わせのみを利用している。追加的な工学的安全施設には、予備停止系及びパッシブな崩壊熱除去系が含まれている。これらの系統の主な安全機能は、原子炉容器内の燃料と冷却材の形状を維持するための容器内の温度変動を制限することである。

① 工学的安全系アプローチとコンフィグレーション

原子炉系としては、筒状の 316H ステンレス鋼製原子炉容器内に黒鉛反射体に取り囲まれるようにペブルベッド式炉心がある。

② 崩壊熱除去系

通常運転及びアクシデント時でない場合の残留熱除去は、一次系の熱輸送系に直接接続された通常の停止時冷却系にて行われる。事故時の崩壊熱除去は、炉容器外部に据え付けられたパッシブな炉容器補助冷却系（RVACS）により行われる。事故条件下でインベントリへの給水や崩壊熱除去機能のための炉心注入は必要としていない。RVACS は、熱サイフォンの概念を利用した熱放射と自然対流での熱伝達による崩壊熱に依存している。この系統は、閉サイクル系であり、インベントリへの給水が不要で最終ヒートシンクを排除している。この系統の弁は、フェイルセーフで動作し、安全関連の電源や運転員操作が不要である。

③ ECCS

パッシブな安全系により、原子炉は停止後の炉心からの熱除去のために電源が不要になっている。原子炉には、燃料と冷却材の組み合わせに基づく安全上の大きなマージンがあり、工学的な系統でなく基本的な物理特性による緊急時冷却が可能になっている。

④ 原子炉格納容器

KP-FHR の機能的な格納容器は、TRISO 燃料と熔融塩冷却材 Flibe による堅牢な安全特性を持ち、公衆と労働者の健康と安全を確実にしている。KP-FHR の複数の追加的なバリアにより、深層防護が適用されている。

経済性（建設コスト、発電コスト）

KP-FHR について公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2018 年：予備概念設計の完了
- 2018 年：R-Lab⁷の委託
- 2018 年：NRC による申請前審査の開始

(2) 開発実施主体の概要

Kairos Power 社は、第四世代の革新的原子炉技術の総合設計、許認可及び開発をとおりてクリーン、安価かつ安全なエネルギーソリューションの提供に焦点を当てたエンジニア会社である。

(3) 想定するユーザー・用途

KP-FHR は、天然ガスとのコスト競争力を高め、長期的なコスト削減を目指している。この革新的原子炉技術は、保守とライフサイクルコストを低く抑えながら高いアベイラビ

⁷ 短時間の解析、試作、繰り返しの設計研究所（Rapid Analysis, Prototyping and Iterative Design Laboratory）

リティとパフォーマンスを実現するように設計されており、グリッドの回復力とセキュリティを向上させる需要に即した電力を提供する。再生可能エネルギーと組み合わせることで、クリーンなエネルギーシステムの導入に資することができる。

(4) 政府支援の内容

CNL の CNRI の下での支援対象者として選定されている。CNRI とのプロジェクトでは、KP-FHR の設計のためのトリチウム管理戦略の開発を行う。[2]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

Kairos Power は、カナダでの許認可活動を開始していない。

(6) 輸出方針

カナダ以外での輸出活動について公開情報は確認できなかった。

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

[2] CNL ホームページ(2019/11/15)

<https://www.cnl.ca/en/home/news-and-publications/news-releases/2019-news-releases/20191118.aspx>

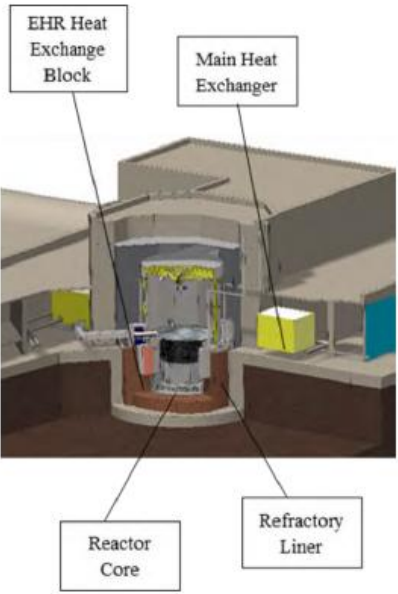
2.2.4. Stable Salt Reactor (Moltex Energy 社、英国、カナダ)

(1) 技術的特徴

設計の概要

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 2.2.4- 1 Stable Salt Reactor 設計の概要[1]

	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 $\text{ZrF}_4\text{-KF}$ 原子炉圧力 : $\sim 0.1\text{MPa}$ 原子炉温度 : 287°C 熱出力 : $750\text{MWt}/300\text{MWt}$ (ベースロード) 電気出力 : $750\text{MWe}/900\text{MWe}$ (8時間のピーク時) 設計寿命 : 60年 燃 料 : 従来の燃焼集合体内の溶融塩 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
---	---

安全機能

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。

① 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。

② 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。

③ 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、原子炉タンクからの冷却材漏えいに対処するスペースの制限により、従来の ECCS 給水機能は不要である。

④ 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。

⑤ 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場合、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。

経済性（建設コスト、発電コスト）

Stable Salt Reactor (SSR-W300) について公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2017 年：概念設計が完了し、カナダ原子力安全委員会によるベンダー設計審査を開始
- 2018 年：カナダの New Brunswick にある Point Lepreau サイトに発電所と燃料施設を建設するため New Brunswick Power とのパートナーシップを締結
- 2020 年：廃棄物を燃焼する能力を改善するための燃料開発及び原子炉設計をサポートするためカナダの原子力研究所とのパートナーシップを締結

(2) 開発実施主体の概要

Moltex Energy 社は、原子力発電が気候変動への対応をリードすべきという信念と、その役割が十分にきくという状況から設立された。原子力発電が高コスト化する中で、他の核分裂性物質が利用されていないことを疑問視し、熔融塩に関する研究で固有の安全機能と主要な工学的課題に対処するための特許を取得中である。

(3) 想定するユーザー・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。

(4) 政府支援の内容

CNL の CNRI プログラムの支援対象である。CNRI のプロジェクトは、New Brunswick 大学と共同で、使用済みの CANDU 発電用原子炉燃料を安定塩反応器設計の燃料に変換する可能性を探るための試験装置を構築し、最適化することを目指す。[2]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

CNSC のベンダー設計レビューのフェーズ 1 の評価中である。

(6) 輸出方針

2019 年 7 月にエストニアのエネルギー会社 Fermi Energia 社は、投資家と株主からの融資ラウンドに続き、エストニアの電力供給と 2030 年以降の気候目標に対する SMR の適合性に関する FS を発表し、FS に含まれる 4 つ SMR 設計を選択した。この中に Moltex Energy の SSR が含まれている。全ての FS は 2020 年末までに完了する予定であり、2021 年初頭に公表される予定である。[3]

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

[2] CNL ホームページ(2019/11/15)

[3] WNN(2020/3/19) Vattenfall involved in Estonian study on SMRs

2.2.5. U-Battery (Urenco 社、英国)

※ U-Battery の技術的概要等は、2.3.4 を参照。

想定するユーザー・用途

U-Battery は、3 種類 (①様々な産業用設備への熱供給、②ガスタービンによる発電、③コージェネ (熱供給電力供給混合)) の幅広いユーザー固有の適用を想定している。また、潜在的用途として、遠隔地への熱供給や電力供給、(既存の産業用途における) 局所的な熱供

給及び電力供給、水素製造などの潜在的な新規用途が挙げられる。（多くの原子力発電システムと同様に、）U-Battery の一次用途からの排熱は、地域暖房や海水淡水化などの用途にも利用可能である。

政府支援の内容

2019 年 7 月、U-Battery は、オンタリオ州チョークリバーに SMR を設置するというカナダ原子力研究所（CNL）の招待で、評価プロセスの第 1 段階を完了した。[2]

参考：カナダ及びオンタリオ州政府の次期予算に向けての推奨事項を提案。[3]

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] U Battery HP “Canada”
- [3] U Battery HP (2020/10/16) Canadian Ontario government budgets

2.2.6. STARCORE（StarCore Nuclear 社、カナダ、英国、米国）

(1) 技術的特徴

設計の概要

StarCore は、世界のどこにいても遠隔地の過酷な環境で動作するように設計されている。このため、原子炉は、地下 30 メートルの鋼鉄壁のコンクリート製建屋（サイロ構造物）に格納されている。各原子炉建屋には、燃料交換室へのアクセスハッチを備えた 2 つの補助建屋（サイロ）があり、これも地下にある。この部屋は、自動で実施される燃料交換中、低圧ヘリウムで満たされる。

StarCore プラントは、1 プラントあたり 1 基から 6 基の原子炉を有し、出力レンジは 14MW(e)～360 MW(e)である。プラントは、出力は必要に応じて動的に変更可能な負荷追従型であり、高温ガスまたは蒸気を出力することも可能である。

プラントは、計画されたすべての遠隔配置要件、すなわち、①実質的に安全である、②受動的に堅牢であること、③負荷追従性があること、④完全に自動化されていること、⑤リモートシャットダウン（介入）機能があること、及び⑥（当該地域規則に従った）適切な資格認定後、ゼロ半径立入禁止区域で運転されることを満たしている。

また、プラントには 69KV 100km の HVDC 送電線（地域周波数への反転）が費用に含まれている。スターコア社の BOOD（建設、所有、運転、廃止措置）ビジネスプランには、すべての資本費用、許認可費用、運営費、廃止措置ロジが含まれている（全国、全地域への参入費用を排除）。

2.2.6- 1 STARCORE 設計の概要[1]

	<u>□仕様</u>
--	------------

	炉 型 : HTGR 減速材／冷却材 : ヘリウム/炭素 原子炉圧力 : 7.4 (一次系) / 6.7 (二次系) MPa 原子炉温度 : 280 (入口) / 750 (出口) °C 熱出力 : 35、50、150MWt (ブロック 1～3) 電気出力 : 14、20、60MWe (ブロック 1～3) 燃料 : TRISO (UO₂) 燃料濃縮度 : 15% 設計寿命 : 40～60 年 運転サイクル : 60 カ月以上 開発状況 : 予備概念設計/概念設計段階 特 徴 : 地下 30m に RPV (硬質格納設備内)
---	---

安全機能

TRISO 燃料は非常に強い負の温度係数を示す。燃料温度が上昇すると中性子エネルギーも上昇するが、この効果により中性子断面積が減少し、核分裂の回数が減少して出力が低下する。全ての反応度制御を排除し、一次冷却系及び二次冷却系を停止した結果、炉心は 600kW(t)の出力で安定状態になる。それは、周囲の等温層へと放熱フィンを介して原子炉建屋(サイロ構造物)の外側に熱が放散されるためである。StarCore は、熱流路がペブルベッド炉心よりも優れているという点で、プリズム炉心が魅力の一つである。また、StarCore には、ヘリウムの圧力及び流量が失われた場合に自動的に展開される、反応度制御弁及び入口・出口遮断弁が備えられている。全ての制御機構が故障し、ヘリウムが大気中に放出されるような最悪の事故時においても、原子炉の壊滅的な破損及び放射線の大気放出はない。炉心溶融のような事象は単純には起こり得ない。最悪の事故の場合でも、TRISO マイクロスフィア破損温度よりも数百度低い温度が維持されるからである。

経済性

コスト情報は未公開。

開発状況

- 2009-2013 年 : 予備研究及び初期の予備的概念設計
- 2013-2017 年 : 予備概念設計段階、技術的な検証及びベンダー契約及び資格認定
- 2017-2020 年 : 資金集め及び PPA 契約
- 2021-2026 年 : 計画展開 (試運転に向けた建設開始) [1]

(2) 開発実施主体の概要

2008 年に設立されたスターコア社は、2013 年にアルゴンヌ国立研究所で初の大規模な技術的なレビューを、2019 年に最後の大規模適正評価（技術及びビジネス）レビューを行った。スターコア社は、カナダからプラントを輸出するべく、世界的なインフラ開発会社である英国の TREDIC 社と提携している。スターコア社は、リスクフリーで、本質的に安全な第四世代小型モジュール炉（SMR）により、送電網のない及び送電網末端の地域に電力供給を行う。同社の事業は、産業用及び消費者用、ダウンストリーム選鉱のための高温熱エネルギー、灌漑用の脱塩または精製水、またはきれいな水源のない人々のための水、医療及び教育的利用に関する広域インターネットでの利用にクリーンな電力を提供可能である。

スターコア社のビジネスモデルは、BOOD（建設、所有、運転、廃止措置）をベースとしており、電力買取契約（PPA）、及び国や地方自治体、民間企業との長期供給契約から収益を得ている。そのため、スターコア社の事業計画では、経済的負担が非常に少ない。また、スターコア社は、必要な認可及び認証の取得を行う。

また、スターコア社は、2020 年 5 月 20 日付で、低コストでクリーンな原子力利用を促進するべく、RWT Growth（投資銀行）と協力することを発表している。 [2]

(3) 想定するユーザー・用途

エネルギーの乏しい遠隔地のコミュニティに電力供給を行うことが、スターコア社の重要な役割の一つである。発展途上国では、20 億人以上の人たちが、電気を利用していない、または非常に高コストなディーゼル発電機から電力を得ている状況にある。多くの国では、クリーンな水及び海水淡水化専用のプラントは魅力的である。同社は、遠隔地にエネルギーを送るだけではダメで、遠隔地のコミュニティに適した形態を提供する必要があると認識している。将来のことを考え、コスト見積もりに 100km の HVDC 送電線を含めているので、プラントを（送電線に）接続し、住宅地及び工場での電力利用にも適している。人里離れた場所では、エネルギーコストが高くなるので、遠隔地の鉱山もまた、StarCore にとって理想的な市場である。

StarCore 社のターゲットとするユーザーは、アジア及びアフリカ（の電力供給地に属さない地域）である。また、遠隔地に鉱山のあるカナダ、オーストラリア、南アフリカも含む。 [3]

(4) 政府支援の内容

CNL の SMR 設置に関する評価プロセスに参加している。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

StarCore は、サプライヤー承認手順の策定に必要な初期設計を完了し、承認済みサプラ

イヤリスト及びハードウェアの準備状況評価を実施した。StarCore チームには、直接雇用されたスターコア社のスタッフが含まれており、原子炉プラントの試運転、保守、運転、燃料交換、廃炉の設計権限を含む、プログラム全体の管理を担当している。

規制・安全性に関する個別事項

深層防護の具体的適用（前段否定）

地下に建設される（ことを前提とする建屋（サイロ構造物））ため、（地上の建物をすべて破壊しうるような航空機衝突といった）設計基準を超える事象にも対応し、地上への放射汚染はない。

外部事象への対処

地下に建設される（ことを前提とする建屋（サイロ構造物））ため、（地上の建物をすべて破壊しうるような航空機衝突といった）設計基準を超える事象にも対応し、地上への放射汚染はない。

(6) 輸出方針

ナイジェリア政府に 23 基の SMR 導入を提案している。[4]

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] NEI Canadian partnership to provide low cost nuclear power to remote areas 20 May 2020
- [3] Equity Net “Starcore Nuclear”
- [4] Energy Central (20180605) StarCore plans 23 nuclear power stations in Nigeria

2.3. 英国

英国については、Rolls-Royce 社の UK-SMR、AMR プロジェクトのフェーズ 2 の支援対象である 3 件の設計を調査対象とした。

2.3.1. UK-SMR (Rolls-Royce 社、英国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

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。

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 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 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)。[1]

表 2.3.1- 1 UK SMR 設計の概要 IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor

Technology Developments

	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 °C 熱出力：1276MWt 電気出力：443MWe 燃料：UO₂（17×17、127 体） 燃料濃縮度：<4.95% 取出燃焼度：55～60GWd/ton 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
--	---

安全機能

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。

多層防御は、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、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。

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。PSA の結果、運転時の全炉心損傷頻度は、 $1\text{E-}7$ /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ではなく、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。

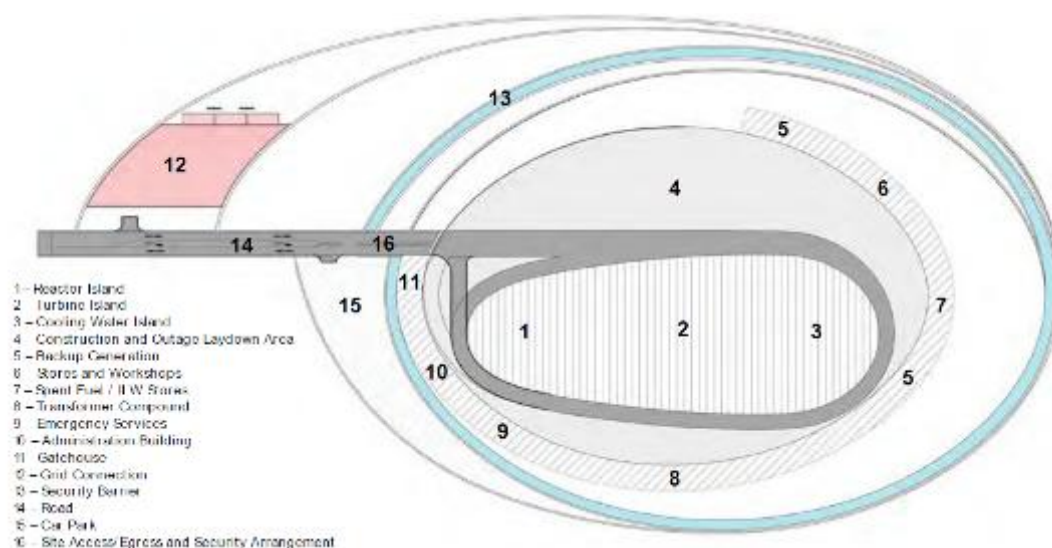


図 2.3.2-1 UK-SMR プラントの配置[1]

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) を提供できると予測している。 [2]

開発状況

- 2015 年：ロールス・ロイスが初期の参考設計を開発
- 2016 年：発電所全体の概念設計のためのコンソーシアム(UK SMR コンソーシアム)の形成
- 2017 年：概念設計の開発
- 2025 年：建設開始
- 2030 年：一基目の商業原子炉が運開予定 [3]

(2) 開発実施主体の概要

UK-SMR の開発実施主体は、Rolls-Royce 主導の SMR コンソーシアム (Assystem、BAM Nuttall、Laing O'Rourke、NNL、Atkins、Wood、The Welding Institute (TWI)、NAMRC を含む) である。

(3) 想定するユーザー・用途

UK-SMR は、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。

(4) 政府支援の内容

Rolls-Royce 主導の SMR コンソーシアムは、2019 年 11 月 5 日、英国の戦略的政策研究

機関の UK Research and Innovation (UKRI) を通して、英国政府の「産業戦略チャレンジ基金」のうち 1,800 万ポンドを受領したと発表した。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

UK-SMR は、2025 年に初号機の建設開始を目指して、それまでに一般設計評価 (GDA) プロセスを完了させることを目標としている。Rolls-Royce 主導の SMR コンソーシアムは、概念設計段階での設計文書をまとめている。(GDA 申請前の準備段階と考えられる。)

(6) 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。[3]

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。[4]

【参考文献】

1. NNL News, "NNL Playing Key Role in UK-SMR Consortium"
2. IAEA, "Status Report - UK SMR (Rolls-Royce and Partners) 2019/09/30"
3. 原子力産業新聞、「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」、2020 年 3 月 23 日
4. 原子力産業新聞、「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」、2020 年 3 月 23 日

2.3.2. 核融合炉(Tokamak Energy 社、英国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

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 (図 2.3.2-1) の中に、図 2.3.2-2 に示す真空チャンバー、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。



図 2.3.2-1 Tokamak Energy 社 ST40 の外観[1]

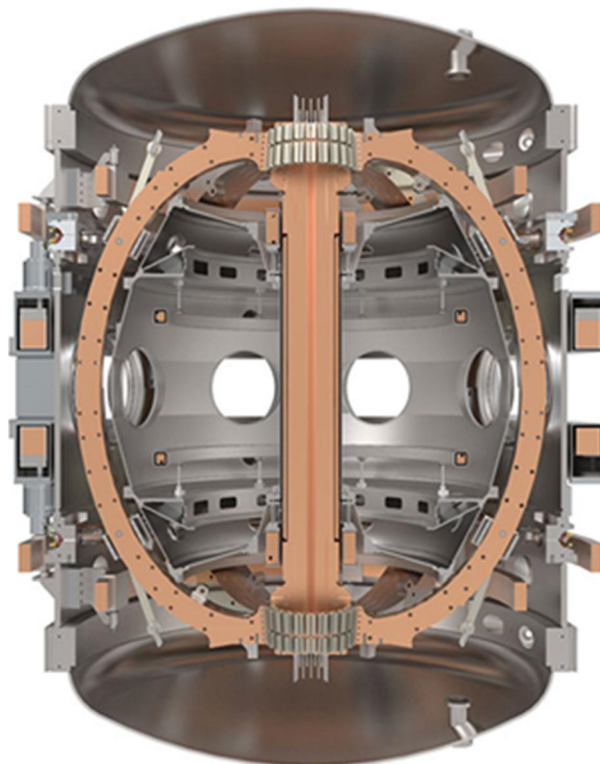


図 2.3.2-2 Tokamak Energy 社 ST40 の内部の主要コンポーネント[1]

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。

ト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。[1]

安全機能

Tokamak ST40 の安全機能についての公開情報は確認できなかった。

経済性

Tokamak ST40 の経済性についての公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2009 年：Tokamak Energy 社設立
- 2012 年：実験装置 ST25 で、1 ミリ秒のプラズマ達成
- 2013 年：ST25 で 5 秒間プラズマを維持
- 2015 年：ST25 で 29 時間プラズマを維持
- 2018 年：ST40 で 1,500°C のプラズマ温度を達成

(2) 開発実施主体の概要

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 Ltd が開発を進めている。

(3) 想定するユーザー・用途

商用発電用として、2030 年までに送電開始することを目標としている。

(4) 政府支援の内容

英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (BEIS) は、2017 年、4 千 4 百万ポンドに及ぶ 2 段階の AMR F&D プロジェクトを開始し、フェーズ 2 として、フェーズ 1 からの選定された企業 (Tokamak Energy Ltd を含む) に最大 1,000 万ポンドの開発助成金を提供している。

また、BEIS は、商業的に利用可能な核融合炉 (Tokamak Energy) の発電所を国内で建設するために、受け入れ可能な地域やコミュニティを募集することを、2020 年 12 月 2 日

に発表した。[2]

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。[3]

(5) 規制、安全性に対する考え方

Tokamak ST40 の規制対応等についての公開情報は確認できなかった。

(6) 輸出方針

Tokamak ST40 の輸出方針についての公開情報は確認できなかった。

【参考文献】

[1] Tokamak Energy Web Site, "ST40"

[2] UK Government Press Release, "Home sought for UK's ground-breaking prototype fusion power plant", 2 December 2020.

[3] DOE Press Release, "Department of Energy Announces Next Round of Public-Private Partnership Awards to Advance Fusion Energy" SEPTEMBER 3, 2020.

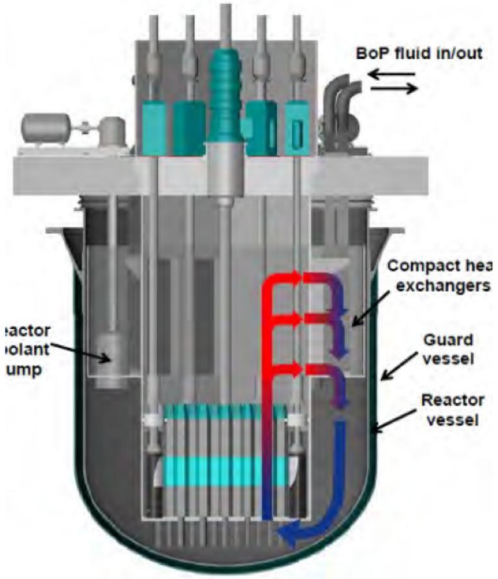
2.3.3. Westinghouse 鉛冷却高速炉(Westinghouse 社、米国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

Westinghouse lead fast reactor (LFR) は、プールタイプの原子炉で、高温で運転される鉛冷却高速スペクトル炉心を利用した中出力のモジュール式プラントである。コンパクトな原子炉容器（RV）とガード容器（GV）の高温運転と独自の構成により、計装制御信号や可動部品を必要とせずに、自動的に作動するパッシブ冷却が行われる。高圧の封じ込めは不要であり、シンプルな安全系、高効率超臨界 CO₂（sCO₂）の BOP、コンパクトな原子炉建屋、合理化されたモジュール構造、及び統合された非原子炉ベースの負荷追従機能により、Westinghouse LFR は、厳しい市場条件でクリーンエネルギーを供給することを可能にするものである。

表 2.3.3- 1 Westinghouse LFR 設計の概要 [1]

	□仕様 炉 型：プールタイプ液体金属冷却高速炉 減速材／冷却材：鉛／高速スペクトル 原子炉圧力：15.5MPa 炉心入口／出口温度：420／600℃ 熱出力：950MWt 電気出力：>450MWe(Net) 燃料：酸化物 燃料濃縮度：≤19.75% 取出燃焼度：≥100GWd/ton 設計寿命：60年（機器）、100年（構造物） 運転サイクル：≥24年 □開発段階：概念設計段階 □特徴：高圧の閉じ込め機能は不要。ハイブリッドマイクロチャンネル熱交換器を備えたコンパクトな構成。
---	--

安全機能

Westinghouse LFR は、鉛冷却材に固有の安全特性を利用して、原子炉の設計を簡素化し、プラントのコストを削減しながら、最高レベルの安全性を実現する。

頑健で本質的に安全な設計特性

次の設計特性により、本質的に安全性が向上する。

- 鉛の熱物理特性：高沸点（1745℃）。大気圧運転。水、空気及び sCO₂ との激しい化学反応が無いこと。主要な核分裂生成物を保持する能力。遮蔽機能。高い熱伝導率。プールタイプの一次系構成と組み合わせた場合の高い熱慣性。
- 高速中性子スペクトルで動作する鉛の優れた中性子特性により、ナトリウム高速炉に比べて燃料棒の格子の間隔を広くすることができ、事故時の自然循環能力の大幅な向上を実現しながら、中性子ペナルティを最小限に抑えることができる。
- 一次系の統合されたプールタイプの構成により、一次系の破断による冷却材喪失を設計で考慮する必要が無い。
- 液体金属高速炉に特有の好ましい反応度フィードバック
- 頑健なマイクロチャンネルハイブリッド PHE は、二次系破損の可能性を減らし、その影響の重大度を大幅に低減できる。
- 安全上重要な機器を地下に配置する。

静的な熱除去

LFR は、RV と GV の間の輻射熱伝達を使用して、安全関連事象中に炉心から崩壊熱を除去するために、その高温機能を利用する。GV は、原子炉容器空冷システム (RVACS) を介した RV の自然循環空冷に最終的に移行するのに十分な時間を沸騰によって原子炉から熱除去するのに十分な水プールに納められている。

過圧事象

BOP に起因する RV 過圧事象の発生源がないことに加えて、BOP プレナム、配管またはヘッダーが一次格納容器内に配置されないため、原子力関連部分での大規模な漏えいの可能性が排除される。可能性のある最大破断サイズは、PHE の拡散結合ブロック内の熱交換器マイクロチャネルまで縮小される。漏えいサイズの点では小さいが、マイクロチャネル破損から生じる圧力は時間の経過とともにかなり大きくなる可能性があり、緩和措置が必要である。PHE 漏えい対策として (非安全隔離弁はあるが) 隔離弁が認められていないため、代替として、漏えい BOP 流体用のフィルター付ベントの利用を想定している。破壊前の BOP 流体の清浄度及び放出ガス内の放射性核種は少量と予想されるため、この対策により、高圧閉じ込めの必要性は無い。

反応度過渡事象

信頼性が高く、多様で冗長な反応度制御及び停止系により、反応度過渡事象からの防護が確保されている。

計装制御システム

Westinghouse LFR の安全系開発の設計目標は、計装制御系からの信号に依存しないことである。その結果、プラント制御に使用されるほとんどの機器、システム及びソフトウェアは商用グレードになる。予想される許認可要件をサポートするために、事故後監視などの「安全グレード」のシステムの数減らすことができる。

プラント配置

Westinghouse LFR 設計はコンパクトな原子力システムであり、GV と RV は、免震プラットフォームから安全プールに吊り下げられる。GV が納めされている安全プールは、プラントの下部にある。これらすべての区域及び原子炉プラットフォーム上にある区域は、地下に配置され、外部ハザードから防護するのに十分な衝撃シールドとなる可能性がある。原子力関連系は地表より上に配置されることはなく、安全上重要なすべての機器と系統 (安全プール自体の外側) は隔離されたプラットフォームに配置されるため、真の「Nuclear Island」となる。

LFR では sCO₂ システムを使用することにより、BOP 機器のサイズが大幅に縮小され、タービンの下に大きなコンデンサーを配置する必要がなくなり、空冷コンデンサーは、外部に設置される。この配置により、プラントの外部での大規模な機器の建設とコンパクトな原子関連部分／タービン関連設備が実現し、並行した建設活動と建設期間の短縮が可能になる。

経済性

Westinghouse LFR のコストについての公開情報は確認できなかった。

開発状況

Westinghouse は、開発パートナーの専任国際チームを設立した。鉛冷却材に固有の挙動と特性、材料の適合性及び新しい安全関連現象を定量化及び試験するために、現在、多くの試験施設を使用中または建設予定である。

Westinghouse LFR は、基本的な実現可能性を実証する 300 MW(e)実証炉の 2030 年までの運転を目標としている。運転経験が得られ、より高性能の材料が認定されると、その後、商用に最高出力の 450～510 MW(e)の初号機プラントが認可され、配備される予定である。

実証炉では、比較的従来の材料が液体鉛ですでに広範囲に試験されている温度でプラントの主要な機能を実証できるように、より低い運転温度が想定されている。

(2) 開発実施主体の概要

Westinghouse LFR の開発実施主体は、米国の Westinghouse Electric Company である。

(3) 想定するユーザー・用途

Westinghouse LFR は、多用途のプラントとして設計されており、ベースロードの発電と負荷の平準化が主な設計の焦点となっているが、プロセス熱、脱塩、水素製造などの市場の需要に従って、さまざまな非発電分野のニーズに対応する機能を備えている。出力は、低容量の送電網を統合するのに十分に小さいと同時に、標準的なベースロード発電として使用するのに十分な大きさとなっている。高温は、非常に高い BOP 効率を可能にし、多くのプロセス熱生成に使用できる。さらに、MW(e)あたりのコストが低いため、どの温度でも競争力を維持しながら、プロセス温度をさらに高めることができる。同様に、高温と BOP 効率は、予測される低いプラントコストと組み合わせ、ハイブリッド熱/電気の供給を可能にし、費用効果の高い水素生成も可能である。

低コストの材料を使用した統合熱エネルギー貯蔵と標準の BOP 機器を組み合わせること、非原子炉ベースの負荷追従が可能になり、エネルギー生産を最大化することができる。これらの機能により、再生可能技術の使用を増やすことができ、原子力と再生可能エネルギーを補完させることができる。提案されている sCO₂ パワーサイクルは空冷式であり、ター

ビン出口温度が高いため、熱／電気のコンバインド発電など、プラントの設置オプションと適用範囲を拡張可能である。

高速スペクトル炉心の利用により、ワンススルー高燃焼度炉心、増殖／燃焼長寿命炉心、最も効果的なプルトニウム利用のための MOX 燃料供給、及びアクチニド燃焼クローズドサイクルなどの様々な燃料供給のオプションと戦略も可能になる。

(4) 政府支援の内容

英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）は、2017 年、4 千 4 百万ポンドに及ぶ 2 段階の AMR F&D プロジェクトを開始し、フェーズ 2 として、フェーズ 1 からの選定された企業（Westinghouse Electric Company UK を含む）に最大 1,000 万ポンドの開発助成金を提供している。

(5) 規制、安全性に対する考え方

Westinghouse LFR の規制対応等についての公開情報は確認できなかった。

(6) 輸出方針

Westinghouse LFR の輸出方針についての公開情報は確認できなかった。

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

2.3.4. U-Battery (Urenco 社、英国)

(1) 技術的特徴

設計の概要

U-Battery は、新型の小型モジュール式高温ガス炉（HTR）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。

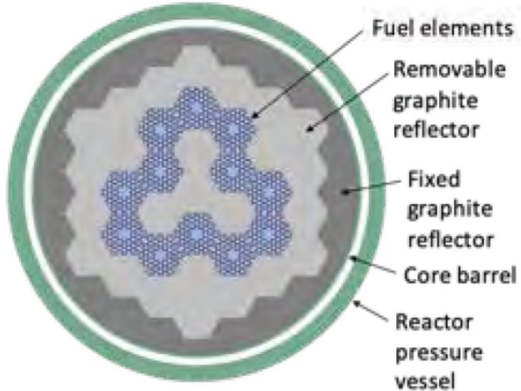
U-Battery は、標準化された原子炉ブロック（一次ヘリウム回路と二次窒素回路及び使用済燃料貯蔵庫を含む、すべての原子力固有の系統及び機器を表す）で構成されている。

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 2.3.4- 1 U-Battery 設計の概要 [1]

	□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 燃料濃縮度 : < 20% 取出燃焼度 : ～80GWd/ton（平均） 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。
--	---

安全機能

反応度制御

B4C 製のバーナブル吸収体は、サイクル全体の反応度制御と出力制御に使用される。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、二次停止チャン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

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。

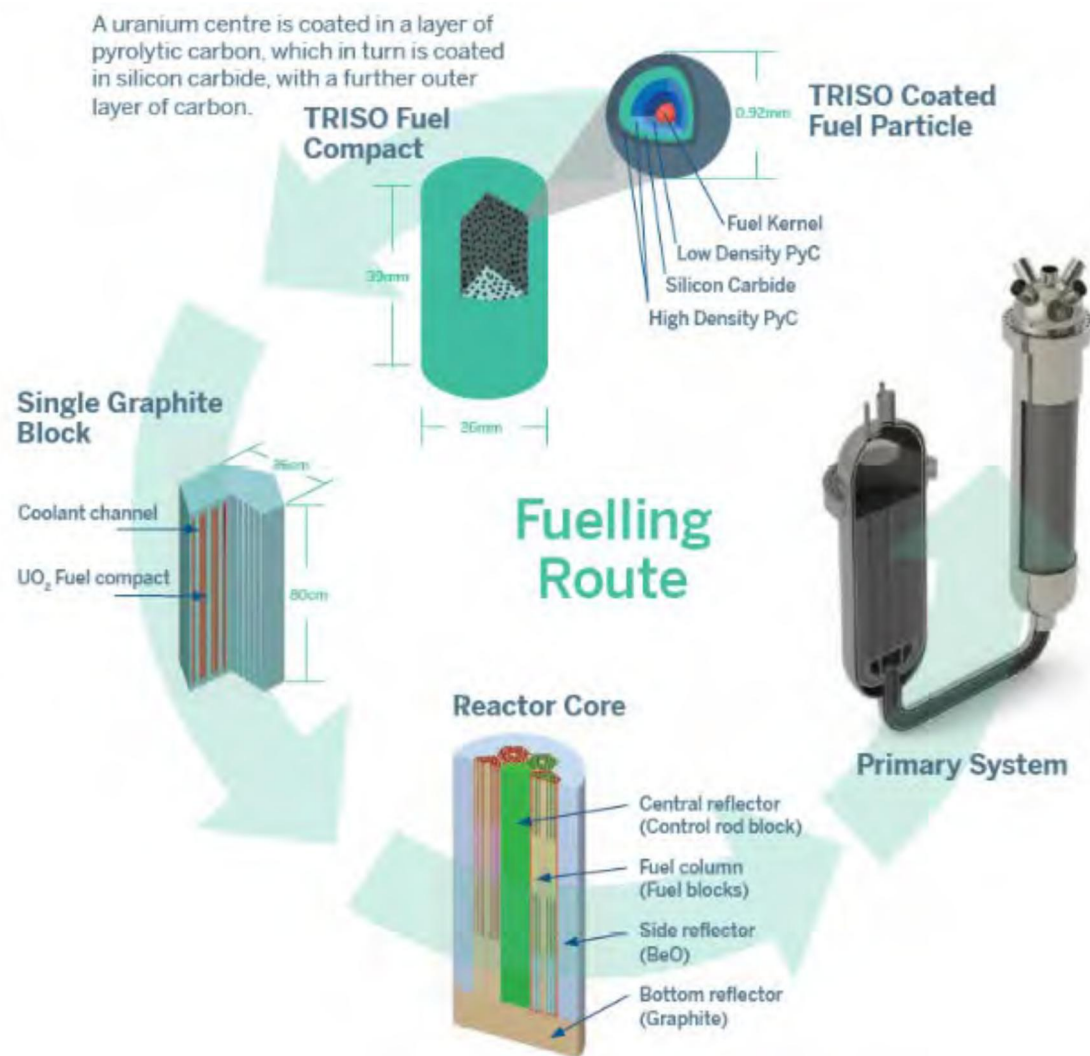


図 2.3.4-1 U-Battery の燃料構成[1]

原子炉冷却系

U-Battery は、以前の HTR と同様に、ヘリウム一次冷却材を採用している。

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°Cで 40 バールの使用圧力の ASME III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。は、特別な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 2.3.4-2 U-Battery プラントの配置[1]

経済性

Westinghouse LFR の経済性についての公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2008 年 Urenco によってプロジェクトが開始され、概念設計が、英国のマンチェスター大学とダルトン研究所、及びオランダのデルフト工科大学によって開発された。
- 2011 年 フィージビリティスタディが完了した。
- 2017 年 カナダのブルース電力と覚書に署名した。
- 2018 年 英国政府の AMR プログラムのフェーズ 1 に進む許可を得た。
- 2019 年 カナダのオンタリオ州チョークリバーに初めての小型 SMR を設置するためのカナダ原子力研究所（CNL）の招待状で、評価プロセスの第 1 段階を完了した。
認可前フェーズ 1 ベンダー設計レビューについて、カナダ原子力安全委員会とサービス契約を締結した。
- 2020 年 U-Battery は、新しい革新的な原子力技術を市場に投入するための設計と開発を

実施するために、英国政府から資金提供を受けた。

2023 年 詳細設計の開発

2025 年 初号機（FOAK）プラントの建設

2028 年 U-Battery 初号機の運開

(2) 開発実施主体の概要

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る。

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。

(3) 想定するユーザー・用途

U-Battery は、標準化された原子炉ブロック（一次ヘリウム回路と二次窒素回路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。

(4) 政府支援の内容

2020 年 6 月に発表された英国政府の AMR コンテストで資金を獲得し、ベンダー設計レビュープロセスの一環としてカナダ規制当局（CNSC）と協力した。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

カナダ CNSC のベンダー設計レビューのフェーズ 1 を申請したが、中断中となっている。
(1.2.2 を参照)

(6) 輸出方針

カナダ CNL の SMR 立地評価プロセスに参加している。(1.1.2 を参照)

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

2.4. 仏国

EDF、TechnicAtome、Naval Group 及び CEA のコンソーシアム開発されている SMR 設計（NUWARD）及び ASTRID 計画について概要をまとめた。

2.4.1. NUWARD

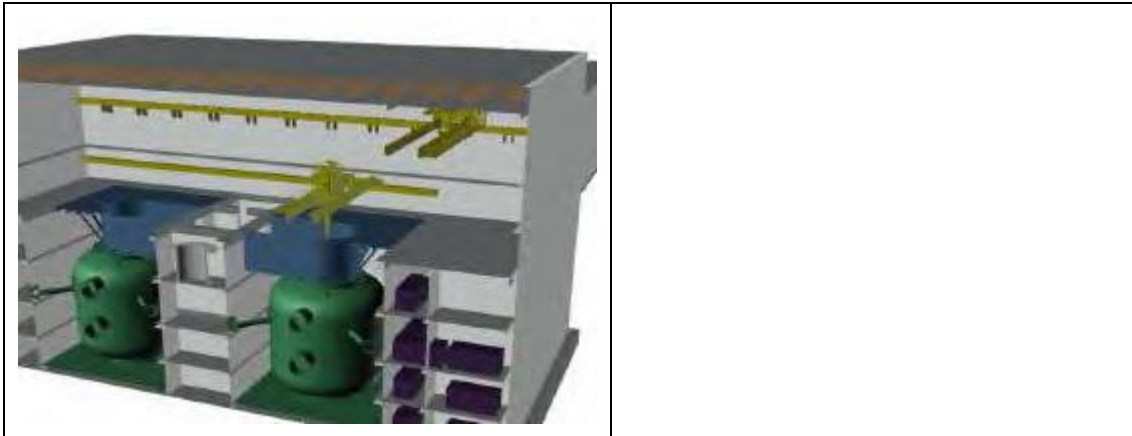
(1) 技術的特徴

設計の概要

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 つの独立した原子炉モジュールによってネット電気出力 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 2.4.1- 1 NUWARD 設計の概要[1]

	<u>仕様</u> 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：UO₂（17×17、76 体） 燃料濃縮度：<5% 取出燃焼度：－ 設計寿命：60 年 運転サイクル：24 ヶ月 <u>開発段階</u>：概念設計段階 <u>特徴</u>：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
---	---



① 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。

② 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。

③ 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、 UO_2 燃料棒 (濃縮度 $<5\text{wt}\%\text{U235}$) 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。

④ 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。

⑤ 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。

⑥ 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。

⑦ 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。

⑧ 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。

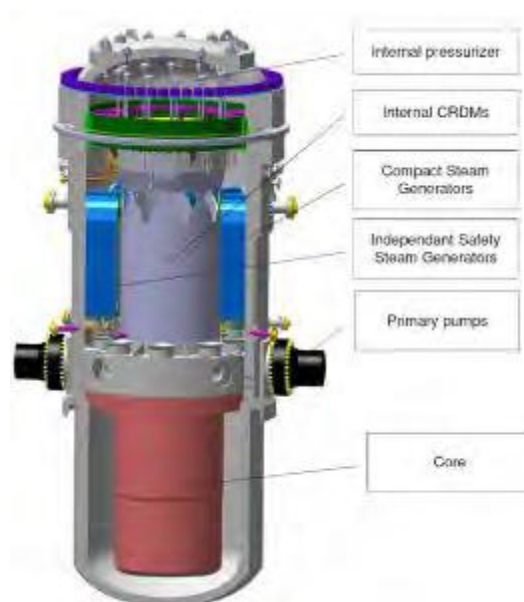


図 2.4.1-1 NUWARD の炉心及び NSSS[1]

⑨ 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。

⑩ 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。

⑪ 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。

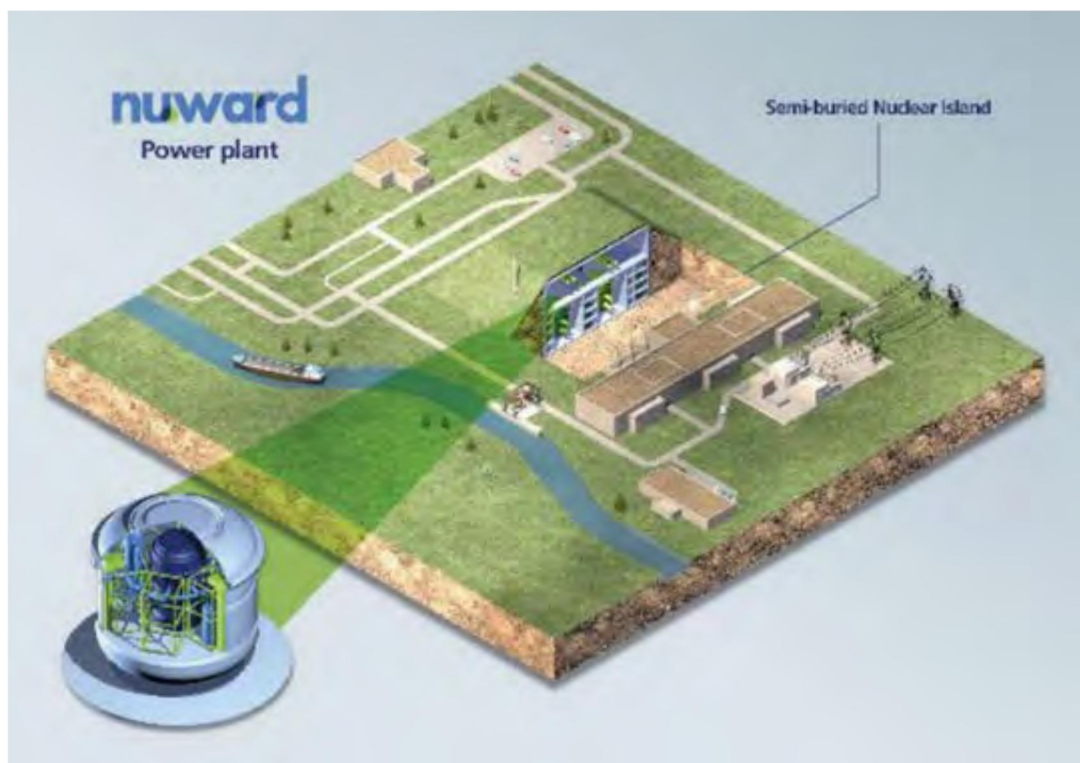


図 2.4.1-2 NUWARD のプラントレイアウト [1]

安全特徴

① 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 / MW（t））
- 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。
- 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。

② 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。各トレインは、2 つの多様化したチャンネル（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。

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、内蔵型 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。

③ 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

④ 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。

経済性

NUWARD 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。

開発状況

2012-2016 年：予備的研究及び技術革新（過去に開発された特許を使用）。

2017-2019 年：予備的概念設計段階及び技術的検証

2019-2022 年：概念設計段階

2030 年：世界市場に展開

(2) 開発実施主体の概要

NUWARD は、フランス国内における以下 4 機関による共同開発プロジェクトとして開発された。[2]

- ・ 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）

(3) 想定するユーザー・用途

NUWARD は、化石燃料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。

(4) 政府支援の内容

政府支援についての公開情報は確認できなかった。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

現時点で NUWARD に関する許認可活動は行われていない。

(6) 輸出方針

CEA と EDF は、2020 年代後半に競争力を備えたソリューションとして世界市場に送り出すことを考えている。CEA と EDF は、SMR 開発で協力することを念頭に、米 WH との国際的な枠組協定をオーストリアのウィーンで 2019 年 9 月に締結した。ここでは特に、設計の標準化や合理化、規制面の調和を図ることを重視している。CEA、EDF 及び WH は締結した枠組協定に基づいて、TechnicAtome と Naval Group が参加する NUWARD 計画、及び WH 製 SMR 計画の双方で蓄積されてきた PWR 技術の専門的知見を統合する可能性を探る予定である。2020 年初頭にも、協力プロジェクトの詳細なロードマップ策定を目指すとしている。[2]

【参考文献】

[1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments

[2] EDF Press Release, “CEA, EDF, Naval Group and TechnicAtome unveil NUWARD : jointly developed Small Modular Reactor (SMR) project”, 17 September 2019.

2.4.2. ASTRID

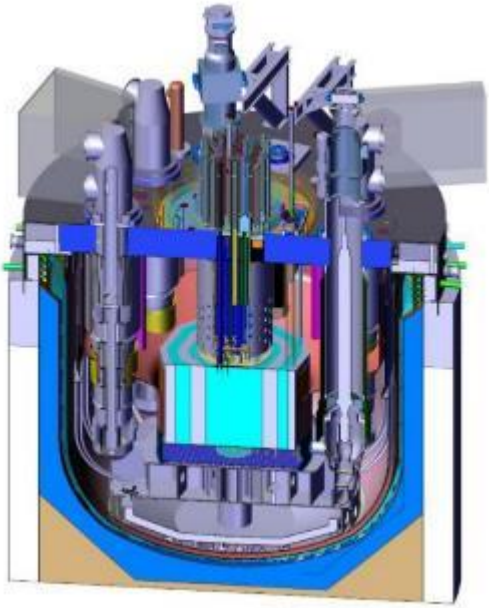
(1) 技術的特徴

設計の概要

ASTRID はプール型ナトリウム冷却高速増殖炉であり、現在、実証炉として研究開発が行われている。電気出力は 600MWe で、燃料には MOX 燃料 ($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$) が使用される。

[1][2][3]

2.4.2- 1 ASTRID 設計の概要

	仕様 炉 型：プール型高速増殖炉 冷却材：ナトリウム 炉心入口／出口温度：400／550 °C 熱出力：1500MWt 電気出力：600MWe 燃料：MOX 取出燃焼度：>80GWd/t_{HM} 設計寿命：60 年 運転サイクル：360～490 EFPD 開発段階：基本設計（2016～2019 年） 特徴：実証炉
---	--

① 原子炉容器及び関連機器【4】

原子炉容器は、炉心、1次系ナトリウム循環ポンプ、中間熱交換器（IHX）及び崩壊熱除去（DHR）系熱交換器が収納されるプール型である。また、原子炉容器底部にはコアキャッチャーが設置されている（図 2.4.2-1）。コアキャッチャーは、想定される炉心損傷事故時に、炉心下の 21 本のコリウムガイドを介して移動するコリウム（溶融燃料及び金属製炉内構造物）を回収し管理する。

3 台の 1 次系ナトリウム循環ポンプは、低温プレナムからダイアグリッドにナトリウムを循環させ、炉心へのナトリウム供給を保証する。4 基の中間熱交換器（IHX）は 4 つの 2 次系ナトリウムループと接続されており、崩壊熱を 1 次系ナトリウムから 2 次系ナトリウムに熱伝達するために使用される。

運転停止後に炉心の崩壊熱を除去するための 5 つの DHR 系ループの熱交換器が、原子炉容器内に設置されている（図 2.4.2-2）。これらの DHR 系は 2 種類あり、強制循環による DHR 系（RRA）が 2 系統、自然循環による DHR 系（RRB）が 3 系統ある。RRA 熱交換器は低温プレナム内に、RRB 熱交換器は高温プレナム内に設置される。また、原子炉容器外面に代替熱除去系（RRC）が設置されており、シビアアクシデント条件下で発生する熱を原子炉容器を介して除去する。

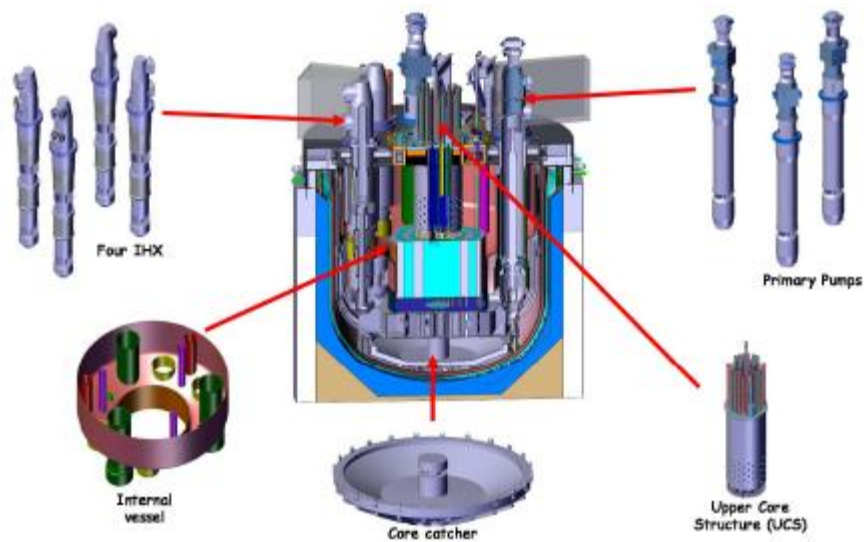


図 2.4.2-1 原子炉容器の断面図[5]

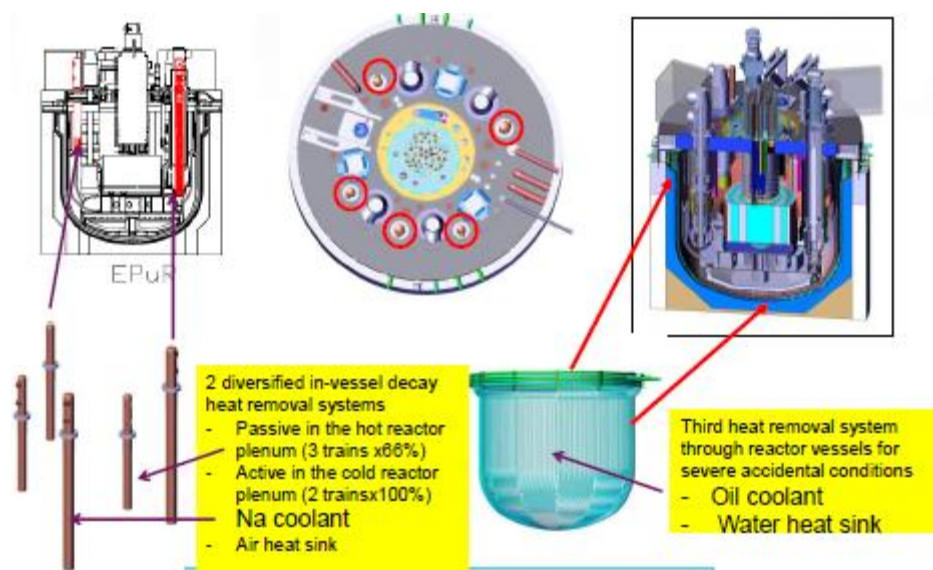


図 2.4.2-2 崩壊熱除去系[6]

② 2次系ループ [4]

2次系ループは、1次系ループの熱出力を出力変換システム（PCS）に移動させる（図 2.4.2-3）。2次系ループは、IHX からナトリウム-ガス熱交換器への2次系ナトリウムの強制循環を保証する。2次系ループは電源喪失時に、1次系ループ内の自然循環が発生するように設計されなければならない。

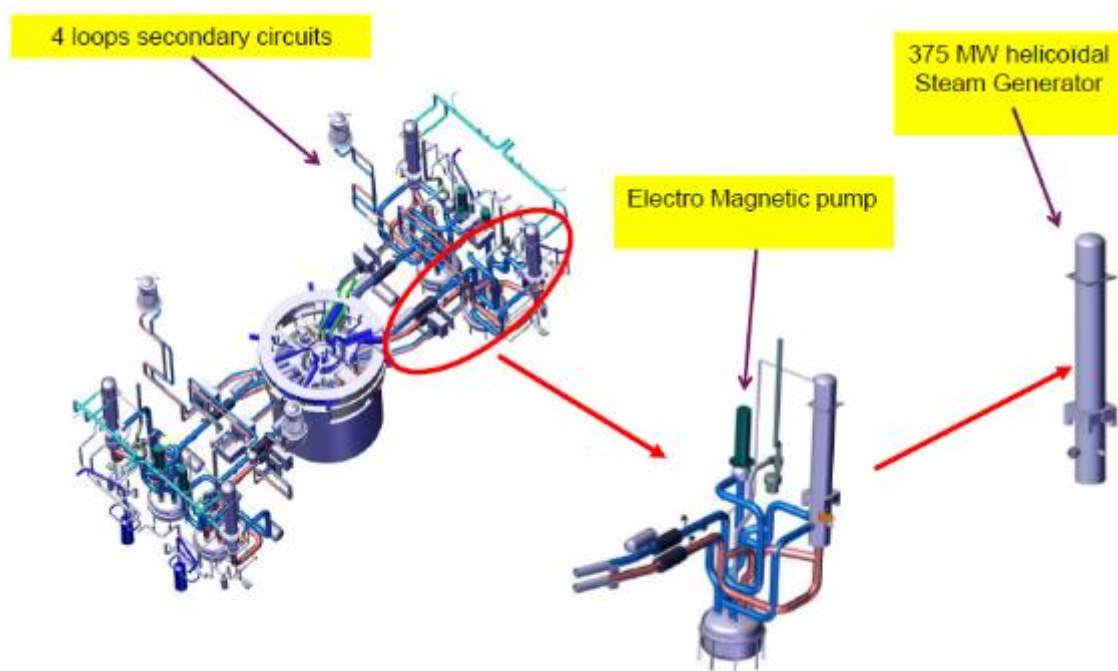


図 2.4.2-3 2次系ループ[7]

③ ガス出力変換システム（PCS）[7]

ガス出力変換システム（PCS）には、コンパクトなナトリウム・ガス熱交換器（SGHE）モジュール（図 2.4.2-4）が2次系の各ループに2つずつ、合計8つ設置されている。2つのタービン建屋ホール（図 2.4.2-5）には、それぞれに3つの圧縮段階に応じたガスタービンがあり、配管の長さを最小限に抑えるために各熱交換器建屋側に配置されている。これらのタービンホールの下には、窒素インベントリ貯蔵タンク（～130 トン）が配置されている。

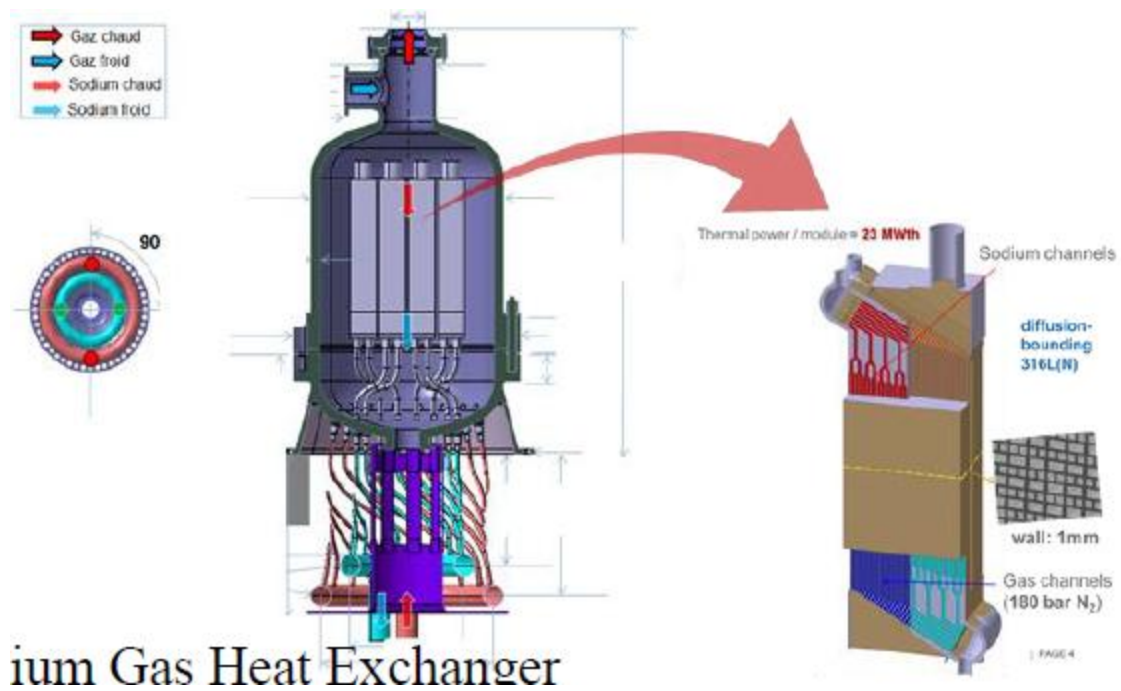


図 2.4.2-4 ナトリウム-ガス熱交換器 (SGHE) [8]

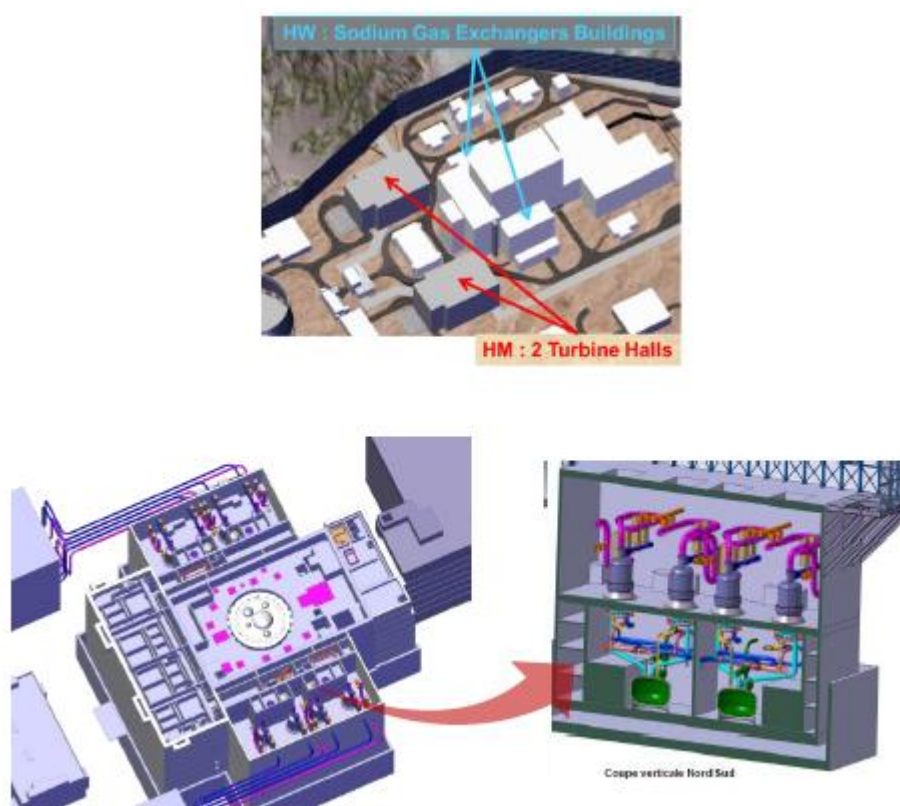


図 2.4.2-5 SGHE 建屋とタービン建屋 [8]

④ 炉心[4]

低ボイド反応度の炉心（CFV）が提案されている。低ボイド反応度は不均質燃料領域によって達成され、炉心上部には中性子吸収材（炭化ホウ素）やナトリウムプレナムが、炉心内部には軸方向の Fertile 領域が設けられている（図 2.4.2-6）。

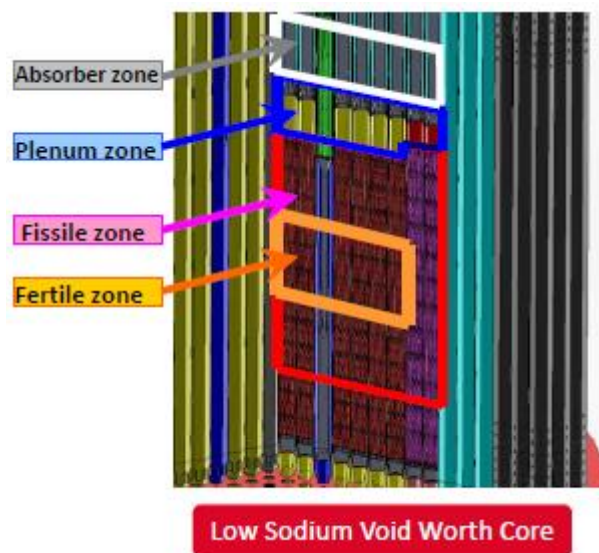


図 2.4.2-6 低ボイド反応度の炉心構成[7]

炉心には、シビアアクシデントを予防（DCSP）及び緩和（DCS-M）するために、以下の補完的な安全装置が実装されている。

- 流体圧浮遊式制御棒：炉心のナトリウム流量が所定のしきい値（DCS-P-H）を下回ると挿入
- キュリー点電磁石による制御棒切離機構：温度感知合金のキュリー点温度での磁性変化を利用して受動的に制御棒を挿入
- 21 本のガイド管（DCS-M-TT）：炉心損傷事故時にコリウムをコアキャッチャーに移動させる。

⑤ 炉心上部構造物（ACS）及び原子炉容器上蓋[4]

上部密閉部は、原子炉容器の上部に位置する 1 次系ループを内包し、カバーガスが充填されている。

炉心上部構造物（ACS）（図 2.4.2-7）は、21 本の制御棒駆動機構、すべての炉心計装、及びダイレクト・リフト・チャージ装置（炉内の燃料移動装置）を支持している。ACS が支持している計装には、351 本の温度及び流量測定ポール、局所的な反応度効果を測定する高温核分裂チャンバー、燃料被覆管の損傷を特定するための各燃料サブアセンブリ上のナトリウムサンプリング用配管、及び高温超音波トランスデューサが含まれる。

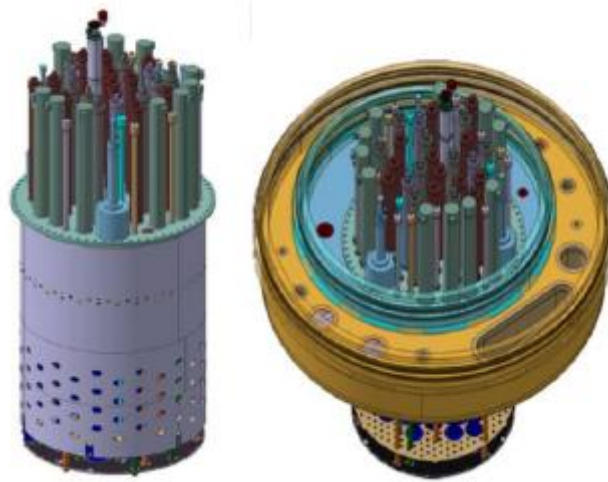


図 2.4.2-7 炉心上部構造物（ACS）[4]

原子炉建屋内の上部密閉部と原子炉建屋の間は、密閉空間になっている（ルーフ上領域とも呼ばれる）。この領域（図 2.4.2-8）は、原子炉上部密閉部（原子炉ルーフとも呼ばれる）によってその下の領域と区切られ、その上の領域は原子炉容器上蓋で区切られている。この原子炉容器上蓋は、原子炉ルーフ領域でナトリウム火災が発生した場合に、原子炉建屋の圧力負荷を制限するために設計されている。さらに、原子炉容器上蓋は原子炉ルーフへの重量物落下のリスクを防止するように設計されている。

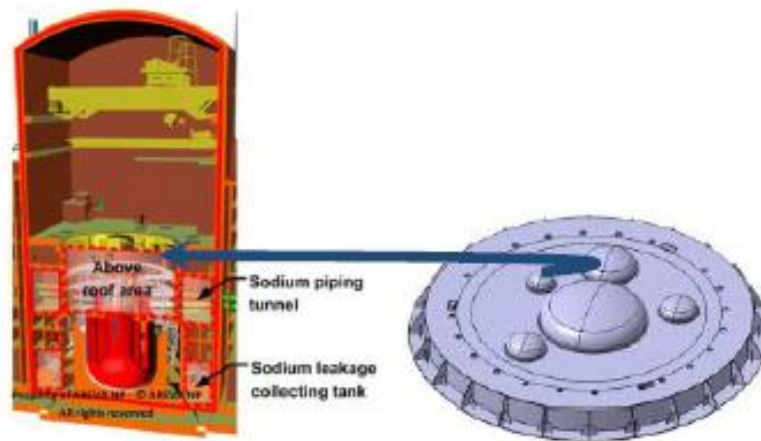


図 2.4.2-8 原子炉建屋及び原子炉容器上蓋[4]

⑥ 原子炉ピット[4]

原子炉ピットは鉄筋コンクリート製で、原子炉容器及び一次系ループによる荷重に耐えるように設計されている（図 2.4.2-9）。

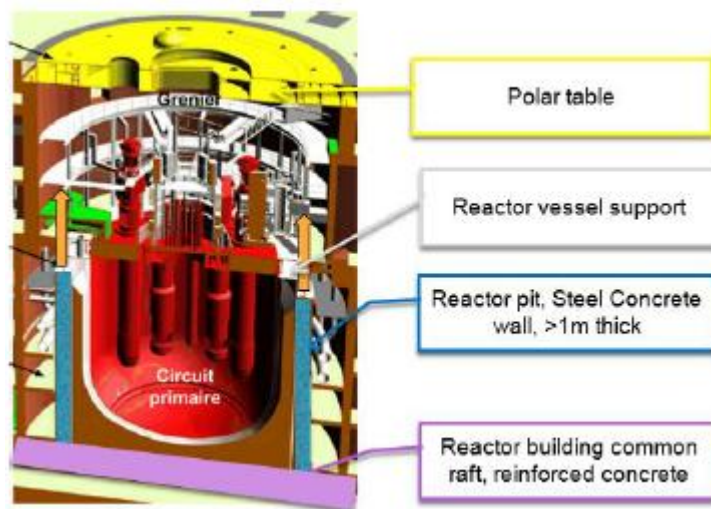


図 2.4.2-9 鉄筋コンクリート製原子炉ピット[4]

安全特徴

ASTRID は、シビアアクシデント緩和策として静的な原子炉停止系及び崩壊熱除去系を備えている。また ASTRID は、シビアアクシデント緩和策として原子炉容器内にコリウムを管理するためのコアキャッチャー及び原子炉容器内の熱を除去するための代替除熱系を備えている。[9]

経済性

欧州持続可能な原子力産業イニシアチブ(ESNII)による当初のコスト評価では、ASTRID プロトタイプ建設コストは約 40 億ユーロと評価されている。これには、基本及び詳細設計、許認可、機器の試験及び認証、並びに運転開始に伴うコストも含まれている。【10】

発電コストについての公開情報は確認できなかった。

開発状況

- 2008 年：ナトリウム冷却高速炉（SFR）をレファレンス炉に選定
- 2012 年：プロトタイプ炉（ASTRID:技術実証炉）の技術仕様を決定
- 2013～2015 年：概念設計
- 2016～2019 年：基本設計
- 2060 年以降：実証炉建設
- 21 世紀後半：商用炉建設 [11]

(2) 開発実施主体の概要

ASTRID の研究開発は、フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）と産業界パートナー（フランス国内外の企業または研究機関）による共同プロジェクトとして行われている。

ASTRID の基本設計段階に協力した企業または研究機関を以下に示す。

- CEA：プロジェクト管理、炉心設計
- FRAMATOME：ニュークリア・アイランドのエンジニアリング、計装制御（I&C）、ナトリウム-ガス熱交換器の工業化
- EDF：プロジェクト管理支援、Phenix 及び SUPERPHENIX の運転経験フィードバック
- SEIV：ホットセルの設計
- CNIM：大型機器、ガスサイクル熱交換器、耐震パッドの工業化及び製造化
- Bouygues：土木工学、耐震パッド
- NOX：サイト内の全般的配置及びインフラ
- General Electric：エネルギー変換システム
- Velan：2 次系ループのナトリウム隔離弁
- TOSHIBA：2 次系ループの電磁ポンプ
- Ariane Group：操作性、廃棄物管理
- JAEA/MHI/MFBR：安全系の設計、及び関連する研究開発プログラム
- Onet technologies：検査用キャリアシステム、革新的な制御棒機構の概念設計
- Technetics：一部原子炉領域（特に回転プラグ）の絶縁材 [10]

(3) 想定するユーザー・用途

ASTRID は、発電炉として設計が行われている。[12]

(4) 政府支援の内容

フランス政府は、2010～2017 年までの ASTRID への支援として約 6.5 億ユーロの投資を行い、さらにその後 2020 年までの支援として 3.5 億ユーロの追加投資を承認した。[13]

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

現時点で ASTRID に関する許認可活動は行われていない。

規制・安全性に関する個別事項

PRA

CEA は、シビアアクシデント防止が十分であることを証明するため、事象の発生頻度に立脚した事故分類及び信頼度の概念を取り入れた防護ライン（LOD）の考え方を示しており、確率論的なアプローチを採用する予定である。[14][15]

ASN は、ASTRID の安全オプションに対する見解（2014 年）において、安全性の証明を

支援するツールとして、レベル 1 及びレベル 2 PSA の活用を要求している。【16】

深層防護の具体的適用（前段否定）

ASTRID の安全設計アプローチは、シビアアクシデント（SA）を考慮した 4 階層の深層防護概念に基づいている。ASTRID の深層防護レベルには、シビアアクシデントの発生をさらに防止するために設計基準拡張領域が含まれる（WENRA 深層防護レベルの 3.b に相当）。また、設計基準拡張領域にかかわらず、シビアアクシデントの影響を緩和対策が含まれる。 [9] [14]

外部事象への対処

ASTRID は、概念設計段階で、地震、洪水、落雷、航空機衝突、悪意のある意図的な行為などの外部事象が考慮されている。 [17]

ASN は、ASTRID の安全オプションに対する見解（2014 年）において、適切な外部ハザード及び外部ハザードの重畳を想定することと、設計基準超える外部ハザードの考慮を要求している。 [16]

【参考文献】

- [1] IAEA, “Status of Innovative Fast Reactor Designs and Concepts”, October 2013.
- [2] C. Venard (CEA) et al., “The ASTRID core at the end of the conceptual design phase”, June 2017.
- [3] Nicolas DEVICTOR (CEA), “Next Step for Nuclear Power Plant – Generation IV”, June, 27 2016
- [4] F. Varaine (CEA) et al., “ASTRID project, general overview and status progress”, GIF Symposium – Paris (France) – 16-17 October 2018.
- [5] Gilles Rodriguez (CEA) et al., “Qualification program of the ASTRID SFR project: Definition, Methodology and associated Risk Evaluation & Management”, ICAPP 2015, May 2015, NICE, France. Paper 15093.
- [6] 可児 吉男（東海大学）、高速炉の安全性について、高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ（第 7 回会合）平成 29 年 12 月 19 日（火）。
- [7] Sylvestre PIVET (CEA), “Concept and Future Perspective on ASTRID project in France”, 17 February 2016.
- [8] D. Plancq (CEA) et al., “Progress in the ASTRID Gas Power Conversion System development”, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17).
- [9] P. Lo Pinto (CEA) et al., “ASTRID Project: Main Progress on Safety Design

- Provisions”, Proceedings of ICAPP 2017, April 24-28, 2017 - Fukui and Kyoto (Japan).
- [10] ESNII Concept Paper, “A contribution to the EU Low Carbon Energy Policy : Demonstration Programme for Fast Neutron Reactors”, October 2010.
- [11] 佐賀山 豊（日本原子力研究開発機構），“我が国の高速炉開発の状況”，令和元年 12月 9日.
- [12] CEA et al., “Advances in research on partitioning - transmutation and plutonium multi - recycling in fast neutron reactors Summury of results”, June 2015.
- [13] WNA, “Nuclear Power in France”, Updated September 2020.
<https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/france.aspx>
- [14] Bernard CARLUEC (CEA) et al., “ASTRID safety approach and safety systems”, 5th IAEA-GIF Workshop on Safety of SFR Vienna, June 23&24, 2015.
- [15] P. Lo Pinto (CEA) et al., “ASTRID Safety Design: Progress on Prevention of Severe Accident”, Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, 26-29 June 2017, Yekaterinburg, Russia, Jun 2017, Yekaterinburg, Russia.
- [16] ASN, CODEP-DRC-2013-062807, “Prototype ASTRID, Document d'orientations de sûreté du prototype ASTRID”, le 10 avril 2014.
- [17] CEA, “4th-Generation Sodium-Cooled Fast Reactors, The ASTRID Technological Demonstrator”, December 2012.

2.5 中国

中国では、革新的原子炉として HTR-PM と CFR-600 という両炉があり、いずれも実証炉を建設中である。HTR-PM は高温ガス炉実証炉として世界に先駆けて 2021 年の運開を予定している。また、CFR-600 は同型高速炉実証炉としても最新鋭の革新炉で、2023 年の運転開始を予定している。以下に、HTR-PM、CFR-600 それぞれの概要を示す。

2.5.1. HTR-PM

小型高温ガス炉 HTR-PM は、中国名門清華大学が設計、開発した第四世代炉小型高温ガス炉で、実証炉として石島湾原子力発電所（図 1.1.5-1 参照）の HTR-PM 建設プロジェクトが計画された。中国の小型革新炉実証炉の研究、開発及び発電所の建設において、現在世界で最も進んでいる。この HTR-PM 建設プロジェクトは、世界初となる最新鋭の小型高温ガス炉実証炉として位置づけられ、2009 年に着工された。

中国の原子力産業の開発は 60 年以上の歴史があり、1958 年に重水型研究炉の設置が開始され、以降原子力の平和利用を取組み、比較的古い。小型高温ガス炉の研究は 1960～1970 年代頃に始まり、1990 年代に正式に実験研究炉（HTR-10 シリーズ）の設計、建設が開始、2000 年に初臨界が達成された。中国は、高温ガス炉の開発に対して、「実験研究炉⇒実証炉⇒商業炉」という 3 フェーズを踏んで進むとの開発方針を堅持しており、HTR-PM はこの開発方針の中で第二段階に位置づけられる。現在、出力をアップさせた高温ガス炉商業炉 HTR-PM600（炉心熱出力 600MWt）の設計、開発を行っている。今後、HTR-PM 商業炉の建設に向けた具体的検討になる。[1]



図 1.1.5-1 山東省石島湾原子力発電所（小型高温ガス炉実証炉 HTR-PM、2 基）
（出典：CNNC 社ウェブサイト）

石島湾 HTR-PM プロジェクトは、山東省栄成市に立地しており、HTR-PM プラントは、炉心熱出力 250MWt、炉心出口温度 750°C の 2 つの原型炉モジュールと一つの蒸気発生器で構成されている。同プロジェクトの建設計画は、2008 年 2 月に規制当局である原子力安全局（NNSA）より認可されたのを受けて、2009 年に同発電所の建屋工事が開始され、建設プロジェクトが本格化した。当初のプロジェクト計画では、2013 年に工事完了予定となっていたが、日本の福島第一原子力発電所事故の影響を受け、建設工事が一旦止まり、安全点検とリスク再評価等を経て工事が再開され、2020 年 12 月現在、主要建屋や主要設備を含む全体の工事が完成した。2020 年 11 月両モジュールの 1 次系冷態機能試験が成功裏に完了したと公式に発表された。同試験を通じて、原子炉の主要システムとなる機器の製造やエンジニアリングの高い品質が確立されたことも確認されたことから、高温ガス炉の商業化を加速する上で確固たる事業化基盤が築かれたとオーナー企業の CNNC 社は評価している。新しい運転開始計画では、2021 年の運転予定となっている。[2]

(1) 技術的特徴

設計の概要

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、最初の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°C 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。

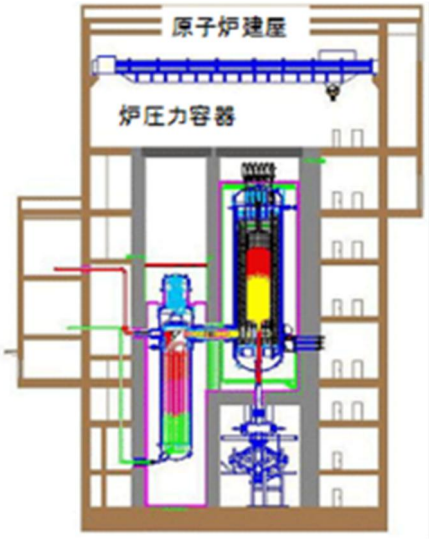
HTR-PM は、HTR-10 と同様、ペブルベッド式を採用している。

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、オペレー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。[1][2][4]

表 2.5.1- 1 HTR-PM の主な概要（諸元含む）、安全性特徴

 (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 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
---	--

安全機能

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）

一方で、高温ガス炉としての HTR-PM の欠点は、燃料が難溶性であり再処理が難しい。このため、使用済み燃料はリサイクルしにくい。

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図 2.5.1-1 を参照）。[3]

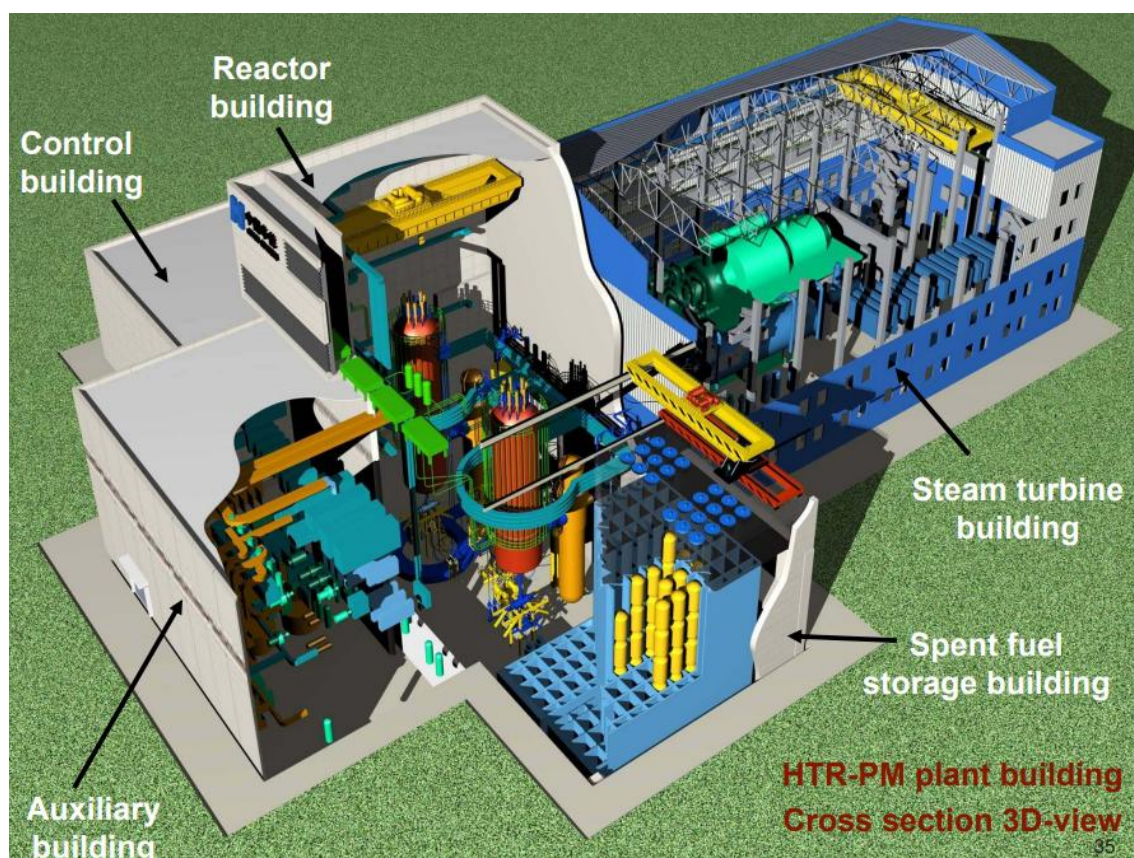


図 2.5.1-1 HTR-PM 実証炉の主要建屋配置構成図

（出典：清華大学）

この HTR-PM 実証炉の関連原子炉技術は、世界の最前線を歩んでおり、第 4 世代炉であるガス冷却高速炉や超高温ガス冷却炉（VHTR）開発へとつながる炉でもある。一部の国から、HTR-PM に強い興味を示しており、導入の検討を表明しているところもあるという。HTR-PM の利便性、安全性と経済性の利点を生かし、今後実証炉の運転成功により、小型炉の需要がある欧州諸国をはじめ、新興国や発展途上国にも輸出されることが考えられる。

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。[3][4][7]

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。

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。[3][4]

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%以上を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。[3][4][5]

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、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がされている。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。[1][4][5]

(2) 開発実施主体の概要

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、200MW モジュール式高温ガス冷却原子力発電炉（High Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble bed Module）のことであり、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(CNEC 社)が 32.5%、

中国名門の清華大学が 20%を出資している。[1]

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者の規模や事業経験、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。

(3) 想定するユーザー・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思われる。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。[4][5]

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。

(4) 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。[5]

(5) 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。[3][5]

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、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スィブ系安全機能（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。[1][4][5]

(6) 輸出方針

今後の展開動向としては、国内での商業炉の展開と海外への輸出が考えられる。

中国は次世代先進炉 HTR-PM の設計、技術開発、建設の分野では、世界をリードしている。HTR-10 シリーズ、HTR-PM の成功により、今後国内での商用炉事業化の本格化が始まれば、複数もしくは多数の HTR-PM 発電所が建設される可能性が高い。また、2016 年に出力アップを図った HTR-PM600 (600MWe) という中型炉の開発計画が発表された。このように、大手電力事業者向けに製品ラインナップの拡充も行っており、多様なユーザーニーズを満たすよう HTR-PM のシリーズ化への展開も始まっている。国内の建設、運転経験をベースに、導入希望国や地域への協力を通じて海外への展開が必然の趨勢となる。HTR-PM の初期投資が少ないことや建設工期が短いなどの利点があるほか、重大事故が起きにくいなど高い安全性を有することから、従来の大型炉より導入、建設のハードルが格段に低い。HTR-PM のこれらの特徴を活かし、カーボンニュートラル戦略を打ち出した欧州諸国、離島や遠隔地を持つ国・地域（英国、カナダなど）のほか、電力不足に悩む新興国（メキシコ、中東など）、大型軽水炉の建設を躊躇うが、小型炉なら建設できる資金力のある途上国（東南アジア、南米、アフリカの一部など）への展開が予想される。[4][5]

【参考文献】

- [1] 山东石岛湾高温气冷堆核电示范工程开工建设, CNEA, 2012/12/24
- [2] Cold function tests end for cutting-edge nuclear reactors, CNNC, 2020/12/6
- [3] HTR Development Status in China, Prof. Dr. WANG Dazhong, Academician, Chinese Academy of Sciences, INET, Tsinghua University, Beijing, HTR2014, Weihai, China, 2014-10-28
- [4] 石岛湾核电站或助中国核电“走出去”, 第一财经日报, 2013/1/15
- [5] 以下各機関ウェブサイト
 - 国家原子能機構 (<http://www.caea.gov.cn>)
 - 中国広東核電集团有限公司 (<http://www.cgnpc.com.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>)
 - 国家發展改革委員会 (<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>)

中国核工業集团公司 (<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>)

2.5.2. CFR-600

高速炉実証炉 CFR-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 社が担当されている。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 (福建省、図 1.1.5-2) として計画された。2017 年に着工され、2023 年に運転開始予定である。[1]



図 1.1.5-2 福建省霞浦原子力発電所サイト (高速炉実証炉 CFR-600)
(出典：CNNP 社)

中国の高速炉の開発は、「熱中性子炉⇒高速中性子増殖炉⇒核融合炉」という 3 ステップでしっかり歩むことを意味する 3 フェーズの開発方針 (中国語で「三步走」と呼ばれる) をとっている。CFR-600 実証炉は、この中で第 2 段階に位置付けられている。

霞浦 1 号機は、中国初の高速炉実証炉で、従前実験研究炉として開発、建設された高速炉実験炉 CEFR の技術をベースに、出力をアップさせた最新鋭の非軽水型次世代炉と位置付けられているナトリウム冷却型高速炉である。中国では、ナトリウム冷却型高速炉は、大型 PWR に次ぐ重要炉型と位置づけられている。CEFR 炉は、CFR-600 と同じ CIAE により設計、開発された。2011 年に運開し、初送電を達成した。現在、引き続き各種性能試験の実施、性能評価等を行っている。CFR-600 の建設、運転で各種性能を検証し、次のステップである核融合炉へ繋げていくとみられている。[1][2][3]

(1) 技術的特徴

設計の概要

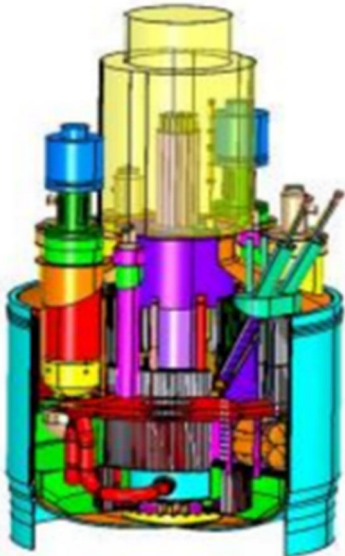
CFR-600 (China Fast Reactor 600) は、中国核工業グループ (CNNC) が開発したナトリウム冷却型高速炉で、出力 600MWe である。CFR-600 の設計は CNNC 傘下の原子力エネルギー研究院 (CIAE) が担当し、実証炉の建設は CNNC が担当している。

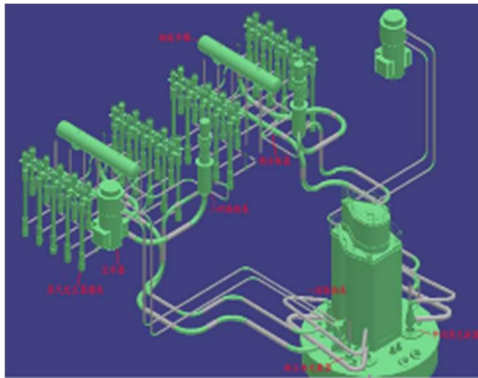
CFR-600 初号機 (パイロット発電用プラント) は、霞浦原子力発電所 1 号機として計画され、2017 年に着工され、2023 年に運転開始予定である。霞浦 1 号機は、中国初の高速炉実証炉で、従前の実験研究炉として同じ CIAE により設計、開発された高速炉実験炉 CEFR (2011 年に運開し、初送電を達成) の技術をベースに、出力をアップさせたナトリウム冷却型高速炉である。

CFR-600 はプロタイプ的高速炉で、3 の循環系で構成されている。一次系、二次系ともそれぞれ 2 ループ、炉心温度 Inlet 側が 380°C で、Outlet 側が 550°C、熱効率が 40% で設計されている。

CFR-600 の主な設計概要は、以下の通り。

表 2.5.2- 1 CFR-600 の主な概要 (諸元含む)

 CFR-600 原子炉	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 冷却材：ナトリウム 一次循環系：Forced System 圧力：0.054MPa System 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
--	---



CFR-600 循環系
(出典：CNNC)

安全機能

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。

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、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。

開発状況

CFR-600 実証炉の開発、建設は、現在のところ順調に進んでいる。CFR-600 初号機霞浦原子力発電所 1 号機は、計画通り 2017 年に着工し、2023 年の完工を予定している。主な開発状況を以下に示す。

- 2012 年：CFR-600 の概念設計：
- 2014 年：CFR-600 の詳細設計完了
- 2015 年 7 月：CFR-600 プロジェクト工事開始
- 2017 年：CFR-600 初号機 FCD
- 2023 年：CFR-600 初号機燃料装荷予定
- 2023 年：CFR-600 初号機運転開始予定

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度を現在の約 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 1 部分である。

(2) 開発実施主体の概要

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。
- * ONLY 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) 想定するユーザー・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。

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。

(6)輸出方針

中国高速炉の開発ロードマップ等から、CFR-600 実証炉は高速炉開発三段階の中で第二段階にあり、今後高速炉の商用化炉の開発に展開されていくとみられる。商用炉は計画では 2030 年代とされているが、現段階において、高速炉の海外輸出という計画は公表されていない。ただ、一部の国は中国の高速炉技術に興味を示しており、中には中国からの技術協力もしくは中国と共同研究したいというニーズがあるため、中国としては、国際研究協力の枠内で、研究協力案件として提携関係を模索しているものがあるが、詳細の内容等公表したものが多くない。

水素製造装置等の熱利用施設も含めた開発状況

CFR-600 実証炉では、水素製造に関する計画が公表されていない。水素製造措置等の熱利用施設を含めた関連のものは確認できなかった。

【参考文献】

- [1] 中国核工業集团公司ウェブサイト (<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] 中国核工業集团公司ウェブサイト (<http://www.cnnc.com.cn>)
- [5] 中国華能集团公司ウェブサイト (<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>)

国家發展改革委員会 (<http://www.ndrc.gov.cn>)

中国核能行業協會 (<http://www.china-nea.cn>)

中国原子能科学研究所 (<http://www.ciae.ac.cn>)

中国核学会 (<http://www.ns.org.cn>)

2.6 ロシア

ロシアでは、BN シリーズのナトリウム高速炉が既の実証されて、実用化する計画が決定されている。本章では、将来的に建設が見込まれる技術実証のために計画されている鉛冷却高速炉と、実証の目途が立っていないが、非電力原子力アプリケーション向けに設計中の高温ガス炉について紹介する。

2.6.1. BREST-OD-300 (NIKIET, ロシア)

ロシアの原子力イノベーションの中心となる「ブレークスルー」プロジェクトの一環で、2026 年までに、鉛冷却高速炉の実証炉 BREST-OD-300 の建設が計画されている。

(1) 技術的特徴

設計の概要

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、ウランプラトニウム一窒化物 (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界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

安全機能

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 菅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 菅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します。

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。

表 2.6.1- 1 BREST-300 設計の概要 [1]

	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 燃料交換サイクル : 950-1200 日 開発状況 : 詳細設計、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
---	---

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。

開発状況

- 1995 年 : 概念設計開始
- 2002 年 : オンサイト核燃料サイクルを含む BREST-OD-300 のフィージビリティスタディ
- 2016 年 : トムスクのサイトでのオンサイト核燃料サイクルを備えた BREST-OD-300 発電所の設計研究
- 2020 年 : 建設開始見込み
- 2026 年 : FOAK エンジニアリング実証プラント

(2) 開発実施主体の概要

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、シベリア化学コンバイン（SCC）は、ロシアのセヴェルスクでの 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。

（3）想定するユーザー・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。

（4）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、混合ウラン-プルトニウム窒化物燃料の製造/再製造のための施設、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。

ロシアは、多くの経験を有する SFR の開発に加え、LFR も並行して開発する理由として、LFR は原子力潜水艦での経験があり、原理的にも SFR と比較して炉心の中性子経済に優れ、プラントや炉心もコンパクトにでき、冷却材が活性でないとの利点があるためと説明している。

（5）規制、安全性に対する考え方

許認可状況

BREST-OD-300 発電ユニットの設計はライセンス供与されている。Rosatom 社は 2020 年 2 月、BREST-OD-300 の建設許可が、連邦環境・技術・原子力監督庁(ROSTECHNADZOR)

から 2020 年 2 月 10 日付で発給されたと発表した。[4]

(6) 輸出方針

BREST-OD-300 の輸出方針について公開情報は確認できなかった。

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] WNN (2019/12/5) Russia awards contract to build BREST reactor
- [3] ISTC NIKIET-2018 国際会議のホームページ (JSC NIKIET の概要)
- [4] 原子力産業新聞「ロシアの鉛冷却高速実証炉「BREST-300」に建設許可」12 Feb 2021

2.6.2. MHR-100 (JSC “Afrikantov OKBM”, ロシア)

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 HTGR 設計が開発されているが、そのうち、2020 年にロシアにおける非電力原子力アプリケーションの短期的な開発の基礎として採用されている MHR-100 について紹介する。

(1) 技術的特徴

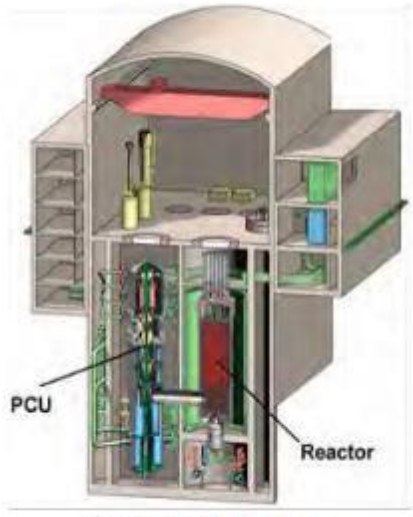
設計の概要

現在電気容量が約 300MWt の従来型の発電所はロシアの各地で配備されており、それらは主に、発電電力量の約 40%と熱供給の 85%を生成するコージェネレーションプラントで構成されている。したがって、HTGR 型 SMR は、これらの地域電源に追加または代替する選択肢として有望とされている。ロシアの電力市場の展望と需要の研究に基づいて、モジュール式ヘリウム原子炉とさまざまなアプリケーション向けのいくつかのレイアウトを備えた商用 MHR100 の概念が検討された。産業用アプリケーション向けの MHR100 の次のオプションが検討された。

- ガスタービンでの原子熱出力／電気の直接変換による電力と地域熱供給-MHR-100 GT
- 高温蒸気電解による電気と水素製造-MHR-100 SE
- 水蒸気メタン改質法による水素製造-MHR-100SMR
- 石油精製プラントへの高温熱供給-MHR-100 OR

原子炉の出力と設計は、電力及びプロセス熱オプションに共通であり、冷却材パラメータのみが異なる。

表 2.6.2- 1 MHR-100 設計の概要 [1]

 <i>MHR-100 GT layout</i>	仕様 炉 型 : モジュラーヘリウム炉 減速材／冷却材 : ヘリウム／黒鉛 原子炉圧力 : 4・5 MPa (配置による) 原子炉入口／出口冷却材温度 : 490-553 / 795-950℃ (配置による) 熱出力 : 215 MWt 電気出力 : 25~87 MWe (配置による) 設計寿命 : 60 年 燃 料 : ワンスルーU、Pu と Th サイクルも可能 燃料濃縮度 : LEU <20% 運転サイクル : - 開発状況 : 概念設計 特 徴 : 電気、熱、水素のコージェネレーション、石油精製プラントへの高温熱供給用の多目的炉
---	--

安全機能

MHR-100 の安全目標は、固有の安全機能に依存することによって達成される。これらの設計機能により、原子炉の熱的、中性的、化学的、構造的安定性が保証される。安全性は、システム作動の受動原理によって保証される。崩壊と蓄積された熱は、RPV を介して炉心から原子炉キャビティ冷却システムで除去され、次に自然の熱伝導、放出、及び対流によって大気に除去される。すべての動的循環システムと電源が故障している LOCA 状態では、燃料の安全動作限界を超えられない。

経済性

MHR-100 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。

開発状況

- 2014年：概念設計完了
- 2018年：大規模水素製造向けプラントアプリケーションのフィージビリティスタディ
- 2020年：MHR-100-SMR は、ロシアにおける非電力原子力アプリケーションの短期的な開発の基礎として採用された。

(2) 開発実施主体の概要

Afrikantov OKBMは、Rosatomの機械製造持株会社であるAtomenergomashの子会社の1つで、HTGRやナトリウム冷却高速炉などの原子炉を開発している。また、ロシア初の水上原子力発電所アカデミック・ロモノソフ用にKLT-40S原子炉を設計及び建設、LK-60モデルの原子力砕氷船に使用されるRITM-200（PWR）の設計を開発した。また、中国の高速実験炉（CEFR）の建設にも参加した。

(3) 想定するユーザー・用途

MHR-100 は、ロシア連邦の地域での発電及び熱生産を目的としている。単一の原子炉ユニットの設計は、さまざまなプラント構成で実装できる。

(4) 政府支援の内容

Afrikantov OKBM は Rosatom の子会社である。具体的な支援内容について公開情報は確認できなかった。

(5) 規制、安全性に対する考え方

許認可状況

- 炉心設計の最適化
- 大規模水素製造のための MHR-100-SMR プラントアプリケーションのフェージビリティスタディ
- 市場への水素提供に関するプラントの技術的及び経済的評価
- 施設の原子力及び水素製造コンポーネントの相互影響に重点を置いた、安全性の問題の研究。

規制・安全性に関する個別事項

MHR-100 のすべての安全システムは 2 つのチャンネルで設計されている。安全性に関する規制要件の履行は、決定論的基準と確率論的基準の両方への準拠によって証明されており、チャンネル内の動的要素を除外するか、チャンネル内の動的な要素の必要な冗長性を適用すること、及び通常の操作システムを使用した設計基準事故を防止することによって確保される。

PRA

安全性に関する規制要件の履行は、決定論的基準と確率論的基準の両方への準拠によって証明されたとしている。

深層防護の具体的適用（前段否定）

MHR-100 への適用について公開情報は確認できなかった。

外部事象への対処

格納容器は、地震衝撃、航空機の墜落、空気衝撃波などによる外部荷重にも対応できるように設計されている。

ソースターム

格納容器から環境への放射能放出は、0.5 MPa で約 1%vol / d 日の漏えいレベルによって決定される。格納容器は、事故時に一次系統を減圧してヘリウムを保持することで放射能を受動的に局在化するように設計されている。

(6) 輸出方針

MHR-100 の輸出方針について公開情報は確認できなかった。

【参考文献】

- [1] IAEA (2020) : Advances in Small Modular Reactor Technology Developments
- [2] Afrikantov OKBM のホームページ <http://www.okbm.nnov.ru/en/>
- [3] Atomenergomash (2015/4/24) JSC AFRIKANTOV OKBM will carry out the design project for the experimental reactor for Indonesia

3. 革新的原子炉開発・実用化のコストダウンに資する基盤技術・要素技術の概

要及び関連企業の動向

3.1. ARPA-E MEITNER（米国）における技術開発プロジェクト

MEITNER（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）は、革新的原子炉の設計の安全性向上とコスト削減を可能にする革新的技術の開発を目的としている。これらの技術は、原子力技術をサポートする現代の国内サプライチェーンの基盤を確立するものと位置付けられている。プロジェクトは、高度なモデリング及びシミュレーションツールを使用して改善及び検証する。2018年6月に10件のプロジェクトが採択され、現在、以下の9件のプロジェクトが進行中である[1]。

3.1.1. 負荷追従性を備えた可搬式モジュール型ガス冷却原子炉

(1)技術概要

機器を炉心に直接接続したクローズドブレイトンサイクルエンジンを使用することで、プラント建設を簡素化する。また、モジュールは、航空業界で採用されている骨格構造を用いて配置される。原子炉は標準的な輸送用コンテナに梱包することができるため、携帯性が高くコストを抑えることができる。本プロジェクトでは、シミュレーションや非原子力プロトタイプ試験により、このコンセプトの実行可能性を実証することを目指している。

(2)プロジェクト概要

開発主体：HolosGen, LLC

ファンド：\$2,278,200

期間：2018/10/1-2021/3/31

(3)期待される効果

低コスト、自己制御運転、迅速な展開、過酷環境条件からの独立性、ほぼリアルタイムの負荷追従機能を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

(5)備考

HolosGen 社⁸は、原子力ロケットの開発を行っている。同社の原子炉は可搬式モジュール

⁸ <http://www.holosgen.com/>

ル型であり、各モジュールからの中性子の漏れを制御することで原子炉の出力を制御している。また、安全で信頼性の高いターボジェットエンジン部品と複数の産業（自動車、再生可能エネルギー、航空など）で利用されている既製品を組み合わせた発電機を販売している。

3.1.2. 安定塩炉（SSR）の新しい格納容器構造

(1)技術概要

モデリングとシミュレーションにより、迅速な設置が可能で、より高い強度を持つ新しい SSR 格納容器構造を使用することの実現可能性及び放射性核種の放出がないことを実証する。この構造は、地震ダンパー、高性能セメント混合、特注の鉄筋構成などの複雑な要素を取り除き、納入や建設を容易にする。さらに、この技術は、太陽光発電、風力発電、コンバインドサイクル発電所よりも速い原子炉の建設を可能にし、次世代原子力発電の資本コストを大幅に削減する機会を提供する。

(2)プロジェクト概要

開発主体：Moltex Energy

ファンド：\$2,168,247

期間：2019/4/9-2021/10/8

(3)期待される効果

低コストで安全・安心な先進的原子力発電所の実現を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.3. 先進的原子炉のマネジメント／コントロールシステム

(1)技術概要

AI と機械学習により、プラントの状態を監視し、運転員に対する推奨事項を提供するツールを開発する。将来的にはプラントを管理するスタッフを大幅に削減し、運転コストを削減することを目指している。

(2)プロジェクト概要

開発主体：North Carolina State University

ファンド：\$3,386,834

期間：2018/10/1-2021-3-31

(3)期待される効果

先進的原子炉のプラント管理に必要な運用スタッフを大幅に削減し、全体の運用コストを削減することを期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.4. ゼロ緊急時計画区域（EPZ）マイクロ炉を実現可能にする技術

(1)技術概要

出力密度を高めて原子炉の小型化を可能にするガス冷却炉の先端技術を開発する。研究チームは、高性能の減速材を開発し、安全性を高めたコンパクトな原子炉を可能にすることを目指している。原子炉のサイズを小さくすることで、配備の汎用性が高まり、建設時間とコストを削減することが可能になる。

(2)プロジェクト概要

開発主体：Stony Brook University

ファンド：\$2,832,020

期間：2019/3/13-2021/9/12

(3)期待される効果

低コストで安全・安心な先進的原子力発電所の実現を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.5. 先進的原子炉の標準耐震システム

(1)技術概要

原子力発電所内の安全上の重要度が高い機器を保護するための標準耐震システムを開発する。現在、これらのシステムやコンポーネントは、新しいプラントごとに特注で製造されており、1つのプラントに複数の設計が必要になることが多いが、このプロジェクトでは、地震の揺れの影響から個々のコンポーネントを保護するためのモジュールシステムを開発し、実装する。このシステムは、原子炉の種類に依存せずに導入できるため、プラントの設計を簡素化することができる。また、耐震性を必要とする機器に集中して耐震対策を行うことで、プラントの他の部分の壁やスラブの厚さを薄くすることが可能となる。

(2)プロジェクト概要

開発主体：The Research Foundation for the State University of New York (SUNY)

ファンド：\$1,443,635

期間：2018/9/13-2021/12/31

(3)期待される効果

最大で約 35%の資本費を削減することを期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.6. Transatomic Power 社溶融塩炉（MSR）における負荷追従機能の実現

(1)技術概要

MSR の負荷追従を可能にする燃料処理システムを開発する。MSR では、核反応によりキセノンやクリプトンなどが発生し、発電量に悪影響を及ぼす可能性がある。ベースロード運転の定常運転では、これらの生成物は同じ速度で生成・崩壊するが、発電量を増やすと、これらの生成物の生成速度が崩壊速度よりも速くなり、原子炉内に蓄積してしまう。このような副生成物の蓄積は、MSR の負荷追従性を阻害することになる。研究チームは、MSR の燃料ループを用いることで、これらの生成物を取り除くシステムを開発し、このような燃料再処理システムを設計・実行可能性の検証を行う。

(2)プロジェクト概要

開発主体：University of Illinois, Urbana-Champaign (UIUC)

ファンド：\$999,694

期間：2018/6/28-2020/12/28

(3)期待される効果

溶融塩原子炉の商業化の大きな障壁を取り除くことを期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.7. 溶融塩原子炉用磁気浮上式キャンドモーターポンプ

(1)技術概要

MSR 用の革新的なポンプの開発と性能試験を行う。燃料塩循環ポンプの信頼性は、MSR の商業展開において重要である。現世代のポンプは、塩配管の上方に位置する軸受を備えた長い垂直軸に限定されており、ポンプの寿命と効率の両方を低下させている。このプロジェクトでは、溶融塩ポンプの信頼性を飛躍的に向上させる磁気軸受とキャンドローター構造を取り入れる。この設計により、シャフトシールの必要性がなくなる。

(2)プロジェクト概要

開発主体：University of Tennessee at Knoxville

ファンド：\$3,150,000

期間：2019/7/29-2022/1/28

(3)期待される効果

MSR プラントの性能とコスト指標の改善を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.8. 炉心自己制御のためのソリッド炉心ブロック (SCB)

(1)技術概要

マイクロスケール原子炉の反応度を受動的に制御するために、自己制御型の SCB を開発する。SCB は、炉心（燃料、減速材、反射材を含む）と一次熱交換器、崩壊熱交換器から構成されており、これらはすべて水平な配管で接続されている。これにより、運転員の介入や制御システムを使用することなく、原子炉自体を停止させ、崩壊熱を速やかに放散させることができる。研究チームは、SCB の固有の自己制御能力を予測するためのモデリングとシミュレーションを実施する。その後、モデル化とシミュレーションツールを検証し、製造技術の実現可能性を確認するために、いくつかの SCB サンプルを製作して試験を行う。

(2)プロジェクト概要

開発主体：Westinghouse Electric Company

ファンド：\$5,000,000

期間：2018/8/24-2021/2/28

(3)期待される効果

マイクロ炉の多くの共通の課題をクリアすることを期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.1.9. 反応度制御装置

(1)技術概要

安全性を高め、原子力発電所のコストを削減するための新しい反応度制御装置 (RCD) を開発する。この RCD は、同社の溶融硝酸塩原子炉や他の先進的な原子炉設計と統合される。RCD は、原子炉の制御棒に埋め込まれた流体を使用して、外部制御がない場合でも、高温での反応度を制御する。核分裂により温度が変化すると、流体密度が受動的に変化し、システムを制御する。研究チームは、シミュレーションツールを使用して制御装置の有効性

を判断し、費用対効果を判断するためにプラントレベルでの技術経済分析を実施する。また、RCD は、固体燃料、塩冷却原子炉の冷却材、サイバーセキュリティの脅威に対する高度な原子炉防御など、原子炉設計のさらなる革新の基礎となる可能性がある。

(2)プロジェクト概要

開発主体：Yellowstone Energy

ファンド：\$2,599,154

期間：2018/8/1-2021/2/28

(3)期待される効果

多くの先進的な原子炉設計の経済性と安全性を大幅に向上させながら、高いレベルの回復力と信頼性を提供することを期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

(5)備考

Yellowstone Energy 社⁹（正規のホームページはアクセス不可）は、モジュール式の先進炉の開発を行っている。社員数は数人程度である。

【参考文献】

- [1] Modeling-Enhanced Innovations Trailblazing Nuclear Energy Reinvigoration
(2018/6/4 更新)

<https://arpa-e.energy.gov/technologies/programs/meitner>

⁹ <https://innovationcrossroads.ornl.gov/profile/yellowstone-energy>

3.2. ARPA-E GEMINA（米国）における技術開発プロジェクト

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 10 分の 1 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[1]。

3.2.1. 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

(1)技術概要

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。

(2)プロジェクト概要

開発主体：GE-Research

ファンド：\$5,412,810

(3)期待される効果

O&M に要するコストの削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.2. 製造と交換：先進型炉の O&M 削減への新しい仕組み

(1)技術概要

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）。

(2)プロジェクト概要

開発主体：EPRI

ファンド：\$999,464

(3)期待される効果

既設炉の主要機器の交換コストの削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.3. 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

(1)技術概要

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ティブな方法を開発する。

(2)プロジェクト概要

開発主体：X-energy

ファンド：\$6,000,000

(3)期待される効果

Xe-100 の O&M 固定費の削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.4. 先進型炉のセンサーと機器の保守（MARS）

(1)技術概要

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を開発する。

(2)プロジェクト概要

開発主体：アルゴンヌ国立研究所（ANL）

ファンド：\$2,200,000

(3)期待される効果

Kairos の O&M コスト削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

**3.2.5. 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
セットパフォーマンスと信頼性診断**

(1)技術概要

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。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。

(2)プロジェクト概要

開発主体：Framatome

ファンド：\$809,701

(3)期待される効果

Framatome の HTGR の O&M コスト削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.6. BWRX-300 の重要系統の高忠実度デジタルツイン

(1)技術概要

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。

(2)プロジェクト概要

開発主体：マサチューセッツ工科大学 (MIT)

ファンド：\$1,787,065

(3)期待される効果

BWRX-300 の予知保全法の構築を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.7. 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）

(1)技術概要

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。

(2)プロジェクト概要

開発主体：MoltexEnergy

ファンド：\$3,500,000

(3)期待される効果

SSR-W の建設費及び O&M コストの削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.8. SAFARI プロジェクト

(1)技術概要

「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 に適用していく。

(2)プロジェクト概要

開発主体：ミシガン大学（University of Michigan）

ファンド：\$5,195,000

(3)期待される効果

Kairos の O&M コストの削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

3.2.9. MSR のデジタルツインを用いた照射データ生成

(1)技術概要

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（現状はまだない）。

(2)プロジェクト概要

開発主体：MIT

ファンド：\$899,825

(3)期待される効果

MSR の O&M コストの削減を期待できる。

(4)規制対応

情報なし。

【参考文献】

- [1] Generating Electricity Managed by Intelligent Nuclear Assets（2019/10/2 更新）
https://arpa-e.energy.gov/sites/default/files/documents/files/GEMINA_Project_Descriptions_FIN_AL.pdf

3.3. 軽水炉持続可能プログラム（米国）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且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索する。
- 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。

3.3.1. 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

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[1]。

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 3.3.1-1 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
	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 プリント			○	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

【参考文献】

- [1] INL, 2018/9, “Automation Technologies Impact on the Work Process of Nuclear Power Plants”

3.3.2. 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

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[1]。

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%、「火災が発生していないが検知と反応（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、「火災が発生していないが検知と反応（false positive）」を低減する必要がある、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。

【参考文献】

- [1] INL, 2019/9, “Automating Fire Watch in Industrial Environments through Machine Learning-Enabled Visual Monitoring”

3.3.3. 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

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[1]。

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。

【参考文献】

- [1] ANL, 2020/9, “A Hybrid AI/ML and Computational Mechanics Based Approach for Time-Series State and Fatigue Life Estimation of Nuclear Reactor Components”

3.3.4. 軽水炉と統合する蓄熱技術

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[1]。

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
- 熔融塩（温度躍層）
- 熱媒油（温度躍層）
- 熔融塩（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、熔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、熔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。

【参考文献】

- [1] INL, 2019/11, “Initial Performance Evaluation and Ranking of Thermal Energy Storage Options for Light Water Reactor Integration to Support Modeling and

Simulation”

3.3.5. 原子力発電所で生成するプロセス熱の利用

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[1]。

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。

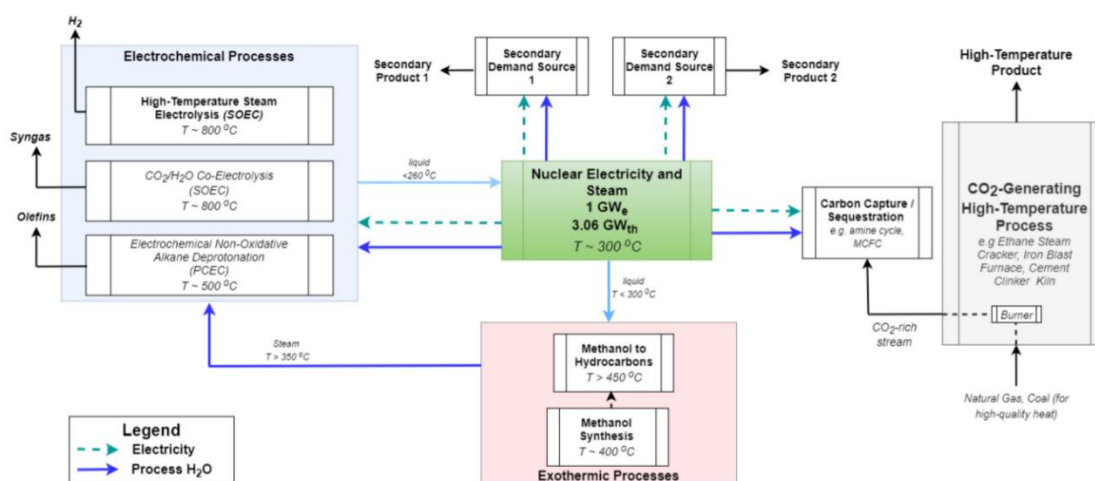


図 3.3.5-1 産業パークの例 1 [1]

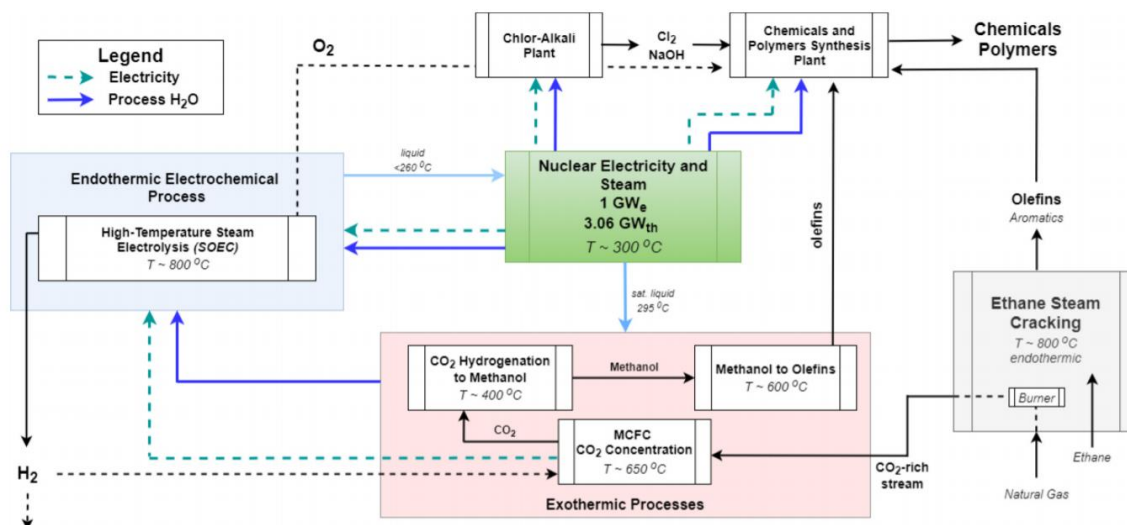


図 3.3.5-2 産業パークの例 2 [1]

【参考文献】

- [1] INL, 2020/7, “Markets and Economics for Thermal Power Extraction from Nuclear Power Plants for Industrial Processes”

3.3.6. 既設軽水炉での合成燃料製造の技術経済分析

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[1]。

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 3.9.9-1 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。

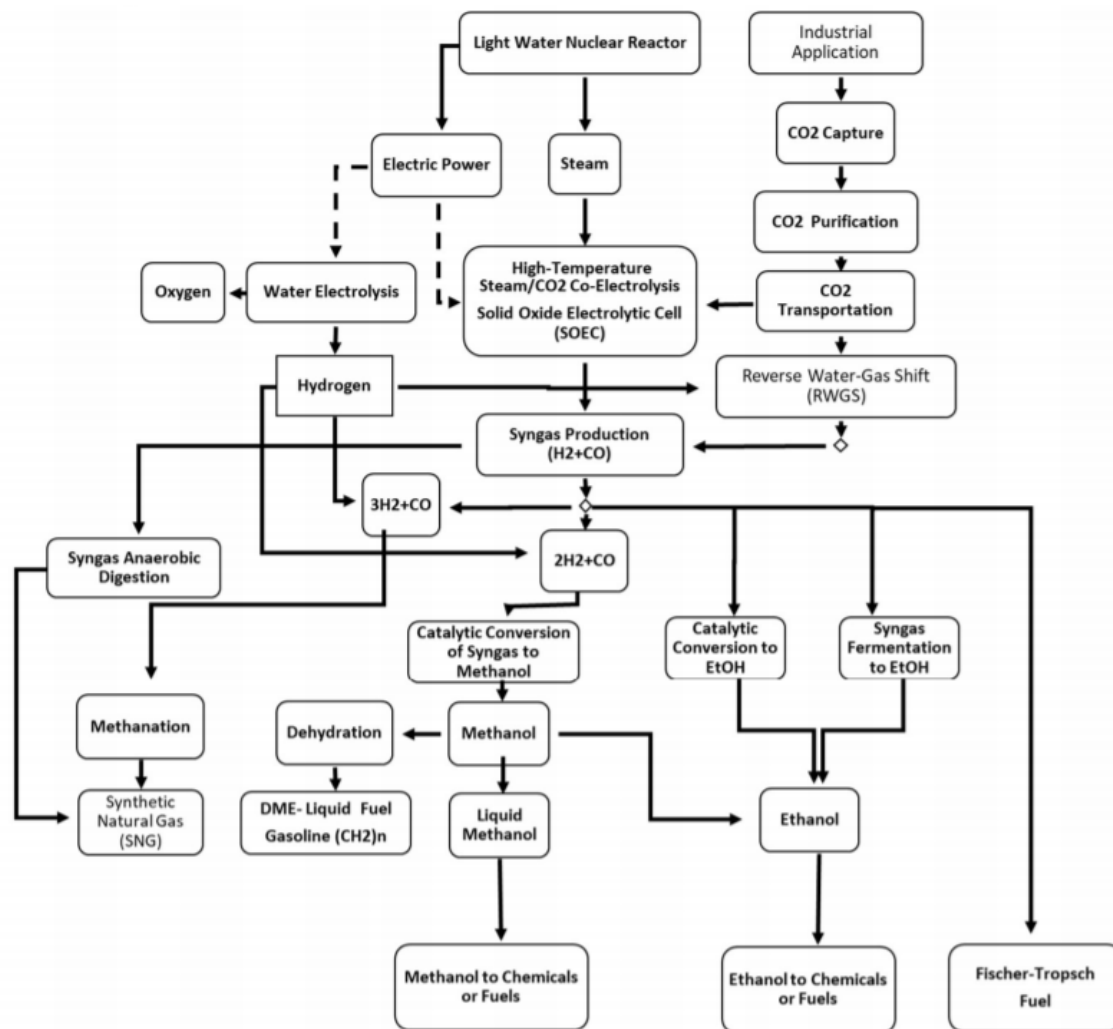


図 3.3.6-1 軽水炉に合成燃料製造プロセスを統合する場合の概念図 [1]

【参考文献】

- [1] INL, 2020/9, “Techno-Economic Analysis of Synthetic Fuels Pathways Integrated with Light Water Reactors”

3.4. 先端製造・材料（AMM）（英国）における技術開発プロジェクト

以下のような Phase 2 のプロジェクトがある（プログラムの概要は、本報告書 1.1.3.(2) 項を参照）[1]。

3.4.1. 新しい圧力容器の製造方法

(1)技術概要

FAST（Future Advanced Structural Technology）プロジェクトの一環であり、新しい圧力容器の製造方法を開発することを目的としている。低合金鋼（LAS）容器部の熱間等方加圧（HIP）、容器部の厚肉部電子ビーム溶接（TSEBW）、熱処理（HT）プロセスモデリング及び物理プロセスの開発を行っている。また、小型容器デモンストレーター（SVD）と名付けられた物理的デモンストレーターを製造し、世界初の HIP 及び TSEBW による圧力容器とする。

(2)開発主体

Rolls-Royce

3.4.2. フレキシブルな電子ビーム溶接（EBW）

(1)技術概要

局所的真空条件下で厚さ 200mm の原子力グレード鋼をシングルパスで溶接できる EBW セルの設計、構築、納入を目的としている。EBW が成功すれば、原子力圧力容器製造の生産性が飛躍的に向上し、SMR 製造のための重要な技術となる可能性がある。

(2)開発主体

Sheffield Forgemasters

(3)備考

Sheffield Forgemasters 社¹⁰は、総合エンジニアリング会社であり、鉄鋼、土木、再生可能エネルギー、洋上プラントなど様々な分野で事業を展開している。200 年以上前に鉄鋼生産会社として事業を開始し、現在でも鉄鋼関連に強みがある。

3.4.3. モジュール式熱水力リグ

(1)技術概要

FAITH（Fuel Assemblies Incorporating Thermal Hydraulics）プロジェクトの一環であり、GE 日立及び国立原子力研究所（NNL）との共同プロジェクトである。Cammell Laird のモジュール式造船アプローチと NNL の原子力専門知識を活用して、モジュール式熱水力

¹⁰ <https://www.sheffieldforgemasters.com/>

リグを製作する。

(2)開発主体

Cammell Laird

(3)備考

Cammell Laird 社¹¹は、1900 年代初頭に創業した造船会社を起源に持つ重工業会社である。同社は、数年前から英国の原子力分野への関与を増やしてきた。2010 年には、廃炉及び新規建設用のモジュールの製造に向けて Nuvia 社と協力することに合意し、2011 年には、AP1000 関連の経験が豊富なイタリアの Ansaldo Nucleare 社が参加した。

3.4.4. 既存の高温先進ガス冷却炉（AGR）コードの先進モジュール炉（AMR）への適用

(1)技術概要

EASICS（Establishing AMR Structural Integrity Codes and Standards）プロジェクトの一環である。多くの技術革新を開発しており、既存の AGR の運転経験を活用して、AMR 高温炉設計の構造健全性を実証するための既存のコードや規格の長所と短所について、AMR ベンダーにガイダンスを提供している。

(2)開発主体

EDF Energy

3.4.5. 製造時の超臨界 CO₂ の使用

(1)技術概要

加工時の可溶性オイルクーラントを超臨界 CO₂ に置き換えることにより、材料除去率の大幅な向上、コスト削減、環境への影響の低減などが可能となり、加工工程における画期的な開発となる可能性がある。このプロジェクトでは、回転式クーラントアダプターを開発しながら、原子力サプライチェーンにおけるこれらの節約効果を定量化する。

(2)開発主体

Nuclear Energy Components

(3)備考

Nuclear Energy Components 社¹²は、原子力発電所に関連する材料や機器の開発を行っている。また、製造設計や安全文化に関するコンサルティングサービスも展開している。社員数は数十人程度である。

¹¹ <https://www.clbh.co.uk/>

¹² <https://www.nec-ltd.co.uk/>

3.4.6. 先進的原子炉のモジュール建設の実証

(1)技術概要

U-Battery は、AMM を通じて、2 つの原子炉容器と接続配管の設計と建設を行い、先進原子炉のモジュール式建設の初の本格的な実証を行う。

(2)開発主体

U-Battery

3.4.7. センシングファイバーを内外部で接合する新しい方法

(1)技術概要

SAS (Sensing Advanced Structures) プロジェクトの一環であり、原子力発電所やコンポーネントの貫通部や圧力、温度、ひずみ変換器の必要性を排除するために、センシングファイバーを内部及び外部で接合する新しい方法を開発する。これにより開発される主要技術は、ファイバーブラッググレーティング、外部取り付けファイバーソリューション、内部ファイバー埋め込みソリューション、信号インターロゲイションである。

(2)開発主体

Rolls-Royce

3.4.8. 溶接の自動化

(1)技術概要

AWESIM (Automated Welding Equipment System Inspection and Monitoring) プロジェクトの一環であり、検査、クローズドループ制御、自動化を溶接現場に直接組み込むことを目指すプロジェクトである。機械学習、センサー開発、高度なリモート製造プロセスを含む革新的な技術により、溶接、溶接検査、溶接の確認をほぼリアルタイムで提供する。

(2)開発主体

Cavendish

3.4.9. 溶接時の X 線撮影システム

(1)技術概要

溶接検査に関して、3次元位置検出技術と自律型ロボット技術を組み合わせて、一般的な溶接部やその他の産業用検査のための in-situ CT (Computed Tomography) を実現することで、より安全で、より高性能な in-situ X 線撮影システムを実現するコンセプトを開発した。

(2)開発主体

Create technologies

(3)備考

Create technologies (Createc) 社¹³は、医用画像分野のコンセプトと技術に基づいて、スマートソフトウェアと専用設計のデータ収集ハードウェアを組み合わせた、視覚的に放射線を検知するツールを販売している。

3.4.10. 3D プリンティングによる SMR 部品の製造

(1)技術概要

SonicSMR プロジェクトの一環であり、高い再現性を持つ、小型モジュール炉の部品の製造に適した付加製造システムを開発する。パワー超音波、光学プロセスモニタリング、AI ベースの自動欠陥認識などの最先端の補助技術を使用して、欠陥のない複雑な SMR 部品の付加製造を可能にする。

(2)開発主体

Laser Additive Solutions

(3)備考

SonicSMR プロジェクトは、3D プリンティングによる SMR 部品製造プロセスの開発を目的としたプロジェクトであり、Laser Additive Solutions が主体となっている。その他の参加団体として、Nuclear AMRC, Brunel Innovation Centre, IVY-TECH, Taraz Metrology がある。具体的なプロジェクト内容は確認できなかった。

Laser Additive Solutions 社¹⁴は、精密レーザー修理、製造、接合工程で 30 年近くの経験を持つ。2018 年 4 月以来、同社は ISO 9001:2015 品質保証ステータスを保持している。Rolls-Royce 社も顧客の 1 つである。

3.4.11. 機械的評価設備の開発

(1)技術概要

将来の原子炉プラントで使用される先進製造技術の検証を可能にするために、機械的評価能力を開発する。ハイテクな機械的評価デモンストレーター（クリープ試験、疲労試験、破壊試験）を製作し、応用研究を統合するとともに、機器開発や先進的な非接触捕獲・測定システムの導入、適切なデータ処理手順や解析を行う。

(2)開発主体

¹³ <https://www.createc.co.uk/>

¹⁴ <https://www.laseradditivesolutions.co.uk/>

Jacobs

【参考文献】

- [1] Advanced Manufacturing Materials competition: phases 2A and 2B successful projects (2020/7/10 更新)
<https://www.gov.uk/government/publications/nuclear-innovation-programme-advanced-manufacturing-and-materials-competition-phase-2-successful-projects/advanced-manufacturing-materials-competition-phases-2a-and-2b-successful-projects>

3.5. フランスにおける技術開発プロジェクト

フランス経済・財務省は、2020 年 9 月 3 日に 1,000 億ユーロのリカバリープラン”France Relance”を公表した[1]。2022 年までに GDP を 2019 年レベルにまで戻すことを目的としている。本プランは以下の 3 つの柱で構成される。

1. グリーンへの変化（300 億ユーロ）
 - 産業界の脱炭素化への投資、グリーンモビリティ（自転車など）の整備、グリーン水素への投資など
2. フランス経済の競争力とレジリエンスの強化（340 億ユーロ）
 - 企業税の減税、Programme d’investissements d’avenir（PIA）（2021 年～2025 年で 110 億ユーロ）を通じたキーテクノロジーへの投資など
 - ☆ PIA では、小型モジュール型原子炉や放射性廃棄物管理のための革新的なソリューションの開発の支援も行う。ただし、具体的なプロジェクト内容に関する情報はなかった。
3. スキル、社会的・地域的結束力（360 億ユーロ）
 - 医療整備、雇用確保、地方創生、若者の教育など

3.5.1. デジタル原子炉構築プロジェクト

9 月 14 日に開始されたデジタル原子炉構築プロジェクト（le Projet Structurant Pour la Compétitivité, PSPC）には、EDF Group、Framatome、CEA、及び学界とフランスの原子力部門からの 6 つの追加組織が関与している[2]。これらの組織の専門家が協力して、フランスの全ての原子力発電所の各原子炉をデジタルで複製する。デジタルツインは、各プラントの設計と仕様に合わせて変更する。また、若い世代の原子炉運転員の訓練用シミュレータとして機能するほか、エンジニアリング学習に必要なシミュレーション環境を提供する。本プロジェクトは、原子力分野のスキルと専門知識の維持を保証し、デジタル技術を通じてイノベーションプロセスを構築することを目的とした、2019 年 1 月に原子力関係企業などで構成される原子力産業戦略委員会（CSFN）と当時の環境連帯移行大臣、及び経済・財務大臣が締結した 4 分野の「戦略協定」に直接貢献する内容となっている。

3.5.2. 高速炉の日本との共同開発

2019 年 12 月、フランスの Framatome と CEA は、JAEA、三菱重工業、三菱 FBR システムと協力協定を締結した[3]。協定は、高速炉技術の重要な課題についてさらに研究することを目的としている。重要な研究課題には、シビアアクシデント、熱水力学及び燃料の挙動、材料の性能と耐久性の正当化、ナトリウム下の検査と計装が含まれる。

【参考文献】

- [1] Ministère de l’Économie et des Finances (France) (2020/9/3 更新)

<https://www.gouvernement.fr/sites/default/files/locale/piece-jointe/2020/09/french-recovery-plan-press-kit.pdf>

[2] WNN (2020/9/23 更新)

<https://world-nuclear-news.org/Articles/Project-launched-to-digitally-clone-all-French-rea>

[3] NEI magazine (2019/12/10 更新)

<https://www.neimagazine.com/news/newsfrance-and-japan-to-co-operate-on-fast-reactor-research-7547862>

3.6. ANS 学会誌で紹介された技術並びに関連する規格及びプロジェクト

本章では、原子力のプロセスイノベーションに資する技術について、米国原子力学会（ANS）での取り組み及び最近の議論内容について調査した。

学会としての取り組みとして、ANS は、革新的原子炉の規格基準に関する提言を行っている。3.6.1 節では、その内容を紹介する。

また、学会誌(Nuclear News)の 2020 年の発行分のインデックスを確認し、プロセスイノベーションに関連するテーマを抽出した（表 3.6-1）。抽出された技術について、3.6.2～3.6.4 節で紹介する。

さらに、2020 年に開催された学会の関連セッションから、革新的原子炉及びプロセスイノベーションに関する発表テーマを表 3.6-2 の通り抽出した。但し、学会での個別発表は、基本的に原子炉技術そのものや、材料のパフォーマンス評価に関するものとなるため、詳細調査の対象外とした。

表 3.6-1 Nuclear News における関連記事と選定した調査対象技術

発行月	記事タイトル	特集タイトル	調査対象項目
2020 年 4 月	David Gandy: Cutting costs and fabrication time for components - interview by Rick Michal (先進的な原子力エネルギーシステムの展開を加速する デジタルエンジニアリング。メガプロジェクトのコスト管理)	Accelerating the deployment of advanced nuclear energy systems (先進的な原子力システムの展開を加速)	・ SMR 圧力容器の製造技術 (EPRI) ・ Transformational Challenge Reactor (DOE)
2020 年 6 月	Digital engineering: Controlling costs for megaprojects - by Paul Menser (デジタルエンジニアリング。メガプロジェクトのコスト管理)		・ デジタルエンジニアリング (INL)

表 3.6-2 2020 年に開かれた ANS 大会の関連セッション及びテーマ

2020 年 ANS バーチャル冬の会 11 月 16 日～19 日 https://www.ans.org/meetings/wm2020/sessions/view-technical/ <u>対象セッション</u> 原子力システムのためのアディティブ製造の機会 先進原子炉とパワーシステム-I 先進原子炉とパワーシステム-II 先進原子炉とパワーシステム-III <u>発表テーマ</u> 【3D プリント】 ・ パネル討論、Transformational Challenge Reactor プログラム中心。 【原子炉／原子力電池】 ・ Holos-Quad マイクロリアクターの炉心設計 ・ Holos-Quad マイクロリアクターのためのヘリウムブレイトンサイクルの設計と解析 ・ トラック充電ステーション用マイクロリアクターの設計 ・ フィッション二次電池：定義、主な特性、研究開発の必要性 ・ フィッション二次電池：定義、主な特性、研究開発の必要性 ・ 核分裂電池設計の限界 フッ素塩冷却型熱スペクトル型核分裂電池 ・ 熔融塩成分の信頼性データベースの構築 初期の取り組みと今後の展望 【コスト評価】 ・ 小型モジュール型原子炉用 HALEU 燃料の LCOE 評価 【モデル／データベース】 ・ TRANSFORM - Modelica を用いた先進的な原子炉システムレベルのモデリングとシミュレーションのためのビジョン ・ MARS-KS を用いた拡張設計基準事故に対する SMART 自然循環長期冷却性能解析 ・ 熱流動解析のための汎用化された Python ツール 最新の原子炉の炉心解析 【その他】 ・ ギアテストアセンブリ - 液体ナトリウム中のギアとベアリングのテスト
2020 年 ANS 年次総会 2020 年 6 月 8 日～11 日 https://www.ans.org/meetings/am2020/sessions/view-technical/ <u>対象セッション</u> 先進的なものづくり/付加価値の高いものづくり-I 先進的なものづくり/付加価値の高いものづくり-II 原子力施設における水素システムの管理：DOE コンプレックスと産業界からの教訓 <u>発表テーマ</u>

【3D プリント（製造物の材料試験）】

- ・ 3D プリント ABS の機械的・化学的特性に及ぼす陽子線照射の影響、予備的な結果
- ・ 添加剤で製造した 316 ステンレス鋼の耐クリープ性
- ・ 添加製造された TCR コア材の試験と評価
- ・ 添加剤製造 316L の熱処理評価
- ・ 添加剤製造型核燃料プロセスの時間依存性サロゲートのモデリング
- ・ 高エネルギーX線その場観察による 316 ステンレス鋼の変形機構の研究

【材料試験】

- ・ 1-エチル-3-メチルイミダゾリウムテトラクロロアルミン酸塩系イオン液体浴からのアルミニウム皮膜の室温電着
- ・ AM 316L の鋼鉄 TCR の中心材料のその場で機械的なテスト

【水素製造】

- ・ パネル討論、DOE が支援する水素製造実証プロジェクトについて。

3.6.1. 革新的原子炉の規格基準（ANS）

2018 年に設立された ANS の革新的炉政策に関する特別委員会（Special Committee on Advanced Reactor Policy, SCARP）は 2019 年 11 月、規格基準に関する特別レポート「ANS SPECIAL REPORT, Setting the Right Bar: How Consensus Standards Help Advanced Reactor Development」を発行した[1][2]。

SCARP は、革新的原子炉に関連した既存の法律と政策提案を調査し、革新的原子炉の開発を加速するための 5 つの提言まとめた。

- (1) 議会は、原子力革新及び近代化法（NEIMA）によって義務付けられた通り、標準開発組織（SDO）及び革新的原子炉開発者が 2027 年以前に技術中立のライセンスフレームワークを実装するために必要な主要な標準の加速された開発及び/または更新を実施するのを支援する DOE プログラムへの適切な資金提供を承認する必要がある。
- (2) DOE は、SDO と連携し、革新的原子炉の開発者、非政府組織、及びその他のステークホルダーからの意見を求め、作成/改善する主要なコードと基準、及びそれらの開発と規制当局の承認のための全体的な時間枠を特定し、優先順位を付ける必要がある。
- (3) DOE は、優先的な革新的原子炉の規格及び基準の包括的な整備を支援するために必要な新しいデータ及び方法の開発への積極的な参加を確実にするために、国立研究所にインセンティブを提供する必要がある。
- (4) NRC は、プロセスの改善を実施し、及び/または革新的原子炉基準のタイムリーな導入を確実にするために必要なリソースを提供する必要がある。NRC は、承認された基準のマージン以上のマージンを課す必要性を再評価し、公衆衛生と安全性の適切な保護の合理的な保証の観点からそれらが正当化されるかどうかを判断する必要がある。

- (5) DOE 及び/または NRC は、新規及び/または更新されたコンセンサス基準間の安全マー
ジンの調和を達成するために、SDO との正式なプロセスを確立する必要がある。

現行の基準規格策定プロジェクト

研究及び試験用原子炉の自主的合意基準の作成と改定を行っている研究及び先進原子炉
コンセンサス委員会 (Research and Advanced Reactors Consensus Committee, RARCC)
では、以下の基準の開発が進められている (2020 年 9 月 25 日現在) [3]。

- ANS-15.22: 研究用原子炉の構造、システム、コンポーネントのクラス分類
- ANS-20.2: 液体燃料、溶融塩炉原子力発電所の原子力安全設計基準と機能性能要件
- ANS-30.1: リスクと性能の目標の新しい原子炉の原子力安全設計への統合
- ANS-30.2: 新しい原子力発電所の構造、システム、及びコンポーネントのクラスと
分類

また、原子力リスク管理に関する ASME / ANS 合同委員会 (JCNRM) は、革新的非軽
水炉型原子炉の PRA 標準の最終版 ANSI/ASME/ANS RA-S-1.4-2021 を 2021 年 1 月に発
行した[4]。尚、同標準の試用版は、2013 年に発効されている。

【出典】

- [1] ANS/NEI Advanced Reactor Standards and Codes Virtual Workshop Presentations.
(2020 年 6 月更新)
[https://www.ans.org/file/1716/2/NEI-
ANS%20Advanced%20Reactor%20Codes%20&%20Standards%20Workshop%20Pre
sentations.pdf](https://www.ans.org/file/1716/2/NEI-ANS%20Advanced%20Reactor%20Codes%20&%20Standards%20Workshop%20Presentations.pdf)
- [2] ANS. SPECIAL REPORT, Setting the Right Bar: How Consensus Standards Help
Advanced Reactor Development. 2019 年 11 月
- [3] Research & Advanced Reactors Consensus Committee (RARCC) Organizational
Chart (2020/9/25 更新)
https://www.ans.org/file/2473/1/6%20-%20RARCC%20Org%20Chart_9-25-20.pdf
- [4] ASME/ASME/ANS ホームページ
<https://webstore.ansi.org/Standards/ANSI/ANSIASMEANSRA2021>

3.6.2. SMR 圧力容器の製造技術 (EPRI)

DOE が資金を提供する同プロジェクトは 2017 年に開始しており、SMR と革新的原子炉
のコストと製造時間の短縮を目的としている。EPRI が主導し、英国の原子力先進製造研究
センター (Nuclear AMRC) と NuScale Power が共同で資金を提供している[1][2]。参加者
は、Synertech-PM、Sheffield Forgemasters、Sperko Engineering、Carpenter、ORNL 等

である。

2/3 スケール SMR の RPV を組み立てるための主要重要部品の製造に焦点を当て、電子ビーム溶接、粉末冶金熱間静水圧加圧法(PM-HIP)等の革新的な製造技術を使用して、以下の目的を追求している：

- SMR の展開を迅速化
- 12 ヶ月以内に RPV を製造するための新しい方法の開発・実証
- 18 ヶ月間のスケジュール削減及び、SMR RPV のコストの 40%削減

プロジェクトは、2 段階に分かれており、下部アセンブリを製造するフェーズ 2 は 2020 年末に終了する予定であり、上部アセンブリを製造するフェーズ 2 は 2 年間に要するとしている。

【参考文献】

[1] ANS (2020/3/12 更新)

[David Gandy: Cutting costs and fabrication time for components -- ANS / Newswire](#)

[2] EPRI, SMR Pressure Vessel Manufacturing and Fabrication, 2019/12/18

[SMR Pressure Vessel Manufacturing and Fabrication \(energy.gov\)](#)

3.6.3. トランスフォーメーション・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[1]。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、運転試験を行う予定である[2]。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。

【参考文献】

[1] DOE ホームページ,

[Transformational Challenge Reactor \(TCR\) | Department of Energy](#)

[2] ORNL ホームページ,

[Home - Transformational Challenge Reactor Transformational Challenge Reactor \(ornl.gov\)](https://www.ornl.gov/home/transformational-challenge-reactor)

3.6.4. デジタルエンジニアリング (INL)

INL は 2018 年に、デジタル環境でデータを取り込み、設計を最適化するための先進技術を使用するデジタルエンジニアリング (DE) が、新しい商業炉や試験炉の設計・建設に役立つ可能性があることを認識した。

DE が適用された最初の DOE 原子力プロジェクトは、VTR (2020 年代半ばまでに完成予定の 300MW のナトリウム冷却高速スペクトル原子炉で、先進的な原子炉の研究開発のための米国をリードする施設となることを目指している) である。

INL の DE の使用をサポートするために、プラットフォーム全体が DOE の国立研究所システムで初めてクラウド上にロードされた。これにより、他の国立研究所、産業界、大学のパートナーにまたがる VTR チームは、リアルタイムでシームレスな共同研究を行うことができるようになった。チームメンバーは、プロジェクトの最初の 3 ヶ月間で原子炉の 3D モデルを作成することができ、これは過去の同様の取り組みと比べて 10 倍の速さであった。

個別にモデリングやシミュレーションを実行するのではなく、DE はモデリングコードを統合してプロセスの効率を高め、設計を迅速に最適化する。クラウドを利用することで、リアルタイムのコラボレーションとデータへの迅速なアクセスが可能になり、レイテンシーなどの技術的な障壁を最小限に抑えることができる。データを使用してドキュメントを生成するツールである要件情報管理は、プログラムが要件、リスク、テストを完全に統合されたデータベースに収集して、必要になる可能性のある変更を計画できるようにするのに役立つ。

【参考文献】

[1] ANS ホームページ (2020/7/2 更新)

[Digital engineering: Controlling costs for megaprojects -- ANS / Newswire](#)

3.7. ICONE で紹介された技術及び関連するプロジェクト

原子力のプロセスイノベーションに資する技術（または取組）について、2019 年 5 月に開催された The 27th International Conference on Nuclear Engineering(ICONE27)学会の関連セッションより、関連発表テーマ（表 3.7-1）を摘出した[1]。

表 3.7-1 ICONE27 の関連セッション及びテーマ[1]

<u>確認対象セッション</u>
トラック 5 : 原子炉と核融合技術
トラック 13 : 革新的原子力発電所の設計と SMR
<u>発表テーマ</u>
【水素製造】
・ SMR の水素リスク低減技術 Yanlin Chen (China nuclear power engineering CO.LTD., China)ら
・ 軽水炉の多用途化に向けた水素ガスを用いた原子力エネルギー貯蔵の評価 Shripad T Revankar (Purdue University, United States)
【3D プリント】
・ 添加剤を用いて製造されたトポグラフィ機能化表面の性能向上効果に関する予備的検討 Joe Brannan Howard (University of Surrey/ Rolls-Royce, United Kingdom)ら
【製造技術】
・ 最適化されたラジカルな製造のためのインテリジェントな治具(Intelligent Fixtures for Optimised and Radical Manufacture, INFORM) Benjamin Cook (University of Sheffield, United Kingdom) コメント：シェフィールド大学の附属施設である原子力先進製造研究センター（Nuclear AMRC）で BEIS の支援で実施されたプログラム。
【機械学習（冷却性評価での利用）】
・ ナトリウム冷却高速炉のデブリベッド冷却性評価への機械学習の適用に関する研 Eiji Matsuo, Kyohei Sasa, Hiroyuki Saito (Mitsubishi FBR Systems, Inc., Japan), Yutaka Abe (University of Tsukuba, Japan)
【コージェネレーション】
・ 低温原子力発電コージェネレーション Stanislav Borisovich Pustovalov (NRC "Kurchatov Institute", Russian Federation)

以下では、ICONE27 から摘出した技術の内、比較的早期に実用化される可能性のあるものとして、企業との協力や政府のプログラムの下で開発されている技術の概要を紹介する。

【参考文献】

[1] [The 27th International Conference on Nuclear Engineering \(ICONE27\)](#)

3.7.1. SMR の水素リスク低減技術

SMR の開発に伴い、小型格納容器内への水素放出後のリスク低減技術の開発を行う必要がある[1]。本研究では、水素の事前不活性化及び再結合技術が、事故時の水素リスクに及ぼす影響について GASFLOW プログラムにより数値解析を行った。その結果、以下のような結論が得られた。

- 水素放出後、格納容器上部空間に層状に分布し、高さが低くなるにつれて体積濃度が減少し、拡散により格納容器下部空間へと連続的に移動していく。狭いチャンネルには水素が蓄積しやすいため、その領域の水素濃度が上昇する。
- 不活性化により格納容器内の酸素濃度が低下し、水素濃度の高い領域での水素爆発の可能性を効果的に抑制することができる。

【参考文献】

- [1] Yanlin Chen, ChanYue Lee, et al. (2019), “Hydrogen Risk Reducing Technology of SMR”, Proceedings of ICONE-27, May 19-24, 2019, Ibaraki, Japan

3.7.2. 最適化されたラジカルな製造のためのインテリジェントな治具 (INFORM)

INFORM (Intelligent Fixtures for Optimised and Radical Manufacture) は、シェフィールド大学の附属施設である原子力先進製造研究センター (Nuclear AMRC) の主導で、2017 年 5 月～2019 年 8 月に BEIS の支援で実施された技術開発プログラムである[1]。プロジェクトの目的は、電力産業で必要とされる複雑で安全上重要な大型部品の製造に伴うコストとリードタイムを短縮する、開発段階にある革新的な技術の技術成熟度レベルと製造技術成熟度レベルを向上させることである。

プログラムは、Nuclear AMRC 及び産業界の主要パートナーから構成されるコンソーシアムは、以下の分野における様々なイノベーションの概念実証を実現するための共同プログラムを実施した：

- 鍛造技術 (シェフィールド・フォージマスタース RD26) - 中空インゴット鍛造、モジュール式金型、大型原子炉圧力容器用材料、リアルタイム計測法
- 荒加工と超臨界 CO₂ 冷却材 (Nuclear AMRC) - スキャン/点群データを用いた先進的なリバースエンジニアリングと、よりクリーンで環境に優しいクーラントによる加工を実現
- 高度なインテリジェントフィクスチャ (MetLase) - MetLase の特許取得済みフィクスチャシステムを大規模部品に展開するためにアップスケール
- 局所真空電子ビーム溶接 (TWI) - パワービームアプリケーション用の局所真空チャンバーで、生産性の向上、溶接時間の短縮、溶接品質の向上、工場の設置面積の削減を実現
- InFORM 技術の計測 (Nuclear AMRC) - 各技術グループのイノベーション開発を支援するための計測・モニタリングに適したシステムと方法の推奨

- 第4次産業革命技術実証機（ボーイング社とのAMRC） - インテリジェントな治具にセンサーを統合し、治具と配置されたコンポーネントの状態を生涯にわたって連続的に監視し、報告

【参考文献】

[1] Nuclear AMRC. INFORM Project Report. 2019

3.7.3. ナトリウム冷却高速炉のデブリベッド冷却性評価への機械学習の適用

本研究では、SFRの炉心損傷事故時におけるコアキャッチャー上のデブリベッドの冷却性評価の計算速度を向上させるために、デブリベッドの冷却性を評価できる機械学習を用いた経験的モデルを作成した[1]。機械学習のフレームワークとして、ニューラル・ネットワークを用いた。本研究を通じて以下のことが確認された。

- 機械学習で作成した経験モデルにより、マイクロ秒オーダーで1つのデータセットの計算を行うことが可能である。
- 経験的モデルは、適用範囲内で十分な精度でデブリベッドの冷却条件を評価することが可能である。
- 実証モデルを用いた評価により、パラメータ値の変化の組み合わせで変化するデブリベッドの冷却条件を瞬時に把握することが可能となった。

結論として、機械学習でデブリにベッドの冷却性評価は、炉心損傷シナリオと緩和装置の設計オプションのバランスに関する議論に貢献している。

【参考文献】

[1] Eiji Matsuo, Kyohei Sasa, et al. (2019), “Study on the application of machine learning to debris bed coolability evaluations for a sodium-cooled fast reactor”, Proceedings of ICONE-27, May 19-24, 2019, Ibaraki, Japan

3.7.4. 低温時のコージェネレーション

本研究では、原子力発電所からの廃熱を、二酸化炭素ヒートポンプを用いた単位容量100MW(t)までの大規模暖房供給システム(ネットワーク水温 100～130℃)へ利用する技術を提案している[1]。

著者らは、提案されている低温(150℃まで)原子力発電コージェネレーション(NPP-HPS)の方法と、従来のコージェネレーションタービンによる方法を比較し、NPP-HPSの方が技術的に優位であるとし、低温コージェネレーションにおいて優先されるべきとしている。また、NPP-HPSは既存の原子力発電所に導入することが可能なため、エネルギー、経済性、環境性能を大幅に向上させることができるとしている。

【参考文献】

- [1] Stanislav Borisovich Pustovalov, et al. (2019), “The Low-Temperature Nuclear Power Cogeneration”, Proceedings of ICONE-27, May 19-24, 2019, Ibaraki, Japan

3.8. TIP アワード（米国）で紹介された技術

Top Innovative Practice Award (TIP Awards)とは米国原子力エネルギー協会（NEI: Nuclear Energy Institute）が主催し、Framatome, GE Hitachi Nuclear Energy, Westinghouse, Westinghouse-Combustion Engineering がスポンサーとなっている賞レースである。取り組みのテーマに制限はなく、プラント運営の改善、プラントシステムのサポート、コミュニケーションや奉仕活動、ビジネス慣行の改善など、原子力関連施設運営のあらゆる分野からエントリーが可能であり、イノベーション、安全性、コスト削減効果、生産性と効率性、汎用性、コミュニケーション、ビジョンとリーダーシップが受賞の基準となる。以下の表に 2017 年から 2019 年の受賞事例の一部の概要を紹介する[1]。ただし、政府からファンディングを受けている事例はなかった。

表 3.8-1 2017 年から 2019 年の TIP Awards 受賞事例

社名	テーマ名	技術概要
Arizona Public Service	渦電流検査の自動解析システム	過去の運転データを用いた、熱交換器の自動材料検査装置。Zetec 社の "RevospECT® software"を用いる。一回の燃料交換あたり数百 MH の削減。
Exelon	改良型ボビン渦電流探査プローブによる蒸気発生器管板の検査	ボビン渦電流探傷プローブの技術は限られており、蒸気発生器の管板では他の補助的な検査も必要だったが、WH 社の Auto History Compare (AHC) ソフトウェアを合わせて使うことで以前と現在の検査を比較し、キズに寄与している信号を探知するシステムにより改善。検査のための運転停止期間が一回あたり 24 時間短縮。
STP	プレストレストコンクリート配管(PCCP)の超音波検査	超音波による PCCP 検査手法を導入した。組成などが三次元でわかり、解析に引き継ぎ、配管の評価が可能となった。また、配管の破損や劣化のメカニズムを追える。導入前の 2005 年と 2018 年を比較し約\$221.5M のコスト削減。
Dominion Energy	ロボットクローラによる地下配管の検査	補助サービス水の配管は地下に埋まっており、アクセスが難しいことから、ロボットクローラを開発した。検査のために掘削する必要がなくなり、費用は従

		来：\$2M~3M、現在：\$200K 以下となった。
Tennessee Valley Authority	ワイヤレス振動センサー	マグネット式でポンプなどに取り付け可能で、ケーブルを必要としない。振動データを制御室に送信する。部品メンテナンスの負担を低減し、毎年約\$200K のコストカット。また、時間ベースの保守からコンディションベースの保守に変化し、毎年約\$450K のコストカット。
Dominion Energy	リモート検査装置	原子炉の内部をリモートで撮影できる装置”Hawkeye”と”SUSI”の開発。トータルで\$1.7M のコスト削減。
Dominion Energy	地下配管 CFRP コーティング	V-Wrap™ CFRP システムを導入（CFRP:Carbon Fiber Reinforced Plastics）。軽くて丈夫な複合材を配管の内側にコーティングを行う。また、新たな掘削が不要。材料が異なる配管に導入可能である（炭素鋼、アルミニウム青銅配管に実施済み）。検査工程が短縮し、1 回あたり約\$2.5M のコストの削減。
Duke Energy	Tech. Spec.変更のための FLEX 機器の活用	非常用サービス水（ESW）ポンプを交換する緊急性がある場合、従来のルールでは交換のための日数が足りない。 FLEX 機器を活用することで ESW ポンプの交換を実施。5 日間の炉停止を回避し、約\$3.3M のコストカット。
Exelon	デジタルプラントビューワー	デジタルプラントビューワーを導入し、モバイル機器に情報をマッピングすることで、コスト削減。ライブビデオカメラ、360° の写真、遠隔測定などが可能。毎年約\$5M のコスト削減。

PSEG		モデリングによるセキュリティ対策の最適化	従来のテロ時の訓練は、現実での訓練（FOF 演習）が一般的な対策だったが、高コストであった。そこで、サイトの三次元コンピュータモデルの開発し、モデリングによって様々な検証を可能とした。テロ対策に関する人員をフルタイム換算で 50 人削減し、年間約\$7.1M のコストカットしている。
Arizona Service	Public	バリュー・ベースト・メンテナンス (VBM)	過去の予防保全 (PM) に関する決定には経済的な側面は考慮されていなかった。そこで、安全・コストを考慮した価値基準保全 (VBM) を開発。VBM は、以下の 2 種類のソフトウェアを用いる。 ”Preventance”：故障モードの確認、PRA や保守規則対応に関連したリスク重要度の評価 ”Qlikview”：保守作業の工数／費用などを計算。BI ツールの一種。 これらにより毎年\$10M のコストカット。
Duke Energy		PEPRO アプリケーションの開発	過去の調達業務は、様々な部門の口頭・メールでのコミュニケーションに依存していたため、優先順位やスケジュールの変更の共有が難しかった。そこで、PEPRO アプリケーションの自社開発した（Procurement Engineering Prioritization, Reporting, and Obsolescence）。調達優先順位の計算を行い、プラントでの必要性／機器の信頼性分類／コストなどを考慮する。
Talen Energy		3D プリンティング	ディーゼル発電機の同期信号切り替えスイッチ、チャートレコーダーのリール部、補助ボイラーのレンズのキャップに利用した。約\$20K のコスト削減。

Tennessee Valley Authority	SofTrac クローラー	従来の配管等の運搬方法は長時間を要し、高コストであった。そこで、以下のような特徴を持つ The Barnhart SofTrac クローラーシステムを使用している。 ・キャタピラを通して荷物の負荷を分散させることができる ・方向転換が容易 ・最小限の準備で使用が可能 また、耐荷重性はオフサイトで実証済みであり、準備も含めた作業量が減少し、全社で約\$12.3M のコスト削減。
Duke Energy	伸縮性熱スリーブ	圧力容器上部の熱スリーブ部に伸縮性熱スリーブを導入した。簡単に中に溜まったゴミを取り出すことが可能となり、切断・再溶接などの大掛かりな作業が不要となった。\$28M 以上のコスト削減。
Exelon	TRACG-LOCA 法による解析	従来の LOCA 解析は非常に保守的であった。TRACG-LOCA 法による解析は、ベストエスティメイトな解析である。従来の 10 CFR 附則 K [ECCS 評価モデル] とは異なる不確かさの定量化を行い、統計的な評価を行うコードスケーリング手法 (CSAU) を用いる。特に崩壊熱の定量化が異なり、運転出力に大きく影響する。1 サイクルあたり\$1.5M~3.0M のコストカットを達成。
Duke Energy	グラストップシミュレーター	トレーニングシミュレーターを再現したグラストップシミュレーター (CRGTS) を導入した。すでにスタンドアローンで使われている機器を組み合わせたフルスケールのものである。これらは、パネルの変更が容易であり、指導者によるトレーニングシナリオ開発、緊急時の訓練、プラント仕様の変更の検証が可能である。従来のトレーニングシミ

		ュレーターは\$7M のコストであり、CRGTS は\$715K である。
Exelon	PQI によるサプライチェーンのモニタリング	多くの製品不良による不具合が発生したことを背景に、Parts Quality Initiative (PQI) が 2006 年にスタートした。通常は先に部品を受け取り、検収し、保管するが、本 PQI では重要な部品は先に検収してから受け取る。特に近年ではデータ管理プラットフォームであり、部品や検査手順などを適宜アップデートする Exelon OneLab の利用している。部品の品質による運転停止割合の低下しており、2005 年：43%から 2015-16 年：6%となり、\$5.4M のコスト削減。

【参考文献】

- [1] Top Innovative Practice Awards, <https://www.nei.org/about-nei/top-innovative-practice-awards>

3.9. その他の経済性を向上させる技術

3.9.1. 3D プリント（米国）

3.9.1.1. 規制・規格の動向

- 2019 年 5 月に NEI は先端製造技術（AMT）の使用に向けた産業界の活動計画に関するロードマップを作成した[1]。AMT による部品の導入は、2019 から 2020 年に開始し、2026 年以降にピークを迎える。
 - 以下の 16 種類の技術が原子力産業との親和性が高いと判断した。
 - (1) 指向性エネルギー堆積法
 - (2) 粉末床溶融結合法
 - (3) 結合材噴射法
 - (4) インベストメント鋳造法
 - (5) 粉末冶金熱間静水圧加圧法(PM-HIP)
 - (6) 適応フィードバック溶接
 - (7) ダイオードレーザー被覆法
 - (8) 摩擦攪拌接合
 - (9) ハイブリッドレーザーアーク溶接
 - (10) ハイブリッドレーザーガスメタルアーク(GMA)溶接
 - (11) レーザー被覆技術
 - (12) 化学気相蒸着（CVD）法
 - (13) 物理蒸着（PVD）法
 - (14) コールドスプレー積層造形法
 - (15) レーザーピーニング法
 - (16) 電子ビーム溶接
 - 他産業で開発された AMT を参考にしつつ、ケースバイケースで AMT による部品を原子力産業にも導入する予定である。他産業での事例として以下が挙げられる。
 - ✧ 開発中の有人宇宙船：NASA は現在 Lockheed Martin 社及び Airbus 社と協力し、2011 年に運用が終了したスペースシャトルに代わる次世代型有人宇宙飛行船 ORION の開発を行っており、宇宙船のエンジンシステムの一部は 3D プリンティングメーカーである Stratasys 社のサポートの下 3D プリンティングによって製造される。有人宇宙船の設計に AMT が組み込まれたことは、本事例が初である。
 - ✧ 原子力空母：米国海軍海洋システム司令部（NAVSEA）が、原子力空母であるハリー・S・トルーマン（USS Harry S. Truman, CVN-75）において AMT で製造した機器部品の使用を許可した。機器部品の詳細については軍事機密であるため明らかにされていないが、AMT で製造した金属部品を設置したことが報告されている。NAVSEA は、今回の事例で良好な結果が確認された場合、

引き続き積極的に AMT の採用を検討すると表明している。

- 現在 AMT に関する規格が整えられつつある。主に米国材料試験協会 (ASTM)、国際標準化機構 (ISO)、自動車技術者協会 (SAE) が AMT に関する様々な規格を制定している。表 3.9.1-1 に 2019 年 5 月時点で定められている規格の一例を示す。原子力産業での適用に焦点を当てた AMT の規格は 2019 年 5 月時点で定められていないものの、規格制定に向けた様々な活動が行われていると産業界は報告している。特に DOE が主導している AMT プログラムや米国機械学会 (ASME)、圧力機器技術規格委員会 (BPTCS)、原子力コード規格委員会 (BNCS) 及び電力研究所 (EPRI) が AMT 規格制定を行っている。
- 原子力産業での AMT による部品の導入のため今後の課題として以下が挙げられる。
 - ✧ NRC との連携：産業界と NRC のコミュニケーションが不可欠であり、AMT の開発や導入を促進する。
 - ✧ AMT に関するコードや標準の開発：ASME やその他の規格団体は以下のような活動を行うべきである。
 - ✓ 原子力産業やその他の組織と協力して、AMT のコードケースを確立し、AMT を原子力産業に適用するための実証方法や試験方法を特定する。
 - ✓ 原子力産業を規格開発の重点分野として含めるよう AMT に関する組織である ASTM International の F42 委員会及び America Makes などと協力する。
 - ✧ DOE や国立研究所による AMT の研究及び開発
 - ✧ 訓練及び教育：AMT の実用化には AMT に特化した人材が必要である。原子力産業を AMT における重点分野に含め、ASTM International や America Makes と協力して AMT に関する人材の訓練や教育が必要である。
- 2019 年 5 月に NRC は、3D プリンティングによる機器の規制確立のためのアクションプランを発行した[2]。以下の 5 つのアクションで構成される。
 - タスク 1：短期タスク
 - ✧ パブリックミーティングの開催
 - ✧ AMT を用いた製品候補の検討
 - ✧ 10 CFR 50.59「変更、試験及び実験」に基づいて AMT を審査するための手法の開発
 - タスク 2：継続的な活動
 - ✧ タスク 1 の内容の継続及び更新
 - ✧ 外部機関との連携計画の立案
 - ✧ AMT に対する包括的な技術ガイダンスの開発

- タスク 3：NRC ガイダンス
 - ✧ 既存のガイダンスのレビュー及び更新の必要性があるガイダンスの選定
 - ✧ 新規ガイダンスの開発、もしくは既存のガイダンスの変更のための推奨手段の検討
 - タスク 4：ナレッジマネジメント
 - タスク 5：アクションプランの更新
- 2020 年 6 月 22 日に NRC は、アクションプランを改訂した[3]。本改訂では、AMT により製造された機器の技術情報の整備、規制の整備、さらなるコミュニケーションやナレッジマネジメントの実現に関するタスクが追加された。追加されたタスクを以下に示す。
 - 追加タスク 1：技術情報の整備
 - ✧ サブタスク 1A：検討中の AMT プロセスと既存の製造方法との安全上の差異の評価に関する技術レター報告書（TLR）の作成。
 - ✧ サブタスク 1B：AMT で製造された機器の検査及び非破壊検査（NDE）に関する技術的な評価に関する TLR の作成。
 - ✧ サブタスク 1C：AMT の使用に伴い推奨される微細構造解析、並びに AMT で製造された機器の材料特性のモデリング及びシミュレーションツールに関する TLR の作成。
 - 追加タスク 2：規制の整備
 - ✧ サブタスク 2A：10 CFR 50.59「変更、試験及び実験」に基づく AMT で製造された機器の設置に関するプロセスの文書化。
 - ✧ サブタスク 2B：NRC スタッフの推奨する規制ガイダンスの作成または変更に関する部門ディレクターとの情報共有。
 - ✧ サブタスク 2C：AMT の申請への対応に関する一般的な技術情報のガイダンスを作成し、公開ミーティングを開催。
 - 追加タスク 3：コミュニケーション及びナレッジマネジメント
 - ✧ サブタスク 3A：NRC 内部での調整を四半期毎に実施。
 - ✧ サブタスク 3B：産業界や規格／基準等の外部との調整の継続。
 - ✧ サブタスク 3C：知識管理計画の作成。
 - ✧ サブタスク 3D：公開ワークショップの開催。
 - ✧ サブタスク 3E：NRC スタッフのための AMT に関する訓練及びそのための資料の作成。
 - NRC は 2020 年 8 月 20 日付で、上記サブタスク 2B について評価結果をまとめた文書を公開し、以下の結論を示した[4]。

- サブタスク 2B：AMT に関する規制ガイダンスの評価（主に材料特性及び機能に関する規制ガイダンスが対象）
 - ☆ NRC の規制に、認可取得者の AMT の使用を妨げる、または NRC スタッフの AMT の審査を制限するものはなかった。
 - ☆ 10CFR Part 50「生産及び利用施設の許認可」は一般に機器の機能を定義するものであり、製造プロセスを特定、制限するものではない。
 - ☆ AMT で製造された機器も従来の機器と同様に、10CFR Part 50 に従い意図する機能を実行できる必要がある。
 - ☆ 産業界では、AMT で製造された機器の機能を実証するために、ASME コードケースを開発し、10 CFR 50.55a「規格及び基準」で参照できるようにすることを計画している。
 - ☆ NRC スタッフの AMT の活動計画の一環として、AMT による機器に対する 10 CFR 50.59 のプロセスの適用に関する文書を作成中である。
 - ☆ Reg. Guide、及び標準審査指針（SRP）の材料関連の審査に使用される章を評価し、障害となるものは特定されなかった。
 - ☆ 現在の規制及びガイダンスに障害となるものはないが、規制ガイダンスの更新または追加により NRC スタッフの審査が効率化され、AMT の申請者に対する明確な要求を提供できる可能性がある。（具体的なガイダンスについては、AMT の活動計画サブタスク 2C で対応される）
- 今後の考慮事項
 - ☆ AMT の活動計画サブタスク 2C が完了し、AMT による機器の審査に関連するガイダンスの改訂または新規作成を推奨すると判断された場合は、AMT の活動計画に新たなタスクとして追加する。
 - ☆ 産業界との議論に基づき、本評価では材料特性や機能に関連する規制及びガイダンスを対象としたが、他の分野のガイダンスに対して同様に評価が必要かどうかを検討する。
- NRC は 2021 年 1 月 14 日付で、上記サブタスク 2A の対応として、AMT によって製造された機器の設置に関する文書のドラフト案「先端製造技術を用いて製造された原子力発電所機器に関する品質保証基準及び 10 CFR 50.59 の実施」を公開した[5][6]。
 - 本文書のスコープは、AMT により製造された機器の設置に関する既存の要件及び指針の見直しと、潜在的な課題の検討に限定されており、規制ガイダンスの最終版ではない。新たな運転経験が得られた場合、改訂版を発行することも検討している。
 - 本文書は「AMT 修理 (repair)」と「AMT 交換 (replacement)」に適用されるが、それぞれ以下のように定義した。
 - ☆ AMT 修理：既存の機器の供用状態を回復するための AMT 材料の追加

- ☆ AMT 交換：非 AMT アイテム¹⁵から AMT を使用して製造されたアイテムへの機器や部品の交換。
- スタッフは、10CFR Part50 App.B「原子力発電所及び再処理工場の品質保証規準」及び 10 CFR 50.59 を使用して AMT を使用する変更を行うには、現在の規制の枠組みで十分であると結論付けた¹⁶。品質保証基準及び 10 CFR 50.59 による AMT 機器規制プロセスを図 3.9.1-1 に示す。
- 本文書は、パブリックコメント（～2021 年 2 月 8 日）と文書の修正後、NRR から各地方に正式に発行され、ROP 検査にも適用される予定である。

<参考>10CFR Part50 App.B と 10 CFR 50.59

- 10CFR Part50 App.B で定められる品質保証基準の例を以下に示す。
 - 基準Ⅲ「設計管理」：SSC の安全関連機能に不可欠な材料、部品、設備、プロセスの選択及び適用の適合性の審査のための措置が確立されていること。
 - 基準Ⅳ「調達文書の管理」：申請者が購入するか、もしくはその請負業者が購入するかに関わらず、適切な品質を確保するために必要な適用規制要求事項、設計基準、及びその他の要求事項が、材料、設備、及びサービスの調達に関する文書に適切に含まれているか、又は参照されていることを保証するための措置が確立されなければならない。
 - 基準Ⅶ「購入された材料、設備及びサービスの管理」：購入された材料、設備及びサービスが、直接購入されたか、請負業者を通じて購入されたかに関わらず、調達文書に適合していることを保証するための措置が確立されなければならない。これらの措置には、必要に応じて、調達元の評価と選択、請負業者が提供する品質の客観的証拠、請負業者の調達元での検査、及び納品時の製品の検査に関する規定が含まれるものとする。
- 10 CFR 50.59 は NRC の事前承認を必要としない認可変更プロセスである。10 CFR 50.59 の概要の日本語訳を表 3.9.1-2 に示す。
- 10 CFR 50.59 を適用した例（AMT 機器ではない）を以下に示す。
 - BWR の蒸気乾燥器の交換、一次冷却系ポンプの第一シール下流側に熱膨張式閉止シールを追加設置、非安全関連制御系のアナログからデジタルへの交換（補助建屋

¹⁵ アイテム：プラントの SSC（ハードウェア）及び／又はその構成部品を指す包括的な用語

¹⁶ 2019 年時点では、SSC の機器を同一の機器に交換する場合、AMT 機器であっても 10 CFR 50.59 の対象外となり保守規定である 10 CFR 50.65(a)(4)の対象となっていた。しかし AMT 機器を使用する変更は「同一機器の変更」ではないため、保守規定よりも 10 CFR 50.59 が優先されると結論付けた。

及び燃料取扱建屋の換気系制御システム、出力領域及び振動領域用中性子計装システム)、など

3.9.1.2. 活用事例

老朽化した部品の交換、製造時間とコストの削減、部品の品質や性能の向上、先進的な原子炉技術を可能にするなどの様々な用途を背景に 3D プリンティングへの関心が高まっている。AMM の潜在的な用途には、大型容器、容器内部、燃料集合体部品、様々なサイズの配管部品が含まれている。[1]

- 以下のような 3D プリンティング技術の活用事例がある。
 - Talen Energy 社の Susquehanna 発電所では、メーカーやベンダーが既に生産やサポートを打ち切った廃版製品及び廃版部品に対する問題解決手段として 3D プリンティングを活用している。具体的には、非常用ディーゼル発電機のセレクトースイッチ、発電所内のチャートレコーダー、補助ボイラーの操作盤に活用した。特に、非常用ディーゼル発電機のセレクトースイッチへの活用において、当該セレクトースイッチは絶版となっており、現在保有しているセレクトースイッチの部品の在庫が尽きてしまった場合、非常用ディーゼル発電機に対する適切な保守点検作業を行うことができなくなり、米国の保安規定である Tech. Spec. に則って Susquehanna 1 号機及び 2 号機を停止せざるを得ない状況であった。そこで Talen Energy 社は 3D スキャナーを用いて当該部品をスキャンし、リバースエンジニアリングを行うことで設計の変更を行った。その後、部品のプロトタイプを作成し、設計変更の妥当性の検証を迅速に行った。このような対応により、新規製品の発注を迅速に行うことが可能となり、2 基の原子炉停止を未然に防ぐことができた。本事例は TIP Awards (3.8 節参照) で報告されたものである。
 - NuScale Power 社は SMR の製造に積極的に先端製造技術の活用を行うことを表明している。同社は DOE と協力して、PM-HIP 法を用いて 2/3 スケールの SMR 用圧力容器の上部部品を作成したと報告した。現状は HIP で用いる機器の関係で製造できるもののサイズが制限されるが、技術的には実寸大の製品も製造可能であると説明している[7]。
 - 2018 の DOE の U.S. Industry Opportunities for Advanced Nuclear Technology Development (3.9.2.1.(1)参照) において、BWXT 社と Holtec International 社のプロジェクトがファンドの対象に選ばれた[8][9]。BWXT 社は、原子炉構成機器に使用されるハステロイ合金の加工条件の開発や加工後の機器の性能の実証を目的としている。Holtec International 社は、SMR の構成機器への使用のためのハイブリッドレーザーアーク溶接の技術開発を目的としている。DOE からの資金援助額はそれぞれ、540 万ドル、631 万ドルである。

- Westinghouse 社は 2020 年 5 月に、Exelon 社の Byron 発電所 1 号機（PWR）の燃料交換停止中に、3D プリンティングにより製造された燃料棒案内シンブルを設置した[10]。
- Framatome 社は 2020 年 11 月に、3D プリンティングにより製造したステンレス鋼及びニッケル合金の燃料部品を用いた燃料集合体の 5 サイクル照射が完了したと報告した。本燃料は 2019 年にスイスの Gösgen 発電所（PWR）に設置されたものである。照射結果をさらに調査し、他の PWR、BWR、VVER に対する燃料を 3D プリンティングにより製造する予定である[11]。
- BWX Technologies 社とオークリッジ国立研究所（ORNL）は 2020 年 11 月現在、ORNL が主導する TCR プログラム（3.6.3 節参照）の一環として、原子力での使用を目的とした耐高温超合金の製造プロセスに AMT を応用する研究開発を行っている。BWXT 社によると、耐高温超合金の炉心部品を使用することで、炉心出口温度は 1482°C、プラント全体の効率は 50%にまで増加する可能性がある。TCR プログラムでは、DED 技術を用いて、2023 年までに世界初の 3D プリンティングによるマイクロ炉を建設し、導入することを目指している[12]。
- パデュー大学は 2020 年 9 月、DOE から、3D プリント原子炉の炉心開発に対して 80 万ドルの助成金を受けた。この助成金により、パデュー大学は、TCR プログラムの主要な貢献者となることができるようになる。特にパデュー大学は、マイクロ炉の重要な部品の品質を保証するための新しい人工知能モデルの開発に携わることになる[13]。

表 3.9.1-1 AMT に関する規格

(NEI、2019 年 5 月付)

機関	規格番号	タイトル
ASTM/ISO	ISO/ASTM 52915-16	Standard Specification of Additive Manufacturing File Format (AMF) Version 1.2
ISO/ASTM	ISO/ASTM 52910-18	Additive Manufacturing – Design – Requirements, guidelines and recommendations
ASTM	F2924-14	Standard Specification for Additive Manufacturing Titanium-6, Aluminum-4, Vanadium with Powder Bed Fusion
ASTM	F3001-14	Standard Specification for Additive Manufacturing Titanium-6, Aluminum-4, Vanadium ELI (Extra Low Interstitial) with Powder Bed Fusion
ASTM	F3049-14	Standard Guide for Characterizing Properties of Metal Powders Used for Additive Manufacturing Processes
ASTM	F3055-14a	Standard Specification of Additive Manufacturing Nickel Alloy (UNS N07718) with Powder Bed Fusion
ASTM	F3056-14e1	Standard Specification for Additive Manufacturing Nickel Alloy (UNS N06625) with Powder Bed Fusion
ASTM	F3091/F3091M-14	Standard Specification for Powder Bed Fusion of Plastic Materials
ASTM	F3184-16	Standard Specification for Additive Manufacturing Stainless Steel Alloy (UNS S31603) with Powder Bed Fusion
ASTM	F3187-16	Standard Guide for Directed Energy Deposition for Metals
ASTM	F3213-17	Standard for Additive Manufacturing – Finished Part Properties – Standard Specification for Cobalt-28, Chromium-6, Molybdenum via Powder Bed Fusion
ASTM	F3301-18a	Standard for Additive Manufacturing – Post Processing Methods – Standard Specification for Thermal Post-Processing Metal Parts Made via Powder Bed Fusion

ASTM	F3302-18	Standard for Additive Manufacturing – Finished Part Properties – Standard Specification for Titanium Alloys via Powder Bed Fusion
ASTM	F3303-18	Standard for Additive Manufacturing – Process Characteristics and Performance: Practice for Metal Powder Bed Fusion Process to Meet Critical Applications
ASTM	F3318-18	Standard for Additive Manufacturing – Finished Part Properties – Specification for AISI10Mg with Powder Bed Fusion – Laser Beam
ISO/ASTM	ASTM 52901-17	Standard Guide for Additive Manufacturing – General Principles – Requirements for Purchased AM Parts
ISO/ASTM	ASTM 52900-15	Standard Terminology for Additive Manufacturing – General Principles – Terminology
ASTM	F2971-13	Standard Practice for Reporting Data for Test Specimens Prepared by Additive Manufacturing
ASTM	F3122-14	Standard Guide for Evaluating Mechanical Properties of Metal Materials Made via Additive Manufacturing Processes
ISO/ASTM	ASTM 52921-13	Standard Terminology for Additive Manufacturing – Coordinate Systems and Test Methodologies
ASTM	A1080-15	Standard Practice for Hot Isostatic Pressing of Steel, Stainless Steel, and Related Alloy Castings
ISO/TC 261	ISO 17296-2:2015	Additive Manufacturing – General Principles – Part 2: Overview of process categories and feedstock
ISO/TC 261	ISO 17296 -3:2014	Additive Manufacturing – General Principles – Part 3: Main characteristics and corresponding test methods
ISO/TC 261	ISO 17296 -4:2014	Additive Manufacturing – General Principles – Part 4: Overview of data processing
ISO/TC 261	ISO/ASTM DIS 52907 (under development)	Additive Manufacturing – Technical specifications on metal powders
ISO/TC 261	ISO/ASTM AWI 52908 (under development)	Additive Manufacturing – Post-processing methods – Standard specification for quality assurance and post processing of powder bed fusion metallic parts

ISO/TC 261	ISO/ASTM AWI 52909 (under development)	Additive Manufacturing – Finished part properties – Orientation and location dependence of mechanical properties for metal powder bed fusion
ISO/TC 261	ISO/ASTM DIS 52911-1 (under development)	Additive Manufacturing – Technical design guideline for powder bed fusion – Part 1: Laser-based powder bed fusion of metals
ISO/TC 261	ISO/ASTM WD 52941 (under development)	Additive Manufacturing – System performance and reliability - Standard test method for acceptance of powder-bed fusion machines for metallic materials for aerospace application
ISO/TC 261	ISO/ASTM WD 52942 (under development)	Additive Manufacturing – Qualification principles – Qualifying machine operators of metal powder bed fusion machines and equipment used in aerospace applications
ISO/TC 261	ISO/ASTM CD 52950 (under development)	Additive Manufacturing – General principles – Overview of data processing
SAE Int'l	AMS 7000	Laser-Powder Bed Fusion (L-PBF) Produced Parts, Nickel Alloy, Corrosion and Heat-Resistant, 62 Ni – 21.5 Cr – 9.0 Mo – 3.65 Nb Stress Relieved, Hot Isostatic Pressed and Solution Annealed
SAE Int'l	AMS 7001	Nickel Alloy, Corrosion and Heat-Resistant Powder for Additive Manufacturing, 62 Ni - 2.5 Cr – 9.0 Mo – 3.65 Nb (pre-alloyed powder)
SAE Int'l	AMS 7002	Process Requirements for Production of Metal Powder Feedstock for Use in Additive Manufacturing of Aerospace Parts
SAE Int'l	AMS 7003	Laser Powder Bed Fusion Process

表 3.9.1-2 10 CFR 50.59 の概要の日本語訳

(2007 年 8 月 28 日改訂)

- (a) (定義：略)
- (b) (対象施設：略)
- (c) (1) 次の場合にのみ、10CFR50.90 に従った認可の修正を行わずに、UFSAR に規定されている施設、手順の変更ならびに UFSAR に規定されていない検査及び試験を実施することができる。
 - (i) Tech. Spec. の変更に該当しない。
 - (ii) 本規則 (c) (2) の基準に該当しない。
- (2) 次の場合には、変更、検査または試験を実施する前に 10CFR50.90 に従い認可の修正を行う。
 - (i) FSAR または UFSAR で既に評価した事故の発生確率が有意に増加する (more than a minimal increase) 場合。
 - (ii) FSAR または UFSAR で既に評価した安全上重要な構築物、系統または機器 (SSC) の故障の発生確率が有意に増加する場合。
 - (iii) FSAR または UFSAR で既に評価した事故の影響が有意に増加する場合。
 - (iv) FSAR または UFSAR で既に評価した安全上重要な SSC の故障による影響が有意に増加する場合。
 - (v) FSAR または UFSAR で既に評価したものと異なるタイプの事故の可能性を生ずる場合。
 - (vi) FSAR または UFSAR で既に評価したものと異なる安全上重要な SSC の故障による影響の可能性を生ずる場合。
 - (vii) FSAR または UFSAR に記載されている核分裂生成物バリアに関する設計基準限度を超えるまたは変更する場合。
 - (viii) FSAR または UFSAR に記載されている設計基準の設定または安全解析で用いた評価手法と異なる評価手法を用いた場合。
- (3) 10CFR50.71 に従い UFSAR を最後に更新した後に本条項に従って実施した評価及び 10CFR50.90 に従って実施した安全解析の結果を FSAR または UFSAR に反映すること。
- (4) 本条項は、特別な要件が課される施設または手順の変更に対して適用されない。
- (d) (記録保存、報告要件：略)

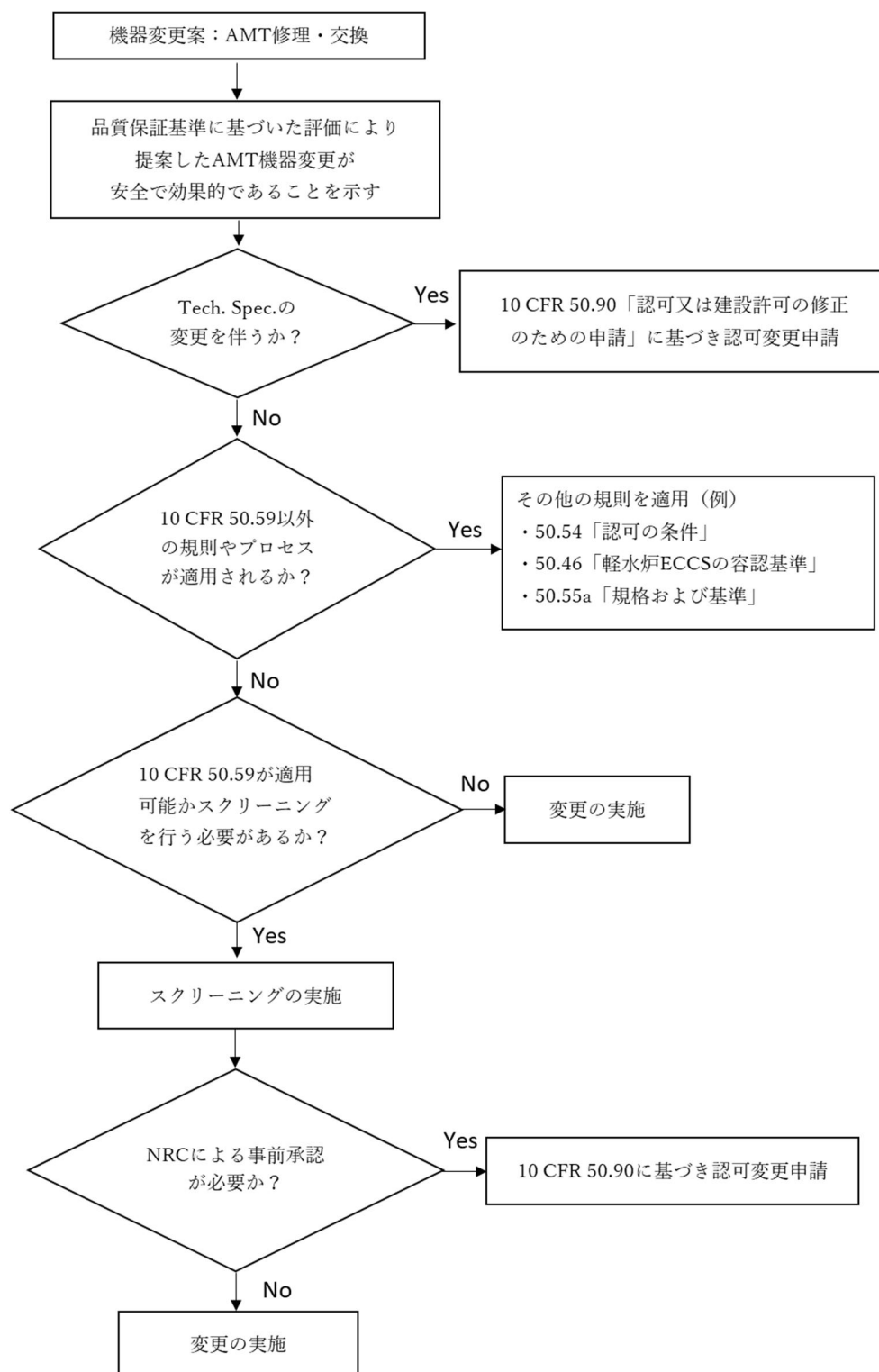


図 3.9.1-1 10 CFR 50.59 による AMT 機器の規制プロセス

(NRC、2021 年 1 月 14 日付)

【参考文献】

- [1] NEI, “Roadmap for Regulatory Acceptance of Advanced Manufacturing Methods in the Nuclear Energy Industry,” May 13, 2019
- [2] NRC, “Advanced Manufacturing Technologies -Action Plan Status-,” May 22, 2019.
- [3] NRC, “Revision 1 of the Action Plan to Prepare the U.S. Nuclear Regulatory Commission for Review of Industry Use of Advanced Manufacturing Technologies,” June 22, 2020.
- [4] NRC, “Advanced Manufacturing Technologies Action Plan Subtask 2B: Assessment of Regulatory Guidance for Advanced Manufacturing Technologies,” August 20, 2020.
- [5] NRC, “Implementation of Quality Assurance Criteria and 10 CFR 50.59 for Nuclear Power Plant Components Produced Using Advanced Manufacturing Technologies”, Draft for Public Comment
- [6] NRC, “Implementation of QA Criteria and 10 CFR 50.59 For Nuclear Power Plant Components Produced Using Advanced Manufacturing Technologies - AMT Action Plan, Revision 1, Subtask 2A”, January 14, 2021.
- [7] NUREG/CP-0310, “Proceedings of the Public Meeting on Additive Manufacturing for Reactor Materials and Components”, July 2019.
- [8] DOE, 2018,
https://www.energy.gov/sites/prod/files/2018/07/f53/BWXT_IND%20FOA%20FY2019%20Summary-Abstract%20ARD-18-15741.pdf
- [9] DOE, 2018,
https://www.energy.gov/sites/prod/files/2018/07/f53/Holtec_IND%20FOA%20FY2018%20Summary-Abstract%20ARD-18-16101.pdf
- [10] WNN, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Westinghouse-3D-printed-component-installed-in-ind>, May 5, 2020.
- [11] Framatome, <https://www.framatome.com/EN/businessnews-2014/framatome-s-breakthrough-3dprinted-elements-complete-first-cycle-in-a-reactor.html>, November 4, 2020.
- [12] 3D Printing Industry, <https://3dprintingindustry.com/news/bwxt-and-oak-ridge-announce-developments-in-3d-printed-nuclear-reactor-components-179836/>, November 25, 2020.
- [13] 3D Printing Industry, <https://3dprintingindustry.com/news/purdue-university-granted-800k-by-doe-to-advance-3d-printed-nuclear-reactor-using-ai-175365/>, September 7, 2020.

3.9.2. 水素製造

3.9.2.1. 原子力発電所における水素製造の動向

(1) 米国

先進的な原子力技術開発のための産業機会

DOE の原子力エネルギー部は、2022 年末までの継続を予定し、2018 年 4 月から 3 か月に 1 度のペースで、技術革新や規制効率化を図るような対象プロジェクトに対し資金援助を行っている（U.S. Industry Opportunities for Advanced Nuclear Technology Development プログラム）[1]。これまでに 2018 年 1st~3rd ラウンド、2019 年 1st~4th ラウンド、2020 年 1st~3rd ラウンドの合計 10 回の資金援助機会があり、毎回それぞれ複数のプロジェクトが資金援助を受けている。資金援助合計額は 2018 年 1st ラウンドからそれぞれ、6000 万ドル、2000 万ドル、1800 万ドル、1900 万ドル、1060 万ドル、1520 万ドル、350 万ドル、540 万ドル、510 万ドル、2690 万ドルである。なお、2020 年 3rd ラウンドの水素関連のプロジェクトは、DOE のエネルギー効率化・再生可能エネルギー部の水素・燃料電池技術課と共同で資金援助を行っている。

また、今回の 2020 年 4th ラウンドでは水素設備統合に関する 1, 2 種類のプロジェクトに、水素・燃料電池技術課と共同で最大 2000 万ドルの資金援助を行うと発表した[2]。プロジェクトは、システム統合および水素の最終用途を実証し、必要に応じて、エネルギー貯蔵システム、流通、燃料供給、水素（または水素キャリア）の販売が含まれていなければならないとしている。

以下に資金援助の対象となった水素製造に関連するプロジェクトを記す。

● 2019 年 3rd ラウンド[3]

DOE の原子力エネルギー部は 2019 年 9 月付で支援の対象を公表した。本支援の合計額は 1,520 万ドルであり、そのうち 918 万ドルが原子力発電所と水素製造施設の統合に関連する Energy Harbor 社及び INL に割り当てられた。以下に同プロジェクトの概要を示す。

- Energy Harbor 社（旧 FirstEnergy Solutions）Davis Besse 発電所（PWR）における低温電気分解による水素製造の実証[4]

Davis Besse 発電所では、原子力発電所からの電気エネルギーを利用する低温電気分解による水素製造の商業利用の実証が 2020 年に開始した。本プロジェクトは 2 か年のプロジェクトであり、2 段階に分かれる。トラック 1 では、ピーク時発電用の水素貯蔵を含む軽水炉ハイブリッド発電／水素プラントの場所別技術・経済評価を実施する。トラック 2 は、Davis Besse 発電所の低温電解パイロット施設を統合し、試験する。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、コンテナ化された固体高分子電解質膜（PEM）電解槽と 1 日あたり 2,400 gal の水を使用して 800 kg から 1,000 kg の水素を生産する。発電所は、石油精製所、鉄鋼メーカー、合成ガス・化学プラントなど、既存の主要

な水素消費者から 150 マイル以内に位置している。Energy Harbor 社の目標は、電解施設の統合を支える機器がプラントの運転、設計、許認可ベースに与える影響を決定することと、機器を統合プラントの配電システムに接続するための最も安全で最も効率的な手段を開発することである。また、入力変数に基づいて水素出力を変調することができるソフトウェアのテストを行うことも重要である。原子力発電施設との統合についての詳細な情報は得られなかった。

● 2020 年 3rd ラウンド[5]

DOE の原子力エネルギー部およびエネルギー効率化・再生可能エネルギー部の水素・燃料電池技術課は 2020 年 10 月付で支援の対象を公表した。本支援の合計額は 2,690 万ドルであり、そのうち 1,376 万ドルが原子力発電所と高温水素製造施設の統合に関連する Xcel Energy 社及び INL に、1,250 万ドルが高温電気分解による水素製造技術開発を行っている FuelCell Energy 社に割り当てられた。以下に当該プロジェクトの概要を示す。

- Xcel Energy 社 Prairie Island 発電所（PWR）における高温電気分解による水素製造の実証及び Arizona Public Service 社 Palo Verde 発電所（PWR）でのフィージビリティ評価[6]

本プロジェクトは上記の Energy Harbor 社のプロジェクトの続き（トラック 3、4）である。トラック 3 では、約 4kg/hr 以上の水素を生成できる原子力発電所からの電気／熱エネルギーを利用す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。この水素製造施設は、まず INL で試運転される。その後、原子力発電所で試運転を行い、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作用、季節ごとの気候条件での運転状況の把握などを行う。本プロジェクトでは、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（例えば、電力網と電解ユニット間の蒸気と電力出力の接続）を開発し、試験し、改良する。

トラック 4 では、Arizona Public Service 社 Palo Verde 発電所の水素貯蔵インフラを対象とし、可逆水素電気分解システムをプラントの二次系に統合するためのプラント初期設計と実現可能性評価を行う。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、水素製造と応答性発電を可能にする統合可逆性電解ユニットを設置し、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ことが期待されている。

本プロジェクトにおける原子力発電施設との統合についての詳細な情報は得られなかった。

- FuelCell Energy 社による固体酸化物電解セル（SOEC）の開発[7]

FuelCell Energy 社は、INL と共同で高温電気分解システムの実証・検証プロジェクトに取り組む。本プロジェクトにより、低温電解による水素製造と高温電解による水素製造のメリットを簡便かつ厳密に比較することができる。本プロジェクトの目的は、原

子力発電による電気と蒸気の両方を利用した水素製造のビジネスケースを確立し、システムの効率性と柔軟性を最大化するために必要な物理試験データを提供することである。本プロジェクトでは 250 kW SOEC サブスケールシステムの検証を行い、200～500MW のモジュール式 SOEC 実用規模システムの開発へとつなげる。

H2@Scale プログラム

「米国水素経済に対するロードマップ」[8]によると、2020-2022 年は Immediate next steps 期として、比較的小規模な水の電気分解施設の開発などが行われ、州レベルで規則や基準を確立することを目的としている。また、2023-2025 年度は Early scale-up 期として、電解施設等のスケールアップを図る。2026-2030 年度は Diversification 期として、水素製造施設と原子力発電所や再生可能エネルギー発電所との統合を図る。最後に、2031 年度以降を Broad rollout 期として、ロバストな規則、基準の制定やさらなるコスト削減を予定している。

上記のロードマップの下、DOE の H2@Scale プログラムが 2016 年より開始している[9]。同プログラムの予算は、2019 年度が 4000 万ドル[10]、2020 年度が 6400 万ドル[11]、2021 年度（予定）が 3300 万ドルとなっている。2019 年度と 2020 年度の資金援助を受けたプロジェクト一覧を表 3.9.2.1-1 及び表 3.9.2.1-2 に示す。これら一覧から DOE は、水素製造施設に使用される材料や貯蔵などの基盤技術の研究開発に重点を置いていることが読み取れる。また、新しい水素市場の模索にも重点を置いている。なお、H2@Scale で製造された水素の用途についての記載はなかった。

2019、2020 年度の原子力に関するプロジェクトは、2019 年度の以下の 1 件のみである。

- 「組織化された電力市場と社内の水素供給への動的な運転を可能にするための原子力発電所での電解槽運転のデモンストレーション」(Exelon、Nel Hydrogen、INL、NREL、ANL) [12]
 - 予算：\$361 万ドル
 - 実施内容：Exelon 社は、本実証実験を通して PEM 電解槽とそれに付随する水素貯蔵システム、それを支えるインフラ、制御システムを設置する場所を選定する計画である。Exelon 社は、すでに火力発電所の小型電解槽から水素製造に関する知識を得ており、火力発電所で製造された水素は主にタービン発電機の冷却目的で、オンサイトで使用されている。本プロジェクトは Nel Hydrogen 社の試験用電解槽を使用し、1MW を目標規模としている。このプロジェクトのもう一つの重要な側面は、遠隔操作で電解槽を制御し、迅速な起動と停止が可能な「動的運転」を実証することである。今回は、Exelon 社は水素をすべてオンサイトで使用する予定であり、販売するつもりはない。

H2@Scale プログラムではこれらに加え、2017 年度に開始した、DOE による米国国立研

究所を対象とした資金援助（CRADA Call）がある[13]。資金援助額は総額 2400 万ドルを上限としており、1 プロジェクト・1 年あたり 50 万ドルから 300 万ドルの資金援助を行う。また、中・大型燃料電池自動車のための水素燃料技術及び天然ガスパイプラインにおける水素混合技術を優先分野としている。原子力発電所に関するプロジェクトは以下の通りである[14]。

- 「原子力水素製造の可能性に関する技術・経済的ケーススタディ」（INL, ANL, NREL, Exelon）[15]
 - 期間：2018 年 6 月 18 日～2019 年 5 月 17 日
 - 予算：157.5 万ドル
 - 実施内容：
 - ☆ Exelon 社の原子炉を対象に、FuelCell Energy 社の高温水蒸気電解法を統合した場合の技術的／経済的フィージビリティ評価を行う。
- 「溶融塩反応炉原子力発電所と電気・熱ハイブリッド水素製造プロセスの融合」（SRNL, SNL, Southern Company Services, Terrestrial Energy US）[16]
 - 期間：2018 年 1 月 1 日～2020 年 5 月 31 日
 - 予算：150 万ドル
 - 実施内容：
 - ☆ S-I サイクルを Terrestrial Energy の IMSR（2.2.2 節参照）に統合した場合のシステム解析、及び膜電極接合体（MEA）の改良を行う。
- 「PWR/MCFR/TWR を用いた高温水蒸気電解による水素製造・エネルギー貯蔵の評価」（INL, PNNL, TerraPower）
 - 情報なし

<参考>Monolith Materials 社（プラズマによるメタン熱分解の実証）[17]

米国のスタートアップ企業である Monolith Materials 社（2012 年設立）は、Nebraska プロジェクト（2016 年～）において、再生可能エネルギーを熱源とした天然ガスのプラズマ熱分解プラントを建設し、試運転を行っている。同社は、日本の原子力メーカーである三菱重工、Azimuth Capital Management、Cornell Capital LLC、Imperative Ventures、及び Warburg Pincus の 5 社から 2020 年 11 月付で出資を受けている。ただし、Monolith Materials 社の原子力発電所とのコラボレーション等は確認できなかった。

(2) カナダ

EC6 における水素製造研究

2013 年の論文では Cu-Cl サイクルを用いた水素製造に関して、以下のように報告されている[18]。

CuCl/HCl 電解槽の長期性能が実証された。気相分離行うことなく、凝縮した混合物を直

接電解槽に供給することが可能であることが示された。常温で電気分解を行うための熔融 CuCl の熱回収について、熔融 CuCl は、空気と水との直接接触熱伝達では化学反応が起こらないことが示された。CANDU 炉で得られる熱を利用することを検討している。

(3) イギリス

EDF 社 Sizewell C 発電所

EDF 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 発電所における水電解水素製造の実証事業に関する 2 件の関心表明（EOI）の募集を開始した[19]。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。なお、水素製造は、英国政府が発表したコロナ禍からの復興に向けたグリーンリカバリー計画（10 Point Plan）において、2050 年のカーボンニュートラルを実現するための重要施策として位置付けられている。

EDF 社 Heysham 発電所

H2H（Hydrogen to Heysham）プロジェクトにおいて、EDF 社が Heysham 発電所の水素製造に関するフィージビリティ評価を実施し、2019 年 10 月に評価結果の報告書を公開した[20]。評価の結果、技術的・安全的に水素製造の実現は可能であり、今後本格的なプロジェクトになる可能性があるとの結論付けた。

(4) フランス

EDF 社と McPhy 社

2018 年に EDF 社と水素製造や貯蔵を扱う McPhy 社は、脱炭素化のための水素製造や販売を促進する提携を結んだ[21]。EDF 社は、原子力と再生可能エネルギーによる低炭素電力を利用した産業を支援するため、水素製造・販売子会社を立ち上げた。ただし、欧州の各機関が原子力発電を持続可能とみなすかどうか未決定である。フランスが原子力水素製造プロジェクトを推進することを選択した場合、EU からの資金提供を危うくする可能性がある。

(5) 中国

CNNC 社 HTR-PM 原子炉

中国は、水素製造機能を備えた高温ガス炉（HTR-PM、2.5.1 節参照）の開発を行っている。

中国科学院核能安全技术研究所 CLEAR-H 炉

ADS と鉛冷却高速炉を開発するため、CLEAR（China LEAd-based Reactor）プロジェクトを実施しており、CLEAR-I（熱出力 10MWt）、CLEAR-II（100MWt）、CLEAR-III

(1000MWt) の 3 段階で進められている[22]。また、水素製造炉 CLEAR-H 等の革新炉も考案している。CLEAR-H では、SOEC を統合した新しい鉛冷却炉である。2015 年の論文では、化学的に不活性で高密度の鉛ビスマス共晶(LBE)を利用して、LBE と水を直接反応させる手法の概念を提案した[23]。これは、減圧装置を追加せずに高温(<600℃)／低圧(0.1-0.2MPa)の蒸気を SOEC スタックに供給するものである。概念設計の結果、1 日あたり 47 トンの水素と 3000 トンの酸素富化空気が得られ、熱水素効率は約 39%に達することが明らかになった。

(6) ロシア

Rosatom 社[24, 25]

水素エネルギーは、ロシアのエネルギー政策の優先事項ではないが、輸出市場の変化によって促進される可能性がある。現在までに、2020～2024 年の水素エネルギー開発のためのロードマップの第一稿がまとめられ、今後数年で Rosatom がこの分野で主導的な役割を果たすことが確認された。水素を利用した鉄道輸送の試験場を建設する予定である。

2020 年 6 月には、ロシア原子力発電所運営研究所 (RINPP) が、Rosatom の電力部門である Rosenergoatom との間で、Kola 発電所(VVER)に設立される原子力・水素エネルギーコンピタンスセンターの実現可能性調査を実施する契約を締結した。

Rosatom 社の一部である Leipunsky Institute of Physics and Power Engineering は、鉛冷却炉における水素製造技術の開発を行っている。

Afrikantov OKBM 社

Afrikantov OKBM 社は、ヘリウム冷却高温ガス炉 (MHR-T) を用いた、水蒸気改質法 (steam reforming method, SMR) による水素製造技術の開発を行っている[26]。

表 3.9.2.1-1 2019 年度 H2@Scale プロジェクト一覧

対象	金額	プロジェクト名
トピック 1A：新規水素キャリアの開発		
Colorado School of Mines	\$381,022	堅牢な気孔ゲーティングゼオライト型イミダゾレート骨格への高容量ステップ型水素吸着
University of Hawaii	\$994,326	可逆性液体水素キャリアとしてのマグネシウムボラン含有フランおよびピロール溶液の開発
University of Southern California	\$1,000,000	再利用可能な触媒を用いた濃縮媒体からの水素放出
Washington State University	\$1,000,000	ギ酸アンモニウムと回収した CO ₂ をベースとした可逆的な液体水素キャリアシステム

トピック 1B：H-Mat 材料互換性コンソーシアム研究開発： 燃料インフラ材料の水素効果		
Clemson University	\$1,000,000	拡張サービス H2 ディスペンスホース用の自己修復可能なコポリマー複合材料
Colorado School of Mines	\$1,443,648	水素貯蔵・配送のための低コスト・高性能ソリューションを実現するための微細構造工学と試験法の開発
Hy-Performance Materials Testing, LC	\$616,270	水素ガス貯蔵容器鋼の疲労き裂進展試験のコスト低減
Massachusetts Institute of Technology	\$1,000,000	準安定性誘起水素脆化抵抗性に向けた微細機械誘導型高速合金設計の探求
The University of Alabama	\$999,870	超硬分散鋼の仕立て：強度と水素耐性の向上への道
University of Illinois at UrbanaChampaign	\$2,000,000	次世代低コスト高強度オーステナイト系ステンレス鋼の組織レベルでの組成と変形モードの仕立て
トピック 2A：水電解材料の先端的研究（HydroGEN コンソーシアムとの統合）		
Georgia Institute of Technology	\$999,997	耐久性に優れ、低コストアルカリ性陰イオン交換膜電解槽のためのインターフェースと電極設計
Nexceris, LLC	\$1,000,000	SOEC スタックの耐久性を高めるための高度なコーティング
Redox Power Systems, LLC	\$999,976	スケラブルな高 H2 フラックス、堅牢な薄膜固体酸化物電解槽
The Chemours Company FC, LLC	\$1,000,000	水電解槽用薄型低クロスオーバープロトン交換膜の性能と耐久性の検討
The University of Toledo	\$750,000	ペロブスカイト/ペロブスカイトタンデム光電極による低コスト非アシスト光電気化学的水解法の開発
University of California: Irvine	\$999,999	太陽水素製造用高選択性複合光触媒材料の開発と Z スキームリアクター設計における評価
University of California: San Diego	\$1,000,000	熱化学水素発生のための還元性と安定性を向上させた新規高エントロピーペロブスカイト酸化物の開発
University of Florida	\$999,589	低温・等温熱熱化学水素製造のための材料発見と開発のための新しいパラダイム

University of Oregon	\$500,000	貴金属を含まない膜電解法による純水素製造
University of South Carolina	\$1,000,000	耐久性のある中間温度電気化学的水分解のための多機能な等方構造二層酸素発生電極
William Marsh Rice University	\$799,998	耐腐食性バリアを有する 3D/2D 疎水性ペロブスカイトを用いた高効率太陽水分割
トピック 2B：低コストバイオマス資源を利用したバイオ水素製造		
Oregon State University	\$999,906	スケーラブルで高効率な微生物電気化学反応器を用いたリグノセルロース系バイオマス・廃棄物からの水素製造技術の開発
トピック 2C：H ₂ と付加価値副産物の共同生産		
C-Zero, LLC	\$999,878	メタンから水素への触媒としての二塩酸塩と黒鉛粉末
University of Colorado, Boulder	\$1,000,000	メタン脱炭素化ナノファイバー副産物を用いた耐久性の高いコンクリート
トピック 2D：可逆型燃料電池の開発と検証		
FuelCell Energy, Inc.	\$2,000,000	高効率リバーシブル固体酸化物システム
Proton Energy Systems, Inc.	\$2,000,000	ユニット化された PEM 型再生可能燃料電池の高い往復効率を実現するための新しいスタックアプローチ
トピック 3：H ₂ @Scale Pilot・生産・貯蔵・燃料供給の統合システム		
Exelon Corporation	\$3,619,061	組織化された電力市場と社内の水素供給への動的な運転を可能にするための原子力発電所での電解槽運転のデモンストレーション
Frontier Energy, Inc.	\$5,400,000	テキサスとその先の H ₂ @Scale のための実証とフレームワーク
Giner ELX, Inc.	\$4,000,000	水素の一貫生産と実証およびユーティリティ業務改善のための消費

表 3.9.2.1-2 2020 年度 H₂@Scale プロジェクト一覧

対象	金額	プロジェクト名
トピック 1：電気分解製造研究開発		

3M Company	\$4,854,808	ギガワット規模のプロトン交換膜水電解槽用酸素発生反応触媒および電極の高度な製造プロセス
Giner ELX, Inc.	\$4,592,662	膜アノードの一体型組立とスケールアップ
Proton Energy Systems, Inc.	\$4,400,000	輸送部品と電極界面の最適化により、低コストの PEM 電解を大規模に実現
トピック 2：圧縮水素・天然ガス貯蔵タンクのためのカーボンファイバーの高度化		
Collaborative Composite Solutions Corporation	\$2,700,540	高圧圧縮ガスタンケージ内の炭素繊維のコスト削減に貢献する溶融紡糸 PAN 前駆体
Hexagon R & D LLC	\$2,599,945	カーボン複合材の最適化によるタンクコストの削減
University of Kentucky	\$2,415,576	圧縮ガス貯蔵タンク用低コスト・高強度中空炭素繊維
University of Virginia	\$2,701,552	圧縮天然ガス貯蔵タンク用低コスト・高性能炭素繊維
トピック 3：高負荷使用のための燃料電池の研究開発；サブトピック 3A：軽量化のための薄膜使用		
3M Company	\$999,889	アイオノマーバックボーンの安定性向上による PFSA 膜の耐久性の向上
The Lubrizol Corporation	\$1,000,000	HD ポリマー電解質膜の寿命を延ばすための抗酸化機能化ポリマー
Nikola Corporation	\$998,376	HD 燃料電池トラック用の先進膜と MEA
University of Tennessee: Knoxville	\$1,000,000	120℃以上で動作する耐久性のある導電性膜の開発に向けた体系的アプローチ
トピック 3：高負荷使用のための燃料電池の研究開発；サブトピック 3B：高負荷使用のための国産燃料セル		
Cummins	\$3,000,000	カミンズ社の重荷重用 PEM 燃料電池システム
Plug Power	\$2,987,181	高負荷用途の国産燃料電池
トピック 4：H2@Scale 新市場研究開発-HYSTEEL		
Missouri University of Science & Technology	\$4,000,000	水素を用いたグリッド・インターアクティブ製鉄（GISH）

University of California: Irvine	\$4,043,993	固体酸化物電解セル(SOEC)と直接還元鉄プラント(DRI)を統合したグリーンスチール製造用の固体酸化物電解セル
トピック 5: H2@Scale の新市場の十用; サブトピック 5A: 海洋の実証		
Hornblower Yachts	\$7,994,208	海洋水素実証
トピック 5: H2@Scale の新市場の十用; サブトピック 5B: データセンターの実証		
Caterpillar Inc.	\$6,000,000	水素燃料を利用したクリーンで信頼性の高い低価格の電力をデータセンターに供給するためのシステム実証実験
トピック 6: 新興水素技術に関する研修および労働力開発		
Electric Power Research Institute, Inc.	\$2,000,000	水素技術経済に向けた人材育成

【参考文献】

- [1] DOE, 2020, [Industry FOA Awardees | Department of Energy](#)
- [2] Green Car Congress, 2021/2/19, [DOE to award up to \\$20M for projects demonstrating integration of nuclear power and hydrogen - Green Car Congress](#)
- [3] DOE, 2019/9, <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-awards-152-million-advanced-nuclear-technology-0>
- [4] DOE, 2019/9, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2019/12/f69/CX-020902.pdf>
- [5] DOE, 2020/10, <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-269-million-advanced-nuclear-technology>
- [6] DOE, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/10/f79/IND%20FOA%20FY20%20Summary-Abstract%20ARD-20-22098%20Northern%20States%20Power.pdf>
- [7] DOE, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/10/f79/IND%20FOA%20FY2020%20Summary-Abstract%20ARD-20-23636%20-%20FuelCell.pdf>
- [8] 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>
- [9] DOE, <https://www.energy.gov/eere/fuelcells/h2scale>
- [10] DOE, 2019, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2019/08/f65/fcto-fy19-h2-at-scale-foa-selections.pdf>

- [11] DOE, 2020, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/07/f76/hfto-h2-at-scale-new-markets-foa-selections-for-release.pdf>
- [12] POWER, 2019/8/31, <https://www.powermag.com/exelon-is-exploring-nuclear-power-plant-hydrogen-production/>
- [13] DOE, <https://www.nrel.gov/hydrogen/h2-at-scale-crada-call.html>
- [14] DOE, <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2020/09/f79/h2-at-scale-crada-projects-2020.pdf>
- [15] Exelon, “Merchant Hydrogen at Scale: A Technical-Economic Case Study of the Potential for Nuclear Hydrogen Production”,
<https://www.energy.gov/sites/prod/files/2019/12/f69/fcto-fcs-h2-scale-2019-workshop-7-otgonbaatar.pdf>
- [16] SRNL, “Hybrid Electrical/Thermal Hydrogen Production Process Integrated with a Molten Salt Reactor Nuclear Power Plant”,
https://www.hydrogen.energy.gov/pdfs/review18/h2026_anton_2018_p.pdf
- [17] 三菱重工, 2020/11/30, <https://www.mhi.com/jp/news/201130.html>
- [18] International Journal of Hydrogen Energy, 2013, “Progress of international hydrogen production network for the thermochemical Cu–Cl cycle”
- [19] EDF, 2020/11/23, <https://www.edfenergy.com/energy/nuclear-new-build-projects/sizewell-c/news-views/sizewell-c-seeks-partners-develop-hydrogen-and-direct-air-capture>
- [20] EDF Energy R&D UK Centre, 2019/10/11, “H2H Feasibility Report”
- [21] POLITICO, 2020/9/9, <https://www.politico.eu/article/france-green-hydrogen-vision/>
- [22] Engineering, Volume 2, Issue 1, March 2016, Pages 124-131, “Design and R&D Progress of China Lead-Based Reactor for ADS Research Facility”
- [23] International Journal of Hydrogen Energy, 2015/11, “Conceptual design of lead cooled reactor for hydrogen production”
- [24] ROSATOM, 2020/7, <https://rosatomnewsletter.com/2020/07/25/era-of-hydrogen/>
- [25] OSW, 2020/7/22, https://www.osw.waw.pl/en/publikacje/osw-commentary/2020-07-22/russias-hydrogen-strategy-a-work-progress#_edn2
- [26] IAEA, 2018, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”

3.9.2.2. 水素製造技術の概要

「3.9.2.1.原子力発電所における水素製造の動向」で紹介した水素製造技術を以下に示す。

(1) 低温電解法

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[1]。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 3.9.2.2-1 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、大きなプラント面積が必要となるデメリットがある。

また先進的な方法として膜電解法がある。これは、電解質であるアルカリ溶液の代わりに固体高分子電解質膜 (PEM) を使用する。このプロセスは、200～400℃の高温と 3MPa の高圧で動作し、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。

<主要な企業や研究所>

- ・ 以下、2018 年 6 月の DOE のワークショップ” HydroGEN: Low-Temperature Electrolysis”参加団体から抜粋

National Renewable Energy Lab. (米国), Berkeley Lab. (米国), Sandia National Lab. (米国), Lawrence Livermore National Lab. (米国), Argonne National Lab. (米国), Los Alamos National Lab. (米国), Northeastern Univ. (米国), Proton OnSite (米国)

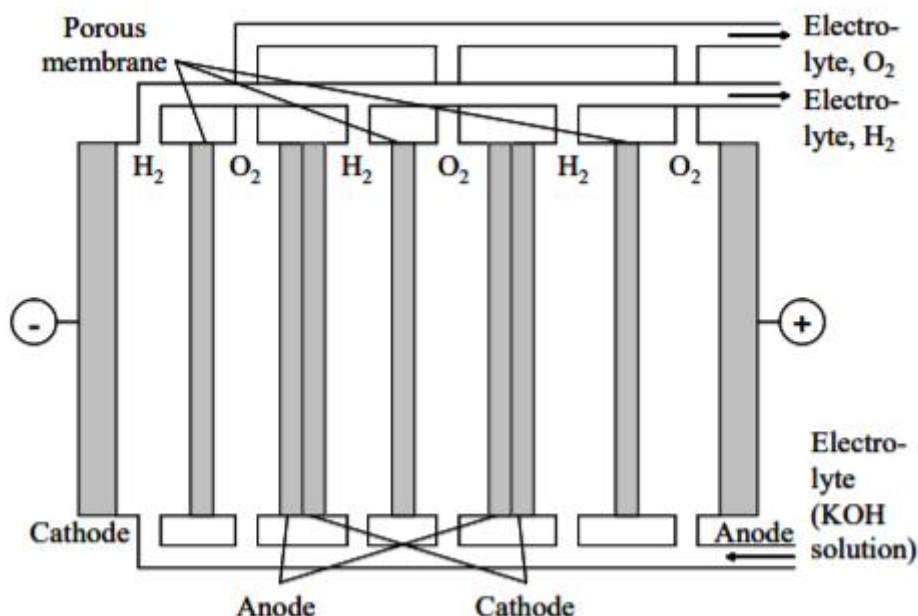


図 3.9.2.2-1 低温電解法の電解セル

(2) 高温水蒸気電解法 (HTSE)

固体電解質型燃料電池を逆作動させ、800～1000℃の高温域で電気分解を行う水素製造方法である[1]。固体酸化物型水電解 (Solid Oxide Electrolysis) と呼ばれる。HTSE では、上記 (1) 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 3.9.2.2-2 に示すように、HTSE 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して陽極に移動し、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り寿命が制限されていることである。

<主要な企業や研究所>

- ・ 以下、2019 年 4 月の DOE のワークショップ” HydroGEN: High-Temperature Electrolysis”参加団体から抜粋

National Renewable Energy Lab. (米国) , Berkeley Lab. (米国) , Idaho National Lab. (米国) , Lawrence Livermore National Lab. (米国) , United Technologies Research Center (米国) , West Virginia Univ. (米国) , Northwestern Univ. (米国) , University of Connecticut (米国) , Saint-Gobain (米国) , FuelCell Energy (米国) , Ceramtec (米国)

- ・ 以下、Netherlands Innovation Network in China の報告書”Overview of hydrogen and fuel cell developments in China”より抜粋

Shanghai Institute of Ceramics (中国) , Dalian Institute of Chemical Physics (中国) , China University of Mining & Technology (中国) , Chaozhou Three-Circle (中国) , G-cell Technology (中国)

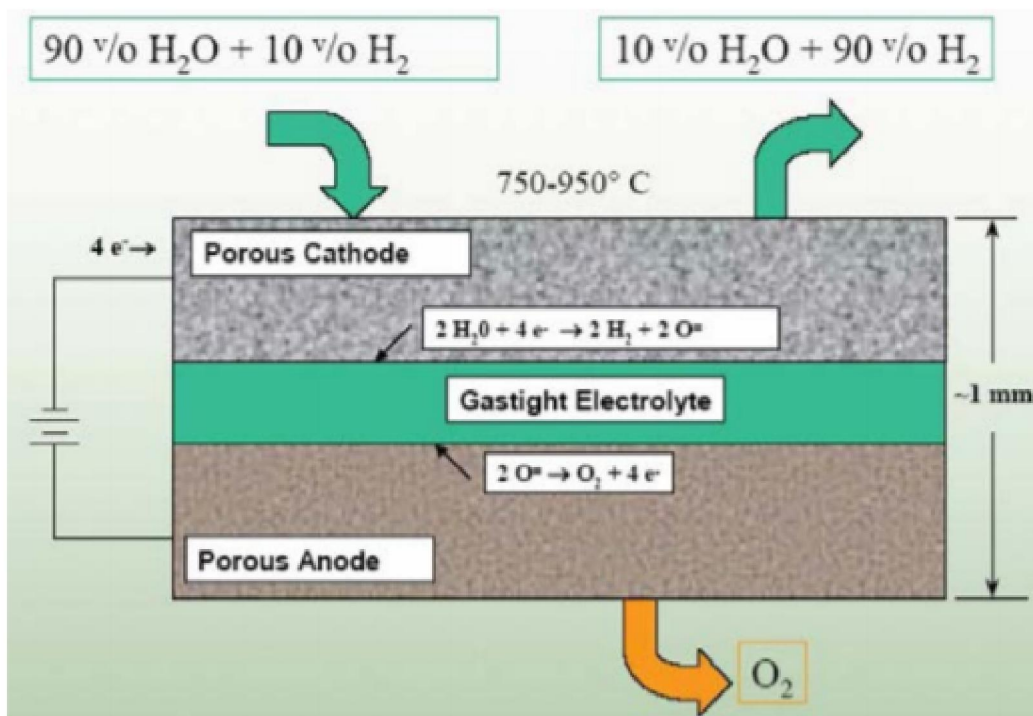
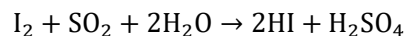
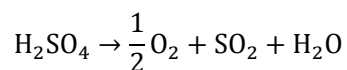
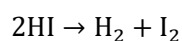


図 3.9.2.2-2 HTSE の電解セル

(3) 熱化学法 IS プロセス (S-I サイクル)

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 [1]。水の熱分解は本来ならば約 4000°C の温度が必要だが、IS プロセスでは 900°C で熱分解可能である。図 3.9.2.2-3 に IS プロセスの概念図を示す。



< 主要な企業や研究所 >

- 以下、2009 年 5 月の DOE のワークショップ参加団体から抜粋

CEA (フランス), SNL (米国), General Atomics (米国), INL (米国), University of Nevada, Las Vegas (米国)

- 以下、3.2.9.1 節の関連部分より抜粋

SRNL (米国), Southern Company Services (米国), Terrestrial Energy (カナダ)

- その他

清華大学 (中国)

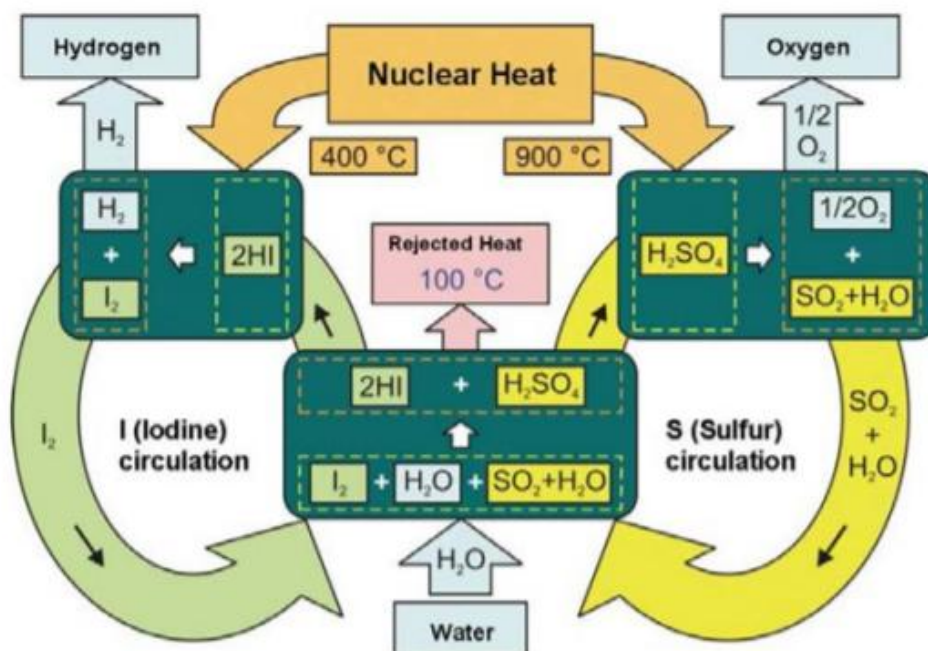
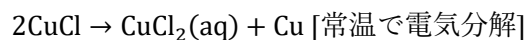
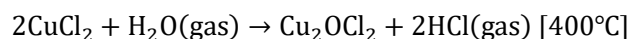
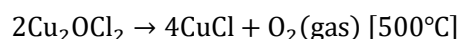
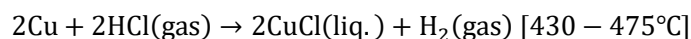


図 3.9.2.2-3 IS プロセスの概念図

(4) 熱化学銅-塩素サイクル (Cu-Cl サイクル)

Cu-Cl サイクルは、以下の 4 つの化学反応で構成されるが、正味の反応は水の酸素と水素への分解であり、化学物質はすべて再利用される[1]。



Cu-Cl サイクルに必要な熱量は、生成する水素 1g 当たりの 221kJ に相当する。また、Cu-Cl サイクルでは、必要な熱を廃熱によって補うことが検討されている。

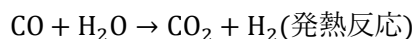
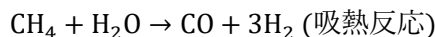
<主要な企業や研究所>

Canadian Nuclear Laboratories (旧 Atomic Energy of Canada Limited)

(5) メタン水蒸気改質法 (SMR)

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、最も一般的な工業化された水素製造である[2]。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。以下の化学反応を用いる。



<主要な企業や研究所>

Afrikantov OKBM (ロシア)

(6) 鉛冷却炉における水素製造 (メタン熱分解法／液体金属-水反応法)

鉛冷却炉における水素製造に関して、冷却材である鉛／鉛-ビスマスにメタンを注入しメタンの熱分解を行う手法 ((7)メタン熱分解法を参照)、または／及び冷却材に水蒸気を注入し鉛の酸化反応により水素を生成する手法の概念が 2008 年時点で以下のように提案されている[3]。なお、これらは原子力固有の水素製造方法である。

図 3.9.2.2-4 に冷却材に水蒸気を注入する手法を表す図、図 3.9.2.2-5 にメタンを注入する手法を表す図を示す。両者とも鉛／鉛-ビスマスが溜まっている容器底部に注入し、水素を発生させる。発生した水素と酸素、及び水素と炭素を分離する装置が必要である（ただし具体的な分離手法の記載はない）。また、冷却材に水とメタンを同時に注入し、水素と一酸化炭素や二酸化炭素に分離するという概念もある。

<主要な企業や研究所>

・ 以下、3.9.2.1.節の関連部分より抜粋

Leipunsky Institute of Physics and Power Engineering (ロシア)、中国科学院核能安全技术研究所 (中国)

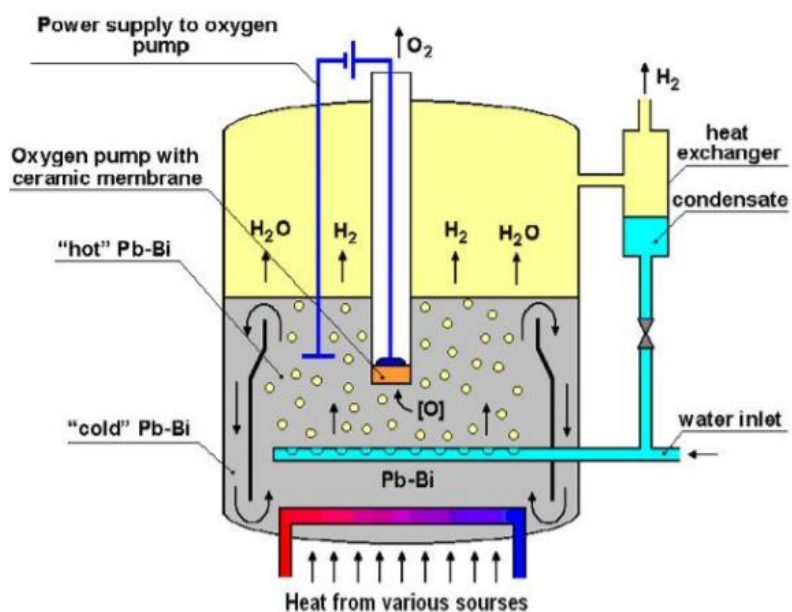


図 3.9.2.2-4 鉛冷却炉における水蒸気を用いた水素製造

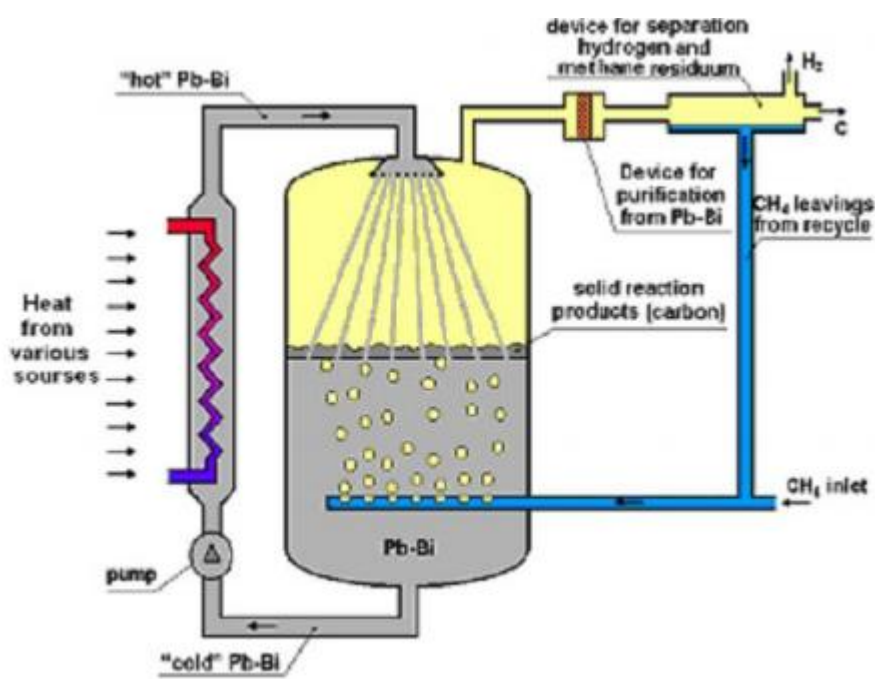
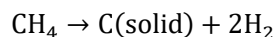


図 3.9.2.2-5 鉛冷却炉におけるメタンを用いた水素製造

(7) メタン熱分解法

以下では、原子力発電所における製造に限らないメタン熱分解法について記す。

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[4]。



CO₂ 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、1200℃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℃程度、炭素系触媒では 850～950℃程度、Co, Ni, Pd, Pt, Cr, Ru, Mo, W などの各種金属触媒で 700～1000℃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[5]。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提供する。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>メタン熱分解に関するプロジェクトの概要

- Nebraska プロジェクト[6]
 - 参画団体である Monolith Materials 社は現在、2016 年にネブラスカ州で建設を開始したプラズマメタン熱分解プラントである Olive Creek 1 号機の試運転を行っており、これは年間約 14,000 トンのカーボンブラックを生産する能力を持つ商業規模の実証プラントである。副生成物として約 5,000 トンの水素を生産する。製造された炭素は、タイヤ、ホース、ベルト、ワイヤなどに使われる。また、製造された水素は、ネブラスカ電力公社（NPPD）の石炭焚ボイラ（125MW）の代替に使われる。
 - Monolith 社は 2020 年 10 月付で、ネブラスカ州に年間 275,000 トンのアンモニアを生産可能な Olive Creek 2 号機を建設すると発表した。このプラントは、再生可能エネルギー100%で駆動するメタン熱分解プロセスにより水素を製造し、水素やアンモニアを必要とする製品を生産することを計画している。また、アンモニアはハーバーボッシュ法により生成する。2021 年に建設を開始し、既存の実証プラントを拡張する予定である。
 - Monolith 社の技術：
 - ✧ 反応器の上からメタンガスとプロセスガスを注入する。
 - ✧ プラズマにより加熱する。
 - ✧ 反応器下部のチャンバーを通過する際に炭素原子がクラスター化する。その後カーボンブラックの性質をコントロールする。
 - ✧ 水素も同じチャンバーを通り、その後エンドユーザーへ輸送する。
- Hazer Process
 - Hazer Group が参画団体であり、西オーストラリアのムンスターでプロジェクトが進行している[7]。プロジェクト開始は 2020 年 3 月であり、オーストラリア再生可能エネルギー機構（ARENA）が 941 万ドルのファンドを行っている。トータル

コストは 2257 万ドルである。商業実証プラントの建設と 3 年間の運転がプロジェクトスコープである。西オーストラリア大学で開発された技術を使用し、排水処理場のバイオガスから炭素と水素を生成するプラントを建設する予定である。

➤ Hazer Process の技術を以下に示す[8]。

- ✧ 触媒：鉄鉱石
- ✧ 反応温度：800℃以下
- ✧ メタン転化率：55-65%

<主要な企業や研究所>

- ・ 以下、関連プロジェクトの参加団体より抜粋

Monolith Materials（米国）、Hazer Group（オーストラリア）、Karlsruher Institut für Technologie（ドイツ）、University of California（米国）、BASF（ドイツ）、Linde（ドイツ）、ThyssenKrupp（ドイツ）

(8) 水素製造技術のまとめ

上記で報告した各水素製造技術の特徴を以下の表にまとめる。

表 3.9.2.2-1 各水素製造技術の特徴

（参考文献をもとに JANUS が作成）

製造法	温度帯（℃）	エネルギー源	原子力関連の実用化段階
低温電解	200-400	電気	米国原子力発電所への統合実証実験
高温水蒸気電解	800-1,000	電気／熱	米国原子力発電所への統合フィージビリティ評価
S-I サイクル	800-9,00	熱	米国熔融塩炉への統合を目指した研究
Cu-Cl サイクル	400-500	熱	カナダ重水炉への統合を目指した研究（2013 年情報）
SMR	600-900	熱	ロシアのヘリウム冷却高温ガス炉における技術として開発（非原子力分野で最も広く利用さ

			れている)
鉛冷却炉における 水素製造	400-1,000	熱	中国、ロシアにて研 究開発
メタン熱分解	700-1,000	熱	鉛冷却炉における 一部の技術として 研究 (2008 年情報)

【参考文献】

- [1] IAEA-TECDOC-1859, “Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software”
- [2] Yan, W. et al. Production of CO₂-free hydrogen from methane dissociation: A review. Environ. Prog. Sustainable Energy, 33, p.213–219 (2014)
- [3] Journal of Physics, 2008, “Physical and chemical interactions of hydrogen and water with liquid lead and lead-bismuth”
- [4] DOE, 2017, “An Overview of Natural Gas Conversion Technologies for Co-Production of Hydrogen and Value-Added Solid Carbon Products”
- [5] Applied Catalysis A, “Thermocatalytic decomposition of natural gas over plasma-generated carbon aerosols for sustainable production of hydrogen and carbon”
- [6] Monolith, 2020/10/6, [Monolith - Monolith Materials Plans to Build Country's First Large Scale Carbon-Free Ammonia Plant](#)
- [7] ARENA, [The Hazer Process: Commercial Demonstration Plant - Australian Renewable Energy Agency \(ARENA\)](#)
- [8] Hazer Group ホームページ, 2017/3/2, [Argonaut Report – Initiation – Cracking the Code | hazergroup.com.au](#)

3.9.2.3. 原子炉と水素製造プロセスの結合

原子力発電所で発生した熱源を利用し水素製造を行う場合、熱源から熱を利用する水素製造施設までの熱を切り離す中間熱交換器 (IHX) が必要である[1]。通常の運転条件では、IHX は一次冷却材が水素製造施設に侵入するのを防ぎ、水素製造施設側ではプロセスガスが原子炉格納容器に侵入するのを防ぐ。また、候補材料は、CO、CO₂、H₂、H₂O、CH₄などの不純物を含む 1000℃のヘリウムや中性子照射にさらされることになるため、適切な材料選定が重要である。

大・中規模プラントの代表的な出力レベルに対応するよう設計されたヘリカル管バンドル及び U 字管の 2 種類の IHX がドイツの企業によって開発され、10MW(th)コンポーネント試験ループ(KVK)において、一次側に 950℃のヘリウム、二次側に 900℃のヘリウムを用いて試験を行った。日本の HTTR では、10MW(th)のヘリカルコイル状 IHX が同じ条件で

運転され、運転経験に基づいて、高温条件下での寿命を 2 倍にする新しいヘリカル管とシェルの設計が報告されている。

プリント回路熱交換器(PCHE)と呼ばれる新しい IHX が検討されている。PCHE は、3D プリンティングにより製造され、一次冷却材と二次冷却材のチャンネルを交互に含む金属板層で構成される。PCHE は非常にコンパクトで、堅牢で、熱効率が高い。

【参考文献】

- [1] IAEA-TECDOC-1859, “Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software”

3.9.2.4. 規制対応

3.9.2.1. 米国 DOE 水素製造プラントと軽水炉の統合に関する検討

DOE の軽水炉持続可能性 (LWRS) プログラムの一環として実施された、既設の軽水炉に水素製造プラントを統合した場合の PRA の結果をまとめた報告書が 2020 年 10 月付で公表された[1]。既設の軽水炉に対して抽熱系統を追加した場合の PRA を PWR 及び BWR 別に実施した。サイトレイアウトの例として、PWR から Calvert Cliffs-1/2 (CE-PWR)、BWR から Columbia (BWR/5) が選ばれた。

本報告書のスコープはレベル 1 の PRA であり、軽水炉のプロセス蒸気からの熱の抽出に関するリスクをモデル化する。さらにこの結果に高温電気分解を用いる水素製造プラントを追加する。なお、軽水炉に追加する抽熱系統は NRC の規制対象であるが、軽水炉とは離れた位置に配置される高温電気分解施設は NRC の規制の対象外であり、電解施設での事故は外部ハザードとして扱う。以下の図 3.9.2.4-1 に NRC の規制対象及び対象外の施設を示す。なお、本報告書では、NRC の規制の範囲について以下の通り整理している。

- ・ NRC は物的防護要件（いわゆるセキュリティ要件）のもとで防護が必要となる全ての構築物、系統及び機器に対する監督権限を有している。
- ・ 原子力安全関連及びリスク重要度高の機能を遂行する全ての構築物、系統及び機器は原子力施設のバウンダリ内に含まれ、NRC の規制権限が及ぶ。
- ・ 原子力施設に統合されている及び／または原子力施設の制御室で制御されているエネルギー変換システムは原子力施設の一部であると考えすべきである。防護エリア外部に配置され、適切なインターフェイス基準をもとに輸送システムと原子力施設とが分離されている場合、当該エネルギー変換システムは原子力施設のスコープ外となる。インターフェイス基準は、産業事故による悪影響から原子力施設が影響を受けないことを保証する必要がある。
- ・ 原子力安全解析は、全ての原子力及び産業システムに対して、潜在的な飛来物、セキュリティ問題、洪水問題、及び原子力安全機能を遂行する構築物、系統及び機器に影響を与える可能性があるその他の影響の観点で実施する必要がある。

- ・ 原子力施設と産業施設の規制上の境界線は、原子力施設の設計、輸送システムの設計、及び適切なインターフェイス要件を有するインターフェイス設計において境界線を規定することで、定義することができる。インターフェイス要件では、産業施設の過渡事象及び故障について対応する必要がある。また、インターフェイス要件によりエネルギー輸送システムが原子力安全機能を遂行するまたは安全機能に悪影響を及ぼさないようにする必要がある。
- ・ インターフェイス要件により原子力発電所の安全な運転を維持する強固な能力があると証明する必要がある。

抽出系統について、MSIV の下流にある主蒸気を抽出するとし、水素プラントに向かう蒸気の最大流量は $2.715 \times 10^5 \text{ kg/hr}$ 、温度は 252°C とした。抽熱系統の追加による主たる懸念事項は蒸気配管の破断による蒸気インベントリの喪失であり、蒸気配管の破断による過渡事象の発生及び制御系統の故障についても考慮した。高温電解施設による外部ハザードとして、大規模爆轟による衝撃波、火災、または飛来物を想定した。

表 3.9.2.4-1 に抽出系統及び高温電解施設の追加に伴い、PRA に影響を与えるまたは PRA に追加するハザードをまとめる。表 3.9.2.4-1 には、当該ハザードが追加される可能性があるイベントツリー及び PRA への反映の有無についてもまとめている。

PRA の結果から、全ての設計基準事故に関する内的事象の発生頻度の増加が最低限であり、10 CFR 50.59 (3.9.1.1 節参照) を適用する許認可手法が正当化された。さらに、CDF 及び LERF の結果は、フルスコープの認可変更申請が不要となる Reg. Guide 1.174 「リスク情報に基づく認可変更申請ガイダンス」の利用も正当化している。表 3.9.2.4-2 に PRA の結果をまとめる。

さらに表 3.9.2.4-1 に基づいたハザード解析により、高温電解施設の水素爆轟の風圧による開閉所の構成機器のフラジリティの変化を考慮することが最も保守的であることがわかった。この解析結果により、開閉所送電鉄塔から 1.0km 離れた位置に設置した高温電気分解施設による外部ハザードの影響は無視できるものであり、電解施設と開閉所送電鉄塔の距離が 455m 以上であれば安全であることがわかった。しかし、サイト固有の条件により、これらの結論が変更となることがある、と結論付けた。

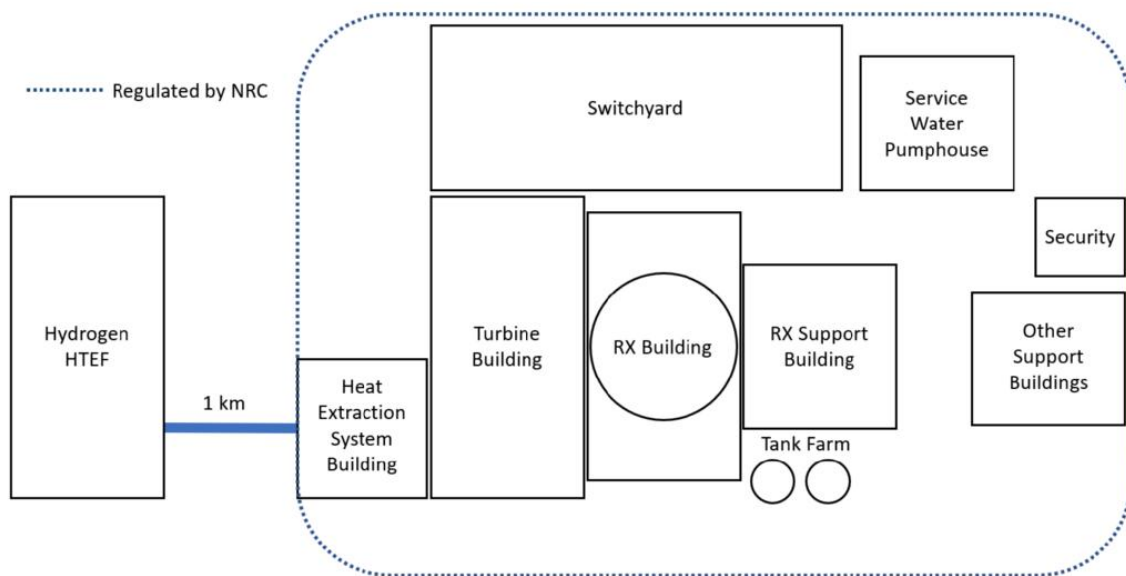


図 3.9.2.4-1 NRC の規制対象正接及び規制対象外施設

表 3.9.2.4-1 抽出系統及び高温電解施設の追加に伴い、PRA に影響を与えるまたは PRA に追加するハザード

ハザード	潜在的に影響を受ける可能性がある 原子力施設の プロセス機能	PRA の イベントツリー	PRA への反映
高温電解施設における 水素爆轟	外部電源喪失	開閉所に起因する外部電源喪失	反映する
	サービス水喪失	サービス水系喪失 (BWRのみであり、 PWR のイベントツリーには影響なし)	反映する
	重要構築物（原子炉格納容器、復水貯蔵タンク、その他の冷却材貯蔵タンク）の損傷	高温電解施設における水素爆轟	反映する
原子力発電所の MSIV 外側での抽出 系統の蒸気配管破断	タービン建屋内での 飛来物による損傷 (抽出系統がタービ	抽出系統での主蒸気 配管破断	反映する（抽出系統 がタービン建屋内に 無い場合はスクリー

	ン建屋内にある場合)		ンアウト)
	抽出系統での主蒸気配管破断 (隔離不能な蒸気漏洩)	抽出系統での主蒸気配管破断	反映する
抽出系統の熱交換機漏洩	大規模な漏えい／破断：主蒸気配管での隔離不能な蒸気漏洩	抽出系統での主蒸気配管破断	反映する
	小規模な漏えい：高温電解施設の加熱ループの汚染 (蒸気または)	設計基準事象ではない (経済的リスク)。BWR の場合、汚染リスクが大きい。	レベル 1PRA からはスクリーンアウト (経済的及び環境的な懸念あり)
熱媒体の発火	蒸気：不燃性 熱媒体液：引火性	なし	スクリーンアウト
瞬間的な蒸気迂回喪失 (フィードバック)	5% の熱迂回	なし (原子力委発電所は 30% までの負荷喪失に対処可能)	スクリーンアウト
タービン建屋内での抽出系統の破断	タービン建屋内の構築物、系統、機器の損傷、安全関連母線の損傷の可能性 (プラントコンフィグレーションに依存)	過渡事象、非常用電源の能力	タービン建屋内に抽出系統を配置しないという勧告によりスクリーンアウト

表 3.9.2.4-2 PRA の結果

【PWR】

	CDF (／年)	LERF (／年)
軽水炉に抽熱系統を追加しない場合	8.334E-6	8.039E-7
軽水炉に抽熱系統を追加する場合	8.881E-6	8.045E-7

【BWR】

	CDF (／年)	LERF (／年)
軽水炉に抽熱系統を追加しない場合	2.839E-5	2.807E-5

軽水炉に抽熱系統を追加する場合	2.840E-5	2.808E-5
-----------------	----------	----------

3.9.2.2. その他の国

情報なし。

【参考文献】

- [1] INL, 2020/10, “Flexible Plant Operation and Generation Probabilistic Risk Assessment of a Light Water Reactor Coupled with a High-Temperature Electrolysis Hydrogen Production Plant”

3.9.3. 負荷追従運転の実現に関する知見

EPRI は、2014 年から 2018 年にかけて実施した、柔軟性のある出力運転（出力調整）に関する取り組みから得られた教訓をまとめた報告書を 2018 年 9 月付で公表した[1]。

本報告書は、これまでベースロードとして運転しているプラントが柔軟性のある出力運転（FPO）への移行を検討している、または、既に移行した北米の 6 事業者（7 サイト）における 2014 年から 2018 年の運転経験及び EPRI の関連する研究をまとめたものである。

本報告書では、①FPO への移行、②機器信頼性、③FPO に係るプログラムの観点で、観察事項、良好事例、研究成果の分類にて以下の通りに FPO に関する知見を整理している。

- FPO への移行
 - 複数の専門分野にから構成される移行チームと移行管理計画が必要となる（良好事例）。
 - 既存の手順書及び運転慣行の範囲内で柔軟性のある運転エンベロープを定義可能であり、これにより追加作業をほとんど行うことなく FPO を実施することが可能である（観察事項）。また、必要に応じて、更なる解析を実施することで、柔軟性のある運転エンベロープを拡張することが可能である（研究成果）。
 - 独立系統運用機関／系統運用者（ISO/TSO）と発電所側との間において、コミュニケーションや実施に関するルール（protocol）が必要となる（良好事例）。
 - FPO の開始後に認識された影響は、既存の是正措置プロセスやパフォーマンス改善手法の範囲内で管理可能である。運転や保守管理に係るリソースの再配置はほとんど不要である（観察事項）。
- 機器信頼性
 - FPO の実施においてレジリエンスを確保するためには、基本的な作業技術（制御系の調整、弁のパッキング、等）は高品質である必要がある（観察事項）。
 - WH 製のバップルフォーマーボルトについては、検査頻度の評価と FPO 実施における容認性確認の観点で、プラント個別で注意を払う必要がある（研究成果及び現在実施中の研究）。
 - いくつかの機器において、流れ加速腐食（FAC）による摩耗率が出力低下に応じて上昇することがある。プラント個別で感受性評価を実施する必要がある（研究成果）。
- FPO に係るプログラム
 - 出力変化の際に腐食生成物の輸送が増加し、沸騰状態の変化により出力が低下した際に堆積パターンが変化する可能性があり、局所的な腐食リスクが変化する可能性がある（研究成果）。
 - 一次系－二次系の漏洩モニタリングが影響を受け、このため、蒸気発生器伝熱管の

健全性ガイダンスを改善している（研究成果）。

- PWR プラントにおいてホウ酸濃度の変化で出力を調整する場合、PH コントロールにより労力を費やす可能性がある（研究成果）。
- BWR プラントにおける出力変化時に水化学への影響が確認されており、このため、サンプリング頻度の増加が必要となる（観察事項）。

【参考文献】

- [1] EPRI, 2018/9, “Executive Summary of Lessons Learned from Transitioning to Flexible Power Operations, 2014-2018”

3.9.4. NuScale SMR による海水淡水化

NuScale SMR に海水の脱塩プロセスを統合する場合の検討を行った報告書が、2014 年の ASME SMR シンポジウムにて公表された[1]。

海水の脱塩手法には、大量の熱を要するが純度の高い水を生成することができる多段フラッシュ法（MSF）／多重効用法（MED）、及び電気を必要とし、比較的低コストで脱塩を行うことができるが、生成される水の純度は比較的低い逆浸透法（RO）がある。本研究では、これらの手法に対して、General Electric 社が開発した GateCycle ソフトウェアを使用し、各手法を SMR に統合した際の経済性を分析した。なお、NuScale プラントにおける、タービンに入る前の高圧蒸気、タービン制御取り出しからの中圧蒸気、タービンの排気端からの低圧蒸気を用いた脱塩プロセスを考慮した。

経済性分析の結果、RO ケースに加えて、中圧蒸気による MSF、MED、及び低圧蒸気による MED ケースが優れた経済性を有していることが明らかになった。

【参考文献】

- [1] ASME, 2014, “Integration of Nuscale SMR with Desalination Technologies”

3.9.5. NuScale SMR における石油精製

NuScale SMR と石油回収・生成プロセスを統合した場合の考察を記載した論文が、2014 年の ICAPP にて公表された[1]。それぞれのプロセスを統合した場合の経済性分析により、以下の結論を得た。

● 石油回収プロセス

SMR に石油回収プロセスを統合する場合、より小さなモジュールを地理的に分散させて配置する必要がある。これは建設、運用、セキュリティなどのコストを大幅に増加させる可能性がある。また、タールサンドから石油回収を行うと、10～15 年で油田が完全に枯渇し

てしまう可能性がある。これは原子力施設の 60 年の寿命よりも大幅に短い。一方で、オイルシェールの場合、石油を採取するには何十年もかかる可能性があるため、従来の設計寿命を持つ原子力発電所との相性が良いことが示唆されている。

- 石油精製プロセス

以下の図に SMR と石油精製プロセスを統合する場合の概念図を示す。図の通り、原子炉と石油精製プラントを隔離するため、中間熱交換器を用いる。原子力発電による電力・熱利用による石油精製の経済性分析の結果、NuScale プラントの設備投資は約 25 年で回収できることが明らかになった。

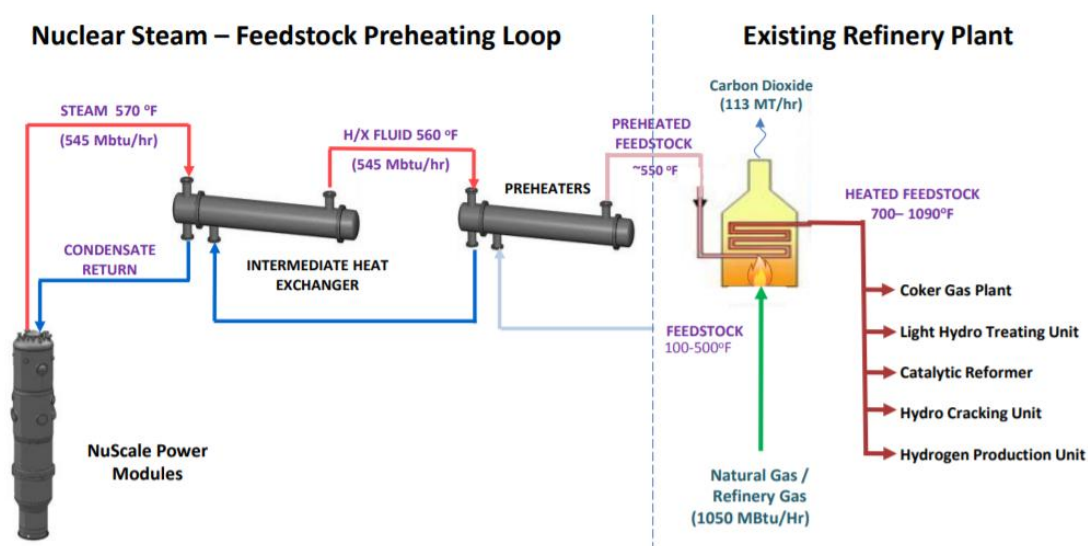


図 3.9.5-1 NuScale SMR と石油精製プロセスを統合する場合の概念図

【参考文献】

- [1] ICAPP, 2014, “NuScale Energy Supply for Oil Recovery and Refining Applications”

APPENDIX

軽水炉 SMR の経済性分析

1. SMR の事業性に関する評価

(1) 経済性の観点からの SMR の特徴

OECD NEA の原子力技術開発・経済部門の経済問題 Dr. Jan Horst KEPPLER は、国際原子力エネルギー協力フレームワーク (IFNEC) が 2020 年 6 月に開催した SMR セミナー [1] で、原子力プロジェクトの財務リスクについて発表した。その中で、経済性の観点からの SMR の特徴について次の通り述べた。

- 原子力発電所の新規建設の資金調達における課題に関して、第 3 世代以上の原子炉と SMR の間に根本的には違いはなく、資金集約的な複雑なプロセスであることは共通である。但し、SMR の場合、財務的リスクの一部が個々のプラントの建設前の段階に移ることが重要な特徴とされている。
- 大型原子力発電所の建設の資金調達に比べた SMR の特徴は次の通りである：
 - SMR の出力規模は、数 MW のマイクロ炉から、モジュールあたり 300MW 以上のベースロード電源までに及ぶ。
 - 商業的に最も進んでいるプロジェクトは、規模が大きい傾向にある。特にマルチモジュールプラントの場合、プロジェクトはまだ大規模である。
 - 大型炉と比べて導入コストが低い：先行きが不透明な厳しい電力市場環境の中で、75 億ドルではなく、10～20 億ドル（モジュール 1 基あたり）を投資することは、事業者にとって大きな違いである。
 - 追加のリスクはプロジェクトの早期に集中する：SMR は、現場組み立てではなく工場での製造になる。従って、市場開発に先立って、あるいは並行して、専用工場の組み立てラインの固定費を高く負担しなければならないベンダーに、財務リスクが移ることになる。そこで、政府はベンダーや事業者の財務リスクを共有するかどうか重要なポイントとなる。
 - SMR はまだ実証されていない新しい技術であるが、運用上の柔軟性が高まり、炉心が小さくなり、規制当局との相互作用が容易になる可能性がある。

また、同 IFNEC のセミナーで、Murphy Energy & Infrastructure Consulting の Paul Murphy 氏は、SMR の資金調達方法について発表した。

そこでは、資金調達は、原子力発電所開発の最大の課題であるが、コストや建設期間の削減、工場での組み立てによる建設の確実性の向上、スケーラビリティや多様な用途といった SMR の特徴は、資金調達の新たな機会を創出できるとしている。

経済的な観点からの SMR の機会と課題として次を挙げている。

機会

- 建設期間の短縮
 - エクイティーファイナンス（企業が新株を発行して資金を調達）の可能性
 - 借り換え戦略による政府保有期間の可能性
- 工場製造に基づく建設
- 必要な投資の総額が低い
- 段階的な導入が可能／導入規模が柔軟（スケーラビリティ）
- 段階的な資金調達
- グリッドに合わせた規模が選択可能
 - もはや「ゼロか全部か」の命題ではない
- クリーンエネルギー金融の可能性
- 多様な用途
 - 水素製造
 - 淡水化
 - 特定の目的の電力供給
 - 輸送

→ 産業界からの投資が期待される。

課題

- SMR 展開のための包括的なアプローチが定まっていない
- FOAK のリスク
- 規制リスクと規制調和の欠如
- 技術開発対プロジェクト開発
- 迅速に進めるためにそのまま使える開発と展開モデルの欠如
- 事業の規模
 - 十分な買い手はあるか？
- 早期支援（政府の支援が必要な分野）
 - 実証事業
 - 設計認証
 - 人材と資金を提供できる範囲の確保
 - 長期的な技術開発期間
 - 輸出管理の問題

(2) 米国における SMR の事業性に関する評価

米国電力中央研究所（EPRI）は 2018 年、米国のエネルギー市場における革新的な原子炉（SMR 及び革新的な非軽水炉（ANLWR））の役割や普及における経済的な要因等について評価した報告書を公表した。分析には、EPRI が開発したエネルギー経済モデル「米国地

域経済・温室効果ガス・エネルギー (US-REGEN)」¹⁷を用いたシナリオ分析を行い、技術、市場、政策に関する前提条件の間のトレードオフを探っている。

本分析の目的は、将来のエネルギー市場における革新的な原子力の役割を理解することであり、必ずしも SMR や ANLWR の異なる設計の具体的な役割を見ることではないため、特定の技術に区別していないことに注意が必要である。革新的な原子炉に適切であると考えられる様々な感応度（例えば、追加の収益、割引率、コスト削減）について、追加のコストと収益の便益への期待に基づき取り上げている。

EPRI の分析の主な結果：

- 図 1 に示されているように、この分析では、先進的な原子力がエネルギーミックスにおいて役割を果たすことができる多くのシナリオが特定されているが、米国での新規導入には、より低コストでより説得力のある技術オプションが必要となる可能性が高く、以下のことを認識するより有利な政策環境が必要となる。先進的な原子力の他の属性（例えば、カーボンプライシング）、補足的な収入源プロセス熱販売など）、またはこれらの組み合わせである。
- 新しい政策がなく、天然ガス価格が低い環境下では、原子力を大規模に展開するには、コストを大幅に低下させるための原子炉技術の革新と、補助的な収益源を可能にするためのビジネスモデルの革新の組み合わせが必要となるであろう。
- CO₂ 排出量削減を奨励する州及び／または連邦レベルの政策は、先進的な原子力発電所の将来の経済的実行可能性に大きな影響を与える。例えば、中等度から厳格な気候政策の下での資本コスト 4,000 ドル/kW のシナリオの下での 2050 年までの新規原子力発電所の導入量は、標準的な（reference）政策と天然ガス価格環境の下での資本コスト 2,000 ドル/kW のシナリオと同等である。
- 低コストの革新的な原子炉のような先進技術の存在は、厳しい気候目標のようなエネルギー・環境政策に関連するコンプライアンスコストを削減することができる。しかし、他の発電オプション、特に出力調整可能な低炭素技術の技術的進歩が同時に進行すれば、革新的な原子力の導入に向けた追加の経済的競争が発生する。
- 新規の原子力投資の価値はかなりの不確実性を伴う。強力な政策シグナルと他の製品からの収益源により、先進的な原子力の競争力をより高いコストで維持できる可能性

¹⁷ US-REGEN は、将来の技術、市場、および政策に関する仮定を与えられた場合での、最小コストの投資と電力需給構成を提供する決定論的モデルである。US-REGEN は、感度分析やシナリオ分析のようなアプローチを用いて、原子力の将来の役割に影響する各要因の関連性や影響の範囲を分析しているが、このようなアプローチは、短期的なヘッジ戦略（例えば、将来の気候政策やガス価格の変動に関する不確実性を考慮した場合）を提供したり、不確実性の下でのオプション価値の分析を行うものではないことに注意が必要である。

があるが、本分析における原子力配備を支持するシナリオには、一般的に資本コストの削減が含まれている。

また、EPRI の報告書では、モデル化されていない革新的な原子力技術の特徴として次を挙げている。

- 配置と運転の柔軟性
- 小容量技術の資金調達と建設経験に伴うコスト低下の可能性
- 使用済燃料からのエネルギー抽出（先進的な原子炉の種類によっては、使用済軽水炉燃料からエネルギーを抽出できる可能性があり、原子炉全体の経済性にプラスの影響を与える。）
- 国家安全保障とグローバル・リーダーシップ（収益化は非常に難しいが、商業原子力発電における米国のリーダーシップは、信頼性を維持し、不拡散に関連する外交政策目標を推進する上で、歴史的に重要である。）

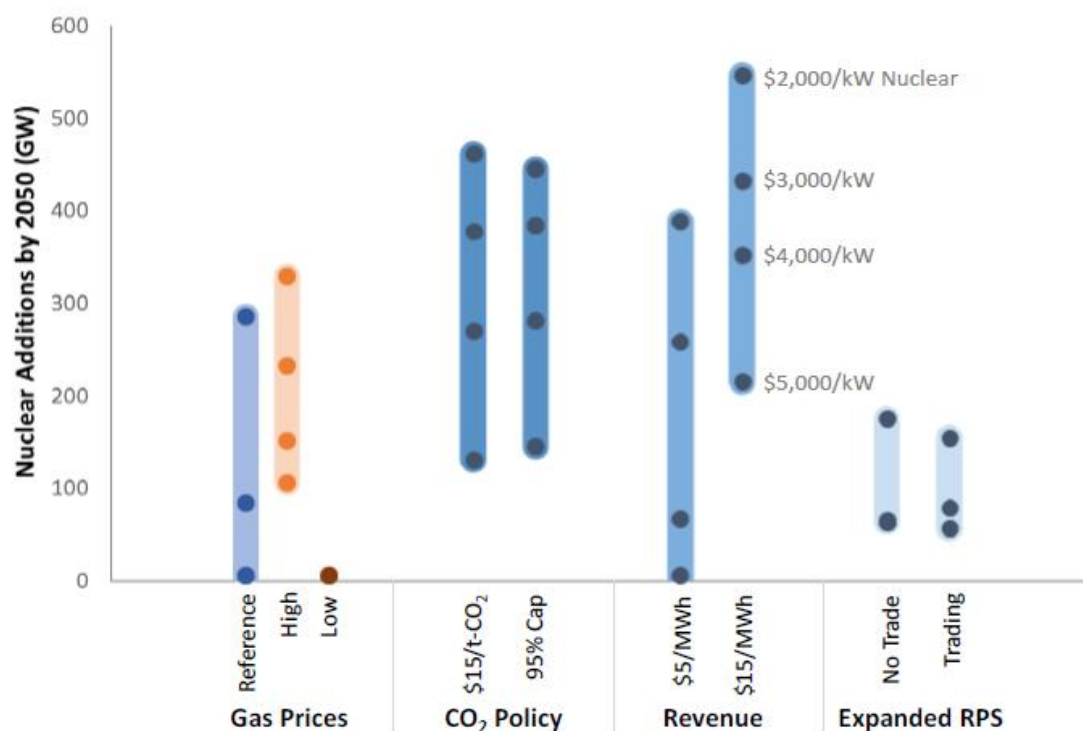


図1 シナリオ別の2050年までの新規原子力発電量の累積（GW）

（注）2050年までに追加される容量は、原子力資本コスト（点）の範囲で、それぞれの帯域で上から下に向かって増加する。（コストの高いシナリオによっては、同様の容量追加につながるものもあり、点が重なり合う結果となる。）

シナリオの説明：

- 天然ガス価格(Gas Prices)：①標準、②低、③高。

- CO2 政策(CO2 Policy) : ① \$ 15/t-CO2 の炭素税 (モデルの割引 5%に伴って増加)、②電力部門での 95%削減 (2005 年に比した 2050 年までの削減率)。
- 収益(Revenue) : 売電以外の収益 (免税、ゼロエミッションクレジット等による政策的な収益源、グリッド・サービスや熱供給により追加的な利益など)に関する仮定:① \$ 5/MWh、② \$ 15/MW
- 再生可能エネルギー利用割合基準の拡張 (Expanded RPS) :革新的原子炉を含む再生可能エネルギー電源が、2030 年の総発電量の 2030%、2050 年の総発電量の 50%を占めるという基準下で、①地域間での再生可能エネルギー証書 (RECs) 取引がある場合、②ない場合。

(3) 英国における SMR の事業性に関する評価

英国政府は 2017 年 12 月、学界やサプライチェーンからの意見を取り入れた金融界の専門家と政府のオブザーバーで構成される専門家金融作業部会 (EFWG) を設置し、小型原子炉プロジェクトが英国でどのように投資を調達できるかについて助言を行った。

EFWG の結論は次の通り :

- 英国は、2030 年までに一晩のコストが 25 億ポンド未満の FOAK SMR プロジェクトを開発するのに十分な立場にあると考えられる。
- 小型原子炉の特性とそれを実現するメカニズムは、英国内でも輸出市場でも商業的に実行可能な提案となる可能性があるが、他の大規模なエネルギーまたはインフラプロジェクトと同様に、民間資金の獲得は FOAK プロジェクトにとって困難である。
- 2030 年までに商業的に展開可能な技術については、政府は、資本コストを削減し、リスクを共有することで、FOAK プロジェクトを市場に投入することに資源を集中すべきである。
 - 新しいインフラファンド (政府がシード資金を提供) 及び／または直接エクイティ及び／または政府の保証を通じた小型原子炉の資金調達を支援する。
 - 大規模な低炭素プロジェクトに必要なサプライチェーン計画を維持しながら、差額契約 (CfD) / 電力購入契約 (PPA) や潜在的には規制資産ベース (RAB) モデルのような資金調達支援メカニズムを通じて、小規模な原子力プロジェクトの資金調達を支援する。[2]

【参考文献】

- [1] IFNEC SMR Webinar Series - June 2020, Webinar #2 – SMR Financing – Private and Public Options
- [2] EFWG (2018) Market framework for financing small nuclear - GOV.UK
- [3] EPRI (2018) Exploring the Role of Advanced Nuclear in Future Energy Markets

2. 各国における SMR の経済性に影響を与えうる政府や金融機関の支援及び規制の見直し

米国

● 発電税額控除（PTC）

米国では、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）を確立されている。PTC は、ジョージア州の Vogtle 発電所で先行中の 2 基の Westinghouse 社の AP1000 の建設を支援している。さらに、NuScale Power 社がアイダホ州に建設を計画している SMR を含む高度な原子炉の建設をサポートする予定である。[1]

● 州政府による原子力発電の支援

米国では、コネチカット州、イリノイ州、ニュージャージー州、ニューヨーク州は 2017 年以降、州内一部の原発に対して補償やその他の支援を提供する政策を制定している。2019 年 7 月、オハイオ州は同様の支援プログラムを実施している。これらの州はすべて、発電事業者が州の規制委員会からコスト回収を受けない小売選択型電力市場を持っており、原子力発電は、それぞれの州内の発電の重要な供給源となっている。

各州の補助金プログラムは、特に補助金の時期と金額によって構造が異なっている。ほとんどのプログラムには、負荷を供給する事業者（すなわち電力会社）が原子力発電所から購入する義務のあるゼロエミッション・クレジット（ZEC）が含まれている。ZEC の価格は、主に確立された炭素の社会的コストに基づいており、炭素排出の環境コストを反映することを目的としているが、市場動向や発電コストの変化に応じて多少の調整が認められている。イリノイ州、ニューヨーク州、ニュージャージー州、オハイオ州のプログラムでは、ZEC 価格は MWh あたり 10.00 ドルから 17.50 ドルまでの範囲である。[2]

● 国外の原子力発電計画に対する資金提供

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。発表された改定により、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。[3]

英国

英国政府は、今後の原子力発電の新設プロジェクトにおいて、長期的に民間投資を集めやすくすることで調達コストを抑え、消費者への電気料金の引き下げにつながる可能性がある規制資産ベース（RAB）モデルをベースにした資金調達を検討する方針である。[4]

また、英国のシンクタンク政策研究センター（Centre for Policy Studies）による 2021 年 1 月の報告書「**Bridging the Gap: The case for new nuclear investment**（ギャップを埋める：新しい原子力投資のためのケース）」では、「事前に定めた資金調達の上限」と「資産の遅配に対する罰則」含む RAB モデルを提案している。

さらに同報告書は、英国政府に対して、原子力の拡大を支援する以下の提案をしている：

- 簡素化・標準化された炭素価格を導入し、エネルギー生成方法間の公平な競争の場を創出するとともに、他のグリーン技術や省エネ製品の市場を刺激する。
- 電力供給能力に応じて発電設備を均等に評価する等価電力容量競売への転換
- 原子力産業特有な規制環境を改善し、特に SMR のような将来の原子力開発の観点から、英国が同技術に対する過剰な障壁を構築しないようにする。 [5]

[1] Nuclear Production Tax Credit (nei.org)

[2] Five states have implemented programs to assist nuclear power plants - Today in Energy - U.S. Energy Information Administration (EIA) (2019/10/7)

[3] DFC Modernizes Nuclear Energy Policy July 23, 2020

[4] 2050 年温室効果ガス純排出ゼロに向けエネルギー白書公表(英国) | ビジネス短信・ジエトロ(2020/12/18)

[5] NEI (2021/1/25) UK think tank urges more nuclear construction

二次利用未承諾リスト

令和2年度原子力の利用状況等に関する調査事業

諸外国における原子力イノベーション の動向調査

日本エヌ・ユー・エス株式会社

[illegible]