

次世代原子炉が拓く新しい市場

原子力システム研究懇話会

刊行のことば

原子力システム研究懇話会（ Nuclear Systems Association, NSA ）は、原子力分野の大学名誉教授を中心とする学識経験者が会員となって、原子力諸問題について考察し、幅広い関係者との交流を深めつつ、社会の発展に寄与しようとする組織であり、平成 2 年（西暦 1990 年）に設立され、（一社）日本原子力産業協会の中で活動しています。その活動の一環として、平成 5 年からほぼ毎年「 NSA コメンタリー」を刊行しています。 NSA コメンタリーは原子力に関する重要課題を取り上げ、その内容を検討し、外部の専門家のご協力も得ながら、多くの方々に分かりやすい解説を冊子の形にまとめたものです。

本年度、即ち令和 5 年度（ 2023 年度）は、 No.28 として「次世代原子炉が拓く新しい市場」をお届けします。

その内容は、次世代原子炉に関する解説です。令和 3 年（ 2021 年） 10 月に決定された政府による第 6 次エネルギー基本計画で原子力を前向きにとらえ直しその革新技術の開発を進めることができたから次世代原子炉開発が具体的に動きだしたと言えます。次世代原子炉と言っても多種多様な炉型が提唱されており、近未来に実用化されると期待されるものから将来に向けての開発提案にいたるものまであります。そのような現状と将来展望について、齊藤正樹会員が中心となられ、ご専門の方々のご協力を得られながら、分かりやすさを旨とした解説を執筆していただきました。齊藤会員と執筆者の皆様の真摯なご尽力に対して、深甚なる謝意を表します。

なお、先行して出版されたコメンタリーの中には、関連する課題を扱ったものとして、平成 18 年に「軽水炉技術の改良と高度化」（ No.14 ）、さらに平成 25 年には「核燃料サイクルと高速炉開発」（ No.20 ）が、そして平成 28 年には「放射性廃棄物低減化・有害度低減の技術開発」が出版されていますので、合わせてお読みいただければ幸いです。

次世代原子炉技術が多彩な発展可能性と社会への貢献可能性を有することを、多くの皆様にご理解いただける一助に本書がなりますことを望んでやみません。

令和 5 年 9 月

（一社）日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

運営委員長 山脇 道夫

◇ 目 次 ◇

◆刊行のことば（山脇道夫）	i
◆編集・執筆者一覧	vii
第1章 はじめに（齊藤正樹）	1
第2章 IAEAによる新型炉プログラム（尾本彰）	3
2.1 活動項目とその目的	3
2.2 中小型炉・マイクロ原子炉	4
2.3 INPRO	7
2.4 多目的利用	9
2.5 その他	12
第3章 第4世代炉とGIF（川崎信史）	14
3.1 第4世代炉の定義とGIFの目的、構成	14
3.2 開発炉の特徴と炉開発フェーズ、今後の目標	19
3.3 開発目標に関する評価法の開発と適用	26
3.4 開発目標の達成を促進するための新たな機会の検討と活動の連携	30
3.5 アウトリーチ活動	33
3.6 第4世代炉開発の未来	34
第4章 高速炉の研究開発	37
（早船浩樹、久保重信、近澤佳隆、前田誠一郎、上出英樹、佐賀山豊）	
4.1 世界の研究開発状況	37
4.1.1 高速炉開発をとりまく世界の情勢と各国の対応	37
4.1.2 ロシア	38
4.1.3 中国	39
4.1.4 インド	40
4.1.5 アメリカ	40
4.1.6 フランス	41

4.2 日本の研究開発状況	42
4.2.1 設計研究	42
4.2.2 安全設計の国際標準化	47
4.2.3 基盤研究	52
4.2.4 建設規格等の規格基準の整備に向けて	75
4.2.5 「常陽」の運転再開に向けて	92
4.2.6 燃料サイクル関連研究	98
4.3 今後の開発に向けて	103
4.3.1 今後の高速炉研究開発の課題	103
4.3.2 原子力機構の役割と課題	107
 第5章 高温ガス炉（HTGR）の研究開発（西原哲夫、角田淳弥）	109
5.1 高温ガス炉の特長	109
5.1.1 軽水炉との違い	110
5.1.2 炉心と燃料	111
5.1.3 優れた安全性	112
5.1.4 多様な熱利用	113
5.1.5 優れた経済性	114
5.1.6 バックエンド	114
5.2 産業界での利用形態	115
5.2.1 高効率発電システム	115
5.2.2 水素・電力コジェネレーションシステム	118
5.2.3 蒸気供給システム	121
5.3 HTTR の概要	122
5.3.1 HTTR のあゆみ	123
5.3.2 HTTR の設備概要	124
5.3.3 新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可の取得	128
5.3.4 HTTR を用いた国際共同試験	130
5.4 水素製造技術開発	131
5.4.1 高温ガス炉を利用した水蒸気改質技術の開発	132
5.4.2 HTTR-熱利用試験計画	135
5.4.3 カーボンフリー水素製造技術開発	137
5.5 国際協力を通した技術展開	139

第6章 溶融塩炉の研究開発（山脇道夫、望月弘保、小山正史、有田裕二）	141
6.1 はじめに	141
6.2 世界の研究開発状況	141
6.3 日本の研究開発状況	144
6.3.1 塩化物溶融塩高速炉システム	145
6.3.2 溶融塩燃料の再処理と燃料製造	152
6.3.3 今後の課題	154
6.4 終わりに	155
 第7章 世界の小型モジュール炉の研究開発の現状（柴田大受）	156
7.1 SMR 導入の背景	156
7.2 米国	157
7.2.1 新型炉実証プログラム（ARDP）	157
7.2.2 NuScale Power 社の SMR 開発	159
7.2.3 その他の SMR 開発動向	160
7.3 英国	161
7.3.1 AMR 研究開発・実証（RD&D）プログラム	161
7.3.2 Rolls-Royce 社の SMR 開発	162
7.4 カナダ	162
7.4.1 カナダ原子力研究所（CNL）の SMR 実証施設建設・運転プロジェクト	163
7.4.2 カナダ原子力安全委員会（CNSC）による許認可申請前ベンダー設計審査	163
7.4.3 カナダ州政府の SMR 導入計画	164
7.5 フランス	164
7.6 ポーランド	165
7.7 中国	166
7.7.1 高温ガス炉	166
7.7.2 軽水炉型 SMR	166
7.8 ロシア	167
7.8.1 浮揚式原子力発電所	167
7.8.2 鉛冷却高速炉 BREST-OD-300	167
7.9 その他の国々	167

第8章 国内の次世代原子炉の研究開発	169
8.1 三菱重工の革新炉開発（北川敬明）	169
8.1.1 三菱重工の革新炉開発ロードマップ	169
8.1.2 革新軽水炉「SRZ-1200」	170
8.1.3 将来炉（小型軽水炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉）	172
8.1.4 核融合炉	177
8.2 日立における次世代原子炉開発への取り組み	178
（松浦正義、佐藤憲一、木藤和明）	
8.2.1 日立の原子力ビジョンと炉型開発戦略	178
8.2.2 経済性の高い小型炉開発への取り組み（BWRX-300 の開発）	180
8.2.3 燃料サイクル高度化への取り組み（RBWR、PRISM の開発）	185
8.2.4 日立の目指す原子力の未来	190
8.3 東芝エネルギー・システムズにおける革新型小型炉の開発（坪井 靖、木村 礼） ..	191
8.3.1 小型高速炉4S（Super-Safe, Small and Simple）	191
8.3.2 超小型炉 MoveluX™	197
 第9章 次世代原子炉の新しい原子炉概念	204
9.1 CANDLE 炉概念（関本 博）	204
9.1.1 序	204
9.1.2 典型的な CANDLE 高速炉の例（パラメトリック調査）	208
9.1.3 CANDLE 燃焼のスタートアップ	210
9.1.4 CANDLE 炉の特性	212
9.1.5 CANDLE 炉は理想的な核エネルギー・システムの条件をどのように満足するか？ ..	222
9.2 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉概念（齊藤正樹）	227
9.2.1 プルトニウムの核拡散抵抗性	227
9.2.2 回収ウランの核拡散抵抗性	231
9.3 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉の設計例の紹介（川島正俊）	235
9.3.1 目標指標と3種類の中性子スペクトル炉心の選択	235
9.3.2 長寿命炉心（LSBWR 型）への Np 添加ウラン燃料の適用設計例	238
9.3.3 中小型ミディアムスペクトル沸騰水型の炉心への Np 添加燃料の適用（RMBWR300） ..	246
9.3.4 中小型金属冷却炉（ハードスペクトル：金属燃料 PPPMTL300）	252

第 10 章 マイクロ原子炉が拓く未来の新しい市場（齊藤正樹）	260
10.1 はじめに	260
10.2 原子力の多様な市場	262
10.2.1 世界の電力が枯渇する？	262
10.2.2 海水が無尽蔵のエネルギー資源となる？	265
10.2.3 宇宙フロンティアへのマイクロ原子炉の挑戦	267
第 11 章 おわりに（齊藤正樹）	276
「編集後記」（齊藤正樹）	279

◇ 編集・執筆者一覧 ◇

(執筆順、敬称略、所属は執筆時)

編 集

齊藤 正樹 (東京工業大学 名誉教授)

川島 正俊 (東京工業大学 研究員、元東芝)

佐賀山 豊 (日本原子力研究開発機構 高速炉タスクフォースリーダー)

上出 英樹 (日本原子力研究開発機構 JAEA フェロー)

執 筆

齊藤 正樹 (さいとうまさき)

米国 Purdue 大学、動力炉・核燃料開発事業団、大阪大学、東京工業大学、テキサス A&M 大学で勤務。内閣府原子力安全専門委員、内閣官房参与、日本核物質管理学会会長等多くの公職を歴任。工学博士、東京工業大学名誉教授。

尾本 彰 (おもと あきら)

東京電力勤務後、IAEA 原子力発電部長、東京大学特任教授、東京工業大学特任教授、電力中央研究所原子力リスク研究センター顧問等を歴任。原子力委員 (2010–2012)。博士 (工学)。

川崎 信史 (かわさき のぶちか)

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 戦略・社会環境グループ技術主幹。GIF の技術秘書の任を経て、2019–2021 年に GIF 政策部長 (Policy Director) を務めた。

早船 浩樹 (はやふ ねひろき)

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 副部門長。
熱流動特性評価、試験施設設計、ナトリウム炉の開発に長年従事。

久保 重信 (くぼ しげのぶ)

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 炉設計部 次長。
GIF の SFR-SDC タスクフォースリーダー、リスク安全ワーキンググループメンバー、IAEA の新型炉の安全基準策定のための各種コンサルタント会合に参加。

近澤 佳隆（ちかざわ よしたか）

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 炉設計部 高速炉プラント設計
グループ グループリーダー。GIF のナトリウム冷却炉の運営委員会委員長（2022～）。
工学博士。

前田 誠一郎（まえだ せいいちろう）

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 高速炉サイクル研究開発センター
センター長。燃料サイクル技術の開発に長年従事。

上出 英樹（かみで ひでき）

日本原子力研究開発機構 JAEA フェロー。ナトリウム炉の熱流動開発、国際協力を長年主導
するほか、GIF の議長 / 副議長を歴任。工学博士。

佐賀山 豊（さがやま ゆたか）

日本原子力研究開発機構 国際部 高速炉タスクフォースリーダー。産業界での高速炉研究
開発を経て、長年高速炉プロジェクトを主導。国内外から受賞多数。

西原 哲夫（にしはら てつお）

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 高温ガス炉研究開発センター
センター長。高温ガス炉の熱利用の研究開発に長年従事。工学博士。

角田 淳弥（すみた じゅんや）

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 戰略・社会環境グループ
グループリーダー。高温ガス炉の研究開発に長年従事。工学博士。

山脇 道夫（やまわき みちお）

東京大学工学部原子力工学科卒業、同大学院原子力工学専攻博士課程修了、工学博士。
東京大学、福井大学、東海大学で勤務。日本原子力産業協会原子力システム研究懇話会
運営委員長、次世代エネルギー研究・開発機構理事長、日中科学技術交流協会理事長。

望月 弘保（もちづき ひろやす）

東京工業大学機械工学科卒、大学院原子核工学専攻修了、日本原子力研究開発機構（元動力炉・核燃料開発事業団）、福井大学、東京工業大学で勤務。

科学技術庁原子力安全技術参与を歴任。工学博士、東京工業大学特任教授。

小山 正史（こやまただふみ）

東京大学大学院原子力工学博士課程修了後、電力中央研究所にて、金属燃料の乾式再処理技術開発に従事。2011年からは1F廃炉に関わり、汚染水処理、燃料デブリ取出し等の技術開発に従事。2019年より同所首席研究員として勤務。

有田 裕二（ありた ゆうじ）

名古屋大学大学院原子核工学専攻修了、神戸製鋼所、名古屋大学で勤務。日本原子力学会理事、日本質量分析学会理事などを歴任。工学博士、福井大学附属国際原子力工学研究所副所長・教授。

柴田 大受（しばた たいじゅ）

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 戰略・計画室 次長。高温ガス炉の研究開発に長年従事。IAEAの新型炉関係活動、GIF専門家会合などの各種委員を歴任。工学博士。

北川 敬明（きたがわ かあき）

三菱重工業株式会社入社、同社の原子燃料開発・設計部門を経て、現在、原子力セグメント原子力技術部次長として、革新炉開発及び研究開発マネージメントに携わっている。

松浦 正義（まつうら まさよし）

1987年日立製作所に入社し、原子力計画部でABWR初号機開発～後続機の系統設計および中小型炉概念設計に従事。2007年に日立GE発足と同時に出向し、現在日立GEの研究開発マネージメントおよび将来型BWRの開発に従事。技術士（原子力・放射線部門）。

佐藤 憲一（さとう けんいち）

日立製作所 原子力計画部で BWR の安全設計・安全評価に従事した後、本社に異動。以来、海外新設炉開発プロジェクトに従事し、2019 年に日立GE・原子力計画部に異動後、BWRX-300 の開発に従事。

木藤 和明（きとう かずあき）

日立製作所・エネルギー研究所で新型炉の安全システム設計や伝熱流動研究に従事し、2017 年に日立GE・原子力計画部に異動。以来、小型炉 BWRX-300 を中心として新型炉の開発に従事。工学博士。

坪井 靖（つぼい やすし）

1982 年 京都大学物理工学科修士卒、同年 東京芝浦電気株式会社（現 株式会社東芝）入社、2012 年 東京工業大学原子核工学専攻にて工学博士取得、専門は高速炉炉心・燃料設計で、高速実証炉設計、4S 炉設計等に携わった。

木村 礼（きむられい）

2012 年 東京都市大学大学院共同原子力専攻博士前期課程修了、同年 株式会社東芝（現・東芝エネルギーシステムズ）に入社、2018 年 東京工業大学大学院原子核工学専攻にて博士号を取得、専門は原子炉物理、入社後は新型炉開発やその周辺技術の開発、燃料デブリの臨界管理技術開発などに携わる。

関本 博（せきもと ひろし）

京都大学（学部、修士）、米国 California 大学 Berkeley 校（Ph.D.）。General Atomic Company、東京工業大学で勤務。米国 California 大学 Berkeley 校、中国廈門大学、インドネシアバンドン工科大学等で教育・研究。

川島 正俊（かわしま まさとし）

東京工業大学学部卒（物理学科）、（株）東芝・そのグループ会社で、主に高速炉・新型炉・小型炉 4S 等炉心・燃料サイクル分野の開発に参画・担当。その後、科学技術振興機構、東京工業大学で勤務。日本原子力学会会員・フェロー、米国原子力学会会員、日本核物質管理学会会員。

第1章 はじめに（齊藤正樹）

我が国の将来のエネルギー政策においては、経済性や地球温暖化問題に加えて、地政学的风险「日本を取り巻く国際情勢（米国と中国の経済的・軍事的対立の問題、北朝鮮の核・ミサイル開発問題、中東イランの核開発問題、ロシアのウクライナ侵攻問題、それに関連した世界的なエネルギー危機問題など）」をも十分に考慮したエネルギー政策を立てることが重要である。

地球温暖化問題は、待ったなしのグローバルな課題である。2020年、政府は、非効率な石炭火力を2030年度までに段階的に休廃止を促す方針を打ち出した。政府は、2050年までに温暖化ガスの排出量を実質ゼロ目標（「2050年カーボンニュートラル」）を表明した。

しかし、2021年10月22日の閣議決定における2030年における1次エネルギー供給目標は、火力（LNG、石油、石炭）の比率は半分以上の約70%（電源構成比：約41%）であり、その全てが海外の天然資源に依存している。

「第6次エネルギー基本計画」において、「東京電力福島第一原子力発電所事故を経験した我が国としては、2050年カーボンニュートラルや2030年の新たな削減目標の実現を目指すに際して、原子力については安全を最優先し、再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する。」と発表したが、将来に向けて依存度を可能な限り低減するのはむしろ化石燃料である。

再生可能エネルギーや原子力をいかに活用するか、我が国のエネルギー政策は大きな節目を迎えており、再生可能エネルギーは自然条件に大きく影響され不安定であり、異常気象が普通になりつつある将来においては信頼性に欠ける。加えて、有事の時は期待できない。

将来、我が国が頼れるのは原子力である。そして原子力がその期待に応えるためには、もっと、「将来の新しい市場」の視点が不可欠である。未来のユーザーは電力会社だけではない。

例えば、「離島・寒冷地域へ電力やプロセス熱の供給」、大量の電力を将来消費する可能性のある「情報・通信・AI社会」、ゼロ・カーボン社会を目指して今後の大きな市場である

「水素社会」、人類の未来のフロンティアである「海洋開発」や「宇宙開発」なども、「次世代原子炉」の未来の有望な原子力市場である。

このような状況を踏まえて、産官学関係者が連携して「次世代原子炉」に関する国内外の研究・開発・実用化に向けた動向を以下の各章にまとめた。

第2章 IAEA による新型炉プログラム

第3章 第4世代炉とGIF

第4章 高速炉の研究開発

第5章 高温ガス炉(HTGR)の研究開発

第6章 溶融塩炉の研究開発

第7章 世界の小型モジュール炉の研究開発の現状

第8章 国内の次世代原子炉の研究開発

 8.1 三菱重工の革新炉開発

 8.2 日立における次世代原子炉開発への取り組み

 8.3 東芝エネルギーシステムズにおける革新型小型炉の開発

第9章 次世代原子炉の新しい原子炉概念

 9.1 CANDLE炉概念

 9.2 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉概念

 9.3 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉の設計例の紹介

第10章 マイクロ原子炉が拓く未来の新しい市場

原子力は保守的な閉鎖社会を打破して、未来の新しい市場に向けたチャレンジの時を迎えている。

第2章 IAEA による新型炉プログラム（尾本 彰）

2.1 活動項目とその目的

IAEA の任務はその憲章の定める所により、保障措置及び安全基準の設定以外に、「平和的利用のための原子力の研究、開発・実用化を奨励・援助」し、更に「科学・技術上の情報の交換を促進」することを含めている。活動分野と目的がいわゆる watchdog 的な分野と推進分野の両面に跨る訳である。

この任務を果たすための活動は、他部局の協力の下、主として原子エネルギー局において、加盟国の専門家による研究開発のコーディネーション、評価手法の開発、知識データベースの構築、意見と情報交換のための専門家会議開催、教育訓練の実施と関連 e-learning ツールの提供、図書による情報共有やガイダンスの提示、関連する技術オプション評価ツールやエネルギー計画ツールの提供など多岐にわたる。これらの活動のための加盟国におけるニーズや課題の抽出、戦略的設定等については IAEA スタッフに分野や炉型等に応じて設置されている各種 TWG (Technical Working Group) に集う加盟国専門家が助言する仕組みがある。これらの助言を勘案して作成されたプログラム・予算案は IAEA 総会の承認を経て実行に移される。この予算には通常予算の他に特定の加盟国からの特別拠出金によるものがあり、一部の新型炉^(文献1)プログラムは後者に依っている。原子エネルギー局による原子炉及び廃棄物を含む燃料サイクルの活動予算は概ね 40 M€/ 年で、その内 1 割程度が小型炉を含む新型炉に関連したプログラムに充てられている。なお、国連関連機関としての IAEA は、a) 保障措置等その特有の活動目的を果たす上で必要な技術を開発するための研究所をサイバースドルフとモナコに有しているものの、原子炉とサイクルの技術開発を使命としない、また、b) 開発途上国のニーズを反映した活動が多く見られる。CRP (Coordinated Research Program) という名の下で関心ある加盟国が集まって小規模の技術検討がなされる場合もある。例えば、中小型炉採用の場合の緊急時計画ゾーンの縮小や中小型炉の経済性という問題について IAEA 予算と加盟国寄与で検討が行われ成果報告書が公開される。

新型炉に関連した IAEA プログラムは、全炉型 (ALWR、 AHWR、 SCWR、 SFR、 LFR、 HTGR、 MSR) を対象とした炉型別のプログラムの他、中小型炉・マイクロ原子炉に関するプロ

参考文献

¹ IAEA の定義では新型炉には進化型 (evolutionary) と革新的 (revolutionary) の 2 種類あるが、 IAEA の新型炉に関する活動は両者を含むため、ここでは革新炉といった表現は避けている。

グラム、熱電併給を含む熱供給や水素生産等への原子炉の多目的利用に関するプログラム、INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactor and Fuel Cycles) がある。これらの中多くは新型炉プログラムに属する。以下、中小型炉・マイクロ原子炉、INPRO、多目的利用、その他について詳説する。

2.2 中小型炉・マイクロ原子炉

IAEA は中小型炉 (Small-and Medium-Sized Reactor) は出力サイズに応じて中型炉は電気出力 300–700 Mwe、小型炉は 300 Mwe 以下としてきた。SMR (Small Modular Reactor) は概ね 2010 年以降に米国が持ち込んだ定義であるが、サイズに加えモジュール設計による迅速な建設と静的安全系採用を特性に加え、歴史的に小型炉から大型炉に進化する過程で存在した中小サイズの設計を排除している。一般に原子力火力水力を問わず発電所の最大出力レベルはグリッドの安定性の観点からその 5–10% 以下が望ましいとされ、IAEA 加盟国の多くではグリッドが大きくないことから、彼らの期待する発電炉は中小型炉となり、IAEA の活動には 1990 年以前から中小型炉に関するものが多数ある。今日先進国開発途上国を問わず SMR が次世代炉として注目されていることから、IAEA はこの分野の活動性を高め、データベース (ARIS : Advanced Reactors Information System) 構築、図書刊行 (例 : 図 2.2-1: ARIS booklet 2020^(文献 2.2-1)) 、専門家会議開催を活発に行なっている。

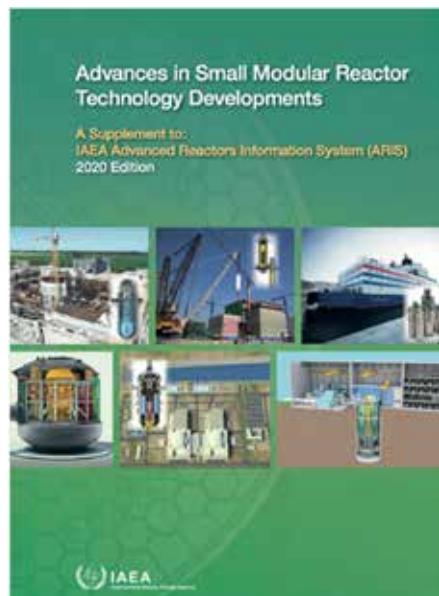


図 2.2-1 ARIS booklet 2020^(文献 2.2-1)

開発途上国における原子力発電への関心の高まりを背景に米国主導の GNEP (Global Nuclear Energy Program) 構想が 2006 年に開始され SMR はその中で電力系統に即した原子炉 (grid-appropriate reactor) として重要な位置を占めることとなり、IAEA はこれに協力して評価や開発課題等の意見を出している。その中で、IAEA は加盟国における SMR への関心の高まりは、a) グリッドサイズに応じた利用、b) 遠隔地での多目的利用、c) 電力需要増加に応じて設備を

参考文献

2.2-1) ARIS booklet 2020, <https://aris.iaea.org/sites/Publications.html>

追加し段階的な投資を行うことによるファイナンスにおけるリスクの低減を背景にしていると分析している（文献2.2-2）。

今日 ARIS booklet 2020 に設計パラメーター・特徴・開発状況を登録されている SMR 設計は陸上軽水炉 25、海上軽水炉 5、高温ガス炉 14、高速炉 11、溶融塩炉 10、マイクロモジュール炉 6 合計 71 で、更に増加の一途にある。



図2.2-2 世界の SMR 開発状況 2021（文献2.2-3）

ARIS は設計と開発に関するデータを提供しているが、ユーザーによる利用する設計オプションの選択のために IAEA は技術と経済性の評価手法を提供している（文献2.2-4）（文献2.2-5）。規制分野では SMR に対応するための規制者フォーラムが設けられ課題や対処方針が論議されている。将来の開発と利用に向けた課題は専門家会議での意見として提示される。今日 IAEA の

参考文献

- 2.2-2) Omoto, Small and Medium-sized Reactor, GNEP-IAEA meeting, 2006
- 2.2-3) SUBUKI, Advances in SMR and Microreactors T&D, 2021, IAEA Microreactors meeting 26-29 April 2021
- 2.2-4) Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment, 2013 (IAEA NE Series NP-T-1.10)
- 2.2-5) Approaches for Assessing the Economic Competitiveness of Small and Medium Sized Reactors, 2013 (IAEA NE Series NP-T-3.7)

専門家会議等の場で議論されている課題や論点を以下の通り紹介する。

- ・経済性：大型炉とSMRの経済性に関する対比はEconomics of scale vs. Economics of Seriesとしばしば表現される。原子炉は歴史的に規模の経済(Economics of scale)によって大型化してきたが、これに逆行するサイズ低減に伴うペナルティを補うのは、上記のファイナンスにおけるリスク低減と徹底した標準設計品の大量生産(Economics of Series)である。標準化にはユーザー要求と規制要求を世界中でできるだけ同一にすることが求められる。また、資本費以外の運転管理費を見るとSMRは同一出力を得るための機器数が大型炉より多い。その保守点検費用をどのように低減するかも課題である。同様なことは燃料交換についても言える。
- ・敷地外緊急時計画を含む規制の在り方：SMRは静的安全及び固有安全をできるだけ取り入れ、かつ、原子炉あたりの放射性物質インベントリーが大型炉に比して少ないことから敷地外緊急時計画の縮小ないし撤廃が可能であると設計者は提起しており、これに関する判断は敷地外緊急時計画の実施責任者である地元自治体意見を考慮した規制当局に委ねられる。一方、緊急時計画は設計に依拠しないという立場もあり、SMRはサイズが小さいから大型炉と同じ容量を確保するために多数基立地が求められる場合にはとりわけ自然現象ハザードによる共通原因故障がリスクを左右するので緊急時計画の扱いはこのリスク次第という見方もある。
- ・分散立地：同一の敷地に多数のSMRを設置するよりは需要地に近接していわば電力の生産と消費の接近を図ることで電力系統にかかる費用も低減可能であり、これがSMRの利点でもある。その為には、適地が多数存在するなど社会自然環境がこれに合致する必要がある。
- ・SMR船：原子力船の一種としてSMRを載せた船を電力供給船として運用し、ディーゼル発電機を主要な電源としているような小さな島嶼にプラグインして電力と(海水から製造した)淡水を供給する事をロシアはビジネスを想定してKLT-40Sを設計建造済みである。このビジネスモデルでは、現地での燃料交換や保守は不要(露に帰って基地で実施)で電力系統以外のローカルなインフラを必要としないことが受け手にとって魅力である。その長期運転炉心設計や保障措置・セキュリティ等法制度等の課題についてはIAEA図書^{(文献2.2-6)(文献2.2-7)}が刊行されている。

参考文献

- 2.2-6) Small Reactors without On-site Refuelling : Neutronic Characteristics, Emergency Planning and Development Scenarios Final Report of an IAEA Coordinated Research Project, 2010
- 2.2-7) Legal and Institutional Issues of Transportable Nuclear Power Plants : A Preliminary Study, 2013,
IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-3.5

- ・再生可能エネルギーのシェア増加の中での負荷追随 SMR：再生可能エネルギーのシェア増加に伴い、系統運用上熱や電力の貯蔵以外に火力同様需給動向に応じた原子炉の負荷追随が必要とされるケースがある。OECD / NEA の SMR 評価では SMR がその目的によく合致するとしている。一方、資本費の高い原子力発電設備ではできるだけ定格負荷運転が望ましいとの立場から原子炉のサイズに拘らず負荷追随は経済性を損なうとの意見もある。マイクロモジュラー原子炉は 10 MWe 以下の出力で SMR の一種であり、極地や島嶼部での活用が考えられている。概ね共通する特性は、a) 一体として輸送可能、b) DG 利用が一般的な僻地に設置、c) アクセスの困難な過酷な自然環境とインフラの無い条件での運用が想定され、plug & play 設計、受動安全、safeguard by design の思想で設計、d) 5-20% 濃縮度の U235 長寿命炉心である。これらは既往の設計条件を超えるチャレンジングな課題を含んでおり、IAEA は 2021 年にマイクロ原子炉に関する専門家会議を開催している。その時点で 14 の設計がカナダ・チェコ・米国・日本等で進められてきているが、多くは概念設計の段階にある。しかし、極北での輸送可能なマイクロ原子炉利用はロシアによって 1950 年代から進められ、



図2.2-3 Xe-mobile^(文献2.2-3)

1965 年にデミトログラードに設置された VK-50 はベラルースでの輸送可能なマイクロ原子炉 Pamir-630D の開発^(文献2.2-8)に設計が引き継がれている。図2.2-3は TRISO 燃料を用いた米国 Xe-100 炉の輸送式 Xe-mobile の概念図である。

2.3 INPRO

1999 年～2002 年に亘り IAEA、OECD / NEA、OECD / IEA の 3 機関は共同で将来の原子炉と燃料サイクルを開発する上で必要となる要件を議論し、それらの備えるべき要件（安全性、経済性、核拡散抵抗性、廃棄物管理、利用上の柔軟性）を定義するとともに、様々な設計オプションを評価する手法の開発が必要との考えを示した。いわゆる 3 機関報告^(文献2.3-1)である。

参考文献

- 2.2-8) S.N.Sikorin (Belarus), JIPNT-Sosny advanced R&D to support for microreactors development, IAEA Technical meeting on the Status, Design Features, Technology Challenges and Development Models of Microreactors, April 2021
- 2.3-1) IAEA, NEA, IEA, INNOVATIVE NUCLEAR REACTOR DEVELOPMENT : Opportunities for International Co-operation, 2002

これをもとに 2000 年には米国エネルギー省は次世代炉開発のための第四世代国際フォーラム (GIF) を立ち上げ、その憲章に署名した 9 カ国は開発目標と選定基準を定め、ついで 6 つの炉型について開発候補の選定に取り掛かった。一方、ロシアは 2000 年の IAEA 総会で原子エネルギーの利用が人類の持続的発展に貢献できることを確実なものにするための加盟国間の協力を呼びかけ、IAEA に事務局を置き特別拠出金による INPRO プログラムの開始を提案した。これには GIF メンバー国という原子炉システム供給の他に原子力発電の開始を考えている開発途上国の参加も次第に進み通常予算措置も加わって、2023 年時点で 43 カ国が参加し 36 の刊行物を世に出している。

INPRO の当初の活動は 3 機関報告を踏まえた種々の革新的原子力システム及び燃料サイクルを評価する手法の開発が活動の中心で、7 つの領域（経済性・環境・安全性・物的防護・核拡散抵抗性・廃棄物管理・インフラ）それぞれについて図2.3-1に示すように基本原則・ユーザー要件（UR）・判断基準（CR）が作成された（文献2.3-2）。

これを用いた革新的原子炉システム（INS：Innovative Nuclear System）の評価は図2.3-2 のステップでなされる。すなわち、基本原則を満足することは、下部のユーザー要件を満足することで確認され、ユーザー要件を満足することは、下部の評価基準を満足することにより確認されるものとする階層構造が採られている。またこの評価を通じて技術開発課題の抽出もされるとしている。例として安全分野でのユーザー要件では、様々な指標において従来設計を凌駕するだけで

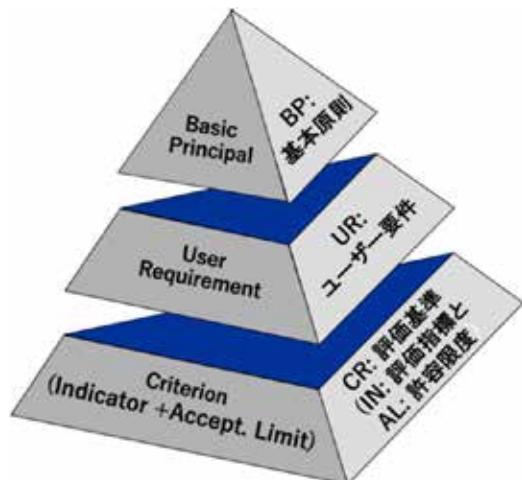


図2.3-1 INPRO 技術評価手法の構成（文献2.3-2）

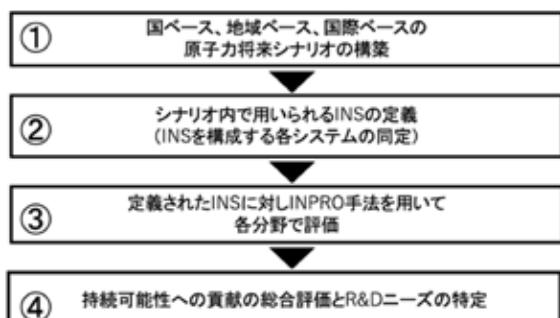


図2.3-2 原子炉システムの評価ステップ（文献2.3-2）

参考文献

- 2.3-2) 尾本ほか、INPRO（革新的原子炉および燃料サイクル国際プロジェクト）の活動状況と今後の計画、日本原子力学会誌、Vo.49, No. 2 (2007)

なく、敷地外の避難措置を不要にすることや深層防護のレベル間の独立性を求めてい。

7つの領域は1987年の国連による「Our Common Future」報告に立脚し今日の「持続可能な発展」に貢献することを意図して選ばれている。すなわち経済・環境・社会・制度の分野で達成すべき事項を原子力分野での7領域で達成すべき事項に翻訳している。この評価手法を確立して以降、具体的なINSにこの手法の適用のケーススタディが幾つかされる一方、2006年7月からは手法の改良、制度的な課題への取組み、技術開発のコーディネートの新分野を加え、更に2010年からは開発途上国のニーズを勘案し原子炉システムのユーザー・供給者・その他関係者による対話フォーラムも活動に加えて発展した。

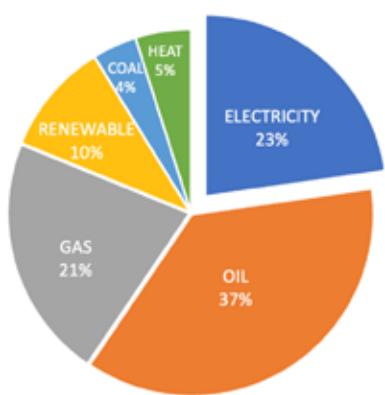
INPROはGIFと開発目標は同じくしつつも相違点は、a)原子炉供給者ではないいわばユーザー国の参加、b)直接の技術開発には関わらないこと、c)成果の公開、d)少ない予算規模(これはb)の結果)の4点にある。

上記第一段階の評価手法開発を概ね終えて次の段階に移行するに際して、INPROメンバー国の中ではGIFメンバー国と露印2カ国との間で技術開発に関する意見の相違があった。すなわち、露印2カ国は特定の炉型(鉛ビスマス炉と言われていた)についての技術開発がINPROの名の下に行われるべきことを主張したが、GIFメンバー国は、原子炉とサイクルに関する技術を開発することは組織の目的から外れると主張した。すなわち国際機関は技術開発のコーディネーション・評価手法の開発・データ収集・ベンチマークリングを行うが特定の技術の開発には携わるべきではなく知的所有権を有するべきではないとする立場である。最終的には、ある課題に興味のある国が集まって資金外協力により成果を出す比較的小さな共同プロジェクト(Collaborative Project、CP)を行うことは合意され、将来にわたるシナリオ分析(GAINS)、いわゆる受動安全システムの信頼性評価(PGAP)、核拡散抵抗性のための核物質獲得と転換経路評価(PRADA、PROSA)、U-Thサイクル(ThFC)、原子力システムオプションの比較評価への多基準決定分析手法の適用(KIND)等のCPが多数行われ多数の報告書が公開されている。

2.4 多目的利用

EUを例に取ると、図2.4-1が示す様にエネルギー利用のうち電力の占める割合は高々1/4で原子力発電による電気は更にその1/4を占めるに過ぎない。セクター別のEUにおけるCO₂放出実績(2019年)では電力を含むエネルギー産業29.1%に対して輸送部門が31.3%、産業部門が21.8%を占めている(図2.4-2)。地球温暖化抑制の為には、原子力は電力における比率を高めるだけではなく、電力以外をエネルギー源としている輸送や工業用熱利用の脱炭素化に貢献できる将来炉の開発が急務であると言えよう。

European Energy Consumption by Fuel Type [source: Eurostat 2019]



European Electricity Generation by Fuel Type [source: Eurostat 2019]

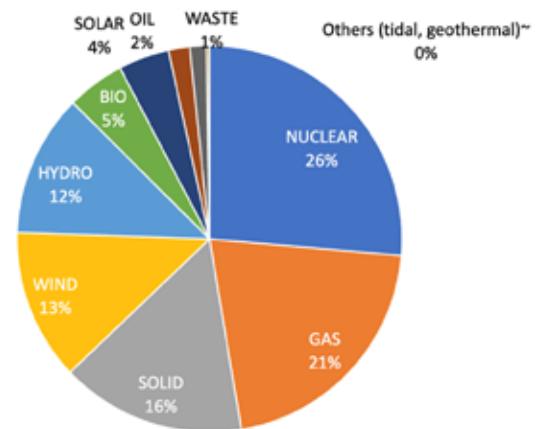


図2.4-1 EUにおけるエネルギー利用に電力の占める割合(22.8%)と
電力供給に占める原子力の割合(26.2%)(2019年)
(Eurostatより作成)

歴史的にはIAEAは開発途上国の要請に応えて原子炉を用いた海水淡水化に長年取り組んできた。しかし、大量の淡水を消費地に輸送するよりは消費地の近くで電気を利用して逆浸透膜により淡水を製造する方が理に適っている事から、次第にその比重は低下し、今日では工業用・地域暖房用熱利用、高温電気分解や高温化学法による水素等のエネルギーキャリア製造、熱電併給など幅広い多目的利用に関する情報、安全性への配慮事項、経済性評価ツールを加盟国に提供してきている（文献2.4-1）（文献2.4-2）（文献2.4-3）。

これら多目的利用の規模に関しIAEAは、米国での研究をもとに米国での当該分野の市場の

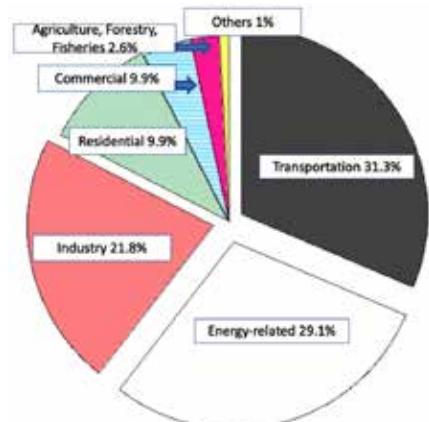


図2.4-2 EUにおけるセクター別CO₂放出割合(2019年)(Statistaより作成)

参考文献

- 2.4-1) Opportunities for Cogeneration with Nuclear Energy, IAEA NE Series NP-T-4.1, 2017
- 2.4-2) Industrial Applications of Nuclear Energy, IAEA NE Series NP-T-4.3, 2017
- 2.4-3) Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software, IAEA-TECDOC-1859, 2018

25%で原子力が利用されると仮定しただけで原子炉の設置容量は図2.4-3に示す様に810基に達するだろうと2019年に報告している（文献2.4-4）。

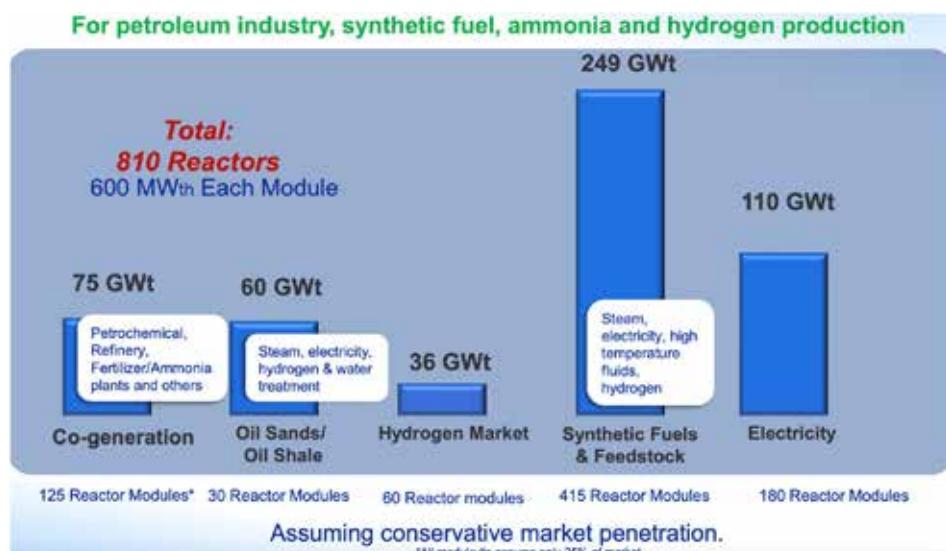


図2.4-3 米国での多目的利用による原子炉設置規模推定（文献2.4-4）

また、今日太陽光や風力のような再生可能エネルギーが電力市場で大きなシェアを占めるようになるにつれ、日毎あるいはシーズン毎の供給量の変化を補償してグリッドへの電力の安定供給をするのは主として火力や蓄電池の役割だが、温暖化対策から火力の減少が想定され蓄電池も高価な中、原子力がこれに貢献する事が期待される。具体的には、再生可能エネルギーによる供給量に応じて原子力発電所で発生蒸気の一部を発電ではなく熱貯蔵や水素生産に供し、これを必要に応じて発電に利用する、一方で再生可能エネルギー側も余剰電力を熱貯蔵あるいは水素生産に供するといった原子力と再生可能エネルギーを組み合わせた様々なハイブリッドシステムが考案されつつあり、IAEAは各国における構想をもとに図書を刊行している（文献2.4-5）。

参考文献

- 2.4-4) I. Kahmis, IAEA Activities on Nuclear Cogeneration for Non-electric Applications of Nuclear Energy, IFNEC meeting 2019
- 2.4-5) Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogeneration, IAEA-TECDOC-1885, 2018

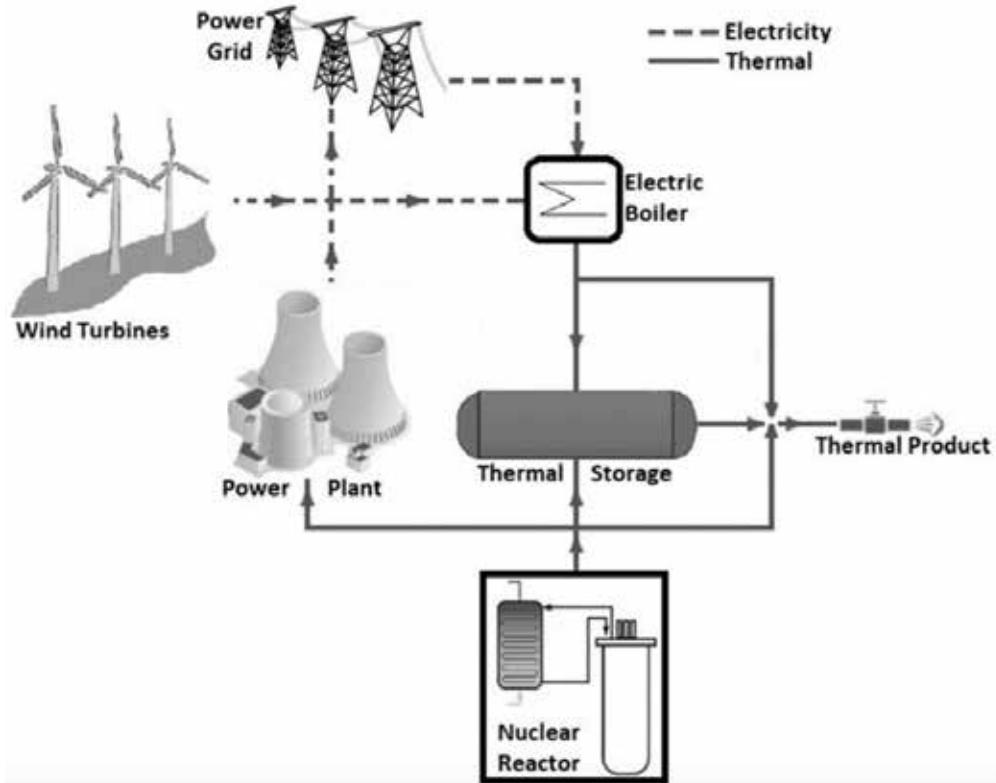


図2.4-4 原子力再生可能エネルギーハイブリッドシステム（文献2.4-5）

2.5 その他

2.5.1 至近に商業炉を設置するユーザーのための原子炉技術評価

(RTA : Reactor Technology Assessment)

既に述べたように、INPRO は INS に対する持続的発展の観点からの計算コードを含む技術評価手法を提供している。同じ IAEA 原子エネルギー局の技術開発部門は、比較的近い将来での個別の国の条件（エネルギー政策、インフラ整備状況と計画、産業・経済、安全・

参考文献

- 2.4-5) Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogeneration,
IAEA-TECDOC-1885, 2018

セキュリティや緊急時計画における要求、ファイナンスへの期待等)に応じて市場にある原子炉オプションの評価を15の項目に亘って行うための図書^(文献2.5-1)を提供し、併せてオンラインツールが開発中である。この評価項目には技術移転、技術サポート、ユーザーにおける供給事項、サイト固有条件などその国の現実的な条件での評価となっている。IAEAはこれまでに開発した12のデスクトッププラントシミュレータと併せてRTAの訓練を希望する国に提供している。INPROによる評価手法は技術開発を目的とするのに対し、RTAは至近に商業炉を設置する際の選択が目的とされているが、両者の関連については何も説明がない。

2.5.2 タクソノミーを用いた知識管理

高速炉は長い開発と利用の歴史があるものの、独・伊等では技術的・経済的理由あるいは政策変更により運転を放棄せざるを得ないケースがあり、こうした場合に設計情報と運転経験の散逸を防ぎ将来再びこれらを活用できるように分類して整理保存する必要性が認識されIAEAは高速炉タクソノミーを構築した^(文献2.5-2)。タクソノミーは知識管理の分野で重要な方法論であり、他にも福島第一原子力発電所事故に関してはIAEAの呼びかけで事故情報のタクソノミーが整備され^(文献2.5-3)、JAEAでFNAA(Fukushima Nuclear Accident Archive)として情報が蓄積され活用されている。IAEAは新型炉開発を進める一方で設計情報の散逸を防ぎ将来活用できるようにしておく必要があると考え、その具体的適用例を示している。

参考文献

- 2.5-1) Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment, IAEA NE Series NP-T-1.10, 2013
- 2.5-2) Fast Reactor Knowledge Preservation System :
Taxonomy and Basic Requirements, IAEA NE Series NG-T-6.3, 2008
- 2.5-3) Nuclear Accident Knowledge Taxonomy, IAEA E Series NG-T-6.8, 2016

第3章 第4世代炉とGIF（川崎信史）

3.1 第4世代炉の定義とGIFの目的、構成

原子炉の種別を開発時期 / 設計思想別に区分する考え方があるが、第X世代炉の考え方の基本である（図3.1-1参照）。初期プロトタイプと呼ばれる第1世代炉に共通する特徴は、**小規模の原理確認用プロトタイプ**という特徴であり、原子炉開発初期段階であるため、冷却材の種別は、ナトリウム、ガス、水など多岐にわたっている（Fermi炉、Peach Bottom炉、Shippingport炉など1950-70年代に建設された数万kW級原子炉）。第2世代炉では、**大規模発電炉**とも説明される通り、その後の商用軽水炉（重水炉を含む）の成功に伴い、急速に**電気出力を増加**させるとともに、**設計標準化**を行っている。仏Flamanville-1, 2は、フランマトムが設計し1980年代に建設した130万kWe級加圧水型原子炉（PWR）であり、110万kWe級沸騰水型軽水炉（BWR）として設計・建設された福島第2（1～4号機。1970年後半～1980年前半の建設）とともに、典型的第2世代炉と考えられている。第3世代炉は、**第2世代炉の運転・保守経験の反映、及び最新技術の取り込みを行うとともに、経済性 / 安全性向上を目指した炉型**であり、三菱重工が開発した150～170万kWe級APWR（日本原電敦賀発電所3・4号機：150万kWe。US-APWR：170万kWe）や日立GEニュークリア・エナジーと東芝が開発

第1世代炉＝小規模/原理確認用プロトタイプ炉（Fermi炉、Peach Bottom炉、Shippingport炉など1950-70年代に建設された数万kW級原子炉。ナトリウム、ガス、水冷却）

第2世代炉＝大規模発電炉（商用軽水炉。プロトタイプと比較し出力増加/設計標準化。130万kWePWR-Flamanville-1, 2、110万kWeBWR-Fukushima-1～4）

第3.3+世代炉＝商用展開炉（改良商用軽水炉。第2世代炉の運転保守経験の反映。経済性/安全性向上。130～170万kWe級APWR/EPR/ABWR、AP-1000、SMR）

第4世代炉＝非軽水冷却／大規模発電炉／商用展開炉（ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、ガス冷却高速炉、超高温ガス炉、超臨界圧水冷却炉、溶融塩炉）

第4世代原子力システム国際フォーラム：Generation-IV International Forum : GIF

- **第4世代原子力システム（炉）**の研究開発を多国間協力で推進することを目的に2001年7月に発足した**国際協力の枠組み**
- 第4世代原子力システムとしての**開発目標**を設定
- 2022年8月現在、13ヶ国1機関（アルゼンチン、豪州、ブラジル、カナダ、フランス、日本、中国、韓国、南アフリカ、ロシア、イスラエル、英國及び米国及びユーラトム）が参加。
- 原子力機構の上出フェロー（文部科学省参与）が副議長（GIF全体をリードする政策グループ副議長）を務めるほか、ナトリウム冷却高速炉システム運営委員会、超高温ガス炉システム運営委員会の議長を米仏等と交代で務める。

参照：<https://gif.jaea.go.jp/about/index.html>

図3.1-1 第4世代炉と第4世代原子力システム国際フォーラム

したABWR（東京電力柏崎刈羽原子力発電所6・7号機：135.6万kWe）が相当する。なお、2007年に建設が始まったFlamanville-3は、165万kWe級の欧洲加压水型原子炉（ERP）であり、仏で初めて採用されたERP実証炉（典型的第3世代）。パッシブ・アクティブを組み合わせた安全装置の採用やブルサーマル対応を実施していることが多く、ウェスティングハウスが設計したAP-1000（2005年にNRCの設計証明を取得）のように、受動的安全性を特色として前面に出した原子炉は、第3世代炉+と呼ばれている（現在、開発されているニュースケール社のSMRも第3世代炉+に分類されている）。

このような開発の歴史のなかで、2030年代以降の実用化を目指し、第4世代炉の開発が開始されたのだが、冷却材の種別、電気出力規模、安全性のレベルなど複数の区分があるなかで、結果的に、第4世代炉は、ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、ガス冷却高速炉、超高温ガス炉、超臨界圧水冷却炉、溶融塩炉のうち、安全性・信頼性、持続可能性、核拡散抵抗性・核物質防護（PRPP）、経済性に関する開発目標を満たす炉システムのことを一般的に指している。これは、第4世代原子力システムの研究開発を、開発国間で協力／推進することを目的に2001年7月に発足した、国際協力の枠組み「第4世代原子力システム国際フォーラム（The Generation IV International Forum：GIF）」における活動内容が大きく関係している（文献3.1-1）。

まず、1999年に、米国が第4世代原子力システム概念とその研究開発のための枠組みとしてGIFの構築を提唱した。その後、開発理念として、GIF憲章（文献3.1-2）を2001年7月に定め、研究開発対象を2002年7月に定めている。GIF憲章には、第4世代原子力システムの開発目的、そのための国際協力フォーラムとしての機能、参加資格、運営／調整方法などが記載されている。本憲章の特徴としては、1)産業界、学術界、政府及び非政府組織を含む国際研究界の交流及び協力を念頭におきつつも、政府機関の協力として開始されていること、2)メンバー国／機関のほかにOECD／NEAとIAEAが常任オブザーバーであること、3)活動費用に関しては、各メンバーがそれぞれ負担することが挙げられる。このような特徴から、開発国がメンバーとなり、相互利益のために、将来必要となる炉型のR&D協力をを行うグループと

参考文献

- 3.1-1) 第4世代原子力システム国際フォーラムについて、第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF日本秘書団）、2022,
<https://gif.jaea.go.jp/about/index.html>
- 3.1-2) Charter of the Generation IV International Forum, Gen IV International Forum, 2006,
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9335/charter

国際フォーラムにおける開発協力動機

GIF参加メンバー(第4世代炉開発者)による、**協力的なR&D推進が可能なように、開発目標を設定している。**

開発目標が作り出すチャレンジが、革新的なR&Dをもたらすと考えられており、この野心的な開発目標の性格により、第4世代炉の開発を推進するためには、開発者間の国際協力が欠かせないとと言われている。

国際フォーラムを通じた協力により、複数の原子力システムと技術オプションを同時に追求することが可能となる。このため、単一国家レベルでは、リソース不足のために生じがちな、十分に検討する前の段階での、可能性の排除を避け、開発を進めることが可能となった。

開発目標を達成するために、炉型ごとにR&Dプロジェクト協力を実施する各炉型のシステム運営委員会(及びプロジェクト管理委員会)と、炉型によらない(開発目標に関する)共通評価法を開発したり、知見の集約や新しい機会(導入・開発ニーズ等)の検討を行うワーキンググループやタスクフォース(WG/TF)を設置している。〔各炉型の開発状況/進捗/成果を、共通評価法を用い適用/評価する(リスク・安全評価白書など)ことで、適切に開発目標に向かい、開発が進捗することを狙っている。〕

図3.1-2 特定開発国間協力としての開発動機

しての傾向が強くなっている(開発動機については、図3.1-2 参照)。

この枠組みのなかで、開発協力する対象となる原子力システム(炉)概念自体は、2002年7月に選定され、これが、現在、第4世代炉の対象炉型として考えられている、ナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、超高温ガス炉(VHTR)、超臨界圧水冷却炉(SCWR)、溶融塩炉(MSR)の6炉型である。

GIFは、このように対象炉型を決定するとともに、技術ロードマップを策定している(A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, 2002のこと(文献3.1-3))。なお、最新版は、2018年版(文献3.1-4))。この技術ロードマップ(2002年版)は、**第4世代原子力**

参考文献

- 3.1-3) A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, U.S DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, 2002,
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9352/technology-roadmap
- 3.1-4) GIF R & D OUTLOOK FOR GENERATION IV NUCLEAR ENERGY SYSTEMS 2018 Update,
Gen IV International Forum, 2018, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42188/publications

分野	開発目標
安全性と信頼性	SR-1 安全性と信頼性 ・優れた操業時の安全性及び信頼性を有すること
	SR-2 炉心損傷 ・炉心損傷の頻度が極めて低く、その影響も極めて小さいこと
	SR-3 緊急時対応 ・事故収束をプラント敷地内で図り、プラント敷地外での緊急時対応が不要になること
持続可能性	SU-1 資源有効利用 ・大気汚染を伴わない持続可能なエネルギー供給源であること。また、世界規模のエネルギー供給において、長期にわたる安定したシステムの利用が可能であり、効率的な燃料の利用が可能であること
	SU-2 廃棄物の最小化と管理 ・放射性廃棄物の発生を最小限に抑えることで、それに伴う将来の長期的な負担を大幅に軽減すること。また、それにより、公衆の健康確保、環境保全が容易になること。
核拡散抵抗性と核物質防護	PR&PP 核拡散抵抗性と核物質防護 ・拡散及び盗難されにくく、並びに転用が困難であること。また、テロ行為に対する物理的防護がなされていること。
経済性	EC-1 平均コスト ・他のエネルギー源よりもライフサイクルコストで優位性をもつこと
	EC-2 資本のリスク ・他のエネルギープロジェクトと同程度の財務リスクであること

図3.1-3 第4世代原子力システムの開発目標

システムが果たすべき役割、開発目標、対象原子力システムの概要、各システムを開発するために必要となる推奨R&D、タイムライン(Path Forward)が記載されたドキュメントである。開発目標(文献3.1-5)は、図3.1-3に示すように、安全性・信頼性、持続可能性、核拡散抵抗性・核物質防護、経済性の4分野に関し設定された第4世代炉として達成すべき目標のことである。後述するGIFの各炉型のシステム運営委員会(SSC)では、GIFメンバーから推奨された特定の炉システムが、本技術的目標を満たしうるかどうかを評価し、該当炉システムを第4世代炉の対象炉システムと認定するかどうか判断している(なお、炉システム概念が絞り込めていない場合は、評価は実施せずに、暫定的に典型的概念を適用)。

参考文献

3.1-5) 第4世代原子力システムの目標、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF日本秘書団)、2022,
<https://gif.jaea.go.jp/reactor/goals/index.html>



GIF推進会議体構成

図3.1-4 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）の会議体構成

このように、開発理念、開発目標、対象炉型、技術ロードマップを検討してきた結果、現在のGIFの会議構成は、図3.1-4に示すような構成になっている。これは、対象炉型である6炉型のR&Dの開発協力を各システム運営委員会（SSC）が調整、リードし、開発目標に関連する評価法の開発と適用（各SSCと連携した各炉型に対する評価）を評価手法／共通ワーキンググループ（WG）が調整、リードする、さらに、機会検討タスクフォース（TF）が、開発目標の達成を促進するための新たな機会（新機能や新技術、評価の切り口）を検討するためである。なお、日本は、GIF全体の方向性をリードする政策グループの議長あるいは副議長を継続して務めるとともに、ナトリウム冷却高速炉、超高温ガス炉のシステム運営委員会の議長を定期的に努めている（外務省、経済産業省、文部科学省からの依頼に基づき、JAEAから活動に参画、GIF内の各組織における加盟国メンバーの推薦／互選により、議長を選出）。

3.2 開発炉の特徴と炉開発フェーズ、今後の目標

本節では、対象炉型の特徴と、現状での炉開発フェーズ、今後の炉開発の目標を紹介したい。なお、GIFのシステム委員会（SSC）としての活動内容については、毎年アニナルレポートが公開されているため、それを参照されたい（文献3.1-6）。また、前節も含め、本解説は、GIF等の現状に基づく、著者の解釈であり、解釈、用語等の言い換え、補足がなされていることをお断りしておく。

図3.2-1～8に、対象炉型の特徴を示す。このように、炉型は、冷却材は異なるものの核分裂性燃料の効率的な再使用いわゆるクローズドサイクルを強く意識した高速炉（Fast Reactor：SFR、LFR、GFR）と、セラミックス被覆粒子燃料により可能となる超高温での原子炉の運用

第4世代炉の6つの開発対象炉型



図3.2-1 第4世代炉の6つの開発対象炉型（文献3.1-1）

参考文献

- 3.1-1) 第4世代原子力システム国際フォーラムについて、第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF日本秘書団）、2022,
<https://gif.jaea.go.jp/about/index.html>
- 3.1-6) GIF Annual report 2021, the Generation IV International Forum, 2022,
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_177525/gif-2021-annual-report

システム	中性子スペクトル	冷却材	炉心出口温度(°C)	燃料サイクル	実績
ナトリウム冷却高速炉(SFR)	高速中性子	ナトリウム	500-550	クローズド	880MWe
鉛冷却高速炉(LFR)	高速中性子	鉛	480-570	クローズド	(300MWe)建設中
ガス冷却高速炉(GFR)	高速中性子	ヘリウム	530-850	クローズド	概念検討
超高温ガス炉(VHTR)	熱中性子	ヘリウム	750-1000	オープン/(クローズド)	30MWt、950°C 300MWe、782°C
超臨界水冷却炉(SCWR)	熱中性子/高速中性子	水	510-625	オープン/クローズド	耐腐食性材料開発中
溶融塩炉(MSR)	熱中性子/高速中性子	フッ化物塩/塩化物塩	700-800	クローズド	概念検討

図3.2-2 開発対象炉型の特徴

ナトリウム冷却高速炉

(SFR:Sodium-Cooled Fast Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材:ナトリウム、温度領域(炉心出口温度):500~550°C、
設計出力事例:50~1500MWe(商業展開予測規模300~1200MWe超)

- ナトリウムは材料との共存性が良く、高熱伝導率・高沸点のため低圧運転が可能。炉心出入口温度差が大きいため自然循環による崩壊熱除去が可能。
- 化学的に活性なため、水や空気との接触防止と影響緩和対策が必要。高温・不透明下での保守が課題。

【メリット】

適合する燃料サイクルは、核分裂性燃料の再使用を行う、いわゆるクローズドサイクル。マイナーアクチニドの管理/減量も可能。中性子のエネルギーが高く(高速炉)、熱中性子を利用する炉に比べてウラン資源が大幅に有効利用できる。世界的な設計/運転経験の多さから、アクチニド管理/核分裂性廃棄物の減容目途を含め、最も近い将来に商業規模での導入が可能なシステムと考えられている。

【開発状況】

SFRの基本技術の多くは、これまでの高速炉プログラムで確立されており、フランスのフェニックス(233MWe)での寿命最終段階での運転試験(end-of-life tests)、日本の常陽(140MWt)、もんじゅ(280MWe)での建設/運転経験、ロシアのBN-600(600MWe)の寿命延長(60年間の認可済み。40年超運転を実施中。期間平均で見ても70%超の稼働率)、BN-800(880MWe:2016年発電開始)までの大型化などで確認されている。設計事例としては、ロシアは、BN-1200(1200MWe)の設計を進めており、米国(テラパワー社)は、150MWeの溶融塩エネルギー貯蔵システムを組み合わせた345(+150)MWeの「Natrium」を2028年の運転開始を目指し、開発を始めた(日本も協力)。

図3.2-3 ナトリウム冷却高速炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

鉛冷却高速炉 (LFR: Lead-Cooled Fast Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材:鉛or鉛・ビスマス、温度領域(炉心出口温度):480~570°C、
設計出力事例:20~1200MWe(商業展開予測規模100~500MWe級)

- ナトリウム冷却炉同様の液体金属冷却型炉。鉛は**化学的に不活性**、高熱伝導率・高沸点のため**低圧**運転が可能、高密度のため**放射線遮蔽能力が高い**、**自然循環**による崩壊熱除去が可能。
- **高比重のため耐震構造**や**燃料集合体**・**制御棒**の浮き上がり防止対策、**高温・高流速下での耐腐食対策**や**材料開発**(燃料被覆管等)、**高温・不透明下での保守**が課題。また、**保守上、ビスマスの放射化**が課題となる。

【メリット】

ナトリウム(原子番号11)同様に液体金属であり、中性子スペクトルがより高エネルギー側になることから、中性子経済性に優れる。本来適合する燃料サイクルは、核分裂性燃料の再使用を念頭においてクローズドサイクル、マイナー・アクチニドの管理も可能。**ウラン資源が大幅に有効利用できる**。高比重(原子番号82)であり、腐食特性を持つため、大型化が難しい(環境維持、保守を含む)と考えられるものの、酸素や水との反応性が低いため**漏洩時の安全性が高く**、原子力潜水艦を含む小型システムでは実績がある。また、加速器駆動未臨界炉(ADS)は、ターゲットが重い物質となるため、ADSへの展開が容易。

【開発状況】

ロシアにて過去に鉛ビスマス冷却高速炉を船舶動力源として原子力潜水艦を運転した経験がある。現在シベリアで鉛冷却高速炉BREST-OD-300(300MWe、空包物燃料)の建設に着手。同じくロシアにて、鉛・ビスマス冷却のパイロットプラントSVBR-100(100MWe、初期は酸化物燃料)を建設予定。ロシア以外の設計事例としては、EUのALFRED(125MWe)プロジェクトが著名であるが、**ウェスティングハウス(450MWe)**や米国の大学連合など、新規設計提案も多い。なお、炉心の特徴を活かした応用設計検討事例が多く、日本では**Breed-and-Burn fast reactor(RFBB)**概念の燃料交換方式の検討が東工大で行われている。

図3.2-4 鉛冷却高速炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

ガス冷却高速炉 (GFR: Gas-Cooled Fast Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材:ヘリウム、

温度領域(炉心出口温度):530~850°C(酸化物燃料あるいは、炭化物燃料)

設計出力事例:75MWt~1200MWe(商業展開予測規模:不明。炉心概念検討中)

- ヘリウムガス(冷却材)は**透明**、**化学的に不活性**、**相変化しない**等の特長があり、安全性確保や保守性の観点から、優位性がある。一方、低圧状態では、十分な熱輸送能力、除熱能力を確保できないため**高圧**運転が必要であり、出力と比較し、必要伝熱面積や**機器が大型化**する。
- 減圧事故時の崩壊熱除去、高温・高速中性子環境に耐える燃料や被覆材等の材料開発が課題。炭化物燃料の開発が成功しなければ、ナトリウム冷却炉等を超える高温域での使用はできないため、保守的な実証技術ベースの設計事例では、ナトリウム冷却炉と同様の温度設定を行う。

【メリット】

安全性を高めたうえで、高温化を行い、中性子を減速させずに利用することで、**クローズドサイクル**を実現することができる。炉心はピンまたは板状燃料を用いたブロック型をベースとしている。欧州を中心に検討が進められているが、**基本概念**については、まだ検討中である。

【開発状況】

炉心の性能がまだ評価しきれておらず(開発実績がない)、**概念検討段階**でとどまっている。一方、**超高温ガス炉(VHTR)**の概念と、**高速炉炉心を組み合わせた概念**ともいえ、高速炉、超高温ガス炉及び炭化物燃料が開発された場合、それらの技術を応用し、**安全性**、**保守性**、**高温化**を達成したうえで、**核分裂性燃料の再使用**(クローズドサイクル)を可能にする。炉心の構成としてはピンや板型の燃料集合体だけでなく、**冷却材循環効率の良い六角柱型**なども考えられている。

図3.2-5 ガス冷却高速炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

超高温ガス炉 (VHTR: Very-High-Temperature Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材:ヘリウム、温度領域:900~1000°C(初期設計では750°C以上)

設計出力事例:~330MWe(商業展開予測規模300MWe超)

- ヘリウムガス(冷却材)は透明、化学的に不活性、相変化しない等の特徴。黒鉛構造物(炉心減速材)の熱慣性が大きいため、受動安全性に優れる。
- 超高温(1000°C)の目標達成のための耐高温材料開発、熱利用技術開発(ヘリウムガスタービン、水素製造)が課題。

【メリット】

冷却材に不活性なヘリウムガスを、燃料に耐熱性に優れたセラミックス被覆粒子燃料を、減速材に黒鉛を用いることにより、優れた安全性を有し、原子炉外に高温熱の取り出しが可能。高温運転が可能なため、熱分解による水素製造など、多様な熱利用を含め、魅力がある。被覆粒子燃料の優れた閉じ込め性能から直接処分が有望であるが、被覆を除去することで再処理も可能。

【開発状況】

日本では、熱出力30MWtのHTTR(定格850°C、最高950°C)を建設し、950°Cでの高温連続運転や安全性実証試験(炉心冷却喪失試験等)を実施中。また、高温熱を利用した水からの水素製造技術(熱化学法ISプロセス)の試験研究、ガスタービン発電技術の設計研究を実施中。また、米・独での高温ガス炉原型炉(~330MWe、~782°C)の運転・発電経験があり、英・中では、実験炉(10~20MWt)の運転・発電経験がある。中では実証炉(100MWe×2モジュール予定、750°C)の運転中。高温に特徴があるため、熱の高効率利用、非電力応用に対する要望が強い。

図3.2-6 超高温ガス炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

超臨界水冷却炉 (SCWR: Supercritical Water-Cooled Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材:超臨界水、温度領域:510~625°C

設計出力事例:300~1500MWe(商業展開予測規模:軽水炉に準ずる)

- 超臨界圧22.1MPa以上では気水分離が不要となるため、原子炉で加熱した超臨界水で、直接タービンを駆動して発電を行う。高い熱効率(約45%)が達成できるとともに、機器の簡素化による経済性向上が図れるとされている。
- 超臨界圧水条件下での耐腐食性材料開発や、減圧時の過渡熱伝達モデルの検証等が課題。

【メリット】

安全性の確保方法(多重防護概念)は現行軽水炉と同様であり、現行軽水炉の技術転用が可能。また、石炭火力等での超臨界圧水の利用経験を反映可能。燃料を稠密化し、中性子の減速を低減すれば、マイナーアクチニド変換を含む高速炉設計も可能。

【開発状況】

超臨界水を用いた原子炉は、これまで建設されていない。国際協力プロジェクトにおいては、燃料集合体体系での熱流動ベンチマークや、圧力管のラウンドロビン試験、照射後強度特性や腐食特性の把握、コーティング材の開発を行うことが多い。

図3.2-7 超臨界圧水炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

溶融塩炉 (MSR: Molten Salt Reactor System)



【基本的な特徴】 冷却材: 各種溶融塩、温度領域: 700~800°C
設計出力事例: 30~300MWe(商業展開予測規模: 不明)

- フッ化物溶融塩中に燃料(ウラン/プルトニウム/トリウム等)を溶融したもので、溶融塩が燃料及び冷却材として黒鉛炉心チャンネル内を流れる熱中性子炉に加え、固体燃料と、フッ化物溶融塩を冷却材として用いるフッ化物溶融塩高速炉(FHR)も開発されている。また、塩化物塩を冷却材として用いる高速中性子炉も開発されている。
- 低圧運転が可能、液体燃料を採用する場合、核分裂生成物を連続的に除去する系統を付加することも可能。
- 耐高温腐食性、耐照射脆化等に優れた構造材料開発、高温・高放射能環境下での1次系の保守等が課題。液体燃料仕様の場合は、多重防護の安全確保概念の構築が必要。

【メリット】

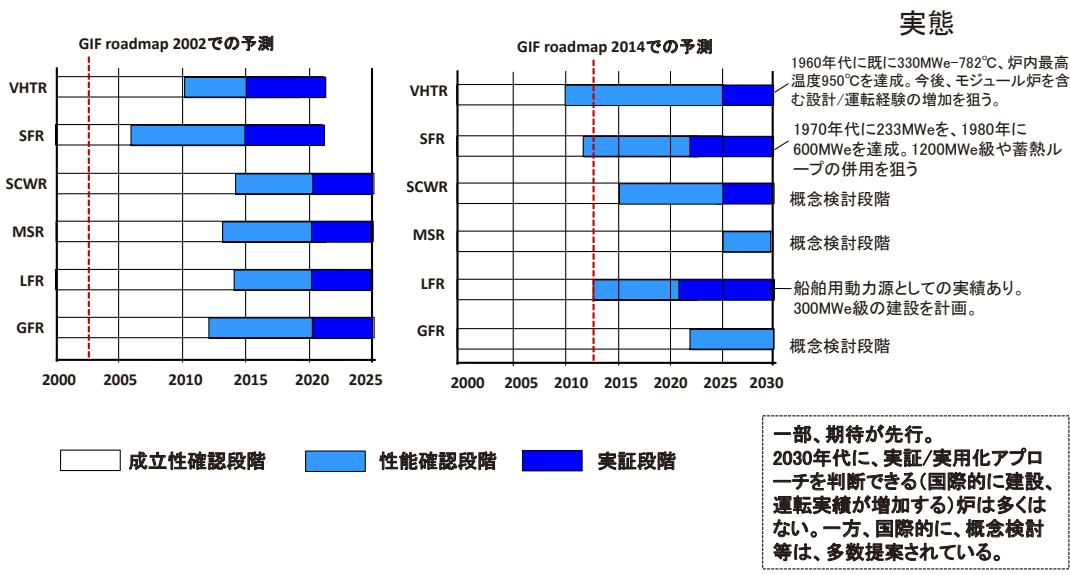
液体燃料を採用した場合、均質性が高く、原理的には、より小型の炉心で、高速増殖炉設計が可能となる。高速炉概念では、炉内でPuを生成することで、燃料交換なしで、長時間の運転を行う可能性があるといわれている(液体燃料を1次系から取り出すことで、FPの連続除去を行う)。

【開発状況】

アメリカ・オークリッジ国立研究所にて1950年代にフッ化物溶融塩実験炉 (MSRE : 7.4MWt) を建設・運転した経験がある。

図3.2-8 溶融塩炉の基本的な特徴、メリット、開発状況

を特徴とする超高温ガス炉 (VHTR)、超臨界圧でのタービン駆動を行うことで経済性の向上を目指す超臨界圧水冷却炉 (SCWR)、まだ有望概念は選定されていないが、固体燃料を採用した場合より均質性が高い液体を燃料に使用することで中小型高速増殖炉設計を行う可能性など多くの可能性が指摘されている溶融塩炉 (MSR) に特徴づけられている。開発するプラント性能目標 (目標炉心出口温度、中性子レベル及び冷却材種類、タービン条件) により、必要となる燃料仕様、現実可能な核燃料サイクル、(及び機器仕様) が決まってくる。図3.2-9 (次頁参照) は、GIF の中で言われている各炉型の開発フェーズを示した図である。GIF の中では、SFR、LFR、VHTR、SCWR は実用化段階 (軽水炉の第2 / 第3世代に相当) に、2020年代中に進むと評価されているが、これまでの実績や今後の建設計画を踏まえると、大型化にせよモジュール化にせよ、実際に建設を行い、商用展開アプローチの妥当性を評価できるであろう炉型は、それほど多くなく、SFR と VHTR のみであると思われる。



GIFの予測は、Preparing the Future through Innovative Nuclear Technology: Outlook for Generation IV Technologies, GIF, 2018より

図3.2-9 各炉型の開発見通し

第4世代原子力システム6炉型の今後10年の目標とR&D課題 (GIF 2018 Outlook補正版)

ナトリウム冷却高速炉(SFR) 2030年までに商用原型炉を稼働	鉛冷却高速炉(LFR) 2030年までに原型炉初号機を稼働	ガス冷却高速炉(GFR) 大型炉リファレンス設計の設定 (2400MWe)
<ul style="list-style-type: none"> ➤マイナーアクチニド及び高燃焼度燃料の評価、最適化(すべての高速炉に共通する課題) ➤供用期間中検査・補修技術の開発 ➤漏洩先行型破損(LBB)評価手順の策定と検査装置の開発 ➤ナトリウム水反応のモデル化、検査装置を含む蒸気発生器(SG)関連技術の確立 ➤高効率エネルギー変換システムの可能性追求(超臨界圧サイクル等) ➤受動的崩壊熱除去機能の検証 ➤シビアアクシデントマネジメント ➤商用化を目指したコストダウンアプローチの検討 	<ul style="list-style-type: none"> ➤(ナトリウム炉の設計知見の反映) ➤新しい耐食性材料の開発(表面改質を含む) ➤スロッシングの緩和/防止対策 ➤鉛と水及び蒸気の相互作用の現象的分析 ➤運転と保守方法の確立(供用中検査・補修技術やLBB評価技術を含む) ➤燃料再処理方法の検討 ➤受動的崩壊熱除去機能の検証 ➤シビアアクシデントマネジメント ➤原型炉による建設・運転知見の蓄積 	<ul style="list-style-type: none"> ➤最終設計とライセンスプロセスの開始(GFR実験炉: ALLEGRO) ➤混合酸化物燃料の認定(ALLEGROの初期炉心) ➤耐高温過渡/高密度燃料要素の開発 ➤各種検証研究(革新セラミック材料、減圧や蒸気侵入のようなGFR特有の異常な運転状態) ➤サブアセンブリの大気中およびヘリウム中テスト(代表的な温度と圧力条件でのモックアップテスト) ➤大気中およびヘリウム中大規模実証試験 ➤受動的崩壊熱除去機能の検証 ➤機器開発と認定

注:元の表では、モデリング及びシミュレーション技術の確立、設計規格基準の整備をあげている炉型もあったが、全炉型共通の課題であるため、本表では記載を割愛した。また、用語を補足するとともに、類似炉型でも生じる課題は、追加している。

「Preparing the Future through Innovative Nuclear Technology: Outlook for Generation IV Technologies, GIF」での課題表をもとに補正及び作成

図3.2-10 第4世代原子力システム6炉型の今後10年の目標とR&D課題 -1

第4世代原子力システム6炉型の今後10年の目標とR&D課題 (GIF 2018 Outlook補正版)

<p>超高温ガス炉(VHTR) ステップ1:炉心出口温度750~900°Cの原子炉 ステップ2:1000°Cを狙った燃料と材料の開発、燃焼度150~200 GWh/tHM</p> <ul style="list-style-type: none">➤ 黒鉛の特性評価、黒鉛の耐酸化特性評価(空気/水侵入事故時)➤ 使用済み黒鉛の管理➤ 多様な熱利用とハイブリッドエネルギー・システムとしての運用と関連技術➤ 先進製造手法採用の可能性追求➤ ステップ1原子炉からのフィードバックの取得	<p>超臨界水冷却炉(SCWR) 圧力容器と圧力管の設計</p> <ul style="list-style-type: none">➤ 候補合金の選択と試験及び認定➤ 炉内燃料集合体(スケールモデル)での試験/認定➤ 炉外燃料集合体体系での試験/認定➤ 設計作業への着手	<p>溶融塩炉(MSR) 溶融塩炉のベースライン・デザイン(液体燃料形式)</p> <ul style="list-style-type: none">➤ 溶融塩と材料の組合せ➤ 統合原子炉評価モデリング(物理学と燃料化学)と安全性評価技術の確立➤ 実験室レベル以上での安全特性の実証➤ (放射性)溶融塩の生産、処理、輸送、貯蔵のためのインフラストラクチャー及び経済性の確立➤ 安全アプローチの確立、ライセンス供与の仕組み、セーフガードのフレームワーク策定➤ 固体燃料を使用する代替トラックにおいては、他のシステムとの共通点を探る
--	--	---

注:元の表では、モデリング及びシミュレーション技術の確立、設計規格基準の整備をあげている炉型もあったが、全炉型共通の課題であるため、本表では記載を割愛した。また、用語を補足するとともに、類似炉型でも生じる課題は、追加している。

「Preparing the Future through Innovative Nuclear Technology: Outlook for Generation IV Technologies, GIF」のでの課題表をもとに補正及び作成

図3.2-11 第4世代原子力システム6炉型の今後10年の目標とR&D課題-2

図3.2-10(前頁参照)及び図3.2-11に第4世代原子力システム6炉型の今後10年の目標とR&D課題を示す。本図は、各炉型の開発フェーズと同様に、2018年にGIFの出版物(Outlook 2018^(文献3.1-4))の中で示されているものであるが、R&D課題については、元表での記載を炉型間の整合性に配慮して、著者の方で修正をえたものである。いずれにせよ、開発フェーズに応じた目標が設定され、それに対応するR&D課題が摘出されている。つまり、SFRにおける商用アプローチの判断のための炉の稼働とマイナーアクチニド燃焼評価(LFRは原型炉の初号機建設)、VHTRは炉心出口温度750~900°Cの達成/運転による設計/運転経験の確保、SCWRの超臨界水の影響を受ける機器の設計進捗、GFR/MSRにおけるリファレンスプラントの設定(設定するためには、複数の設計事例が検討され、比較可能な段階までプロジェクトが進行する必要がある)が目標として設定されている。特に、SFRでは、運転性能(検査ロジック、検査技術、事故時対応管理ロジック)に関する進捗への期待が高く、VHTR

参考文献

- 3.1-4) GIF R & D OUTLOOK FOR GENERATION IV NUCLEAR ENERGY SYSTEMS 2018 Update,
Gen IV International Forum, 2018, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42188/publications

では、水素を含む多様な熱利用に対する期待が高い。また、全体に共通し、安全機能の実証、商用化を目指したコストダウンアプローチの検討、燃料再処理方法の検討に対するニーズが高くなっている。

3.3 開発目標に関する評価法の開発と適用

第4世代原子力システムの開発目標に関する評価法としては、一連の**安全設計図書類（安全・信頼性評価手法）と核拡散抵抗性・核物質防護（PRPP）評価手法及び経済性評価手法**が挙げられる。安全設計図書類としては、GIFは、安全概念の評価（適格性評価）にかかる図書（第4世代炉共通の安全性の考え方の基礎、統合安全評価手法、リスク・安全性評価白書）、詳細安全設計を行うための安全設計基準／安全設計ガイドライン（SDC／SDG）、また、各炉の安全上の特徴を記載したシステム安全評価報告書を発行している。

「第4世代原子力システムの設計・評価における安全性の考え方の基礎（2021年版）^(文献3.3-1)」は、2008年に初版が発行された、すべての第4世代原子力システムに適用される安全の基本的な考え方であり、安全フィロソフィー（考え方、安全性の向上方策、福島事故からの教訓、安全原則〔デフェンシングインデプス、リスクインフォームド、評価解析方法〕）と安全設計手法／評価方法等が記載されている（MSRについては、燃料が放射性物質を含む液体であることから漏洩時の扱いを含めて、考え方の拡張が必要かどうか現在検討を行っている）。また、統合安全評価手法（ISAM: : an Integrated Safety Assessment Methodology）は、安全性の考え方の基礎に基づいた安全評価を行うための評価手法であり、定性的安全機能レビュー（QSR: Qualitative Safety Features Review）、現象識別とランキングテーブル（PIRT: Phenomena Identification and Ranking Table）、目標規定ツリー（OPT: Objective Provision Tree）、決定論的および現象論的分析、確率論的安全性分析について、評価手順が記載されており、本手法に基づけば、安全性の適格性評価が実施できるようになっている。

リスク・安全性評価白書は、GIFのリスク・安全性WG（RSWG）と該当炉型のシステム運営委員会（SSC）が共同で発行した評価白書であり、システム運営委員会が選定した原子力システムに対し、統合安全評価手法の考え方を準拠し、安全の基本的な考え方に関する適格性

参考文献

- 3.3-1) Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems Revision 2,
The Risk and Safety Working Group of the Generation IV International Forum, 2021,
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_178828/bsa-update-v4-clean

評価を実施したものである。本評価白書の目的は、安全設計の考え方、適格性を確認することであり、またそれにより、安全性の向上方法（安全ギャップ）を摘出することである。これまでに、SFR、LFR、GFR、VHTR 及び SCWR について、本白書が発行されている。

通常、リスク・安全性評価白書で実施されている安全基本設計（安全目標を達成しうるかの適格性評価）を実施したのち、炉システム設計においては、安全目標を達成しているかの立証を行うため、詳細安全設計を実施する。この詳細安全設計を実施するためには、安全設計条件及び安全設計クライテリアの設定、そして構造物・システム及び機器に対する安全設計を行う必要がある。この安全設計クライテリア、安全設計条件を設定するためのガイドライン、構造物・システム及び機器の安全設計を実施するためのガイドラインを記載した安全図書が、安全設計基準 / 安全設計ガイドライン（SDC / SDG）である。設計事例の多い SFR に関しては、既にこの 3 種類の安全図書が発行されており、LFR に関しては、安全設計基準が検討され、発行されている。なお、GFR 及び VHTR に関しても、GIF RSWG にて、該当炉型の SSC と共同で、安全設計基準の検討が現在進行中である（SCWR については、軽水炉の基準を準拠する予定であり、MSR については、基本的な考え方の妥当性を検討中である。また、GFR の安全設計基準は近日中に発行される予定である）。

システム安全評価報告書は、該当炉システムの安全上の特徴を評価した報告書であり、安全性能目標、過去の運転経験からのフィードバック、現在進行中の安全関連研究開発のレベル、安全性能評価を実施した安全設計図書である。該当炉システムの安全上の特徴を、安全設計基準を踏まえながら、評価しており、各炉の安全上の特徴を把握するために有益な安全設計図書である。すでに、SFR、LFR、VHTR、SCWR に関し、本図書は発行されており、近日中、GFR 用の設計図書が発行予定である。

これらの安全設計図書類は、GIF にて発行された図書であり、発行した GIF 組織である GIF RSWG^(文献3.3-2) 及び GIF SDC-TF^(文献3.3-3) の活動報告から入手することができる。なお、これらの図書は、GIF でレビュー / 承認された図書であり、基本的に、GIF 参加国 / 機関の専門家から構成される GIF エキスパートグループ（EG）、該当評価手法 WG、該当システム運営委員会、GIF 参加国 / 機関が推薦する産業界代表メンバーで構成される諮問機関（上級産業界諮問パネル：SIAP）にてレビューされたものである。さらに、特に安全設計基準 / 安全

参考文献

3.3-2) GIF Risk & Safety Working Group (RSWG), https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9366/risk-safety

3.3-3) GIF Task Force on Safety Design Criteria, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria

設計ガイドライン（SDC / SDG）に関しては、IAEA、NEA / CNRA、及びSFR開発プログラムが活発なGIF加盟国（中国、ユーラートム、フランス、日本、韓国、ロシア、米国）の規制機関に配布し、彼らのコメントに基づき、改訂を行っている（なお、CNRAは、OECD / NEAに常設された原子力規制活動委員会）。

このように、第4世代原子力システムの開発において、安全性の向上は重要視されており、評価方法を含む基本的な安全の考え方の設定（適格性評価）、詳細安全設計を実施するため必要となるクライテリアの設定とガイドラインの提示が進められている。さらに、各第4世代原子力システムに対する安全上の特徴の抽出、及び安全向上策の抽出が実施されている。このように、評価法の設定とその適用を繰り返すことにより、第4世代原子力システムの安全性が向上し、GIFの安全上の目標である「優れた操業時の安全性及び信頼性を有すること」「炉心損傷の頻度が極めて低く、その影響も極めて小さいこと」「事故収束をプラント敷地内で図り、プラント敷地外での緊急時対応が不要になること」が達成できると考えられている。

なお、今後の方向性として、安全の基本的な考え方をより具体化し、信頼性を向上させるために、リスク情報を活用したいわゆるリスクインフォームドアプローチの強化が挙げられており、頻度と影響に関する目標（Frequency-Consequence Target）を含むリスクインフォームドアプローチのポジションペーパー^{3.3-4)}（文献3.3-4）がGIF内でレビュー中（SIAPを含む）である。今後、極低頻度事象に関する頻度と影響に関し、安全性向上アプローチ／手段／方策の評価が国際的に進み、第4世代原子力システムが十分、安全性の目標を達成できているという評価を獲得すべく、日本も本活動に協力している。また、プライベートセクターが設計した第4世代原子力システム（SMRを含む）は、本来、本アプローチと同等の安全評価を行い、安全上の適格性と対応策（詳細安全設計の実施／評価項目）を具体化していくべきである。そのため、GIFのRSWGは、IAEAが実施中のSMRの安全基準策定の中にも、このようなGIFの知見が活用されるように、IAEAの該当プロジェクトに協力している。

核拡散抵抗性・核物質防護（PRPP）におけるGIFの目標は、「第4世代原子力エネルギーシステムは、基本的に核物質の軍事目的への転用又は盗用が困難な設計がなされているが、

参考文献

3.3-4) A risk-informed approach for Gen-IV systems, The Risk and Safety Working Group of the Generation IV International Forum, (GIF内レビュー中version7), 2022

確実にそのような用途への適用が行われないようにする。またテロに対する物理的防護性を確保する。」ことである。そのために、GIF の PRPP-WG は、PRPP 評価手法を策定し、PRPP 上の脅威（チャレンジ）を特定し、その影響（システム応答）と脅威に対する堅牢性を評価できるようにしている。また、各第 4 世代原子力システム（MSR を除く）に対する評価を実施し、どのシステムであっても、十分堅牢性を有するように設計可能であることを示している。これらの評価法、評価事例については、GIF の PRPP-WG の活動報告を参照されたい（文献3.3-5）（文献3.3-6）。

GIF の経済性モデル WG (EMWG) は、発足当初から、**第 4 世代原子力エネルギーシステム経済性評価手法**（評価コード G4ECONS 及び評価ガイドライン）を開発し、GIF メンバーが信頼できる経済性評価を実施できるように活動してきた（文献3.3-7）。一方、第 4 世代炉を含む原子力エネルギーに対するニーズは、ここ数年で大きく変化しており、運転、展開（市場や立地）、生産の各分野において、もっと柔軟性をもったアプローチをすることで、より早くより適切な市場展開がなされるという意見が提示されてきた（ここでいう運転柔軟性とは、操作 / 運転方法、あるいは非電力利用 / 再生可能エネルギーとの運転適合性に関するオプションのこと。展開柔軟性は、商業展開規模、立地 / 建設場所、認可方法に関するオプションのこと。生産柔軟性は、供給制御性、非電力利用としての多様性のオプションのこと）。これら第 4 世代炉のもつ特徴は、ポジションペーパー（GIF Position paper on flexibility of Gen IV systems）としてまとめられ（文献3.3-8）、特に、既存軽水炉より高温の温度域で使用される第 4 世代炉の非電力利用アプローチに対し、とり得るオプションを明確にする等の動機から、GIF 内に、原子力エネルギーの非電力利用 TF（Non-Electric applications of Nuclear Heat: NEaNH-TF）が設立されている。なお、このような柔軟なアプローチを行うことで、得られる機会やメリットについては、クリーンエネルギー閣僚級会合（CEM）のイニシアティブ NICE Future（原子力イノベーション：クリーンエネルギーの将来）と協力し、報告書「クリーンエネルギーシステムのための柔軟な原子力エネルギー」や「原子力イノベーションを活用したネットゼロへの道筋」に GIF

参考文献

- 3.3-5) GIF Proliferation Resistance & Physical Protection Working Group (PRPPWG),
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9365/pr-pp
- 3.3-6) GIF 核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループ、<https://gif.jaea.go.jp/methodology/prppwg/index.html>
- 3.3-7) GIF Economic Modelling Working Group (EMWG), https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9364/economics
- 3.3-8) Position Paper on Flexibility of GEN IV Systems, GIF Economic Modelling Working Group, 2019,
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_178091/position-paper-on-flexibility-of-gen-iv-systems-r-sadhankar-final

として寄稿するなどのアクションをとり、より広く世界に問いかけているところである^(文献3.3-9)。

このようなアプローチの多様化は、より早くより適切な市場展開のために提案されているものであり、経済性向上が伴わなければ、本質的な意義は必ずしも高くはない。そのため、GIF EMWG は、1) 第4世代炉に横断的 / 共通的に適用可能なインパクトのあるコスト削減方策を選定していくための方法論を構築すること、2) その方法論を適用し、コスト削減方策の例示を行うこと、3) 方法論を改良し、さらなるコスト削減戦略を構築していくための道筋を示すことを目的に、コスト削減方策に関する総合戦略的なレビューを開始した。既に、基本的なアプローチは、第1版の報告書(Advanced Nuclear Technology cost reduction strategies and Systematic Economic Review)^(文献3.3-10)として発行されるとともに、現在、GIF メンバー賛同国(米加日仏)から、コストダウン方策やモジュール効果の程度等に関する知見をあつめ、報告書の改正を実施している。

3.4 開発目標の達成を促進するための新たな機会の検討と活動の連携

これまでに記載したように、GIF における第4世代炉の開発推進は、各炉システム委員会におけるR&D 知見の共有、R&D の分担、炉システムの評価、評価手法WGによる開発目標に関する評価法の開発、両者の共同活動としての開発目標評価と技術ギャップの摘出によって進められてきた。また、福島事故をうけ、その安全上の教訓は、安全設計基準 / 安全設計ガイドライン(SDC / SDG)を始めとする安全設計図書類へ取り入れられ、国際的なレビューという形で、より一層の安全性向上に向けた知見、基準の共有化が図られてきた。

そのような状況の中で、炉開発推進とともに、必要であろうと考えられてきたのは、開発目標の達成を促進するための新たな機会の検討である。そのため、近年 GIF で設置されたタスクフォースは、R&D インフラストラクチャー TF (R&D-TF、2018 ~ 2021)、先進製造・材料工学 TF (AMME-TF : Advanced Manufacturing and Materials Engineering TF, 2020 ~ 2023 / 予定)、原子力エネルギーの非電力利用 TF (NEaNH-TF : Non-Electric Applications of

参考文献

- 3.3-9) CEM NICE Future イニシアティブが発行した“クリーンエネルギー・システムのための柔軟な原子力エネルギー”レポートに対するGIFのスタンス、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF日本秘書団)、2020,
https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html
- 3.3-10) Economic Modelling Working Group(経済性モデルワーキンググループ)の成果、
第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF日本秘書団)、2021,
<https://gif.jaea.go.jp/methodology/emwg/outcome.html>

Nuclear-Heat TF、2022～2025／予定)である。〔教育・訓練WG (Education & Training WG : ET-WG)も活動自体は、TFとして開始されたが、TFは3年間といった限定された期間内で、見解を出すための組織であることから、ET-TFは、長期的な活動を実施するため、現在は、WGとして改組、活動している。〕

R&D-TFは、第4世代炉の安全性の実証に関するR&D試験設備の特定とR&D協力の推進を目的に、設置され、2021年1月にその活動レポートである「R&D INFRASTRUCTURE TASK FORCE FINAL REPORT」を発行し、その活動を終了した^(文献3.4-1)。活動開始時には、各炉システム委員会のメンバーが、実証すべき安全事象と保持しているR&D施設を摘出していたが、R&D施設の情報は、IAEAのLMFNS Catalogue (Catalogue of Facilities in Support of Liquid Metal-cooled Fast Neutron Systems)^(文献3.4-2)をはじめとするデータベースに既に蓄積されていることから、検討の主眼は、インフラストラクチャーギャップ(実証したい事象と既存施設/R&Dとのギャップ)と、R&Dチャレンジ(今後必要となるR&D)へと移行した。なお、R&D-TFは、2020年2月にGIF Workshop on R&D Infrastructures needs and opportunitiesを開催し、GIF加盟国から参加したGIFメンバー及びユーティリティ、SMRベンダー、規制関係者、専門研究機関/学術関係者へと協議の対象を広げ、そこから提示されたニーズを前述する活動レポートに反映させている。

AMME-TFは、第4世代炉の導入に必要となる時間や工程の短縮に寄与すると期待されている、先進的な製造技術と材料工学技術の利用を促進するために2020年5月に設立された。しかしながら、本テーマは、対象とする技術、関連する工学分野、開発/認可/利用など着目用途が幅広く、どのようなアプローチが適切なのか不透明な状態であった。そのため、2020年2月にWorkshop on Advanced Manufacturingを共同開催し、関係者の保持あるいは想定する技術、分野、用途に関する意見交換を行うとともに、関係者へのアンケート調査を行い、機会の促進に関するアクションを明確にすることとした^(文献3.4-3)。なお、このアプローチは、GIF関係者内にとどまらず、GIFインダストリーフォーラムとG4SR4(2022年10月

参考文献

3.4-1) GIF R&D Infrastructure Task Force, 第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF日本秘書団), 2021,
<https://gif.jaea.go.jp/methodology/rdtf/index.html>

3.4-2) Catalogue of Facilities in Support of Liquid Metal-cooled Fast Neutron Systems (LMFNS Catalogue), IAEA, 2022,
<https://www.iaea.org/resources/databases/lmfns>

3.4-3) GIF AMME Task Force, 第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF日本秘書団), 2021,
<https://gif.jaea.go.jp/methodology/ammef/index.html>

3～7日にカナダトロントにて部分的に共催の形で開催された2つの国際会議)の共同ワークショップ^(文献3.4-4)を通じ、より広い関係者間でのニーズと期待の共有を試みている。本TFは、2023年に活動報告書を作成し、終了予定であるが、既に、そのポジションペーパーの一部をG4SR4の技術論文^(文献3.4-5)として公開している。本論文は、AMMモデリング及びシミュレーション技術に関する部分のポジションペーパーであり、TFの活動概要、適用可能な製造プロセスモデリング手法と材料特性予測方法、モデリング及びシミュレーション技術開発に対するニーズ、国際協力の機会について、記述したものである。

NEaNH-TFは、短期的には、原子力エネルギーの非電力利用に関し、知見及び展望の集約／共有化とネットワーク形成を、長期的には各非電力利用方法の技術レベル(TRL)、開発タイムライン、市場や地政学上の特徴から発生する制約、コストを評価することを目的に2022年に組成されたTFである(約2年間の準備期間を経て)。現在、適用可能な非電力利用方法の摘出が終了し、適用／展望事例の共有段階にはいったところである。非電力利用においては、各第4世代炉の出力規模と適用する非電力利用方法の間に、なんらかの関係性(市場や国情などから決定される指向性)があると考えられており、このような関係性を具体化することで、技術展開のマッピングを図ろうと試みているところである^(文献3.4-6)。

このように、安全性の実証にもついているR&D試験設備、先進的な製造技術と材料工学技術、そして、原子力エネルギーの非電力利用の分野で、開発目標の達成を促進する試みが実施されているわけであるが、いずれのアプローチにおいても、ユーティリティ、SMRベンダー、規制関係者、専門研究機関／学術関係者といった幅広いステークホルダーの関与、IAEAやOECD／NEAなど他の国際機関での活動内容との差別化が重要な活動項目となってきた。GIFは、結成時より、IAEA及びOECD／NEAがオブザーバー参加するとともに、組織内にSIAP(上級産業界諮問パネル)を有するフォーラムである。そのため、これらの組織的つながりを有することを活かし、ポジションペーパーや活動レポートに対するレビュー、ワークショップなど活用した意見共有／交換を通じ、機会(ギャップの明確化、R&Dチャレンジの設定)の具体化、差別化を図り、開発目標の達成を促進するための新たな機会の模索を行っている。

参考文献

3.4-4) G4SR4 WORKSHOPS, G4SR4, 2022, <http://www.g4sr.org/workshops/>

3.4-5) Accelerating the adoption of advanced manufacturing technologies for Gen IV nuclear reactors

through international collaboration., I. J van Rooyen (USA / PNNL) et al., Fourth International Conference
on Generation IV & Small Reactors (G4SR-4), Toronto, ON, Canada, October 3 - October 6, 2022

3.4-6) Position Paper on Non-Electric Applications of Nuclear-Heat:

A Generation IV International Forum Priority., GIF NEaNH Task Force, 2022

3.5 アウトリーチ活動

R&D 知見を始めとする第4世代炉の開発知見は、原則、開発者が知的財産権を有する知見であり、そのため、GIFのシステム運営委員会は、活動の取決め（System Arrangement）に署名し、知的財産権を維持したうえで、活動を実施している。一方、知見の評価方法、評価結果、そして、対象に対する考え方、立場などは、基本的に、開発の進捗程度や方向性を示すための情報であり、より広くステークホルダー間で、情報とその意味するところを共有していくべきだと考えられる。

そのため、近年、GIFは、多くの評価白書やポジションペーパーを発行してきた。また、情報そのものの提示ではなく、その意味するところを提示するという意味合いも含め、GIFの教育・訓練WGは、月例のGIFウェビナーを開催している。本ウェビナーは、米国を中心となり、開催実施してきた活動であり、日本がGIFの議長国であった2019-2021の期間に、体系化を進めた活動である（現在も日本は、GIFの副議長国として、本活動を推進中）。

GIF月例ウェビナーは、教育・訓練WGでのプランニングののち、放映される（GIFのウェブサイトを通じ、閲覧申込み可能）。各月の放映ウェビナーは、その時点での注目話題、議題に基づき、教育・訓練WGで選定されているが、1) 第4世代炉に関連する／適用可能な技術、2) 新しい技術導入アプローチ、3) 共通試験設備／R&D、4) 若手研究者の秀逸な研究／エキスパートからの経験提供、5) 第4世代炉にも共通する着目話題から選定されている。同一の話題は、避けてプランニングされており、そのため、放映ウェビナーは、第4世代炉に関連する技術及び機会／チャレンジを網羅するように構成されている。

JAEAでは、日本のGIFウェブサイトを通じ、下記、区分で体系的な構成を意識してウェビナー情報を再分類、提供している^(文献3.5-1)。

1. Introduction to seizing opportunity（イントロダクション、新規機会）
2. Safety, Quality, Economics and Regulation（安全、品質、経済性及び規制）
3. Fuel Cycle, Sustainability, PRPP and Disposal
(燃料サイクル、持続可能性、PRPP 及び処分)
4. Generation IV System Design and Related Technology
(第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術)

参考文献

- 3.5-1) GIFウェビナーガイド、第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF日本秘書団）、2022,
<https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html>

- 4-1. Fast Reactors System Designs and related projects
(高速炉の設計・建設経験と推進プロジェクト)
- 4-2. Advanced Reactors System Designs with specific motivations and related projects
(多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と推進プロジェクト)
- 5. Life cycle designs, Operational experiences, Inspections, Coolant quality control, Test loops
(ライフサイクルデザイン、運転経験、検査、冷却材純度管理、試験ループ)
- 6. Fuel, Core Design
(燃料、炉心設計)
- 7. Thermal hydraulics, Structure, Material designs
(熱流動設計、構造 / 材料設計)
- 8. Winning Webinars by young generations
(秀逸な若手ウェビナー)

近年のウェビナーの傾向としては、単一の技術紹介ではなく、クロスカット的な複合議題の紹介が多い、しかも技術と機会の組合せが多いことが挙げられる。第1章の話題は、単に、第4世代炉開発、原子力システム設計、原子力技術と再生可能エネルギー技術の役割といった話題だけでなく、先進的製造技術から第4世代原子炉設計者が得るチャンス、燃料及び材料の性能評価 / 開発戦略、原子力エネルギー技術を発展させるための人工知能といったように、技術と機会 / 役割 / 戦略を組合せたり、脱炭素社会における原子力エネルギーの役割を GIF、IAEA、OECD / NEA のそれぞれの立場から紹介するといった組織的クロスカットアプローチを含んでいる。2章や5章においては、日仏の安全設計 / 規制経験 / 運転経験のフィードバックを含んでおり、GIF 加盟国である露中も、自国の開発経験や計画あるいは試験装置の紹介に協力している。プログラムの詳細及び放映済みのウェビナーは、GIF ウェブサイトで閲覧可能であるため、詳細は、そちらを参照されたい。

3.6 第4世代炉開発の未来

ここまで述べたように、日本を含む GIF 参加メンバーは、各々の国内で第4世代炉開発の努力を積み重ね、GIF を通じ、各国の設計の進捗を共有 / 評価してきた。また、より適切に、第4世代炉の目標達成評価（適格性評価）を行うために、安全、PRPP、経済性の評価法を整備するとともに、第4世代炉への適用を実施してきた。

ここで再度、第4世代炉の意味合い、目的を再整理してみたい。第1世代から第3世代の進展の中身は、実質、軽水炉型発電用原子炉の実用化の歴史である。原理の確認、経済

性向上（電気出力の増加、設計の標準化）、安全性の向上（経験の反映、設計改良）、そして、現在モジュール炉という名の下にアピールされている技術の汎用化、これが、軽水炉型発電用原子炉の実用化の歴史である（SMRを含むモジュール炉は、新規ベンダーが、新しい炉概念を、既存の知見／評価法／基準を活用しながら、設計し、汎用産業品として大量に建設するという特徴を併せ持っている）。この流れは、原子力エネルギーが本来持つ可能性／価値の再評価に伴い生じた新規原子炉ベンダーの出現（米を中心とするベンダーの多様化）、複数の新型原子炉概念が実証されようとしていることに伴う国と民間あるいは単一国と共同開発国、国際機関といった開発／推進／認証分担の多様化を背景とし、現在進行している国際的な動きであり、特定国が将来像を描く際には、各国のベンダー種別、国と民間の関係、国内規制と国際ルール（輸出入対応を含む）に強く依存する。

さて、この軽水炉型発電用原子炉の歴史解釈の元に、第4世代炉の歴史を再整理してみよう。使用済み燃料の処分という課題は残るもの、第1から第3世代は、発電による電力供給に最適化した進歩であった。軽水炉の開発より長期スパンとなっているものの、第1世代の発想当初から今に至るまで、非軽水冷却型炉の第4世代炉を開発しようという動機は、失われておらず、開発に困難は伴うものの、それでも各國とも非軽水型炉の開発を続けている。第4世代炉として開発している炉の特徴を踏まえると、「エネルギーの長期的安定的利用を確保する」という点と、「エネルギー密度の高い原子力エネルギーをより一層活用したい」という点に動機を見出しているように思える。

前者は、すべてのエネルギー源に当てはまることがあるが、非資源国日本にとって、海外からのエネルギー供給に依存しない独立した準安定的なエネルギーという意味が大きい。いったん核燃料を供給すれば、その後、数ヶ月～年オーダーで運転可能となる原子炉は、エネルギー独立性（長期的安定的利用可能なエネルギー源を持つ）が高く、またエネルギー源としての国民からの期待は高いものの短期的非安定的なエネルギー源である太陽光、風力の弱点を補う存在であり、蓄電／蓄熱技術も含め、確保していく必要のある技術である（エネルギー政策としては、準独立性を有するエネルギー源を含む多様なエネルギー源からなるエネルギー・ミックス）。このエネルギー源である核燃料を、再処理することによって、長期的な準国産エネルギー源として活用するといふいわゆるクローズドサイクルの考え方、エネルギー源の長期的安定的確保の観点から、日本にとっていまだに魅力的なオプションであり、海外の開発実績を参考にしつつ、核燃料サイクル関連技術の開発を継続している。

次に、後者の「エネルギー密度の高い原子力エネルギーをより一層活用したい」という点である。たとえば、VHTRは、被覆粒子燃料と黒鉛により構成された炉心によって達成可能な900°Cを超えるような高温エネルギーの利用が大きな魅力となっている（さらに、被覆粒子燃料

の再処理方法の確立も狙っている)。現在着目されている、原子力エネルギーの非電力利用は、軽水炉(低温)、SFR(高中性子/中高温)、VHTR(超高温)が有する熱エネルギーをより有効に活用することであり、さらなる高中性子化、高温化、高圧化を行うことでエネルギーの有効利用度をさらに増すことができる。LFR や SCWR を、本観点から捉え直すと、LFR は、より中性子エネルギースペクトルが高く余剰中性子が多いという利点を活用した革新的炉心概念に本来の魅力があり(取り扱いの難しい鉛系の冷却材を用いて、SFR と同等のことを行う必要性は少ない)、SFR でも今後のチャレンジとされているタービン条件の高压化や SCWR など超臨界圧条件を前提とするプラント概念の検討が、SFR および VHTR を既存技術で実用化した後に必要となる技術と位置づけることができる(材料開発は、長期的な基盤研究であり、先行して取り組み必要がある)。

このような動機から、各国は、非軽水冷却型炉の開発を進めているわけであるが、一部の炉が実証／市場投入段階に入ろうとしている現在、課題となるのは、やはり、安全性と経済性(稼働率を含む)の確保であろう。この両者がバランスよく満たされなければ、初号機は建設できたとしても、複数機が市場導入されるのは困難と考えるのが自然であるし、それは、小型炉であろうと大型炉であろうと違いはない。その意味で、各国が第4世代炉の開発努力を行う一方で、安全性評価基準(適格性および詳細設計)、経済性評価基準(コストダウンアプローチおよび評価方法)を確立する努力をし、それを国内外通じ、より多くの観点から協議し、改良していくとしている。

第4章 高速炉の研究開発

(早船浩樹、久保重信、近澤佳隆、前田誠一郎、上出英樹、佐賀山 豊)

4.1 世界の研究開発状況

4.1.1 高速炉開発をとりまく世界の情勢と各国の対応

高速炉開発は、1990年代頃までの欧米を中心とする開発から、現状では、露・中・印を中心とする開発に変わりつつある。

とりわけ、ロシアはソ連時代（1950年代）に始まった高速炉開発をソ連崩壊以降も着実に進展させ、2035年には商用PWRのVVER1200と同出力の商用ナトリウム冷却高速炉BN1200を運転すると発表している。BN1200は低圧システムであるがゆえに可能な、薄肉構造のナトリウム冷却高速炉の特徴を生かして、VVER1200と同等の建設費を達成可能としている。ロシアは、軽水炉まではワンスルーリユースしか考えておらず、また、高速炉も原型炉BN600までは濃縮ウラン燃料を用いている。高速炉の実用化に合わせて燃料サイクルを開始し、Puを燃料として利用する計画で、高速炉の実用化に合わせて、ゼレズノゴルスクの鉱山化学コンビナート（MCC）を整備する計画である。なお、ロシアは軽水炉から高速炉までのすべての原子燃料の再処理と製造をこのMCCで集中的に行う考えである。

また中国では、ロシアと同様に、燃料サイクルは高速炉の実用化に合わせて実施する考えであり、ロシアのBNシリーズの技術を導入することにより、短期間に高速炉とそのサイクル技術を確立し、2030年代後半の実用化の達成を目指している。

これに対し、米国ではロシア、中国の原子力技術の台頭を憂慮しており、将来炉、とりわけGEN-4炉に区分されている高速炉と高温ガス炉を露国に先立って実用化すべくARDP（Advanced Reactor Demonstration Program）を2020年5月に開始し、高速炉と高温ガス炉の2つの実証炉について2028年の運転開始を目指している。また、これに先立ち、Gen-4炉に使用する20%以下の低濃縮度の燃料（High-Assay, Low Enriched Uranium燃料）の製造技術の産業化を推進している。

1990年代中頃までは世界で最も高速炉技術開発が進んでいた仏国では、最近の仏国の経済情勢や再エネとの共存政策の追求等を背景に、高速炉開発をスローダウンしている状況である。

ロシア、中国が、高速炉とそのサイクル開発を着実に進めている背景は、原子力利用が中東アジアやアフリカ等を含め世界的な規模で進む結果、ウラン価格の高騰を招くことを懸念（エネルギー安全保障の確保）すると共に、放射性廃棄物量の抑制やその有害度低減の重要性を認識しているためである。

この様な世界の動きに対し、インドは「重水炉（PHWR）→高速増殖炉」路線に基づくナト

リウム冷却高速炉の開発を独自技術で進めている。元来インドは、仏国の実験炉 Rapsodie を輸入し、独自開発を進めてきた。インドの高速炉開発の最大の特徴は、原子炉と燃料サイクルを同一サイト内に建設する所謂コロケーションのシステムを追求していることである。また、燃料は現状では MOX 燃料を追求しているが、将来的には金属燃料への変更を行うとして、MOX 燃料サイクル技術のみならず、金属燃料サイクル技術の開発を同時並行で進めている。

この様に世界では、現在その開発を精力的に進めているロシア、中国、インドや、原子力での世界のリーダーシップの維持 / 獲得を目指す米国、現在はその開発を中断しているが今世紀後半には再び高速炉の市場に参入しようとしている仏国では、ウラン資源の有効利用のみならず放射性廃棄物の減容化・有害度の低減の観点からも、高速炉、とりわけナトリウム冷却高速炉の早期実用化の重要性を認識しており、各国ともに GIF で提唱している安全性、経済性、持続可能性（資源有効利用、廃棄物の減容・有害度低減）、核不拡散性の 4 つの開発目標を踏まえた（受け入れた）開発目標としている。なお、GIF の開発目標は、日本からの提案に基づいて GIF 内で合意されたものである（3章を参照）。

また、炉の出力、即ち大型炉か SMR かについては、定まった考え方は無く大筋以下の様である。

- ・各国ともに、用途に合わせた炉出力のものを使う計画であり、ロシア、中国、インド、仏国は、自国での利用は大型炉を基本としている。
主に輸出用として、SMR や小型炉の概念も追及している。
- ・米国、カナダ、英国では、軽水炉のみならず Gen-4 炉についても民間からの提案を下に、SMR のメリットを追求する姿勢である。

日本は、世界の多くの原子力利用国と同様に、自国での発電での利用は原則大型炉を指向しており、状況等により、中小型炉の利用も考慮するとの姿勢である。

4.1.2 ロシア

本節以降にロシアを始め各国の高速炉開発の近年の動向について簡単に述べることとする。ロシアでは、ナトリウム冷却高速炉 BN600（電気出力 60 万 kW、濃縮ウラン酸化物 UO₂ 燃料）の運転を 1980 年の電力網初併入から長期間に亘って継続している。商業運転開始以降の 1982 年から 2016 年まで平均設備利用率は 75% とされている（文献4.1-1）。また、発電だけで

参考文献

4.1-1) Yu.V. Nosov, et al., “USSR and Russian fast reactor operation through the example of the BN600 reactor operating experience and peculiarities of the new generation BN800 reactor power unit commissioning,” IAEA-CN245-553, FR17 (2017)

なく地域の暖房など熱も供給している。運転期間の延長も計画されており、2025年までの運転が認められたとの発表がなされた。さらに高速炉を用いたクローズド燃料サイクル（使用済み燃料を再処理し、中に含まれるプルトニウムPuを新しい燃料として再利用する）を目標として、BN800（電気出力88万kW、ウランとプルトニウムの混合酸化物MOX燃料）を開発している。2014年には初期炉心としてUO₂燃料のみで初臨界させ、2016年に定格出力、2016年に商業運転を開始した。2022年1月に全炉心の60%を、2022年9月には全炉心をMOX燃料に移行した（文献4.1-2）。実用炉としてさらに出力を上げたBN1200を開発しており、GIFの掲げる開発目標に合致した第4世代炉（Gen-IV炉）としての安全性向上を満たすため受動的な炉停止方策や、シビアアクシデント時の溶融燃料を原子炉容器内で保持するための炉内コアキャッチャーを装備するなどの設計が進められている。

ロシアではナトリウム冷却炉の開発に加え、ナトリウムよりもさらに重い原子核をもつ鉛を冷却材に用いることでより高いエネルギーの中性子を利用できる鉛冷却高速実証炉BREST-OD-300炉の開発を進め、その建設に着手している。高いエネルギーの中性子を用いることで、プルトニウムの利用に加えて使用済み燃料に含まれる長期間に亘って放射線を出すマイナーアクチニド核種（Am、Npなど）を核分裂させる効率を、ナトリウム冷却高速炉よりもさらに上げることなどを目的としている。

燃料サイクルでは、シベリア化学コンビナート（SCC）にて、BREST-300用のウラン・プルトニウム混合窒化物（MNUP）燃料の製造プラントの試運転を開始したことを、ロシア国営原子力企業ロスアトム社が2022年8月の声明で明らかにした（文献4.1-3）。

4.1.3 中国

ナトリウム冷却高速炉の開発を進める中で、ロシアの協力を得て2010年に実験炉CEFR（熱出力65MW、電気出力25MWe、濃縮ウラン燃料炉心）の臨界を達成、2011年には出力40%で送電網に接続した。その後、実証炉としてCFR600の建設を2017年から進めている。CFR600はツインプラントで、2020年に2基目の建設を開始している。使用する燃料はMOX燃料とされている。

参考文献

4.1-2) TVEL, “BN-800 fast reactor is fully loaded with MOX fuel,” September 9, 2022.
https://tvel.ru/en/press-center/news/?ELEMENT_ID=9379

4.1-3) TVEL, “На СХК приступили к испытаниям оборудования завода по производству СНУП-топлива,” August 23, 2022. https://www.tvel.ru/press-center/news/?ELEMENT_ID=9366

2021年5月のIAEA, INPRO会合にて、ロシアと中国が包括的な2国間高速炉開発協力に署名したことが、ロシアにより表明された。協力内容には今後の炉開発だけでなく燃料製造、再処理を含んでいる^(文献4.1-4)。

4.1.4 インド

インドでは、フランスの技術を導入してナトリウム冷却高速炉の実験炉 FBTR を建設し、1985年に運転を開始した。2004年にはMOX燃料を用いる原型炉として PFBR (50 万 kWe 出力) の建設を開始し、2015年に建設完了したとされている。しかしながら、ナトリウムのチャージ、試運転などの工程が遅れしており、2022年の段階でまだ臨界に到達していない。並行して実用炉の設計を行っており、出力規模をあまり上げずに 60 万 kWe x 2 基のツインプラントを指向している。燃料は、増殖率を上げることを目的に金属燃料に移行することを計画している。将来的には国内に豊富にあるトリウム (Th) を親物質に U-233 を核燃料とするトリウムサイクルを目指すとされている。

4.1.5 アメリカ

米国エネルギー省 (DOE) は 2015 年 11 月 「原子力の技術革新を加速するゲートウェイ (GAIN) イニシアティブ」を設立し、原子力産業界が新たな先進設計を商用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ことを計画。

2017 年 1 月 DOE は「先進炉開発のビジョンと戦略」を発表：既存軽水炉の寿命延長 (60 年または 80 年) 、新型の大型軽水炉、中小型炉 (SMR) 、先進炉 (第 4 世代炉) を組合せ、 2050 年までに原子力発電設備容量を倍増することを計画。

このような新型炉の開発に適用するため Versatile Test Reactor (VTR 、多目的試験炉) として、ナトリウム冷却高速炉の照射試験炉を INL の敷地に建設することが計画され、 2026 年の運転開始を目指すとされた。日本もこの計画に協力することとし、政府間で覚書 (MOC) が締結された。これと並行して安全性試験炉 (TREAT) が再稼働した。

参考文献

4.1-4) Vyacheslav Pershukov, "Russian-Chinese cooperation in the field of Fast reactors and closed nuclear fuel cycle," 18-th INPRO Dialog Forum on Partnerships for Nuclear Development and Deployment (2021)
<https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df18/4.2-V.Pershukov-Russia.pdf>

DOEは2020年5月、ARDPを開始。ARDPは、官民による費用分担を前提。以下の3つのカテゴリーにおいて、公募により選ばれた新型炉開発プロジェクトに対して資金を援助している（文献4.1-5）。

①7年以内の新型炉実証

②将来の新型炉実証に向けたリスク削減

③新型炉概念

①に関し、DOEは2020年10月に次の2案を選定した。TerraPower社（ナトリウム冷却高速炉 Natrium）、X-energy社（ペブルベッド型高温ガス炉 Xe-100）。初年度費用として、各社に8,000万ドルを支援。DOEが7年間で投資する総額は、約32億ドルに達する見込み。

Natriumについては、ワイオミング州のKemmerer、石炭火力発電所の跡地（2025年に運転終了）に建設が予定されている。2023年8月に建設許可を、2026年3月に運転許可をNRCに申請する予定。Natriumは濃縮ウラン金属燃料を用いるタンク型炉で2次主冷却系に溶融塩ループを採用している。溶融塩の高温・低温タンクなどからなる蓄熱技術を適用することで、発電出力を定格の345MWeから低下あるいは最大500MWeまで、需要に応じて出力を変えることで太陽光など変動再エネとの調和や売電価格を高める効果を見込んでいる。日本との協力として、2022年1月にJAEA/MHI/MFBRとTerraPower社の間でナトリウム冷却高速炉技術の開発協力に関する覚書が締結された（文献4.1-6）。

4.1.6 フランス

ナトリウム冷却高速炉の実験炉 RAPSODIE（1967年運転開始）、原型炉 PHENIX（250MWe、1973年初臨界、1974年全出力）、実証炉 Super PHENIX（1240MWe、1985年初臨界、1986年に全出力）を建設、運転し、それぞれの運転を完了して廃止措置が進められている。

参考文献

4.1-5) DOE, "U.S. Department of Energy Launches \$230 Million Advanced Reactor Demonstration Program," May 14, 2020.

<https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-launches-230-million-advanced-reactor-demonstration-program>

4.1-6) 原子力機構、プレス発表“カーボンニュートラル実現に貢献するナトリウム冷却高速炉技術に関する日米協力の推進について（米国テラパワー社との協力）”

2022年1月27日：<https://www.jaea.go.jp/02/press2021/p22012701/>

フランスのエネルギー政策としての 2019–2028 年に亘る多年度エネルギー計画（“Multiannual Energy Plan 2019–2028”）では、中期的には PWR を使った Pu のマルチリサイクル（MOX 燃料を軽水炉で燃やし、使用済み MOX 燃料をさらに再処理して利用）について検討する。長期的にはウラン資源の効率的利用を目的とする高速炉サイクルを指向するとされている。高速炉としてはナトリウム冷却炉をレファレンス技術とし、その他の概念についても適用性を調査している。2021 年 10 月に示された France 2030 では、放射性廃棄物のよりよい管理ができる革新的な小型炉の開発を行うことが表明された^(文献4.1-7)。これにはナトリウム冷却炉に加えて溶融塩炉が含まれているとされている。

4.2 日本の研究開発状況

4.2.1 設計研究

我が国では、1961 年「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において「高速炉サイクル実現を最終目標としつつ、暫定措置としてプルサーマル推進」との方針が確立された。1966 年原子力委員会は「動力炉開発の基本方針」においてウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）を用いるナトリウム冷却高速炉の開発を自主技術で進める方針を定め、1967 年に動力炉・核燃料開発事業団（現、日本原子力研究開発機構）が設立された。本方針の実験炉「常陽」（1977 年初臨界）、原型炉「もんじゅ」（1994 年初臨界）の開発が行われた。

原型炉の次のステップの実証炉については 1985～1999 年については電気事業者が中心となって開発を進めたが、1999 年 7 月からは日本原子力研究開発機構と電気事業者が電力中央研究所及びメーカ等の協力を得て、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（FS）を開始し、高速炉増殖炉サイクルの適切な実用化像とそこ至るまでの研究開発計画の提示を目的として検討を進めた（図4.2.1-1（次頁）参照）。

1999～2001 年のフェーズ I では多様な燃料、冷却材、出力のシステムを網羅的に比較するため約 40 ケースの概念の検討を行い（図4.2.1-2（次頁）参照）、詳細に検討を行うための有望な概念としてナトリウム冷却炉、ガス冷却炉、重金属冷却炉、水冷却炉を抽出した。

参考文献

4.1-7) エリゼ宮（大統領府），“France 2030,” October 12, 2020. <https://www.elysee.fr/france2030>



図4.2.1-1 高速炉の開発ステップ

● 冷却材と燃料形態のほぼ網羅的な組合せ(約40概念)から、今後検討すべき概念を選択

対象技術	炉型の評価	燃料形態の評価		
		MOX	窒化物	金属
ナトリウム炉	大型タンク	B		
	大型ループ	A	A	A
	中型モジュール	A		
	小型炉	A	B	A
ガス炉	CO ₂ ガス炉	B	A	C
	Heガス炉ビーン型	B		A
	Heガス炉粒子型	A	B	-
	小型炉	B	B	A
重金属炉	大型	C		
	中型モジュール	A	B	A
	小型炉	A		
水炉	BWR型	A	A	-
	PWR型	A	A	-
	超臨界圧水型	A	A	-
	浮置炉	C	C	塗化物液流槽

A:引き続き検討 B:国内外の研究のレビュー C:データ化
○:フェーズⅡ中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズⅡでの検討対象

- ナトリウム炉
 - ・大型ループ型(MOX、金属燃料)
 - ・中型ループ型モジュール炉(MOX、金属燃料)
 - ・小型炉(金属燃料)
- ガス炉
 - ・Heガス炉粒子型(窒化物燃料)
- 重金属炉
 - ・中型モジュール炉(窒化物燃料)
- 水炉
 - ・BWR型(MOX)

図4.2.1-2 FS フェーズⅠにおける検討範囲

2001～2006年の検討では抽出された4つ概念の具体化と開発目標適合性、技術的実現性の比較評価（図4.2.1-3参照）を行った。開発目標の観点からはナトリウム冷却、ヘリウムガス冷却、鉛ビスマス冷却が適合すると評価されたが、技術的実現性の点でヘリウムガス冷却、鉛ビスマス冷却ともに開発リスクも大きく、長期間の基礎研究を必要とする課題を有している点を考慮し、実用化候補概念として酸化物燃料ナトリウム冷却炉を主概念、金属燃料ナトリウム冷却炉を副概念に選定した（文献4.2.1-1）。

フェーズⅡで検討対象とした候補概念



図4.2.1-3 FS フェーズⅡにおける検討対象／評価

2006年からの高速炉サイクル実用化研究開発（FaCT）では、実用化に向け安全性、経済性向上技術を導入した Japan Sodium Cooled Reactor（JSFR）を開発し、導入すべき技術の開発及び採否判断を行った。安全性向上技術としてはシビアアクシデント防止のための受動的炉停止系、機械的エネルギー放出を緩和することを目的とする溶融燃料の早期排出用の内部ダクト付き燃料集合体等が、経済性向上ではコンパクト原子炉構造、2ループシステム、ポンプ組み込み IHX 等が採用された（図4.2.1-4（次頁）参照）（文献4.2.1-2）。

参考文献

4.2.1-1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ最終報告、JAEA-Evaluation 2006-002

4.2.1-2) 高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT プロジェクト）フェーズⅠ 報告書、JAEA-Evaluation 2011-003

FaCTの概念および革新技術の採否判断

「設計成立性」、「製作性」、「運転・保守性」、「経済性」の4つの視点に基づき採否を判断

- ◆ 8課題は採用可能と判断
- ◆ 1課題は、代替技術を採用
- ◆ 1課題は、代替案を含めた検討を実施し、再評価



図4.2.1-4 FaCTで採用された革新技術

2011年からは東京電力福島第一発電所の事故の教訓等を踏まえ、SFRの安全性向上及び安全設計要件 / 安全設計ガイドラインの国際標準化を目指し、GIFの活動として Safety Design Criteria / Guideline (SDC / SDG) の構築を進めた。設計研究としては FaCT で開発した JSFR に対し東京電力福島第一発電所の事故の教訓を踏まえた安全性向上の検討、SDC / SDG への適合性検討、保守補修性向上の検討を行った。並行して、安全性向上等で開発負荷が増加したこと等を考慮し、JSFR の開発課題の低減を検討し、国内開発を行う場合でも可能な限り開発負荷を低減するための検討を行った（文献4.2.1-3）。

フランスにおけるASTRID計画の立ち上げを受け、2014年5月5日に日仏政府機関間取決め、2014年8月7日に日仏実施機関間取決めが締結され、国際協力を有効活用した合理的な開発の可能性を検討するとともに、タンク / ループの共通技術について協力を開始したが、

参考文献

- 4.2.1-3) H. Hayafune, et. al, Advanced sodium-cooled fast reactor development regarding GIF safety design criteria, Proc. of FR17, Yekaterinburg, Russia, June 2017

その後、協力内容を拡大し、11の設計協力分野、28のR&D協力分野において多岐にわたる協力を行った。ASTRID計画そのものはフランス政府により2019年初頭より凍結されたが、日仏のASTRID協力は2019年まで計画通り遂行され、協力の成果として日本では開発経験のないタンク型炉の情報をより取り入れ活用することにより、日本型タンク型炉を検討し国内における開発の見通しを明らかにした（図4.2.1-5参照）^(文献4.2.1-4)。本概念ではFaCTで開発した、JSFRの炉心及び受動的炉停止系を採用しシビアアクシデントに対策するとともに、原子炉構造も日本の地震条件を考慮して耐震性の高い構造を採用している。また、3次元免震を適用することにより、日本の地震条件においても合理的な開発を可能とした^(文献4.2.1-5)。



図4.2.1-5 日本国型タンク型炉鳥瞰図

さらに、国際協力をより強力に進め、炉心燃料開発等の照射やシビアアクシデント対策等を共有した場合の概念として、炉心にフランスが提案するナトリウムボイド反応度を低減した軸方向非均質炉心を採用した仕様共通化タンク型炉を検討し、国際協力の深化による開発負荷低減の可能性の評価を検討している^(文献4.2.1-6)。

参考文献

- 4.2.1-4) <https://www.jaea.go.jp/02/press2020/p20090102/>
4.2.1-5) S. Kubo, et. al., 2020, A conceptual design study of pool-type sodium-cooled fast reactor with enhanced anti-seismic capability, JSME Mechanical Engineering Journal, Vol. 7, No. 3, p.19-00489_1 – 19-00489_16.
4.2.1-6) Gilles Rodriguez, et. al., France-Japan synthesis concept on sodium-cooled fast reactor review of a joint collaborative work, EPJ Nuclear Sci. Technol. 7, 15 (2021)

設計と連携した R&D 開発としては 2019 年に計画通り完了した ASTRID 協力に引き続き、2020 年よりナトリウム冷却高速炉開発計画に合意し、シビアアクシデント、燃料技術、数値シミュレーション、機器開発等を含む 11 分野 32 タスクの協力を実行している（文献4.2.1-7）。

また、日米協力としては、2012 年に設置された「民生用原子力研究開発ワーキンググループ」（CNWG）において金属燃料、新材料、シミュレーションについての協力が行われており、2022 年 1 月には Natrium の開発を進める Terra Power 社と協力項目を抽出するための情報交換を開始することで合意している（文献4.2.1-8）。

4.2.2 安全設計の国際標準化

第 4 世代高速炉に対する安全設計要求は各国でばらつきがあるため、次世代炉として高い水準の安全性を担保できる安全設計要求を明確にし、高速炉開発に取り組む各国へ採用を促すために、共通の安全設計要求の整備が GIF としての重要な検討課題であった。そこで、2010 年に GIF 議長により、国際的な協調によるナトリウム冷却高速炉（SFR：Sodium-cooled Fast Reactor）の安全設計クライテリア（SDC：Safety Design Criteria）を構築することが表明された。GIF では、SFR 開発国として日・米・仏・露・中・緯・EU が参加しており、各国からのメンバーに加えて IAEA の参加も得て SDC タスクフォースが組織された。同タスクフォースでは、2011 年 7 月の活動開始から 2013 年 5 月の SDC レポートの GIF での承認までの 2 年間で SDC 策定の取り組みが行われてきた。2013 年 9 月からはフェーズ II の活動として、安全設計要求である SDC を設計に展開するための推奨事項を記述する 2 つの安全設計ガイド（SDG：Safety Design Guideline）の構築を進めた。これらの活動において、日本は GIF の議長国 SDC タスクフォースの議長国として国際的にも存在感とリーダーシップを発揮した。

国内では、日本原子力学会において、「第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会（2011～2012 年度）（文献4.2.2-1）、並びに「第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会（2013～2017 年度）（文献4.2.2-2, 3, 4）を組織し、

参考文献

- 4.2.1-7) <https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2019/120301/>
- 4.2.1-8) <https://www.jaif.or.jp/journal/japan/11558.html>
- 4.2.2-1) 日本原子力学会、第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアに関する調査研究（2013 年 1 月）
- 4.2.2-2) 日本原子力学会、第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関する検討（中間報告）（2015 年 9 月）
- 4.2.2-3) 日本原子力学会、第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関する検討（最終報告）（2017 年 9 月）
- 4.2.2-4) 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告、
日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2J_PL

国際的な SFR の安全基準の構築に向けて、SFR の技術開発の動向、国際的な安全基準および国内外の規制の動向を最初に調査すると共に、GIF における安全上位基準、高速炉の特徴、各国の安全要件、ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓の反映を踏まえて、GIF の SDC タスクフォースに提示する SDC / SDG の素案について審議した。

本検討を開始する時点においては、高速炉実用化研究開発 (FaCT) のフェーズ I が取りまとめの時期を迎えており、採用する革新技術の採否判断を経て、先進的なループ型 SFR の設計概念 (JSFR) が構築されていた。2011 年度以降は、JSFR をベースとして、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全強化策の検討を実施し、その結果として得られた具体的な設計事例が、日本が提案した SDC / SDG 素案の背景となっている。

このようにして作成された SDC / SDG の素案は、GIF の SDC タスクフォースに持ち込まれ、タスクフォース参加メンバーからのコメントを反映してドラフトとして完成させたのち、GIF 内での承認プロセス、さらには規制機関を含む外部機関のレビューを受けたものが GIF のウェブサイトから公開されている。

近年 SMR 等の多様な設計概念の検討が各国で進められており、それらに対する国際的な安全基準の策定が急務となっている。このような状況において、IAEA では既存の安全基準類を多様な新型炉に適用する際のギャップ分析を行っている。対象としている炉型は水冷却 SMR、ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、高温ガス炉、溶融塩炉、可搬型 SMR、マイクロリアクターである。このギャップ分析においては、安全設計要求である SSR-2/1、炉心、冷却材系、格納系等の安全設計ガイド類が含まれており、それらの SFR への適用性を分析する上で SDC / SDG はうってつけの材料である。このため、JAEA から SFR の技術専門家としてこの活動に参加し、SDC / SDG を参照しつつギャップ分析に貢献した。IAEA では、今後、SMR と非水冷却炉に対する安全基準類の適用性分析を進めるための活動を計画しており、この活動に引き続き貢献していくことが重要である。

(1) 第4世代SFRの安全設計クライテリア^(文献4.2.2-5、6)

GIFでは、安全階層の最上位に位置するものとして、以下の安全目標^(文献4.2.2-7)が策定されている。

SR-1：「運転時の安全性と信頼性が優れること」

SR-2：「炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと」

SR-3：「敷地外緊急時対応の必要性が生じない(ように安全性を高める)こと」

次に、各炉共通の安全に対する基本方策^(文献4.2.2-8)も定められた。この中では、設計基準を超えた過酷な状態への対応も考慮し、受動安全特性を活用することが謳われている。また、安全機能を“Add-on”ではなく“Built-in”で対応することがあげられている。“Add-on”とは、追加的な要求を新たに課した場合に、既存設備を改造したり電源設備を増設したりすることで対応することであり、“Built-in”とは、基本設計の段階から必要な安全機能を設計に取り入れて対応することである。

これらの最上位の安全性の考え方は、IAEAでは安全原則(SF-1)^(文献4.2.2-9)として定められている。SDCは、その下位レベルに位置付けられる安全要求に相当するものであり、既存軽水炉に対しては、安全審査指針(現行の規制基準)レベルに相当するSSR-2/1が整備されている^(文献4.2.2-10)。なお、各国における具体的な系統や機器の設計を行うための規格・基準類は、さらにその下位に位置付けられるものである。

IAEA SSR-2/1に相当するような国際標準化が図られた安全要求は第4世代炉では存在しなかつた。そこで、図4.2.2-1(次頁参照)に示すように第4世代SFRの構築物、系統および機器に対する安全設計要求を包括的・系統的にまとめたSDCを構築した。

参考文献

4.2.2-5) Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System (Rev. 1) (2017)

https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria

4.2.2-6) 日本国原子力学会誌「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアの構築」Vol.55, No.10 (2013年)

4.2.2-7) Safety and reliability goals for Generation IV Nuclear Energy Systems in the “GIF Roadmap” (2002), update (2014)

4.2.2-8) “Basis for safety approach for design & assessment of Generation IV Nuclear Systems” (revision 2, 2021)

4.2.2-9) IAEA, Fundamental Safety Principles, No.SF-1 (2006).

4.2.2-10) IAEA, ‘Safety of Nuclear Power Plants: Design’, SSR-2/1 Rev.1 (2016)

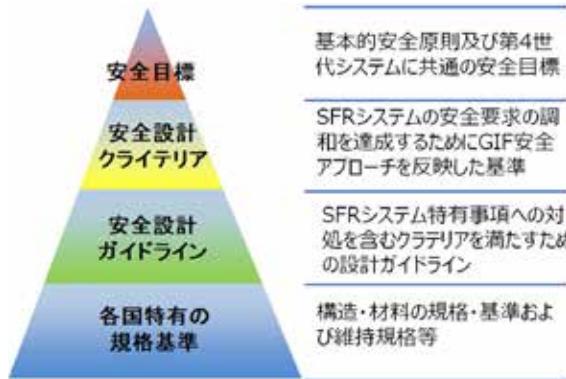


図4.2.2-1 第4世代SFRの安全基準体系とSDC / SDGの位置づけ

SDC構築にあたっては、SSR-2/1の全体構成を参考にするとともに、既存軽水炉とは異なる以下に示すようなSFRの安全設計上の特徴を反映したものとした。

- ・炉心中心領域で正のボイド反応度となりうる炉心特性
- ・急速な冷却材喪失が生じにくい低圧システム
- ・ナトリウム冷却材の優れた伝熱特性
- ・ナトリウム冷却材の高い自然循環除熱能力
- ・ナトリウム冷却材の化学的活性
- ・クリープに配慮が必要な高温構造システムなど

また、SDC構築にあたっては、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を分析し、各規制機関、IAEA等の国内外の規制動向を踏まえて、SFRに適用される安全設計の考え方を吟味した。

(2) 第4世代SFRの安全設計ガイドライン^(文献4.2.2-11、12、13)

SDGは、基本性能要求であるSDCを基に、SFRの主要系統を構成する設備を設計する際に考慮すべき推奨事項や設計条件等のレベルにまで展開するものである。この展開を行うにあたり、第4世代SFRとして目指すべき共通の安全設計方針とその対応方策を示すものが

参考文献

- 4.2.2-11) Safety Design Guidelines on Safety Approach and Design Conditions for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems (Rev.1) (2019) https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria
- 4.2.2-12) 日本原子力学会誌「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインの構築、安全アプローチ及び設計条件に関するガイドライン」Vol.57, No.10 (2015年)
- 4.2.2-13) 日本原子力学会誌「第4世代ナトリウム冷却高速炉の系統別安全設計ガイドラインの構築」Vol.60, No.12 (2018年)

「安全アプローチ SDG」である。 SDC 及び「安全アプローチ SDG」の考え方を基本的安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に対応した主要な系統である炉心系、冷却材系、格納系に展開したものが、「系統別 SDG」である。

(3) 国際標準としての展開

これらの SDC / SDG は、 GIF や IAEA の活動を通じて世界に発信され、各国の最新の SFR 安全設計に浸透してきている。また、 GIF を通じて各国の規制機関や国際機関にも送付され、フィードバックを得ながら改定を行っている。

各国の最新の SFR 安全設計では、 SFR の特徴に応じた設計対策が講じられており、特に、シビアアクシデントの防止と緩和に関して、 SDC / SDG に沿った設計対策が導入されている。具体的には、 SDC / SDG では炉心損傷防止について受動的な反応度低減機能又は固有の反応度フィードバック特性を活用した出力低減機能を備え炉心損傷を回避して原子炉停止できること、格納機能確保について炉心損傷を想定しても原子炉冷却材バウンダリの破損を防止すること、つまり、 IVR の達成を推奨している。表4.2.2-1に示すように、各国の最新 SFR では、幾つかの設計選択があるものの、受動的方策の導入或いは強化が検討されており、仏の ASTRID では流体圧浮遊式制御棒及びキュリ一点電磁石方式の自己作動型炉停止機構が検討されており、 BN-1200 や CFBR でも類似の概念が検討されている。また各国の最新 SFR では、炉内コアキャッチャの設置等が検討されており、炉心損傷時の事故影響の IVR 達成を目指している。

表4.2.2-1 設計拡張状態 (DEC) に対する設計要件と各国の設計例

国名	名称	炉心損傷防止		格納機能確保	
		要件	設計対策	要件	設計対策
日	JSFR	受動的炉停止方策の導入	キュリ一点電磁石式受動炉停止機構	炉心損傷の原子炉容器内終息を達成するための設計方策の導入	ボイド反応度制限 溶融燃料排出機構 炉内コアキャッチャ
仏	ASTRID		流体圧浮遊式及びキュリ一点電磁石式受動炉停止機構		ボイド反応度低減 溶融燃料排出機構 炉内コアキャッチャ
露	BN-1200		流体圧浮遊式及び温度作動型受動炉停止機構		ボイド反応度低減 炉内コアキャッチャ
印	CFBR		流体圧浮遊式及び温度作動型受動炉停止機構		ボイド反応度低減 炉内コアキャッチャ

原子炉停止後の崩壊熱除去については、 SFR では高沸点のナトリウムを冷却材として用いていることから、冷却材沸騰までの温度上昇余裕が大きく炉心損傷に至るまでの時間余裕が

大きい、自然循環能力が高い、静的機器による液位維持が可能といった特長がある。このような特徴を踏まえて SDC / SDG では原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して原子炉容器内ナトリウム液位を維持すること、崩壊熱除去系の機能強化や独立性の高い代替手段により冷却性を維持することによって、崩壊熱除去機能の喪失を実質的に回避することを推奨している。各国の最新 SFR では、1 次冷却材系全域をカバーするガードベッセルの設置、多様性に配慮した崩壊熱除去系構成、自然循環能力の取り込み等によって防止対策の信頼性向上を図って、崩壊熱除去に必要なナトリウム液位の喪失と炉停止後の崩壊熱除去設備の機能喪失に起因する炉心損傷の防止を目指している。

このように、SDC / SDG に沿って安全対策の強化を図る方向で各国の最新 SFR の安全設計が進められている。

4.2.3 基盤研究

高速炉プラントの安全性、信頼性及び経済性を確保するためには、炉心及び原子炉構造、並びに熱輸送系等を適切に設計する必要がある。高速炉の冷却材として用いられている金属ナトリウムは、高い熱伝達特性を有し、沸点が高い(883°C: 大気圧)ことから、軽水炉と違い、冷却系統内の圧力を高める必要がない。このため、冷却系配管から冷却材が漏れたとしても、軽水炉のように早期に炉心が露出する懸念はなく、また、ポンプ駆動を必要としない自然循環による炉心冷却が可能となる利点がある。このような特性や、高速中性子を利用することに伴う炉心特性などを最大限に活かした設計を行うため、高速炉プラントで想定すべき過渡変化や事故なども含めた静的及び動的伝熱流動特性を、可能な限り正確に予測するための研究開発が進められている。一方、化学的活性度の高い金属ナトリウムを使用することから、それらの特徴を考慮した安全対策が求められ、安全研究を通じた設計の最適化が行われている。

本項では、これらを目的として実施されてきた代表的な基盤研究について概説するとともに、これまでの基盤研究で得られた知見を最大限活用し、高速炉の設計から運転、保守さらに廃炉に至るまでのプラントライフサイクルを対象にした自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現するために開発が進められている AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法「ARKADIA」についても、その開発状況を概説する。

(1) 熱流動に関する研究

(1-1) プラント動特性評価

高速炉プラントの設計では、通常運転時から、異常な過渡事象 (AOO: Anticipated Operational Occurrence)、そして設計基準事故 (DBA: Design Basis Accident) までの様々なプラント条件における炉心や冷却系統での過渡挙動を数値シミュレーションによって模擬し、

炉心最高温度を制御するために十分な「炉心冷却性能」があること、及びプラント温度変化に伴う熱過渡荷重等に対してプラントの「構造健全性」が維持されることを確認する必要がある。

「常陽」及び「もんじゅ」の許認可においては、上記の確認のためにプラントの過渡挙動を解析するコードとして、冷却系統の熱流動挙動を模擬する COPD（文献4.2.3-1）と、炉心部の熱流動挙動を模擬する HARHO-IN（文献4.2.3-2）が個別に開発され、用いられた。現在は、これらのコードを基に Super-COPD（文献4.2.3-3）が整備されている。Super-COPD は、プラントの各機器及び配管部における熱流動挙動を模擬する数値解析モデルをモジュール化し、それらを組み合わせることで、試験装置から実機に至るまでの様々なプラント体系の熱流動挙動を模擬することができる。また、熱流動の他に、1点近似 核動特性、流体機械（ポンプ、プロワ、タービン等）、弁やバルブ、プラント保護システムと連動するプラント制御システムの計算モデルが組込まれており、プラントの運転制御システムの論理シーケンスを考慮したプラント過渡挙動を解析できる。Super-COPD の妥当性は、国内の「もんじゅ」及び「常陽」、また米国の「EBR-II」及び「FFTF」の実験結果等を用いて確認されている。図4.2.3-1は、「常陽」の中心燃料集合体の出口温度と1次冷却系流量を Super-COPD を用いて解析した例である。

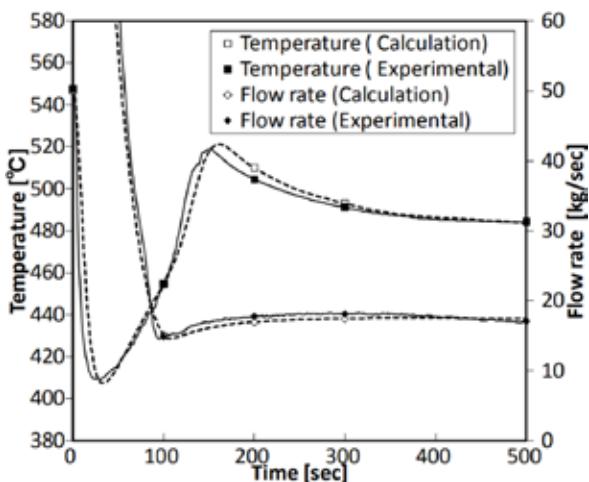


図4.2.3-1
「常陽」の中心燃料集合体出口冷却材温度と1次系流量

参考文献

- 4.2.3-1) M. Tanji, Y. Abe, H. Endo, and A. Izumi, "Development and Verification of Thermo-Hydraulic Simulation Code for Systems Transient in "Monju" (COPD code)", Mitsubishi Heavy Industries Technical Review, 23 (6), pp.17-25, 1986. (in Japanese).
- 4.2.3-2) R. Nakai, M. Itoh, K. Terata, Y. Kani, K. Maeda, H. Endo, S. Kondo, K. Aizawa, and Y. Ohmori, Computer Codes for Safety Analysis of LMFBR", PNC TN241 81-28, 1981. (in Japanese)
- 4.2.3-3) F. Yamada, Y. Fukano, H. Nishi, M. Konomura, "Development of Natural Circulation Analytical Model in Super-COPD Code and Evaluation of Core Cooling Capability in Monju during a Station Blackout", Nucl. Technol., 188, pp.292-321, 2014.

(1-2) 炉心・集合体内熱流動

1) 炉心一プレナム熱的相互作用

ナトリウム冷却高速炉では、炉心で発生する崩壊熱を除熱する方法として、炉心から高い位置に設置した空気冷却器を結ぶ流路間の温度差で生じる浮力を駆動力とする自然循環（NC）の利用が検討されている。自然循環を利用した崩壊熱除去システム（NC-DHRS）はポンプ等の動力を必要とせず、交流電源供給が喪失した場合でも機能するため、過酷事故時を含む原子力プラント運転時の安全性を強化する上で重要な技術である（文献4.2.3-4）。

NC-DHRS を確立する有力な方策の 1 つとして、原子炉容器内の上部プレナムに浸漬させた浸漬型直接炉内冷却器（D-DHX）がある。D-DHX の稼働時には、図4.2.3-2に示す炉心一プレナム熱的相互作用（文献4.2.3-5）と呼ばれる特徴的な現象が原子炉容器内において生じることが実験的にも、解析的にも明らかとなっている。本現象では、崩壊熱により高温となったナトリウムが D-DHX に取り込まれて冷却され、低温となったナトリウムが原子炉容器内の炉上部プレナム下部に流下し、炉心周辺部の燃料集合体の内部及び集合体間のギャップ部へ流入していく、「集合体内潜り込み現象」及び「インターラッパーフロー現象」に加えて、集合体間で水平方向に生じる温度差に起因した「径方向熱移行現象」が生じる。このように、D-DHX を用いた自然循環崩壊熱除去時には、各燃料集合体内を上昇する通常運転時の冷却材の流れに加えて、これらの複雑な流れによって、炉心は冷却され、炉心の最高温度は低下する。

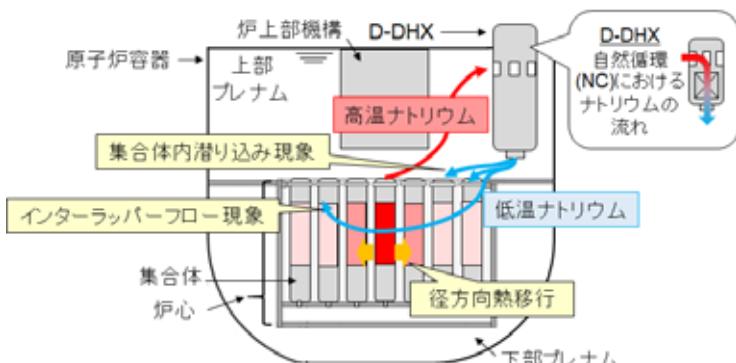


図4.2.3-2 D-DHX 稼働時に生じる特徴的な熱流動現象（炉心一プレナム熱的相互作用）

参考文献

- 4.2.3-4) H. Kamide, Y. Sakamoto, S. Kubo, S. Ohki, H. Ohshima, and K. Kamiyama, "Progress of design and related researches of sodium-cooled fast reactor in Japan," FR17, IAEA-CN245-298, 2017.
4.2.3-5) M. Nishimura, H. Kamide, K. Hayashi, and K. Momoi, "Transient experiments on fast reactor core thermal-hydraulics and its numerical analysis - Inter-subassembly heat transfer and inter-wrapper flow under natural circulation conditions -," Nuclear Engineering and Design, Vol.200, pp. 157-175, 2000.

こうした原子炉容器内の複雑な熱流動現象を精度よく予測するとともに、自然循環時におけるD-DHXによる炉心冷却性能を評価するためにCFD(Computational Fluid Dynamics)コードを用いた数値解析により、原子炉容器内の局所的な流れを詳細に評価できる原子炉容器内多次元熱流動解析評価手法(RV-CFD)が開発されている^(文献4.2.3-6)。CFDコードでは対象空間をメッシュ状に細分化して計算を行い、一般的に細かい分割の方が精度は高いことから、精度の高い解析評価を行うには解析対象内に詳細な解析メッシュを配置することが望まれる。しかしながら、詳細な解析メッシュの配置は計算負荷(計算時間、必要な計算機の処理能力)を増大させ、時間変化を解析によって評価することが困難になる。そのため、RV-CFDの開発では、原子炉容器内の熱流動現象の再現性を維持しつつ、計算負荷を可能な限り抑えることが望まれる。最も重要な領域である炉心部では、炉心部を構成する燃料集合体内のモデル化(サブチャンネルCFD解析モデル)が検討され、合理的な計算負荷に抑える試みが為されている。本モデルの炉心一プレナム熱的相互作用に対する適用性は、D-DHXを稼働したナトリウム試験を対象に、大型のナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時の運転条件に相当する炉心出力及び炉心通過流量を模擬した試験解析を実施して確認されている^(文献4.2.3-6)。

2) 自然循環崩壊熱除去時の炉心高温点評価

通常、冷却材をポンプ等で強制循環させて炉心の崩壊熱を除去する。原子炉の安全性をさらに高めるためには、ポンプ等への交流電源の供給が止まった場合でも、自然循環によって炉心冷却が可能となるように設計し、その能力を確認しておく必要がある。炉心冷却能力の評価では、様々な不確かさを考慮して予測した炉心最高温度(炉心高温点)が安全基準値以下であることを確認することになる。自然循環条件下では、系統内の温度差による浮力によって冷却材が駆動され、冷却材の流量と系統内の温度分布が互いに影響することから、炉心高温点が最も高くなる保守的な条件を事前に決定することが困難であり、ポンプを用いた強制循環時のように決定論的な評価が困難なことが課題であった。そこで、自然循環崩壊熱除去時に適用可能な炉心高温点評価手法が新たに開発された^(文献4.2.3-7)。この手法は、幾何形状や

参考文献

- 4.2.3-6) E. Hamase, Y. Miyake, Y. Imai, N. Doda, A. Ono, and M. Tanaka, “Core thermal–hydraulics analysis during dipped-type direct heat exchanger operation in natural circulation conditions”, Mechanical Engineering Journal, Vol.9, No.4, 2022.
- 4.2.3-7) N. Doda, H. Ohshima, H. Kamide, and O. Watanabe, “Development of Core Hot Spot Evaluation Method of a Loop Type Fast Reactor equipped with Natural Circulation Decay Heat Removal System”, Proc. NTHAS10, N10P1050, 2016.

流動抵抗係数、熱伝達率、発熱量等についての不確かさを考慮した複数ケースのプラント動特性解析を行い、その解析結果から統計的な信頼度をもった最高温度を評価するものである。図4.2.3-3は、不確かさを考慮した複数の解析結果（図中の各実線）から得られた炉心高温点（燃料ピンの被覆管最高温度）が安全基準値を十分に下回ることを示した結果の例である。

（1-3）原子炉容器内の熱流動

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器の設計時には、冷却材の温度分布やその過渡変化に起因して生じる構造物内の熱応力に対する構造健全性を確保することが重要となる。原子炉トリップ後などにおいて、炉心出力が急速に低下する一方で、冷却材流量がポンプコーストダウンにより比較的緩やかに減少する場合、高温のナトリウムで満たされた炉上部プレナム部に、炉心から低温のナトリウムが流入することとなり、炉上部プレナム部では温度成層化現象の発生による構造健全性への影響が懸念される（文献4.2.3-8）。この温度成層化現象の評価については、ナトリウム冷却炉を対象とする試験研究（文献4.2.3-9）に加え、革新炉開発における炉設計コストの低減、設計変更に対する機動力の確保の観点から、数値解析に基づく評価の適用について検討が進められている。具体的には、円筒体系でのナトリウム試験を対象として、乱流モデル（標準 $k-\varepsilon$ 、RNG $k-\varepsilon$ 及びレイノルズ応力モデル）の適用が検討されるとともに、

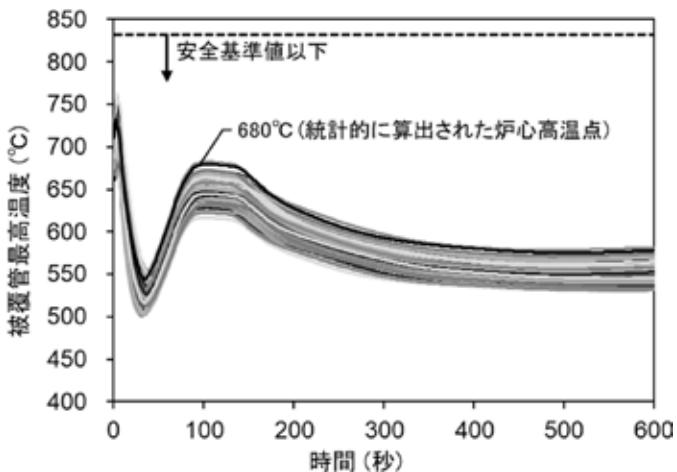


図4.2.3-3 不確かさを考慮した複数ケースの
解析結果から得られた炉心高温点の例

参考文献

- 4.2.3-8) 核燃料サイクル開発機構 ナトリウム教育委員会、「ナトリウム技術読本」、JNC TN9410 2005-011、2005
 4.2.3-9) N. Kimura, H. Miyakoshi, H. Kamide, “Experimental Study on Thermal Stratification in a Reactor Vessel of Innovative Sodium-Cooled Fast Reactor – Mitigation Approach of Temperature Gradient across Stratification Interface –”, J. Nucl. Sci. Tech., 47, No.9 (2010), pp.829–838.

これらを用いた CFD コードによる評価の妥当性が確認されている（文献4.2.3-10）。また、先進的なプラント挙動解析技術の開発として、系統全体のシステムレベルの過渡挙動と、原子炉容器内部で発生する局所的な熱流動現象とを一貫して解析するべく、プラント動特性解析コードによるプラント全体挙動と、CFD コードによる連成解析手法が整備され、「もんじゅ」性能試験（40%電気出力タービントリップ試験）や、図4.2.3-4に示すように米国ナトリウム冷却高速実験炉「EBR-II」で実施された試験条件（崩壊熱除去試験：SHRT 試験）等を対象に妥当性確認が行われている（文献4.2.3-11）。

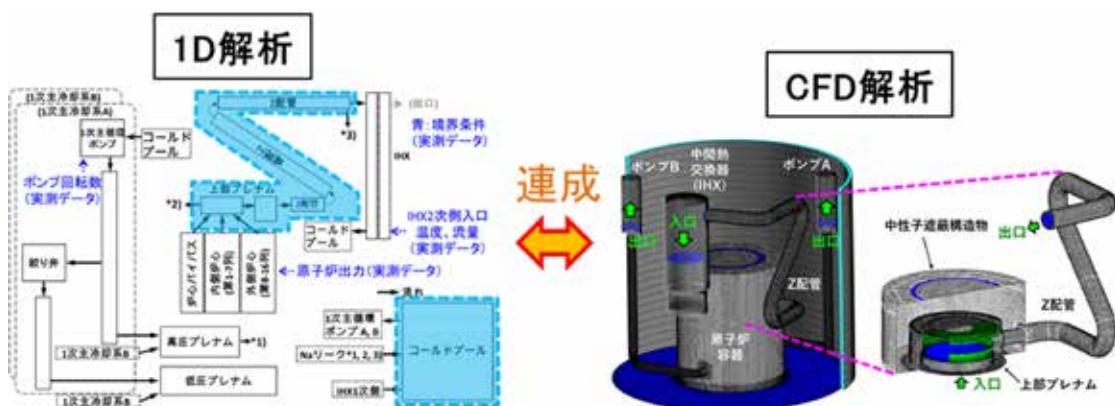


図4.2.3-4 米国ナトリウム冷却高速実験炉(EBR-II)を対象としたプラント動特性解析コード(1D)と多次元熱流動解析コード(CFD)との連成解析イメージ

ナトリウム冷却高速炉の炉心頂部では、高温のナトリウムが燃料集合体から流出し、隣接する制御棒チャンネル及び径方向ブランケット燃料集合体からは低温のナトリウムが流出する。その際、高温のナトリウムと低温のナトリウムの温度差が大きいと、流体中に生じる温度変動も自ずと大きくなる。この温度変動が、炉心部直上の炉上部機構下部の構造物に伝わると内部に熱応力が繰り返し発生し、温度差と温度変動の周期によっては、高サイクル熱疲労（サーマル

参考文献

- 4.2.3-10) S. Ohno, H. Ohki, A. Sugahara, H. Ohshima, "Validation of a Computational Simulation Method for Evaluating Thermal Stratification in the Reactor Vessel Upper Plenum of Fast Reactors", J. Nucl. Sci. Tech., 48, No.2, 2011, pp.205-214.
 4.2.3-11) K. Yoshimura, N. Doda, M. Tanaka, T. Fujisaki, S. Murakami, R.B. Vilim, "Development of 1D-CFD Coupling Method through Benchmark Analyses of SHRT Tests in EBR-II", Proc. NURETH-19, 35495, 2022.

ストライピング)によって構造物を破損させる恐れがある(文献4.2.3-8)。このサーマルストライピング現象は、局所かつ非定常な熱流動現象であり、構造の応力応答が流体温度変動の周波数特性に依存することを特徴とする。すなわち、実現象の評価には、対象とする局所領域の幾何形状及び熱流動条件の再現に加え、原子炉容器で生じる大きなスケールの流れによる影響を考慮して、局所的な流動場を温度変動の振幅や周波数を含めて解析・評価することが求められる。そこで、図4.2.3-5に示す空間連携解析評価手法の開発が進められている(文献4.2.3-12)。本手法では、①: CFDコード(RANS系)を用いた熱流動解析により、炉上部プレナム全体の熱流動場を取得し、②:①で得られた熱流動場を境界条件とした評価対象とする局所領域に対して、流体一構造熱連成解析を実施して構造内温度過渡情報を取得する。③:②で得られた温度履歴から熱応力解析により、構造健全性評価が行われる。

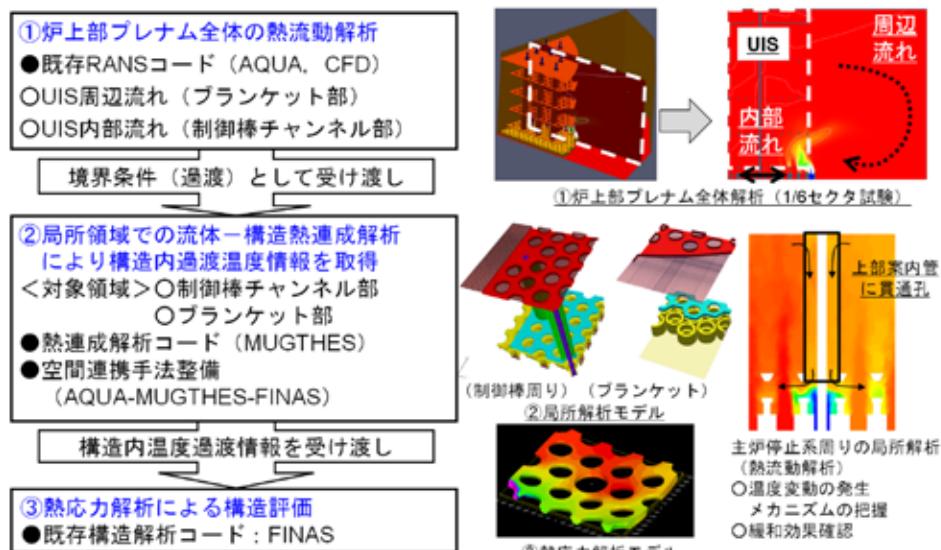


図4.2.3-5 空間連携解析評価手法

参考文献

4.2.3-8) 核燃料サイクル開発機構 ナトリウム教育委員会、「ナトリウム技術読本」、JNC TN9410 2005-011、2005

4.2.3-12) M. Tanaka, S. Murakami, "Development of numerical estimation method using spatial connection methodology for thermal striping in upper plenum of reactor vessel of an advanced loop-type sodium-cooled fast reactor in Japan" , Proc. of ICONE-25, ICONE25-67876, 2017.

(2) 安全性に関する研究

(2-1) シビアアクシデント研究

1) はじめに

SFR のシビアアクシデントにおいて炉心が損傷・溶融し燃料が集中した状況を想定すると、原子炉の出力が上昇する。そのため、SFR の開発初期段階より、シビアアクシデント時に原子炉の出力が急激に上昇するような厳しい事故状態（このような厳しい条件を「再臨界問題」と称している）を想定しても事故の影響を格納できることを示す考え方が用いられてきた。これに對して次世代原子力システムでは、シビアアクシデントが起きないような様々な対策を備えることは当然のこと、たとえシビアアクシデントが生じても緊急避難を必要としない高い安全性の実現を目指し、再臨界問題が生ずる諸条件を1つ1つ取り除き、原子炉容器内に損傷した燃料（炉心物質）を保持（IVR：In-Vessel Retention）できるようにするための研究開発が行われている。

2) 研究開発の現状

事故時の反応度変化を評価するには、炉心物質の温度及び運動を核的動特性と結合して解析する技術が必要であり、冷却材の沸騰、溶融被ふく材の移動、溶融燃料の移動に関する試験的知見の取得も必要となる。

事故の事象推移の解析は、図4.2.3-6（次頁参照）に示されているように、いくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに重要な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。同図には解析コード、主な試験が記されている。

炉心損傷の事象推移の初期は起因過程と称されており、冷却材の沸騰から溶融燃料の移動を対象としている。この過程を模擬する試験研究では、米国のTREAT、仏国のCABRIなど、短時間に大きな出力を出せる試験用の原子炉を用い、試験燃料ピンをナトリウムループ中に装荷して種々の条件で核加熱することにより燃料溶融を含む多数の試験データが取得された（文献4.2.3-13、4.2.3-14）。また、集合体規模の核熱連成評価手法としてSAS4Aコードが開発

参考文献

- 4.2.3-13) I. Sato, 2004, "Objectives and Main Outcomes of the CABRI In-Pile Experimental Programs for FBR Safety" , JNC Technical Review, JNC TN1340 2004-001, No. 23, pp.1-11, June, 2004 (in Japanese).
4.2.3-14) Y. Onoda, Y. Fukano, I. Sato, C. Marquie, B. Duc, 2011, "Three-Pin Cluster CABRI Tests Simulating the Unprotected Loss-of-Flow Accident in Sodium-Cooled Fast Reactors" , Journal of Nucl. Sci. and Technol., 48 (2), pp.188-204.

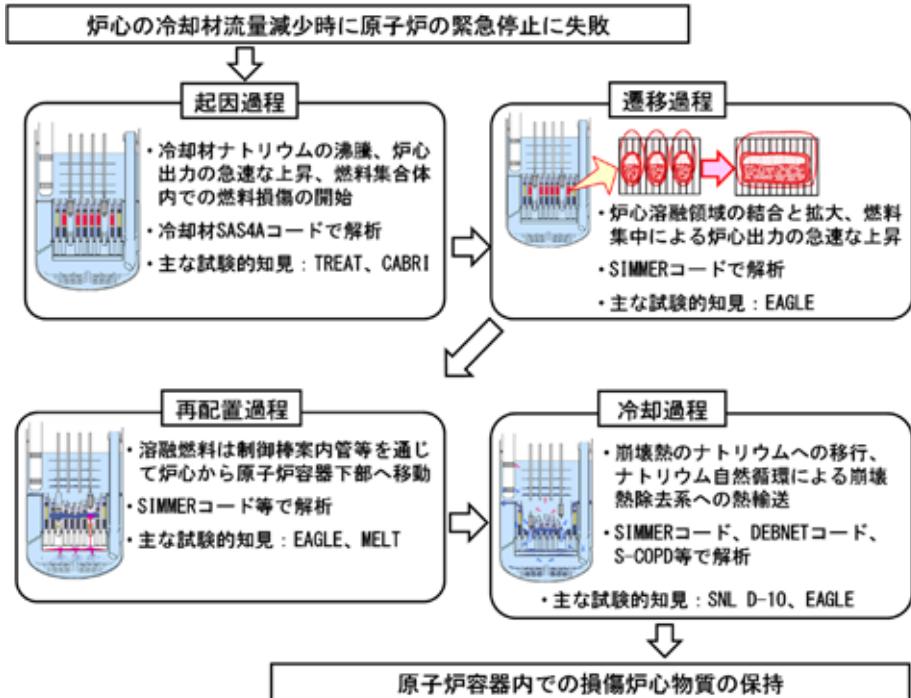


図4.2.3-6 ナトリウム冷却高速炉でのシビアアクシデントの事象推移

され、上述の試験データを用いた検証が進められてきた（文献4.2.3-15）。これらの研究開発を経て、起因過程で冷却材沸騰や炉心物質の配位変化が生じても原子炉の出力上昇を抑制し、事故の進展を防止できる設計条件を見出すことで、次世代 SFR の安全性を大きく向上させている（文献4.2.3-16）。

起因過程に続く遷移過程では、複数の集合体にわたる炉心溶融領域の拡大により、原子炉の径方向の物質移動に伴う反応度変動が起こるため、炉心溶融の拡大、溶融炉心物質の軸・径方向の運動に伴う炉心の反応度変化を連続的に解析できる技術が必要である。そのため日本では、欧州との協力の下で SIMMER-III コードの開発を進めてきた。さらにこれを 3 次元

参考文献

- 4.2.3-15) S. Isida, K. Kawada, Y. Fukano, 2020, "Validation study of SAS4A code for the unprotected loss-of-flow accident in an SFR", Mechanical Engineering Journal, 7 (3), pp.1-17.
- 4.2.3-16) T. Suzuki, K. Kamiyama, H. Yamano, S. Kubo, Y. Tobita, R. Nakai, K. Koyama, 2014, "A scenario of core disruptive accident for Japan sodium-cooled fast reactor to achieve in-vessel retention", Journal of Nucl. Sci. and Technol., 51 (4), pp.493-513.

体系 (R-Z-θ あるいは X-Y-Z) に拡張した SIMMER-IV コードも開発されている。ここでは、これらを SIMMER コードと総称する。SIMMER コードに対しては、事故の進展上重要な現象を摘出した上で、体系的なモデル検証を行ってきた（文献4.2.3-17、4.2.3-18）。また、炉心部の多相多成分の伝熱流動挙動は、最新の数値解析手法である粒子法の適用が可能であり、手法整備が進められている（文献4.2.3-19、4.2.3-20）。これら解析評価技術の開発と並行して、設計対策を通じて再臨界問題が生ずる条件そのものを生じさせない試みもなされている。例えば、図4.2.3-7（次頁参照）に示される FAIDUS と呼ばれる対策は、燃料集合体内部に溶融燃料排出用のダクトを設置、溶融燃料を速やかに炉心外に排出させて核的な活性度を低減させる仕組みであり、その機能を実証するため、EAGLE (Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities) と称する試験研究がカザフスタン共和国国立原子力センター（ NNC-RK : National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan ）との協力で実施されてきている（文献4.2.3-21）。EAGLE では、燃料集合体を部分的に模擬した規模の溶融燃料流出試験を行って FAIDUS の有効性が実証してきた。これらにより、遷移過程の早期に溶融燃料を排出することで再臨界問題を未然に回避できる設計概念が成立することを確認し、次世代 SFR の安全性向上に寄与した（文献4.2.3-16）。

参考文献

- 4.2.3-17) Sa. Kondo, Y. Tobita, 2019, “Phase 1 Code Assessment of SIMMER-III, A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis”, JAEA-Research 2019-009.
- 4.2.3-18) Sa. Kondo, H. Yamano, Y. Tobita, S. Fujita, K. Kamiyama, W. Maschek, P. Coste, S. Pigny, J. Louvet, 2000, “Phase 2 Code Assessment of SIMMER-III, A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis,” JNC TN9400 2000-105.
- 4.2.3-19) K. Morita, S. Zhang, S. Koshizuka, Y. Tobita, H. Yamano, N. Shirakawa, F. Inoue, H. Yugo, M. Naitoh, H. Okada, Y. Yamamoto, M. Himi, E. Hirano, S. Shimizu, M. Oue, 2011, “Detailed analyses of key phenomena in core disruptive accidents of sodium-cooled fast reactors by the COMPASS code”, Nuclear Engineering and Design, 241, pp. 4672-4681.
- 4.2.3-20) T. Zhang, K. Funakoshi, X. Liu, W. Liu, K. Morita, K. Kamiyama, 2021, “Numerical simulation of heat transfer behavior in EAGLE ID1 in-pile test using finite volume particle method”, Annals of Nuclear Energy, 150, 107856.
- 4.2.3-21) 神山健司、佐藤一憲、久保重信、2016、“高速炉の炉心安全性試験 EAGLE プロジェクト、カザフスタンとの研究協力”、エネルギーレビュー、第 36 卷、第 11 号、pp.44-47。

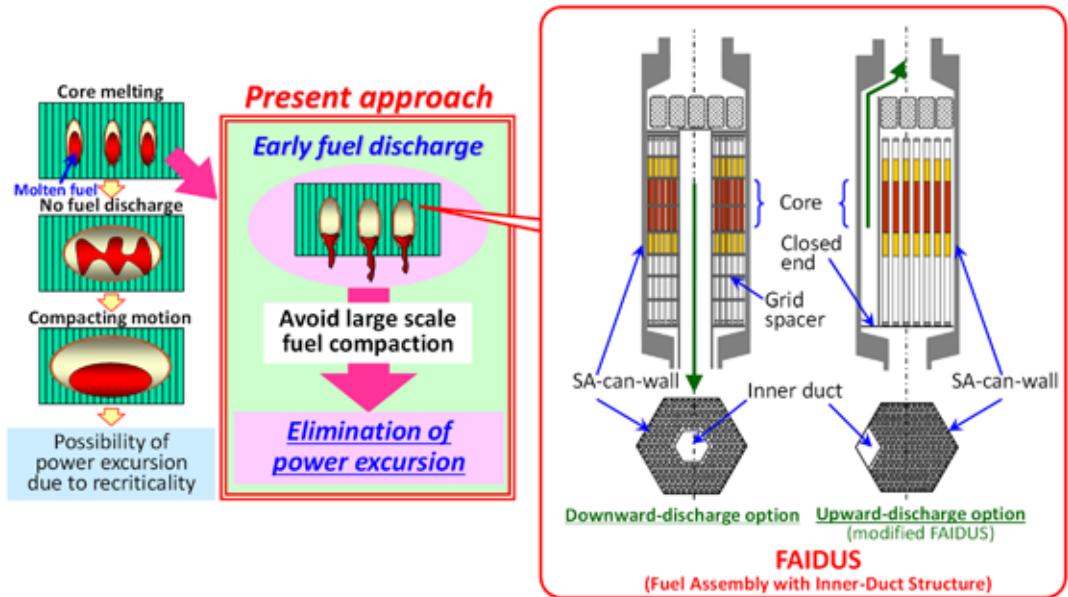


図4.2.3-7 内部ダクト付き燃料集合体(FAIDUS)による溶融燃料排出の促進(文献4.2.3-16)

遷移過程以降は、炉心部に残留した燃料が徐々に溶融・移動する再配置過程、及び、再配置された燃料の崩壊熱を除去する冷却過程となり、IVRを達成するために重要な過程となる。高速炉のシビアアクシデント評価における典型的なシナリオでは、冷却材ナトリウムの液位、及び、サブクール度が確保された状態で、炉心部のみが温度上昇して燃料溶融が進行する。そのため、炉心部で形成された溶融炉心物質が炉心部の外に移行する際には、ナトリウムとの急速な伝熱現象が生じて燃料移動挙動に影響を与えることから、再配置過程においても核・熱流動の連成解析が必要であり、これはSIMMERコードで評価される(文献4.2.3-22)。再配置

参考文献

- 4.2.3-22) T. Suzuki, Y. Tobita, R. Nakai, 2015, "Evaluation of recriticality behavior in the material-relocation phase for Japan sodium-cooled fast reactor," Journal of Nuclear Science and Technology, 52 (11), pp.1448-1459.

過程で生じる主要現象を対象とした試験研究が上述の EAGLE、原子力機構大洗の MELT 施設にて継続的に実施されている（文献4.2.3-23 - 4.2.3-25）。さらに、炉心領域外に流出した炉心物質の挙動は、後続の冷却過程の初期条件を与えるため、評価手法の開発整備が重点的に行われている（文献4.2.3-26 - 4.2.3-28）。また、溶融炉心物質の移行によって圧力が低下した炉心領域には、周辺の冷却材が再流入して炉心が急速に冷却され得ることから、近年、評価手法の整備を目指した試験研究が行われている（文献4.2.3-29）。冷却過程については、再配置された炉心物質からナトリウム中への移行熱量の評価、さらには、ヒートシンクである崩壊熱除去系への熱輸送評価が必要となり、評価手法の整備が進められている（文献4.2.3-30、4.2.3-31）。さらに、IVR 達成をより確実なものとするため、原子炉容器底部にコアキャッチャを設置して、損傷燃料を効果的に冷却することも重要になる。

参考文献

- 4.2.3-23) K. Matsuba, M. Isozaki, K. Kamiyama, Y. Tobita, 2016, “Distance for fragmentation of a simulated molten-core material discharged into a sodium pool,” Journal of Nuclear Science and Technology, 53(5), pp. 707-712.
- 4.2.3-24) K. Matsuba, K. Kamiyama, J. Toyooka, Y. Tobita, V. A. Zuyev, A. A. Kolodeshnikov, Y. S. Vassiliev, 2016, “Experimental discussion on fragmentation mechanism of molten oxide discharged into a sodium pool,” Mechanical Engineering Journal, 3 (3), Paper No.15-00595.
- 4.2.3-25) K. Matsuba, K. Kamiyama, J. Toyooka, V. A. Zuev, D. A. Ganovichev, A. A. Kolodeshnikov, 2016, “A Recent Experimental Program to Evidence In-Vessel Retention by Controlled Material Relocation during Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors,” Proc. The Tenth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Kyoto, Japan, November 27-30, 2016, N10P1100.
- 4.2.3-26) L. Guo, K. Morita, Y. Tobita, 2016, “Numerical simulations of gas-liquid-particle three-phase flows using a hybrid method,” Journal of Nuclear Science and Technology, 53 (2), pp.271-280.
- 4.2.3-27) H. Tagami, S. Cheng, Y. Tobita, K. Morita, 2018, “Model for particle behavior in debris bed,” Nuclear Engineering and Design, 328, pp.95-106.
- 4.2.3-28) M. A. R. Sheikh, X. Liu, T. Matsumoto, K. Morita, L. Guo, T. Suzuki, K. Kamiyama, 2020, “Numerical Simulation of the Solid Particle Sedimentation and Bed Formation Behaviors Using a Hybrid Method,” Energies 2020, 13, 5018.
- 4.2.3-29) Y. Imaizumi, M. Aoyagi, K. Kamiyama, K. Matsuba, D. A. Canovichev, V. V. Baklanov, 2019, “Development of Evaluation Method for In-Place Cooling of Residual Core Materials in Core Disruptive Accidents of SFRS,” Proc. ICONE27: 27th International Conference on Nuclear Engineering, Ibaraki, Japan, May 19-24, 2019, ICONE27-1768.
- 4.2.3-30) E. Matsuo, K. Sasa, Y. Abe, A. Shibata, 2020, “Study on high-speed calculation of debris bed coolability for sodium-cooled fast reactors,” Mechanical Engineering Journal, 7 (2), 19-00457.
- 4.2.3-31) E. Matsuo, K. Sasa, H. Saito, Y. Abe, 2020, “Study on application of artificial neural network to debris bed coolability calculations for sodium-cooled fast reactors,” Mechanical Engineering Journal, 7 (3), 19-00541.

3) まとめ

高速炉のシビアアクシデントに関する研究は、歴史的にも、諸外国を含めて高速炉安全研究のもっとも重要な分野とされてきた。次世代原子力システムでは、たとえシビアアクシデントが生じても、緊急避難を必要としない高い安全性の実現を目指し、事故をシミュレーションするための解析コードの開発、試験研究を通じた主要現象の解明と解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせた研究開発を進めている。

(2-2) ナトリウム安全・ソースターム

1) はじめに

液体ナトリウムは高速炉の冷却材として優れた性質を持つ一方、化学的に活性であり、空気中の酸素や湿分と燃焼反応を起こし、水とは激しく反応する特徴を持つ。液体ナトリウムが冷却系統から漏えいした時に発生する化学反応の影響を評価することが重要な課題となっている。

2) ナトリウム燃焼

ナトリウム燃焼は、高温の液体ナトリウムが空気中の酸素や湿分と反応し、熱及び反応生成物が発生する現象であり、二つの形態がある(図4.2.3-8)。スプレイ燃焼は、配管の破損部から漏えいするナトリウムが液滴となり、液滴の表面で酸素や湿分と反応する形態である。プール燃焼は、漏えいしたナトリウムが床上に堆積してプールを形成し、その表面で酸素や湿分と反応する形態である。図4.2.3-8に示す通り、雰囲気や構造物への熱・物質輸送、コンクリートからの水分放出、区画間の熱・物質輸送が評価上重要となる。

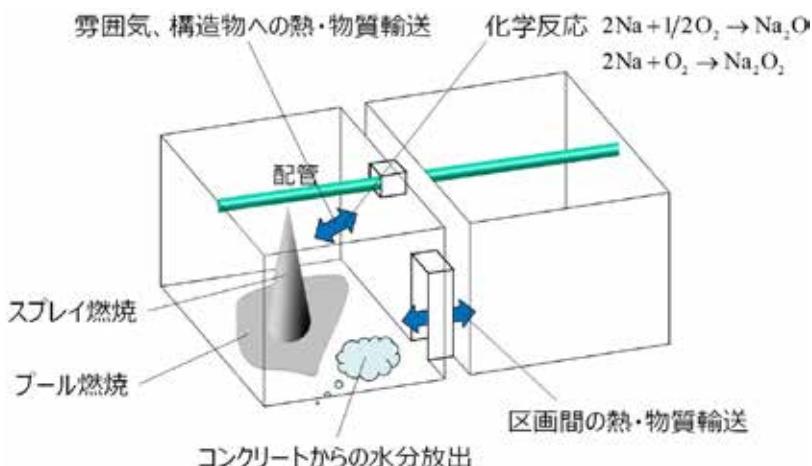


図4.2.3-8 ナトリウム燃焼と関連現象

ナトリウム燃焼挙動を解明する実験が複数実施されてきた。自由落下する單一ナトリウム液滴の燃焼実験（文献4.2.3-32）では、液滴落下速度や燃焼による減損質量等の基礎的なデータが取得された。スプレイ燃焼実験 RUN-E1（文献4.2.3-33）、プール燃焼実験 RUN-D1（文献4.2.3-34）、RUN-D3（文献4.2.3-35）、RUN-F7（文献4.2.3-36）では、雰囲気・構造部温度、雰囲気圧力、プール温度等の詳細なデータが取得された。また、1995年に発生した「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故の原因究明の一環として、ダクトやグレーチング等の実際の構造物を模擬したモックアップ実験 RUN-D4（燃焼実験-II）（文献4.2.3-37）が実施され、上記と同様の詳細なデータが取得された。

ナトリウム燃焼を評価するための数値解析コードが開発されている。SPHINCS コード（文献4.2.3-38、4.2.3-39）は、スプレイ／プール燃焼、コンクリートからの水分放出、雰囲気化学反応（水素燃焼含む）、複数区画の雰囲気・エアロゾル移行挙動等を機構論的に評価することができる。ナトリウム燃焼を抑制し、影響を緩和する方策の有効性評価に用いられる。また、圧力、温度、濃度などの空間内の局所的な物理量を評価し、ナトリウム燃焼を詳細に解釈することを目的に、機構論的モデルを導入した多次元 CFD（Computational Fluid Dynamics）に基づく数値解析コード AQUA-SF（文献4.2.3-40、4.2.3-41）が開発してきた。

参考文献

- 4.2.3-32) 宮原信哉, 荒邦章, “ナトリウム液滴落下燃焼実験－予備的実験の評価－”, PNC TN9410 98-065, 1998.
4.2.3-33) 森井正他, “大規模ナトリウム漏洩燃焼実験(III)”, PNC TN9410 86-124, 1986.
4.2.3-34) 宮原信哉他, “大規模ナトリウム漏洩燃焼試験(I)-空気雰囲気におけるナトリウムプール燃焼試験, Run-D1”, PNC TN9410 87-081, 1987.
4.2.3-35) 大野修司, “2セル体系ナトリウム燃焼実験における熱影響の評価”, 日本機械学会 2015 年度年次大会
予稿集, S0820105, 9.13-16, 札幌, 2015.
4.2.3-36) 二神敏他, “ナトリウムプール燃焼実験 Run-F7 (中間報告)”, PNC TN9410 98-074, 1998.
4.2.3-37) 内山尚基他, “もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 -ナトリウム漏えい燃焼実験-II-”, PNC TN9410 97-051, 1997.
4.2.3-38) Yamaguchi, A., Takata, T., and Okano, Y., “Numerical Methodology to Evaluate Fast Reactor Sodium Combustion”, Nuclear Technology, 136 (3), pp.315-330, 2001.
4.2.3-39) Takata, T., Yamaguchi, A., and Maekawa, I., “Numerical Investigation of Multi-Dimensional Characteristics in Sodium Combustion”, Nuclear Engineering and Design, 220 (1), pp.37-50, 2003.
4.2.3-40) Sonehara, M., Aoyagi, M., Uchibori, A., Takata, T., Ohshima, H., Clark, A. J., and Louie, D. L. Y., “Numerical Validation of AQUA-SF in SNL T3 Sodium Spray Fire Experiment”, Proceedings of the 2020 International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 2020), Online, August 4-5, 2020.
4.2.3-41) Aoyagi, M., Takata, T., and Uno, M., “Numerical Modeling of Radiation Heat Transfer from Combusting Droplets for a Sodium Fire Analysis”, Nuclear Engineering and Design, 380, Article 111258, 2021.

3) ナトリウムー水反応

ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器（SG）では、多数本ある伝熱管の内部を水または水蒸気が、外側を液体ナトリウムが流れ、伝熱管を介して熱交換が行われる。何らかの原因で伝熱管に貫通破損孔が生じ、高圧の水／蒸気がナトリウム中へ漏えいすると、化学反応を伴う高速・高温のジェットが形成される。図4.2.3-9に示す通り、水漏えい規模が比較的小さい場合は隣接伝熱管が部分的に減肉（ターゲットウェステージ）され、水漏えい規模が大きくなると材料の機械的強度が広範囲で低下し、内圧によって膨出・破損する（高温ラプチャ）。隣接伝熱管が副次的かつ連続的に破損する現象を伝熱管破損伝播と称する。仮に伝熱管破損伝播が継続すると、水／水蒸気の大規模な漏えいにより2次冷却系統内の圧力が上昇する。このような事象進展を防止するため、早期に水漏えいを検出し、ナトリウムー水反応を終息させるための設備対策が重要となる。

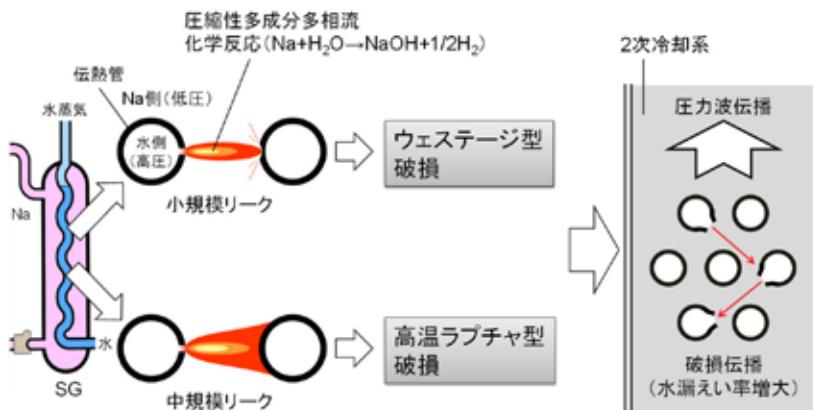


図4.2.3-9 ナトリウム中への水漏えいに起因する事象進展
(ナトリウムー水反応現象)

原子力機構の SWAT 試験施設と呼ばれる施設において、「もんじゅ」における蒸気発生器の伝熱管材である 2.25Cr-1Mo 鋼（蒸発器）及び SUS321（過熱器）を主対象として数多くの実験が実施され、水リーク規模によって現れる現象と影響の度合いが異なること（文献4.2.3-42）、「もんじゅ」における蒸気発生器の実機条件では高温ラプチャ型破損が発生しないこと（文献4.2.3-43）

参考文献

- 4.2.3-42) 田辺裕美, 黒羽光男, “高速炉蒸気発生器の安全性試験研究の現状と今後の展開”, 動燃技報, No.56, pp34-50, 1985.
 4.2.3-43) 三宅収, 浜田広次, 田辺裕美, 和田雄作, 宮川明, 岡部綾夫, 中井良大, 広井博, “蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用(IV)”, JNC TN2400 2003-003, 2004.

などが確認された。さらに、実証炉における蒸気発生器の伝熱管材の候補である高クロム系鋼種（Mod.9Cr-1Mo鋼、9Cr-2Mo鋼及び9Cr-1Mo-Nb-V鋼）、実用炉以降の大型の蒸気発生器に対してMod.9Cr-1Mo鋼に代わる伝熱管材料として検討された12Cr鋼を用いた試験も実施され、ウェステージデータベースの構築や反応ジェットの伝熱流動特性の評価が行われた（文献4.2.3-44、4.2.3-45）。

ナトリウムー水反応を評価するための数値解析コード（文献4.2.3-46～4.2.3-51）が開発されている。SWACS-10コードは、隣接伝熱管の副次的な破損を防止するための運転条件を見出す解析コードである。一方、機構論的な詳細解析コードとして、多次元反応ジェットの挙動を評価するSERAPHIMコード、隣接伝熱管への熱移行・破損判定を評価するTACTコードが開発された。また、伝熱管内部の水側熱流動は、ナトリウムー水反応現象に合わせて高度化したRELAP5コードにより評価する。事象が終息するまでの長時間事象進展に対しては、簡易的なモデルによる破損伝播解析コードLEAP-IIIを適用する。LEAP-IIIコードで評価した水リーク率を条件として、2次冷却系統内の圧力波伝播挙動はSWACSコードにより評価する。

4) 放射性物質移行挙動

放射性物質移行挙動評価はソースターム評価とも呼ばれ、万一の事故の際に、破損燃料から放出される可能性のある放射性物質のプラント系統内・格納容器内の移行挙動を主に評価するものである。

参考文献

- 4.2.3-44) 下山一仁，“12Cr鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性－小リーク・ナトリウムー水反応試験－”，JNC-TN9410 2004-009 (2004).
- 4.2.3-45) 下山一仁，浜田広次，田辺裕美，宇佐美正行，“蒸気発生器伝熱管の高温ラブチャ型破損評価手法の整備と適用(IV)”，PNC TN9410 93-212, 1993.
- 4.2.3-46) 浜田広次，鈴木道博，姫野嘉昭，“ナトリウムー水反応解析コードSWACSの改良と検証”，PNC TN9410 89-087.
- 4.2.3-47) 進藤嘉久，大後美道，三宅収，堀雅夫，佐藤稔，“小リーク・ナトリウムー水反応「セーフティマップ」解析コードSWAC-10-MJ/1の使用マニュアル”，PNC TN952 78-07, 1978.
- 4.2.3-48) Uchibori, A., Watanabe, A., Takata, T., and Ohshima, H., “Development of Unstructured Mesh-Based Numerical Method for Sodium-Water Reaction Phenomenon”，Nuclear Technology, 205, pp.119-127, 2019.
- 4.2.3-49) Uchibori, A., Kikuchi, S., Kurihara, A., Hamada, H., Ohshima, H., “Multiphysics Analysis System for Tube Failure Accident in Steam Generator of Sodium-Cooled Fast Reactor”，Proceedings of ICONE21, ICONE21-16692, 2014.
- 4.2.3-50) 栗原成計，梅田良太，柳沢秀樹，大島宏之，“高速実用炉蒸気発生器におけるナトリウムー水反応時の隣接伝熱管内熱伝達特性”，第16回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集，A105, 2011.
- 4.2.3-51) 内堀昭寛，柳沢秀樹，高田孝，栗原成計，浜田広次，大島宏之，“蒸気発生器における伝熱管破損時長時間事象進展解析コードLEAP-IIIの開発”，JAEA-Research 2017-007, 2017.

本評価においては、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認する観点から、「想定する格納容器破損モードに対してセシウム-137 の放出量が 100 TBq を下回っていることを確認すること」とされており、軽水炉分野では NUREG-1465 (米国 NRC が策定) (文献4.2.3-52) が整備されており、事故シナリオを踏まえた機構論的なソースターム評価が行われている。しかし、高速炉のソースターム評価では NUREG-1465 に類するものではなく、加えて解明されていない現象や課題が多い(放射性物質移行挙動分野において評価対象となる現象・挙動を図4.2.3-10にまとめる)。このため、軽水炉とは異なる特性(放射性物質の放出移行挙動に影響を及ぼす事故シーケンスの違いや冷却材としての水とナトリウムの性質の違いなど)に留意しつつ、優先順位を定めて計画的・効率的に研究を進めていく必要がある。

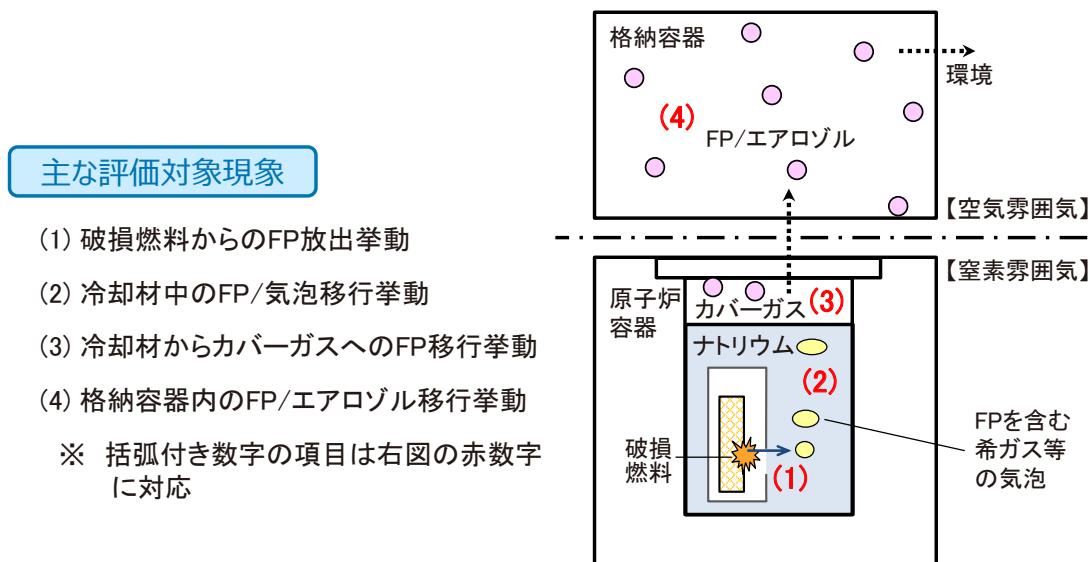


図4.2.3-10 放射性物質移行挙動分野において評価対象となる現象・挙動

参考文献

4.2.3-52) "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants (NUREG-1465)"

ソースタームの解析研究としては、要素試験における物質挙動の知見をベースに、各種の解析コードが開発されている。例えば、高速炉のプラント系統内における放射線源（FP、CP、トリチウム）挙動解析コードと遮蔽計算コードを統合し、配管・機器周りの線量率を評価するための DORE コード（文献4.2.3-53）、燃料から冷却材を通じてカバーガスへ至るまでの放射性物質の移行挙動を評価する TRACER コード（文献4.2.3-54）、カバーガス以降の格納容器内及び環境へ放出される放射性物質の移行挙動について、ナトリウム燃焼等とカップリングして評価する CONTAIN-LMR コード（文献4.2.3-55）などである。一方、試験研究としては、1990 年代にキセノンとヨウ素の混合ガスを用いたナトリウム液中の移行挙動試験（文献4.2.3-56）、揮発性 FP（ヨウ素、セシウムなど）の液体ナトリウムからカバーガスへの移行挙動試験（文献4.2.3-57）などが実施されている。また、ナトリウム中における FP / エアロゾル（主にセシウム関係）の除去効果に着目した試験、複数の成分で構成される FP / エアロゾルの気相中における移行挙動に関する試験が計画・準備中である。

国際的には、近年、米国のアルゴンヌ国立研究所などにおいて水中及びナトリウム中のスクラビング実験やその解析研究が実施されており（文献4.2.3-58）、原子力機構とも協力して研究を進めている。

（3）ARKADIA（AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法）

（3-1）目的と背景

原子力機構では、民間における多様な炉概念創出を支援し、新型炉の安全性及び経済性の向上、設計評価プロセスのイノベーションを図り、さらに次世代への技術伝承及び人材育成に

参考文献

- 4.2.3-53) 飯沢克幸，“高速炉保修線量評価システム「DORE」の開発 システム構築と「もんじゅ」への適用，” JNC TN4410 2001-001, (2001)
- 4.2.3-54) 豊原大輔，大野修司，松木卓夫，浜田広次，宮原信哉，“炉内ソースターム挙動解析コード TRACER Version 2.3（マニュアル），” JNC TN9520 2004-004, (2004).
- 4.2.3-55) K. K. Murata, et al., “CONTAIN/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors”，SAND91-1490・UC-610, Jan. 1993.
- 4.2.3-56) Shinya MIYAHARA, Norihiro SAGAWA, Kazuhito SHIMOYAMA, Iodine Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool, (I) Experiment, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.33, No.2, P.128-133, 1996.
- 4.2.3-57) Haga, K., Nishizawa, Y., Watanabe, T., Miyahara, S., and Himeno, Y., “Equilibrium and Nonequilibrium Partition Coefficients of Volatile Fission Products between Liquid Sodium and the Gas Phase”， Nuclear Technology, Vol.97, P.177-185, 1992.
- 4.2.3-58) Argonne National Laboratory, “Regulatory Technology Development Plan Sodium Fast Reactor Mechanistic Source Term - Trial Calculation”，ANL-ART-49 Vol. 1, 2016.

資するため、前節までの研究開発に加えて、既往知見を最大限活用し、運転、保全などプラントライフサイクル全体を対象に設計最適化や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」（文献4.2.3-59）の開発を進めている。

ARKADIA では、人工知能（AI）及びその関連技術、最先端の数値シミュレーション技術、実験炉「常陽」や原型炉「もんじゅ」の開発を通じた研究開発の知見を統合した評価を行う。図4.2.3-11にARKADIA のシステム構成を示す。最適化検討を進める評価支援・応用システム（EAS : Enhanced and AI-aided optimization System）、プラント挙動を解析する仮想プラントライフシステム（VLS : Virtual plant Life System）、ナトリウム冷却高速炉開発の知見を集約した知識ベースシステム（KMS : Knowledge Management System）の3システムをAI 支援プラットフォームで制御することにより、安全性、リスク対応、経済性、環境適合性などのさまざまな条件での自動最適化を可能としている。

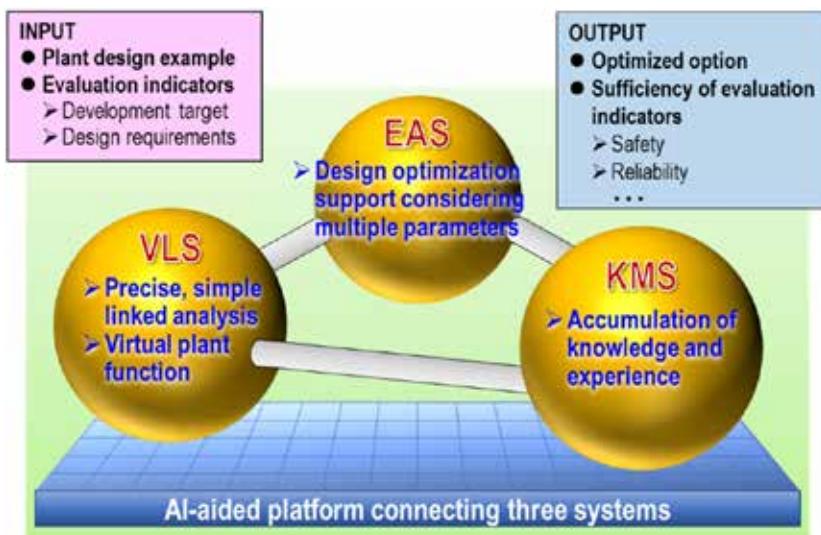


図4.2.3-11 ARKADIA のシステム構成

参考文献

- 4.2.3-59) H. Ohshima, T. Asayama, T. Furukawa, M. Tanaka, A. Uchibori, T. Takata, A. Seki, Y. Enuma, “ARKADIA - For the Innovation of Advanced Nuclear Reactor Design”, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 9(2), NERS-21-1157, 2023. [To be published].

ARKADIA の開発は 2 段階で行われている。2023 年度までの第 1 段階では、炉心、原子炉構造、及び保守計画の設計最適化のための ARKADIA-Design^(文献4.2.3-60)と、シビアアクシデント (SA) 事象の評価及び安全設計へのフィードバックを提供するための ARKADIA-Safety^(文献4.2.3-61)、高速炉の開発経験・知見を集約した ARKADIA-KMS^(文献4.2.3-62)の開発が個別に行われている。2028 年度までの第 2 段階では、これら 3 つが 1 つのシステムとして統合される。

(3-2) ARKADIA-Design

ARKADIA-Design は、通常運転時から、異常な過渡事象 (AOO : anticipated operational occurrence)、そして設計基準事故 (DBA : design basis accident) までを対象に、炉心、原子炉構造、保全の 3 分野の概念設計支援を目的としている。図4.2.3-12は ARKADIA-Design のシステム構成を示す。EAS では、各分野における目的関数、制約関数、設計要件の制限、

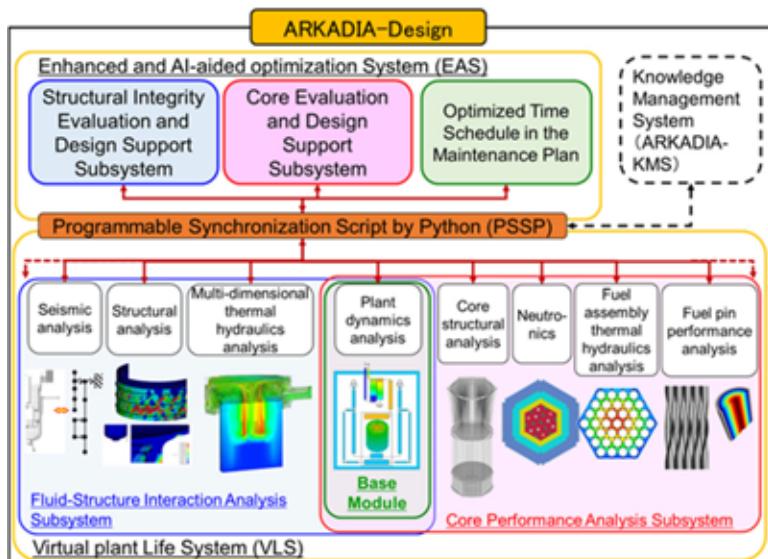


図4.2.3-12 ARKADIA-Design のシステム構成

参考文献

- 4.2.3-60) 田中正暁, 大木繁夫, 宮崎真之, 高屋茂, 横山賢治, 安藤勝訓, “AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発 (2) 設計最適化支援ツール ARKADIA-Design の開発計画”, 原子力学会 2021 年春の年会, 1C02, 2021.
- 4.2.3-61) 内堀昭寛, 高田孝, 深野義隆, 山野秀将, “AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発 (3) 安全性評価ツール ARKADIA-Safety の開発計画”, 原子力学会 2021 年春の年会, 1C03, 2021.
- 4.2.3-62) 江沼康弘, 近藤佑樹, 橋立竜太, 光元里香, 羽様平, “AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発 (4) 知識ベースシステムの開発計画”, 原子力学会 2021 年春の年会, 1C04, 2021.

プラントの運転条件、及び設計仕様が設定されると、パフォーマンスを最大化するようにプラントパラメータが変更され、設計の最適化が行われる。VLSは、ユーザの目的に沿った詳細度の解析モデルを組み合せるマルチレベルシミュレーション手法を用いることで、プラント全体の挙動をプラント動特性解析コードで効率よく解析しつつ、コンポーネント内の局所的な現象を多次元解析コードで詳細に解析することができる。ARKADIA-Design の VLS における解析コード間及び 3 システム (EAS、VLS、KMS) 間の連成及び連携は、図4.2.3-12 (前頁参照) に示した統合インターフェイス (PSSP) (文献4.2.3-63) を介して行われる。

炉心分野では、従来、個別に実施していた炉心設計解析 (核設計解析コード (MARBLE) (文献4.2.3-64)、熱流力設計解析コード (ASFRE) (文献4.2.3-65)、燃料健全性評価コード (CEDAR) (文献4.2.3-66) の一部) と、プラント動特性解析コード (Super-COPD (文献4.2.3-67)) を連携させ、ベイズ最適化を導入した、炉心設計最適化手法の整備を進めている (文献4.2.3-68)。これにより、設計効率化に加え、個別評価で設定していた保守側の境界条件に起因する過度な保守性を低減した、より合理的な設計を目指している。

原子炉構造分野では、原子炉停止の際に原子炉容器 (RV) 出入口間の温度変化によって生じる構造部での熱過渡荷重の評価における計算コストの低減と過度な保守性の排除を可能にするため、プラント過渡時の熱過渡荷重と地震荷重の双方に対する耐性を有する RV 胴部の板厚の最適値探索を現実的な計算コストで実行可能な各評価手法の整備と、最適化プロセスの具体化及び実装を行っている (文献4.2.3-69)。

参考文献

- 4.2.3-63) 堂田哲広, 中峯由彰, 井川健一, 岩崎隆, 村上諭, 田中正暉, “ナトリウム冷却高速炉の設計最適化フレームワークの開発 (1) 連成解析制御機能の開発”, 第 27 回計算工学講演会, 計算工学講演会論文集 Vol.27, A-10-02, 2022.
- 4.2.3-64) K. Yokoyama, T. Hazama, K. Numata, and T. Jin, “Development of comprehensive and versatile framework for reactor analysis, MARBLE,” Annals of Nuclear Energy, 66, pp. 51–60, 2014.
- 4.2.3-65) 大高 雅彦, 大島 宏之, 二ノ方 寿, 成田 均, “サブチャンネル解析コード ASFRE-III の検証”, PNC-TN9410 96-212, 1996
- 4.2.3-66) T. Uwaba, T. Mizuno, J. Nemoto, I. Ishitani, and M. Ito, “Development of a mixed oxide fuel pin performance analysis code “CEDAR” : Models and analyses of fuel pin irradiation behavior,” Nuclear Engineering and Design, 280, pp.27-36, 2014.
- 4.2.3-67) F. Yamada, Y. Fukano, H. Nishi, and M. Konomura, “Development of natural circulation analytical model in super-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188 (3), pp. 292–321, 2014.
- 4.2.3-68) K. Kuwagaki and K. Yokoyama, “Applicability Study of Bayesian Optimization in Core Neutronic Design Using a Toy Model”, Proc. Of PHYSOR 2022, May 15–20, 2022, Pittsburgh, PA, USA, 2022.
- 4.2.3-69) 森 健郎, 岡島 智史, 菊地 紀宏, 田中 正暉, 宮崎 真之, “ARKADIA一次世代原子力プラント設計のイノベーションに向けて原子炉構造設計最適化プロセスの実装”, 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, Vol. 64, No. 10, pp. 572–575, 2022.

保全分野では、安全性確保を前提に、経済性等の観点を考慮した合理的な点検工程を自動作成する「点検工程自動作成モジュール」の整備を行っている（文献4.2.3-70）。プラントの設計情報及び安全性確保等のために設定する保全の情報を入力条件に、点検の実施にかかる制約条件を満足し、プラント稼働率等の経済性を最大化する点検工程を、数理的手法を用いて作成する。これにより、設計の進捗に応じて、点検工程を考慮した稼働率等を容易に確認することができる。評価された経済性指標が目標を満足しない場合には、隨時、設計上の課題等を抽出し、対応することにより、設計作業の大きな手戻りなく、保全性に優れたプラント設計の実現が可能になると期待される。

(3-3) ARKADIA-Safety

ARKADIA-Safety は、安全性評価と安全性に関連する設計の最適化を目的とする。運転中の異常な過渡事象 (AOO) から、設計基準事故 (DBA)、そしてシビアアクシデント (SA) の防止及び緩和を含む設計拡張状態 (DEC) までを対象とし、燃料破損の開始から炉心損傷、CV へ影響が与えられるまでの物理挙動を原子炉容器内から炉容器外までシームレスに模擬するための VLS として SPECTRA コード（文献4.2.3-71）を開発している。図4.2.3-13にSPECTRAで考慮する主要な物理現象を示す。SPECTRA は段階的に開発されており、現在、一次主

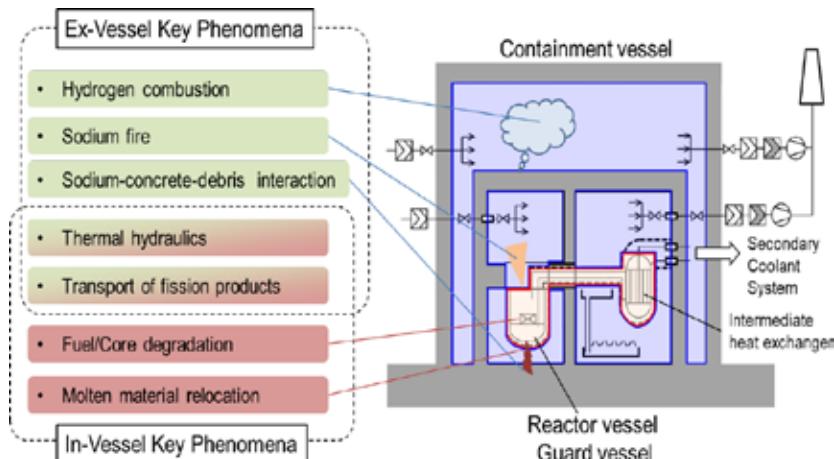


図4.2.3-13 ARKADIA-Safety で考慮する主要な物理現象

参考文献

- 4.2.3-70) 伊藤 真理, 鈴木 正昭, 橋立 竜太, 高橋 慧多, 矢田 浩基, 高屋 茂,
“高速炉における点検スケジューリング支援システムの試作”, 日本経営工学会 2021 年秋季大会, C17, 2021.
4.2.3-71) A. Uchibori, M. Aoyagi, T. Takata, and H. Ohshima, “Development of Ex-vessel Phenomena Analysis Model for Multi-scenario Simulation System, SPECTRA”, Proceedings of the ICONE2020, Online, August 4–5, ICONE2020-16818. DOI: 10.1115/ICONE2020-16818, 2020.

冷却系統の配管破損によるナトリウム漏えいから始まる LORL (RV 液位確保機能喪失) 事象に関する物理的及び化学的反応モデルとして、一次主冷却系統におけるプラント非定常挙動、RV 内の熱流動現象 (溶融炉心の再配置等) 、 RV 外の物理現象 (ナトリウム - デブリ - コンクリート反応、ナトリウム火災等) が整備されている。ナトリウム冷却高速炉の他の SA シナリオに関する物理モデルは次のステップで組み込まれる。また、安全設計オプションの選択を安全性及び経済性の観点でバランスよく行うため、安全装置や CV 容積の設計選定の最適解を人工ニューラルネットワークを用いた教師あり学習により探索する技術の開発を行っている。

(3-4) ARKADIA-KMS

これまでに得られたナトリウム冷却高速炉開発に係る技術・知見を徹底活用すべく、「もんじゅ」等を通して得られた高速炉開発に関する技術情報を集約するとともに、設計最適化に向けた設計プロセスと連携する知識ベースシステム (KMS) の整備を行っている（文献4.2.3-72）。

図4.2.3-14は KMS のシステム構成を示す。知識ベースは、基盤情報、データベース群、ナレッジ群で構成される。基盤情報にはナトリウム冷却高速炉に関する技術文書やレポートが

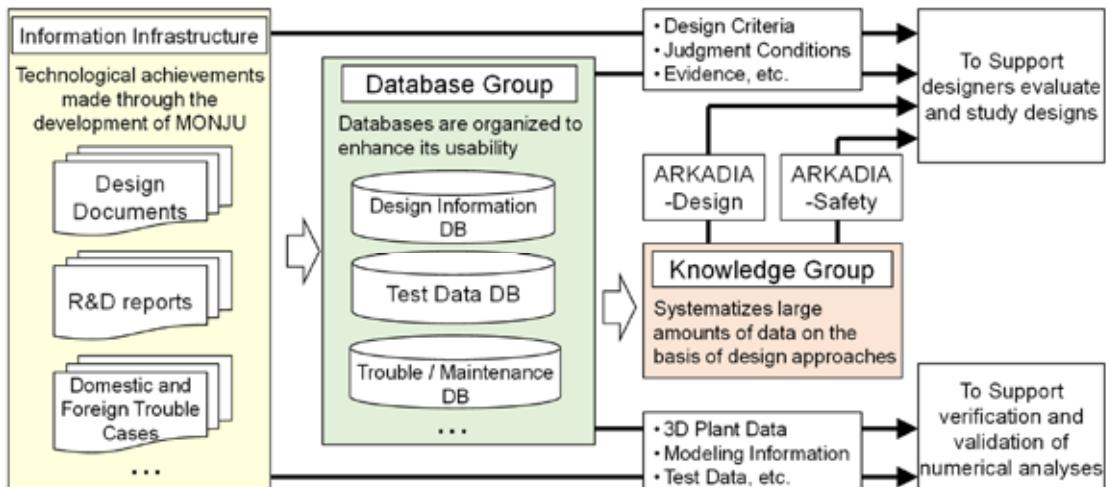


図4.2.3-14 KMS のシステム構成

参考文献

- 4.2.3-72) F. Nakashima, S. Kondo, S. Usami, O. Yamazaki, Y. Kaneko, T. Hazama, R. Mitsumoto, K. Takahashi, and S. Kondo, "Prototype Fast Breeder Reactor Monju; Its History and Achievements", JAEA-Technology 2019-020, Tokai, Japan, 2020.

含まれ、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」に関する核データ、材料開発、装置開発、ナトリウムの取り扱い、運転者の訓練などの幅広い分野をカバーする。これらのドキュメントとレポートはデジタル情報に変換され、基盤情報を通じて利用する。データベース群には設計情報や各種試験データ、トラブル・メンテナンス事例などの技術情報が集約される。この技術情報は、個々の成果を基盤情報に集約することで、ユーザビリティを向上させるように整理される。将来的には、「開発目的」「背景」「解決状況」「現在の目標」などの検索指標を加えることで、形式知・暗黙知となる技術情報の提供もできることを目指している。

基盤情報として集約した技術情報を、解析評価手法・最適化手法との連携を考慮したデータベース群及びナレッジ群として整理し、これらに蓄積された知識を ARKADIA-Design や ARKADIA-Safety から利用できるようにするために、現在、解析評価手法・最適化手法の KMS に対する要求事項や取合い等について検討を進めている。

(3-5) 今後の展開

ARKADIA 開発は現在、第 1 段階として、設計を扱う ARKADIA-Design、安全評価を扱う ARKADIA-Safety、高速炉の開発経験・知見を集約した ARKADIA-KMS の開発が個別に行われており、次の第 2 段階において、数値シミュレーション、高速炉開発経験の知識ベース、プラントライフサイクル最適化機能を統合したシステムとして完成させる予定である。この統合により、安全性、経済性、環境適合性などのさまざまな条件が自動的に改善され、プラント設計のより合理的な最適化が可能となる。

4.2.4 建設規格等の規格基準の整備にむけて

(1) 高速炉に適した規格基準体系

本項では、高速炉に適した規格基準体系について考察し、新型炉一般に望ましい規格基準体系の在り方について論じる。

(1-1) 規格基準開発の重要性

規格基準はプラントの安全性及び経済性に直接影響し、ひいては社会的受容性をも左右するものであり、プラントの開発と規格基準の開発は車の両輪である。

原子力規制においては各国が IAEA の定める安全指針等を参考し状況に適した制度を構築しているが、規制当局は性能規定を定め、対応する仕様規定は民間が策定する学協会規格を規制当局が活用する体制が広がりつつある。安全性の向上やリソースの合理的活用のため、各国の規制基準や民間規格の国際的ハーモナイゼーションを進める活動も行われている。

革新的なプラントの開発と社会実装のためには、その技術的特徴に適合する新たな規格を開発し、その国際標準化を自ら推進する努力が必須である。先進的な規格基準開発はそれ

自体が技術力の結晶であり、安全性、経済性の向上を通じてプラントの社会的受容性を高めるために、さらに世界における産業競争力の強化のために不可欠である。

(1-2) 国際的動向（米国の例）

ここでは我が国を含め世界が参考としている米国原子力規制委員会（NRC）の動向について見る。

1) NRC の動向

NRC の規制の基本は深層防護に基づく決定論的な考え方とされるが、1986 年の安全目標の制定（文献4.2.4-1）、1995 年の確率論的リスク評価（PRA、Probabilistic Risk Assessment）（文献4.2.4-2）の活用に関する政策声明の発出（文献4.2.4-3）等を経て、より合理的な規制体系構築のためにリスク情報の活用を銳意進めている。さらに、規制要件の達成度合いに係る指標を設定し、その達成のための具体的手段は事業者が柔軟に選択可能にする実践的な方法論を合わせて導入している（Risk-Informed and Performance-Based Regulation）（文献4.2.4-4）。

米国では革新的な技術を採用した新型炉の社会実装が不可欠との認識のもと官民が一体となって動いている。NRC は原子力エネルギー革新・近代化法（Public Law 115-439（文献4.2.4-5））により、Risk-Informed and Performance-Based の考え方に基づく新型炉の許認可体系を 2027 年末までに構築する義務を負っている。この一環として NRC は、2018 年に新型炉向けの主要設計要目に係る規制ガイド（RG1.232）（文献4.2.4-6）、2020 年には同じく新型炉向けの Technology-Inclusive、Risk-Informed and Performance-Based の形の許認可ガイド（RG 1.233）（文献4.2.4-7）を刊行している。

参考文献

- 4.2.4-1) U.S. NRC 51 FR 30028; August 21, 1986, Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement; Republication
- 4.2.4-2) U. S. NRC, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants (WASH-1400), NUREG-75/014, 1975.
- 4.2.4-3) U.S. NRC 60 FR 42622; August 16, 1995, Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities
- 4.2.4-4) U. S. NRC, Staff Requirements - SECY-98-144 White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation, 1999
- 4.2.4-5) Nuclear Energy Innovation and Modernization Act, Public Law 115-439, 132 Stat. 5565, 2019.
- 4.2.4-6) U. S. NRC, Regulatory Guide 1.232, Developing Principal Design Criteria for Non-Light Water Reactors, 2018.
- 4.2.4-7) U. S. NRC, Regulatory Guide 1.233, 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, 2020

2) 民間規格(ASME)の動向

米国ではNRCが連邦規則で性能規定を定め、仕様規格には民間規格である米国原子力学会(ANS)規格、米国機械学会(ASME)規格等を連邦規則で引用する体系をとっている。

構造関係では、ASME Boiler and Pressure Vessel Codeが仕様規定にあたる。軽水炉向けの設計規格は同コードのSection IIIとして初版^(文献4.2.4-8)が1963年に発刊され、他のSectionと同様3年ごと(最近は2年ごと)に改定され常に高度化されている。Section IIIに遅れて1970年に整備された維持規格(Section XI)^(文献4.2.4-9)等も同様である。その策定を担うASME規格委員会には、米国内のみならず我国を含む外国からも専門家や実務者が多く参画するなど、ASME規格は国際的なデファクト規格ともいえる位置づけにある。

新型炉については、1970年代の米国の液体金属高速炉プロジェクト(クリンチリバープロジェクト)^(文献4.2.4-10)の際に、高温構造設計規格がCode Caseとして発行された^(文献4.2.4-11)が、プロジェクトが中断されたことによりエンドースには至っていなかった。一方、2000年代に入り、新型炉開発の機運が再燃すると、産業界と密接に連携し、そのニーズをタイミング良く取り込む形で規格の高度化が活発に進められるようになった。高温構造設計規格は2015年にSection III Division 5^(文献4.2.4-12)として再編され、より性能の優れた新材料の登録、長寿命設計対応、構造の挙動をより精度よく評価可能な非弾性解析等の先進的評価手法の導入等が行われている。維持規格(Section XI Division 2)においては新たに開発中の様々な炉型を想定した規格整備が行われている。この中で、Risk-Informed and Performance-Basedの考え方方に適合する新たな概念である目標信頼性(機器構造が評価期間中達成すべき構造信頼性の程度)に基づく先進的な供用期間中検査計画作成法の導入等が行われている^(文献4.2.4-13)。

参考文献

- 4.2.4-8) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Rules for Construction of Nuclear Vessels, 1963.
- 4.2.4-9) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Division 1, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, 1970.
- 4.2.4-10) Behnke, W.B., Watson, J.E., Nemzek, T.A., Role of the Clinch River project in the U.S. LMFBR program, Nuclear Engineering International, 19 (1978), 221, pp. 835-839.
- 4.2.4-11) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Code Case N-47, Class 1 Components in Elevated Temperature Service, 1977.
- 4.2.4-12) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 5, High Temperature Reactors, 2015.
- 4.2.4-13) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Division 2 Requirements for Reliability and Integrity Management (RIM) Programs for Nuclear Power Plants, 2019

ASME 規格委員会には NRC も委員として参画し、関係規格の連邦規則への引用（エンドース）をタイミング良く行っている。高温構造設計規格（Section III Division 5、2017 版）及び非軽水炉用維持規格（Section XI Division 2、2019 年版）のエンドース手続きは 2022 年中にも完了する見込みである。

Risk-Informed and Performance-Based の考え方はこれまで主に安全評価において活用され、構造規格では、商用軽水炉におけるリスク情報を活用した供用期間中検査（RI-ISI）規定（Section XI Division 1）が実用化されている。一方、構造規格への展開は、上述の新型炉をも対象とした維持規格における目標信頼性の導入という先駆例があるものの、むしろ緒についた状態と言える。Risk-Informed and Performance-Based の考え方は新型炉への適合性が非常に高いと考えられることから、今後の展開が期待される。

（1-3） 我国の現状と今後の展開

1) 規制の動向

我国では基本的には米国に近い形で規制体系が構築されている。

発電用原子力設備に関する技術基準（文献4.2.4-14）は、平成 17 年に、実施方法の詳細を規定する仕様規定から、要求性能水準までを規定する性能規定への変更が行われた。これにあわせて、技術基準を満たす詳細な仕様を定めた規格については、要件を満たす学協会規格を活用することとされた。これは、既述の米国等における原子力規制の仕組みを参考にしたものであり、個別の学協会規格の活用の是非については、技術的な内容と併せて、策定プロセスが公正、公平、公開を重視したものであるか（偏りのないメンバー構成、議事の公開、公衆審査の実施、策定手続きの文書化及び公開等）について確認する技術評価を実施し、判断することとされている。容認可能と判断された場合には、原子力規制委員会（NRA）の定める規則解釈で引用されている。

軽水炉についてみると、民間規格として日本原子力学会（AESJ）、日本機械学会（JSME）、日本電気協会（JEA）が策定する学協会規格を活用することとしている。構造規格については、性能規定化以前に使われていた告示 501 号（発電用原子力設備の構造等の技術基準）（文献4.2.4-15）は廃止され、JSME 発電用設備規格設計・建設規格第 I 編＜軽水炉規格＞及び

参考文献

4.2.4-14) 昭和 40 年通商産業省令告示第 62 号、発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令 .

4.2.4-15) 昭和 55 年通商産業省令告示第 501 号、発電用原子力設備の構造等の技術基準 .

材料規格が技術評価の上で、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈^(文献4.2.4-16)に引用されている。さらに、溶接規格、維持規格等が同解釈に引用されている。

さらに NRA は、第二期中期計画^(文献4.2.4-17)において、規制活動の継続的な改善及び新たな規制ニーズへの対応の一環として、「リスク情報を活用したグレーデッドアプローチの積極的な適用」を指向している。一方、安全目標や性能目標については原子力安全委員会における検討を引き継ぐ形で議論は行われているが、「安全目標は、基準ではなく規制を進めていく上で達成を目指す目標であると位置付けた。」とされ、規制要件として制度化されるには至っていない^(文献4.2.4-18)。また、新型炉については技術基準自体が整備段階にあると認識される。

2) 民間規格 (JSME) の動向

構造規格の策定は 1998 年に発足した JSME 発電用設備規格委員会が担っており、原子力関係では軽水炉、高速炉、金属キャスク及び使用済み燃料貯蔵施設等に係る規格の策定が行われている。発足以来、ASME 規格委員会とは協働や情報交換が進められている。

(1-4) 高速炉の規格体系の目指すべき方向と開発の状況

1) 規格体系の目指すべき方向

ここでは高速炉の規格体系が今後目指すべき方向について論じる。

カーボンニュートラル社会の実現を支えるためのエネルギー源として有望な高速炉の概念は多様であり、いずれも既存の軽水炉とは異なる技術的特徴を有している。例えば、ナトリウム冷却高速炉の場合は、冷却材圧力が低くバウンダリ破損時に減圧沸騰を考慮する必要がない利点を活かしつつ、過渡熱応力への対応上薄肉構造が主体となり耐震面での配慮が必要であることを踏まえた設計を行うことになる。また、軽水炉と比較して運転経験は少ないが、系統的な R&D が行われていることからデータや解析技術が蓄積されていることにより広くシミュレーションの活用が可能である等、規格基準体系の構築にあたって考慮すべき特徴を有する。

参考文献

4.2.4-16) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 , 令和 4 年 9 月 14 日改正 , <https://www.nra.go.jp/data/000382457.pdf> (2022/12/26 閲覧).

4.2.4-17) 原子力規制委員会, 第 2 期中期目標 , 2020.

4.2.4-18) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について , 令和 4 年 12 月 14 日改訂 , pp.78-84, <https://www.nra.go.jp/data/000155788.pdf> (2022/12/26 閲覧).

これらを踏まえると、高速炉において目指すべき規格体系像は以下の通りである。

- ①高速炉の安全性のより一層の向上に貢献する体系
- ②高速炉設計の技術的特徴及びR&Dから得られた知見を適切に反映できる体系
(軽水炉を対象に整備されてきた規格体系に過度に縛られることのない体系)
- ③規制や規格基準の国際的動向に整合する体系

2) シームレスな規格体系

規格基準の上位に位置する安全目標及び安全基準も含めた形で現状の規格基準体系の概念を図4.2.4-1左図に示す。安全目標、性能目標を受けて安全設計に関するガイドライン類が展開され、構造設計関係では国の技術基準とそれに対応する仕様規格である設計・建設規格、材料規格、溶接規格、耐震規格、維持規格等が整備されている。

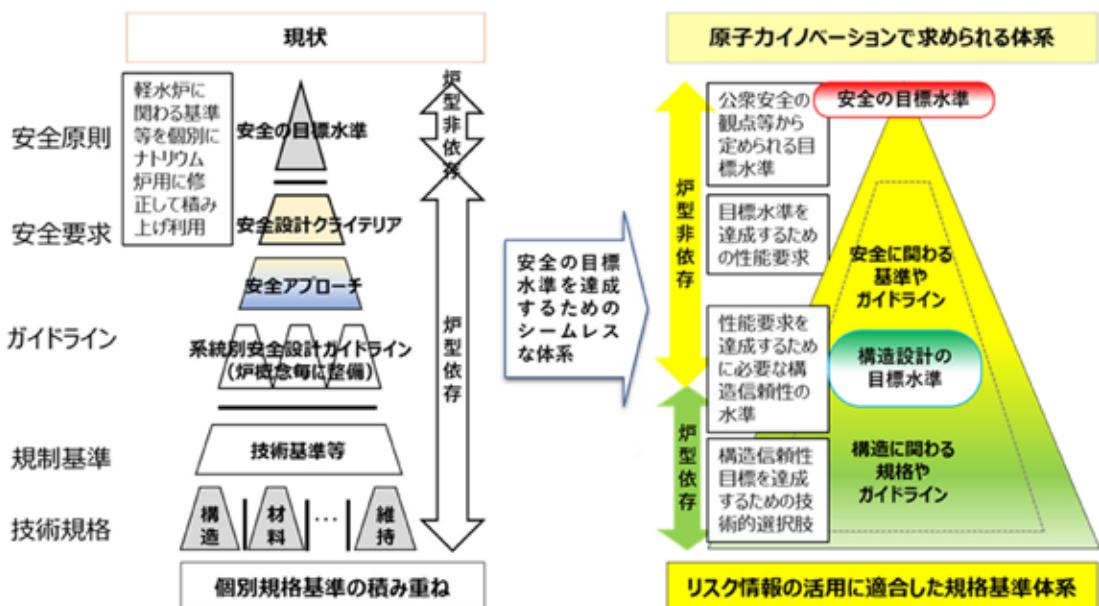


図4.2.4-1 規格体系のシームレス化(文献4.2.4-19)

ここで、安全基準と構造規格の連携は必ずしも明示的ではない。これは、軽水炉の場合、安全設計や構造設計が成熟しており、また、数十年に渡る設計、建設、運転経験を有するため、現状の体系において必要な連携は自ずと確保されているためと考えられる。

参考文献

- 4.2.4-19) 早船 浩樹, 前田 誠一郎, 大島 宏之, 今後の高速炉サイクル研究開発—原子力機構の取組—, 日本原子力学会誌, 61(2019), 11, pp.798-803.

一方、新型炉にあっては高い安全性が求められることは共通であるが、炉概念が多様性を有し炉心設計、冷却材の選択、冷却系の配置、運転温度等が様々である一方で、運転経験が相対的に少ないことから、安全設計と構造設計がより緊密に連携した体系であることが望ましい。安全目標が設定され、これを実現するための規定として高速炉の技術的特徴を反映したガイドラインや構造規格が展開される形とすることにより炉の設計や運転の真の意味での合理化に繋がると言える。

このような観点から、高速炉の規格体系が目指すべき像として、「シームレスな規格基準体系」が考えられる。概念図4.2.4-1（前頁参照）右図に示す（文献4.2.4-19）。

シームレスな規格基準体系のポイントは、上位の安全目標等と構造規格の連携が一貫した指導原理により直接実現されていることにある。指導原理である Risk-Informed and Performance-Based の考え方に基づく具体的な方法論については次項で述べる。

体系のシームレス化により、構造設計において安全目標や性能目標に照らして必要十分な裕度を確保することが可能になる。さらに、構造設計のクライテリアをその仕様細目（材料、構造、溶接、検査等）についてそれぞれ設けるのではなく、安全目標や性能目標を満たすために必要な構造信頼性を確保するという一点に集約することができるようになる。これにより、設計者は、目標とする信頼性を確保する上で最も合理的な手段を広範囲の候補から選択できるようになる（システム化規格概念（文献4.2.4-20、4.2.4-21））。これにより、新たな技術のタイムリーな採用にも繋がる。

ここで、シームレスな規格基準体系の概念は Technology Inclusive であり、軽水炉にも適用可能である。一方で、既述のように、現状米国等における Technology-Inclusive、Risk-Informed and Performance-Based の考え方は、構造設計を明示的には対象としていない。この意味で本体系は世界に先駆ける概念であり今後の国際標準化が期待されるものである。

参考文献

- 4.2.4-20) Asada, Y., Japanese Activities Concerning Nuclear Codes and Standards—Part II, Journal of Pressure Vessel Technology, ASME 128 (2006)64.
- 4.2.4-21) Asayama, T., Kawasaki, N., Morishita, M., Shibamoto, H., Inoue, K., Balancing material selection and inspection requirements in structural design of fast breeder reactors based on “System Based Code” concept, Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 417-422.

3) 開発の現状と今後

シームレスな規格基準体系の実用化に向けて、(a)シームレス化に係る方法論の開発、(b)構造信頼性評価法の整備、及び(c)構造設計の各分野を担い技術的選択肢を提供する個別規格の整備がそれぞれ進められている。

(a) シームレス化に係る方法論

安全目標やプラントの性能目標と構造設計のシームレスな連携は、通常、PRAの入力である構造信頼性を、安全目標やプラントの性能目標をPRAの入力として、これを達成するために機器構造が満たすべき条件として求める（これを「目標信頼性」という）方法論に則り行う（文献4.2.4-22）。

この方法論は、日本機械学会と米国機械学会との合同でASME規格委員会で立ち上げられたタスクグループにおいて策定された液体金属炉の静的機器の供用期間中検査に係るASME Code Case N-875（文献4.2.4-23）に導入された。これはASME規格に目標信頼性の概念が導入される最初の例となった（目標信頼性はその後ASME BPVC Section XI Division 2に導入された。既述のようにNRCは上述のASME規格を2022年中にエンドースの見込みである）。

JSME発電用設備規格委員会では、上記の方法論を一般化することにより、新型炉及び軽水炉の静的機器のライフサイクル全般に適用可能なガイドライン案を取り纏め現在審議中である。ガイドライン案では、安全目標やプラントの性能目標に適合する目標信頼性を、定量的または定性的なリスク評価あるいは既存プラントの運転実績等により設定し、静的機器がこれに適合することを統合的意思決定により判定するための方法論（「目標信頼設計」と呼ばれる）が取り扱われている。

(b) 構造信頼性評価法

構造信頼性評価法の整備は、設計・建設規格等に定められる評価を確率論的に行う手法を整備することである。規格に定められる評価法を基本として、原則として設計裕度等を排除した上で材料特性等を確率変数として扱うことにより行う。JSME発電用原子力設備規格

参考文献

- 4.2.4-22) Kurisaka, K., Nakai, R., Asayama, T., Takaya S., “Development of System Based Code (1) Reliability Target Derivation of Structures and Components”, Journal of Power and Energy Systems, 5(2011), 1, pp.19-32.
4.2.4-23) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Case N-875, Alternative Inservice Inspection Requirements for Liquid-Metal Reactor Passive Components Section XI Division 3, 2017

の中では、高速炉設計・建設規格に定められる主な評価を確率論的に行う手法が JSME 発電用設備規格高速炉機器の信頼性評価ガイドライン^(文献4.2.4-24)により提供されている。代表的な材料の統計的性質に関する情報が別途取り纏められている^(文献4.2.4-25)。

(c) 分野ごとの個別規格整備

前記 1)、2)と並行して、JSME 発電用設備規格の枠内で高速炉を適用対象とした個別規格の整備が進められている。軽水炉において NRA によるエンドース対象となっている主な規格として設計・建設規格、材料規格、溶接規格、維持規格等があるが、これらの高速炉版はいずれも 2021 年までにすでに発刊されるに至っており、今後も鋭意高度化が進められていく。加えて、高速炉独自に整備が必要と判断された規格である破断前漏洩評価ガイドラインも発刊されている。現状、これらは必ずしも目標信頼性を設定した評価に適合したものにはなっていないが、今後体系整備のために必要な高度化が行われてゆくことになる。これらの整備状況については、次項(2)を参照されたい。

(1-5) 結び

本稿で述べたシームレスな規格基準体系を、次項で述べる個別規格とともに開発することにより、高速炉の規格体系に要求される要件である、安全性の向上への貢献、技術的多様性への適合、国際動向への整合を兼ね備えた体系を実現できる。

高速炉や新型炉の概念検討や設計研究と両輪の形で規格体系の開発を鋭意継続すること、これまでに我が国が提案した概念が ASME 規格に取り入れられている実績も足掛かりとしてより一層国際標準化を推進すること、これらによりカーボンニュートラルな世界におけるエネルギーの安定供給及び我が国の産業競争力の強化に貢献することが求められている。

参考文献

4.2.4-24) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 高速炉機器の信頼性評価ガイドライン, JSME S NX7-2017

4.2.4-25) 高屋茂ら、高速炉機器の信頼性評価に用いる材料強度の統計的特性 —オーステナイト系ステンレス鋼—, JAEA-Data/Code 2015-002 (2015).

<用語解説>

【リスク情報活用性能ベース (Risk-Informed and Performance-Based)】: Risk-Informed は「リスク情報活用」と訳されており、リスクまたはそれに対する洞察をそれ単独ではなく、深層防護の原則及び安全余裕の確保といった決定論的な洞察をはじめとする他の要因とともに用いて意思決定を行うことを指す。 Performance-Based アプローチは、システムの性能を監視するために利用できる測定又は算出可能なパラメータがクライテリアを満たすかに基づく規制であり、この達成方法について柔軟性を認めるアプローチである。 Risk-Informed and Performance-Based アプローチは、以上 2 種類を組み合わせたものであり、安全上最も重要な項目に焦点を当てて資源配分を行うことを可能とするものである（文献4.2.4-4）。

【技術包括型 (Technology-Inclusive)】: 炉型を限定せず幅広く適用できること。規格基準体系のうち炉型を問わず共通する部分を Technology Inclusive な形で整備しておくことで、SMR をはじめとする新たな概念を導入する際に必要な技術規格の範囲を限定することができ、規格体系の整備をより容易に実現できると考えられる（文献4.2.4-7、4.2.4-27）。

【システム化規格】: 規格基準に含まれる幾つかの技術項目の間で余裕を相互交換可能にすることにより、余裕の重複を避け、過剰な余裕を適正な水準に合理的に設定することを目標とする、柔軟な規格基準体系（文献4.2.4-20、4.2.4-21）。

参考文献

- 4.2.4-4) U. S. NRC, Staff Requirements - SECY-98-144 White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation, 1999
- 4.2.4-7) U. S. NRC, Regulatory Guide 1.233, 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, 2020
- 4.2.4-20) Asada, Y., Japanese Activities Concerning Nuclear Codes and Standards— Part II, Journal of Pressure Vessel Technology, ASME 128 (2006)64.
- 4.2.4-21) Asayama, T., Kawasaki, N., Morishita, M., Shibamoto, H., Inoue, K., Balancing material selection and inspection requirements in structural design of fast breeder reactors based on “System Based Code” concept, Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 417-422.
- 4.2.4-27) Nuclear Energy Institute, Risk-Informed Performance-Based Technology Inclusive Guidance for Non-Light Water Reactor Licensing Basis Development, NEI 18-04 (Rev. 1), 2019

(2) 学協会規格の整備状況

(2-1) ナトリウム冷却型高速炉の特徴

高速炉に関する学協会の規格整備に関しては、「常陽」「もんじゅ」がナトリウム冷却型の高速炉であることから、日本ではナトリウム冷却型の高速炉を対象に開発・整備が進められている。ナトリウム冷却型の高速炉は、高速中性子の利用の観点からも有利であるのに加えて、冷却材として伝熱特性に優れており、高温まで加圧することなく液体状態で使用できる金属ナトリウムが使用される。このため熱効率の観点から有利となる高温で運転され、運転温度は500～550°Cと軽水炉の運転温度（約300°C）に比べてはるかに高く設定される。これに伴い原子炉容器の入口温度と出口温度の差が軽水炉に比べて大きい。一方で、高速炉では加圧は不要である。これより軽水炉が相対的に低温で内圧による応力が支配的となることに対して、ナトリウム冷却型高速炉は高温かつ低圧で運転されるため、熱応力が支配的となる。これらのナトリウム冷却型の高速炉の特徴を踏まえて軽水炉とは異なる独自の規格が整備されている。軽水炉と高速炉の冷却材が異なることに伴う設計上の相違について表4.2.4-1に示す。

表4.2.4-1 軽水炉と高速炉の冷却材が異なることに伴う設計上の相違

使用条件	高速炉		
	軽水炉*	原型炉 「もんじゅ」 (ループ型)	高速炉の特徴
冷却材	水	ナトリウム	低腐食環境
原子炉出口温度	約320°C	529°C	高温
原子炉出入口温度差	30°C	132°C	温度差大 熱応力大
運転圧力	約16MPa	約1MPa**	低圧
原子炉容器内径	約4m	約7m	大口径
原子炉容器胴部板厚	約200mm	約50mm	薄肉
内径/板厚比(原子炉容器)	約20	約140	薄肉大口径

*加圧水型軽水炉の例

**ポンプ吐出圧力による最大値

(2-2) 機器の設計に必要となる規格【設計・建設規格 第II編(高速炉規格)】

ナトリウム冷却型高速炉の運転温度は高温となることに伴い、時間依存型の変形挙動であるクリープ現象を考慮した設計が必要となる。したがって、ナトリウム冷却型の高速炉における機器の設計には、軽水炉の設計に関する規格を適用することはできず、ナトリウム冷却型の高速炉の適用に向けた独自の設計・建設規格が必要となる。このため日本のナトリウム冷却型

高速炉である「もんじゅ」の設計・建設に向けては、米国の米国機械学会ボイラー及び圧力容器規格(ASME Boiler and Pressure Vessel Code、以下 ASME B&PV Code)の当時の高温構造設計規格にあたる ASME Code Case N-47^(文献4.2.4-28)を参考に、独自の高温構造設計方針が開発された^(文献4.2.4-29)。この「もんじゅ」の設計・建設に向けて開発された高温構造設計方針は、日本機械学会において設計・建設規格 第II編 高速炉規格(以下、高速炉規格)^(文献4.2.4-30)として2005年に学協会規格として整備された。この高速炉規格において高温設計が可能な材料は、高温における材料の基準が定められているものに限られている。表4.2.4-2に高速炉規格及び現行の ASME の高温構造設計規格である ASME B&PV Code Section III, Division 5(以下、Div.5)^(文献4.2.4-31)で高温設計が可能な材料を示す。高速炉規格は2005年の初版の発刊以降も高度化に向けた研究開発とその規格化が進められており、

表4.2.4-2 高温設計が可能な材料の比較※

日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第II編 高速炉規格	ASME B&PV Code Section III, Division 5	備考
SUS304	Type 304 SS	
SUS316	Type 316 SS	
316FR 鋼		日本で独自に開発
SUS321		
2½Cr-1Mo 鋼	2½Cr-1Mo	
改良 9Cr-1Mo 鋼	9Cr-1Mo-V	
	Ni-Fe-Cr(Alloy800)	

※名称は規格に記載の名称であり、同じ行のものは同等の材料

2012年版では日本で独自に高速炉用に開発されたクリープ強度に優れる316FR鋼と、米国で高速炉の蒸気発生器用の材料として開発されDiv.5でも規格化されている改良9Cr-1Mo鋼が新規材料として追加された^(文献4.2.4-32)。また、高速炉の経済性と安全性向上に向けて、

参考文献

- 4.2.4-28) American Society of Mechanical Engineers (ASME), ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Code Case N-47, Class 1 Components in Elevated Temperature Service, Section III, Division 1, ASME, New York, 1977.
- 4.2.4-29) 動燃事業団, 高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針, PNC TN241 84-08 Vol.1, 1984.
- 4.2.4-30) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第II編 高速炉規格 2005年版 , JSME S NC2-2005, 2005.
- 4.2.4-31) American Society of Mechanical Engineers (ASME), ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, Division 5, ASME, New York, 2021.
- 4.2.4-32) Tai Asayama, Koji Dozaki, Tomomi Otani, Takanari Inatomi and Masanori Ando, Development of 2012 Edition of JSME Code for Design and Construction of Fast Reactors - (1) Overview, Proceedings of ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2013, PVP2013-98061, 2013.

この 2 つの新材料についてはプラント寿命を 60 年とした設計（60 年設計）を可能とするための開発が進められ、2022 年版の高速炉規格の改定に反映された。具体的には、独自に取得した長時間クリープ試験データなど充実した国産データのデータベースを用いて、長時間クリープ強度評価に優れるクリープ破断関係式を開発するなどし、時間依存型の許容値を最大 30 万時間から 50 万時間に改定することなどで 60 年設計を可能とするものである（文献4.2.4-33）。その他、座屈強度評価法（文献4.2.4-34）や溶接継手の設計評価法（文献4.2.4-35、4.2.4-36）などについても規格の高度化に向けた研究開発が進められている。

高速炉機器は軽水炉と比べて運転温度が高く、機器の内表面と外表面の温度差に応じて発生する熱応力を小さくするため、耐熱応力の観点からは機器を薄肉構造とすることが指向され、一方で、耐震の観点からは十分な剛性を確保するために厚肉構造とすることが望ましい。このため高温設計とのバランスを考慮し、耐震性を確保することも高速炉機器の設計課題の一つとなる。高速炉規格では、短期荷重という地震動に対する荷重設定を設けて、耐震設計評価を実施することとしている。この中では、例えば配管系について内圧が低く薄肉大口径であることから、塑性不安定の破損様式に注意を払う必要があることを考慮し、地震荷重により変形が集中しやすいエルボ部の最大曲げ応力を制限する座屈の制限などが独自に設けられている。また、東北地方太平洋沖地震（2011 年）等の大地震の発生を契機に、設計で想定する地震動が増大したことに対応するため、原子炉建物の剛性を高め、地震の揺れに耐えるように設計する従来の耐震設計に替えて、原子炉建物と基礎との間に地震の力を緩衝する装置等を設けて、地震力が建物に直接伝わらないようにすることで、機器等に作用する地震荷重を大きく低減する免震設計の採用が計画されている。次世代の高速炉への適用に向けては、水平 2 方向に

参考文献

- 4.2.4-33) Takashi Onizawa and Ryuta Hashidate, Development of creep property equations of 316FR stainless steel and Mod.9Cr-1Mo steel for Sodium-Cooled Fast Reactor to achieve 60-year design life, Mechanical Engineering Journal, Vol.6, Paper No.18-00477, 2021.
- 4.2.4-34) 岡藤孝史ら, 改良 9Cr-1Mo 鋼製円筒容器の耐震座屈評価法に関する研究 ,
日本機械学会 M&M2017 材料力学カンファレンス講演論文集 , OS0616, 2017.
- 4.2.4-35) 山本賢二ら , 316FR 鋼溶接継手強度の取扱いに関する検討 ,
日本機械学会 M&M2022 材料力学カンファレンス講演論文集 , OS0102, 2022.
- 4.2.4-36) 押切正人ら , 316FR 鋼溶接継手試験片内の治金的不連続と応力再配分を考慮したクリープ疲労評価 ,
日本機械学会 M&M2022 材料力学カンファレンス講演論文集 , OS0120, 2022.

上下方向を加えた3方向の地震荷重を効果的に低減できる3次元免震装置の開発が進められている（文献4.2.4-37）。なお、免震設計による高速炉の設計は新たな試みであることから、開発を進めている3次元免震装置を適用した高速炉機器の設計に対応した設計評価法の開発とその規格化が並行して進められている。

(2-3) 溶接に係る規格【高速炉溶接規格】

高速炉の機器等は基本的に溶接により組み合わされることから、溶接に関する規格は設計・建設に必須となる。このため高速炉機器の溶接に関する規格として高速炉溶接規格が整備されている。高速炉溶接規格の初版（2010年）（文献4.2.4-38）は「もんじゅ」の設計・建設に向けて開発された規格を基に規格化されたもので、基本的には、「もんじゅ」の設計・建設を進めていた当時の軽水炉の溶接に関する規格を参考にしながら、ナトリウム環境下であることに加えて、高温低圧運転であること、機器が薄肉構造であることなどの高速炉の特徴を考慮して一部の規定について独自の規定を設けたものとなっている。この高速炉溶接規格についても316FR鋼と改良9Cr-1Mo鋼の2つの材料が高速炉規格に新材料として登録されたことに対応して、改良9Cr-1Mo鋼の溶接後熱処理などに対して必要な規定を新たに追加の上で2017年版（文献4.2.4-39）が発刊された。高速炉溶接規格についても高度化に向けた研究開発が進められている。具体的には、316FR鋼は日本で独自に開発されたクリープ強度に優れる材料であるものの、溶接継手により接合した部位についても優れた強度特性を維持するためには溶接方法や溶接金属について規格化が必要なため、これらに関する試験検証等が実施され、規格化に向けた検討が進められている。また、改良9Cr-1Mo鋼は、火力発電設備で多くの経験を有しているため316FR鋼のような検証は不要であるものの、溶接後の非破壊検査で欠陥が見つかった場合の補修溶接方法などについて規定の追加が必要なため関係する研究開発が進められている。

参考文献

- 4.2.4-37) Takayuki Miyagawa, Tomoyoshi Watakabe, Tomohiko Yamamoto, Tsuyoshi Fukasawa and Shigeki Okamura, Research and Development of Three Dimensional Seismic Isolation System Utilized Coned-Disc-Springs with Rubber Bearings, Proceedings of ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2017, ASME PVP2017-65549, 2017.
- 4.2.4-38) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 溶接規格 2007年版 事例規格 高速炉溶接規格 , JSME S NB-CC-002, 2010.
- 4.2.4-39) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 高速炉溶接規格 2017年版 , JSME S NB2-2017, 2018.

(2-4) 供用期間中検査に係る規格【高速炉維持規格】

日本機械学会において高速炉の供用期間中検査の方法を定める高速炉維持規格の整備が進められている。高速炉維持規格では、供用期間中検査をシステム化規格概念に基づき、機器が所定の安全機能を発揮しうる状態であることを確認するための手段の一部と位置付け、対象となる原子炉冷却材バウンダリをはじめとした静的機器に対し、設計製作段階での対応を考慮し、供用期間中検査として実施すべき試験や、試験結果の評価方法等が規定されている。供用期間中検査の内容は、試験のためのアクセス性確保等の観点から設計段階において明確にしておくことが重要となる。高速炉維持規格の整備にあたっては、原子炉容器や1次主冷却系配管といった安全上重要であり、かつナトリウムを内包する高速炉特有の機器に対する検査要求の規格化が優先され、初版の対象機器はクラス1機器及びその支持構造物とされた。表4.2.4-3に高速炉維持規格の初版^(文献4.2.4-40)で定められているクラス1機器及びその支持構造物の検査要求の概要を示す。

表4.2.4-3 クラス1機器及びその支持構造物の検査要求の概要

試験部位	試験方法
ナトリウム内包機器(容器、配管、弁) の溶接継手、配管のエルボ部	連続漏えい監視試験 (CM-1またはCM-2)
放射性カバーガス内包機器(容器、配管) の溶接継手	連続漏えい監視試験 (CM-3)
弁の圧力保持用ボルト締め付け部	目視試験(VTM-1)
支持部材取り付け溶接継手	目視試験(VTM-1)
支持構造物	目視試験(VTM-3)

CM-1、CM-2：ナトリウム内包機器に対する連続漏えい監視試験
CM-3：放射性カバーガス内包機器に対する連続漏えい監視試験
VTM-1：機器表面の摩耗、亀裂、腐食、浸食等の異常を検出するための目視試験
VTM-3：機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常を検出するための目視試験

参考文献

4.2.4-40) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 高速炉維持規格 2021年版,
JSME S NA2-2021, 2021.

超音波探傷試験等の非破壊試験を主体とする軽水炉の供用期間中検査（文献4.2.4-41）との主な違いとして、高速炉維持規格では連続漏えい監視試験を採用していることが挙げられる。連続漏えい監視試験とは、内包流体の漏えいがないことを連続的に監視することにより、機器の健全性を確認する検査である。この検査を適用する前提として、劣化による破損が生じ難いこと、通常と異なる状態を検知できること、検知後の対応によってプラントの安全性が損なわれないことが求められる。ナトリウム内包機器を例にすると、以下に示す高速炉の特徴から連続漏えい監視試験は有効な検査となる。

- ✓ 冷却材（ナトリウム）が還元性であることから、適切な純度管理をされたナトリウムにおいては構造材料の腐食、応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）は生じ難い。
- ✓ ナトリウム漏えい時に発生するナトリウムエアロゾルは通常の雰囲気中には存在しないことから、検出が容易である。また、全てのナトリウム内包機器に漏えい検出設備が設置されており、漏えいの検出が可能である。
- ✓ ナトリウムは沸点が高いことから加圧する必要がないため、漏えいが生じた場合においても、減圧沸騰による冷却材の急速な喪失が生じない。また、ガードベッセルの設置や配管高所引き回しにより冷却材液位が確保される。

高速炉維持規格のナトリウム内包機器に対する連続漏えい監視試験では、対象機器の安全上の重要度に応じて CM-1 と CM-2 の 2 種類が設けられており、ナトリウムを内包する機器の中で、構造健全性が損なわれたときに原子炉施設に与える影響が大きい機器に対しては CM-1 を適用し、それ以外の機器に対しては CM-2 を適用することとされている。ナトリウム冷却型高速炉は低圧で運転されること、表4.2.4-2（前記参照）で示される延性材料が使用されることから、亀裂が生じても急速な不安定破壊は生じ難いと考えられるが、機器の重要度を鑑みて、CM-1 に用いる検出設備には、破断前漏えい（Leak Before Break、以下 LBB）評価に基づき、漏えい検出感度を設定することが要求されている。このため CM-1 に用いる検出設備の漏えい検出感度設定に関連して、ナトリウム内包機器の LBB 評価方法を定めるナトリウム冷却型高速炉破断前漏えい評価ガイドライン（以下、LBB 評価ガイドライン）（文献4.2.4-42）が高速炉維持規格と並行して整備された。

参考文献

4.2.4-41) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格, JSME S NA1-2016, 2016.

4.2.4-42) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 発電用原子力設備規格

ナトリウム冷却型高速炉破断前漏えい評価ガイドライン, JSME S NX8-2021, 2021.

高速炉維持規格及びLBB評価ガイドラインの初版発刊後の取り組みとして、高速炉維持規格については、炉内構造物に対する検査要求（炉内構造物検査章）の規格化が進められている。高速炉は軽水炉と異なり、供用期間中検査時においても炉内に燃料を保持した状態であることから崩壊熱除去のためナトリウムを内包、循環させておく必要がある。よって、炉内構造物への接近は容易ではない。そこで、炉内構造物検査章では、システム化規格概念の考え方を取り入れ、機器の設計、製造等での対応を踏まえて、各種のモニタリングを検査手法として取り入れる他、十分な信頼性を有することが確認できる場合には検査を免除する等、柔軟な対応が可能となるよう検討が進められている。

LBB評価ガイドラインについては、次期高速炉の設計条件に応じた適用範囲の拡大検討及び各評価法に関する最新知見の反映が進められている。

<用語解説>

【クリープ現象】：金属材料に高温下で一定の荷重を与えると、変形が時間とともに増加していく現象。高温下で使用される機器を設計する場合、クリープ特性を考慮する必要がある。高速炉規格^(文献4.2.4-30)ではオーステナイト系ステンレス鋼では425°Cを超える場合、フェライト系耐熱鋼では375°Cを超える場合にクリープ特性を考慮した設計を行うことを規定している。

【塑性不安定】：部材に荷重を与えた場合にある閾値以上で部材の急激な剛性低下を伴う変形が発生し、大きな変形を生じること。薄肉円筒の圧縮荷重や曲げ荷重による座屈現象や金属試験片において引張荷重で生じるくびれなどが塑性不安定とされる。

【LBB】：LBBは破断前漏えい(Leak before Break)の略称で、その概念は、内部流体を含む構造物中に欠陥が存在し、それが運転中に進展して貫通に至ったとしても、材料の韌性が十分に高いか、または作用する応力が低ければ、漏えいを検知することにより破断に至る前に適切な対応処置が講じられるとするものである^(文献4.2.4-43)。LBB評価ガイドラインにおける評価では、安定限界亀裂長さ(2ccr)、検知可能亀裂長さ(2cd)、貫通時亀裂長さ(2cp)の3種類の亀裂長さを求める。安定限界亀裂長さは作用荷重により不安定破壊が生じる亀裂寸法であり、検知可能亀裂長さは漏えい検出に用いる設備の性能(検出感度)で検知可能なナトリウムの漏えいが生じる亀裂寸法、貫通時亀裂長さは仮想的な初期亀裂が進展し貫通に至った時点での亀裂寸法である。2ccrが2cd及び2cpよりも長ければ、LBBが成立する。

参考文献

4.2.4-30) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第II編 高速炉規格 2005年版,
JSME S NC2-2005, 2005.

4.2.4-43) 日本電気協会, 原子力発電所配管破損防護設計技術指針, JEAG 4613-1998, 1998.

4.2.5 「常陽」の運転再開に向けて

(1) 「常陽」の経緯と照射施設としての特徴

「常陽」は、高速増殖炉の技術的成立性の確認を目的としたナトリウム冷却型の高速実験炉である。図4.2.5-1に「常陽」の運転履歴と照射試験の実績を示す。1977年4月に増殖炉心(MK-I炉心：熱出力 50 MWt、75 MWt)で初臨界を達成し、プルトニウム増殖比の検証等、高速増殖炉の基本特性に関するデータを蓄積した。その後、高速中性子照射場として活用するため、ブランケット燃料をステンレス鋼製の反射体に置換する等の炉心変更を行った照射試験用炉心(MK-II炉心：熱出力 100 MWt)での運転を1983年から開始し、将来炉で使用する燃料・材料の照射試験を実施してきた。さらに照射試験をより効率的に行うため、中性子束と照射試験用集合体の装荷体数を増加させたMK-III炉心(熱出力 140 MWt)での運転を2003年7月から開始した(文献4.2.5-1 - 4.2.5-5)。

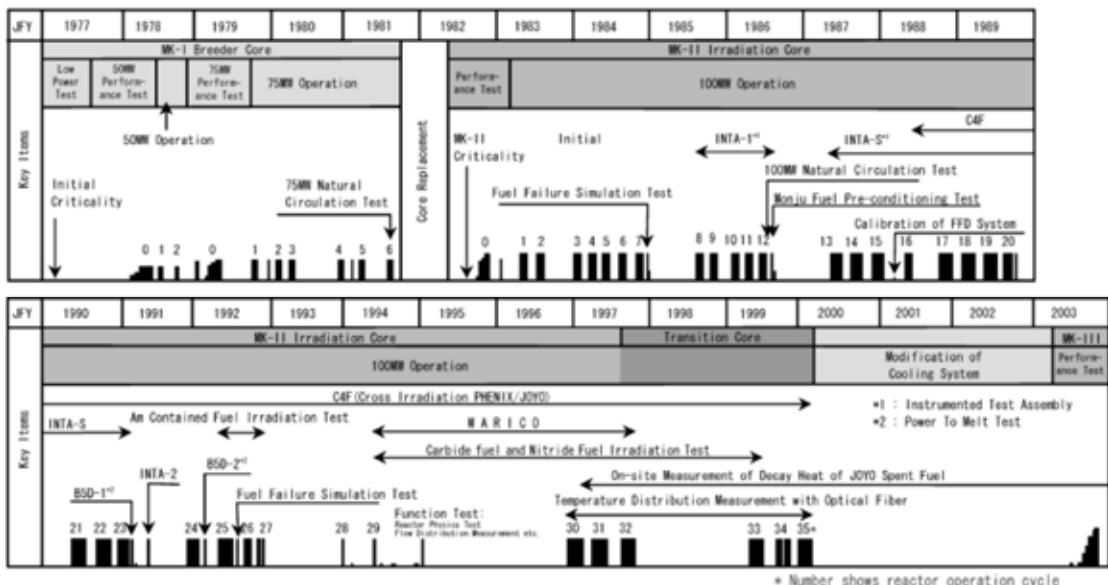


図4.2.5-1 「常陽」運転履歴と照射試験の実績

参考文献

- 4.2.5-1) 伊藤和元ほか、連載講座 高速炉の変遷と現状 第6回 日本の高速炉開発の歴史(I)、日本原子力学会誌、Vol.50, No.1, 2008, pp.44-49.
- 4.2.5-2) 動燃技報、特集「常陽」20周年、PNC TN1340 97-004.
- 4.2.5-3) サイクル機構技報、特集 高速実験炉「常陽」の高度化計画(MK-III計画)と今後の展望、JNC TN1340 2003-005.
- 4.2.5-4) Maeda, Y. et al., Distinguished Achievements of a Quarter-Century Operation and a Promising Project Named MK-III in Joyo, Nuclear Technology Vol.150, 2005, pp.16-36.
- 4.2.5-5) 前田幸基ほか、高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 総合報告書、JNC TN9410 2003-011.

MK-II・III炉心では、もんじゅ及び実証炉用燃料の開発のための照射試験を中心に、線出力密度約 680 W/cm の燃料溶融限界線出力試験（図4.2.5-2）、144 GWd/t を達成した高燃焼度照射試験、MA 含有 MOX 燃料の照射試験（図4.2.5-3）、計測線付実験装置を用いた燃料・材料照射試験等を実施してきた（文献4.2.5-6 - 4.2.5-9）。

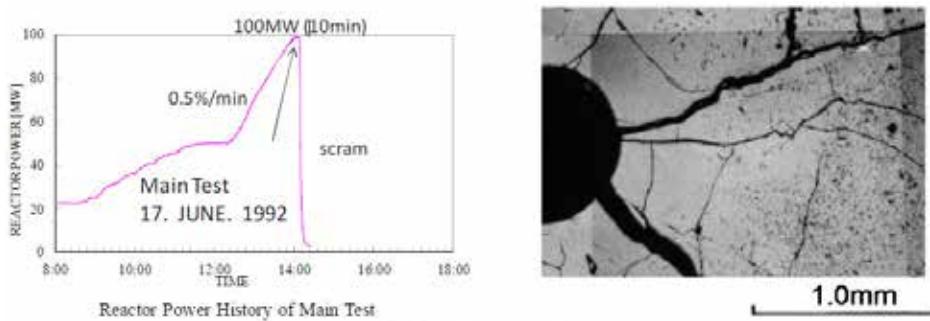


Fig. 13 Result of PTM test in 1992 (main test).

図4.2.5-2 燃料溶融試験時の原子炉出力変化及び照射後ペレット断面観察結果

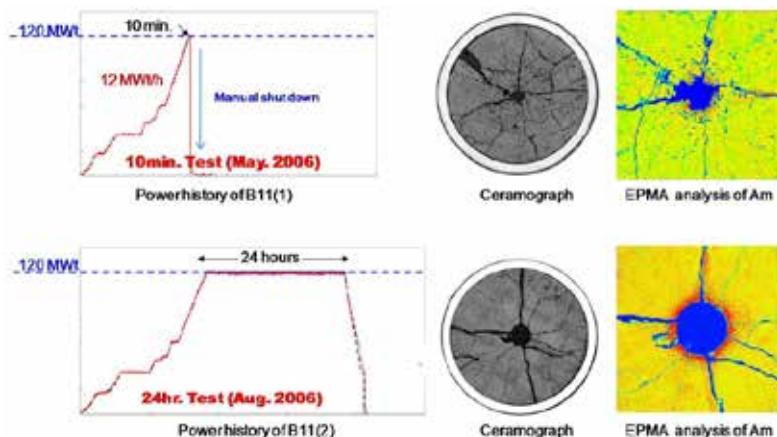


FIG. 19 Reactor power history and PIE results in Am-MOX fuel pins in B11.

図4.2.5-3 MA 含有燃料ピンの照射試験結果

参考文献

- 4.2.5-6) Soga, T. et al., Endeavor to Improve In-Pile Testing Techniques in the Experimental Fast Reactor Joyo, Proceedings of In-Pile Testing and Instrumentation for Development of Generation-IV Fuels and Materials, Norway, 21-24 August 2012, IAEA-TECDOC-CD-1726, 2013, pp.107-122.
- 4.2.5-7) Soga, T. et al., Improvement of Irradiation Capability in the Experimental Fast Reactor Joyo, IAEA-TECDOC-1659 Research Reactor Application for Materials under High Neutron Fluence, pp.99-112.
- 4.2.5-8) 照射センター利用ガイド, JNC TN9450 2002-005.
- 4.2.5-9) 前田茂貴、高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開、2020 年 日本原子力学会 秋の大会企画セッション「今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性」、日本原子力学会 材料部会 Nuclear Materials Letters, 2020 年 12 月 .

これらの照射試験データを将来炉の設計に反映するためには、中性子照射量や照射温度等の照射条件の精度が重要となる。「常陽」では、多重放射化箇法、オフライン型の温度モニタ、照射後試験での燃焼率測定結果との比較により照射条件評価精度を検証し、炉心管理コードシステムの高度化、複雑な照射試験用集合体の構造を考慮した評価が可能なモンテカルロ計算コードの適用性検討、水流動試験による照射試料ごとのナトリウム流量コントロール精度（照射温度精度）の向上等を進め、世界的にも希少な高速中性子照射場として十分な照射条件評価精度を確保している（文献4.2.5-10～4.2.5-13）。

また、プラント試験として、ナトリウムの自然循環による崩壊熱除去の実証（文献4.2.5-14、4.2.5-15）を行う等、実機高速炉プラントの異常時の挙動を含めて、さまざまなデータを蓄積してきた。

「常陽」には、照射後試験施設が併設されており、「常陽」と照射後試験施設の間で、試験用集合体を迅速に移送可能な設備が整備されている。照射後試験施設に設置された特徴的な設備として、燃料集合体内部の健全性を非破壊・高解像度で確認可能な高エネルギーX線CT（Computed Tomography）検査装置（文献4.2.5-16）が開発・整備されている。このX線CT検査装置により、照射途中で試験用燃料をいったん炉内から取り出し、非破壊で燃料ピンやペレットの状態を詳細に確認した後、再度炉内に装荷して照射を継続することも可能であり、図4.2.5-4（次頁参照）に示すように、新型燃料の開発に必要なデータを効率良く、大量に取得することが可能となっている。

参考文献

- 4.2.5-10) 関根隆ほか、高速中性子照射場としての高速実験炉「常陽」のキャラクализーション－照射条件評価技術の現状と今後－、サイクル機構技報 No.6 2000.3, JNC TN1340 2000-001, pp.19-29.
- 4.2.5-11) 大川内靖ほか、「常陽」MK-III炉心管理コードシステム“HESTIA”的開発、JNC TN9400 2002-070.
- 4.2.5-12) 前田茂貴ほか、放射化箇法による「常陽」MK-II炉心の中性子照射量評価の集大成（データ集）、JNC TN9410 2001-005.
- 4.2.5-13) 関根隆ほか、MCNPによる高速炉用MOX燃料の線出力密度の解析精度向上、JNC TN9400 2000-071.
- 4.2.5-14) Sawada, M. et al., Experiment and Analysis on Natural Convection Characteristics in the Experimental Fast Reactor Joyo, Nuclear Engineering and Design, Vol.120, 1990, pp.341-347.
- 4.2.5-15) 鈴木利明ほか、高速実験炉「常陽」における自然循環試験、日本原子力学会誌、Vol.25, No.9, 1983, pp.729-738.
- 4.2.5-16) Katsuyama, K. et al., Three-Dimensional X-Ray CT Image of an Irradiated FBR Fuel Assembly, Nuclear Technology, 2010, Vol.169, pp.73-80.

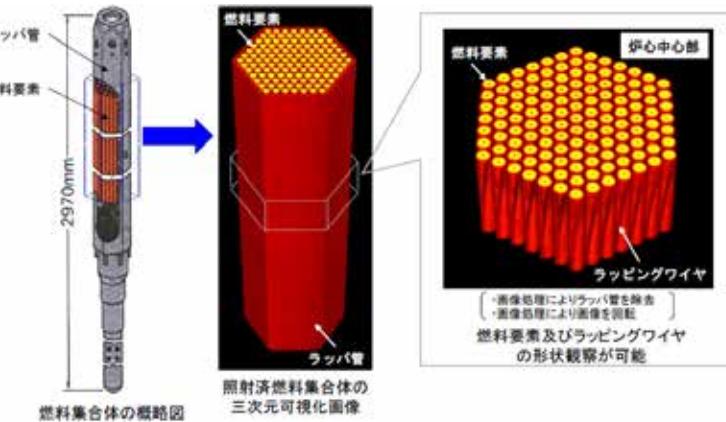


図4.2.5-4 照射済燃料集合体の三次元 X 線 CT 画像

(2) 新規制基準対応

東京電力福島第一原子力発電所の事故後に整備された、新規制基準の対応については、2017年3月に新規制基準への適合性確認のための設置変更許可を申請し、安全性の向上と照射試験性能の確保を両立したMK-IV炉心（熱出力 100 MWt）での運転再開を目指している。

新規制基準への適合に向けた安全対策として、その概要を図4.2.5-5に示すように、大幅に見直しとなった基準地震動に対応するためのナトリウム冷却系配管の耐震補強、ケーブルの難燃化等の火災対応、多量の放射性物質等を放出する事故の発生を想定した炉心損傷防止措置・格納容器破損防止措置の追加等を行う。

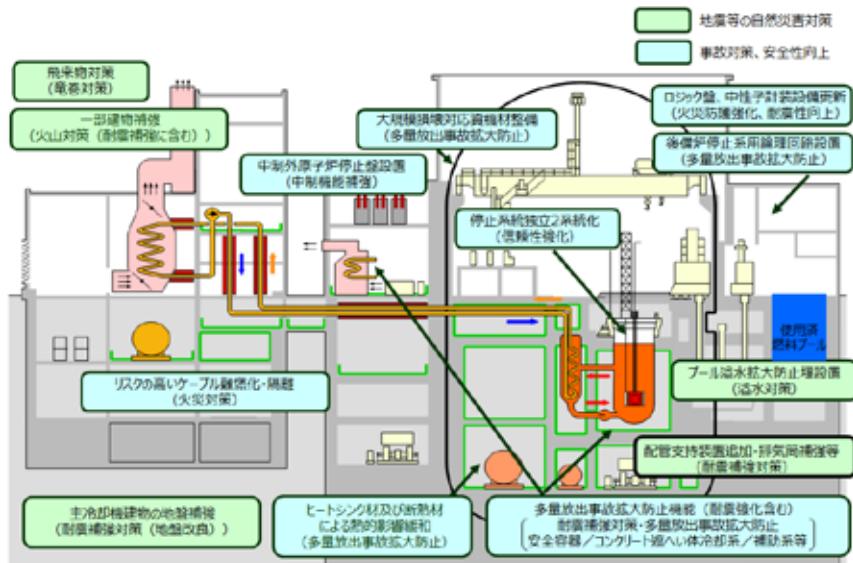


図4.2.5-5 新規制基準対応の概要

特に多量の放射性物質等を放出する事故時の溶融炉心や即発再臨界挙動に関しては、原子力機構が開発を進めてきた SIMMER コード・SAS4A コード等を用いて、炉心燃料の溶融開始（起因過程）から、全炉心への炉心溶融の拡大（遷移過程）、ナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生、その後の溶融燃料等の再配置と冷却過程を評価し、その妥当性が原子力規制委員会の審査でも確認された（文献4.2.5-17）。この成果は、今後、ナトリウム冷却型の革新炉開発・安全性評価を進めていく上で、貴重な成果である。

(3) 革新炉開発・医療用 RI 製造への対応

今後想定される革新炉開発に関する多様な照射ニーズに対応するため、照射実績の少ない新型燃料の照射を可能とするキャプセル型の照射装置（文献4.2.5-6、4.2.5-7、4.2.5-9）

を開発・実用化している。さらに、中性子エネルギー等の照射条件範囲の拡大にむけて、図4.2.5-6に示すように、ステンレス鋼製の反射体領域にベリリウム等の中性子減速材を装荷した中低速中性子照射場を設け、軽水炉の中性子スペクトルを模擬（文献4.2.5-7、4.2.5-9）した照射試験も可能としている。

さらに、近年、「常陽」が有する高速中性子から中低速中性子までの幅広い中性子

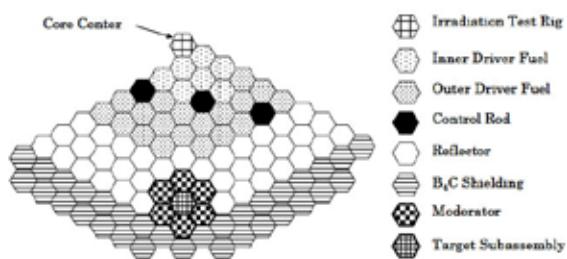


FIG.11. Slow neutron irradiation field (1/3 core model).

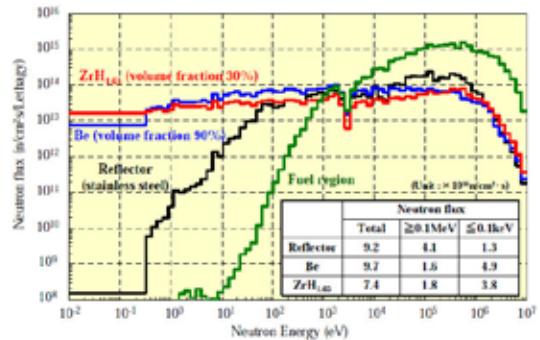


FIG.12. Comparison of neutron spectrum.

図4.2.5-6 中低速中性子照射場評価モデルと中性子スペクトル分布

参考文献

- 4.2.5-6) Soga, T. et al., Endeavor to Improve In-Pile Testing Techniques in the Experimental Fast Reactor Joyo, Proceedings of In-Pile Testing and Instrumentation for Development of Generation-IV Fuels and Materials, Norway, 21-24 August 2012, IAEA-TECDOC-CD-1726, 2013, pp.107-122.
- 4.2.5-7) Soga, T. et al., Improvement of Irradiation Capability in the Experimental Fast Reactor Joyo, IAEA-TECDOC-1659 Research Reactor Application for Materials under High Neutron Fluence, pp.99-112.
- 4.2.5-9) 前田茂貴、高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開、2020 年 日本原子力学会 秋の大会企画セッション「今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性」、日本原子力学会 材料部会 Nuclear Materials Letters, 2020 年 12 月 .
- 4.2.5-17) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況、令和4年度 第14回 原子力規制委員会、2022年6月1日 .

照射能力と、照射試験用集合体を用いた大きな照射容量という特徴を活かした医療用 RI 製造への期待が高まっている。

特に、高いガン治療効果への期待から世界的にも注目されている Ac-225 は、現状では
U-233 (α 崩壊、半減期：約 16 万年)
→Th-229 (α 崩壊、半減期：約 7900 年)
→Ra-225 からの β 崩壊

で生成しているため、世界的にも生成量が極めて少なく、利用可能な国も限られ、日本での治療研究が進まないことが課題となっている。このため、Ac-225 の国産化・ガン治療への適用を目的として、「常陽」の高速中性子を用いた核反応 (Ra-226 (n, 2n) Ra-225、 β 崩壊 → Ac-225) による Ac-225 の製造が強く期待されている（文献4.2.5-18, 4.2.5-19）。原子力機構では、図4.2.5-7 に示すように、RI の分離・分析技術も有しており、隣接する照射後試験施設の機能も含め、機構が有する多様な技術を統合・応用して医療用 RI 製造技術開発にも取り組んでいく計画である。

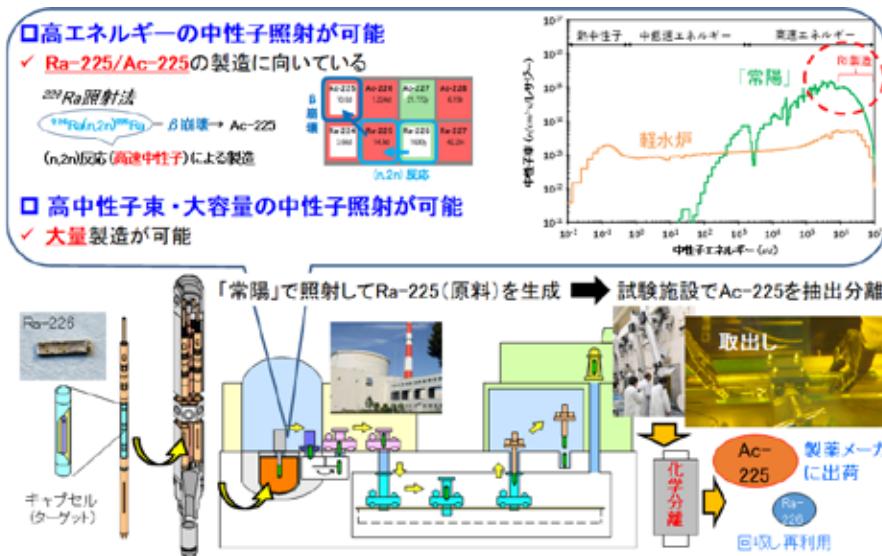


図4.2.5-7 「常陽」と照射後試験施設を用いた Ac-225 製造

参考文献

- 4.2.5-18) 前田茂貴ほか、「常陽」を用いた α 内容療法向け 225Ac の生成、エネルギーレビュー 2022 年 10 月号、pp.19-22.
4.2.5-19) 前田茂貴、高速実験炉「常陽」による Ac-225 生成、核医学・工学シンポジウム がんを制する人工核種をつくる、2021, <https://www.nuc.tcu.ac.jp/18545/>

4.2.6 燃料サイクル関連研究

日本原子力研究開発機構（JAEA）では、これまでに高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）プロジェクトにおいて、高速増殖炉の燃料サイクル技術を確立するため、MOX燃料製造及び先進湿式法再処理に関する開発を進めてきた。本章では、主な燃料サイクル関連研究の対象として、上記開発の概要を紹介する。

(1) MOX燃料製造技術開発

JAEAは、1966年からMOX燃料製造技術の開発を行っており、その開発成果をもとに新型転換炉「ふげん」、高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」等のために累積173トンのMOX燃料を製造している（文献4.2.6-1）。

図4.2.6-1（次頁参照）の左図は現行のMOX燃料製造のプロセスフロー図であり、原料であるMOX粉とウラン酸化物粉末を粉碎混合することによりPu富化度を調整、造粒により流動性を改善、成型工程でペレット形状とした後、焼結工程で密度を高める。焼結後のペレットは燃料ペレット検査工程で寸法や外観について検査し、合格したものを製品ペレットとしている（文献4.2.6-2）。

高速炉燃料の経済性向上のため、将来の高速炉燃料では、太径中空MOX燃料の導入や高燃焼度化が計画されている。これらの計画に対応するため、燃料製造技術開発では、中空ペレットの検査技術や、被覆管内面腐食防止の目的でMOXペレットの酸素-金属原子数比（O/M）を1.97以下に調整する技術の開発を進めている（文献4.2.6-3）。また、燃料ペレット検査工程で発生する不合格ペレット等を粉碎し、乾式回収粉として再利用するための乾式リサイクル技術の開発も進めており（文献4.2.6-2）、燃料製造技術の高度化に取り組んでいる。

環境負荷低減の観点から、将来の高速炉で使用するMOX燃料へのマイナーアクチニド（MA）の添加が計画されている。MOX燃料の製造設備は現在グローブボックス内に設置されて

参考文献

4.2.6-1) JAEAホームページ <https://www.jaea.go.jp/04/ztokai/summary/center/plutonium/>

4.2.6-2) Tomoomi SEGAWA, Kazuya YAMAMOTO, Takayoshi MAKINO, Hidetoshi ISO, Koichi KAWAGUCHI, Katsunori ISHII, Hisato SATO, Tomonori FUKASAWA, Kunihiro FUKUI,
“Technological development of the particle size adjustment of dry recovered powder”,
Proceedings of the Global 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, 738-745.

4.2.6-3) Tomoomi SEGAWA, Masahiro NISHINA, Shinya NAKAMICHI, Koichi KAWAGUCHI and Katsunori ISHII,
“Development of Simplified Fuel Fabrication Technology for fast reactors”,
International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future
(FR22), Vienna, Austria, 19-22 April 2022.

いるが、MAの添加率が大きくなると作業員の被ばく量が増加するため、セル内の設備による遠隔製造に移行せざるを得なくなる。セル内の製造設備に停止や故障が発生した場合、作業員が接近して保守することは困難なため、マニプレーター等を用いて遠隔保守する技術の開発を進めている。また、MAからの発熱は大きいため、燃料製造機器を強制空冷等の適切な方法で冷却し、MOX燃料ペレットや被覆管の表面等を制限温度以下とする必要がある（文献4.2.6-4）。

さらに、高速炉燃料製造プロセスの経済性向上のため、JAEAでは簡素化ペレット法の開発を進めている。簡素化ペレット法のプロセスフロー図は図4.2.6-1の右図に示されており、硝酸プルトニウムと硝酸ウラニル溶液の混合によるプルトニウム富化度調整、転動造粒によるMOX



図4.2.6-1 MOX燃料製造のプロセスフロー図（現行工程及び簡素化ペレット法）

参考文献

- 4.2.6-4) Takashi NAMEKAWA, Yoshikazu YAMAD, Akihiro KITAMURA, Tatsuya HOSOGANE, and Koichi Kawaguchi, “Handling Technology of Low Decontaminated TRU Fuel for the Simplified Pelletizing Method Fuel Fabrication System”, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), Kyoto, Japan, 7-11 December 2009.

粉末の流動性向上、及びダイ潤滑成型技術の導入により、粉末を取り扱う工程を削減し、プロセスの簡素化を目指している（文献4.2.6-2）。

加えて、MOX燃料製造技術のベースである粉体工学やセラミックス工学の分野では、表面改質による粉末付着防止技術（文献4.2.6-5）や焼結時間を大幅に短縮できる可能性がある放電プラズマ焼結（文献4.2.6-6）等の革新技術の研究が進んでおり、これらの革新技術をMOX燃料製造プロセスに適用するための基盤研究も行っている。

(2) 先進湿式法再処理

先進湿式再処理法（The process of New Extraction System for TRU Recovery（NEXTプロセス））の概略工程を図4.2.6-2（次頁参照）に示す。本プロセスは、湿式再処理法をベースとし、いくつかの革新的技術を導入した先進的な再処理システムである（文献4.2.6-7）。

本再処理法のヘッドエンド工程では、燃料集合体からラッパ管を取り出し、燃料ピン束を一般的なせん断長さよりも短い1mm程度の長さにせん断する。これまでに砥石でラッパ管を切断解体する機械的手法を工学規模装置で評価し、その技術的成立性を確認した（文献4.2.6-8）。燃料ピン束のせん断では、高濃度のUを効率的に溶解させるために、短尺でのせん断により燃料の粉碎割合を大きくしている。この短尺せん断機は軽水炉使用済燃料の再処理で既に使用されている水平せん断方式を適用可能である。

参考文献

- 4.2.6-2) Tomoomi SEGAWA, Kazuya YAMAMOTO, Takayoshi MAKINO, Hidetoshi ISO, Koichi KAWAGUCHI, Katsunori ISHII, Hisato SATO, Tomonori FUKASAWA, Kunihiro FUKUI, “Technological development of the particle size adjustment of dry recovered powder”, Proceedings of the Global 2019, Seattle, WA, September 22–27, 2019, 738–745.
- 4.2.6-5) 鈴木道隆、吉川真央、飯村健次、佐藤根大士、石井克典、“ナノ粒子塗布による粉塵付着防止”、粉体工学会誌、50（2013），405–409.
- 4.2.6-6) Olivier GUILLOU, Jesus GONZALE-JULIA, Benjamin DARGATZ, Tobias KESSE, Gabi SCHIERNIN, Jan RATHEL and Mathias HERRMANN, “Field-Assisted Sintering Technology / Spark Plasma Sintering: Mechanisms, Materials, and Technology Developments”, Advanced Engineering Materials,16 (2014), 830–849.
- 4.2.6-7) Tadahiro WASHIYA, Tsutomu Koizumi and Tomozo KOYAMA, “FaCT Phase-I Evaluation on the Advanced Aqueous Reprocessing Process (1) - Summary of the Advanced Reprocessing Technology Development”, Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 392040 (2011).
- 4.2.6-8) Masayuki TAKEUCHI, Toru KITAGAKI, Hidetoshi HIGUCHI, Mineo FUKUSHIMA, Tadahiro WASHIYA and Tsuguyuki KOBAYASHI, “FaCT Phase-I Evaluation on the Advanced Aqueous Reprocessing Process (2) - Development of Mechanical Disassembly and Short Stroke Shearing Systems for FBR Fuel Reprocessing -”, Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 392040 (2011).

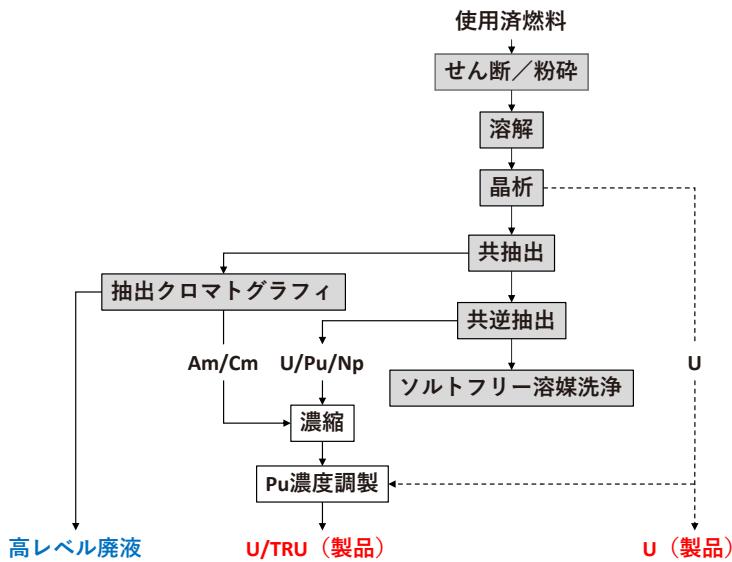


図4.2.6-2 先進湿式再処理法（NEXTプロセス）の概略フロー

剪断片中の燃料は硝酸に溶解され、後工程の晶析工程の導入に必要な高 U 濃度の溶解液を得る。この溶解装置には臨界管理と溶解性能の確保の観点から、回転ドラム型連続溶解槽を使用する。使用済「常陽」燃料を用いたホット試験や工学規模での U 試験等により様々な評価を行い、高 U 濃度溶解への対応に大きな課題がないことを確認した（文献4.2.6-9）。

溶解液中に含まれる U の多くは、晶析法により回収される。本法は分離試薬を使用しない分離技術であることが特徴の一つであり、溶液の温度を低温に制御することにより、硝酸ウラニル六水和物（UNH）結晶として U を固体状態で回収する。晶析後の溶解液中に含まれる U と Pu の比率を炉心燃料組成と同等に制御するため、約 70% の U を溶解液から回収することが必要となる。晶析装置は、連続処理、臨界管理、結晶の取り扱い等の観点からロータリーキルン型が最適と判断し、その運転安定性を試験により確認した（文献4.2.6-10）。晶析工程に

参考文献

- 4.2.6-9) Hirotomo IKEUCHI, Kiyomichi KATSURAI, Yuichi SANO and Tadahiro WASHIYA, "FaCT Phase-I Evaluation on the Advanced Aqueous Reprocessing Process (3) - Highly effective dissolution technology for FBR MOX fuels -", Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 392227 (2011).
- 4.2.6-10) Atsuhiro SHIBATA, Kimihiko YANO, Yuji SANBONMATSU, Masaumi NAKAHARA, Masayuki TAKEUCHI, TadahiroWASHIYA, Masanobu NAGATA, and Takahiro CHIKAZAWA, "FaCT Phase I Evaluation on the Advanced Aqueous Reprocessing Process (5) - Research and Development of Uranium Crystallization System -", Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 391745 (2011).

おける U、Pu、FP の挙動はホット試験により検討・評価したが、固体不純物として同伴する FP 元素の除染係数 (DF) 向上について改善の余地が残されている。

共抽出法では、軽水炉再処理で実績のある溶媒抽出法である PUREX 法をベースに、1 サイクルのフローシートで Pu、U 及びネプツニウム (Np) を分離・回収する概念としている。この溶媒抽出プロセスには、コンパクトでホールドアップ量が少なく、高い分離性能を有する遠心抽出器の適用を検討している。これまでに実験室規模の遠心抽出器を用いたホット試験により、U、Pu、Np の良好な回収率及び FP の DF を得るとともに、工学規模試験により、遠心抽出器による抽出性能や機器耐久性等を確認した（文献4.2.6-11）。

続いて、溶媒抽出工程のラフィネートからは、抽出クロマトグラフィにより 3 価のマイナーアクチニド (MA) として、アメリシウムやキュリウムを分離回収する。この方法は、溶媒抽出よりも廃液量や処理コストの面で優れていますと評価している。実ラフィネートからの MA 回収試験（文献4.2.6-12）をはじめ、これまでに幾つかの評価でプロセスや安全性のデータが蓄積されているが、安全で堅牢なシステムの確立とともに、MA 回収率の向上や FP 元素の DF について今後改善を図る必要がある。また、この抽出クロマトグラフィによる MA 分離技術を利用して、小規模の MA 分離変換サイクルの実証研究を進めている（文献4.2.6-13）。本研究の概要を図 4.2.6-3（次頁参照）に示す。この研究では高速炉照射済燃料から MA を分離回収し、MA 含有 MOX 燃料として製造し、高速増殖炉実験炉「常陽」で炉内照射することにより、照射済燃料に含まれる MA 同位体の変換挙動を評価する。照射済燃料からグラムスケールの MA を回収し、高速炉内の変換挙動を評価する一連の実証研究は、放射性廃棄物の減容化や有害度の低減を実現する上で、世界的に貴重な知見を与えるものとなる。

参考文献

- 4.2.6-11) Yoshikazu Koma, Hideki Ogino, Atsushi Sakamoto, Hiroki Nakabayashi, Atsuhiro Shibata, Masaumi Nakahara, Tadahiro Washiya, “FaCT Phase-I Evaluation on the Advanced Aqueous Reprocessing Process (4), Solvent Extraction Simplified for FBR Fuel Reprocessing”, Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 391547 (2011).
- 4.2.6-12) Sou Watanabe, Tatsuya Senzaki, Atsuhiro Shibata, Kazunori Nomura, Yoshikazu Koma and Yasuo Nakajima, “MA Recovery Experiments from Genuine HLLW by Extraction Chromatography”, Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 387433 (2011).
- 4.2.6-13) Masayuki TAKEUCHI, Yuichi SANO, Sou WATANABE, Masaumi NAKAHARA, Haruka AIHARA, Hirohide KOFUJI, Tsutomu KOIZUMI, Tomoyasu MIZUNO, “ Minor actinides recovery from irradiated fuel for SmART cycle test ” , ICAPP2017 (2017)



図4.2.6-3 小規模 MA 分離変換実証研究の工程フロー

最後に再処理工程で金属塩を含む試薬を極力排除するソルトフリー技術は、廃棄物の総量を大幅に削減する可能性を有している。すなわち、試薬のソルトフリー化により、廃液の濃縮効率を高めることで、各種廃液をガラス固化可能な高レベル廃液（HLLW）と海洋放出可能な極低レベル廃液（VLLW）に二極化できる可能性がある。本開発においては溶媒洗浄試薬として、現在使用されている水酸化ナトリウムと炭酸ナトリウムの代替に炭酸ヒドラジンとシュウ酸塩の適用性を確認するとともに、電解酸化による分解条件等を検討しているが（文献4.2.6-14）、さらなる実験データの収集が必要である。

4.3 今後の開発に向けて

4.3.1 今後の高速炉研究開発の課題

4.3.1.1 高速炉開発に関する国での議論

2022年7月29日に開催された高速炉開発会議・戦略ワーキンググループでは、高速炉には従来からのニーズである、資源の有効利用、放射性廃棄物の減容・有害度低減、ベースロード電源としての利用に加え、新たな社会ニーズとしてカーボンニュートラル社会への貢献、経済安全保障の強化、再生可能エネルギーとの共生、医療等の他分野への貢献、等に応える必要があることが示され、議論がなされた。同ワーキンググループでは、「高速炉開発戦略ロードマップ」の改訂案が2022年9月26日の第19回会合にて示され、第6回高速

参考文献

- 4.2.6-14) Yuichi SANO, Naoya KAJI, Atsuhiro SHIBATA, Masayuki TAKEUCHI and Tadahiro WASHIYA, “Salt-Free Technique for Solvent Washing Process in NEXT Process”, Proceedings of The 10th international conference, GLOBAL 2011, Paper No. 387558 (2011).

炉開発会議を経て、国の高速炉開発方針として原子力関係閣僚会議（2022年12月23日）により決定、公開^(文献 4.3.1-1)された。

また、2022年7月29日に開催された第4回 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 革新炉ワーキンググループにおいて、図4.3.1-1に示すとおり、高速炉の導入に向けた技術ロードマップがとりまとめられた。また、革新炉開発の課題として、開発のマイルストーンが不明確であること、開発リソースの不足、革新炉開発の事業環境の不備、開発の司令塔組織強化の必要性、サプライチェーンの維持・強化の必要性、等が指摘された。

導入に向けた技術ロードマップ[®]（高速炉）

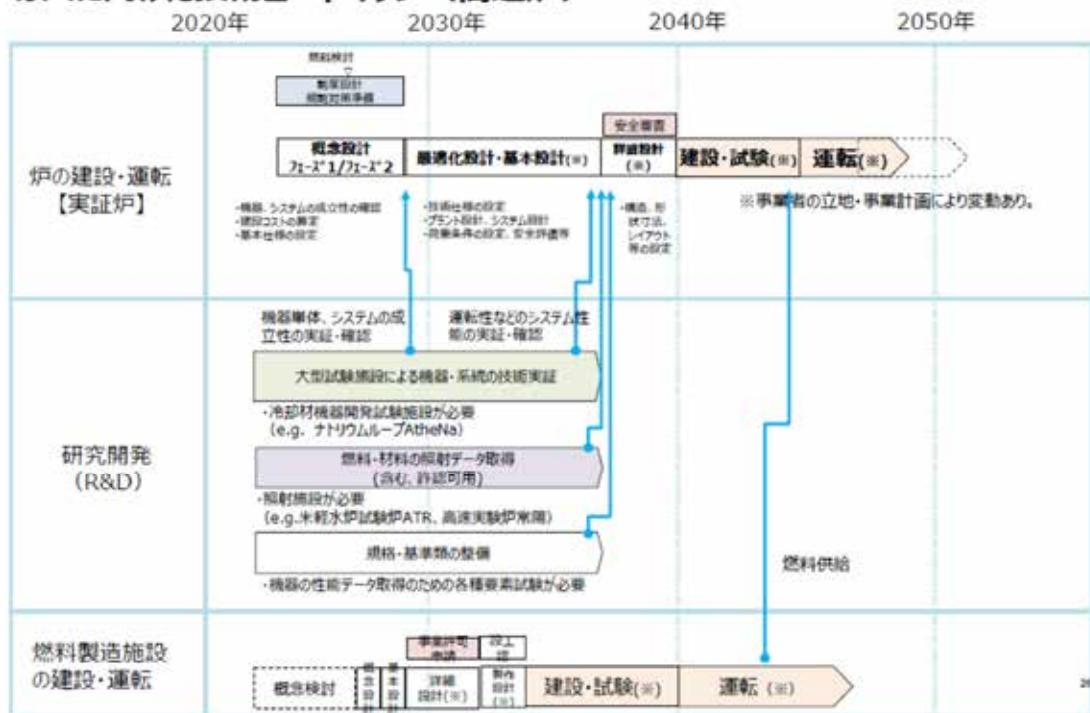


図4.3.1-1 革新炉WGにおける高速炉の技術ロードマップ

参考文献

4.3.1-1) 内閣官房、原子力関係閣僚会議（第10回）

https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kakuryo_kaigi/dai10/gijisidai.html

議事概要：https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kakuryo_kaigi/dai10/gijigaiyou.pdf

4.3.1.2 高速炉研究開発の方向性

(1) 主幹電源としての高速炉

国での高速炉開発戦略ロードマップでは、高速炉に求められる機能として、軽水炉に置き換わる大容量の主幹電源、放射性廃棄物の減容・有害度低減、ウラン資源の有効利用、を主たる機能として設定し議論が進んでいる。将来、大容量・安価な電源＝単基出力が大きく経済性の高い主幹電源としての高速炉の機能、及び軽水炉の長年にわたる運用により蓄積された使用済み燃料、その再処理後の高レベル廃棄物の減容・有害度低減は将来日本に必要不可欠な機能であり、主幹電源としての高速炉開発は重要である。

(2) 新たな社会ニーズに対応する高速炉

一方、前述の国での議論を受けて高速炉の開発では、従来の資源有効利用・廃棄物減容と有害度低減に向けた主幹電源としての開発という従来の開発の方向性に加え、以下のような機能を備える、または選択肢として持ちうるプラント概念についても研究開発の必要性がある。

①安全性の強化

実用炉として多数基が設置されることを考慮し、国際的に議論が進む第IV世代炉としての安全性を備えること。また、小型炉心ゆえの安全性向上策を活用した安全性に優れる小型炉の検討についても研究開発が求められる。

②MA燃焼の早期実用化

MA燃焼を含めた放射性廃棄物減容・有害度低減は主幹電源としての高速炉機能に含まれられているが、当面、軽水炉による原子力利用が継続されること、蓄積した使用済み燃料の処理・処分に高速炉の活用が期待できることから、主幹電源としての高速炉の本格活用前に、高速炉による放射性廃棄物減容・有害度低減への貢献、つまりMA燃焼処理について早期に実証することが求められている。

③機動性の確保

再生可能エネルギーと共生し、カーボンニュートラルに貢献するため、原子炉出力の多様化に加え、電気出力を再生可能エネルギーの変動出力に追随して機動的に変化可能な機能を備えること。原子力発電では、発電コストの多くを資本費(=プラントの建設費)が占め、単純な出力調整運転では経済性が悪化することから、蓄熱等の技術を適用し、調整電源としても経済性を確保可能な技術開発が求められる。

④医療等の他分野への貢献

エネルギー供給以外に高速炉が貢献できる機能として、炉心の高速中性子場を利用したAc-225等の医療用RIの製造が候補となる。それらを安定的に大量生産することにより、国民の健康・福祉に貢献できる。

⑤経済安全保障の強化

核燃料サイクルを国内で完結させることに加え、高速炉サイクル技術のサプライチェーンを国内に整備することにより、エネルギーの安全保障を強化する。

また、原子力小委員会 革新炉 WG の「技術ロードマップ」にはもんじゅに続く「実証炉」は 2045 年頃の運転開始が示されているものの、上記のカーボンニュートラルへの貢献はより早い実現を求められていること、高速炉のサプライチェーンにも脆弱性があり、その再構築には炉建設プロジェクトが必要とされることから、2045 年より早い段階での研究炉を含めた新規高速炉の運転が求められる状況である。高速炉開発戦略ロードマップについては今後も継続して改訂・具体化がなされるものと考えており、これらの新しい機能についても検討を深めるべきと考えている。

(3) 高速炉研究開発の方向性

前項まで検討状況を受け、高速炉開発の方向性をまとめる。

① 基幹電源炉としての大型高速炉の開発

原子力を持続的に活用するためには、経済性を有する発電、核燃料サイクルによる燃料供給の持続性および放射性廃棄物の減容・有害度低減を同時に達成可能な原子力システムが必要である。その中核となる原子炉が高速炉であり、基幹電源として大型高速炉を実用化することが必要不可欠である。

② 高速炉の多目的な利用技術の開発

・発電の機動性を有し調整電源とできる高速炉

高速炉は軽水炉に比較して運転温度が高く、蓄熱設備と組合せることにより日負荷追従の出力調整運転に比較して発電出力の機動性を大幅に高められる可能性がある。また、原子力発電はその発電コストを資本費が占める割合が高く、原子炉出力は 100% を保つことが経済性の上では望ましいこと、電力市場で電力価格が高い時間帯に多く発電することにより収入が増加すること、等により経済性も向上する要素がある。米国 TerraPower 社が開発する Natrium 炉は溶融塩蓄熱システムを高速炉と組合せて火力発電に替わる調整電源として運用する計画であり、それを具現化しつつある。

一方、蓄熱設備は太陽熱発電で実用化済の大容量の技術である溶融塩による蓄熱が候補技術となる。しかしながら、大型炉で実現するためには蓄熱設備が巨大となることから、中・小型炉が中心になると考えられ、その最適化は研究課題である。

・高速中性子場を利用した RI 製造

医学研究の発達により放射性同位体（RI）を医療に活用し、検査やがん等の疾病治療に利用する研究が進んでいる。特に近年期待されているのが Ac-225 を利用したがん治療

があり高い治療効果を示す研究結果もある。Ac-225は加速器でも生産できるものの生産効率が低いことから、生産方法が治療法の一般化への障害となっている。高速炉の炉心ではエネルギーレベルの高い中性子束が高いフランクスレベルで発生することから、Ac-225の生産を飛躍的に効率化する可能性を秘めている。

・MA燃焼の早期実証

MA燃焼による放射性廃棄物の減容・有害度低減は高速炉サイクルに期待される機能である。ただし、現状の開発工程ではその技術実証は実証炉の運転開始後に徐々にMAを添加した燃料集合体の試験照射を進めていく計画であり、実証は今世紀後半になることが予想される。照射機能の拡大を含め工程の加速についても検討を進める。

4.3.2 原子力機構の役割と課題

高速炉開発に関する原子力機構の役割は、高速炉開発に必要な技術基盤の提供として、民間では研究開発が難しい燃料技術、安全性向上技術、規格基準類、及び照射試験やナトリウム試験を含む試験設備の提供である。

現在、高速炉実用化に向けて表4.3.2-1～3に示す研究開発課題があり、その内下線で

表4.3.2-1 高速炉の開発に必要な研究開発と基盤整備 1. 安全性向上技術

技術開発項目	技術内容	
	開発・試験研究	実証・性能確認方策
受動的炉停止系開発	キュリー点式電磁石の特性を用い炉心温度上昇時に制御棒を切り離す機構を開発 ・キュリー点式電磁石・制御棒保持機構開発済	・常陽での信頼性実証試験実施済
自然循環の直接炉心冷却系開発	炉内自然循環+2次系ループ自然循環+空気自然通風による崩壊熱除去（仏と共同試験） ・評価技術を開発してNa試験で妥当性確認済 ・評価技術の追検証・高度化 （水流動試験：PHEASANT、Na試験：PLANDEL） ・米FFTF、EBR-II、仏Phenixデータの活用	・より大きな体系での性能確認試験 （大型Na試験：AtheNa、新機能実証試験施設）
シビアアクシデント緩和技術・炉内終息技術	内部ダクト付集合体による溶融燃料早期炉心外排出+コアキャッチャでの冷却（カザフ・仏協力） ・内部ダクト付集合体の構造開発（製作試験） ・性能評価（解析） ・水流動試験（水流動試験：新設、Na試験：CCTL） ・コアキャッチャ構造の開発 ・事象評価技術の確立（Na試験：MELT）（仏とコード開発）	・炉内照射試験（新機能実証試験施設） ・事故後冷却実証試験（大型Na試験：AtheNa）
大容量蒸気発生器でのNa-水反応抑制技術	高感度のNa中水素計による監視+Naへのナノ粒子分散による化学反応抑制 ・センサー開発 ・性能試験（Na試験：グローバル施設、仏協力） ・ナノ粒子製作技術開発 ・Na-水反応試験（Na試験：SWAT-2R）	・総合実証試験（Na試験：SWAT-3R）
Na燃焼対策、放射性物質移行評価法、確率論的安全評価	Na燃焼や事故時放射性物質挙動に係る重要挙動について評価の不確かさを低減（米協力） 確率論的安全評価を設計に反映するため、手法・信頼性データベースを高度化（米・仏協力） ・放射性物質挙動/エアロソル挙動試験（Na試験：新設） ・手法開発、信頼性データベース拡充	・重要挙動に着眼した試験で評価法の妥当性確認 ・実機の建設・運転により実績を重ねる
規制に必要な基盤知見整備	合理的なナトリウム冷却高速炉特有の安全要件を構築し、規制に必要な基盤知見を整備 ・国際標準の安全要件/設計ガイド構築 （GIF、IAEA枠組下で標準化活動を主導、参画）	・日本の規制機関との対話

示す課題に関して原子力機構で主に研究開発を進めるべきと考えている。今後、国と連携しながらこれらの研究開発に取り組み、高速炉の実用化にむけて進めていきたい。

表4.3.2-2 高速炉の開発に必要な研究開発と基盤整備 2. 経済性向上技術

技術開発項目	技術 内 容	
	開発・試験研究	実証・性能確認方策
大型原子炉容器の開発	大型高速炉へ対応する大径原子炉容器の開発（構造・製作性、耐熱性、流動安定性）	
	・大径薄内容器の製作手法開発	・部分試作試験等
	・大径の遮蔽プラグ開発（仮と情報交換）	・遮蔽プラグ実証試験（大型Na試験：AtheNa）
	・炉壁冷却系の開発（水試験）	・炉壁冷却実証試験（大型Na試験：AtheNa）
大容量蒸気発生器の開発	・スケール流動試験（水試験）	・大スケール水流動試験（水試験）
	高強度伝熱管採用により一体貫流型とし、コンパクト化を図る	
炉心の高燃焼度化	・機器開発	・総合実証試験（大型Na試験：AtheNa）
	放射線耐性・高温強度が高い被覆管材料（ODS鋼）と太径中空燃料ペレットにより高燃焼度化	
	・高燃焼度燃料の照射データ蓄積、長寿命炉心材料開発（照射試験：常陽、米（TREAT炉）・仏協力）	・照射知見の蓄積（常陽、新機能実証試験施設）
高温強度に優れる構造材料の開発	・長寿命制御棒開発（大型Na試験：AtheNa、照射試験：常陽）	
	316FR鋼、改良9Cr-1Mo鋼に対して60年設計を可能とするための材料強度基準を開発・規格化	
構造設計基準の開発	・材料試験データ取得中（材料試験、仮との共同試験）	・民間規格として設計基準化
	高温下での各種構造の設計評価手法開発、設計基準の構築	
合理的な保守基準構築と保守手法開発	・薄肉大口径容器の座屈試験、等	
	Na冷却炉の特性を考慮した保守基準の確立と、それに対応するNa中可視化等の保守手法開発	
	・米機械学会でのJAEA提案の保守基準の発行	・国内の保守基準へ展開し規格化
	・検査装置開発（仏協力等、水中試験、Na試験：保全技術開発ループ）	・総合実証試験（Na試験：AtheNa）
プラント設計支援手法開発	開発知見を集約した知識ベースとAIにより短期間で設計最適化する手法（ARKADIA）の開発	
	・ナレッジベース、核・熱・構造統合モジュール等高度シミュレーション、AIによる設計支援実証	
	AI設計最適化など各種構成モジュールとプラットフォームの開発	（新機能実証試験施設設計への適用実証含む）

表4.3.2-3 高速炉の開発に必要な研究開発と基盤整備
3. 環境負荷低減性 4. 資源有効利用性 5. 核拡散抵抗性 6. 柔軟性

技術開発項目	技術 内 容	
	開発・試験研究	実証・性能確認方策
MA燃焼	MAの分離手法・添加燃料を開発し、高速炉による照射で放射性廃棄物減容・有害度低減を実証	
	・MA分離手法は実験室レベルで開発済	・ピンレベル照射試験データ蓄積（常陽）
	・工学試験レベルのMA分離手法開発（セル施設）	・集合体レベル照射試験（新機能実証試験施設）
	・MA添加燃料の製造（セル内燃料製造施設）	
	・ピンレベル試験照射試験（常陽）	
再生可能エネルギー（再生エネ）との協調に向けた蓄熱装置による調整電源機能	変動再エネの負荷変動に追随して出力調整可能な、溶融塩蓄熱・発電設備と接続する技術開発（蓄熱装置、発電システムは太陽熱発電技術から導入）	
	（米協力の可能性）	
	・Na・溶融塩熱交換器開発（大型Na試験：AtheNa）	・原子炉と蓄熱・発電システムを接続・運転し実証（新機能実証試験施設）
	・Na・溶融塩化学反応試験（Na試験：クローフィックス施設）	
高速中性子照射技術開発	・熱利用システムと高速炉接続の安全論理構築	
	医療用等、RI製造等のニーズに応えるため、RI照射技術、RI精製技術の開発、連続供給体制構築	
	・照射試料荷・取出機開発（モックアップ試験）	・照射運転でのRI等製造（常陽、新機能実証試験施設）
原子力高度化に向けたハイエーション技術の研究	・RI精製技術開発	・RI精製・生産設備の運用
	・地震の入力動を大幅に低減し、立地に依存しないプラント標準化に貢献する浮体免震技術	
	・燃料製造プロセスを大幅に簡素化し、燃料製造コスト低減に貢献する3Dプリント技術による燃料製造技術	

第5章 高温ガス炉（HTGR）の研究開発 (西原哲夫、角田淳弥)

5.1 高温ガス炉の特長

高温ガス炉は 950°C の高温の熱を供給可能な原子炉であり、水素製造、高効率発電、化学・石油プラントでの熱利用、低温排熱を利用した海水淡化、地域暖房など、多様かつ高効率の熱利用が期待されている（図5.1-1参照）。また、図5.1-2に示すように、耐熱性に優れるセラミックス被覆燃料、熱容量が大きい黒鉛構造材、冷却材に化学的に安定なヘリウムガスを用いることで、電源や冷却材が喪失するような過酷な状況においても、燃料溶融や環境への放射性物質の大量放出が起きる恐れはなく、優れた安全性を備えている。

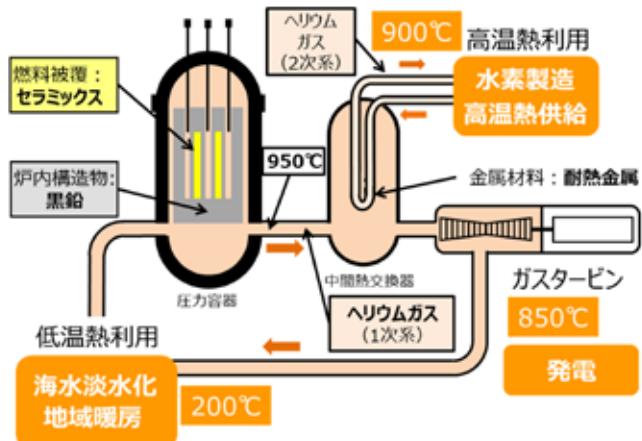


図5.1-1 高温ガス炉による多様な熱利用

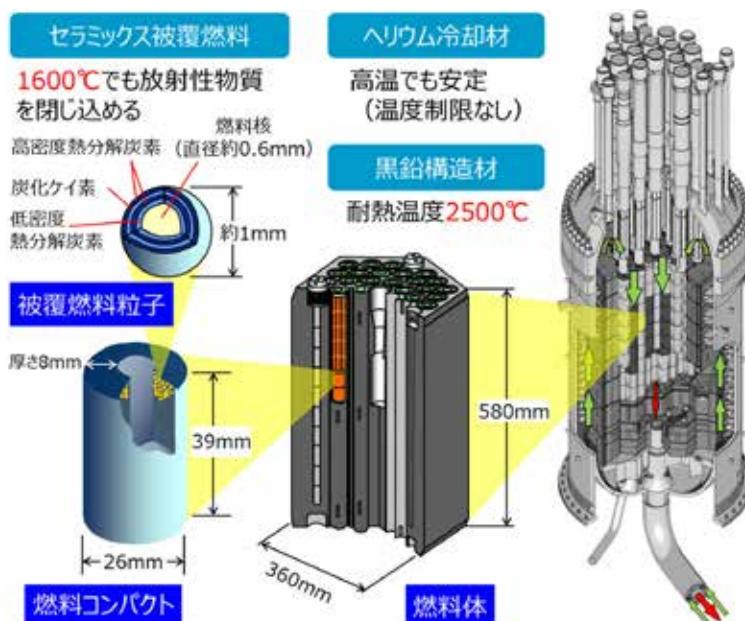


図5.1-2 高温ガス炉の構造

5.1.1 軽水炉との違い

高温ガス炉と軽水炉の大きな違いは、減速材と冷却材が異なることである。表5.1-1に示すように、高温ガス炉では減速材に黒鉛が用いられるのに対し、軽水炉では軽水が用いられる。また、原子炉で発生した熱を取り出す冷却材には、高温ガス炉ではヘリウムガスが用いられるが、軽水炉では軽水が減速材と兼ねて用いられる。ヘリウムガスは化学的に不活性であり、高温でも原子炉構造物と化学反応を起こすことではなく、高温の熱を輸送することを可能にしている。さらに、ヘリウムガスは核的にも不活性であり、原子炉の核特性に影響を及ぼさない利点も有する。

高温ガス炉は軽水炉と同様に二酸化ウランを燃料として使用するが、燃料体の形状は大きく異なる。高温ガス炉燃料は二酸化ウランを球状の燃料核として、セラミックスで4重に被覆した直径約1mmの粒子状の燃料(被覆燃料粒子)に成形するが、軽水炉では二酸化ウランを焼き固めた円筒状のペレットに成形される。高温ガス炉ではセラミックス被覆層が核分裂生成物を閉じ込めており、軽水炉では燃料ペレットを収納する金属製の被覆管がその役目を担っている(図5.1-2(前頁)参照)。

耐熱性の高い炉心と化学的に安定な冷却材により、高温ガス炉の原子炉出口冷却材温度は最高950°Cを達成でき、軽水炉の300°C程度に比べて格段に高い。この高温のヘリウムガスを直接用いたガスタービン発電や蒸気発生器を用いた蒸気タービン発電で高効率の発電が可能である。ガスタービン発電の効率は最高50%であり^(文献5.1-1)、軽水炉の蒸気タービン発電効率^(文献5.1-2)と比べて1.4倍程度高い。

表5.1-1 高温ガス炉と軽水炉の比較

項目	高温ガス炉	軽水炉
減速材	黒鉛	軽水
冷却材	ヘリウムガス	軽水
燃料	低濃縮ウラン 被覆燃料粒子	低濃縮ウラン ペレット
原子炉出口 冷却材温度	700~950°C	290~340°C
発電効率	~50%	~35%

参考文献

- 5.1-1) H. Sato, et al., GTHTR300 – A nuclear power plant design with 50% generating efficiency, Nucl. Eng. Des., 275, 190–196 (2014).
5.1-2) 原子力安全研究協会編、軽水炉燃料のふるまい、実務テキストシリーズ No.3 (1998).

5.1.2 炉心と燃料

高温ガス炉の炉型は、図5.1-3に示すように炉心に装荷する燃料体の形状の違いによりブロック型（プリズマティック型）とペブルベッド型の2つに大別できる。ブロック型とペブルベッド型のどちらも被覆燃料粒子を使用する。ブロック型では、被覆燃料粒子を黒鉛粉末と混合して円筒状に焼結した燃料コンパクトを黒鉛製の鞘に格納し、それらを六角柱状の黒鉛ブロックに装荷したブロック型燃料体を積層して炉心を構成する。一方、ペブルベッド型は、被覆燃料粒子を黒鉛粉末と混合して球形に焼結し、その表面を黒鉛層で包んで球状の燃料体を黒鉛構造物で周囲を囲まれた空間に装荷して炉心を構成する。原子力機構大洗研究所に設置されているHTTR（高温工学試験研究炉、High Temperature Engineering Test Reactor）（文献5.1-3）はブロック型である。



図5.1-3 ブロック型高温ガス炉とペブルベッド型高温ガス炉

被覆燃料粒子は直径約1ミリメートルで燃料核を低密度熱分解炭素、高密度熱分解炭素及び炭化ケイ素の薄い層で4重に被覆した構造である。各被覆層の主な機能は次の通りである（文献5.1-4）。

参考文献

- 5.1-3) S. Saito, et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor, JAERI 1332 (1994).
5.1-4) 沢和弘 他、高燃焼度高温ガス炉用被覆燃料粒子の設計、JAERI-Tech 98-025 (1998).

第1層：低密度熱分解炭素層

- ・核分裂片損傷による被覆層破損の防止
- ・気体状核分裂生成物及び燃焼に伴い発生する一酸化炭素のガス溜
- ・燃料核のスウェーリングの吸収

第2層：高密度熱分解炭素層

- ・製造過程における第3層蒸着中の燃料核保護
- ・気体状核分裂生成物の閉じ込め
- ・核分裂生成物と第3層との反応の抑制

第3層：炭化ケイ素層

- ・被覆燃料粒子の寸法安定性保持及び構造強度保持
- ・気体状及び金属核分裂生成物の閉じ込め

第4層：高密度熱分解炭素層

- ・第3層の機械的保護
- ・第3層が破損した場合の気体状核分裂生成物の閉じ込め

5.1.3 優れた安全性

被覆燃料粒子は1600°Cの高温状態に晒されても、被覆層の健全性が損なわれず、放射性物質の閉じ込め性能を維持することができる。炉心の黒鉛構造材は、耐熱温度が2500°Cで非常に耐熱性に優れ、熱容量が大きいため事故時の炉心の温度挙動は緩慢で熱溜めとしても機能する。これらの特徴を活かして、冷却材喪失事故時においても黒鉛構造材が崩壊熱を吸収して原子炉圧力容器外表面から熱を放出させることにより(図5.1-4(次頁参照)、炉心溶融を起こさない設計が可能である^(文献5.1-5))。また、冷却材のヘリウムガスは高温でも化学的に安定な不活性ガスであり、燃料や黒鉛構造物と反応しないため、福島第一原子力発電所で発生した水素爆発が発生する恐れがない。

参考文献

- 5.1-5) 國富一彦 他、高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の設計研究、日本原子力学会和文論文誌、1(4), 352-360 (2002).

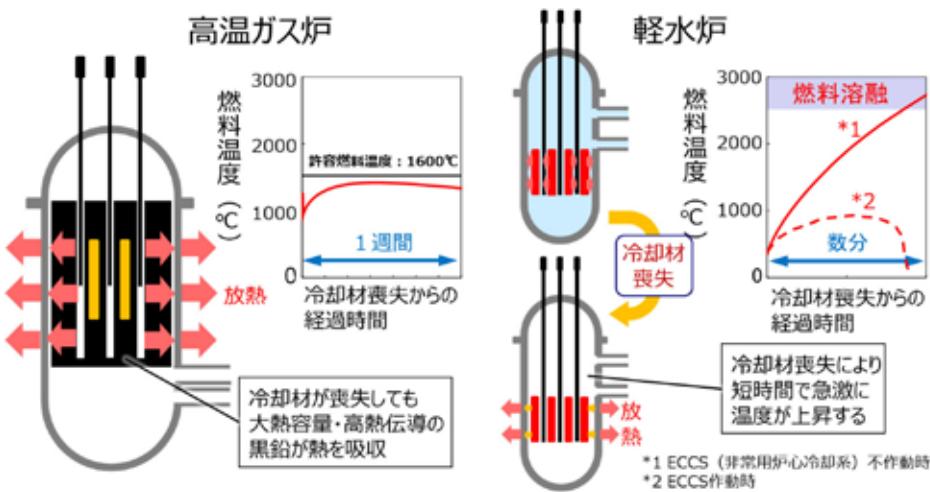


図5.1-4 高温ガス炉の安全性

5.1.4 多様な熱利用

高温ガス炉では最大 950°C の高温の熱を供給可能であり、平成 22(2010)年に HTTR を用いて原子炉出口冷却材温度 950°C の 50 日間連続運転に成功している（文献5.1-6）。この熱を高温から低温までカスケードに利用することで、極めて高い熱利用率を達成することができる。例えば、850°C以上の熱を水素製造や化学プロセス等の熱源として利用し、850°C以下の熱でヘリウムガスタービンによる発電を行う熱電併給システムでは、約 200°C の発電システムの廃熱も海水淡水化等の熱源として利用することにより、システム全体の約 80% の熱を有効に利用できる（文献5.1-7）。世界的には、高温ガス炉の熱利用として、高温プロセスから順に、水素製造、アンモニア製造、アルミニウム製造、炭酸ナトリウム製造、化学製品製造、石油精製、オイルシェール・オイルサンドからの石油製造、パルプ・製紙、海水淡水化、地域暖房への利用が検討されている（文献5.1-8）。高温ガス炉を化石燃料の代替エネルギーとして利用することにより、発電分野以外でも二酸化炭素排出量削減に貢献できる。

参考文献

- 5.1-6) 柄尾大輔 他、HTTR 長期連続運転の結果の概要—高温・並列 50 日運転—、JAEA-Technology 2010-038 (2010).
- 5.1-7) X. Yan, et al., A hybrid HTGR system producing electricity, hydrogen and such other products as water demanded in the Middle East, Nucl. Eng. Des., 271, 20-29 (2014).
- 5.1-8) OECD, High-temperature Gas-cooled Reactors and Industrial Heat Applications, NEA No. 7629, (2022).

5.1.5 優れた経済性

高温ガス炉は軽水炉に比べて出力密度が低いため、原子炉設備の物量増大等による発電単価の増加要因がある。一方で、高温ガス炉の冷却材であるヘリウムガスを作動流体とするガスタービン発電の場合は水・蒸気系設備がほとんどなくプラント全体の設備数が少ないとこと、高温の熱の利用により発電効率が高いこと、優れた安全性により追加的安全対策が必要なこと等による発電単価の抑制要因がある。設備利用率70%の場合、軽水炉の発電単価11.7円/kWh^(文献5.1-9)に対して、高温ガス炉の発電単価は7.9円/kWh^(文献5.1-10)と評価されている。

5.1.6 バックエンド

使用済燃料を再処理する場合、図5.1-5(次頁参照)に示すように燃料コンパクトから燃料核を取り出すための前処理工程が必要となる。前処理工程以降には、軽水炉の使用済燃料の再処理に用いられているPUREX法が適用できる^(文献5.1-11)。前処理工程は、

- ①燃料コンパクトから被覆燃料粒子を取り出す工程
- ②被覆燃料粒子から被覆層を取り除く工程

に大別できる。①については、触媒を用いて燃料コンパクトを燃焼させる方法で被覆燃料粒子を取り出せることが試験で確認されている^(文献5.1-12)。②については、回転式グラインダを用いる方法及びジェットガスを用いる方法で被覆層を取り除けることが試験で確認されている^(文献5.1-11, 5.1-12)。このように前処理工程の基礎技術は確立されており、高温ガス炉の使用済燃料の再処理は可能である。また、再処理で発生する高レベル放射性廃棄物を封入するキャニスタ数及び処分場面積は、高効率発電により、軽水炉に比べて発電量あたり30%削減できると評価されている^(文献5.1-13)。

参考文献

- 5.1-9) 発電コスト検証ワーキンググループ、基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告、経済産業省(2021).
- 5.1-10) 深谷裕司他、商用高温ガス炉発電原価の再評価、日本原子力学会和文論文誌、21(2). 116-126 (2022).
- 5.1-11) 沢和弘他、高温工学試験研究炉燃料の貯蔵及び再処理技術の検討、JAERI-Research 2001-034 (2001).
- 5.1-12) 角田淳弥他、高温ガス炉燃料の再処理技術、日本原子力学和文論文誌、2(4). 546-554 (2003).
- 5.1-13) Y. Fukaya, et al, Reduction on high level radioactive waste volume and geological repository footprint with high burn-up and high thermal efficiency of HTGR, Nucl. Eng. Des., 307, 188-196 (2016).

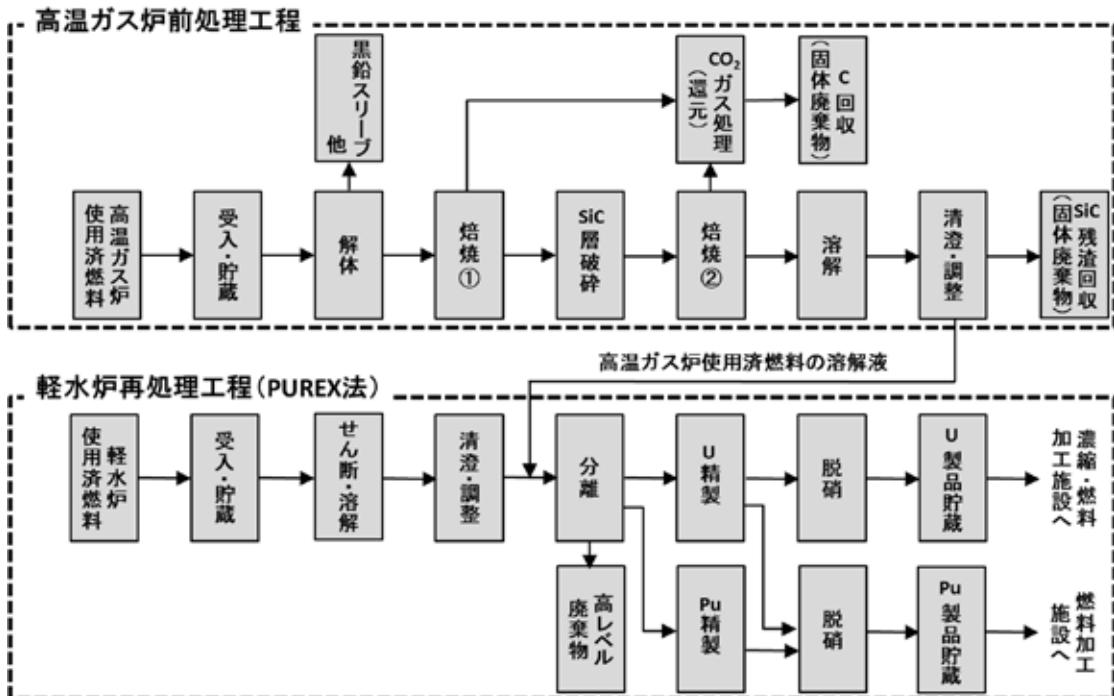


図5.1-5 高温ガス炉使用済燃料の再処理の流れ

5.2 産業界での利用形態

高温ガス炉は、高温熱を利用したヘリウムガスタービンによる高効率発電や水素製造に加え、低温排熱を利用した海水淡水化等の様々な熱利用システムの熱源として利用できる。実用高温ガス炉では、産業プロセスの需要に合わせて必要なシステムを選択し、組み合わせることが可能であり、水素・電力コジェネレーションシステム等の多様な熱利用システムを提案できる。この時、産業プロセスの温度条件に応じてカスケード的に熱を利用することで、プラントの総合熱利用率を向上させることが可能である。高温ガス炉の熱利用システムにより発電以外の産業においても原子力エネルギーを活用することが可能であり、様々な分野でのカーボンニュートラルの実現に貢献できる。本節では、高温ガス炉システムの一例を紹介する。

5.2.1 高効率発電システム

高温ガス炉では、従来の軽水炉で用いられる蒸気タービンによる発電に加え、950°Cのヘリウムガスを用いた高効率ガスタービンによる発電が可能である。

蒸気タービン発電システムの一例として、図5.2-1に原子炉熱出力120 MWの発電・蒸気供給小型高温ガス炉システム(MHR-50)の系統図を示す^(文献5.2-1)。このシステムでは、蒸気タービンから抽気して蒸気発生器への給水を加熱する再生サイクルを採用している。原子炉から取り出された約750°Cのヘリウムガスが蒸気発生器に導入され、ここで生成された約540°C、10 MPaの過熱蒸気により蒸気タービンを駆動して発電する。従来の軽水炉では、冷却材温度が約300°Cで発電効率が約33～35%^(文献5.2-2)であるのに対し、高温ガス炉と蒸気タービンの組み合わせではタービン入口での蒸気温度や圧力が高くなり、約40%の発電効率を達成できる^(文献5.2-3)。他にも、原子炉熱出力50 MW(HTR50S)^(文献5.2-3)や250 MW(MHR-100)^(文献5.2-1)のシステムが提案されている。

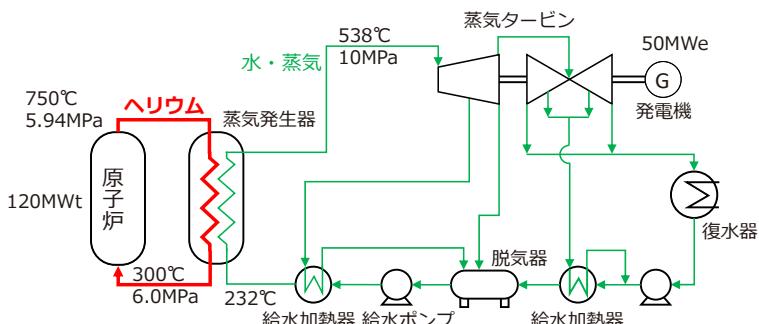


図5.2-1 蒸気タービン発電プラント系統図

図5.2-2(次頁参照)にヘリウムガスを用いた高効率ガスタービンシステムの概略を示す。一例として、図5.2-3(次頁参照)に原子炉熱出力600 MWの高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の系統図を示す^(文献5.1-1)。このシステムでは、中間冷却が無い再生ブレインサイクルを採用しており、ガスタービンは単一の軸に接続したタービン、圧縮機及び発電機から構成されている。原子炉から供給される高温のヘリウムガスによりガスタービンを直接

参考文献

- 5.2-1) I. Minatsuki, et al., "A Study on Business Plan and Plant Concept of Mitsubishi Small-sized High Temperature Gas-cooled Reactor for Electricity Generation", Proceedings of HTR2010, Paper No.162, Prague, Czech Republic, October 18–20, 2010 (2010).
- 5.2-2) 東京電力ホールディングス株式会社 HP、柏崎刈羽原子力発電所、設備の概要、
https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/kk-np/profile/outline/index-j.html
- 5.2-3) H. Ohashi, et al., "A Small-Sized HTGR System Design for Multiple Heat Applications for Developing Countries", Int. J. Nucl. Energ. #918567, (2013).

駆動させ、ガスタービンでの膨張仕事と圧縮に必要な仕事の差により発電機を回転させて発電する。ヘリウムガスタービンでは、化学的に不活性なヘリウムガスを用いるためタービン入口温度を高くでき、蒸気タービンよりも高い熱効率が期待できる。例えば、原子炉熱出力 600 MW、タービン入口温度 950°C の場合、50.4% の発電効率で 302 MWe の電気出力となる（文献5.1-1）。

ヘリウムガスタービンの場合、高圧のヘリウムガスを作動流体とするため体積流量が小さいこと、タービン熱落差が小さくかつ作動流体であるヘリウムの定圧比熱が大きいことから機器は小型で軽量になる。加えて、蒸気タービン発電に必須の水・蒸気系が不要であることから、非常にコンパクトな発電設備とすることができます。一方で、同規模の燃焼ガスタービンと比べると、ヘリウムの比熱が空気の約 5 倍と非常に大きいため、段数が多く、翼高さが低くなってしまう。このため、圧力勾配に逆らってヘリウムが流れる圧縮機では、翼端隙間での漏れ流れや端壁境界層の成長による勾配が顕著となる。これに対し、三次元翼形状の採用や端壁近傍の翼形状の調整などの方針に基づく圧縮機設計手法を確立し、図5.2-4（次頁参照）に示す実機（300 MWe）の 1/3 スケールの圧縮機モデル（段数：4 段）を用いた空力性能評価試験により、実機規模の 20 段の圧縮機で 91% 以上の高い断熱効率が達成できることを示した（文献5.2-4）。

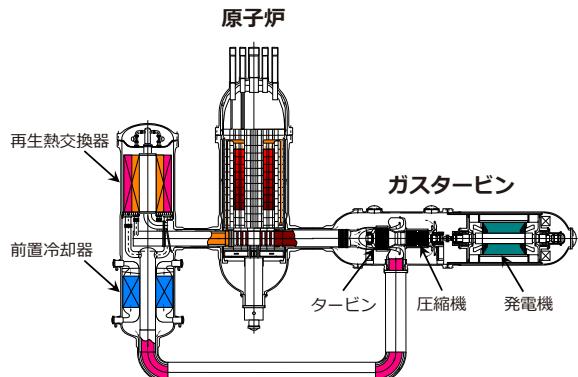


図5.2-2 ガスタービン発電システムの概略

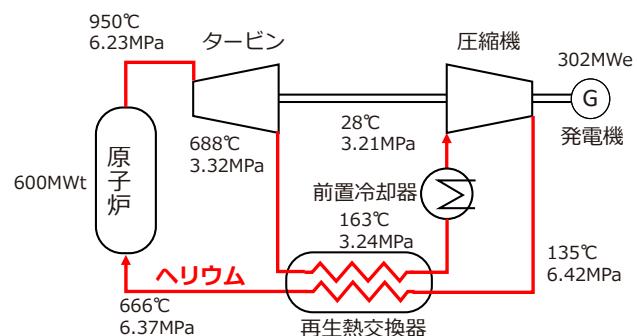
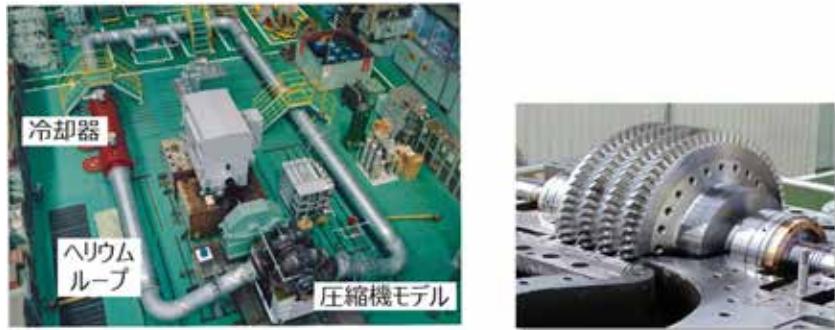


図5.2-3 ガスタービン発電プラント系統図

参考文献

- 5.1-1) H. Sato, et al., GTHTR300 – A nuclear power plant design with 50% generating efficiency, Nucl. Eng. Des., 275, 190–196 (2014).
- 5.2-4) 高田昌二 他、高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用ヘリウムガス圧縮機モデルの空力性能試験計画、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 2、No. 3 (2003)



1/3スケール圧縮機モデル
性能試験装置

1/3スケール圧縮機モデル

図5.2-4 1/3スケール圧縮機モデル性能試験装置

ヘリウムガスタービンの採用は、高温ガス炉特有の事象である事故時に炉心を構成する黒鉛の酸化損傷要因となる原子炉内への水侵入を排除できる点でも、高温ガス炉システムの安全性を高めることができる。その上、蒸気タービンに比べて発電サイクルの排熱温度が高いため、最終ヒートシンクを大気とした場合においても合理的なサイズで乾式空気冷却塔を設計可能であり、経済性を低下することなく内陸部へ設置することが可能である。また、発電後の低温排熱は、地域暖房、海水淡水化などの用途に利用できる。

5.2.2 水素・電力コジェネレーションシステム

高温ガス炉は、高温熱を用いた水素製造施設と発電施設を併設した水素・電力コジェネレーションシステムを構成できる。図5.2-5（次頁参照）及び5.2-6（次頁参照）に、発電方式に高効率のガスタービンを採用した水素・電力コジェネレーションシステムの概略図及びシステムの一例として、原子炉出力熱出力 600 MW の水素・電力併給高温ガス炉システム（GTHTR300C）の系統図を示す（文献5.1-7、5.2-5）。

この水素・電力コジェネレーションシステムでは、原子炉やガスタービン、熱交換器、配管は先に示したガスタービンシステム（GTHTR300）と同一仕様とし、ガスタービンの上流に設置した

参考文献

- 5.1-7) X. Yan, et al., A hybrid HTGR system producing electricity, hydrogen and such other products as water demanded in the Middle East, Nucl. Eng. Des., 271, 20-29 (2014).
- 5.2-5) K. Kunitomi, et al., “JAEA’ S VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration : GTHTR300C” , Nuclear Engineering and Technology, 39, No.1, pp.9-20 (2007).

中間熱交換器を介して、高温ガス炉から取り出した1次系の高温熱を2次系に設置した水素製造施設に供給する。1次系の高温熱は、中間熱交換器下流のガスタービンに供給され発電に利用される。これにより、新規技術開発の要素を排除しつつ、水素・電力併給を可能としたシステムの概念を構築した。

水素製造法としては、既に実績のあるメタンの水蒸気改質法のほか、カーボンフリー水素製造法として研究開発が進められている熱化学水分解法や高温水蒸気電解法が候補となる。原子力機構では、ヨウ素(I)と硫黄(S)を用いた熱化学法ISプロセスの研究

開発を進めており、原子炉熱出力600MW、水素製造施設への熱供給量170MW、水素製造効率50%の条件で、 $24,000 \text{ Nm}^3/\text{h}$ の水素製造と202MWeの発電が可能なシステムを提案している（文献5.2-5）。水素製造法の詳細については、「5.4 水素製造技術開発」で述べる。

高温ガス炉の水素・電力コジェネレーションシステムでは、水素製造施設へ供給する熱量を中間熱交換器の熱交換量を変えることで調整可能である。つまり、原子炉出力を一定としたまま、電力需要に応じて水素製造量と発電量の比率を変化させた負荷追従運転ができる。

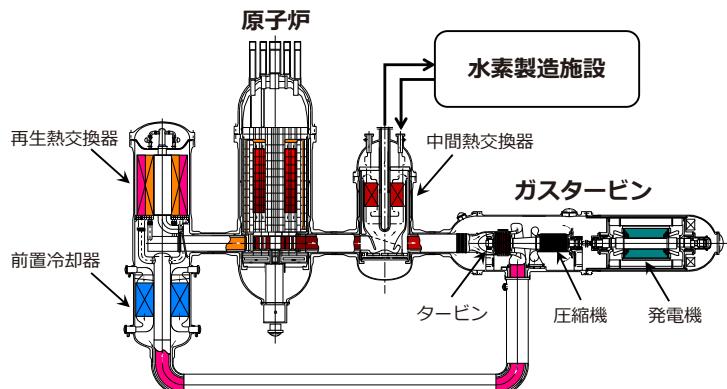


図5.2-5 水素・電力コジェネレーションシステムの概略

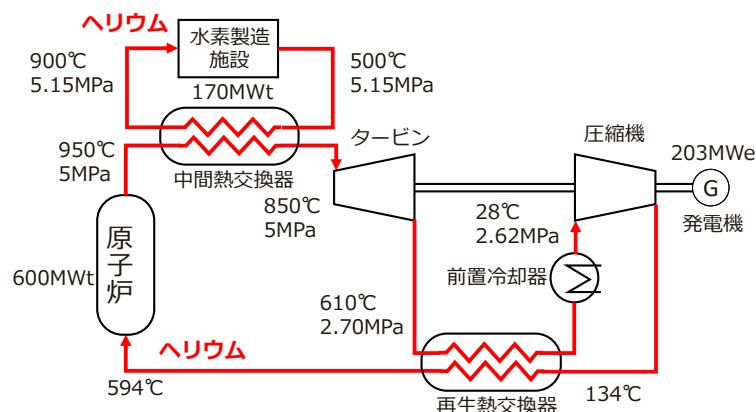


図5.2-6 水素・電力併給プラント系統図

参考文献

5.2-5) K. Kunitomi, et al., "JAEA's VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration : GT-HTR300C", Nuclear Engineering and Technology, 39, No.1, pp.9-20 (2007).

水素製造と発電の比率を変更することで昼夜の発電量を調整できるとともに、水素製造と発電の比率を変更することなくごく短時間に発電量のみを調整することが可能である。原子力機構では、この特長を活かして、天候などに大きく依存する再生可能エネルギー発電システムの出力変動を補完し、電力系統への電気出力を安定化させる高温ガス炉－再生可能エネルギーハイブリッドシステムの概念を提案している（文献5.2-6）。図5.2-7にシステムの系統概略図の一例、図5.2-8に負荷追従運転方針概念を示す。様々な出力変動の周期に対する調整方法は以下の通りとなる。

長周期（時間、日単位）の出力変動に対しては、冷却材圧力制御系を用いて原子炉冷却材量を調整することでガスタービン出力を調整する。同時に、電気出力の増減に応じて水素製造施設への熱供給量を調整しつつ、原子炉の定格熱出力運転を維持するため、原子炉バイパスラインの流量を調整することで原子炉流量を一定に維持する。この時、ガスタービン入口温度や冷却材の体積流量が変化しないため、発電効率一定での運転が可能となる。一方、短い周期（分単位）の出力変動に対しては、大きな熱容量を有する炉心を蓄熱体として、原子炉冷却材の熱バランスを維持する。この場合の炉心の蓄放熱は、冷却材圧力制御系を

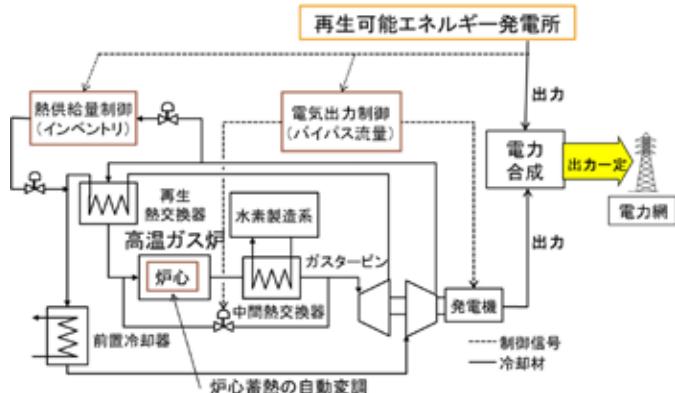


図5.2-7 高温ガス炉－再生可能エネルギーハイブリッドシステムの系統概略図

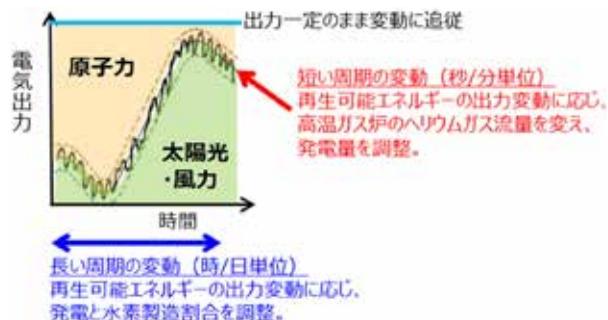


図5.2-8 再生可能エネルギーの出力変動に対する負荷追従の概念

参考文献

- 5.2-6) H. Sato, et al., "Study of an HTGR and renewable energy hybrid system for grid stability", Nucl. Eng. Des., 343, pp.178–186 (2019).

用いた原子炉冷却材流量調整により行う。また、より短い周期（秒単位）の変動に対しては、ガスタービンの慣性を活用しつつ、バイパス流量制御弁を用いてガスタービンへの流量を制御することで、ガスタービン電気出力を迅速に調整する。再生可能エネルギー発電システムは、カーボンニュートラルの実現に向け導入が期待されているものの、短期、長期の発電量の変動への対応が大きな課題となる。高温ガス炉コジェネレーションシステムを発電量の変動を調整するための電源として活用することで、再生可能エネルギーを導入した場合の電力安定供給に貢献可能である。

5.2.3 蒸気供給システム

高温ガス炉は、化学プラントで多く利用される高温蒸気の供給にも利用できる。現在、化学プラントの高温蒸気生成には石炭や天然ガスなどの化石燃料を熱源とするボイラーが用いられている。このボイラーに替えて、図5.2-9のような蒸気供給用高温ガス炉システムを導入することで、化石燃料の使用量を減らし、炭酸ガス排出量を削減可能である。これにより、直接水素を利用しない石油・化学産業においても、高温ガス炉システムによりカーボンニュートラル実現に貢献できる。

化学プラントで使用される高温蒸気の多くは550°C程度であり、必要な高温ガス炉の冷却材温度は750°C程度で十分となり、前述のガスタービン発電や水素製造用の高温ガス炉とは異なる仕様となる。一例として、図5.2-10（次頁参照）に示すように、原子力機構に建設されている我が国唯一の高温ガス炉であるHTTRをベースにした概念設計が行われ、中間熱交換器を蒸気発生器に置き換えることにより、540°C/13.8 MPaの高温蒸気供給を可能にしている（文献5.2-7）。このシステムでは、原子炉格納容器を不要とするコンファイメントの採用や出力分布の最適化等の炉心設計最適化により建設費の低減が図られている。加えて、受動的安全性を確保する

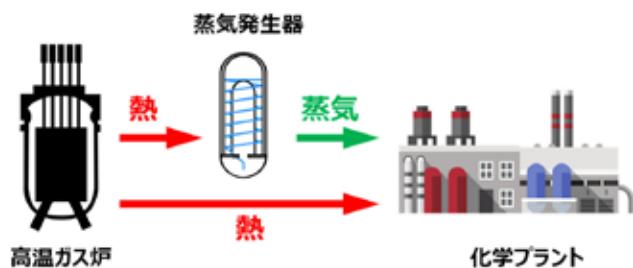


図5.2-9 高温ガス炉システムによる
化学プラントへの蒸気・熱供給

参考文献

- 5.2-7) H. Ohashi, et al., "Conceptual Plant System Design Study of an Experimental HTGR Upgraded from HTTR" ,
Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018),
Warsaw, Poland, HTR2018-104, 6p., in USB Flash Drive (2018).

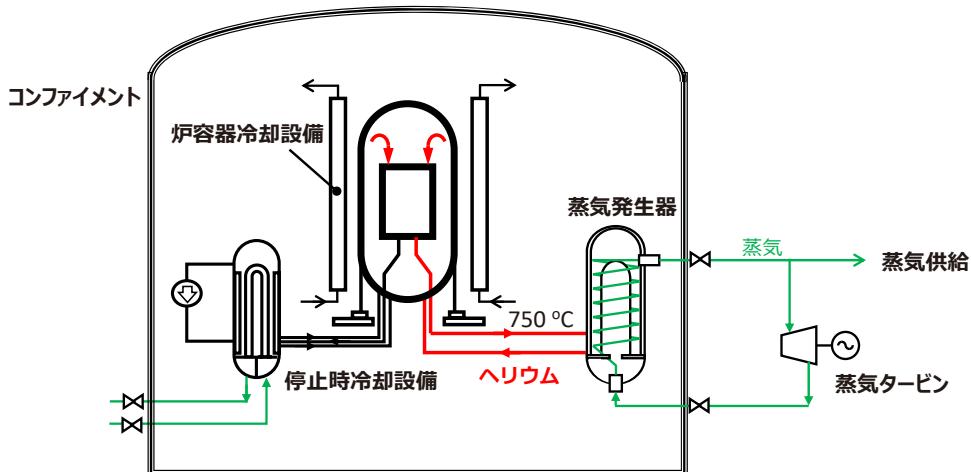


図5.2-10 蒸気供給用高温ガス炉の概念図

ために、炉容器の冷却方式が HTTR の強制水冷式から電力が無くても動作する自然空冷式に変更されている。

また、蒸気供給用高温ガス炉システムでは、蒸気を利用する化学プラントの必要量に合わせて蒸気供給量を決定し、残りの蒸気は蒸気タービンによる発電に利用することで、発電と蒸気供給のコジェネレーションも可能となる。

5.3 HTTR の概要

HTTR（高温工学試験研究炉）は、原子力機構大洗研究所で建設された原子炉熱出力 30 MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の我が国初かつ唯一の高温ガス炉である。HTTR の主な仕様^(文献5.1-3) 及び概略図を表5.3-1（次頁参照）及び図5.3-1（次頁参照）に示す。

HTTR の目的は高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究であり、現在まで、安全性実証試験、長期連続運転、高温ガス炉の研究開発に関する各種実証試験等を実施し、高温ガス炉に係る技術知見やデータ、運転・保守に係る経験や実績を蓄積している。

参考文献

5.1-3) S. Saito, et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor, JAERI 1332 (1994).

表5.3-1 HTTR の主な仕様

原子炉熱出力	30MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口/出口冷却材温度	395/850, 950°C
1 次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ/等価直径	2.9m/2.3m
出力密度	2.5MW/m ³
燃料形式	セラミック製被覆燃料粒子
燃料体形式	ピン・イン・ブロック型
原子炉圧力容器	2.25Cr-1Mo 鋼

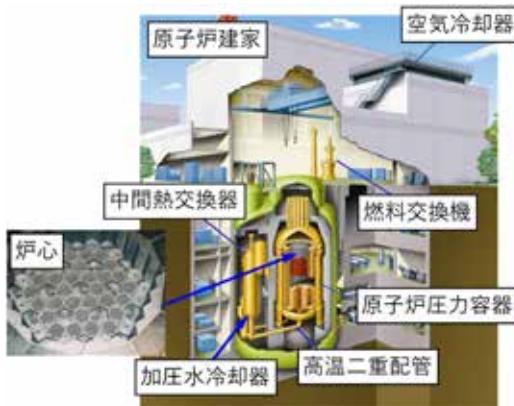


図5.3-1 HTTR の概略図

5.3.1 HTTR のあゆみ（文献5.3-1）

HTTR は、昭和 62 (1987) 年 6 月の「原子力開発利用計画」に基づき次世代の原子力利用を開拓する高温工学試験研究の中核を担う原子炉として建設が決定され、平成 2 (1990) 年 11 月の原子炉設置許可取得後、平成 3 (1991) 年 3 月の建設着工から約 7 年半をかけて機器の設計・製作・据付・試験を終え、平成 10 (1998) 年 7 月から HTTR への燃料装荷を開始し、同年 11 月に炉心に 19 カラム (1 カラムあたり燃料体 5 本) を装荷することで初臨界を達成した。HTTR の運転の歩みを表5.3-2 (次頁参照) に示す。

参考文献

5.3-1) 高温工学試験研究炉部、HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2019年度)、JAEA-Review
2021-017 (2021)

表5.3-2 HTTR の運転の歩み

平成 11(1999)年 1月	30 カラムでの全炉心を構成し、臨界試験を終了
平成 13(2001)年 9月～	出力上昇試験を開始
平成 13(2001)年 12月	原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°C を達成
平成 14(2002)年 3月	使用前検査合格証を取得
平成 14(2002)年 6月～	高温ガス炉の優れた安全性を実証するための安全性実証試験を開始
平成 16(2004)年 4月	原子炉出口冷却材温度 950°C を世界で初めて達成
平成 19(2007)年 5月	30 日間の定格連続運転(30MW、850°C)
平成 22(2010)年 3月	50 日間の高温連続運転(30MW、950°C)
平成 22(2010)年 12月	原子炉熱出力 9MW からの炉心流量喪失試験(制御棒による停止操作を行わず、ヘリウム循環機を全数停止させる試験)を実施
平成 26(2014)年～	東日本大震災後に強化された新規制基準に適合するための国審査に対応
令和 2(2020)年 6月	原子炉設置変更許可を取得
令和 3(2021)年 7月	運転再開
令和 4(2022)年 1月	原子炉熱出力 9MW からの炉心冷却喪失試験(制御棒による停止操作を行わず、原子炉の全冷却機能が喪失した試験)を実施

5.3.2 HTTR の設備概要（文献5.1-3）

(1) 原子炉及び炉心

原子炉本体の構造断面図を図5.3-2に示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器、燃料体、可動反射体、固定反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。図5.3-3（次頁参照）で示すように、炉心は燃料カラム 30 カラムと制御棒案内カラム 7 カラムにより構成され、その外周を可動反射体 15 カラム、制御棒案内カラム 9 カラム及び大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。図5.3-4（次頁参照）で示すように燃料体は、ピン・イン・ブロック型であり、被覆燃料粒子を黒鉛

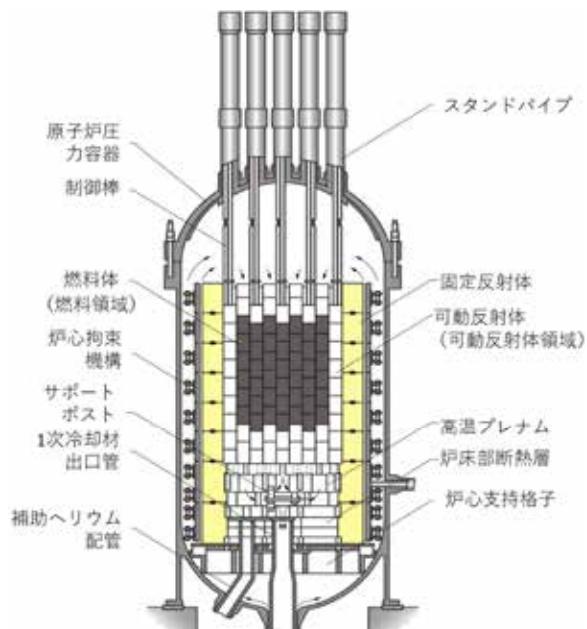


図5.3-2 原子炉本体の構造断面図

参考文献

5.1-3) S. Saito, et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor, JAERI 1332 (1994).

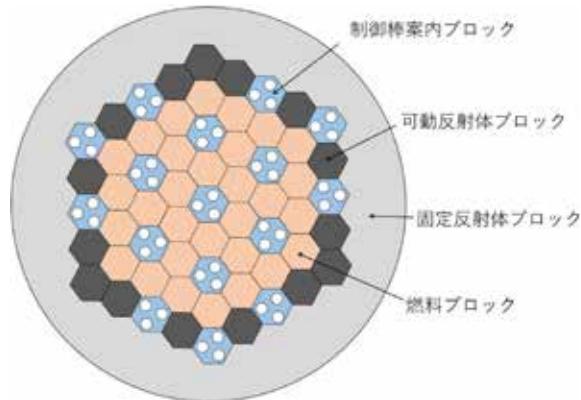


図5.3-3 炉心断面図

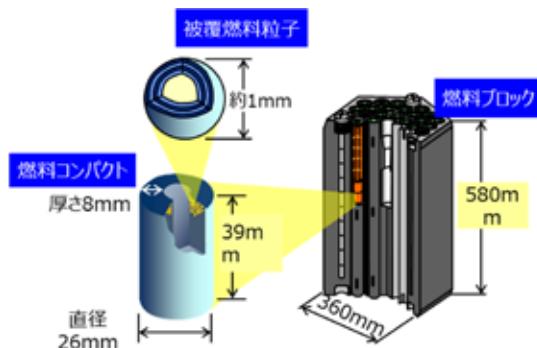


図5.3-4 燃料体の概略図

粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒を燃料ブロックの中の燃料棒插入孔に挿入したものである。制御棒案内ブロックは、燃料体と同じ対面間距離の六角柱状の黒鉛ブロックで、制御棒案内ブロックには、2本の制御棒を挿入する2個の孔と後備停止系の炭化ほう素ペレットを落下させるための1個の孔、計3個の孔を設ける。可動反射体ブロックは、燃料体と同じ対面間距離の六角柱状の黒鉛ブロックで、燃料領域の上下及び側部の可動反射体領域に配置する。燃料領域の上下の可動反射体ブロックには、燃料体の冷却材流路に対応した冷却孔を設ける。

(2) 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設の概略系統図を図5.3-5（次頁参照）に示す。HTTRの原子炉冷却系統施設は、主冷却設備、補助冷却設備、炉容器冷却設備で構成される。主冷却設備は、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備で構成される。1次冷却設備は1次冷却材を循環させて炉心を冷却する設備であり、1次冷却材は原子炉圧力容器に接続する

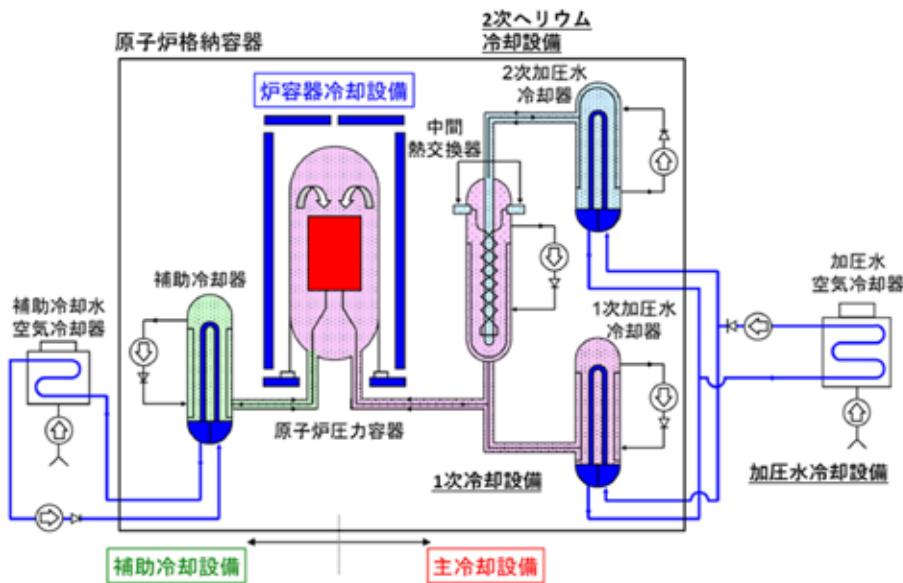


図5.3-5 HTTR の冷却系統施設の概略図

二重管の内管を通って1次加圧水冷却器あるいは中間熱交換器に送られ、加圧水あるいは2次冷却材であるヘリウムガスと熱交換して低温になり、1次ヘリウム循環機で昇圧された後、二重管の内管と外管との間の環状部を通って原子炉圧力容器に環流する。中間熱交換器で約10MW及び1次加圧水冷却器で約20MWの除熱を行う並列運転、又は1次加圧水冷却器で約30MWの除熱を行う単独運転のいずれかの方法で運転する。2次ヘリウム冷却設備は、並列運転時に運転し、2次冷却材ヘリウムガスを循環させて1次冷却材を冷却する設備であり、中間熱交換器で加熱された2次冷却材は、中間熱交換器に接続する二重管の内管を通って2次加圧水冷却器に送られ、加圧水と熱交換して低温になり、2次ヘリウム循環機で昇圧された後、内管と外管との間の環状部を通り、中間熱交換器に環流する。加圧水冷却設備は、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器に加圧水を循環させることにより、1次冷却材及び2次冷却材ヘリウムガスを冷却した後、その熱を加圧水空気冷却器で大気に放散する設備である。

補助冷却設備は、原子炉の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラン時及び事故時等において、強制循環による炉心の冷却が可能な場合に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するためのものである。

炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等を圧力容器周りに設置している水冷管パネル等により間接的に冷却するものである。

(3) 反応度制御設備

反応度制御設備の概略図を図5.3-6に示す。原子炉の通常運転時の反応度制御は制御棒系で行う。制御棒系は制御棒と制御棒駆動装置から構成する。制御棒は、2本を1対とし、1対ごとに電動機によるワイヤロープ巻取り式の制御棒駆動装置により駆動され、原子炉スクラム時には、電磁クラッチの切離しにより炉心内に挿入される。原子炉スクラム時には、まず、可動反射体領域へ制御棒9対を挿入し、次いで炉心温度が所定の温度以下に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔をおいて、燃料領域へ制御棒7対炉心中央カラムを照射試験に使用する場合は、6対を挿入する2段階方式とする。ただし、減圧事故の場合には全制御棒を同時に挿入する。

後備停止系は、何らかの原因で制御棒が挿入できない場合、中性子吸収材である炭化ほう素ペレットを炉心内に落下させ、全ての運転状態から原子炉を停止する。

(4) 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、原子炉計装及びプロセス計装、原子炉制御設備、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備から構成される。このうち原子炉制御設備の概略図を図5.3-7(次頁参照)に示す。

原子炉計装及びプロセス計装は、運転制御及び保護動作に必要な情報を取得する。原子炉

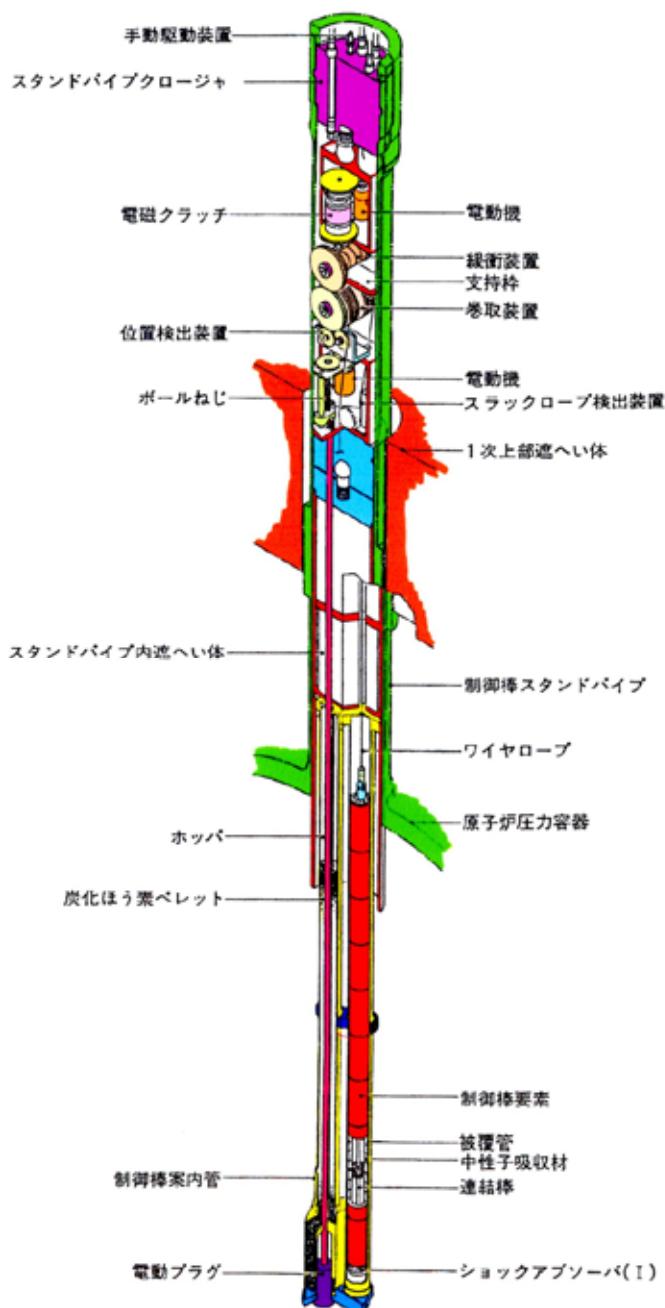


図5.3-6 反応度制御設備の概略図

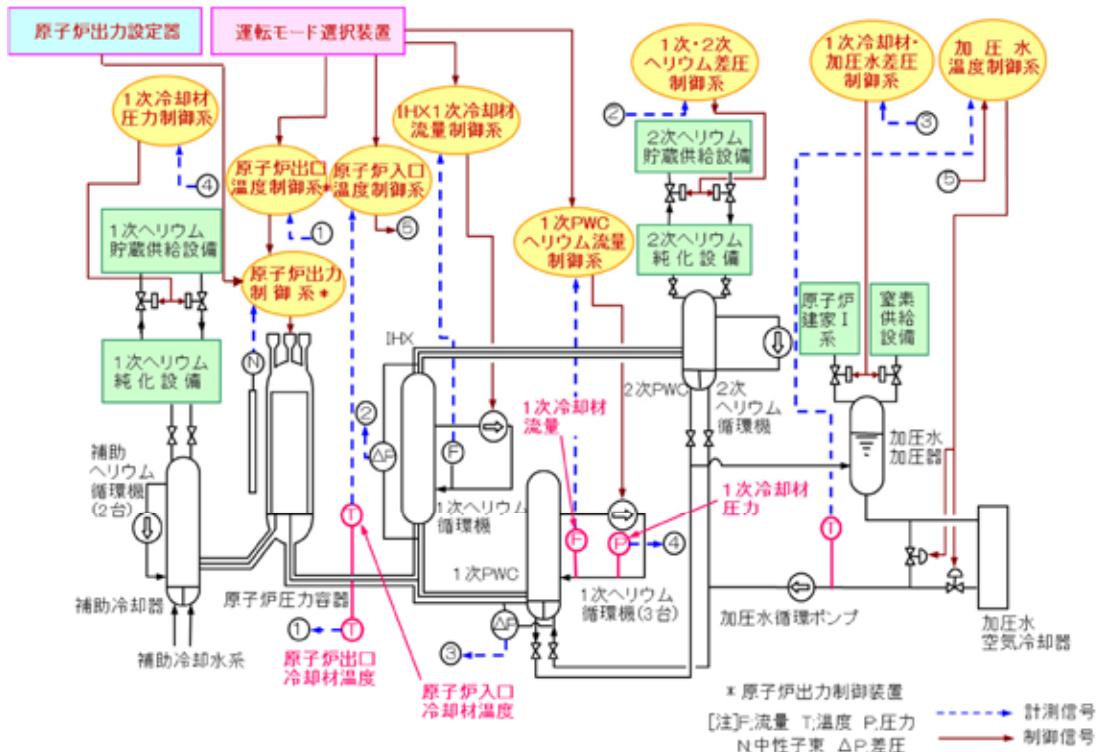


図5.3-7 原子炉制御設備の概略図

計装は中性子計装、制御棒位置計装等により原子炉に関するパラメータを測定し、プロセス計装は1次冷却設備、加圧水冷却設備等のプロセス量を測定する。

原子炉制御設備は、通常運転時に原子炉施設の主要なパラメータが安定な応答をするよう原子炉入口冷却材温度、加圧水温度等を制御する。

原子炉保護設は、異常状態を検知し、異常又は故障の程度によっては原子炉スクラム信号を発生し、制御棒を炉心に挿入させることにより原子炉を自動停止させる。

工学的安全施設作動設備は、設計基準事故の拡大を防止あるいは環境への放射性物質の放出を抑制するため、補助冷却設備等の工学的安全施設を作動させる。

5.3.3 新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可の取得

HTTRでは、平成25(2013)年12月に制定された試験研究炉に対する新たな基準規則(以下、「新規制基準」という)を満足するよう平成26(2014)年11月にHTTR原子炉施設の設置変更許可申請を行った。試験研究炉の新規制基準では、「多量の放射性物質等を放出する事故(以下「BDBA」という)の拡大防止」が新たに要求され、その他、地震及び津波

については設計要求が強化、火山、竜巻などの外部事象に対しては実用発電炉と同様の設計が求められた。

これまで行ってきた炉心流量喪失試験を含む様々な試験により蓄積した知見と高温ガス炉の安全性に基づいて、図5.3-8に示す通り、安全設備の重要度を引き下げ、令和2（2020）年6月3日に原子炉設置変更許可を取得した（文献5.3-2）。この安全重要度の引き下げにより設計要求が緩和され、発電用軽水炉の様な大規模な改造工事を行わずに運転を再開することができた。

安全機能	HTTR建設時の安全設計方針	HTTRの新たな安全設計方針
止める	主：制御棒系* 副：後備停止系*	主：制御棒系* 副： 固有の炉停止特性 、①後備停止系*
冷やす	補助冷却設備* 炉容器冷却設備*	炉心からの自然放熱 ②補助冷却設備*、③炉容器冷却設備*
閉じ込める	原子炉格納容器* 非常用空気浄化設備*	被覆燃料粒子による閉じ込め ④原子炉格納容器*、⑤非常用空気浄化設備*

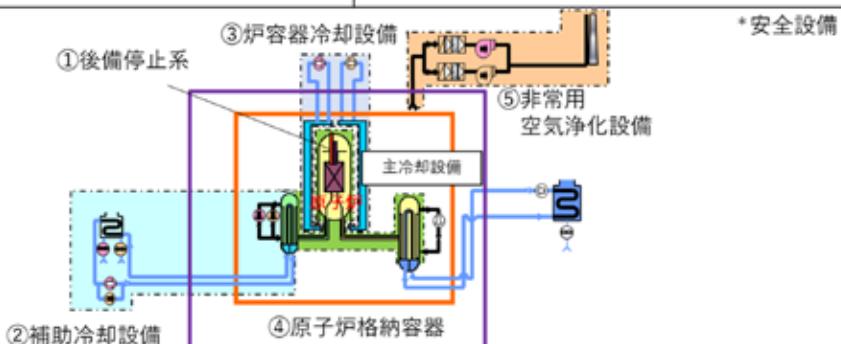


図5.3-8 設備の重要度の引き下げ

また、HTTR の BDBA としては、設計基準事故のうち放射性物質の放出量が最大となる 1 次冷却設備二重管破断事故に、「止める」、「冷やす」、「閉じ込む」のそれぞれの機能喪失を重畠（「閉じ込む」の機能喪失については、地震による影響を考慮した共通要因故障として、「冷やす」の機能喪失や全交流電源喪失についても重畠）させた 3 つの事象を選定した。評価の結果、3 つの BDBA 事象いずれにおいても、燃料温度は許容設計限界温度 1600°C に到達しないことを明らかにした（図5.3-9（次頁）参照）。これにより、HTTR は BDBA

参考文献

5.3-2) 七種他、HTTR 高温工学試験研究炉 の新規制基準に係る適合性審査について(1) 全体概要、日本原子力学会 2020 年秋の大会 , 1H02 (2020).

発生時においても、事故の進展に伴う燃料破損が生じないことが原子力規制委員会に認められた（文献5.3-3）。

今般の許可取得は、現在原子力機構が取り組んでいる、高温ガス炉の実用化に重要な、高温ガス炉の安全上の特徴を反映した安全基準の国際標準化や、我が国の高温ガス炉技術の国際競争力強化に大きく貢献するものである。

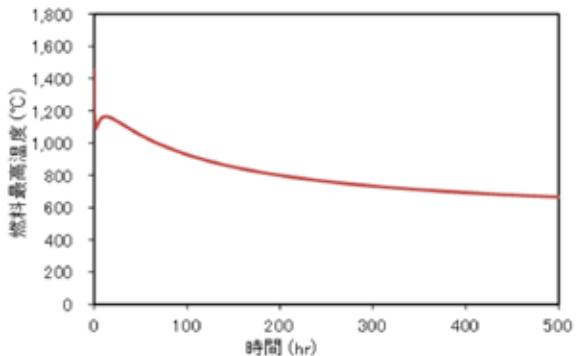


図5.3-9 1次冷却設備二重管破断事故と炉容器冷却設備機能喪失が重畠した燃料温度

5.3.4 HTTR を用いた国際共同試験

HTTR では、OECD / NEA（経済協力開発機構 / 原子力機関）の国際共同研究プロジェクトとして、原子炉の冷却ができない状態を模擬した試験（Loss Of Forced Cooling, LOFC）を進めている。LOFC 試験では以下の 3 つの試験を計画している。

- ・第 1 回 炉心流量喪失試験【低出力（30%）】：1 次ヘリウム循環機 3 台停止
- ・第 2 回 炉心冷却喪失試験【低出力（30%）】：1 次ヘリウム循環機 3 台及び炉容器冷却設備停止（全交流電源喪失を模擬）
- ・第 3 回 炉心流量喪失試験【高出力（100%）】：1 次ヘリウム循環機 3 台停止

第 1 回の試験は平成 22（2010）年 12 月に原子炉熱出力約 30%（9 MW）において、全てのヘリウム循環機を強制的に停止し、炉心の冷却材流量をゼロとした試験（炉心流量喪失試験）を実施した。この試験では、原子炉を停止するための制御棒の挿入も行わず、炉心の負のフィードバック特性のみで出力を制御した。試験の概要を図5.3-10（次頁参照）に、試験結果を図5.3-11（次頁参照）に示す。自然に原子炉出力が低下するとともに燃料温度の異常な上昇等も無く、安定な状態になることを確認した（文献5.3-4）。

第 2 回の試験は令和 4（2022）年 1 月に炉心冷却喪失試験を実施した。炉心冷却喪失試験は、第 1 回の炉心流量喪失試験の条件に、さらに、原子炉停止後に残留熱を除去するため原子炉圧力容器周りに設置した炉容器冷却設備を同時に停止させることで、全ての冷却機能の

参考文献

- 5.3-3) 濱本他、HTTR(高温工学試験研究炉)の新規制基準に係る適合性審査について(3)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時の原子炉挙動と対策、日本原子力学会 2020 年秋の大会、1H04 (2020).
- 5.3-4) 原子力機構 HP、HTTR を活用した試験・研究 - 特性試験及び安全性実証試験 -

喪失を模擬した世界で初めての試験である。原子炉が冷却できない状態においても自然に原子炉出力が低下し、燃料温度の異常な上昇等も無く、安定な状態を維持、高温ガス炉の高い固有の安全性を確認した（文献5.3-5）。

第3回の試験、原子炉出力100%（30 MW）における炉心流量喪失試験は2023年度に実施する予定である。

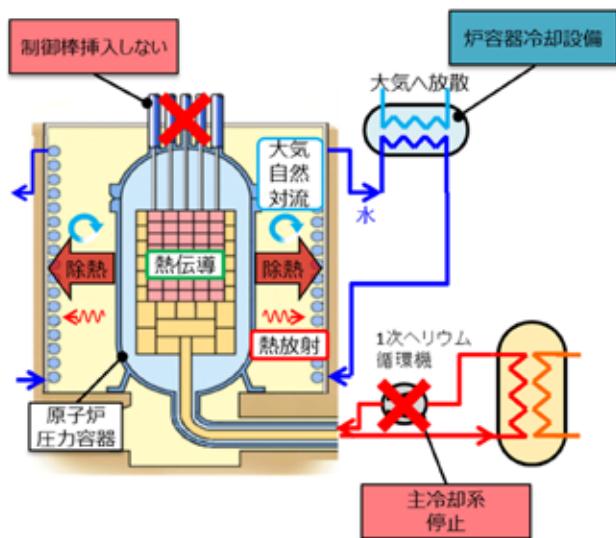


図5.3-10 炉心流量喪失試験の概要

5.4 水素製造技術開発

「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」（グリーン成長戦略）では、大量かつ安価なカーボンフリー水素製造に必要な技術開発に向け、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を有する接続技術を確立し、2030年までにHTTRから得られる高温熱を活用し水素を製造すること並びにISプロセスやメタン熱分解法等を含む高温ガス炉を活用したカーボンフリー水素製造法の技術開発を確立することが示された。本節では、高温ガス炉を利用した天然ガスの水蒸気改質技術に関する開発成果、HTTR-熱利用試験計画及びカーボンフリー水素製造技術としてのISプロセス技術の開発成果について述べる。

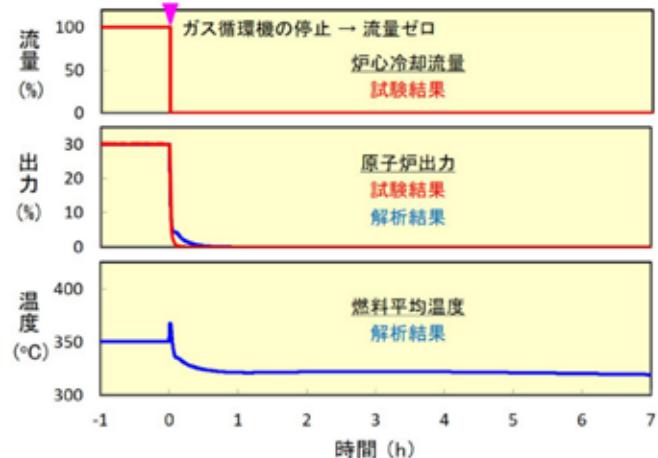


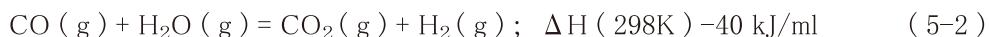
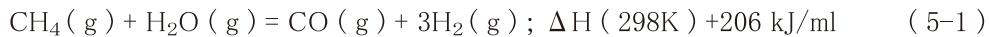
図5.3-11 炉心流量喪失試験の結果

参考文献

5.3-5) 原子力機構 HP、HTTR（高温工学試験研究炉）における国際共同試験の実施について（お知らせ）
—炉心冷却喪失試験の実施—

5.4.1 高温ガス炉を利用した水蒸気改質技術の開発

天然ガスの水蒸気改質反応は以下の反応式で表すことができる。



工業的に行われているプロセスでは、上記の反応に必要な熱は天然ガスの燃焼により供給されているが、これを高温ガス炉から取り出された高温熱に置き換える。天然ガスの燃焼熱を用いる場合に比べ、高温ガス炉の熱を利用する場合には、ヘリウムガスと熱交換を行い、水蒸気改質反応により水素を製造する熱交換器型の水蒸気改質器や原料となる水蒸気を供給する蒸気発生器等の高温機器の開発が必要である。原子力機構では、HTTRを用いた水素製造の研究開発の一環として、原子炉を電気ヒーターで模擬した炉外技術開発試験装置を製作し、水蒸気改質法による水素製造試験を実施した。炉外技術開発試験装置の系統構成、全景や主要機器の写真を図5.4-1に、基本仕様を表5.4-1（次頁参照）に示す（文献5.4-1）。

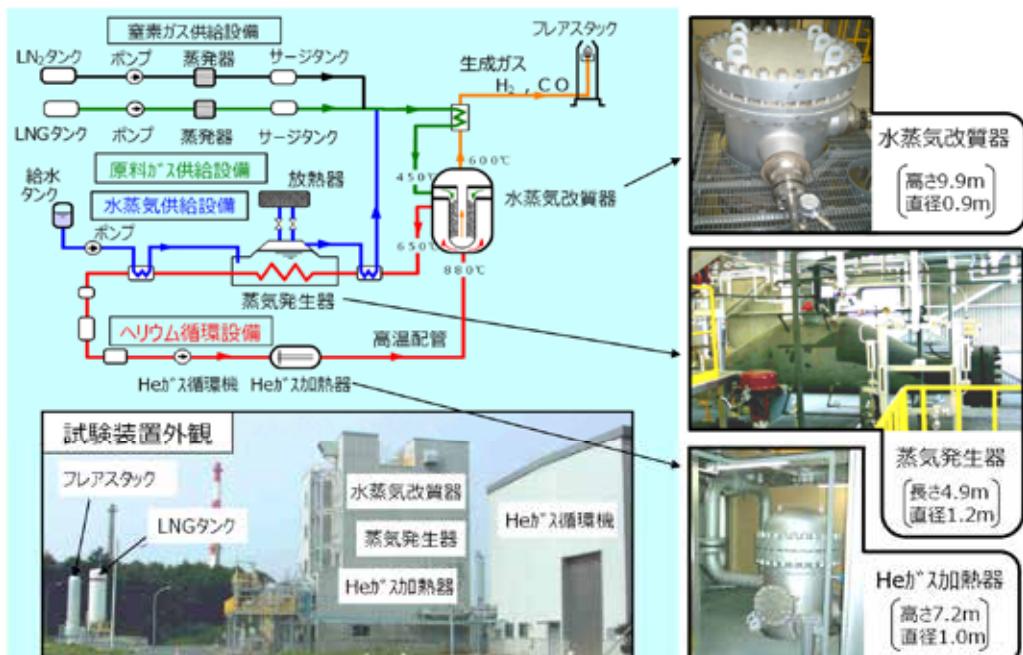


図5.4-1 炉外技術開発試験装置の概要

参考文献

- 5.4-1) 加藤ほか、HTTR 水素製造システム炉外技術開発試験装置の構成と機器仕様（受託研究）、
JAEA-Technology 2007-022 (2007).

表5.4-1 炉外技術開発試験装置の基本仕様

項目	基本仕様
加熱源	電気加熱器(0.42MW)
水蒸気改質器入口ヘリウムガス温度 /出口ヘリウムガス温度 [°C]	880/600
水蒸気改質器入口プロセスガス温度 /出口プロセスガス温度 [°C]	450/650
水蒸気改質器入口ヘリウムガス圧力 /プロセスガス圧力 [MPa]	4.1/4.5
ヘリウムガス流量 [kg/h]	327.6
原料ガス流量 [kg/h]	43.2
蒸気炭素比(S/C)	3.5
水素製造量 [Nm ³ /h]	110

炉外技術開発試験装置は、高温ガス炉水素製造システムの中間熱交換器から下流の機器構成を模擬した。試験装置は、原料ガスと水蒸気を反応させて水素を製造するための水蒸気改質器、熱源となるヘリウムガスを水蒸気改質器に供給するヘリウム循環設備、水蒸気改質器に原料を供給するための原料ガス供給設備及び水蒸気供給設備、起動停止時や水素製造施設異常時に窒素ガスを供給するための窒素ガス供給設備、水蒸気改質器で生成された水素等を燃焼処理するための後処理設備、ヘリウムガス中の不純物を除去するヘリウムガス精製設備、ヘリウム供給設備の圧力調整を行うヘリウムガス供給・回収設備、冷却水設備、計測制御設備、電気設備等で構成した。

ヘリウム循環設備は、ヘリウムガス循環機、ヘリウムガスの加熱源となる電気ヒーターを内蔵したヘリウムガス加熱器、ヘリウムガス冷却器等で構成した。

原料ガス供給設備は、液化天然ガス(LNG)の状態で貯蔵するLNGタンク、LNGポンプ、LNGを気化するためのLNG蒸発器、原料ガス加熱器、原料ガス過熱器から成る。

水蒸気供給設備は、純水を貯蔵するための給水タンク、水予熱器、蒸気発生器、蒸気過熱器から成る。

後処理設備は、水蒸気改質器で生成した生成ガスを燃焼処分するためのフレアスタック、生成ガス冷却器等で構成した。反応に使用されなかった水蒸気は、生成ガス冷却器等で水に凝縮し、反応の原料として再利用する。

窒素ガス供給設備は、起動停止時において原料ガスの代わりに窒素ガスを供給するための設備で、液体窒素(LN₂)の状態で貯蔵するLN₂タンク、LN₂ポンプ、LN₂蒸発器から成る。

触媒での炭素析出を防止する観点から 600°C 以下の温度域では窒素ガスを供給する設計としている。起動時には、ヘリウムガス温度上昇とともに窒素ガスを原料ガスに、停止時にはヘリウムガス温度の降下とともに原料ガスを窒素ガスに徐々に置換できる構成としている。また、触媒使用開始時に触媒を還元するための水素供給設備を設けている。

炉外技術開発試験装置は、平成 9(1997)年度から設計及び製作に着手し、平成 13(2001)年度に機能試験を経て完成させた。平成 13(2001)年度末から平成 16(2004)年にかけて 7 回の試験運転を実施し、以下の試験を実施した。試験を通じて、高温ガス炉水素製造システムの温度及び圧力を模擬した条件下で水蒸気改質器の性能を検証し、高温ガス炉を利用した天然ガスの水蒸気改質に関する要素技術開発を完了した。

(1) プラント特性試験

定常状態で水素製造中にプロセス量を変動させて水素製造量を小変動させる試験を行い、原子炉への温度外乱防止のための蒸気発生器による温度変動緩和機能の検証、並びに、触媒管の健全性を確保するための圧力制御の検証を行った。また、定格条件で 7 日間連続して水素製造を行う試験を実施しシステムの安定性を検証した。

(2) 化学反応停止試験

定格条件で水素製造中に反応を停止させ水素製造量をゼロにして吸熱源喪失状態を作り、原子炉への温度外乱防止のための蒸気発生器による温度変動緩和機能の検証、並びに、触媒管の健全性を確保するための圧力制御の検証を行った。また、蒸気発生器等の高温機器の設計妥当性を検証し、性能を明らかにするとともに、プラント動特性解析コードの検証用データを取得した。

(3) 起動停止試験

高温ガス炉水素製造システムの起動停止運転手順を模擬した試験を行い、手順を確立した。また、プラント動特性解析コードの検証用データを取得した。

(4) 水蒸気改質器特性試験

水蒸気改質器の反応特性、伝熱流動特性に関する測定試験を実施し、設計の妥当性を検証するとともにプラント動特性解析コードの検証用データを取得した。

5.4.2 HTTR- 热利用試験計画

HTTR- 热利用試験計画は、高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立を目的とし、HTTR に技術が確立されている天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続し、高温ガス炉の熱を利用した水素製造を確認する。HTTR- 热利用試験施設の鳥瞰図を図5.4-2 に、設備構成案を図5.4-3 に示す（文献5.4-2、5.4-3）。

HTTR への水素製造施設の接続に伴い、既設の中間熱交換器上部に位置する2次ヘリウム配管

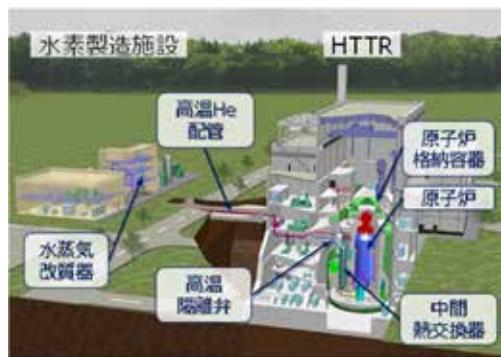


図5.4-2 HTTR- 热利用試験施設の鳥瞰図

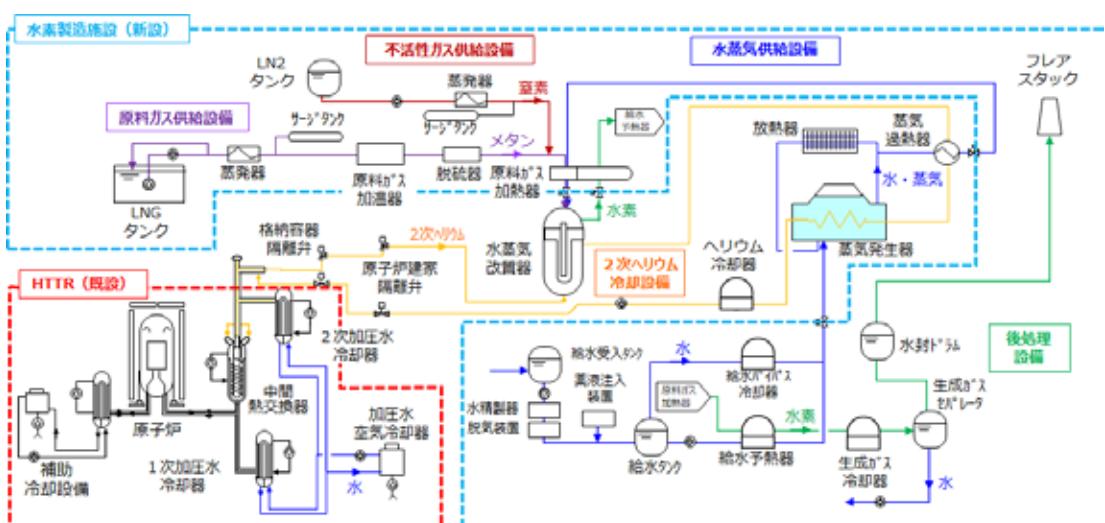


図5.4-3 HTTR- 热利用試験施設の設備構成案

分岐を改修し、2次ヘリウム配管を原子炉格納容器外及び原子炉建家外へ引き出す計画である。2次ヘリウム冷却設備には、新たに水蒸気改質器、蒸気過熱器、蒸気発生器、ヘリウム冷却器、隔離弁、ヘリウムガス循環機を設置する。中間熱交換器から取出された2次ヘリウムガスは、水蒸気改質器、蒸気過熱器及び蒸気発生器で熱交換され、ヘリウム冷却器

参考文献

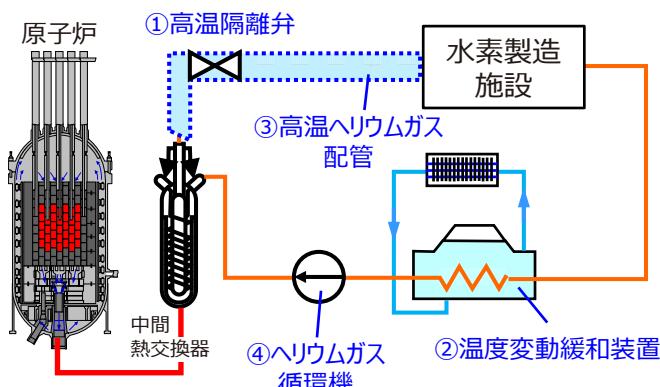
- 5.4-2) 佐藤ほか、HTTR- 热利用試験計画 (1) 計画の概要、日本原子力学会 2022 年春の年会、1C01 (2022).
 5.4-3) 守田ほか、高温ガス炉- 水素製造技術開発の現状 —HTTR 热利用試験計画の概要—、
 第 26 回動力・エネルギー技術シンポジウム , A242 (2022).

で所定の温度まで冷却された後、ヘリウムガス循環機によって原子炉建家内に移送され、2次加圧水冷却器から出てきたヘリウムガスと合流して中間熱交換器に戻される。

水蒸気改質器は、2次ヘリウムを熱源として原料ガスを水蒸気改質することで生成ガスである水素を発生させる、ヘリウム熱交換型の化学反応器である。ヘリウムと生成ガスは、触媒管を介して熱交換する。触媒管の形状には、炉外技術開発試験装置での開発実績を踏まえ、熱膨張吸収が容易で、改質反応後の生成ガスの熱の有効利用が可能であることから、バイオネット型を採用する。

水素製造施設は、液化天然ガスを気化させ、水蒸気改質器に供給する原料ガス供給設備、水蒸気改質器への水蒸気の供給や蒸気発生器への水の供給を担う水蒸気供給設備、水蒸気改質器で生成された水素を燃焼処理する後処理設備、水素製造施設の起動停止時に、水蒸気改質器内に不活性の窒素ガスを供給する不活性ガス供給設備で構成する。

図5.4-4に高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器及び安全評価技術を示す（文献5.4-2）。以下に技術開発の概要を示す。



技術	開発対象	機能	R&D内容
機器	① 高温隔離弁 ② 温度変動緩和装置 ③ 高温ヘリウムガス配管 ④ ヘリウムガス循環機	<ul style="list-style-type: none"> 水素製造施設異常時の隔離（①） 水素製造施設異常時の冷却材温度変化抑制（②） 高温ヘリウムガス供給（③、④） 	<ul style="list-style-type: none"> 締切性能の確認（①） 異常模擬試験による性能確認（②） 断熱性能の確認（③） ヘリウムガス漏えい防止機構の性能確認（④）
安全評価	・ 可燃性ガス火災 爆発影響評価手法	・ 離隔距離評価	・ 評価ガイドの確立

図5.4-4 高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器及び安全評価技術

参考文献

5.4-2) 佐藤ほか、HTTR- 热利用試験計画（1）計画の概要、日本原子力学会 2022 年春の年会、1C01 (2022).

(1) 接続設備機器

高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器として、水素製造施設異常時に必要な系統隔離を行う高温隔離弁に関し、要求される締切性能の確証に向けた試験等を実施する。また、高温ヘリウムを安定して水素製造施設に供給するための高温ヘリウムガス配管やヘリウムガス循環機に関し、内部断熱の性能確認を目的とした試験や磁気軸受の性能確認を目的とした試験等を実施する。加えて、水素製造施設異常時の冷却材温度変動緩和装置に関し、水素製造施設の異常模擬試験による性能確認試験を行う。

(2) 安全設計及び安全評価

HTTR- 熱利用試験では、原子力規制委員会からの許認可取得を通じて、水素製造施設接続に伴い新たに考慮すべき事項に係る高温ガス炉の安全設計及び安全評価技術を確立させる。

安全設計に関し、第一に、水素製造施設を HTTR に接続することによって、原子炉施設の安全性が阻害されることがあってはならない。すなわち、HTTR- 熱利用試験施設の安全設計では、水素製造施設の如何なる異常も原子炉施設の安全に影響を与えないよう設計する。具体的には、水素製造施設は異常時に熱的又は物理的に原子炉施設から隔離しつつ、原子炉施設は安定した運転の継続を図る方針とする。また、水素製造施設の異常は外的事象として原子炉施設への影響評価を行い、原子炉施設の安全性に影響を与えないことを確認する方針とする。

第二に、多量の高圧ガスを扱う水素製造施設は、一般産業法規の技術基準を満足するように建設されることで、想定される高圧ガス災害に対する公衆安全を確保してきた実績がある。また水素製造施設は、経済性の観点から一般産業施設に適用される法規の下で設計、建設及び運転されることが、産業界から望まれている。そこで、水素製造施設には、原子炉等規制法ではなく、一般産業法である高圧ガス保安法の適用を図る方針とする。

安全評価に関し特に留意すべき事項として、水素製造施設から漏えいした水素等の可燃性ガスの火災爆発が挙げられ、原子炉施設の安全性を確保することはもちろんのこと、実用システムでの経済合理性を確保する観点から、原子炉施設と水素製造施設間の離隔距離を合理化可能な評価ガイドの確立に向けた検討を行う。

5.4.3 カーボンフリー水素製造技術開発

グリーン成長戦略を踏まえて、2050 年の製鉄等での脱炭素を念頭に、IS プロセスやメタン熱分解、高温水蒸気電解等の高温を利用したカーボンフリー水素製造技術のフィージビリティースタディを実施するとともに、技術コンセプトが確認された水素製造技術を対象にシステムレベルで技術を実証することが計画されている。

原子力機構は、1970年代より、カーボンフリー水素製造技術候補であるISプロセス技術を対象に研究開発を進め、2004年に世界で初めてガラス製の試験装置を用いて連続水素製造に成功している^(文献5.4-4)。ISプロセスは、高温の熱と化学反応を組み合わせて水を分解して水素を得る熱化学水素製造法の1つであり、以下の3つの化学反応を組み合わせて水を分解するプロセスから二酸化炭素や有害な物質を排出することなく、大量の水素を高効率で製造可能である(図5.4-5)。

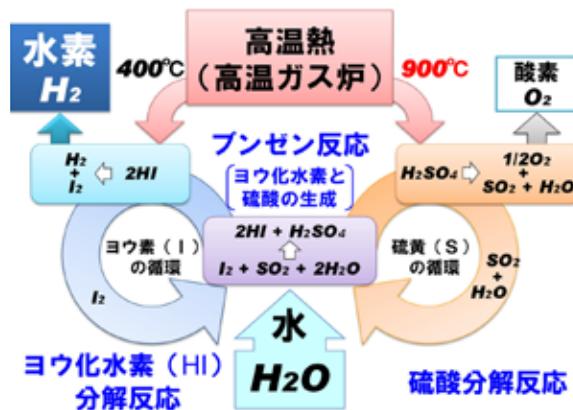
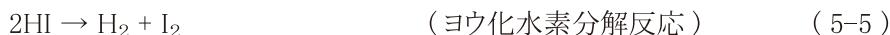


図5.4-5 ISプロセスの概要

原子力機構は、ISプロセスの実用化に向けて、高温かつ厳しい腐食環境で使用できる実用工業材料製機器を確立するため、容器・配管の材料に安価なガラスあるいはフッ素樹脂のライニング材料を選定するとともに、汎用的機器が適用できない上記反応の反応器を新たに開発した。これらの成果を基に、図5.4-6(次頁参照)に示す実用工業材料製機器で構成した連続水素製造試験装置を製作し、2019年1月に連続150時間(水素製造量:約30L/h)

参考文献

5.4-4) S. Kubo, et al., "A demonstration study on a closed-cycle hydrogen production by the thermochemical water-splitting iodine-sulfur process", Nucl. Eng. Des., 233, 347-354 (2004).



図5.4-6 連続水素製造試験装置

の連続水素製造試験を達成し、世界で初めて実用工業材料によって構成された装置で安定かつ長期間の水素製造に成功した（文献5.4-5）。

現在は、厳しい腐食環境下での機器の長時間信頼性確証に向けた試験を行っている。また、熱効率向上に向けて、高温かつ強腐食性ガス環境で使用できる、シリカ膜を基にした高性能水素分離膜を用いた HI 分解器を開発している。これまでに、試作した HI 分解器で平衡分解率が 20% の HI 分解効率を、70%まで高めることに成功している（文献5.4-6）。今後は、IS プロセスの自動運転制御技術の開発とともに、機器のスケールアップ及び信頼性の確証を進める。

5.5 国際協力を通した技術展開

高温ガス炉は、発電のみならず水素製造や産業への熱供給等にも利用できることから、二酸化炭素の排出量削減に大きく貢献できる原子炉として海外でも着目され、カーボンフリー社会の実現のため、高温ガス炉の導入に向けたプロジェクトが進められている。

英国では、2020 年に 11 月及び 12 月に公表された「グリーン産業革命のための 10 ポイント計画」（文献5.5-1）及び「エネルギー白書」（文献5.5-2）において、新型モジュール炉の実証炉建設を目指すことが示され、2021 年 12 月に実証炉として高温ガス炉を選定した。英国では

参考文献

- 5.4-5) 日本原子力研究開発機構プレス発表、「高温ガス炉による水素製造が実用化へ大きく前進—実用工業材料で製作した水素製造試験装置を用いた熱化学法 IS プロセスによる 150 時間の連続水素製造に成功—」、, 2019 年 1 月 25 日、<https://www.jaea.go.jp/02/press2018/p19012502/>
- 5.4-6) O. Myagmarjav, et al., “Comparison of experimental and simulation results on catalytic HI decomposition in a silica-based ceramic membrane reactor” , Int. J. Hydrogen Energ., 44 (59), 30832-3083942 (2019).
- 5.5-1) BEIS, The ten point plan for a green industrial revolution, November 2020.
- 5.5-2) BEIS, Energy white paper : Powering our net zero future, December 2020.

高温ガス炉の実証炉を2030年代初頭の運転開始を目指しており、現在、実証炉建設に向けたフィージビリティスタディの開始に向けた準備を進めている。

ポーランドでは、「2040年までのエネルギー政策：PEP2040」^(文献5.5-3)を2021年2月に決定し、2043年までに合計6基の発電用大型軽水炉を建設する方針に加え、高温ガス炉を主に産業用熱源として利用する可能性が表明されている。

これらの国では国のプロジェクトとして高温ガス炉の開発に取り組んでおり、HTTRの設計、安全審査、建設、運転、メンテナンス、新規制基準に沿った安全評価等を通して培った我が国の高温ガス炉技術に高い関心を示している。原子力機構では、国際連携を通して日本の高温ガス炉技術の実証を目指しており、英国及びポーランドの国立研究機関と具体的な協力内容の調整を進めている。これらの国際連携の成果については、我が国の高温ガス炉技術の海外展開や、将来、我が国の高温ガス炉実証炉の導入において活用することを目指している。(図5.5-1参照)

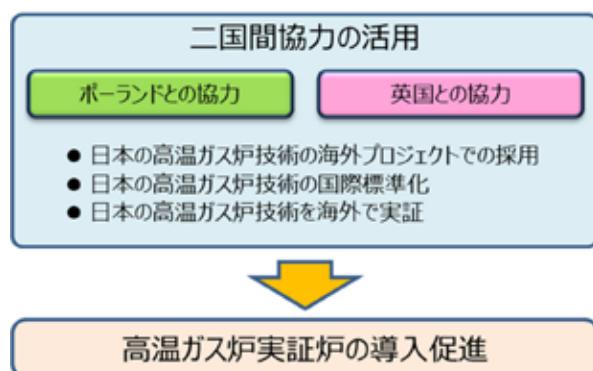


図5.5-1 国際協力を通じた技術

参考文献

5.5-3) Ministry of Climate and Environment, Energy policy of Poland until 2040, February 2021.
<https://www.gov.pl/web/climate/energy-policy-of-poland-until-2040-epp2040>

第6章 溶融塩炉の研究開発

(山脇道夫、望月弘保、小山正史、有田裕二)

6.1 はじめに

溶融塩炉は 1950 年代から 1960 年代にかけて開発が進められた歴史の古い炉型であるが、近年再びその独自の可能性に注目が寄せられ、開発に向けた試みが世界的に活発に行われるようになった。わが国では 2019 年度から経済産業省の補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業（NEXIP）」によって溶融塩炉技術開発への支援が始められた。その対象として特に塩化物燃料を用いる溶融塩高速炉が選ばれており、その優れた放射性廃棄物減量特性、安全性、核燃料資源有効利用性などのメリットから将来の可能性が評価されている^(文献6.1-1)。加えて、浮体式原子力発電所に搭載する原子炉としても溶融塩高速炉が採用されようとしている^(文献6.1-2)。海外では、米国のテラパワー社とエリシウム・エネルギー社、英国のモルテックス社など、溶融塩高速炉を開発する企業・組織が増えている。今後、多くの溶融塩炉が多彩に利用される時代がそう遠くない将来に実現することが示唆される。

6.2 世界の研究開発状況

最初の溶融塩炉は、熱中性子を利用したオークリッジ国立研究所（ORNL）の ARE（Aircraft Reactor Experiment）で航空機用のエンジンとして開発され 1954 年から約 460 時間運転された。その後、1965 年から 4 年間 ORNL で運転された MSRE（Molten Salt Reactor Experiment）の後は開発が停止されていたが、最近の 10 年程度の期間に様々なコンセプトを持った“新たな”溶融塩炉が提唱され開発が進められている。従来のように国の研究機関等が開発を先導するようなトップダウン的開発ではなく、ファンド等の支援を受けたベンチャー企業によるボトムアップ的な開発の競争が最近の特徴である。

研究開発における国際協調・連携の枠組みとしては、2000 年代初頭より第 4 世代炉開発フォーラム（GIF）のような各国を代表する国立研究機関や大学を主体とした枠組みの中で、溶融塩炉についても 6 つの炉型コンセプトの一つ^(文献6.2-1)として選定され情報交換が行われて

参考文献

6.2-1) 山脇道夫、望月弘保、小山正史、有田裕二、三田地紘史、島津洋一郎、木下幹康、吉岡律夫、溶融塩炉の最新開発状況、日本原子力学会誌、63, 11, 791–796 (2021).GIF Annual Report 2020 など、www.gen-4.org

6.2-2) 日経新聞、2023.5.23 IAEA : <https://www.iaea.org/newscenter/news/molten-salt-reactors-iaea-to-establish-new-platform-for-collaboration>

いる。その中では、主に欧州、北米及びロシアのアクティビティに加え豪州や中国なども参加している（日本はオブザーバー参加）。その他、国際的な協力体制としては2016年秋に国際原子力機関（IAEA）が溶融塩炉技術に関する国際会議を開催し、引き続き国際プロジェクトを開始することが示された（文献6.2-2）。

近年は小型モジュール炉（SMR）へのニーズの高まりと溶融塩炉の親和性の高さから、表6.2-1に示すように（文献6.2-3）、ベンチャー企業等によるプロトタイプ炉の設計建設計画が多数発信され、それら企業が各国の支援を受けつつ溶融塩炉開発のスピードが一気に加速していると感じられる。以下に、各国における最近の主な溶融塩炉開発状況について記す。

- ・モルテックス社（英国）は燃料ピン型溶融塩炉（Stable Salt Reactor-Wasteburner : SSR-W、既存炉の使用済燃料を燃料として使用することで廃棄物低減に有用とされている）について、300 MWeのSMRがカナダ原子力安全委員会の許認可申請前設計審査（全部で3段階あるベンダー設計審査）の第1段階が2021年5月に完了し、今後第2段階では構造物等の重要度区分と品質保証プログラムの構築などの課題への対応が求められている。このSSR-Wに関しては、カナダ政府の「戦略的技術革新基金」と「技術革新による地域経済成長プログラム」から総額4750万カナダドルが支出される予定であり、商業規模の実証炉を2030年代初頭までに、カナダニューブランズウィック州内のポイントルプロー原子力発電所敷地内で建設する計画となっている（文献6.2-4）。

表6.2-1 主な溶融塩炉開発状況（文献6.2-3）

炉形式	開発主体（一部）	特徴
熱中性子炉 フッ化物	中国 SINAP(上海応用物理研究所)	ループ型 ORNL 試験炉（MSRE）の近代化版
	米国 ThorCon	非ループ・タンク型炉
	カナダ／米国 Terrestrial Energy	トリウムの燃料利用
	米国 Flibe Energy	高温フッ化物塩での水素製造
	米国 Kairos	Pu 消滅用
	日本 TTS 日本 MOSTECH	ループ技術成熟と水素製造
高速炉 フッ化物	仏／EURATOM	国研・大学による人材育成
高速炉 塩化物	英國／カナダ MOLTEX	液体封入燃料棒
	米国 Terra Power	使用済燃料の再利用
	米国 Elysium	同上
	日本 BERD	TRU の減量・毒性低減

参考文献

6.2-3) 山脇、木下ら、（「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会最終報告書（暫定版）2021年

6.2-4) Moltex Energy : <https://www.moltexenergy.com/>

・ケイロス・パワー社とテネシー峡谷開発公社 TVA (米国)はフッ化物塩冷却高温炉 (14万kWe)の開発に向けた実証炉建設を準備中である。燃料は TRISO (三重被覆層粒子燃料)で、エネルギー省 (DOE)の「先進的原子炉設計の実証プログラム (ARDP)」で3億300万ドルが支援される予定である^(文献6.2-5)。

・テレストリアル・エナジー社 (カナダ)は、小型モジュール式・一体型溶融塩炉 (IMSR) (熱出力 400 MW、電気出力 190 MW)で使用する溶融塩燃料について、米国のアルゴンヌ国立研究所 (ANL)と詳細な試験を2020年11月頃から開始し、2022年8月にカナダ西部のアルバータ州などで IMSR の建設と商業化を進める覚書を Invest Alberta 社と交わした^(文献6.2-6)。もとは 2016 年に民間で進められている先進的原子力技術の商業化支援で米国の DOE が開始したイニシアチブ「原子力の技術革新を加速するゲートウェイ (GAIN)」に選定されたことがきっかけである。また、カナダ政府からは「戦略的技術革新基金」を通じて 2000 万カナダドルが投資されている^(文献6.2-7)。

その他、米国国務省 (DOS) はパートナー国における確実・安全な原子力基盤の整備を目的に、技術協力も含めた戦略的連携を深め、エネルギー関係の技術革新を推進する「小型モジュール炉技術の責任ある活用に向けた基本インフラ (FIRST)」を2021年4月に始動した^(文献6.2-8)。DOS は具体的に、国際原子力機関 (IAEA) の「マイルストーン・アプローチ」に沿って、SMR など先進的原子力技術の導入をパートナー国で支援する計画であり、その中に溶融塩炉の開発に関する支援も行われる可能性がある。

そのような情勢の中、米国のアビーリーン・クリスチャン大学 (ACU) は、テキサス州のキャンパス内での溶融塩研究炉 「MSRR」 (熱出力 1 MW) の建設許可を米国原子力規制委員会 (NRC) に申請し、原子力実験施設 (NEXT Lab) の一部として建設する予定を示した^(文献6.2-9)。Natura Resources 社から 3050 万ドルの資金提供を受けて 2025 年 12 月までに MSRR が臨界に達する計画となっている。

さらに、Southern 社は TerraPower 社、Core Power 社 (英国) 等とも協力しアイダホ国立研究所 (INL) 内に「溶融塩実験炉 (Molten Chloride Reactor Experiment : MCRE)」を建設し

参考文献

- 6.2-5) Kairos Power : <https://kairospower.com/>
- 6.2-6) World Nuclear News, 2022.8.12
- 6.2-7) TERRESTRIAL ENERGY : <https://www.terrestrialenergy.com/>
- 6.2-8) 原子力産業協会、原子力産業新聞 2021 年 4 月 27 日版
- 6.2-9) World Nuclear News, 2022.8.19

高速スペクトル型・溶融塩高速炉の開発に向けた運転データの取得を目指している（文献6.2-10）。

Core Power 社では、溶融塩炉を用いた海水淡水化や浮揚体発電所などへの展開に関する開発も進めている（文献6.2-11）。

また、中国の上海応用物理研究所（SINAP）は、トリウム発電溶融塩実験炉（TMSR-LF1：熱出力 2 MW）の試運転の承認を受け、甘肃省武威市でプロトタイプの実験炉建設を開始した。2024 年に完成の見込みである。最終的には熱出力 373 MW の溶融塩炉を 2030 年までに建設する計画となっている（文献6.2-12）。韓国でも KAERI（韓国原子力研究院）とサムスン重工業が小型の溶融塩炉を用いた海上浮揚式発電所や船の共同開発に乗り出している（文献6.2-13）。

以上のように、溶融塩炉のデモンストレーションとしては米国とカナダが多くの予算を投入して国立研究機関と企業が組んだ開発が進行している。情報は少ないがインドネシアと米国の ThorCon Power 社による移動式溶融塩炉導入計画（文献6.2-14）についても進展が注視される。

6.3 日本の研究開発状況

世界では、前章で紹介したように溶融塩炉の設計提案が海外のベンチャー企業や国立研究所でなされており、競争が激化している。わが国では、溶融塩高速炉に関する研究は、一般社団法人次世代エネルギー研究・開発機構（BERD）が行っており、熱中性子タイプに関しては、（株）トリウムテックソリューション（TTS）と（株）MOSTECH モステックが行っている。BERD は、日本原子力学会の委員会活動を引き継いだ任意団体として発足し、2016 年よりは一般社団法人として活動している。最近は、経済産業省「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業（NEXIP）」の一環として、日本原子力研究開発機構から委託を受けた予算で、東京工業大学（東工大）、福井大学、同志社大学、電力中央研究所とコンソーシアムを組んで溶融塩高速炉の開発を目指して活動している。溶融塩炉の研究に関しては、予算が少ないので研究は大きくは進んでいないが、これまでの研究成果をまとめた報告を原子力学会誌に発表している（文献6.2-1）。また、研究成果を原子力学会の年会でシリーズ発表している。

参考文献

6.2-10) World Nuclear News, 2021.11.19

6.2-11) Core Power (UK) Ltd.: <https://corepower.energy/>

6.2-12) World Nuclear News, 2022.8.9

6.2-13) 原子力産業新聞、海外 NEWS, 2021.6.15

6.2-14) ThorCon Power : <https://thorconpower.com/project/>

この他東工大が、再処理を行わない概念で、BERDとは異なった塩を対象にした研究を行っている。

6.3.1 塩化物溶融塩高速炉システム

6.3.1.1 システム概要

現在系統的な研究が進んでいる塩化物溶融塩高速炉に関する現状を報告する。この溶融塩高速炉には、原子炉に再処理施設を付属させた概念 IMSFR (Integral Molten Salt Fast Reactor) と再処理を運転中に行わない概念があり、前者は日本独自に提唱されたものである（文献6.3-1）。その他の溶融塩燃料組成や、熱中性子型溶融塩炉に対しても、基本的な特性はほぼ同じであると理解していただいて差し支えない。塩化物の溶融燃料塩は、フッ化物に比べて溶融温度が低い事や乾式再処理の経験、および炉物理的な観点から選択している。また、最も実用化に近いと考えられている TerraPower 社や Elysium 社の溶融塩炉でも塩化物溶融燃料塩を選定している。溶融燃料塩が循環する 1 次系を含む熱輸送系は、図6.3-1に示すように、3 段階の熱輸送系から構成されている。

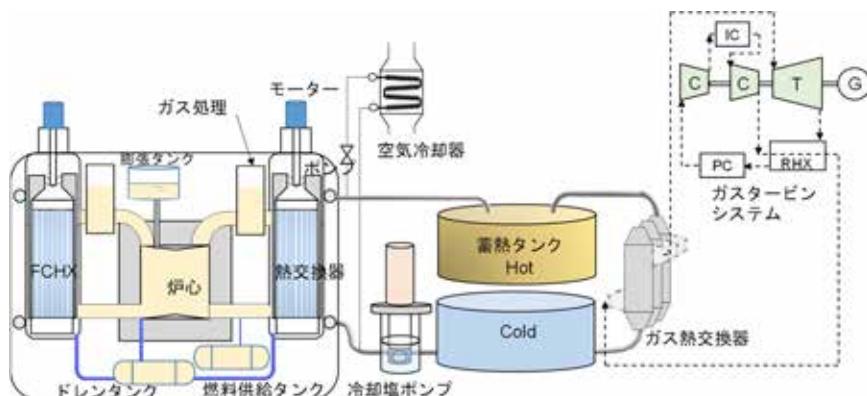


図6.3-1 溶融塩高速炉熱輸送系の概要

溶融燃料塩が循環する 1 次系は、炉心、反射体、気体処理系、燃料ポンプ、熱交換器、ドレンタンク、燃料供給タンク等から構成されており、燃料に接する機器の全てが原子炉容器

参考文献

6.3-1) Yamawaki, M., Koyama, T., Reducing the Burden of High Level Radioactive Waste with Transmutation—Proposal of Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR), Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences, 16, 1 (2016).

内に設置されている。このため、炉心から機器に接続している配管の破断が生じた場合でも、燃料は外部に漏洩しない構造になっている。炉心は、図6.3-1（前頁参照）からも分かるように、直径が 2.3 m、高さ 2.4 m の中空の円筒状容器であり、上部と下部には、溶融燃料塩整流用の 100 mm 高さの円錐状突起を有している。炉停止用の制御棒は、現在までの評価では不要とされているため設けていない。このため、原子炉を起動する方法に関しては、注入 He 気泡を利用した方法が提案されている^(文献6.3-2)。原子炉の特性が、多重の炉停止系を用いないと安全に停止できない炉と異なり、炉自身の固有の安全性で安全な状態に移行する特性を有しているためである。原子炉出力は、熱交換器の基数で決まるモジュラー炉であるが、700 MWt 热出力を基本モデルとして研究している。燃料塩の組成は、融点や燃料溶解度等の物性と再処理適応性より $35\text{NaCl}-35\text{CaCl}_2-20\text{UCl}_{3/4}-10$ (Pu 含む TRU) Cl_3 を考えている。気体処理系は、核分裂で発生する核分裂生成物 (FP) の 1 つであるキセノン (Xe) 気体などを処理する系統であり、入口管からヘリウム (He) 気体を注入して炉心を通過させ、Xe などの気体と一緒に回収する。Xe はオフガス系を通して排気し、He は回収して再利用する。燃料ポンプで循環する液体燃料の熱は、熱交換器で 2 次系の冷却塩に受け渡され、蓄熱タンクに一時貯蔵される。2 次系の溶融塩は、現在太陽熱発電で検討されている組成であり、物性値も計測されている $27.5\text{NaCl}-32.5\text{KCl}-40\text{MgCl}_2$ を考えている。3 次系は、窒素ガスタービンで発電する事を考えており、2 次系の熱は、熱交換器で 3 次系の窒素ガスに移行する。超臨界二酸化炭素を用いたタービンシステムが実用化された場合には、作動流体を変更する予定である。

6.3.1.2 溶融燃料塩循環システム

炉物理、核熱水力解析には、燃料塩の流体物性が必要であり、これまでに実施された物性値の計測結果や予測式に基づき溶融燃料塩の物性値を福井大学が担当して予測している^(文献6.3-3)。また、過渡解析に必要な動特性パラメータや最小臨界体積に関しては東工大が MCNP6.2 コードを用いて計算し、塩素の核データに関しては、従来利用している核データが持つ誤差に関して評価している^(文献6.3-4)。また、東工大のグループは、溶融塩が下から

参考文献

- 6.3-2) Mochizuki, H., Nakase, M., Study of power control of a molten salt fast reactor using void fraction change, ICONE30, Kyoto, Japan, ICONE30-1101, (2023).
- 6.3-3) 有田裕二, 溶融塩高速炉のフィージビリティー(3) 塩の熱物性の評価、日本原子力学会予稿集、2020 年秋の大会、Zoom 発表、3I10, (2020).
- 6.3-4) 千葉敏、稻倉恒徳、山野直樹、溶融塩高速炉のフィージビリティー(2) 核データと核特性、日本原子力学会予稿集、2020 年秋の大会、Zoom 発表、3I09, (2020).

上に向かって温度上昇することによる出力の下側へのシフトに関して Serpent 2 コードを用いて研究しており、その大きさは約 11 cm と結論づけている（文献6.3-5）。この出力シフトに関しては、より大きなインレットピーク出力分布を想定した過渡挙動解析を行い、ほとんど過渡変化に対して影響が生じないとの結論が得られている。

溶融塩炉では、燃料が循環するため、核特性と熱特性を同時に解析しないと過渡現象を正しく評価できない。また、熱輸送系全体を解析するためにはシステムコードが必要であり、RELAP5-3D のライセンスを米国アイダホ国立研究所 (INL) から取得して利用している。RELAP5-3D は通常軽水炉の配管破断解析などに従来は利用されてきたコードであるが、コードが利用する流体物性バイナリーデータを INL から提供された ATHENA コードで発生させて利用している。RELAP5-3D の流動計算は 1 次元のモデルとなっているため、炉心部を詳細に解析するためには、計算流体力学コード (CFD) が必要であり、FLUENT コードを利用している。FLUENT は、3 次元の流動伝熱を解析できるが、核に関してはモデルが組み込まれていないため、ユーザ一定義関数 (UDF) をを利用して、流動する燃料塩の動特性方程式を跳躍近似を仮定して離散化してコンパイルし、FLUENT 本体に組み込んでいる（文献6.3-6）。RELAP5-3D の核熱結合モデルは、固定された燃料に対するものであり、流動する燃料の場合には、入力データを工夫する必要がある。このため、UDF をリンクした FLUENT と RELAP5-3D 両コードに関しては、1960 年代にオークリッジ国立研究所 (ORNL) が建設し運転した MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) で計測されたデータを利用して別々に検証し利用している（文献6.3-7、6.3-8）。気体処理システムは、He ボイドが負の反応度を有する事から最終的には詳細に評価する必要があるが、ボイド率は 0.5% 程度と想定しているため、現時点の研究では無視している。

しかし、ボイド反応度係数は、約 $-1.7 \text{ \$ / \% void}$ と非常に大きいため、流量の過渡が生じる条件では、二相流での過渡変化解析手法としなければならず、現在東工大で開発中である。

参考文献

- 6.3-5) 田原義壽、千葉敏、望月弘保、小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発 (1) 核熱結合計算による炉内出力分布の評価、日本原子力学会予稿集、2022 年秋の大会、茨城大学日立キャンパス、1G05, (2022).
- 6.3-6) Mochizuki, H., Neutronics and thermal-hydraulics coupling analysis using the FLUENT code and RELAP5-3D code for a molten salt fast reactor, Nuclear Engineering and Design, 368, 110793 (2020).
- 6.3-7) Mochizuki, H., Verification of neutronics and thermal-hydraulics coupling method for FLUENT code using the MSRE pump startup, trip data, Nuclear Engineering and Design, 378, 111191 (2021).
- 6.3-8) Mochizuki, H., Validation of neutronics and thermal-hydraulics coupling model of the RELAP5-3D code using the MSRE reactivity insertion tests, Nuclear Engineering and Design, 389, (2022a), 111669.

溶融燃料塩システムは、炉心内の温度分布などをできる限り簡単な方法で均一化するため、入口管中心を反時計回りに 60 mm シフトしている。これによって炉心部周辺に弱い渦が発生し、中心から離れた反射体の壁付近にも流れが到達する事で、均一化がなされている（文献6.3-9）。溶融塩炉の熱交換器に関しては、注意すべき点が 2 つある。一つ目は、溶融燃料塩の熱伝導率が低いため、その結果熱伝達率が低くなり、流路の伝熱方向の長さを小さくしなければならない事である。二つ目は、炉心で TRU 等の燃焼を考えた場合、燃料の照射時間を長くするため、炉心外の燃料体積をできる限り小さく設計する事である。これらの条件を考慮して、溶融塩炉用の熱交換器がジグザグ流を有する熱交換器を用いた実験で検証した CFD モデルを用いた解析で提案されている（文献6.3-10）。窒素ガスタービンシステムは、すでにメーカーでの実績があるものを採用しているため、開発要素はない。

以上のように、原子炉機器の構成に関しては大きな問題がなくシステム構成の基礎研究が進んでいるが、材料に関してのさらなる研究がこれからも必要である。現時点で明確になってるのは、MSRE と同じように、ハステロイ C が適用できるとの結果が得られているが、ステンレスそのものは腐食速度が大きいため使用できそうもないとの結果である（文献6.3-11、6.3-12）。このため、ステンレス材を表面処理して使うための研究が進行中である。

6.3.1.3 原子炉固有の安全性と TRU 燃焼

開発を提案された溶融塩炉の核熱解析モデルを図6.3-2（次頁参照）に示す解析体系に提供して、従来の原子炉では非常に厳しい事象を解析している。原子炉停止用の制御棒は、すべての事象で考慮していない。対象としている過渡もしくは事故は、燃料流量喪失事象（ULOFF : unprotected loss-of-fuel-flow）、ヒートシンク喪失事象（ULOHS : unprotected loss-of-heatsink）、全交流電源喪失事故（USBO : unprotected station blackout）、反応度事故（URIA : unprotected reactivity initiated accident）等である。現時点では、これらすべての事象で、燃料ポンプは安全保護系のインターロックによってトリップされることを想定している。

参考文献

- 6.3-9) Mochizuki, H., Study on Transient and Accident Behaviors of Molten Chloride Salt Fast Reactor, Journal of the Nuclear Science and Technology, (2022c). [http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2022.2131647.](http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2022.2131647)
- 6.3-10) Mochizuki, H., Study of thermal-hydraulics of a sinusoidal layered heat exchanger for MSR, Nuclear Engineering and Design, 396, 111900, (2022b).
- 6.3-11) 福元謙一、中川奎、有田裕二、溶融塩高速炉のフィージビリティー研究(II)(5) 塩化物共晶塩と Ni 基合金およびステンレス鋼の腐食挙動研究、日本原子力学会予稿集、2022 年秋の大会、茨城大学日立キャンパス、2F18, (2022).
- 6.3-12) 後藤琢也、渡邊崇、鈴木祐太、溶融塩高速炉のフィージビリティー研究(II)(7) 材料腐食挙動試験、日本原子力学会予稿集、2022 年秋の大会、茨城大学日立キャンパス、2F20, (2022).

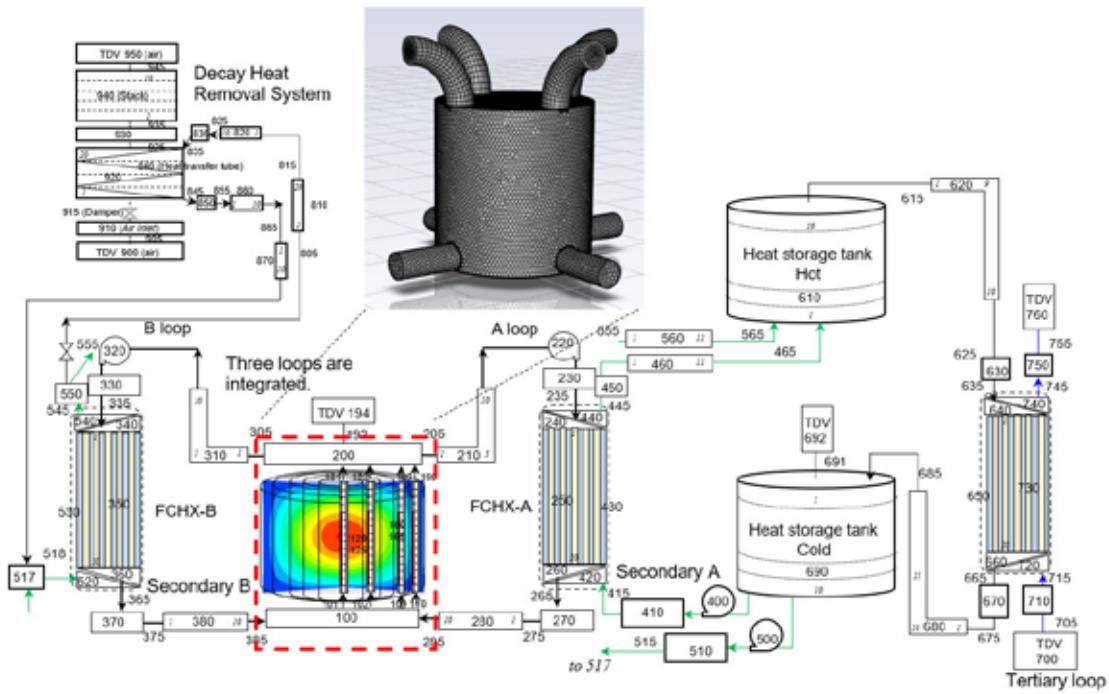


図6.3-2 溶融塩高速炉の熱輸送系の RELAP5-3D による解析モデルと
炉心詳細核熱解析のための FLUENT モデル

安全保護系をすべてバイパスする解析は、2023年度に実施する予定になっている。溶融塩高速炉は、燃料温度が上昇すると体積膨張が生じ、それによって燃料の密度が薄められ大きな負の反応度が投入されることが明確になっている（文献6.3-13）。この固有の特性によって、どのような過渡変化が原子炉に生じた場合でも、図6.3-3（次頁参照）に示すように燃料ポンプが停止されれば原子炉出力は崩壊熱出力に移行する事が明確になっている（文献6.3-9）。解析された過渡事象の中では、URIAが原子炉にとって最も厳しい事故であるが、反射体内に制御棒を設けることを想定した場合に、制御棒が誤作動して大きな正の反応度が印加された事故を解析し、約10\$の反応度が瞬時に加えられても、原子炉は元の出力に戻り、燃料温度は安全な範囲で推移する事をSerpentコードを用いた解析で示している（文献6.3-14）。

参考文献

- 6.3-9) Mochizuki, H., Study on Transient and Accident Behaviors of Molten Chloride Salt Fast Reactor,
Journal of the Nuclear Science and Technology, (2022c). <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2022.2131647>.

6.3-13) Mitachi, K., Shimazu, Y., Incineration of trans-uranium elements using chlorides molten salt reactors -
A proposal of incineration in three steps, Journal of Nuclear Science and Technology, 59, 10, 1297-1303, (2022).

6.3-14) 平野はるか、田原義壽、千葉敏、望月弘保、小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発(2)制御棒価値の最適化に
関する予備検討、日本原子力学会予稿集、2022年秋の大会、茨城大学日立キャンパス、1G06, (2022).

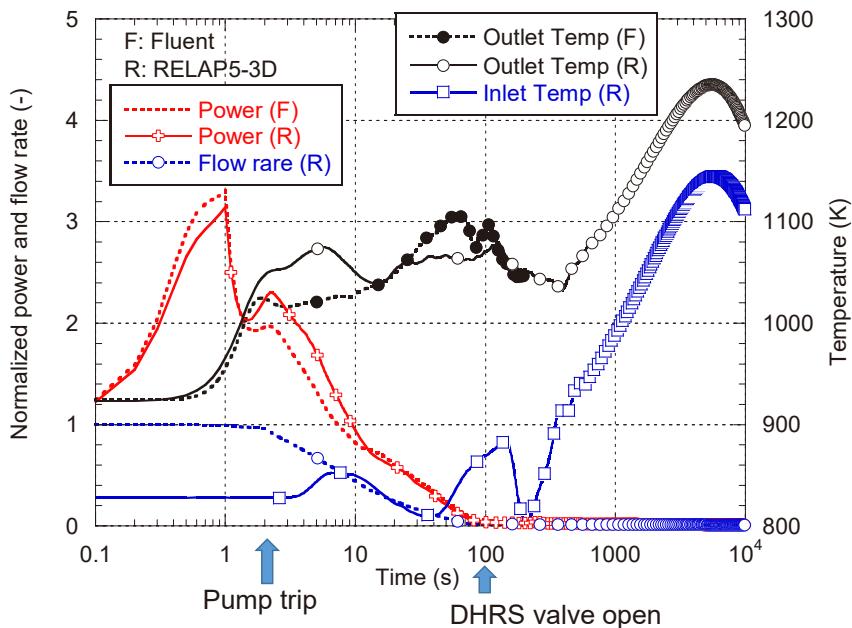


図6.3-3 3\$の反応度が1秒間にランプ状に投入された後出力高信号で燃料ポンプがトリップされ
自然対流を利用した崩壊熱除去系が作動した場合の過渡長期挙動

燃料は定格運転時から約7%の崩壊熱出力を出し続け、原子炉が停止した後は、出力は減少するもののいつまでもゼロにはならない事は、他の炉型と同じである。溶融塩高速炉の場合には、2次系に崩壊熱除去系が設けられており、溶融塩の自然循環と大気の自然対流で空気冷却器を用いて崩壊熱を除去するシステムを採用している。空気冷却器は、「もんじゅ」で採用しているものと同じ設計で評価して問題ないことが種々の過渡事象解析によって確認されている（例えば図6.3-3）。これらの結果、MSREで採用されていた制御棒不作動時のバックアップである燃料を急速ドレンするシステムは必要なく、毎日燃料を交換するためにゆっくりとドレンするシステムが原子炉の安全性や機器の簡素化に対して必要であるとの結論である。

今後は、より強固な安全性を確認するため、全ての過渡事象において安全保護系がバイパスされることを想定した評価を行うことも必要である。しかし、安全保護系が作動しなくても、運転員が10分後に手動で対処することで問題ない見通しである。

TRUを効率良く減量するためには、図6.3-4（次頁参照）に示すような三段焼却方式が効果的である。1段目は、2.2 GWtの炉を3基とし、Puを120.65 t、MAを14.54 t使用する。40年間運転した後の燃料を同規模の炉出力を有する1基の溶融塩高速炉に供給し、40年間運転する。この燃料をさらに3段目の中型炉（熱出力820 MWt）に供給し、40年間運転すると図中の表に示す核種が残留する。このように3段階の焼却方式は、全体で120年を要するが、

Pu の 94%、マイナーアクチニド（MA）の 84%を減量できることが明確になっている。固体燃料を用いる高速炉よりも TRU 焼却を効率的に行いうとの結論である。さらに、初期には Pu 等の核分裂物質を供給して運転し、約 20 年後からは劣化ウランだけを供給することで、自分自身で製造した核分裂物質 TRU を用いて運転が炉寿命まで可能な運転方法も評価されている（文献6.3-13）。

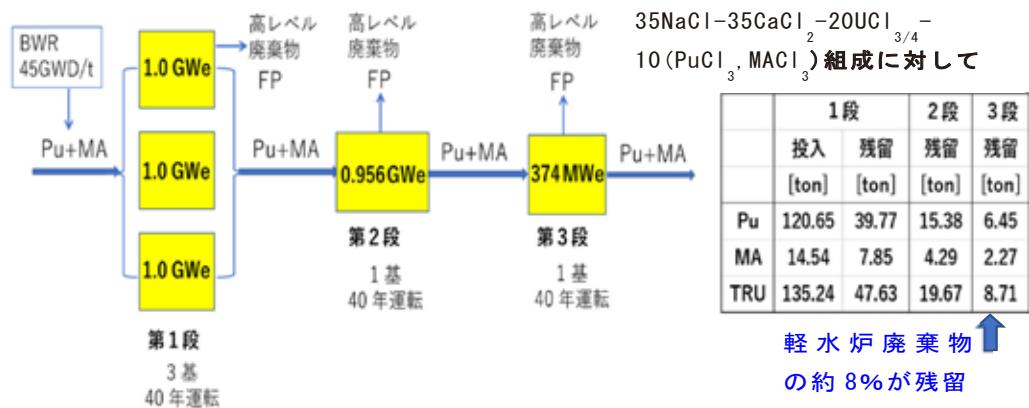


図6.3-4 三段消滅方式

6.3.1.4 熱の多目的利用

2 次系の冷却システムには、蓄熱タンクが設けられており、このタンクを利用して火力発電を行っているような負荷追従運転を行うための研究が行われている。日負荷追従は、これまでに行われた研究で、ポンプ回転数を制御する事で問題なく行えるとの予想がなされている（文献6.3-9）。更に短い時間での応答に関しては、給電指令所からの要求に対して発電する LFC (Load Frequency Control) 運転と GF (Governor Free) 運転があり、数分、数秒の負荷の揺らぎに対して追従する運転である。タンクを非常に大きくすれば、日負荷追従運転も原子炉側の流量や出力を変化させずに行えることは明白である。

参考文献

- 6.3-9) Mochizuki, H., Study on Transient and Accident Behaviors of Molten Chloride Salt Fast Reactor, Journal of the Nuclear Science and Technology, (2022c). <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2022.2131647>.
- 6.3-13) Mitachi, K., Shimazu, Y., Incineration of trans-uranium elements using chlorides molten salt reactors - A proposal of incineration in three steps, Journal of Nuclear Science and Technology, 59, 10, 1297-1303, (2022).

この原子炉を船に用いた場合、蓄熱タンクの容積を検討する必要が有るが、急速な出力変化にも対応できるようになる事が考えられる。また、発電した電力を使って、水素を発生させアンモニアを合成する事も考えられる。これらの気体は、カーボンフリーの燃料として社会に大きく貢献する事が予測される。

6.3.2 溶融塩燃料の再処理と燃料製造

塩化物溶融塩高速炉では、液体燃料の特長（燃料成形や燃料集合体製造が不要）を生かした、半連続的な燃料サイクルが想定されているが（例えば、Nelson, 1967）^(文献6.3-15)、再処理・燃料製造プロセスまで具体的に検討された例は少ない^(文献6.3-16)。そこで、近年FBR金属燃料の再処理・燃料製造で大きく進歩した塩化物溶融塩を用いた乾式再処理^(文献6.3-17)技術を基に、IMSR溶融塩炉に適した再処理・燃料製造プロセスを検討した（図6.3-5）（次頁参照）。ここでは、再処理製品が固体燃料でなく液体燃料であるため、主な分離プロセスであるアクチニド回収と希土類回収について途に固体を経る電解析出ではなく、液体のままで処理を行う溶融塩／液体金属系での還元抽出が合理的と考えて採用した。還元抽出も電解析出と同じく、Puを単独で分離することは原理的に不可能なため、核拡散抵抗性の高い再処理プロセスである。一方、廃棄物量を低減するためには塩構成成分のNa、Caを分離してリサイクル利用することが重要なため、廃棄物処理では液体Biを陰極とした溶融塩電解を採用している。また、燃料塩の融点低下のため製品中のウランはUCl₃とUCl₄を共存させることとし、逆抽出で形成したUCl₄に外部から劣化ウランのUCl₃を添加して製品燃料塩とする乾式再処理・燃料製造プロセスフローを構築した。なお、本プロセスではCl-36の生成抑制のためCl-37を同位体濃縮したClを燃料塩として使用する可能性を勘案して、Clの回収・再利用も考慮した。

参考文献

- 6.3-15) Nelson, A. et al., Nuclear Applications, 3: 540–547, September 1967.
6.3-16) Fredrickson, G. et al., “Molten salt reactor salt processing technology status”, INL/EXT-18-51033 (2018).
6.3-17) Koyama, T., “Chapter 10: Nuclear technology for pyrochemical treatment of spent nuclear fuels”, p.267–310, K.L. Nash and G.J. Lumetta edited, “Advanced separation technique”, Woodhead Publishing, ISBN : 978-1-84569-501-9 (2011).

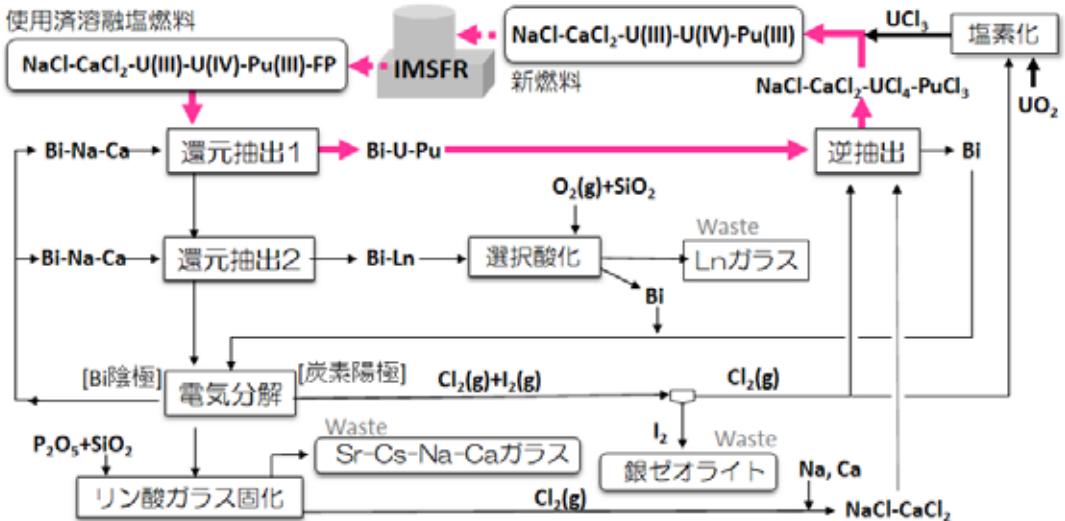


図6.3-5 IMSFR の再処理および燃料塩製造プロセスフロー

次に再処理・燃料製造のマスバランスを評価した。700 MWth の IMSFR 標準炉心では一日当たり 4.06 リットルの燃料塩が取り出されるので、これを 30 日間タンクに貯めてバッチ処理する場合、年間 10 バッチ（稼働率 300 日／年）で、処理量 4.4 ton / 年の小規模再処理である。この炉は 40 年間の物量収支として、28.62 トンの U が補給されるため、燃料製造ではバッチ当たり 18.8 kg の U を外部より添加することとした。以上の入力量に基づいてマスバランスを評価すると、1 年間の運転で発生する廃棄物は、94 kg の希土類ガラスと 23 kg のリン酸ガラスのみであり、19 kg の MOX および 3.4 kg の Ca と 2.0 kg の Na を加えることで 1 年間の運転に必要な燃料塩を製造できる見込みとなった。

今後は、再処理プロセス特性の評価に必要な、溶融塩中の活量係数等の物性データの取得を進めることにより、マスバランスの精度を上げるとともにプロセス機器概念の検討を行い、溶融塩炉燃料の再処理・燃料製造の成立性・実用性の評価に繋げていきたいと考えている。なお、乾式再処理・燃料製造では、溶融塩の劣化を防ぐため、全ての工程はアルゴン等の不活性ガス雰囲気で実施する必要があることを注記する。但し、これはコストアップの要因とはなるものの、人がアクセスできないことによる核拡散抵抗性の向上や、火災事故の回避など利点も多く、湿式法に比べてコンパクトな設備で済むため施設全体としては十分な経済性を有していると期待される。

6.3.3 今後の課題

6.3.3.1 原子炉熱輸送システム

これまでの研究は、基礎的なものであり、溶融塩高速炉システムが、固有の安全性を有している事を証明することに集中していた。今後実施しなければならない研究項目として、次のような基礎的な項目が残されている。

- ① 予想はされているが解析では証明されていない負荷追従性能の明確化
- ② 気体処理系のボイドを考慮した過渡変化挙動の再評価
- ③ 気体処理系を利用した反応度制御
- ④ 種々の燃焼方式に対して最終的に残留する核廃棄物

炉心にボイドが存在すると、大きな負の反応度が加えられるため、さらに安全な方向に向かうことは必定である。この結果、安全性が高い溶融塩高速炉の概念が出来上がる。

概念に基づいて研究する必要のある熱輸送系に関する項目は、原子炉の設計を担うことになる主体が行うものであり、重要なものを次に列挙する。

- ① 燃料ポンプの詳細設計とメンテナンス方法
- ② 反射体の構造と交換手順
- ③ 板状熱交換器の溶接実証
- ④ 崩壊熱除去系に接続するための特殊弁設計

6.3.3.2 その他設計に必要な課題

これ以外に、実施すべき研究は、材料の研究は継続して実施し、普及しているステンレス鋼を用いた設計が行えるようにする必要がある。また、使用する溶融燃料塩について、溶融温度、密度、熱容量、熱伝導率、粘性係数等の熱物性、さらに、溶融燃料塩中のアクチノイドやFP元素の溶解度、活量係数等を計測して熱流動解析やプロセス評価に利用できるようにする必要がある。このためには、核物質を用いて溶融塩の組成で計測する必要があり、日本では日本原子力研究開発機構の施設を利用してしか計測できない。世界に目を転じれば、EUがドイツのカールスルーエにあるJoint Research Centerでどのような燃料でも物性値を測定することができる施設を運用している。

また、燃料を製造する研究、特に福島第一原子力発電所事故のデブリを燃焼させるための燃料製造に関して研究する必要がある。従来塩素は原子炉にとって有害物質と認識されていたため、核データは極めてシンプルであり、詳細に評価しなければならない上、天然の塩素には³⁵Clと³⁷Clがあり、前者は長半減期の有毒物質となるため、できれば濃縮する技術が求められる。このほか、核拡散抵抗性やテロ対策に関する研究も今後行う必要がある。

6.4 終わりに

以上、溶融塩高速炉に重点を置いて、研究開発の状況を解説した。高速炉は、超ウラン元素などの長寿命放射性廃棄物の減量処理に向いており、中でも液体燃料を用いる溶融塩高速炉は固体燃料高速炉よりも超ウラン元素の溶解度が高く燃料組成制御が容易であるなど運転の自由度が高い点が有利である。特に、IMSFRでは、燃料再処理をオンサイトで実施しうるので、高い廃棄物減量効率が期待でき、比較的短期間での廃棄物消滅処理を実現できると期待される。原子力開発全体への大きい貢献となりうる。塩化物溶融塩を用いることは、食塩が主成分の燃料及び冷却材であるので、それは国民にとって身近な食品添加物であり安心感を抱いてもらえるかもしれないし、ナトリウムのような発火の心配はなく安全性が高い。超ウラン元素だけでなく、劣化ウランも燃料とすることができる、核燃料資源を長期間有効に活用することが可能となる。塩化物溶融塩では実用材料のステンレス鋼を使うことが可能となるので、経済性、安全性をともに高めることができる。また、溶融塩高速炉は浮体式原子力発電所の原子炉として有力視されている。このように、溶融塩高速炉は、革新炉としての基本的な特性で優れており、今後実用化に向けて研究開発を強化することが望まれる。

第7章 世界の小型モジュール炉の研究開発の現状（柴田大受）

7.1 SMR 導入の背景（文献7.1-1～4）

従来の 1,000MWe クラスの原子炉に比べ、出力を数分の一以下にした小型モジュール炉（Small Modular Reactor : SMR）が、世界各国で注目され、導入に向けた検討が進められている。一般に、電気出力 300 MWe 以下の原子炉を SMR と称しているが、300 MWe 以上の炉やマイクロ炉と言われる数 MWe 程度の小型の炉、発電を行わずに熱供給のみ行う炉等もある。本章では、それらを含めて記載する。

SMR のメリットとしては、以下が挙げられている。まず、小型であるため炉心表面から外部への放熱がしやすく、受動的安全性を高めることが可能であり、これにより機器・設備の簡素化や防災計画エリアの縮小等が可能となる。また、小型で簡素化したプラントであるため、大型炉に比べて建設コストを抑えられ建設期間も短縮できる。さらに、電力需要が小さい地域や電力インフラが未整備な地域へ導入するのに適していること、発電以外の用途（産業への熱供給、水素製造の熱源等）や再生可能エネルギーの出力変動への調整に使用できること等において、高い柔軟性を有している。

現在、米国、英国、カナダ等をはじめ、世界各国で SMR の開発、導入に向けた検討が進められている。各国における主な SMR 開発の状況を図7.1-1（次頁参照）に示すとともに、以下に主な開発状況を概観する（2022 年 10 月時点の情報に基づき記載している）。

参考文献

- 7.1-1) 日本原子力研究開発機構、”海外における SMR の開発・導入動向（2021.10.14）”
<https://www.jaea.go.jp/04/sefard/ordinary/2021/20211014.html>
- 7.1-2) 日本原子力研究開発機構、”カーボンニュートラルの実現に向けて～小型モジュール炉(SMR)開発の動向～”
<https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/>
- 7.1-3) 山野、稻葉、”原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況 1. 最新の国内外の新型炉開発の状況、”
日本原子力学会誌、pp10-14, Vol.64, No.2 (2022).
- 7.1-4) (一般社団法人)海外電力調査会、“世界の革新炉開発動向、”2022 年 3 月 28 日
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/025_04_00.pdf

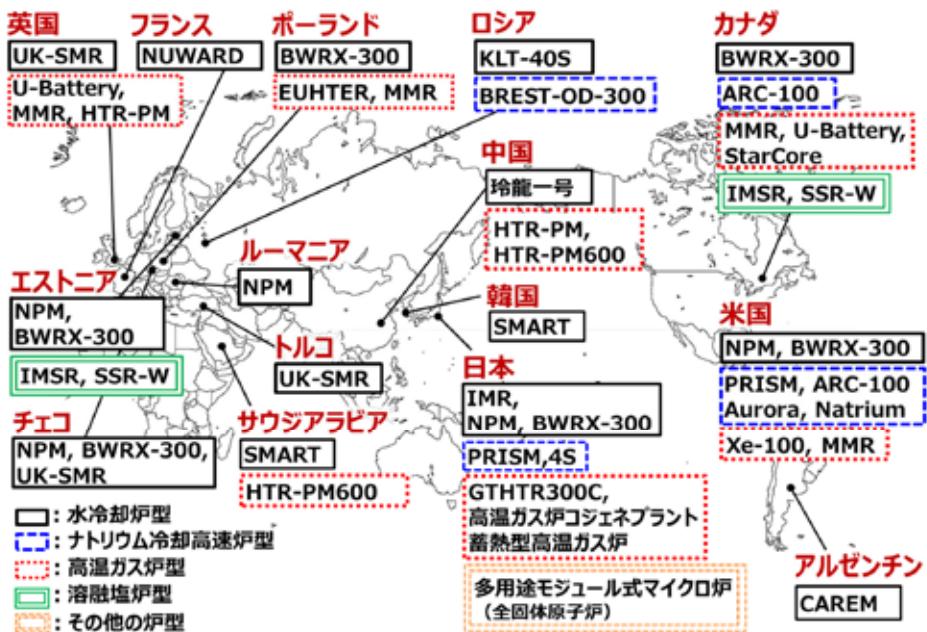


図7.1-1 世界各国で開発・導入が進む主なSMR

7.2 米国

7.2.1 新型炉実証プログラム（ARDP）

2020年5月にエネルギー省(DOE)は、新型炉実証プログラム(Advanced Reactor Demonstration Program: ARDP)を開始した(文献7.2-1)。以下に示すよう3段階の実施目標期間について、選定した民間と大学のプロジェクトに対してDOEから支援を行っている(文献7.2-2~4)。

参考文献

- 7.2-1) DOE, "U.S. Department of Energy Launches \$230 Million Advanced Reactor Demonstration Program," May 14, 2020. <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-launches-230-million-advanced-reactor-demonstration-program>
 - 7.2-2) DOE, "U.S. Department of Energy Announces \$160 Million in First Awards under Advanced Reactor Demonstration Program," October 13, 2020. <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-160-million-first-awards-under-advanced-reactor>
 - 7.2-3) DOE, "Energy Department's Advanced Reactor Demonstration Program Awards \$30 Million in Initial Funding for Risk Reduction Projects," December 16, 2020. <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-30-million-initial>
 - 7.2-4) DOE, "Energy Department's Advanced Reactor Demonstration Program Awards \$20 million for Advanced Reactor Concepts," December 22, 2020. <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-20-million-advanced>

- ① 新型炉実証プロジェクト（5～7年以内に実証（運転）可能な新型炉）：2件
- ② 将來の実証に向けたリスク低減プロジェクト（将来（10～14年後）の新型炉実証に向けたリスク低減を目的とした技術・運転・規制課題解決）：5件
- ③ 新型炉概念 2020（ARC-20）プロジェクト（2030年代半ばに実用化が期待される革新的新型炉概念）：3件

表7.2-1 米国 ARDP の採択炉型と現状

計画名等	選択炉型及び出力	状況及び計画
ARDP① 5-7年以内の新型炉実証 (2020年代後半運開)	高速炉:Natrium (TerraPower 社)	345 MWe 2020年10月選定。ワイオミング州の 旧石炭火力発電所跡地に建設予定。 2023年8月に建設許可を、2026年 3月に運転許可を NRC に申請予定。
	高温ガス炉(ペブル型): Xe-100 (X-energy 社)	75 MWe 2020年10月選定。Energy Northwest 社のワシントン州コロンビア原子力 発電所敷地内に建設予定。
ARDP② 将来的実証に向けたリスク低減 (2030年代半ばの運開)	溶融塩炉:Hermes (Kairos Power 社)	— 2020年12月選定。フッ化物塩冷却 高温炉:KP-FHR の開発。テネシー州 東部テネシー技術パークに建設予定。
	ヒートパイプ冷却炉: eVinci 超小型炉 (WH 社)	15 MWt 2020年12月選定。
	TRISO 燃料・SiC マトリックス 利用炉:BANR (BWXT AT 社)	50 MWt 2020年12月選定。
	PWR:SMR-160 (Holtec Government Services 社)	160 MWe 2020年12月選定。
	溶融塩炉:MCRE (Southern Company Services 社)	1 MWt 2020年12月選定。塩化物溶融塩 高速炉: MCFR の開発。
ARDP③ 新型炉概念 2020 (2030年代半ばの実用化を期待)	高速炉: 固有安全新型 SMR(ARC 社)	100 MWe 2020年12月選定。ARC-100に基づき 検討。
	高速炉: モジュール型 高速炉(GA 社)	50 MWe 2020年12月選定。
	高温ガス炉: 水平コン パクト高温ガス炉 (MIT)	— 2020年12月選定。

熱出力:MWt、電気出力:MWe

ARDPにおける採択の状況について表7.2-1(前頁参照)に示す。このうち、①新型炉実証プロジェクトでは、TerraPower社のナトリウム冷却高速炉 NatriumとX-energy社のペブルベッド型高温ガス炉 Xe-100が採択されている。両者について、初年度費用として、各社に8,000万ドルが支援され、DOEが約7年間に投資する総額は、約32億ドルに達する見通しである。Natriumは、ワイオミング州のケメラー石炭火力発電所の跡地に建設が予定されている。Terra Power社は、Natriumの建設許可を2023年8月に、運転許可を2026年3月に申請する計画である。2022年1月には、TerraPower社と原子力機構、三菱重工、三菱FBRシステムズとの間でナトリウム冷却高速炉技術の開発協力に関する覚書が締結された^(文献7.2-5)。X-energy社とワシントン州の公益電気事業者との間で覚書が締結され、Xe-100の建設予定地としてワシントン州リッチランドの北部にあるエナジー・ノースウェスト社のサイト内(コロンビア発電所(BWR)が運転中)を想定している。

7.2.2 NuScale Power社のSMR開発

米国NuScale Power社は、熱出力200MWt、電気出力77MWe(当初設計では50MWe)のPWR型SMRであるNuScale Power Module(NPM)を開発中である。ユタ州公営共同電力事業体(UAMPS)はSMR建設を柱とする無炭素電力計画(CFPP)を進めており、その一環として、2029年にアイダホ国立研究所(INL)敷地内においてNPMの初の運転開始を目指している^(文献7.2-6)。2020年10月、DOEはCFPPに対し、10年間にわたる13億5,500万ドルの資金援助を承認している。NPMの開発に当たっては、これまでにもDOEによる支援(2013年の2億2,600万ドル等)を受けている^(文献7.2-7)。

米国では、2012年から5年間SMR許認可申請支援プログラム(Licensing Technical Support:LTS)が実施された。LTSは、SMRの許認可対応に要する費用をDOEが分担するもので、2014年にNPMが支援先として選定された。NPMの設計(当初設計の50MWe)は、米国原子力規制委員会(NRC)より2020年9月に標準設計承認(SDA)の発行を受けており、

参考文献

- 7.2-5) 日本原子力研究開発機構、"カーボンニュートラル実現に貢献するナトリウム冷却高速炉技術に関する日米協力の推進について(米国テラパワー社との協力)"、2022年1月27日
<https://www.jaea.go.jp/02/press2021/p22012701/>
- 7.2-6) NuScale Power, "CARBON FREE POWER PROJECT,"
<https://www.nuscalepower.com/projects/carbon-free-power-project>
- 7.2-7) UAMPS, "DOE cost-share award of \$1.355 billion is approved for UAMPS' Carbon Free Power Project," October 16, 2020. <https://www.uamps.com/file/41df5556-8f47-47c3-af10-d3665271fd20>

NRC の安全・規制要件を SMR で初めて満たした。なお、電気出力 77 MWe 版の SDA 取得申請は、2023 年の予定である。

NuScale Power 社は、米国、英国、カナダ、東欧、中東、東南アジア、アフリカでプロジェクトを推進している。2021 年 12 月には、NPM を搭載した発電所の呼称を VOYGR に統一すると発表された（文献7.2-8）。また、2021 年に日揮ホールディングス社と IHI 社が、2022 年に株式会社国際協力銀行（JBIC）が NuScale 社に出資している。

7.2.3 その他の SMR 開発動向

国防総省（DOD）は先進的な可搬式超小型炉（マイクロリアクター）の開発を「プロジェクト Pele」により進めており、BWXT Advanced Technologies 社と X-energy 社が主導する2チームが開発のための支援を DOD から受けているが、このうち BWXT 社製高温ガス炉設計が最終的に選定されたと 2022 年 6 月に発表された（文献7.2-9）。

GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社は、BWR 技術に基づいた熱出力 900 MWt、電気出力 300 MWe の BWRX-300 を開発中であり、2030 年の米国での初号機運転を目指している。また、Oklo 社は、熱出力 4 MWt、電気出力 1.5 MWe のヒートパイプ冷却小型高速炉 Aurora を開発中であり、2020 年代初頭から半ばにかけて Aurora の着工を目指している。両社とも、開発に当たり DOE から支援を受けている。

NRC は、テネシー峡谷開発公社（TVA）に対し、同社がテネシー州オークリッジ近郊で管理しているクリンチリバー・サイトに複数の SMR を設置するための早期立地許可の発給を 2019 年 12 月に承認した（文献7.2-10）。

参考文献

7.2-8) NuScale Power, "NuScale Power Unveils Name of Flagship SMR Plants as the Company Approaches Commercialization," December 2, 2021.

<https://newsroom.nuscalepower.com/press-releases/news-details/2021/NuScale-Power-Unveils-Name-of-Flagship-SMR-Plants-as-the-Company-Approaches-Commercialization/default.aspx>

7.2-9) BWX Technologies, "BWXT to Build First Advanced Microreactor in United States," June 9, 2022.

<https://www.bwxt.com/news/2022/06/09/BWXT-to-Build-First-Advanced-Microreactor-in-United-States>

7.2-10) NRC, "NuScale Power, LLC; NuScale Small Modular Reactor," December 17, 2019.

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2019/19-064.pdf>

7.3 英国

政府は、2020年11月に「グリーン産業革命に向けた10ポイント計画」、2020年12月に「エネルギー白書：ネットゼロ未来の原動力」を発表し、2030年代初頭までにSMRの設計開発及び新型モジュール炉（Advanced Modular Reactor : AMR）実証炉の建設を行うとした（文献7.3-1、7.3-2）。英国ではSMRは電気出力1,000MWe以下の小型軽水炉、他の炉型はAMRとしている。先進原子力基金（最大3億8,500万ポンド）が創設され、SMRの設計開発に対して最大2億1,500万ポンド、AMRの研究開発に対して最大1億7,000万ポンド、また、規制枠組み、サプライチェーン構築に4,000万ポンドを配賦する。

7.3.1 AMR研究開発・実証（RD&D）プログラム（文献7.3-3）

ビジネス・エネルギー・産業戦略省（Department for Business, Energy and Industrial Strategy : BEIS）は、2021年7月に2030年代初頭までにAMRの実証を行うAMR研究開発・実証（RD&D）プログラムを発表した。2021年12月、BEISは最も有望なAMRとして高温の熱利用が可能な高温ガス炉を選定し、2022年4月にRD&Dプログラムの公募が開始された。

AMR RD&Dプログラムは、以下の3段階のアプローチが想定されている。

- ・フェーズA：Pre-FEED（Pre-Front-End Engineering Design）

高温ガス炉実証炉概念をまとめるほか、研究開発上の課題や技術課題を特定して、その実行可能性を検討する。2022年春～冬（実際の開始は2022年9月となった）。

- ・フェーズB：FEED

高温ガス炉実証炉の概念設計を詳細に評価し、投資総額やライフサイクル・コストを正確に見積もる。フェーズAと同様に、提案がいかに英国に最大限の利益をもたらすかを検討する。2023年初旬～25年中旬。

- ・フェーズC：許認可、建設、詳細なエンジニアリング及び運転

フェーズBで成功した提案について、高温ガス炉実証炉の詳細設計、許認可、建設、初期運転を行う。2025年中旬～30年代初期（計画中）。

参考文献

7.3-1) BEIS, "The ten point plan for a green industrial revolution," November 18, 2020.

<https://www.gov.uk/government/publications/the-ten-point-plan-for-a-green-industrial-revolution>

7.3-2) BEIS, "Energy white paper: Powering our net zero future," December 14, 2020.

<https://www.gov.uk/government/publications/energy-white-paper-powering-our-net-zero-future>

7.3-3) BEIS, "Advanced Modular Reactor (AMR) Research, Development and Demonstration Programme:

Phase A competition," September 2, 2022. <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme>

フェーズ A については、原子炉に関する課題と被覆粒子燃料に関する課題があり、1プロジェクトごとの配布資金の最大はそれぞれ 50 万ポンド、25 万ポンドである。2022 年 9 月に公募の採択が行われ、原子炉で 4 件、燃料で 2 件の課題が選定された。原子力機構は英国原子力研究所（National Nuclear Laboratory : NNL）等とのチームを構成し、原子炉と燃料のそれぞれの課題に選定されている（文献7.3-4）。

また、フェーズ A 支援のため、規制機関である原子力規制局（ONR）と環境庁（EA）に対し、新型炉技術に関する能力の構築と維持を継続するため、最大 83 万ポンドを配賦する。

7.3.2 Rolls-Royce 社の SMR 開発

Rolls-Royce 社が主導する企業連合は、UK SMR という PWR 型の SMR（熱出力 1,276 MWt、電気出力 443 MWe）を開発中で、2029 年までに初号機の完成と運転開始を目指している（文献7.3-5）。BEIS は 2021 年 11 月、この SMR 開発に対するマッチングファンドとして、2 億 1,000 万ポンドを提供すると発表した。

7.4 カナダ

カナダでは、送電網が整備されていない遠隔地域等でのエネルギー源として SMR が注目されている。カナダ天然資源省（NRCan）は、2018 年 11 月に SMR ロードマップを公表し、4 つの柱（実証と展開、政策及び法整備と規制、住民の関与と信頼、国際協力と市場）に基づいた行動を提言した（文献 7.4-1）。また、2020 年 12 月には、SMR ロードマップに基づく SMR 行動計画を公表した（文献 7.4-2）。

参考文献

- 7.3-4) 日本原子力研究開発機構、"英国との協力で日本の高温ガス炉技術の実証へ—英国の高温ガス炉実証計画に採択—" 2022 年 9 月 5 日 <https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22090502/>
- 7.3-5) Rolls-Royce, "UK small modular reactor: pioneering intelligent power," <https://www.rolls-royce.com/innovation/small-modular-reactors.aspx#/>
- 7.4-1) Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee, "A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors," November 2018. https://smrroadmap.ca/wp-content/uploads/2018/11/SMRroadmap_EN_nov6_Web-1.pdf
- 7.4-2) カナダ政府、"smr action plan," December 2020. <https://smractionplan.ca/>

7.4.1 カナダ原子力研究所（CNL）のSMR実証施設建設・運転プロジェクト

CNLは、2018年4月にCNLのチョークリバー・サイトにSMRの実証炉を建設・運転するプロジェクトの提案募集を開始し、4社からの提案を審査中である。審査プロセスは、認定前段階、適正評価段階、土地の手配とその他の契約に関する交渉段階、プロジェクトの実施段階、の4段階から成り、Global First Power（GFP）社、Ontario Power Generation（OPG）社、米国Ultra Safe Nuclear Corporation（USNC）のチームのMMR（電気出力5MWeの高温ガス炉）が審査の第3段階「土地の手配とその他の契約に関する交渉段階」に進んでいる。他の3社は、Terrestrial Energy社（IMSR：電気出力190MWeの統合型溶融塩炉）、StarCore Nuclear社（StarCore：電気出力14MWeの高温ガス炉）、U-Battery社（U-Battery：電気出力4MWeの高温ガス炉）である。

また、カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、2021年5月、CNLのチョークリバー・サイトにMMRの設置を進めるGFP社によるサイト準備許可申請（LTPS、2019年3月申請）が、技術審査に移行したと発表した^{（文献7.4-3）}。

7.4.2 カナダ原子力安全委員会（CNSC）による許認可申請前ベンダー設計審査（文献7.4-4）

CNSCは、ベンダーに対する原子炉設計の事前審査（VDR）を行っている。これは正式な許認可手続きとは異なるもので、事業者が予め審査対象に関する情報をCNSCと共有しCNSCがレビューすることで正式な許認可手続きの前に双方が理解を深めることが可能となる。CNSCは、ベンダーからの申請により事前審査を実施している。

また、CNSCとNRCは、2019年8月にSMRや新型炉の技術審査を共同で実施し、知見を共有する覚書を締結した。

参考文献

7.4-3) CNSC, "Global First Power Micro Modular Reactor Project," <https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/research-reactors/nuclear-facilities/chalk-river/global-first-micro-modular-reactor-project.cfm>

7.4-4) CNSC, "Pre-Licensing Vendor Design Review,"

<https://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm>

7.4.3 カナダ州政府の SMR 導入計画

カナダ州政府において、SMR 導入に関する活動が進められている。

① 州政府間の SMR 開発協力

オンタリオ州、ニュー・ブランズウィック州（NB 州）、サスカチュワン州及びアルバータ州の 4 州が、これらの州内で SMR を開発・建設するための協定を締結し、2022 年 3 月に共同戦略を発表している（文献7.4-5）。

② オンタリオ州とサスカチュワン州が進めている SMR 計画

OPG 社、Bruce Power (BP) 社及び Sask Power 社が主導して、SMR 初号機を 2028 年までにオンタリオ州に建設し、次に最大 4 基の SMR の最初の 1 基を 2032 年までにサスカチュワン州内で完成させる計画である。効率的な SMR 導入のための炉型選定が行われ、GEH 社の BWRX-300 が選定された（文献7.4-6）。

③ NB 州が進めている SMR 計画

NB Power 社が主導し、ポイントルプロー原子力発電所敷地内に第 4 世代の先進的 SMR 実証炉を 2 種類導入する。米国 ARC Clean Energy 社の ARC-100（ナトリウム冷却・プール型高速中性子炉）の実証炉を 2030 年までに、また、英国 Moltex Energy 社の SSR-W（燃料ピン型溶融塩炉）と廃棄物リサイクル施設を 2030 年代初頭までに完成させる。

7.5 フランス

フランスでは、原子力・代替エネルギー庁（CEA）、フランス電力（EDF）、小型炉専門開発企業 TechnicAtome 社及び政府系造船企業 Naval Group が、PWR 型の SMR である NUWARD を開発している。NUWARD は、2 ユニットで構成され、1 ユニットあたり熱出力 540 MWt、電気出力 170 MWe である。2021 年 10 月にマクロン大統領より発表された投資計画「France 2030」（文献7.5-1）の中では、小型で安全性の高い SMR の開発、廃棄物をより良く管理する

参考文献

7.4-5) サスカチュワン州, "Provinces Release Strategic Plan To Advance Small Modular Reactors," March 28, 2022.
<https://www.saskatchewan.ca/government/news-and-media/2022/march/28/provinces-release-strategic-plan-to-advance-small-modular-reactors>

7.4-6) Ontario Power Generation, "OPG advances clean energy generation project," December 2, 2021.
https://www.opg.com/news-and-media/media-releases/media_release/opg-advances-clean-energy-generation-project/

7.5-1) エリゼ宮（大統領府）, "France 2030 | Élysée," October 2021. <https://www.elysee.fr/france2030>

ための技術について、2030年までに10億ユーロを投資するとされている。2022年2月には、このうち、5億ユーロをNUWARDに充当し、2030年までにプロトタイプを建設できるようプログラムを進めていく考えが示された。

7.6 ポーランド

2040年までのエネルギー政策「PEP2040」（文献7.6-1）の中で、2043年までに合計6基の発電用大型軽水炉を建設する方針に加え、高温ガス炉を主に産業用熱源として利用する可能性が示されている。高温ガス炉については、2018年1月にエネルギー省（当時）が高温ガス炉の導入に向けた諮問委員会の報告書を公開しており、その中で、産業用熱供給のために高温ガス炉を推進すること、150–300 MWt の商用炉初号機を目標とし、そのマイルストーンとして国立原子力研究センター（NCBJ）に10 MWt 以上の実験炉を建設することが示されている。NCBJと原子力機構は2019年9月に取決めを締結し、高温ガス炉分野における研究協力を進めている（文献7.6-2）。NCBJに対しては、2021年5月に高温ガス炉実験炉の基本設計に関する政府予算（3年間で総額約18億円）が配賦された。

また、ポーランドの企業が、自社が保有する石炭火力発電によるCO₂排出量の削減等を目的として、SMRの導入について検討を進めている。

ポーランドの大手化学素材メーカーであるシントス社は、GEH社と2019年より協力関係にあり、2021年12月にはSGE社（シントス社のグループ企業）とPKNオーレン社（石油精製会社）で、マイクロ炉やSMR（特にGEH社のBWRX-300）の建設と商業化を進めるため合弁事業体の設立に向けた投資契約を締結した（文献7.6-3）（2022年3月、オーレン・シントス・グリーン・エナジー社を設立）。また、シントス社とZE PAK社（電力会社）は、2021年8月にZE PAK社の石炭火力発電所にBWRX-300等のSMRを4～6基建設する計画を示した（文献7.6-4）。

参考文献

7.6-1) Ministry of Climate and Environment, Energy policy of Poland until 2040, February 2021.
<https://www.gov.pl/web/climate/energy-policy-of-poland-until-2040-epp2040>

7.6-2) 日本原子力研究開発機構，“日本の高温ガス炉技術開発の高度化、国際競争力強化に向けた大きな一步～ポーランド国立原子力研究センターとの研究開発協力実施取決めに署名～”，2019年9月20日
<https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p19092002/>

7.6-3) World Nuclear News, "Polish joint venture to commercialise SMRs," December 7, 2021.
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Polish-joint-venture-to-commercialise-SMRs>

7.6-4) 原子力産業新聞，“ポーランドの化学素材メーカー、他企業と合弁でSMR建設に投資，”2021年9月2日
<https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9693.html>

SGE 社と USNC が、2020 年 11 月に USNC のマイクロ炉である MMR をポーランドで建設するための実行可能性評価を含む協力協定を締結した（文献7.6-5）。

KGHM 社（銅採掘会社）と NuScale Power 社が、2021 年 9 月に NuScale Power 社の NPM を導入するための協力協定を締結し、両社は 2022 年 2 月に NPM を複数設置する発電所 VOYGR を建設するための先行作業契約を締結した（文献7.6-6）。

7.7 中国

中国では、国家能源局（NEA）の指導の下、様々な炉型に関する開発が進められており、以下に、主な SMR の開発状況を示す。

7.7.1 高温ガス炉

高温ガス炉に関しては、清華大学核能及新能源技術研究院（INET）が中心となり、ペブルベッド型高温ガス炉の開発を行っている。実証炉 HTR-PM（熱出力 250 MWt × 2 基、電気出力 210 MWe）を山東省威海市石島湾に建設した。原子炉出口のヘリウムガス冷却材温度は 750°C であり、蒸気タービンによる発電を行う。HTR-PM は、2021 年に初臨界を達成し低出力運転を開始し、2022 年に初期全出力運転開始の予定である（文献7.7-1）。

また、HTR-PM の技術に基づき、商用炉 HTR-PM600（熱出力 250 MWt × 6 基、電気出力 650 MWe）を設計中であり、2 ユニットの配置を予定している。

7.7.2 軽水炉型 SMR

中国核工業集団公司（CNNC）は、2021 年 7 月、海南省にある昌江原子力発電所で、PWR 型 SMR 「玲瓏一号」の建設を開始した（文献7.7-2）。玲瓏一号（別名：ACP100）は、電気出力 125 MWe であり、多目的（発電、暖房、蒸気供給、海水淡水化）利用を見込んでいる。

参考文献

7.6-5) 原子力産業新聞，“ポーランドの化学素材メーカー、米 USNC 社製 SMR の建設に向け実行可能性評価”，2020 年 11 月 5 日 <https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/5255.html>

7.6-6) KGHM, "The first small nuclear reactors in Poland as early as 2029. KGHM has signed a contract with NuScale," February 2022. <https://media.kghm.com/en/news-and-press-releases/the-first-small-nuclear-reactors-in-poland-as-early-as-2029-kghm-has-signed-a-contract-with-nuscale>

7.7-1) 原子力産業新聞，“中国で建設中の小型 HTR、臨界条件を達成，”2021 年 9 月 15 日 <https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9832.html>

7.7-2) 原子力産業新聞，“中国、SMR「玲瓏一号」の実証炉を本格着工，”2021 年 7 月 14 日 <https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/9119.html>

7.8 ロシア

ロシアでは、国営原子力企業 ROSATOM 社が、SMR を含む新型炉の開発を進めている。以下に、主な SMR の開発状況を示す。

7.8.1 浮揚式原子力発電所

浮揚式原子力発電所 (FNPP) であるアカデミック・ロモノソフ号が建設されており、これには電気出力 35 MWe の小型軽水炉「KLT-40S」2基が搭載されている。アカデミック・ロモノソフ号は、2019 年 12 月に極東地域北東部のチュクチ自治区管内ペベクの送電網に送電を開始し（文献7.8-1）、2020 年 5 月に営業運転を開始した（文献7.8-2）。

7.8.2 鉛冷却高速炉 BREST-OD-300

ROSATOM 社は、2021 年 6 月、シベリア西部のトムスク州セベルスクに位置するシベリア化学コンビナート (SCC) で、鉛冷却高速炉のパイロット実証炉「BREST-OD-300」（電気出力 300 MWe）の建設を開始したと発表した（文献7.8-3）。SCC 内では、同炉で使用するウラン・プルトニウム混合窒化物 (MNUP) 燃料製造プラント、同炉から出る使用済燃料の再処理プラントが建設される。これらのプラントは、それぞれ 2023 年と 2024 年に建設され、BREST-OD-300 は 2026 年に運転を開始する予定である。

7.9 その他の国々

アルゼンチンでは、発電または海水淡水化等に用いる PWR 型 SMR である CAREM-25（電気出力 32 MWe）を建設中である。2014 年にコンクリート打設が開始され、契約上のトラブルからプロジェクトは何度か中断されたが、2020 年 4 月には工事の再開が発表されている（文献7.9-1）。

参考文献

- 7.8-1) ROSATOM, "ROSATOM's first of a kind floating power unit connects to isolated electricity grid in Pevek, Russia's Far East," December 2019. <https://www.rosatom.ru/en/press-centre/news/rosatom-s-first-of-a-kind-floating-power-unit-connects-to-isolated-electricity-grid-in-pevek-russia/>
- 7.8-2) Rosenergoatom, "Rosatom: world's only floating nuclear power plant enters full commercial exploitation," May 2020. <https://www.rosenergoatom.ru/en/for-journalists/highlights/35050/>
- 7.8-3) TVEL, "Rosatom starts construction of unique power unit with BREST-OD-300 fast neutron reactor," June 8, 2021. https://www.tvel.ru/en/press-center/news/?ELEMENT_ID=8787
- 7.9-1) World Nuclear News, "Construction of Argentina's CAREM-25 unit to restart," 2021 年 11 月 8 日 <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Construction-of-Argentinas-small-CAREM-25-unit-to>

韓国では、韓国原子力研究院（KAERI）がPWR型SMRであるSMART（熱出力330MWt、電気出力100MWe）を開発中である。海水脱塩と熱電併給が可能であり、サウジアラビアと導入に向けた協力を進めている。将来的には、両国共同で世界市場への展開を視野に入れている（文献7.9-2）。

その他の東欧、中東、アジア等、各地でSMRの導入に向けて検討が行われている。

参考文献

- 7.9-2) 電気事業連合会 海外電力関連トピックス情報，”[サウジ・韓国]韓国製SMR「SMART」の国内建設で、同設計の商業化と改善に協力，”2019年11月5日
https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1259745_4115.html

第8章 国内の次世代原子炉の研究開発

8.1 三菱重工の革新炉開発（北川敬明）

原子力は技術的に確立したカーボンフリーかつ大規模・安定電源であり、エネルギーセキュリティの観点からも重要なベースロード電源であるため、原子力を持続的に活用することは必須と認識している。

三菱重工は、国内唯一の加圧水型軽水炉（PWR）プラントメーカーとして、1970年に運転開始した美浜1号機（関西電力株式会社）から泊3号機（北海道電力株式会社、2009年運転開始）まで24基に及ぶPWRプラントの設計・建設・保守を通じて培った技術をベースに、将来のカーボンニュートラル実現と電力の安定供給の両立に貢献すべく、様々な革新炉の開発を進めている（文献8.1-1）。

8.1.1 三菱重工の革新炉開発ロードマップ

三菱重工は、昨今のエネルギー資源価格高騰や電力需給ひっ迫といった電力の安定供給の課題解決、及び、2030年における温室効果ガス排出量の削減目標の達成に貢献すべく、国内既設プラントの再稼働や特定重大事故等対処施設の早期完工に向けて電力会社を全面的に支援するとともに、原子燃料サイクルの早期確立に向けた支援を行っている。また、将来のカーボンニュートラル達成と電力安定供給に貢献するためには、新設・リプレースが不可欠であり、2030年代半ばの実用化を目指して、世界最高水準の安全性を実現する革新軽水炉「SRZ-1200」の開発を推進している。さらにその先の多様化する社会ニーズに応じて、小型軽水炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉といった様々なタイプの革新炉（将来炉）についても開発を進めていくとともに、2050年以降の長期的な視野に立って、恒久的な“夢のエネルギー源”である核融合炉の開発にも挑戦していく（図8.1-1）（次頁参照）。

参考文献

8.1-1) 三菱重工技報 Vol.59 No.4 カーボンニュートラル特集、カーボンニュートラル達成に向けた原子力事業の取組み、
2022 <https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/594/594070.pdf>

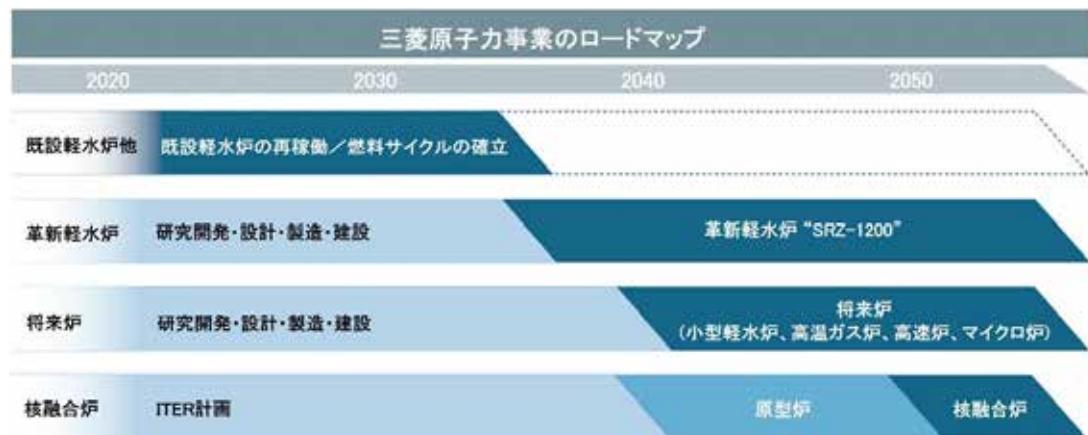


図8.1-1 三菱重工の革新炉開発ロードマップ

8.1.2 革新軽水炉「SRZ-1200」

三菱重工は、2030年代半ばの実用化を目指して、革新軽水炉 SRZ-1200*の開発を電力会社と共同で進めている(図8.1-2)。SRZ-1200は、プルーブンな技術をベースに高い経済性を確保しつつ、新たな安全メカニズムとして革新的な技術や最新知見を取り入れて安全性を大幅に高めた電気出力120万kWe級の中型炉である。SRZ-1200は、ベースロード電源としての運用を基本としつつ、再生可能エネルギーの拡大に伴い必要となる調整電源としての役割も担えるように系統の周波数制御や日間負荷追従運転といった出力調整機能を強化し、電力安定供給に貢献していく。

* SRZ-1200 S : Supreme Safety (超安全)、Sustainability (持続可能性)
 R : Resilient (しなやかで強靭な) light water Reactor (軽水炉)
 Z : Zero Carbon (CO₂排出ゼロ) で社会に貢献する究極型 (Z)
 (1200は電気出力120万kW級を表しています)



図8.1-2 革新軽水炉「SRZ-1200」(文献8.1-2)

参考文献

8.1-2) 経済産業省：第5回革新炉WG、資料3 三菱革新軽水炉開発の取組み、2022

https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/005_03_00.pdf

SRZ-1200 は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた日本の新規制基準をベースに、設計段階から安全対策を講じることが可能な新設炉ならではの特徴を活かし、自然災害に対する耐性を大幅に高めるとともに、高性能蓄圧タンクやコアキャッチャに加え、世界初となる放射性物質放出防止システムといった新たな安全メカニズムの採用により、世界最高水準の安全性を実現する。

SRZ-1200 の主な特徴を図8.1-3に示す。

地震・津波・その他自然災害への耐性強化

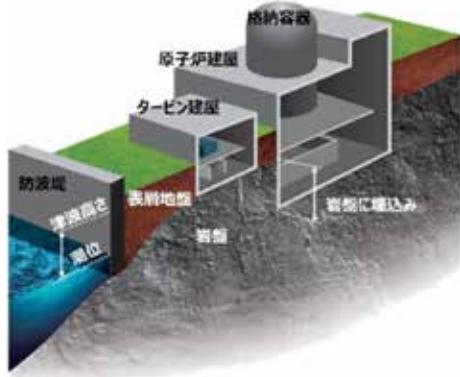
- ・強固な岩盤に建屋を埋め込むことで耐震性を強化し、国内の厳しい地震条件にも余裕を持った耐震設計
- ・ドライサイト設計の採用（津波影響を受けない敷地高さ、建屋水密化）
- ・建屋頑健化や火山灰侵入防止対策等、その他の外部事象に対する耐性の大幅強化

セキュリティの強化（テロ対策）

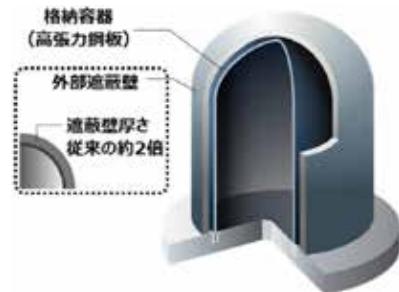
- ・鋼製格納容器と強靭化した外部遮蔽壁の二重格納構造の採用等により大型航空機衝突への耐性を強化
- ・最新デジタル技術を活用したサイバーセキュリティ強化

炉心冷却・格納容器閉じ込め機能強化

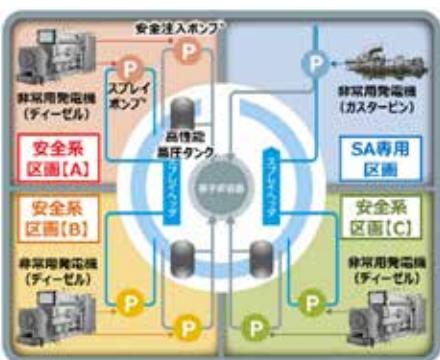
- ・事故収束に必要な安全設備の3系列（3トレイン）構成の採用により多重性を強化
- ・更に、万一の過酷事故への対応として独立したシビアアクシデント（SA）専用設備を設け、電源設備を含めて多様性を強化
- ・電源を必要とせずプラントの状態に応じて自動動作するパッシブ設備（高性能蓄圧タンクなど）と、電源駆動により安全機能を強力に発揮するアクティブ設備のベストミックスにより、事故初期の迅速な対応と速やかな事故収束を両立



地震・津波への体制強化



二重格納構造



安全系設備の多重性・多様性

図8.1-3 SRZ-1200 の主な特徴（1 / 2）

溶融炉心対策

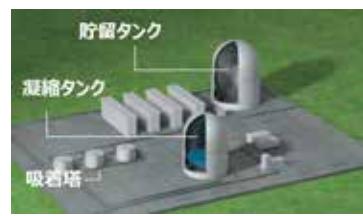
- ・万一の炉心溶融事故（シビアアクシデント）時の対策として、コアキャッチャを採用
- ・原子炉容器下部に設置する拡散槽内で溶融炉心を薄く広げ、水源からの重力注水により、格納容器内で溶融炉心を確実に保持・冷却



コアキャッチャ

放射性物質放出防止

- ・三菱重工独自設計の放射性物質放出防止システムの採用により、万一、格納容器からベント操作が必要な事態においても、ベントガス中から放射性希ガスを除去し、事故影響を発電所敷地内に留める



放射性物質放出防止システム

再生可能エネルギーとの共存

- ・出力調整機能（周波数制御、負荷追従）を強化し、再生可能エネルギーの拡大に伴う夜間・荒天時等の出力変動や電力系統不安定化等に対応。さらに、余剰電力を活用した水素製造にも適用可能

図8.1-3 SRZ-1200 の主な特徴（2 / 2）

8.1.3 将来炉（小型軽水炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉）

（1）小型軽水炉

近年、従来のプラントと比較して、出力規模を小さくし、プラント設備を大幅に簡素化した小型軽水炉の開発が世界各国で進められている。海外では小型軽水炉は主に分散型電源として、小規模グリッドや送電網未整備地域での用途が見込まれている。三菱重工でも、将来の多様化するニーズに応えるため、小規模グリッドでも利用できる電気出力30万kWe級の小型軽水炉を2040年頃の市場投入を目指して開発している（図8.1-4）。



図8.1-4 小型軽水炉（文献8.1-2）

参考文献

8.1-2) 経済産業省：第5回革新炉WG、資料3 三菱革新軽水炉開発の取組み、2022

https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/005_03_00.pdf

三菱重工の小型軽水炉は、蒸気発生器等の主要機器を原子炉容器に内蔵する一体型原子炉構造（図8.1-5）を採用し、原子炉内の一次冷却材を自然循環させることにより、主要機器を接続する主冷却材配管及び一次冷却材ポンプを不要として、主冷却材配管破断や一次冷却材ポンプ故障に伴う冷却材喪失等による事故発生を原理的に排除し、安全性を高めている。また、原子炉容器内でボイドを発生させる気液二相流とし、一次冷却材の自然循環の駆動力を高めることによって、原子炉容器サイズを抑えつつ相対的に大きな熱出力を確保している。安全システムについては、出力規模が小さい特徴を活かした安全設計として、パッシブ設備を積極的に採用し、事故時の運転員操作や外部からの電源・水源なしで炉心を長期間に亘って冷却可能とする。格納容器と建屋原子炉区画の二重格納構造の採用や、日本の新規制基準への適合を前提としたシビアアクシデント対策設備の採用により、万一のシビアアクシデント時においても原子炉建屋内に放射性物質を閉じ込め、事故影響をサイト敷地内に制限する。さらに、外部ハザードへの対策として、原子炉及び原子炉建屋を地下に埋設することにより航空機衝突や自然災害等への耐性を強化する。これらのコンセプトにより、従来プラントに比べ更なる安全性・信頼性向上の実現を目指す。

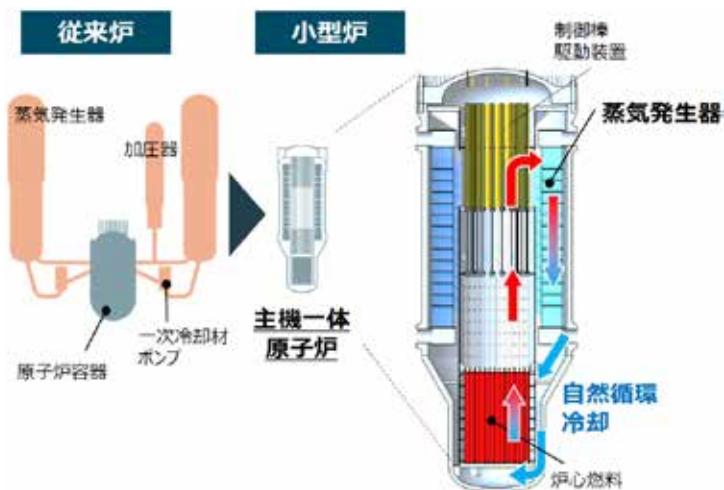


図8.1-5 一体型原子炉（文献8.1-3）

参考文献

8.1-3) 経済産業省：第1回革新炉WG、資料8 三菱革新炉開発の取組み、2022

https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/001_08_00.pdf

(2) 高温ガス炉

カーボンニュートラル実現のためには、電力部門だけではなく、産業、民生、運輸といった非電力部門においても脱炭素化が不可欠である。産業分野の脱炭素化に向けて、製鉄に必要な還元剤や化学工業の原材料として水素を用いることが検討されており、大規模かつ安定的なカーボンフリー水素供給への期待が高まっている。

高温ガス炉は、原子炉から 900°C 以上の高温ガスを取り出すことが可能であり、原子力の新たな価値として、この高温の熱源を利用した水素製造への適用が期待されている。高温ガス炉の炉心・燃料の構成材には耐熱性の高い黒鉛（減速材）や SiC のセラミック材料（燃料被覆）を、核熱を取り出す冷却材には化学的に安定なヘリウムガスを用いている。また、高温ガス炉は、万一の事故時にも炉心内の熱を原子炉外表面から自然に放熱、除去が可能であり、炉心溶融を起こさない“固有の安全性”を有している。

三菱重工は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA；Japan Atomic Energy Agency、旧日本原子力研究所）が中心となって進めてきた日本の高温ガス炉研究開発に 1970 年代から参画し、国内唯一の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR；High Temperature Engineering Test Reactor）の開発・建設では、幹事会社としてメーカを取りまとめ、HTTR のプラントエンジニアリング、原子炉格納容器、主要冷却系機器、高温配管等の設計・製作を担当した。2019 年からはこれまで蓄積した技術・経験をもとに、2040 年頃の実証 / 実用化を目指して、炉心出力最大 600 MWt の高温ガス炉と高温熱源（最大 900°C 以上）を利用した大規模な水素製造施設との組合せにより、年間数十万トン規模の水素製造が可能なプラントシステムの開発を進めている（図8.1-6、図8.1-7）（次頁参照）。並行して、2022 年度からは、JAEA とともに資源エネルギー庁の委託事業を受託し、高温ガス炉による水素製造技術の実証に向けて、HTTR に水素製造設備を新たに接続するための研究開発、概念設計にも着手している。今後、原子力エネルギーによる水素製造技術を実証すべく、高温ガス炉に接続する水素製造技術としては、先ずは実用段階にある水蒸気改質法を適用し、HTTR による水素製造の実証を踏まえて水素を大量且つ安定的に製造するプラントの確立を目指す。その先の将来に向けて、高温水蒸気電解やメタン熱分解といったカーボンフリー水素製造技術を適用していくことにより、カーボンニュートラル社会の実現に貢献していく。

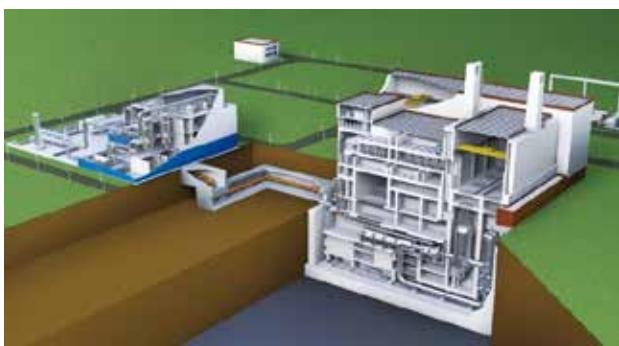


図8.1-6 高温ガス炉^(文献8.1-2)

【高温ガス炉プラントのシステム構成例】

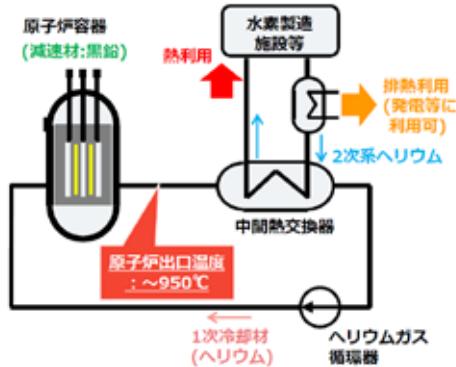


図8.1-7 高温ガス炉プラントの
システム構成例^(文献8.1-3)

(3) 高速炉

高速炉は、中性子を減速させる水（減速材）を用いず、高速状態の中性子によるプルトニウムの核分裂反応を利用した原子炉である。燃料の増殖や原子力発電所の使用済み燃料の再処理後に回収されるマイナーアクチニドと呼ばれる長半減期の放射性物質を燃焼することも可能であり、これらを再度燃料として装荷して半減期の短い放射性廃棄物に変換することができる。国は、これらの高速炉の特性を踏まえ、資源の有効利用や高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減の観点から、原子燃料サイクルの推進を基本方針として高速炉開発を進めている。

三菱重工は、1970年代から高速炉開発の国家プロジェクトに参画し、MOX燃料ナトリウム冷却高速炉の開発を推進し、国が推進する国際協力についても日本の高速炉開発の中核企業として参画している。また、2018年12月の高速炉開発戦略ロードマップに示された多様な高速炉技術間競争の方針を受け、主概念として開発を進めてきたMOX燃料ナトリウム冷却高速炉（図8.1-8（次頁参照））に加えて、2019年度から革新的な金属燃料を採用する小型

参考文献

- 8.1-2) 経済産業省：第5回革新炉WG、資料3 三菱革新軽水炉開発の取組み、2022
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/005_03_00.pdf
- 8.1-3) 経済産業省：第1回革新炉WG、資料8 三菱革新炉開発の取組み、2022
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/001_08_00.pdf

高速炉概念の開発も行っている。この小型高速炉では、受動的安全性を高める粒子型金属燃料やナトリウムの化学的活性（燃焼性）を抑制するナノ流体ナトリウムといった革新技術を採用し、これにより高速炉の安全性・信頼性向上の実現を目指している。また、2次系のループ数を増やすことで、将来の多様な社会的ニーズに応じて出力の大型化に対応できるプラント概念としている。今後も、国の高速炉開発の方針及び戦略ロードマップに従って着実に高速炉の開発を推進し、2050年までの早い段階での実証炉の運転開始を目指し、国内の厳しい地震条件などを考慮した日本独自のプラント概念を確立し、クリーンエネルギーの長期安定供給に貢献していく。



図8.1-8 高速炉（文献8.1-2）

(4) マイクロ炉

三菱重工は、送電網が整備されていない離島や僻地、マイクログリッド等での電源利用を想定とした多用途モジュール式マイクロ炉の開発を行っている（図8.1-9）。マイクロ炉は、小型軽水炉よりも更に低い出力レベルであり、金属系材料に比べて密度が小さい黒鉛系材料を炉心構造物に適用して原子炉の軽量化を図るとともに、炉心を小型化すること



図8.1-9 マイクロ炉（文献8.1-2）

参考文献

8.1-2) 経済産業省：第5回革新炉WG、資料3 三菱革新軽水炉開発の取組み、2022

https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/005_03_00.pdf

で輸送用コンテナ内に原子炉系・発電系をすべて収納可能なポータブル原子炉とする。さらに、長期間燃料交換無しに運転が可能な長寿命炉心を実現するため、ウラン濃縮度 20%を上限とした HALEU (High-Assay Low-Enriched Uranium) 燃料を採用する。

三菱重工のマイクロ炉は独自の安全コンセプトとして、原子炉冷却材に液体や気体を使用せず、高熱伝導体を用いて熱を取り出す“全固体原子炉”の概念を採用し、一次冷却材喪失に伴う事故の要因を根本から排除する。仮に発電系での事故が発生した場合でも、原子炉外表面の自然対流冷却のみで安定的に崩壊熱を除去できる固有の安全性を有した原子炉の実現を目指す(図8.1-10)。

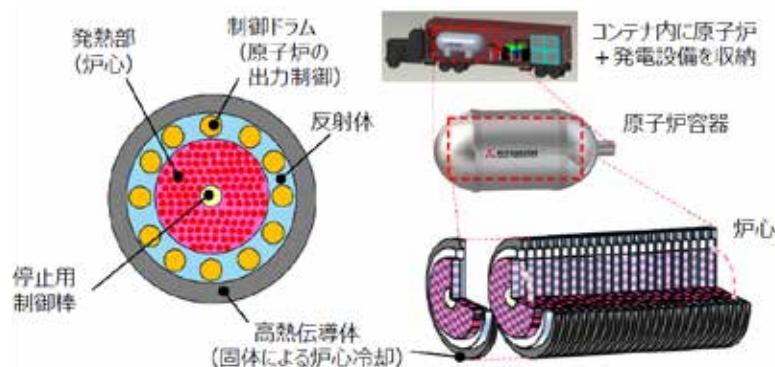


図8.1-10 マイクロ炉(文献8.1-2)

8.1.4 核融合炉

核融合炉は、海水中に含まれる豊富な資源(重水素、三重水素)から膨大な核融合エネルギーを生み出す技術であり、世界のエネルギー問題解決や地球温暖化対策に貢献できる潜在能力を有している。

三菱重工は、世界7極(日本、欧州連合、米国、ロシア、中国、韓国、インド)の国際協力で進められている国際核融合実験炉“ITER”計画に参加し、2025年ファーストプラズマに向けて高度な設計・製造技術を活かして主要機器の製作等を行っている。2020年1月には世界に先駆けて、世界最大規模の超伝導コイルであるトロイダル磁場コイルの初号機を完成させている(図8.1-11)(次頁参照)。トロイダル磁場コイル以外では、プラズマ閉じ込めに

欠くことができない不純物を排出・除去するための機器であるダイバータの製作にも着手した。また、ITER計画と並行して進められている核融合原型炉を早期に実現することを目指した国際活動“Broader Approach（幅広いアプローチ）”にも参画している。三菱重工は、これまで培ってきた核融合装置設計、製造技術を活かし、原型炉向けプラズマ閉じ込め真空容器の概念検討や核融合超伝導トカマク型実験装置“JT-60SA”向けの高周波加熱装置用機器の製作にも取り組んでいる。

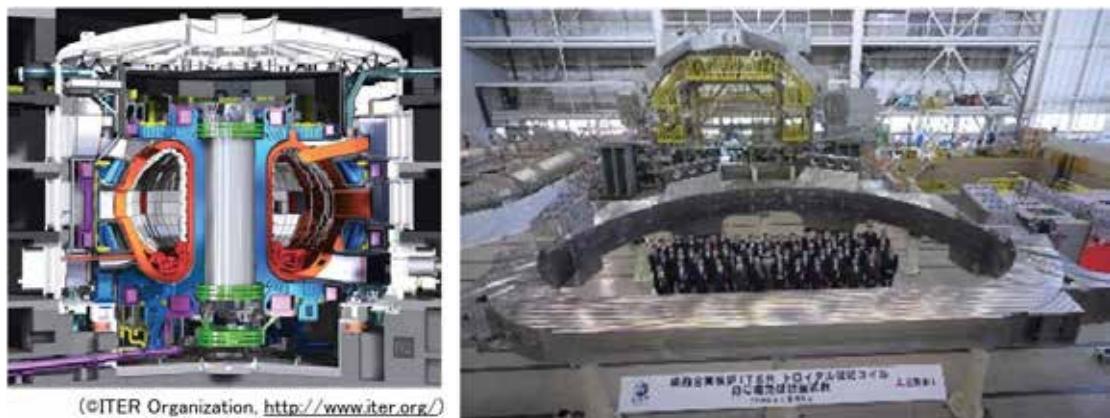


図8.1-11 ITER 向けトロイダル磁場コイル初号機の完成披露式典

今後も世界の持続的発展のため、重要な技術開発に取り組むITER計画を積極的に支援とともに、原型炉開発にも取組み、核融合エネルギーの実現に挑戦していく。

本報告は、経済産業省の補助事業“社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業”、委託事業“高速炉の国際協力等に関する技術開発”的成果を含みます。

8.2 日立における次世代原子炉開発への取り組み（松浦正義、佐藤憲一、木藤和明）

8.2.1 日立の原子力ビジョンと炉型開発戦略

日立GEニュークリア・エナジー（日立GE）は、沸騰水型軽水炉（BWR：Boiling Water Reactor）を40年以上におよび継続的に建設してきた実績があり、あわせて高速炉の開発や再処理技術の開発を含め、燃料サイクル技術の開発に取り組んできた。これらの技術を基に、原子炉の建設コスト低減による初期投資リスク低減や、使用済み燃料の放射能有害度低減を実現することで、原子炉を長期的な安定電源として活用することを原子力ビジョンとしている。

図8.2-1に日立の原子力ビジョンを図にまとめて示す。2050年までにカーボンニュートラルを実現するため、原子力発電は安定電源の供給を担う重要電源として、各国の原子力政策に応じた配備計画が具体化されている。国情の相違はあるが、配備を確実に進めるには既存技術を活用して早期に実用化が可能な炉型が必要となる。そこで、安全性を向上させた改良型BWR（ABWR：Advanced BWR）をベースに、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策並びに新たな安全メカニズムを実装した大型革新軽水炉 HI-ABWR（Highly Innovative ABWR）の実現を目指している。さらに新型炉として、多様な出力ニーズへの対応、廃炉後のリプレース（発電所敷地内での建替え）への適用等を可能とする小型BWRであるBWRX-300の開発を進めている。これに加え、長期的な課題であるエネルギー自給率向上を目的として、高速中性子の活用を含めた燃料サイクルの高度化に取り組んで行く。高速中性子を活用することでプルトニウム（Pu）を効率的に燃焼でき、Puの再利用も可能となる。この目的を達成するため、軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR）と、金属燃料Na冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module）の開発を進めている。これらの高速炉開発においては、使用済み燃料に含まれ、長期間の管理が必要となる長半減期核種を燃焼して有害度低減を図り、保管期間を短縮することも併せて検討している。これら3つの新型炉は、BWRX-300とPRISMは米国の姉妹会社であるGE Hitachi Nuclear Energy（GE日立）と、RBWRは米国および英国のアカデミアと連携し、国際協力のもとで開発を進めている。

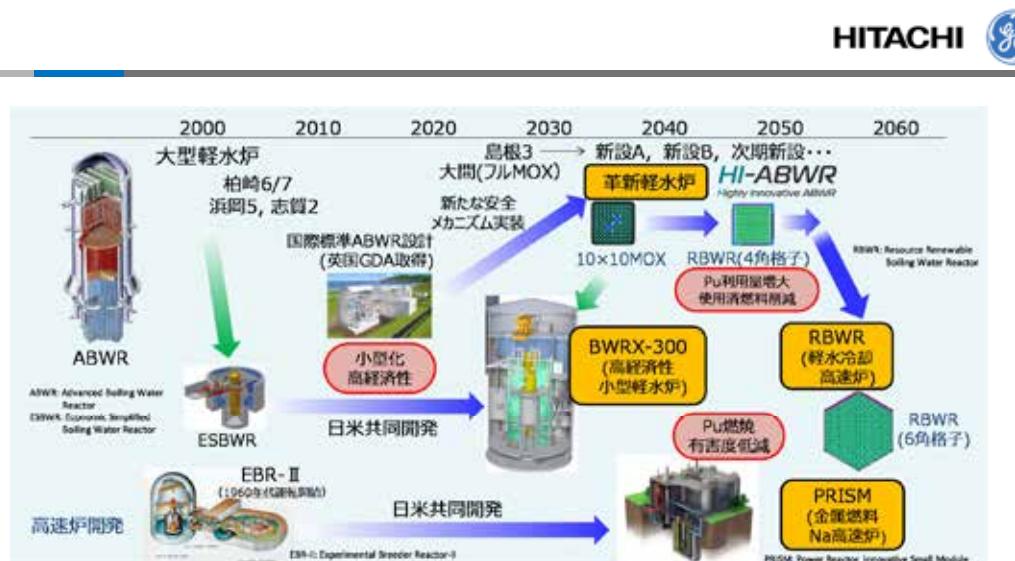


図8.2-1 日立の原子力ビジョンと開発戦略

本節では、8.2.2 項で BWRX-300 の開発について、8.2.3 項で燃料サイクル高度化への取り組みとあわせて RBWR と PRISM の開発について説明する。

8.2.2 経済性の高い小型炉開発への取り組み（BWRX-300 の開発）

米国の電力中央研究所 EPRI (Electric Power Research Institute) による評価では、新設の原子炉が他電源に対して経済的な競争力を持つには単位電気出力当たりの建設費である建設単価を \$3,000 / kW 以下にする必要があることが示されている^(文献8.2-1)。一方、英国政府と産業界により設立された ETI (Energy Technologies Institute) による分析では、欧米の新設炉の建設単価は \$6,000 / kW を大きく超えており、建設工期の遅延などにより、建設単価が当初計画の約 2 倍に増大した例も示されている^(文献8.2-2)。このような状況により、欧米を中心に、新設原子炉の工期の遅延や建設費の増大が大きなリスクとして認識され始めている。

これらのリスクを低減できる原子炉として、出力の小さい小型炉が注目されている。小型炉は出力が小さいため建設費の総額が小さく、建設費に関わるリスクを低減できる。また、構成する機器が小さいため、工場で機器を組み合わせたモジュールとして製作して建設サイトに輸送することで、建設サイトでの作業量を低減できる。工場で大部分を製作することで、天候などによる工程遅延のリスクを低減できとともに、工場内の良好な環境での作業が増加することで品質向上にもつながる。

一方、小型炉の大きな課題として知られるのがスケールデメリットである。一般的に、同じ構成を持つ機器であれば、出力や容量を大きくするほど、単位出力または単位容量あたりのコストは小さくなることが知られている。すなわち、同じ形式の原子炉であれば、大きな出力にするほど建設単価は安くなり、逆に、小型炉は出力を小さくするので建設単価は高くなる、すなわち経済性が悪化する。これをスケールデメリットと呼ぶ。ここでは建設単価、すなわち建設費について取り上げたが、運転維持費等も同様に出力が小さい小型炉では経済性が悪化し、最終的には単位発電量あたりの費用（発電単価）の悪化として現れる。加圧水型軽水炉（PWR : Pressurized Water Reactor）の小型炉では、蒸気発生器を原子炉容器の内部に組み込むことで、従来は複数必要であった大型容器を 1 つにまとめ、建設費低減を目指した概念が複数提案されている^(文献8.2-3)。BWRX-300 では上述した小型 PWR とは異なり、システムを徹底的に簡素化することで建設費を低減することを目指した。

参考文献

8.2-1) “Exploring the Role of Advanced Nuclear in Future Energy Markets Economic Drivers, Barriers, and Impacts in the United States,” Electric Power Research Institute (2018)

8.2-2) “The ETI Nuclear Cost Drivers Project: Summary Report,” Energy Technologies Institute (2018)

8.2-3) “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments,” International Atomic Energy Agency (2020)

図8.2-2にBWR発展の歴史を示す。BWRの歴史は原型炉であるVallecitos（1957年送電開始）から始まった。Vallecitosは水と蒸気の密度差を利用した自然循環力だけで炉心を冷却していたが、その後は主に図の右側の、「強制循環系」の発展の歴史をたどってきた。これらの炉型は、原子炉圧力容器（RPV：Reactor Pressure Vessel）内の冷却材（約70気圧、280°Cの水）を、ポンプを用いて再循環することで燃料からの除熱性能を高めている。初期のBWRであるDresden 1は、上部に水と蒸気を分離する蒸気ドラムを持ち、一部の蒸気は熱交換器で発生させる間接サイクルを組み合わせるなど、複雑な構成であった。その後は蒸気ドラムを削除し、Oyster CreekではRPV内で発生した蒸気のみをタービンに送る、完全な直接サイクル型となった。Dresden 2ではRPV内にジェットポンプと呼ばれる構造を設置することで、効率の良い冷却材の再循環が可能となり、RPV外側の冷却材再循環のためのループ数を削減した。国内の最新炉型であるABWRでは、再循環ポンプをRPV底部に直接設置することで、RPV外側の再循環ループを削除した。

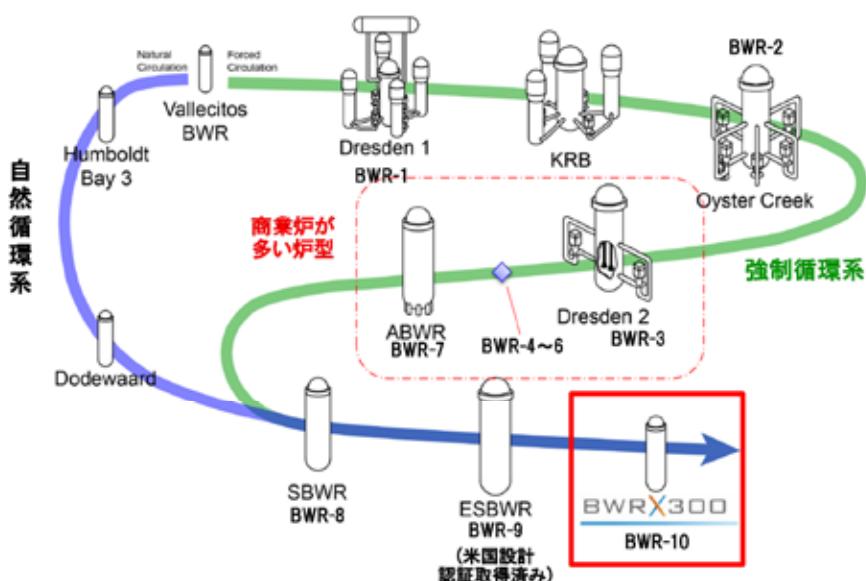


図8.2-2 BWR 発展の歴史

一方、図8.2-2の左側の「自然循環系」の技術は従来、原型炉や試験炉、低出力の商用炉（図中で最も出力が大きいHumboldt Bay 3で電気出力63MW）でのみ採用されていた。これは、自然循環による冷却材の再循環流量は、ポンプ駆動に比較して小さいためである。しかし近年、燃料の設計・製造技術が向上したこと、冷却材流量が小さい自然循環炉でも大きな炉心出力を得られるようになった。この結果、ABWRまでの商用炉で培った技術に、自然

循環技術を組み合わせ、さらに自然循環技術を活用した安全系である静的安全系を採用した概念（SBWR や ESBWR）へと発展した。このように BWR は、システムの簡素化を進めることで、安全性と経済性の両方を向上させて発展してきた。システムの簡素化を突き詰め、安全性と経済性をさらに高めた最新型の BWR が BWRX-300 である。なお、BWRX-300 の “X” は第 10 世代の BWR であることを、“-300” は電気出力が 300MW 級であることを表している。

BWRX-300 では、システム簡素化による建設費低減を目指し、“Design to Cost” と呼ぶ設計手法を導入した。“Design to Cost” は明確なコスト目標を定めて、それを実現する設計を追求する手法である。小型炉のスケールデメリットを克服し、再生可能エネルギーや他電源と共に存できる高い経済性（安い建設費）を実現するため、一例としては原子炉建屋の単位出力当たりのコンクリート物量を 1 / 2 にする等、高い目標を設定した。この目標を満たす設計を追求した結果「隔離弁一体型原子炉」の概念の採用へと至った。

図8.2-3（次頁参照）に隔離弁一体型原子炉の概要図を示す。本概念は、RPV に隔離弁を溶接無しに直接、接続していることが特徴である。この隔離弁は、計装配管等の一部の小口径配管を除き、RPV に接続される全ての配管に設置される。隔離弁を二重にしているのは、2 つ目の隔離弁までが原子炉一次冷却材圧力バウンダリと見なされるためである。従来のシステムでは、隔離弁は格納容器（PCV：Primary Containment Vessel）の壁面近傍に設置され、RPV から隔離弁の間は配管で結ばれる。RPV と配管の接続部、配管と隔離弁の接続部は溶接により接合され、一般的には配管の途中にも複数の溶接による接続部がある。原子炉の代表的な事故である冷却材喪失事故（LOCA：Loss Of Coolant Accident）は、これら溶接による接続部の破断により冷却材が流出し、RPV 内の炉心を冷却するために必要な冷却材が喪失する事象である。RPV と隔離弁を溶接無しに接続する、隔離弁一体型原子炉の概念を採用することで、配管が破断する場所（溶接による接合部）を隔離弁の外側に限定できる。その結果 BWRX-300 では、配管が破断した場所に向かう冷却材の流れを、隔離弁を閉じることで遮断できる。LOCA は隔離弁が閉止するまでの非常に短期（～10 秒と想定）の事象となり、LOCA の影響を緩和することができる。この概念は Licensing Topical Report (LTR) として米国規制局（NRC：Nuclear Regulatory Commission）に提出されて審査を受け、2020 年 11 月 18 日に認可を取得した（文献8.2-4）。なお、GE 日立は ESBWR（自然循環静炉）で静的安全

参考文献

- 8.2-4) “Final Safety Evaluation for GE-Hitachi Licensing Topical Report NEDC-33910P, Revision 0, ‘BWRX-300 Reactor Pressure Vessel Isolation and Overpressure Protection’”, United States Nuclear Regulatory Commission, ADAMS Accession No. ML20310A153 (2020)

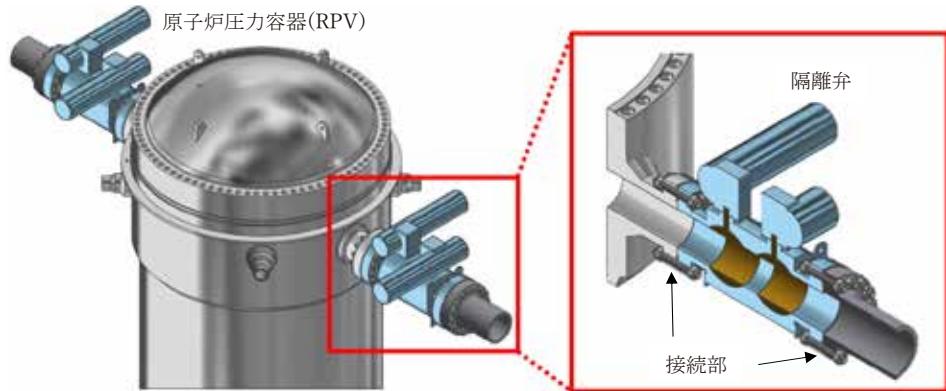


図8.2-3 隔離弁一体型原子炉の概要

システムを採用)についてNRCの設計認証を取得(文献8.2-5)しているため、ESBWRの設計をベースとするBWRX-300の許認可手続きは、ESBWRから変更した点に絞ってLTRとして提出してNRCの審査・認可を受けることとしている(文献8.2-6)。

従来のBWRでは、LOCA時にPCV内に漏れ出た蒸気による圧力上昇を緩和するため、大きなPCV空間を確保しておくと共に、蒸気を凝縮する圧力抑制プールを設けていた。また、RPV内の冷却材が減少するのを補うため、ポンプにより水を昇圧してRPV内に送り込む注水設備や、ポンプに電気を供給する非常用ディーゼル発電機等が必要であった。BWRX-300では、LOCAの影響が緩和されることで、PCVの容積を低減できるとともに、注水設備や非常用ディーゼル発電機が不要となり、システム簡素化によりスケールデメリットを克服できると評価している。

図8.2-4(次頁参照)にBWRX-300の安全系設備と事故収束方法を示す。BWRX-300では安全系設備として静的安全系である非常用復水器(ICS: Isolation Condenser System)を採用している。ICSは、大容量の冷却プールの中に熱交換器を設置した設備で、熱交換器上部とRPV上部(蒸気領域)とを蒸気系配管で接続し、熱交換器下部とRPV下部(炉心よりは上部にある水領域)とを水系配管で接続している。水系配管の途中には、起動弁(通常運転中は

参考文献

- 8.2-5) "Issued Design Certification - Economic Simplified Boiling-Water Reactor (ESBWR)," United States Nuclear Regulatory Commission <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/esbwr.html>
- 8.2-6) "GEH BWRX-300," United States Nuclear Regulatory Commission
<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/bwrx-300.html>

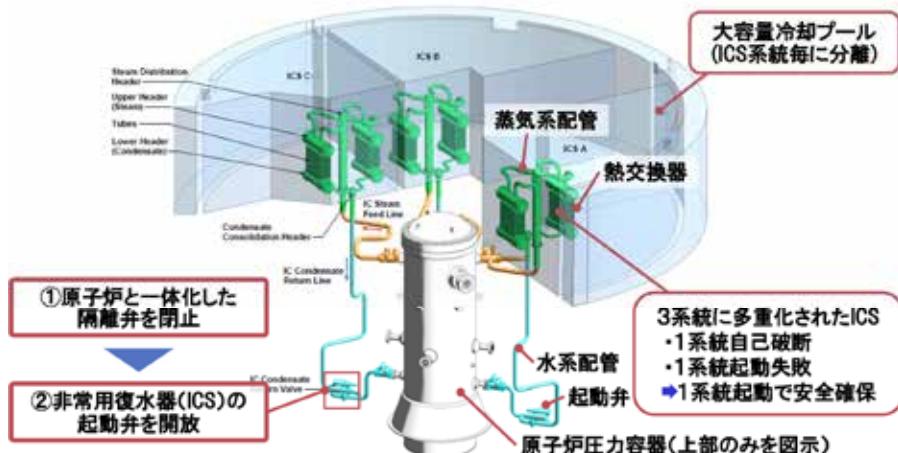


図8.2-4 BWRX-300 の安全系設備と事故収束方法

閉止)が設置されている。起動弁を開くと、起動弁と熱交換器の間の水系配管に溜まっていた水がRPV内に流入し、それに引きずられてRPV内の蒸気が蒸気系配管を通って熱交換器へと流入する。熱交換器に流入した蒸気は周囲のプール水に熱を伝えることで凝縮して水になり、凝縮した水は水系配管を通ってRPV内に戻る、自然循環のループを形成する。そのため、起動弁を一度開いた後は、運転員操作や電源が必要なポンプ等を用いることなく動作を継続でき、福島第一原子力発電所事故で経験した電源喪失事象にも強い設計である。なお、起動弁は制御系や駆動源を含めて独立した2弁が並列に設置されており、いずれか一方が開けばICSを起動できる。

LOCAやその他の事故・過渡事象が発生した場合は、スクラム信号により制御棒を炉心に挿入して中性子連鎖反応を止めた後、①原子炉と一体化した隔離弁を閉止、②ICSの起動弁を開放、という2つの簡素なステップでRPV内の冷却材インベントリを維持しつつ崩壊熱を除去し、事象を収束できる。ICSは3系統設置されており、いずれか1系統が動作すれば崩壊熱を十分に除去可能である。ICSは大容量冷却プールの水が尽きるまで動作を継続するが、大容量冷却プールは7日分の容量を確保しており、それまでにプール水を補給すればさらに長期間の動作が可能となる。このような簡素で共通した手順により事故を収束することで、機器故障や運転員過誤による事故拡大のリスクも低減できたため、BWRX-300は高い安全性を実現できる。

今後、安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討していく計画である。一例として、米国等で原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲として設定されている緊急時計画区域 (EPZ: Emergency Planning Zone) の縮小が挙げられる。米国の電力会社TVA (Tennessee Valley Authority) は、先進SMRの高い安全性や少ない炉内の放射性物質量等

の特長から、EPZを最小で敷地境界まで縮小しても従来大型炉よりも周辺住民の被ばくリスクを低減できる可能性があると評価し^(文献8.2-7)、NRCから評価手法の認可を受けた。BWRX-300も高い安全性、少ない炉内の放射性物質量という特長を持っており、EPZを縮小可能と考えている。国内ではEPZでは無く、緊急時防護措置準備区域(UPZ:Urgent Protective Action Planning Zone)を設定している等、条件が異なるため米国の手法をそのままでは適用できないが、周辺住民の被ばくリスクの低減効果を定量的に評価して示すことは、社会的受容性向上の観点でも重要であると考える。

以上のように、BWRX-300は高い安全性と経済性を両立可能な小型炉であると考えている。これらの特長から北米と欧州でのBWRX-300建設に向け、電力会社を含む実プロジェクトが動き始めている。2021年12月、カナダの電力会社であるOntario Power Generation(OPG)社は、同社のオンタリオ州ダーリントンの新規原子力発電所用サイトに建設する炉型としてBWRX-300を選定したと発表した。また同社は2022年10月、カナダ規制局にBWRX-300の建設認可の提出を開始したことも発表している。2021年12月、ポーランドSynthos Green Energy社とPKN Orlen社は、ポーランドにSMRを建設するための合弁会社を設立し、マイクロモジュラー型原子炉とBWRX-300の事業化を目指すと公表した。また2022年2月、米国の電力会社TVA社は、同社のクリンチリバーサイトでのSMR開発プログラムを発表し、BWRX-300を候補とした設計・許認可・詳細プロジェクト計画を推進するとした。2022年6月には、カナダ・サスカチュワン州の電力会社であるSaskPower社も、2030年代中盤に運転開始を目指す炉型としてBWRX-300を選定したことを発表した。

今後、北米と欧州へのBWRX-300の早期導入、そして将来的には国内へのBWRX-300導入を目指し、米国の姉妹会社であるGE日立社とともに、開発を推進していく。

8.2.3 燃料サイクル高度化への取り組み(RBWR、PRISMの開発)

我が国は資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から核燃料サイクル政策を推進しており、使用済み核燃料は全量再処理し、残存及び生成された核燃料物質を抽出して、再度、原子炉の燃料として使用することを基本としている。そのため、現在は青森県六ヶ所村に再処理施設及び混合酸化物(MOX)燃料の加工工場を建設中である。また同時に、海外(英、仏)に委託して再処理、抽出された核燃料物質を国内の

参考文献

8.2-7) "Early Site Permit - Clinch River Nuclear Site," United States Nuclear Regulatory Commission (2019)

軽水炉で使用するプルサーマル計画が進められている。プルサーマルは、Puを軽水炉(熱中性子炉、サーマル・ニュートロン・リアクター)で使用するためにこのように称される。

核燃料サイクルは、再処理施設と共に、高速中性子による核分裂を利用する高速炉が必要となる。プルサーマルで使用したMOX燃料は、使用済み燃料を再処理して核分裂性物質を抽出しても、核分裂性Puの割合が低いため再び軽水炉で使用することができず、核燃料サイクルを維持できない。高速炉でPuを利用することで、高速エネルギー領域での核分裂が増えるため臨界状態を維持でき、さらにウラン238が中性子を吸収して核分裂性Puに核変換して核燃料物質を増殖することが可能となる。

このような核燃料サイクルに貢献する目的で、日立GEでは、RBWRとPRISMという2種類の高速炉を開発している。RBWRは、軽水炉で十分使用実績のある軽水を冷却材として使用しながら、燃料を稠密化させることにより、高速炉に近い特性を得る概念である。一方のPRISMは、液体金属(ナトリウム)冷却炉に金属燃料及び静的な崩壊熱除去系を備えることにより安全性と経済性を高めた概念である。以下、それぞれの炉型について説明する。

RBWR(Resource-renewable BWR:資源再利用型BWR)は、高速炉の冷却材として通常用いられる液体金属(ナトリウム)の代わりに、軽水炉において十分な使用実績がある水(軽水)を利用しつつ、高速炉が持つ特性である資源有効利用と使用済燃料の環境負荷低減を実現することを意図した炉である。具体的には、燃料棒を軽水炉よりも密に配置するとともに、原子炉内で冷却水が沸騰するBWRの特長を活用して蒸気の割合を増やすことで中性子の冷却水との衝突による減速を抑制して、中性子エネルギーを従来BWRよりも高く維持する。これにより、使用済燃料に含まれ、放射能が長期間減衰しない要因となっているPuやマイナーアクチニド(MA:Minor Actinide)などの超ウラン元素(TRU:TRansUranium elements)を燃料として再利用することを可能とする。

日立GE(当時日立製作所)はBWRプラントメーカーとして、こうした炉の開発に早くから着手し、1988年にPuのブレークイーブン炉(消費する核分裂性Puと同量の核分裂性Puを生む出す炉)を提案した^(文献8.2-8)。その後、1995年にはMAを含めた多重リサイクルでブレークイーブンを実現するRBWR-AC(Actinide Recycler)を^(文献8.2-9)、2007年にはPuおよびMA

参考文献

- 8.2-8) R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, "A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor," Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)
8.2-9) R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, "General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply," Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)

の組成比を一定に保つつも絶対値を減らしながら多重リサイクルすることで、Pu および MA を最終的に燃やし尽くすことをめざした RBWR-TB (TRU Burner)を提案した（文献8.2-10）。さらに、2007 年から 2011 年にかけて、日立から EPRI への委託研究として、米国 3 大学（マサチューセッツ工科大学、ミシガン大学、カリフォルニア大学バークレー校）により RBWR 炉心の成立性評価が行われた（文献8.2-11）。委託研究の中で、現行の軽水炉と併用して運転し、軽水炉の使用済み燃料に含まれる TRU を燃焼する炉として、RBWR-TB2 が提案された。

RBWR の概念を図8.2-5に示す。炉心部は TRU 燃焼に最適な構成にし、炉心以外のタービン系や安全システムなどは商用実績のある現行 BWR 技術を適用する。一般的に、RBWR のように高いエネルギーの中性子を利用して TRU 燃焼を図る原子炉の課題の一つは、冷却材の沸騰が大きくなつたときに炉の出力を下げて自ら出力を制御するフィードバック効果（負のボイド反応度）が働きにくくなることである。これは、高速中性子による核分裂の割合が大きく、中性子の減速による反応度への寄与が小さいために起る特性である。これを解決するために RBWR は、TRU を上下 2 領域に扁平に配置し、冷却材の沸騰が大きくなつた時の中性子漏れを増やすことで負のボイド反応度係数を実現する。

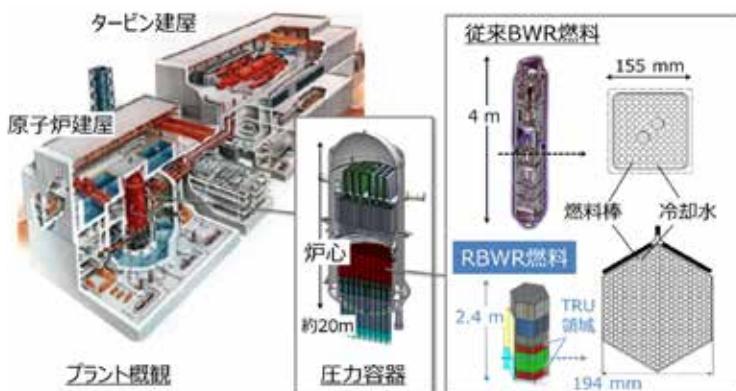


図8.2-5 RBWR の概念図

RBWR は、社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術の進展に合わせて段階的に開発を進めており、第一段階として、稠密燃料を現行 BWR に適用し、Pu を柔軟な計画のもとで利用

参考文献

- 8.2-10) R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for Long-Term Energy Supply and for Fissioning Almost All Transuranium,” Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)
 8.2-11) “Technical Evaluation of the Hitachi Resource-Renewable BWR (RBWR) DesignConcept,” EPRI Technical Report 1025086 (2012)

するための開発を行っている。図8.2-6にRBWRの導入コンセプトを示す。図中に示した四角格子RBWRは、既設BWRをRBWRに変える概念である。現在の再処理およびMOX燃料製造技術の利用を想定し、制御棒など、取替や追加が容易なコンポーネントの交換、設置のみで実現できる。また、Puを消費しつつも、使用済燃料中に残されるPuの核分裂性同位体の割合を従来プルサーマルよりも高めているため、将来の高速炉利用を想定した核燃料のリサイクル利用が容易となり、資源有効利用に寄与する。

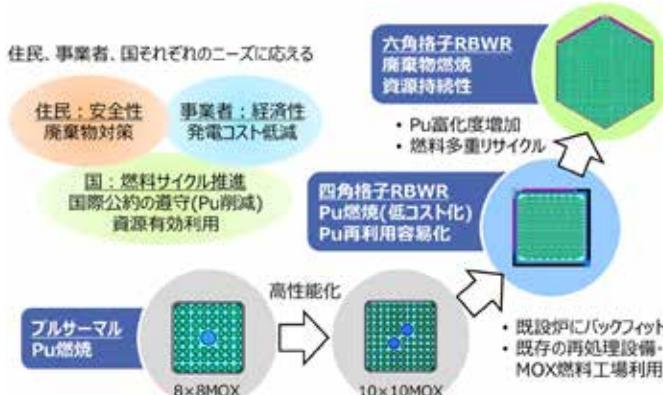


図8.2-6 RBWR の導入コンセプト

次にPRISMについて説明する。PRISMは金属燃料炉心と受動的安全系採用による高い固有の安全性・信頼性を有し、初期投資を抑制できる小型モジュール型のナトリウム冷却高速炉である。金属燃料炉心と受動的安全系については後述する。単一の原子炉モジュールの電気出力は標準で311 MWe（他に165 MWeと380 MWeのオプションあり）であり、設置する原子炉モジュールの数により、柔軟な発電プラント構成を可能としている。図8.2-7にPRISMの原子炉モジュールの概念図を示す。

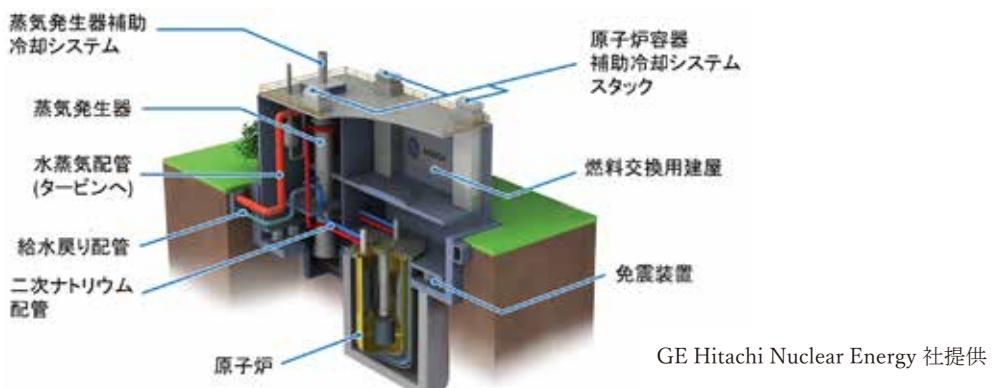


図8.2-7 PRISM の原子炉モジュールの概念図

PRISM の最初の設計は 1980 年代に General Electric (GE) 社によりなされ、 1985 年～ 1995 年米国エネルギー省 (DOE : the U.S. Department of Energy) の先進液体金属炉 (ALMR : Advanced Liquid Metal Reactor) プログラム を通じて研究開発が進められた。現在は GE 日立社により開発が継続されている。なお、 1994 年には NRC より、 PRISM 設計の認可に対する明らかな障害は特定されなかつたと結論づけた報告書が発行されている（文献8.2-12）。

ALMR プログラムでは、 1985 年～ 1988 年に、 競争力のある液体金属冷却炉概念の構築を目的に、 PRISM の概念設計が実施された。その際、 米国アルゴンヌ国立研究所が設計・運用した金属燃料炉心の高速炉実験炉 EBR-II (1964 年～ 1994 年) で取得された実績データが活かされることとなった。特に、 高速炉の代表的な炉停止失敗事象（流量喪失時スクラム失敗事象 ULOF 及び除熱源喪失時原子炉トリップ失敗事象 ULOHS ）に対する金属燃料炉心固有の反応度フィードバック特性（原子炉が自然に停止に向かう挙動）に関する重要な試験結果が活用されている。

これまでの国内の高速炉開発においては、 混合酸化物燃料（ MOX ）が用いられており、多くのデータが蓄積されている。一方、 PRISM で採用されている金属燃料（ U-Pu-Zr 三元系合金燃料）は、 米国で十分な実績があると共に、 固有の安全性が注目され、 近年では世界的に新型炉開発に採用されている。金属燃料は酸化物燃料よりも熱を伝えやすく、 出力上昇時にも冷却材への熱伝達（除熱）が速いという特性を有している。また、 酸化物燃料に比較して密度が高いことと軽元素（ O₂ ）がなく平均中性子エネルギーが高いことから、 燃焼度を高くして燃料の有効利用を図ると共に、 燃料増殖性能にも優れている。

また、 事故時に電源及び運転操作を必要とせず、 長期間の炉心冷却を実現する受動的安全系設備 RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) が採用されている。 RVACS の概念図を図8.2-8 (次頁参照) に示す。 RVACS は、 格納容器外側から空気の自然循環によって炉心崩壊熱を除去するシステムであり、 空気はスタックから原子炉建屋内に引き込まれ、 格納容器を冷却した後に、 加熱された空気が放出される。異常時に炉内ナトリウム温度が上昇し、 原子炉容器内壁側に高温ナトリウムがオーバーフローすると、 高温ナトリウムの温度に応じて除熱量が増大するので、 RVACS の起動には運転員による操作を必要としない。

参考文献

8.2-12) "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor," United States Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1368 (1994)

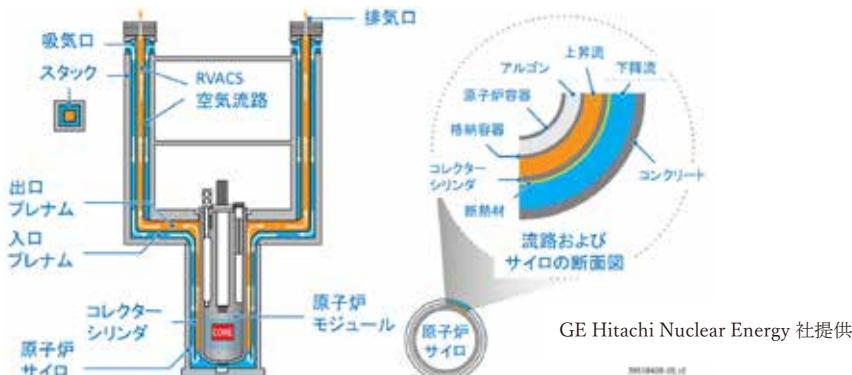


図8.2-8 受動的安全設備 RVACS の概念図

この他、金属燃料サイクル及び関連する乾式再処理システムの開発により、一体型高速炉 (IFR : Integral Fast Reactor) と呼ばれる概念も開発された。IFR は、高速炉(金属燃料)、乾式再処理、燃料製造を、一体型施設として総合した概念である。

なお、2018年に米国の実証炉建設計画 ARDP (Advanced Reactor Demonstration Program) に採用された NatriumTM は、2028年頃の建設を目指してテラパワー社と GE 日立社により開発が進められている。NatriumTM は原子炉には PRISM 概念(金属燃料、RVACS)を採用しており、さらに電力需要に応じて余分な熱量を蓄える溶融塩蓄熱システムを備えることにより、再生可能エネルギーの負荷変動を補うとともに、経済性を上げる設計となっている。

8.2.4 日立の目指す原子力の未来

日立GEは、カーボンニュートラルの実現と、それに寄与する安定電源としての原子力発電の活用を目指している。初期投資リスク低減、長期的な安定電源確保、放射性廃棄物有害度低減を開発ビジョンとして掲げ、ABWR の安全性向上として新たな安全メカニズムを実装した大型革新軽水炉 HI-ABWR (Highly Innovative ABWR) の実現と並行して、小型炉 BWRX-300 の開発と、長期的な課題であるエネルギー自給率向上も目指した2つの高速炉、軽水冷却高速炉 RBWR と金属燃料 Na 冷却高速炉 PRISM の開発を進めている。これら新型炉の開発は米国や英国と連携した国際協力のもとで進めることで、早期の市場導入とグローバル市場の開拓を目指す。今後も、国内外の原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み、社会的受容性の向上を継続し、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を推進する。

8.3 東芝エネルギー・システムズにおける革新型小型炉の開発（坪井 靖、木村 礼）

8.3.1 小型高速炉 4S (Super-Safe, Small and Simple)

(1) はじめに

東芝エネルギー・システムズでは、送電網が未発達な遠隔地のコミュニティや鉱山等のエネルギー供給源として燃料交換が不要かつ安全性が高い小型高速炉“4S (Super-Safe, Small and Simple)”を開発してきた。本炉は設計の標準化による量産効果と工場生産による建設サイトでの工程削減などにてコスト低減を図っている^(文献8.3-1, 8.3-2)。以下に、この4S炉について紹介する。

(2) 設計の特徴

4Sには電気出力 10 MWe (热出力 30 MWth) と 50 MWe (135 MWth) の出力タイプがあり、以下の特徴がある。
(i) 装荷した燃料を交換することなく長期運転可能 (10 MWe の場合 30 年、50 MWe では 10 年)、(ii) 自然現象を活用した安全設計を採用し、炉内機器に静的な機器を適用して信頼性を向上してメンテナンス量を低減した。以下では 30 年燃料交換不要の 10 MWe を中心にプラント設計を説明する。

プラントレイアウトを図8.3.1-1に示す。原子炉建物は地下に設置されており、免振構造を採用している。原子炉を地下に設置することでセキュリティの向上も図っている。主たるプラントパラメータでは熱出力 30 MW、電気出力 10 MW、一次系出入口温度 510 / 355°C、二次系出入口温度 485 / 310°Cである。原子炉構造を図8.3.1-2 (次頁参照) に示す。4Sは原子炉容器内に一次循環ポンプ (電磁ポンプ)、中間熱交換器 (IHX : Internal Heat Exchanger)、及び炉心を設置したプール型ナトリウム冷却高速炉である。炉心は良好な炉心性能と固有安全性を有する金属燃料を採用し、環状反射体を微速度で

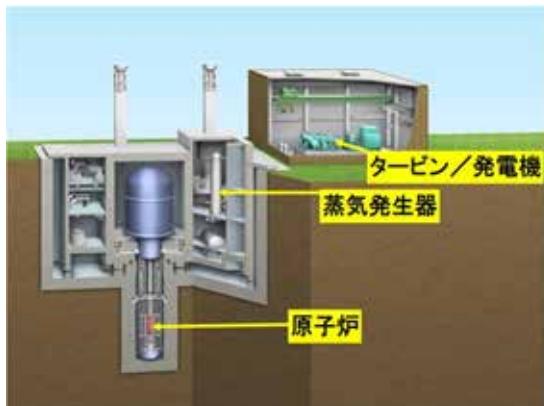


図8.3.1-1 4S プラントレイアウト (鳥観図)^(文献8.3-1)

参考文献

8.3-1) 太田 et al. 「小型高速炉4Sと高速炉技術」東芝レビュー Vol65No.12 (2010)

8.3-2) Y. Tsuboi et al. ' Design of the 4S reactor ' , Nuclear technology vol.178, No.2 PP201-217 May (2012)

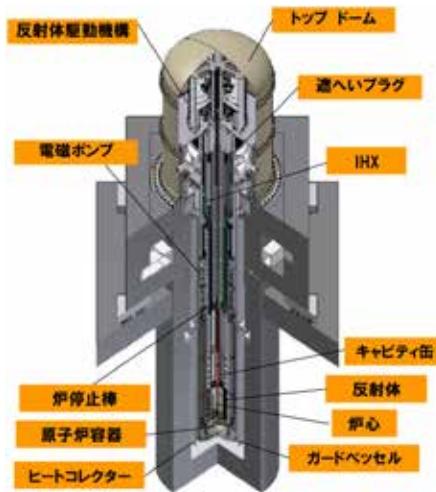


図8.3.1-2 原子炉構造（文献8.3-1、8.3-2）

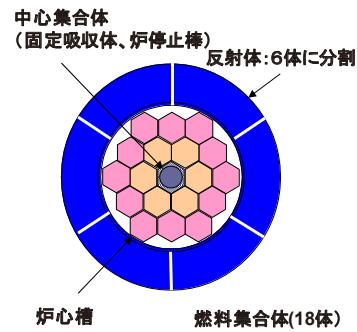


図8.3.1-3 炉心配置（文献8.3-1、8.3-2）

上昇させて反応度を制御する運転方式で長期の燃料無交換を可能としている。炉心配置を図8.3.1-3に示す。炉心はウラン濃縮度20%未満の金属ウラン-10%ジルコニウム2元合金で

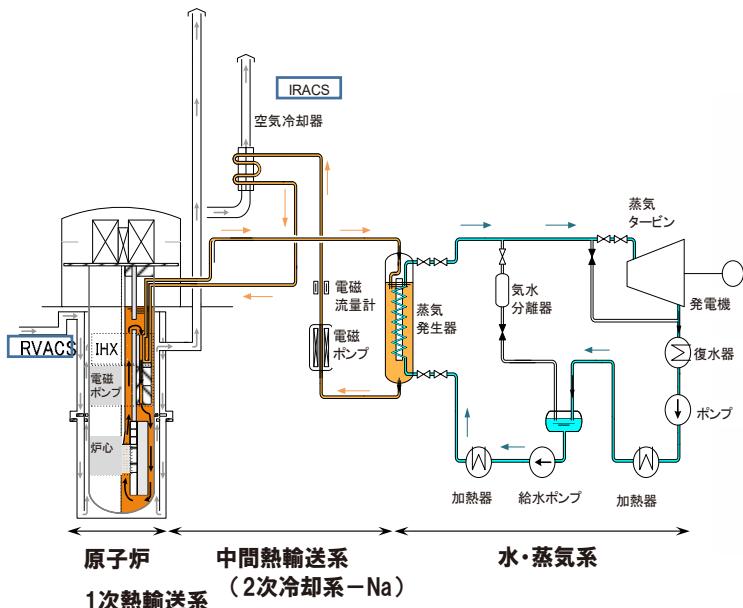


図8.3.1-4 热輸送系（文献8.3-1）

参考文献

8.3-1) 太田 et al. 「小型高速炉4Sと高速炉技術」 東芝レビュー Vol65No.12 (2010)

8.3-2) Y. Tsuboi et al. 'Design of the 4S reactor', Nuclear technology vol.178, No.2 PP201-217 May (2012)

あり、炉心は燃料集合体 18 体、炉停止棒と固定吸収体で構成される中心集合体 1 体で構成される。反射体は 6 体に分割され、炉心を囲んで設置されており、反射体の上部にはキャビティ缶を設けることにより反射体の反応度を増大し制御能力を高めている。熱輸送系を図8.3.1-4 に示す。2 次系は 1 ループであり、IHX から蒸気発生器に熱を輸送して蒸気を発生させ、蒸気タービンを用いて発電する。蒸気発生器は組網線入り二重管ヘリカルコイル型を採用している。二重伝熱管には伝熱管破損検出機構があり、水とナトリウム（Na）の反応を防止している。二重管組網線層にはヘリウム（He）ガスが充填されており、外管が破損した場合には、2 次系 Na 側に He ガスが放出され、2 次系のループで He ガスを検出する。内管が破損した場合には He ガス内に湿分が混入することで検知できる。崩壊熱除去系は動的な機器が無く、外気と Na の自然対流による熱交換で除熱するシステムで、原子炉の外側から除熱する RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）と 2 次冷却系の空気冷却器から除熱する IRACS（Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System）から構成される。いずれも単独で崩壊熱を除去できる除熱容量を持っており、事故時の崩壊熱除去を確実に行うことが可能である。

炉内一次ポンプには静的機器である電磁ポンプを用いることでメンテナンス要求を減少させている。

上記の設計において、4S は実証済みの機器を用いることを基本としているが、4S の概念を達成するためのいくつかの革新技術も採用している。その革新技術は表8.3.1-1（次頁参照）に示すものである。臨界実験では 4S の反射体制御方式金属燃料炉心の設計手法を確認した。燃料集合体の圧力損失特性を水流動試験で、また反射体の微小駆動機構はスケール試験で確認した。さらに RVACS におけるガードベッセルと空気の間の熱伝達特性は伝熱試験により確認した。電磁ポンプについては当社のループ設備でフルスケール試験体を用いた試験で設計定格条件（ $10.6\text{m}^3/\text{min}$ 、揚程 50 kPa）での所定の性能を確認した。また、二重管蒸気発生器伝熱試験は長尺組網線型長尺伝熱管を試作して製作性を確認した。

参考文献

8.3-3) IAEA ARIS (Advanced Reactors Information System) https://aris.iaea.org/PDF/Toshiba-4S_2020.pdf

表8.3.1-1 4S 設計に関係する試験（文献8.3-1）

設計対象	検証項目	必要な試験	状況
長尺小径炉心	反射体制御金属燃料の核設計手法	臨界試験	完了
反射体制御炉心			
高燃料体積比金属燃料炉心	燃料集合体の圧力損失特性	流動試験	完了
反射体	反射体微小駆動機構の動作	駆動装置試験	完了
RVACS	ガードベッセル空気間の伝熱特性	RVACS 伝熱特性試験	完了
電磁ポンプ	構造健全性 運転特性	電磁ポンプの Na 試験	一部実施
二重管蒸気発生器	構造健全性 伝熱特性 破損検知システムの動作	Na 試験 伝熱管破損 検知試験	一部実施

(3) 安全性

4S は、高い熱伝導特性をもつ金属燃料や動的機器に頼らない静的なシステムの採用などにより極めて高い安全性を有している。例えば、電源喪失により冷却ポンプが停止し、かつ制御棒によるスクラム失敗を仮に想定した場合でも運転員がなんら操作することなく炉の固有の特性により原子炉は安全な状態に落ち着く（文献8.3-2）。また福島第一原子力発電所事故を踏まえた様々な事象として、SBO（全交流電源喪失）対応、乾式キャスクでの使用済み燃料貯蔵による燃料プール削除、IRACS、RVACS による自然循環除熱等が可能としている。格納容器は図8.3.1-2に示すトップドームとガードベッセルにより構成し設置している。原子炉建物は地下立地とし免振にしていることから、地震や飛行機の衝突に対しても耐性が高いものとなっている。

参考文献

8.3-1) 太田 et al. 「小型高速炉4Sと高速炉技術」東芝レビュー Vol65No.12 (2010)

8.3-2) Y. Tsuboi et al. ' Design of the 4S reactor' , Nuclear technology vol.178, No.2 PP201-217 May (2012)

4S の許認可については型式認証の取得の為、米国原子力規制委員会（NRC）による4回の予備審査（文献8.3-4～8.3-7）を実施し、テクニカルレポート14冊（文献8.3-8～8.3-21）を提出している。

(4) 経済性

小型炉は一般に発電単価が上昇する。4Sでは、同一の設計の原子炉を工場で多数製造し、工場からトラック、船等で輸送して建設サイトでの工程を短縮してコストを低減することを図っている。更に原子炉を規格化し型式認証を取得することで同一設計での量産を目指した。サイト

参考文献

- 8.3-4) ML072950025, “First Meeting with NRC Pre-Application Review”, October 23, 2007.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0729/ML072950025.pdf>
- 8.3-5) ML080510370, “Second Meeting with NRC Pre-Application Review”, February 21, 2008.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0805/ML080510370.pdf>
- 8.3-6) ML081400095, “Third Pre-Application Review Meeting with NRC”, May 21, 2008.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0814/ML081400095.pdf>
- 8.3-7) ML082190834, “Fourth Pre-Application Review Meeting with NRC”, August 8, 2008.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0821/ML082190834.pdf>
- 8.3-8) ML081440765, “4S Design Description”, May, 2008 <https://www.nrc.gov/docs/ML0814/ML081440765.pdf>
- 8.3-9) ML082050556, “LONG-LIFE METALLIC FUEL FOR THE SUPER SAFE, SMALL AND SIMPLE (4S) REACTOR”, June, 2008. <https://www.nrc.gov/docs/ML0820/ML082050556.pdf>
- 8.3-10) ML090650235, “4S Seismic Base Isolation Design Description”, February, 2009.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0906/ML090650235.pdf>
- 8.3-11) ML092170507, “4S Safety Analysis”, July, 2009. <https://www.nrc.gov/docs/ML0921/ML092170507.pdf>
- 8.3-12) ML101400662, “Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTs) for the 4S and Further Investigation Program”, May, 2010. <https://www.nrc.gov/docs/ML1014/ML101400662.pdf>
- 8.3-13) ML102940207, 4S Response to 73 FR 60612, “Policy Statement on the Regulation and Advanced Reactors” and SECY-10-00034, “Potential Policy, Licensing, and Key Technical Issues for Small Modular Nuclear Reactor Designs”, October, 2010. <https://www.nrc.gov/docs/ML1029/ML102940207.pdf>
- 8.3-14) ML11277A236, Submittal of Technical Report “4S Core Nuclear Design Codes and Methods Validation”, September, 2011. <https://www.nrc.gov/docs/ML1127/ML11277A236.pdf>
- 8.3-15) ML11277A234, Submittal of Technical Report “Evaluation for 4S Emergency Planning Zone”, September, 2011. <https://www.nrc.gov/docs/ML1127/ML11277A234.pdf>
- 8.3-16) ML121290607, “Phenomena Identification and Ranking Tables for 4S Beyond-Design-Basis Accidents – Local Faults and Sodium-Water Reaction”, April, 2012. <https://www.nrc.gov/docs/ML1212/ML12129A378.pdf>
<https://www.nrc.gov/docs/ML1212/ML121290607.html> <https://www.nrc.gov/docs/ML1212/ML12129A380.pdf>
- 8.3-17) ML13037A423, “Aircraft Impact Assessment for 4S”, AFT-2011-000254 Rev003, August, 2012.
<https://www.nrc.gov/docs/ML1303/ML13037A423.pdf>
- 8.3-18) ML12278A087, “Validation of 4S Safety Analysis Code SAEMKON for Loss of Offsite Power Event”, September, 2012. <https://www.nrc.gov/docs/ML1227/ML12278A087.pdf>
- 8.3-19) ML12296A022, AFT-2012-000230 Revision 000, “Prevention of Severe Accidents for 4S”, September, 2012. <https://www.nrc.gov/docs/ML1229/ML12296A022.pdf>
- 8.3-20) ML13070A347, AFT-2012-000241 Rev. 002, “Design Description of the 4S Instrumentation and Control System”, February, 2013. <https://www.nrc.gov/docs/ML1307/ML13070A347.pdf>
- 8.3-21) ML12296A029.,AFT-2012-00021rev002” 4S Safety Design Criteria’ September,2012
<https://www.nrc.gov/docs/ML1229/ML12296A029.pdf>

での工程短縮に関しては、原子炉容器の内部に電磁ポンプやIHX、炉内構造物を装荷した状態にまで工場内で組み立てて建設サイトまで輸送することで実現を図っている。原子炉建物についても建物を鋼コンクリート構造(Steel-concrete composite)とし、蒸気発生器も組み込んだ状態でバージにより運送し現地でコンクリートを充填することで工期を短縮化する考えである。

(5) 多目的利用

送電網が未発達な遠隔地のコミュニティ電源として適合するだけでなく、コミュニティの近接に配置できることから熱供給にも用いることができる。そのほかにも図8.3.1-5^(文献8.3-3)に示すような種々の適用が可能である。送電網から離れた砂漠地帯の海岸に脱塩プラントと設置することで真水の製造により砂漠の緑化を行うことや、水素製造プラントなどに用いることで水素による発電と4Sによる電力を組み合わせてスマートグリッドにより運用することで再生可能エネルギーと調和した電力供給ができる。また製造した水素は自動車等に供給可能である。またコミュニティへの熱供給にはできるだけ原子力プラントとコミュニティ間の距離を近づけることで効率性を向上させることが望ましいが、4Sでは事故時の放射性物質の放出量は小さいことから米国基準のEPZ(Emergency Planning Zone)に関する評価結果^(文献8.3-3)は200mであり使用するコミュニティへの近接立地が可能である。

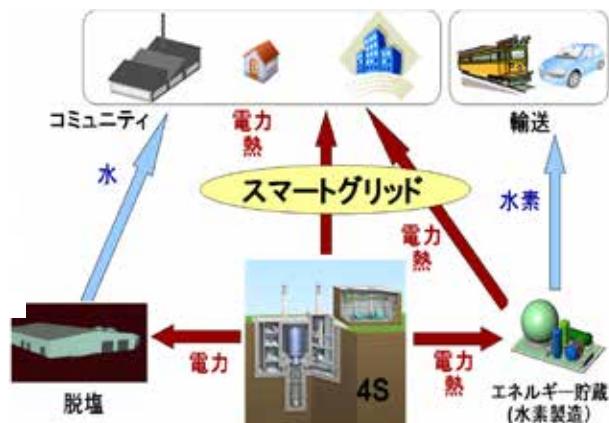


図8.3.1-5 4S炉の適用先^(文献8.3-3)

参考文献

8.3-3) IAEA ARIS (Advanced Reactors Information System) https://aris.iaea.org/PDF/Toshiba-4S_2020.pdf

(6) まとめ

4S炉は長期燃料無交換とすることで送電網が十分に整備されていない遠隔地に適合することを目的に安全性が高くメンテナンス要求が低い小型炉として設計された。また小型炉のスケールデメリット克服に向け、工場での量産、現地建設工程短縮に対応した設計としている。

8.3.2 超小型炉 MoveluX™

(1) はじめに

東芝エネルギー・システムズでは遠隔地のコミュニティや鉱山などの僻地における多目的なエネルギー源として MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark) の開発を進めている。MoveluX™は炉心の除熱にヒートパイプによる静的除熱を採用してシステムを大幅に簡素化し、加えて水素化カルシウム (CaH₂) を減速材に用いて濃縮度 5%未満の低濃縮ウラン燃料を用いた超小型炉の実現を図っている（文献8.1-22、8.1-23）。本項ではこの MoveluX™について解説する。

(2) 設計の特徴

図8.3.2-1に MoveluX™のプラントレイアウトを、表8.3.2-1（次頁参照）に主要諸元を示す。MoveluX™は僻地における多目的なエネルギー源としての利用を想定しており、熱出力 10 MW、電気出力 3～4 MW（発電用途の場合）である。システムは地下設備と地上設備に分かれており、地下設備には原子炉系が、地上設備には発電や熱利用などの設備が収められる。この地上設備は後述するように用途に応じて変更が可能である。地上設備・地下設備は共に既存のコンテナに収まるサイズで、コンテナ船やトレーラーによる輸送を可能とし、僻地への輸送コスト低減を図った（文献8.3-22、8.3-23）。

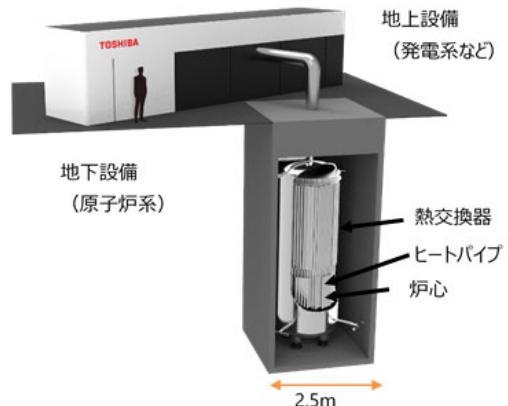


図8.3.2-1 MoveluX™ プラントレイアウト
(鳥観図) (文献8.3-22)

参考文献

- 8.3-22) Rei Kimura, Tetu Suzuki, Kazuhito Asano, Chikako Iwaki, Hideki Horie, "The conceptual design of heat-pipe cooled and calcium-hydride moderated vSMR", 013, ICAPP2019, Juan-les-pins, France, May 2019 (2019)
8.3-23) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 edition, IAEA, Vienna, Austria (2020)

表8.3.2-1 MoveluX™ 主要緒元

項目	値
電気出力	3-4MW
炉心熱出力	10MW
ヒートパイプ温度	685°C
二次系熱交換器入口/出口温度	450/680°C
燃料材料	U_3Si_2
減速材材料	CaH_2
運転期間(燃料交換無し)	15 年
運転時反応度制御	IGEM による受動的反応度制御

熱システムとして図8.3.2-2に示す様な、炉心からの熱をブレイトンサイクルによる二次系で取り出すシステムを採用した。炉心の冷却には二重管ヒートパイプを採用して動的機器を排除し、原子炉冷却系の受動的安全性と信頼性を高める設計としている。ヒートパイプによる除熱が出来ない場合には自律的に原子炉が停止し、崩壊熱は炉壁面から空冷自然循環で除熱される。

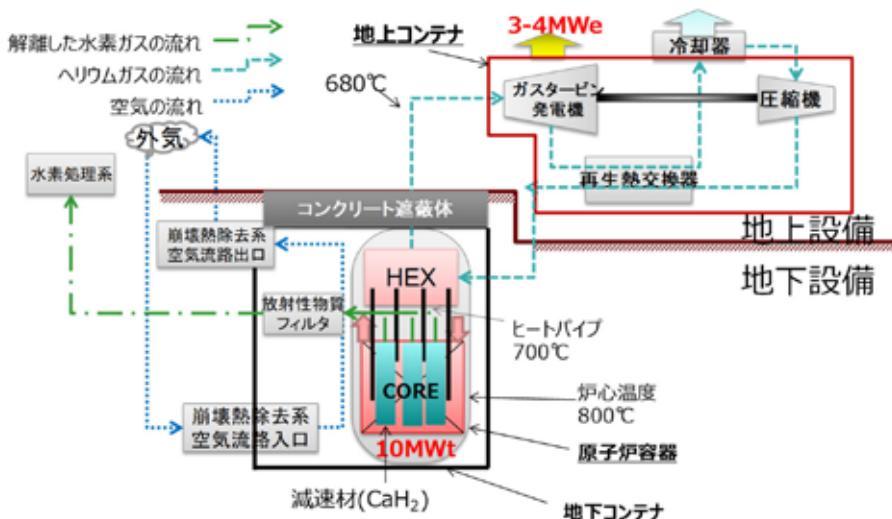


図8.3.2-2 MoveluX™ システム概要図 [4]

燃料には濃縮度 5% 未満の低濃縮ウランを用いる。低濃縮ウランで小型炉心を臨界させるため、炉心は減速材を用いた熱中性子炉とした。減速材は表8.3.2-2（次頁参照）より高温で運転できること、熱中性子吸收断面積が小さいこと、コストが低いこと、という条件の下、水素化カルシウム (CaH_2) を選定した。水素化カルシウムは約 800°Cでの運転が可能な固体減速材であり、ヒートパイプによる炉心冷却と併せることで原子炉内の圧力を常圧とすることが可能である。

表8.3.2-2 高温で利用可能な減速材の比較

元素	化学式	単位体積当たり 水素個数密度 (H/cm ³)	単位重量当たり 水素個数密度 (H/g)	熱中性子 捕獲断面積(barn)	水素乖離温度 (°C)
Ca	CaH ₂	5.49x10 ²²	2.89x10 ²²	0.41 (⁴⁰ Ca)	800
La	LaH _{2.76}	6.02x10 ²²	1.14x10 ²²	8.94 (¹³⁹ La)	1024
Pr	PrH _{2.8}	6.36x10 ²²	1.14x10 ²²	11.48 (¹⁴¹ Pr)	1049

水素化カルシウムは800°C以上で水素が解離するため、減速材温度を800°C以下とすることが炉心設計上の制約となる。炉心内において減速材温度を低減する為、図8.3.2-3に示す配置とし、ヒートパイプによって燃料から減速材へ流れる熱を遮断する。これにより、図8.3.2-4の評価例の様に、炉心の熱出力がヒートパイプの熱輸送能力を超えない限り、減速材はヒートパイプとほぼ同様の温度を保つ事が出来る（文献8.3-24）。仮に減速材温度が800°C以上となり水素解離が発生した場合、炉心は未臨界状態となる。

次に炉心の反応度制御についてであるが、MoveluX™は可能な限り受動的な反応度制御手法を用いることで固有

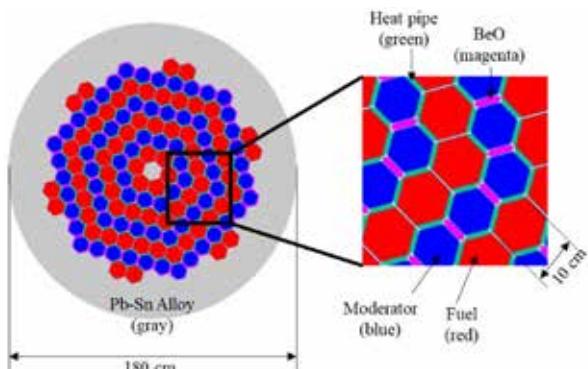


図8.3.2-3 MoveluX™ 炉心断面図（文献8.3-28）

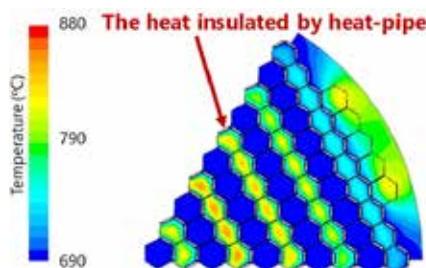


図8.3.2-4 ヒートパイプによる減速材への
熱移動の遮断（評価例）（文献8.3-23）

参考文献

- 8.3-23) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 edition, IAEA, Vienna, Austria (2020)
- 8.3-24) 木村 礼、浅野 和仁、鈴木 哲、“水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX の開発(1)：原子炉システム及び炉心コンセプト概要”，2019年春の年会 1J04 (2019)
- 8.3-28) Takuya Hongo, Yuki Miyachi, Rei Kimura, Hideki Horie, Tomonao Takamatsu and Chikako Iwaki, “Study on the flow and heat transport characteristics of concentric-tube two-phase thermosyphon” , Mechanical Eng. Journal., 7(3), 19-00578 (2020)

安全性の向上を図る。通常の反応度制御には図8.3.2-5に示されるIGEM (In-Gd Expansion Module) を用いる(文献8.3-25)。これは電力中央研究所で開発されたLEM (Lithium Expansion Module) と同様に液体の中性子吸収材の熱膨張によって自律的に反応度を制御する機器であり、化学的な活性の低いIn-Gd合金を採用することで安全性を高めている。

また、水素化カルシウム減速材に限らず、水素化物減速炉心は炉心が正の温度反応度係数を持つことがあるが、MoveLuX™では(4)にて後述するように低温域の正の温度反応度を利用して強制加熱が無いと原子炉が起動しない核設計とし、輸送時の臨界安全性を高めた。

(3) 分散型多目的エネルギー源

MoveLuX™は図8.3.2-6に示すような様々な場所で多目的に利用されることを想定している。遠隔地コミュニティや鉱山などへ発電用途以外にも地上設備の変更によって化学プラント・製鉄

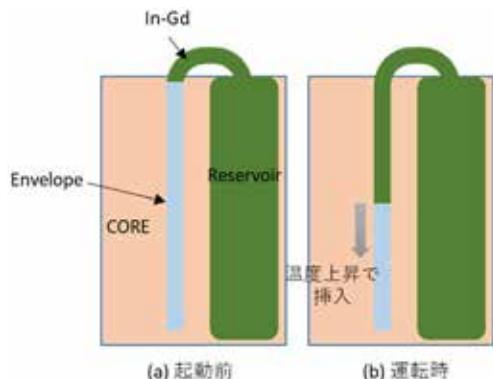


図8.3.2-5 In-Gd Expansion Module の概念図(文献8.3-26)

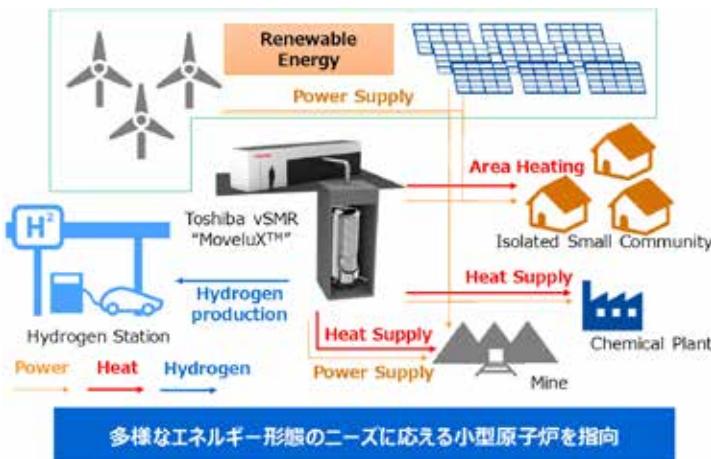


図8.3.2-6 MoveLuX™ の様々な適用先(文献8.3-22)

参考文献

- 8.3-22) Rei Kimura, Tetu Suzuki, Kazuhito Asano, Chikako Iwaki, Hideki Horie, "The conceptual design of heat-pipe cooled and calcium-hydride moderated vSMR" , 013, ICAPP2019, Juan-les-Pins, France, May 2019 (2019)
- 8.3-25) Rei Kimura, Shohei Kanamura, Yuya Takahashi and Kazuhito Asano, "Passive Reactivity Control Device with Thermal Expansion of Liquid In-Gd Alloy" , Nucl. Tech., 207(11), 1784-1792, (2021)
- 8.3-26) Rei Kimura, Satoshi Wada, "Temperature Reactivity Control of Calcium-Hydride-Moderated Small Reactor Core with Poison Nuclides" , Nucl. Sci. Eng., 193 (9), 1013-1022, (2019)

所への熱供給、水素供給など、産業用途のエネルギー供給を行う^(文献8.3-22)。

上記に加え、海水淡水化や、オフグリッドで用いる他、分散型エネルギー源としてグリッドに接続し、再生可能エネルギー等他のエネルギー源と調和したエネルギー供給が期待できる。この時、MoveLuX™の小さい熱出力と高い固有安全性を活用し、EPZ (Emergency Planning Zone) を現行の試験研究炉と同様、敷地境界程度とすることでコミュニティへ近接した立地が可能になると考えられる。

(4) 高い固有安全性

MoveLuX™は固有安全性として受動的炉停止、炉壁面からの受動的除熱、輸送時の高い臨界安全性を備える。まず、受動的炉停止であるが、炉心の異常な温度上昇があつた場合に運転員の操作を介さずに受動的に炉心を未臨界とする。通常の温度上昇時はIGEMが挿入されて炉心を未臨界とするが、ヒートパイプの破断や二次系の機能喪失など、何らかの理由により更に炉心の温度が異常に上昇して水素化カルシウムの水素解離温度を超えると、減速材から水素が解離して中性子の減速機能を喪失することで炉心を未臨界とする。

更に、この様に未臨界となった炉心はヒートパイプによる冷却機能を喪失している可能性が高いため、崩壊熱については炉壁面からの空冷自然循環により除去される。

また、MoveLuX™は通常の原子炉と異なり炉心に燃料が装荷された状態で工場から設置場所まで輸送される。そこで水素化物減速炉心の特性を活かして輸送中の臨界安全性を確保する。具体的には図8.3.2-7(次頁参照)に示す温度依存の実効増倍率の特性を利用する(文献8.3-26、8.3-27)。図8.3.2-8(次頁参照)のPhaseI～PhaseIIIまでの原子炉輸送時・設置作業時には炉中心の安全棒が挿入され、炉心は未臨界状態となっているが、温度が低い状態(図8.3.2-7の α の位置)では仮に安全棒が引き抜かれても炉心は未臨界状態を保つ。本炉心は低温域で正の温度反応度特性を持つため、PhaseIVの原子炉起動時に炉心を加熱すると

参考文献

- 8.3-22) Rei Kimura, Tetu Suzuki, Kazuhito Asano, Chikako Iwaki, Hideki Horie, “The conceptual design of heat-pipe cooled and calcium-hydride moderated vSMR” , 013, ICAPP2019, Juan-les-pins, France, May 2019 (2019)
- 8.3-26) Rei Kimura, Satoshi Wada, “Temperature Reactivity Control of Calcium-Hydride-Moderated Small Reactor Core with Poison Nuclides” , Nucl. Sci. Eng., 193 (9), 1013-1022, (2019)
- 8.3-27) Rei Kimura, Kazuhito Asano, “Ensuring Criticality Safety of vSMR Core During Transport Based on Its Temperature Reactivity” , Nucl. Sci. Eng., 194 (3), 213-220 (2020)
- 8.3-28) Takuya Hongo, Yuki Miyachi, Rei Kimura, Hideki Horie, Tomonao Takamatsu and Chikako Iwaki, “Study on the flow and heat transport characteristics of concentric-tube two-phase thermosyphon” , Mechanical Eng. Journal., 7(3), 19-00578 (2020)

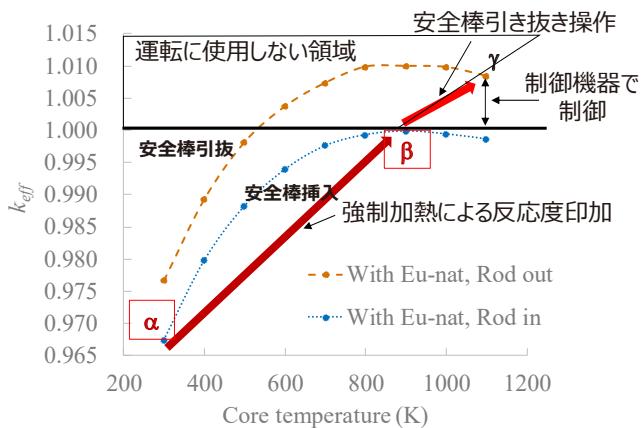


図8.3.2-7 炉心の温度依存の実効増倍率(文献8.3-28)

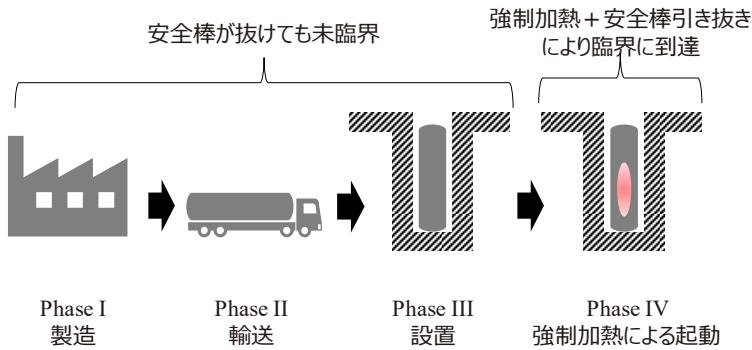


図8.3.2-8 原子炉輸送から起動までの流れ(文献8.3-28)

その実効増倍率が増加していくが、この時安全棒が挿入されている状態で未臨界を保つようにしている(図8.3.2-7の β の位置)。この状態で安全棒を引き抜き、並行してIGEMが挿入されることで原子炉を起動する。この様に、強制加熱をしないと原子炉が起動されない核設計とすることで意図しない炉心の臨界を防止することが出来る。

(5) 主な開発課題

MoveluX™は概念設計の段階にあり、主な開発課題としては、二重管ヒートパイプおよびコンパクト熱交換器開発、水素化カルシウムの断面積(熱中性子散乱則)測定、反応度制御機器(IGEM)開発、炉壁面からの崩壊熱除去システムの開発、炉心監視システム開発、核セキュリティ・保障措置の考え方の整備など複数の主要な要素技術が挙げられる。

参考文献

- 8.3-28) Takuya Hongo, Yuki Miyachi, Rei Kimura, Hideki Horie, Tomonao Takamatsu and Chikako Iwaki,
“Study on the flow and heat transport characteristics of concentric-tube two-phase thermosyphon”,
Mechanical Eng. Journal., 7(3), 19-00578 (2020)

二重管ヒートパイプおよびコンパクト熱交換器は炉心で発生した熱を二次系へ輸送・交換する重要な機器であり、両者が一体化して機器を構成する（文献8.3-28）。設計ではNaの沸騰熱伝達率や狭隘流路内での凝縮熱伝達率などの基礎的なデータが不足しており、これらの基礎検討から開発を進める必要がある。

次に水素化カルシウムの断面積測定である。前項に記載したように MoveluX™の炉心の核設計は温度による反応度変化が重要な役割を果たすが、この反応度変化は熱中性子の平衡状態が変化することで起こり、水素化カルシウムの熱中性子散乱則によって支配される。現在の核データは常温での1つの試験データに基づいたものであり、複数の温度域における熱中性子散乱則のデータを取得し、検証を行う必要がある（文献8.3-29）。

また、炉内状況監視を炉外の計装を用いて精度よく行う手法を開発し、検出器の故障確率の低減や炉内構造物の減少によるコスト低減を図る（文献8.3-30、8.3-31）。

更に、分散型エネルギー源として様々な場所に設置することを踏まえると、核セキュリティや保障措置についての考え方を整理し、規制当局との擦り合わせを行っていく事が求められる。

(6) まとめ

MoveluX™は可搬性が高く、高い固有安全性を備え、僻地への設置が容易な多目的原子炉として概念検討を行っている。今後は基礎的な検討も含めた要素技術開発に取り組むと共に、経済性や核セキュリティ・保障措置に関連した検討も進めしていく。

参考文献

- 8.3-28) Takuya Hongo, Yuki Miyachi, Rei Kimura, Hideki Horie, Tomonao Takamatsu and Chikako Iwaki, “Study on the flow and heat transport characteristics of concentric-tube two-phase thermosyphon”, Mechanical Eng. Journal., 7(3), 19-00578 (2020)
- 8.3-29) Jaehong Lee, Tadafumi Sano, Jun-ichi Hori, Rei Kimura, Takayuki Sako, Akira Yamada, Jun Nishiyama “Measurement of temperature-dependent thermal neutron spectrum in CaH₂ moderator material for space reactor” EPJ Web of Conferences, 239, 22002 (2020)
- 8.3-30) Rei Kimura, Yuki Nakai and Satoshi Wada, “Reactor Core Power Distribution Reconstruction Method by Ex-Core Detectors Based on the Correlation Effect Between Fuel Regions”, Nucl. Sci. Eng., Nucl. Sci. Eng., 195 (12), 1279-1290 (2021)
- 8.3-31) Rei Kimura, Yuki Nakai, Satoshi Wada, Atsushi Sakon and Tadafumi Sano, “Demonstration of power distribution estimation using ex-core detectors by reactor experiment at UTR-KINKI”, J. Nucl. Sci. Thecnol, publish online (2022).

第9章 次世代原子炉の新しい原子炉概念

9.1 CANDLE 炉概念（関本 博）

9.1.1 序

9.1.1.1 理想的な核エネルギーシステム

発達した文明社会は大量のエネルギー消費によって維持されている。産業革命以来、人類は化石燃料を消費することによってこれを実現してきた。将来の問題として資源の枯渇が心配されていたが、現在では喫緊の課題として、炭酸ガスの大量放出に伴う地球温暖化や気候変動がより問題視されている。いずれにしろ、化石燃料の消費は続けることが不可能で、炭酸ガスの大量放出をしない高埋蔵量エネルギーの開発が望まれている。このようなエネルギーとして太陽エネルギーや風力エネルギーが広く利用されるようになってきたが、これらのエネルギーはその出力が天候に左右されたり、時間的に大きく変動するのが問題である。このため蓄電池のような装置でエネルギー貯蔵をすることが試みられているが、エネルギー貯蔵はエネルギーの価格を非常に高くしてしまう。

原子力は炭酸ガスを放出しない。また、増殖炉を用いれば資源問題も解決できるといつてよいであろう。しかしながら、原子力は原爆と共に技術を用いていることや、放射性物質を生成するという難しい問題を抱えている。これらを図示すると図9.1-1のようになる（関本、2021；Sekimoto, 2010b）。

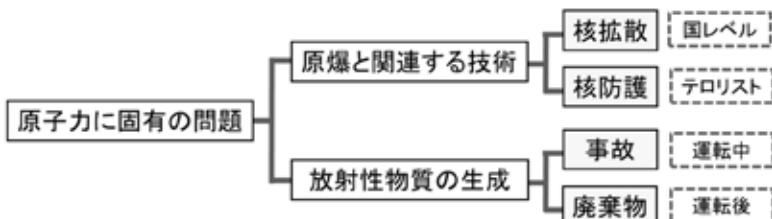


図9.1-1 原子力に固有の問題

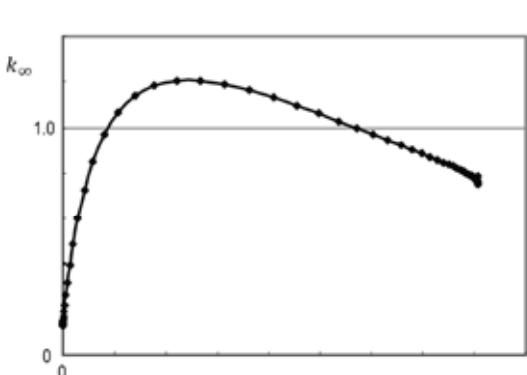
原爆との共通技術に関しては、国家のレベルで考えると核拡散という問題と関係しており、テロリストのレベルになると核防護といった問題と関係していく。放射性物質の生成に関しては、原子炉運転中は事故、運転が終了した後でも廃棄物という難しい問題と関係している。これらの問題のリスクをゼロにすることは不可能と考えられる。しかし、核エネルギーシステムを工夫することにより、許容レベルにまで下げるることは可能かもしれない。但し、これらの問題は経済性の許容範囲の内で解決されねばならない。多くの問題があり、これらを解くために革新炉の開発研究が行われている。しかし残念ながら、現在のところ、これらの問題を同時に解決する

ような炉は提案されていない。本章の最後の節「9.1.5 CANDLE 炉は理想的な核エネルギーシステムの条件をどのように満足するか？」において、CANDLE 炉がどのようにこれらの条件を満足しようとしているか説明する。

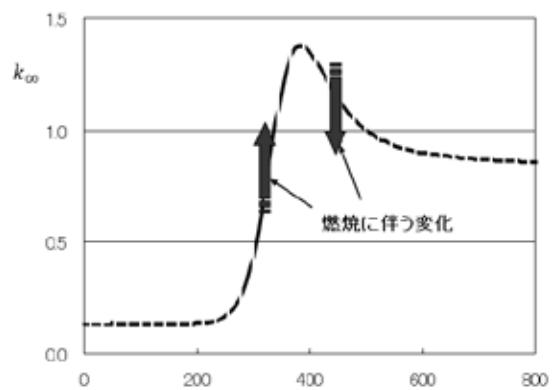
9.1.1.2 CANDLE 炉概念とは？

CANDLE とは “Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power profile During Life of Energy production” からとった頭字語であり、同時に蠟燭のように燃えていく様子も示唆している (Sekimoto and Ryu, 2000a)。この燃焼法を用いると、燃焼領域は出力に比例した速さで、軸方向に移動していく。但し、個々の核種の密度分布も、中性子束密度分布も、出力密度分布も、それらの局所的空間分布は変化しない。ここで制御棒とか可動反射体といった燃焼制御装置は必要としない。さらに燃料は炉心に固定されたままである。数式を用いると、CANDLE 燃焼の特性が厳密かつ容易に説明できるのであるが、ここでは編集指針に従い省略する。興味のある読者は文献を参照してほしい (Sekimoto et al., 2001 ; Sekimoto 2021)。

CANDLE 炉の具体的な形は後で述べるが、一般的な CANDLE 炉特性は次のようになる。この燃料の無限体系中性子増倍係数 (k_{∞} ; 与えられた中性子スペクトル場において、その場における核種数割合に対して求まる、吸収中性子数に対する発生中性子数の比) は燃焼時間の経過とともに図9.1-2 (A) のように変化する。図の横軸には中性子フルエンス (neutron fluence : 中性子束を時間積分したもの) または燃料燃焼度 (fuel burnup) をとっている。新燃料の k_{∞} は 1 以下であるが、燃焼とともに増加し、ついには 1 以上となる。最大値をとった後は減少に転じ、やがて 1 以下となる。図の横軸を炉心の軸方向位置にとると、図は図9.1-2 (B) のようになる。横軸は適当に描かれているが、 $-\infty$ から $+\infty$ に亘ると考えてよい。燃焼領域の



(A) 横軸：中性子フルエンス



(B) 横軸：炉心の軸方向位置

図9.1-2 無限体系中性子増倍係数 (k_{∞}) の変化

k_∞ の形は変化しないが、燃焼とともに新燃料領域に向かって移動していく。移動速度は出力密度に比例している。燃焼軸の方向は一般的に任意に選べるが、ここでは垂直方向にとり、上から下に燃焼領域を移動させることにする。冷却材は下から上に流れる。出力ピークが進行方向(下)に偏っているので、こうすることにより、与えられた冷却材の出口温度に対し、出力を高くすることができる。

現実には炉心高さは有限である。燃焼領域はやがて炉心の端(下端)に達する。このとき、上方に溜まった燃焼済み燃料は取り除き、下端に新燃料を挿入することになる。これを図示すると図9.1-3のようになるが、これを繰り返すことによりCANDLE燃焼はいつまでも続けていけることがわかる。

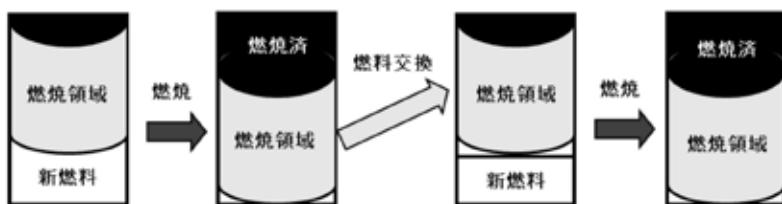


図9.1-3 有限炉心におけるCANDLE燃焼

このような燃料交換法は、燃料ピンを予めいくつかの要素に切っておけば容易に実現できるであろう。また、ペブルベッド炉心を構成することができれば、これによっても実現可能である(Ryu and Sekimoto (2000))。

CANDLE燃焼は中性子経済に優れた高速炉や可燃性毒物を用いた熱中性子炉で実現可能であることが知られている。以下にこれら二つの場合について個々に説明する。

(1) 中性子経済に優れた高速炉

硬い中性子スペクトル(中性子の平均エネルギーが高い)の高速炉は中性子経済に優れており、これらの炉では天然ウランや劣化ウランを新燃料としてCANDLE燃焼を行うことが可能である(Sekimoto and Ryu, 2000a, b; Sekimoto, et al., 2001)。

高速炉スペクトルで照射された天然ウランや劣化ウラン中の核種は図9.1-4(次頁参照)のように変化していく。新燃料中の ^{238}U は中性子を吸収し、 ^{239}Pu になる。 ^{239}Pu は最初炉心に存在しないが、燃焼とともに増加していく。しかし、原子炉内では消費も同時に起こるので、やがて生成割合と消費割合は同じになり、 ^{239}Pu の存在量は ^{238}U に対して一定の割合になっていく。他方、核分裂生成物(FP)の存在量は燃焼とともに増え続ける。 ^{241}Pu の値が図の右端で急激に小さくなっているが、これは次の理由による。この領域は燃焼領域を外れてしまつて中性子束レベルが低くなっている。このため ^{241}Pu の生成量が減ってくるが、

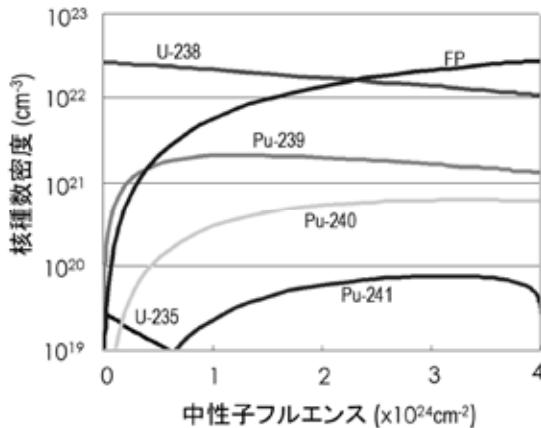


図9.1-4 燃焼に伴う核種数密度の変化
(新燃料として0.1%劣化ウランを用いた)

消滅は放射性崩壊でおこり、中性子束レベルに関係しないためである。この図では濃縮度0.1%の劣化ウランに対して²³⁵Uの核種数密度変化が示されている。この値では臨界に対する寄与は無視できる。劣化ウランを天然ウランに変えても、この事情は変化しない。このため k_{∞} は燃焼とともに図9.1-2のように変化することになる。

劣化ウランや天然ウランの未臨界度は非常に大きいので、原子炉を臨界にするのに必要な多くの²³⁹Puを生成するためには、極めて多くの中性子が²³⁸Uに吸収されなければならない。このことから、燃焼済み燃料の燃焼度は40%FIMA (Fissions per Initial Heavy Metal Atoms : 以後は%FIMAを簡単に%だけで表す) といった極めて高い値となるし、燃焼領域の移動速度は極めて遅くなる。これが可能になるには、CANDLE炉は極めて優れた中性子経済を有していなければならない。Edward Tellerがトリウムを用いて同様のアイデアを提案している (Teller, et al., 1996 ; Hyde, et al., 2008)。しかしながら、トリウムから生成される²³³Uの中性子経済は²³⁹Puに比べて劣るため、トリウムを用いただけでは真の意味でCANDLE燃焼を達成することはできない。

なお、ここで示した高速炉とは形状が全く異なるが、粒子状燃料を炉心の上から下へ流していくペブルベッド高速炉を用いて、CANDLE燃焼が可能なことが示されている (Ryu and Sekimoto, 2000)。

(2) 可燃性毒物を用いた熱中性子炉

CANDLE高速炉の場合、燃焼済み燃料の平均燃焼度は先に述べたように40%程度になる。40%は極めて高い値であり、ウラン資源の有効利用になるわけだが、このような高い燃焼度で健全性を保てるような高速炉燃料は、現在は存在しない。この問題をどのように解決するかについては「9.1.4.3 (2) 高燃焼度問題の解決にむけて」の節で説明する。

ここではこのような高燃焼度でも健全性を維持できるように開発された TRISO 被覆燃料 (Sawa et al., 1996) を用いた CANDLE 炉について少し説明する。

残念なことに、この燃料は、炭素を多く含むので中性子を減速させる。このため高速炉には適さないが、高温ガス炉では通常の燃料として使われている。実際、このような燃料を用いた CANDLE 燃焼高温ガス炉が提案されている (van Dam, 1998 ; Ohoka and Sekimoto, 2004)。濃縮ウランと可燃性毒物 (通常ガドリニウムが用いられる) を用いることにより、燃焼に伴う k_{∞} の変化を図 9.1-2 のようにすることができる。

ウラン濃縮度と可燃性毒物濃度を高くすることにより、取り出し燃焼度を高くすることが可能である。この炉は特別な長寿命炉等に利用可能とかんがえられるが、濃縮ウランを使わなければならぬので、ここではこれ以上議論しない。以下では CANDLE 高速炉のみを扱う。

9.1.2 典型的な CANDLE 高速炉の例 (パラメトリック調査)

高速炉のみに限ったとしても、燃料や冷却材の種類、あるいは炉心の幾何学的構造等、色々な炉が考えられる (Sekimoto and Ryu, 2000b ; Sekimoto, 2001)。ここではこれらの炉の代表的な設計に対して、平衡状態 (運転開始から十分に時間がたって原子炉特性が変化しなくなった状態) に達した CANDLE 燃焼の示す特性について比較する。

標準設計に対する設計パラメータを表9.1-1に示す。炉心は半径 2 m の円筒形である。炉心高さは無限にとののが理論的には美しいと考えられることから、実際の炉心より大きい 8 m に設定されている。炉心上下端での中性子の漏れは無視できるほど小さく、炉心長さを変化させても、境界条件を真空から反射に変化させても、計算結果は殆ど変化しなかった。これより、炉心長さは十分大きくとられていることがわかる。新燃料としては、劣化ウランを用いた方が実際的かもしれないが、結果は殆ど変わらないので、ここでは天然ウランとした。燃料の化学形としては、金属燃料 (U-10 w% Zr) を標準として、酸化物、窒化物について比較検討している。冷却材としては、LBE (鉛ビスマス共融合金) を標準として、ナトリウム、鉛、ヘリウムを比較検討している。ここでは天然鉛を用いているが、後で中性子経済に優れた ^{208}Pb を用いた場合について計算結果を示しているので参考にしてほしい。炉心半径と燃料 (被覆材等はこれに加えない) 体積割合に関しても、パラメトリックに変化させ比較検討している。

表9.1-1 天然ウラン装荷型高速炉の標準設計パラメータ

原子炉	熱出力	3000MW
	炉心半径	200cm
	径方向反射体厚さ	50cm
燃料ピン	燃料形態	U-10w%Zr
	燃料ペレット直径	0.8cm
	被覆管材料	HT-9
	被覆管厚さ	0.035cm
冷却材	燃料体積割合	Pb-Bi(44.5%,55.5%)
		50%

比較検討した特性は実行中性子増倍係数 (k_{eff})、燃焼領域移動速度及び燃焼済燃料の平均燃焼度である。

計算結果を表9.1-2に示す。全体的な特徴としては色々あるが際立つたものをいくつかあげておく。燃焼領域移動速度がほぼ 4 cm / 年と極めて遅い。また燃焼済み燃料の平均燃焼度が 400 GWd / t 以上と極めて高い。この値は装荷燃料の 40%程度が燃焼したことを意味する。燃料の有効利用ということでは非常に望ましいが、材料健全性からは問題となる。これについては後で議論する。

表9.1-2 (A)によると、 k_{eff} は金属燃料に対してだけ 1 以上になっている。酸化物燃料に対しては小さすぎて、色々工夫しても臨界を達成するのは困難と考えられる。窒化物燃料に関しては、この結果だけ見れば 1 以下になっているが、工夫すれば臨界にできる余地はあると考えられる。燃焼領域移動速度は酸化物燃料が他の 2 つに比べて大きな値となっているが、これは酸化物燃料ではウランの密度が低くなるためである。

表9.1-2 (B)は k_{eff} が冷却材にも依存することを示しているが、燃料の場合に比べると依存性は弱い。これらの中ではヘリウム冷却が比較的優れた値を示しているが、ガス冷却は減圧事故という難しい問題を抱えている。このため、本稿ではあまり扱わない。ここで鉛冷却でも

表9.1-2 種々の炉心パラメータの違いに対する炉心特性の変化

(A) 炉心燃料の違い

燃料	金属	窒化物	酸化物
実行中性子増倍係数	1.015	0.990	0.926
燃焼領域移動速度(cm/年)	3.8	3.5	4.7
燃焼済燃料の平均燃焼度(GWd/t)	426	445	452

(B) 冷却材の違い

冷却材	ナトリウム	鉛	鉛ビスマス	ヘリウム
実行中性子増倍係数	1.006	1.012	1.015	1.035
燃焼領域移動速度(cm/年)	3.8	4.1	3.8	3.8
燃焼済燃料の平均燃焼度(GWd/t)	415	427	426	413

(C) 燃料体積比の違い

燃料体積比	40%	50%	60%
実行中性子増倍係数	0.989	1.015	1.035
燃焼領域移動速度(cm/年)	4.8	3.8	3.2
燃焼済燃料の平均燃焼度(GWd/t)	427	426	427

(D) 炉心半径の違い

炉心半径(cm)	150	200	250
実行中性子増倍係数	0.999	1.015	1.023
燃焼領域移動速度(cm/年)	3.8	3.8	3.8
燃焼済燃料の平均燃焼度(GWd/t)	429	426	426

鉛ビスマス冷却でも、鉛には天然鉛を用いている。天然鉛の 52.4% は ^{208}Pb である。この同位体は陽子数も中性子数もマジックナンバーになっており、中性子捕獲断面積がとても小さい。さらに非弾性断面積の敷居エネルギーが高くなつていて高速炉中性子を殆ど減速しないことから優れた高速炉冷却材である。後節で、いくつかの問題解決に関して、 ^{208}Pb を冷却材として用いたいくつかの例を示す。なお ^{208}Pb の経済的な同位体分離については文献 (Khorasanov, 2013) に述べられている。

表9.1-2 (C, D) (前頁参照) は燃料体積比と炉心半径を変化させて特性値の変化を調べている。 k_{eff} に関しては、炉物理で予想されるとおりの変化を示していて、燃料体積比や炉心半径を大きくすると、大きくなる。燃料移動速度は燃料体積比が変わるとウラン密度が変わるために変化するが、炉心半径では変化しない。燃焼済燃料の平均燃焼度はいずれのパラメータを変化させても殆ど変化しない。

これらの関係は数式を用いて説明できる。数式を扱うことに慣れた方なら、文献 (Sekimoto 2021) を参照されると、より一層深く理解していただけると思う。

9.1.3 CANDLE 燃焼のスタートアップ

今まで、平衡サイクルにおける CANDLE 燃焼の特性を見てきた。ところで平衡サイクル炉心は高次のアクチノイドや核分裂生成物 (FP) を含んでいる。これらの多くは不安定核種であり自然には存在しないし、また放射性毒性を持っている。このため平衡サイクルを初期炉心としてスタートアップすることは不可能である。しかし、このスタートアップ問題を解決する方法はいくつか考えられる。

まず考えられるのは、外部中性子源を用い、大量の中性子を天然ウラン (あるいは劣化ウラン) に照射して平衡サイクル炉心に近い炉心を形成することである (Teller et al., 1996)。しかし、この方法は費用が高くつくことと、平衡サイクルに達するまで長時間を要し、しかもスタートアップ初期に出力分布が大きく変化することが問題となる。

濃縮ウラン (Sekimoto and Miyashita, 2006) あるいはプルトニウム (Sekimoto et al., 2003) を用いて平衡炉心のアクチノイド分布を模擬することが考えられる。手に入るプルトニウムは、その同位体組成がばらついていることや、毒性が高いことから、ここでは濃縮ウランを用いた場合の初期炉心形成について紹介する。濃縮ウランの場合、高濃縮ウランを用意しておけば、これを適当に天然ウラン (あるいは劣化ウラン) と混ぜ合わせることで、容易に必要な濃縮度の燃料を作成できる。

図9.1-5 (次頁参照) はこの場合の初期炉心の ^{235}U と ^{238}U の数密度の軸方向分布を示している。濃縮度は軸方向位置が 350-400 cmあたりで最高値 13%程度になるが、この値は低濃

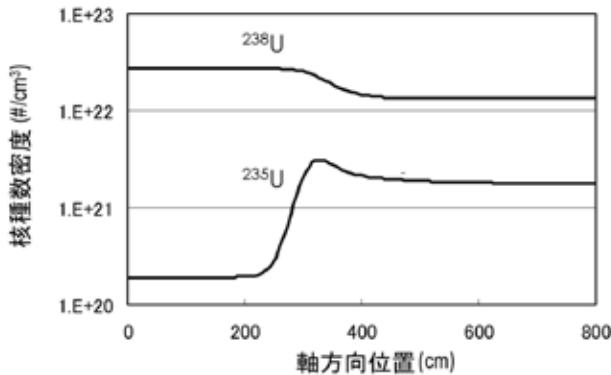


図9.1-5 スタートアップ時の ^{235}U と ^{238}U の数密度の軸方向分布

縮ウランの上限濃縮度として一般に用いられている 20% より十分低い値となっている (Sekimoto and Miyashita, 2006)。即ちある程度高い濃縮度の低濃縮度ウランを調達できれば、天然 (または劣化) ウランと混ぜ合わせることにより初装荷燃料を用意できる。

スタートアップ時の ^{235}U と ^{238}U の数密度の軸方向分布を図9.1-5のように与えたとき、時間経過とともに出力分布はその形をほとんど変えず、図9.1-6のように移動していく。

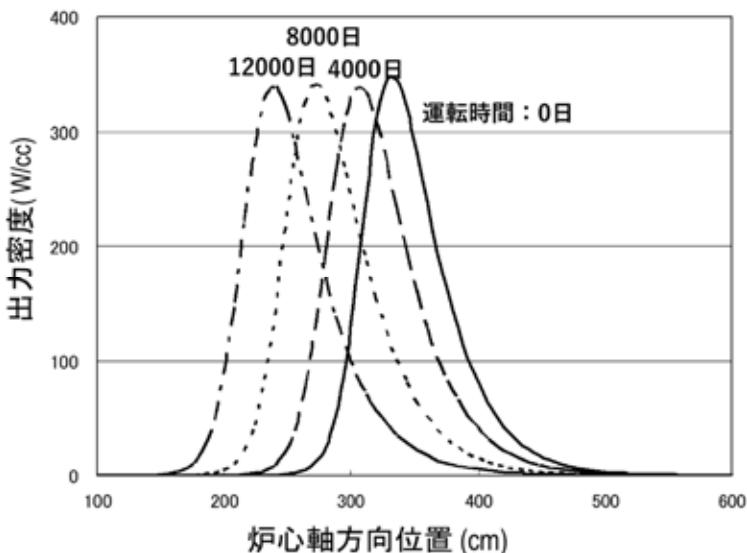


図9.1-6 スタートアップ時の ^{235}U と ^{238}U の数密度分布を図9.1-5のように与えたとき、運転の経過とともに変化していく出力密度分布

9.1.4 CANDLE 炉の特性

9.1.4.1 有利な性質 (Sekimoto et al., 2001 ; Sekimoto, 2010a)

中性子経済に優れた高速炉で CANDLE 燃焼を行った場合に期待される有利な特性について以下にまとめる。なお、ここで挙げた項目は、本章の最後の節「9.1.5 CANDLE 炉は理想的な核エネルギー・システムの条件をどのように満足するか？」において、利用の立場から更に議論される。

- 最初の炉心以外は濃縮ウラン（またはプルトニウム）を用意する必要はない。

天然ウランか劣化ウランがあればよい。このため、最初の炉心を構成できれば、濃縮や再処理施設は必要としない。

- 燃焼余剰反応度を抑える必要がない。

このため、シム制御棒のような、燃焼制御に必要な設備を必要としない。

- 使用済み燃料の燃焼度は 40% 程度にまで大きくできる。

軽水炉の場合は 4% 濃縮ウランの 5% をエネルギーに変換できたのに対し、CANDLE 炉では天然ウラン（あるいは劣化ウラン）の約 40% をエネルギーにできたことになる。即ち、挿入燃料の単位質量あたりで考えると、CANDLE 炉は軽水炉の 8 倍のエネルギーを発生できることになる。

元の天然ウランの量で比較してみると、軽水炉の場合は次の変更が必要である。ウラン濃縮におけるティルの濃縮度を 0.1% とすると、取り出せる 4% 濃縮ウランの量は元の天然ウランの 16% になる。この濃縮ウランの 5% を燃焼できたということは、元の天然ウランの 0.8% (= 0.16 × 0.05) を利用できたことを意味する。即ち、元の天然ウランの単位質量あたりで考えると、CANDLE 炉は軽水炉の 50 倍のエネルギーを発生できたことになる。

- 燃焼領域の移動速度は約 4 cm / 年 と極めて遅い。

遅い移動速度は長寿命炉の設計を容易にする。例えば、炉心寿命を 20 年延長するとしても、延長すべき炉心の長さは 0.8 m だけである。

- 炉心崩壊事故が起こったとしても、再臨界事故が起こりにくい。

炉心は余剰反応度がゼロであり、ギリギリ臨界になっている状態である。このため再臨界事故が起こりにくい。たとえ炉心崩壊事故で反応度が印可されるようなことが起こったとしても、従来の高速炉に比べて無視できる程度であり、事故の影響は小さい。

- 燃焼領域の核種数密度分布は燃焼に伴って変化しない。

燃焼領域は軸方向に移動するが、移動速度で動く座標に乗ってみれば、燃焼領域内の核種数密度分布は変化しない。よって、出力ピーキング係数や反応度係数といった原子炉特性も燃焼に伴って変化しない。このため、燃焼が進んでも、炉心状態の予測は信頼が

おけるし、炉心応答も変化せず、運転方法を変化させる必要がない。

- ・炉心半径方向の出力分布は滑らかで、燃焼に伴って変化しない。

一般的の原子炉では、運転開始時に、出力を最大にするべく半径方向の出力分布を最適にしておいても、燃焼とともに出力分布は変化し、最適から外れてきて、出力を下げるを得なくなる。CANDLE炉ではこのようなことがないので、運転開始時に出力分布を十分に最適化しておいてよい。これについては「9.1.4.4 径方向出力密度平たん化（同時に炉心高さ短尺化）」の節でさらに詳しく説明する。

9.1.4.2 問題となる性質 (Sekimoto et al., 2001 ; Sekimoto, 2010a)

以上述べたように、CANDLE炉は多くの優れた特性を有している。しかし、同時に以下のようないくつかの困難な問題も抱えている。これらの問題に対する解決法のいくつかは、この後すぐの節「9.1.4.3 問題となる性質の解決策」で紹介する。

- ・臨界を達成するのが容易でない。

CANDLE高速炉においては、臨界を維持するのに必要な核分裂性物質は²³⁸Uに中性子を捕獲させることによって得られる。一般的な高速増殖炉も同様の仕組みであるが、この場合、核分裂生成物(FP)を再処理で取り除いているので、臨界を達成するのは容易である。これに対しCANDLE炉では再処理を行わないで、FPは燃料要素の中に留まっている。しかし燃焼とともに、燃焼領域は移動するので、生まれたFPは燃焼領域から外れていき、臨界を決定する中性子バランスへの寄与は減少していく。このようにしてCANDLE炉は臨界を達成しているわけであるが、燃焼領域の移動速度は遅く、多数のFPが燃焼領域に残されることとなり、臨界の達成を難しくしている。

CANDLE炉燃料の燃焼度に対する無限体系中性子増倍係数(k_{∞})の変化は図9.1-2(A)に示したとおりだが、図9.1-7(次頁参照)に同じものを説明を増やして示す。横軸の中性子フルエンス(または燃焼度)を取り出し燃料の燃焼度と考えてみると、オリジナルのCANDLE燃焼では取り出し燃料の燃焼度は最大値B₄をとることになる。 $k_{\infty} \geq 1$ の燃焼領域をB₁ ≤ B ≤ B₃とすると、この領域にあるB₂で k_{eff} が負の値から1になると考えられる。すなわちB₂ ≤ B ≤ B₄なるBで $k_{\text{eff}} \geq 1$ となる。Bが最大燃焼度B₄になる前に燃料を取り出せば(但し、B > B₂)、 k_{eff} に対する余剰反応度が期待できることになり(B = B₃のあたりで余剰反応度は最高値をとる)、より容易に臨界が達成できるようになると考えられる。具体的な方法については「9.1.4.3(2)高燃焼度問題の解決にむけて」の節で説明する。

CANDLE燃焼では燃焼の方向は燃料ピンの軸方向である。これに対し、燃焼方向を軸と直角方向に取る方法も可能である。この場合、燃焼方向の自由度は多くなり、取り出し燃焼度の調節も容易となる(Toshinsky et al. 1999)。この場合の燃料シャフリング法は通常の

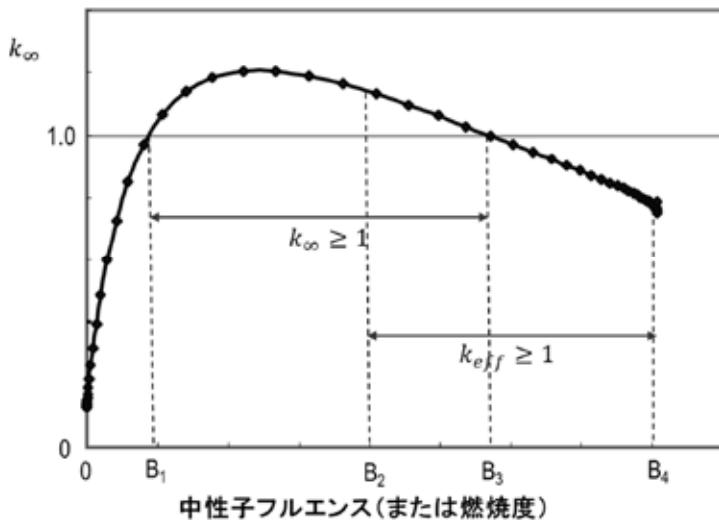


図9.1-7 燃焼に伴う無限体系中性子増倍係数 (k_{∞}) の変化
(図9.1-2 (A)と同じ)

燃焼法とほぼ同様であり、TerraPower 社はこの方式を用いた TWR (あるいは SWR) という名の原子炉を開発している (Hejzlar et al., 2013)。

「9.1.4.1 有利な性質」のところで挙げたように、燃焼余剰反応度を抑える必要がないので、燃焼制御に必要な設備を必要としない。CANDLE 炉では燃焼制御棒 (シム制御棒) を無くしている。これは中性子経済を良くするために望ましいが、安全に関する重要な設備であり、心配である。これについては、この後の「9.1.4.3 問題となる性質の解決策」の節で説明する。

・高燃焼度問題

今まで説明した CANDLE 炉での取り出し燃料の燃焼度は B_4 になっているが、通常 B_4 の値は最大値では 47% にもなる。このような高燃焼度でも大丈夫な燃料ピンは、現状では開発されていない。

燃焼に伴って発生する核分裂生成ガスは通常ガスプレナムに貯められるが、CANDLE 炉では生成量が多すぎると考えられる。このため、ガスは被覆材の外に放出しなければならない。この場合、冷却材に侵入したガスを処理するための設計が必要となる。たとえガスを放出したとしても固体の FP が燃料ペレット内に蓄積する。これも燃料要素の体積を膨張させる。このため、燃料のスマヤ密度を低くする必要がある。ここで示した CANDLE 炉の計算ではこれは考慮してある。

被覆材の放射線損傷も重要な問題であり、このような大きな燃焼度で健全性を発揮できる

ものはない。この問題は「9.1.4.3（2）高燃焼度問題の解決にむけて」の節で更に説明する。

「9.1.4.4 径方向出力密度平たん化（同時に炉心高さ短尺化）」で説明する出力密度平たん化は最大取り出し燃焼度を平均取り出し燃焼度に近づけるため、高燃焼度問題をいくらか緩和できる。

・低出力密度

CANDLE 炉では、中性子経済を良くするため、冷却材の量を減らして、中性子捕獲や減速を減らそうとしている。このため、冷却能力を落としているので、出力密度を低くしなければならない。出力密度は原子炉の経済性に直接関係し、低出力密度は電気料金を上げることになる。但し、低出力密度は一般に原子炉の安全性を高める。

9.1.4.3 問題となる性質の解決策

前節では問題となる性質について述べた。本節ではこれらの問題となる性質について解決策を議論する。

(1) 制御棒無しの原子炉運転

一般に制御棒は出力調整、燃焼に伴う余剰反応度調整、運転停止（シャットダウン）に用いられる。出力調整や余剰反応度調整は、中性子を吸収することにより行っており、中性子経済を悪化させることになる。運転停止のための制御棒は、炉内に挿入されたときには中性子束レベルはゼロといってよい状態であり、この意味での中性子経済の悪化はないが、挿入のために炉心内に確保するスペースは中性子経済を悪化させる。このため、CANDLE 炉では制御棒無しの原子炉運転が望まれる。

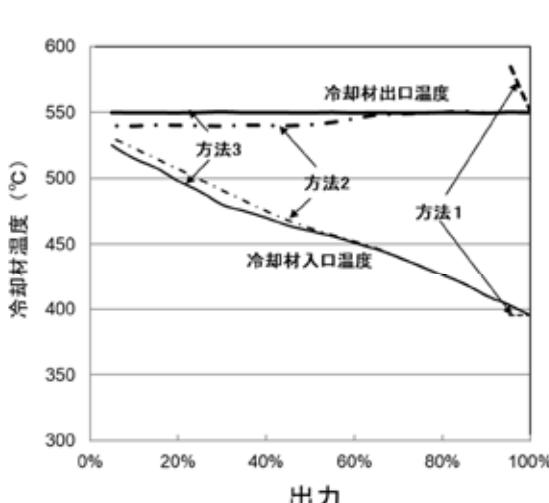
余剰反応度調整のための制御棒が不要であることは既に述べたので、ここでは制御棒なしで行う出力調整の方法と運転停止の方法について述べる。

(1-1) 制御棒なしで行う出力調整 (Sekimoto and Nakayama, 2014)

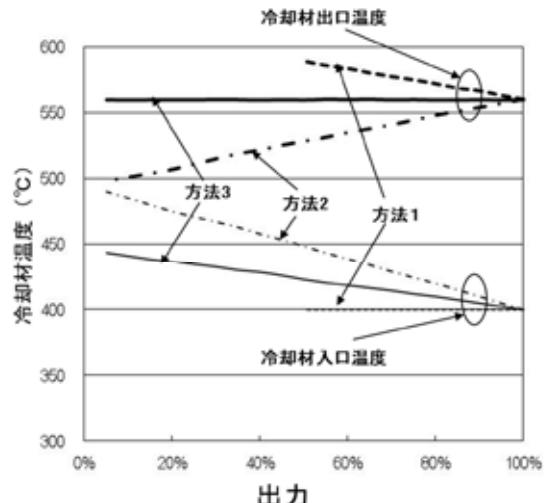
制御棒がなくても、冷却材流量や冷却材入り口温度を調整することにより、出力レベルを変化させることができる。表9.1-3に示す3種の制御法について検討する。なお出力調整では100%出力以上にはしない。

表9.1-3 制御棒なしで行う出力調整法における
調整パラメータと固定パラメータ

	調整パラメータ	固定パラメータ
方法1	冷却材流速	冷却材入口温度
方法2	冷却材入口温度	冷却材流速
方法3	冷却材流速 冷却材入口温度	冷却材出口温度



(A) ナトリウム冷却高速炉



(B) ^{208}Pb 冷却高速炉

図9.1-8 冷却材の流量や入口温度を調整することによる出力レベル変更
(方法の説明は表9.1-3参照)

これらの方法を試す CANDLE 炉として、ナトリウム冷却高速炉と ^{208}Pb 冷却高速炉の二つを考える。計算結果を図9.1-8に示す。ここでは冷却材出口温度は全ての冷却材出口温度を平均した値を示している。ナトリウム冷却高速炉の結果を(A)に、 ^{208}Pb 冷却高速炉の結果を(B)に示す。

いずれの炉の場合も、方法 3 を用いると、冷却材出口温度を固定したままで、100%出力からほぼゼロ出力まで変化させることができるのがわかる。実際には、崩壊熱があるため、完全にゼロ出力にはできない。ナトリウム冷却高速炉の場合は、 ^{208}Pb 冷却高速炉に比べて、出力を小さくするのに冷却材入り口温度をかなり高くしなければならない。冷却材入り口温度を一定にして冷却材流量を変化させる方法 1 は、冷却材出口温度が制限温度以上になる可能性が高く、採用すべきでない。冷却材流量を一定にして冷却材入り口温度を変化させる方法 2 は、冷却材出口温度が低くなり熱効率を悪くするので、あまり望ましくない。

(1-2) 制御棒なしで行う運転停止とスタートアップ

可動燃料棒を用いることにより、図9.1-9に示すような具合に、制御棒なしで運転停止とスタートアップができる。考えられる危険事象は、原子炉の冷態停止中に、燃料棒が意図せず炉心に挿入

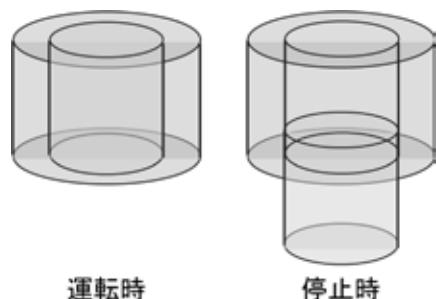


図9.1-9 可動燃料棒による原子炉停止・スタートアップ

されてしまうことである。これは燃料の引き抜きを燃料下部にしておけば、重力によってこのようなことが起こることは避けられる。他に注意しなければいけないことは、燃料引き抜き中に余剰反応度が増加しないことである。これは、CANDLE燃焼では、燃料の軸方向中性子インポータンスが一山の単純な構造をしているため、起こりえないと考えられる。

(2) 高燃焼度問題の解決にむけて

高燃焼度に対して、燃料ペレットと被覆材の健全性が問題となる。実際、燃料ペレットの健全性は期待できない。このため、被覆材でFPを確実に保持する必要がある。しかもFPガスをペレット外に取り出しても、固体FPの蓄積によるペレットの膨張（スエリング）は無視できず、被覆材を破壊するかもしれない。この問題は通常、燃料のスマア密度を小さくすることで対処している。

燃料被覆材で高燃焼度における燃料の健全性を確保するためには、高速中性子によって引き起こされる被覆材の照射損傷(dpa)、及び燃料ピン中のFPガスの圧力に注意しなければならない。FPガスの圧力上昇を抑えるには被覆管からガスをベントするのがよいであろう。dpaは0.1 MeV以上の高速中性子のフルエンスと関係している。CANDLE炉の被覆材としてよく用いられるHT-9の場合、この高速中性子フルエンスの制限値は凡そ $4.0 \times 10^{23} / \text{cm}^2$ である。CANDLE燃焼でよく得られる $1.8 \times 10^{24} / \text{cm}^2$ はこの制限値に比べて極めて大きい。この解決策について以下に述べる。

この問題の解決策として、燃料ピンの被覆材を取り換える（再被覆）方法と、修正CANDLE燃焼が提案されている。これら二つの方法について以下に説明する。これらの方法は近い将来のための方法であるが、より理想的には、かなり将来のことになるかもしれないが、高燃焼でも健全な被覆材を開発することである。

(2-1) 再被覆

高燃焼度問題は、燃焼度が限界に近づいた段階で、再被覆することにより解決できる(Hesson et al., 1963; Nagata and Sekimoto, 2007)。2つの再被覆の方法が提案されている。ひとつは燃料ピン全体を再被覆するものであり(Nagata et al., 2009)、もうひとつは燃料ピンを軸方向にいくつかの要素ピンに分割し、再被覆が必要になった要素に対してだけ再被覆する方法である(Karim et al., 2016; Hoang et al., 2018)。

再被覆においては燃料ミートをむき出しにすることになるが、これは取扱いが難しい。そのため、古い被覆はそのままにしてその外側に新たに被覆することが考えられている。この場合、燃料ピン直径が少し大きくなるが、多層共押出プロセスによって元の太さにもどすとか、集合体を工夫することが考えられる(Camack and Pasamehmetoglu, 2010)。

(2-2) 修正 CANDLE 燃焼

再被覆のような燃料ピンの処理をしない方法として修正 CANDLE 燃焼という方法が考えられている (Zaki and Sekimoto, 2012)。この方法だと燃料は常に被覆されたものを扱うことになり、再被覆のような危険な作業を避けることができる。

図9.1-7 で説明したように、CANDLE 燃焼を達成するには、 $B_2 \leq B \leq B_4$ を満足するように取り出し燃料の燃焼度 B を選ぶ必要がある。もし燃料の有効利用を狙うなら B_4 を選ぶのが適当であるが、再被覆をしないのなら、材料制約から小さい値を選ぶ必要があり、ここでは B_2 を選ぶべきということになる。これが修正 CANDLE 燃焼の原理である。

修正 CANDLE 燃焼の燃料ピンは、図9.1-10 に示すように軸方向に分割されており、それぞれの要素は被覆されている。この方法を採用するなら、廃棄燃料要素 (図9.1-10 の 10 で示された要素) の上端では $B = B_2$ であることから、中性子レベルはかなり高い。それゆえ、新燃料要素を廃棄燃料要素のすぐ上に置くことで、中性子経済を高める。これにより炉心高さも短くできる。図9.1-10 には典型的な修正 CANDLE 燃焼が示してある。このような配置に対して、取り出し燃料の燃焼度として 26% が得られている (Zaki and Sekimoto, 2012)。

この場合、出力ピークは上部にあるので、冷却材の流れを今まで通り上向きにするなら、燃料配置を上下反転させるのがよいと考えられる。

現時点では、達成可能最大燃焼度は必ずしも明らかでない。EBR-II では、U-Pu-Zr の 3 元合金燃料を使って 19.3% を、X435 Mk-III ドライバー特性試験では 19.9% を達成している。しかし、この後 EBR-II は永久にシャットダウンされてしまった。1994 年のことである。ところで、これらの実験はもともとここで終了というわけではなかった。もし照射試験を継続できていたとしたら、もっとはるかに高い燃焼度を達成できていたかもしれないと言われている (Till and Chang, 2011)。

9.1.4.4 径方向出力密度平たん化 (同時に炉心高さ短尺化)

経済性を高めるためには、出力密度を高めることが有効であり、冷却材出口温度の平たん化と炉心高さの短尺化が重要である。特に、炉心高さの短尺化は、出力密度を高めるだけでなく、冷却材の圧力損失が少なくなるので、ポンプ動力が小さくて済むことになる。これらの

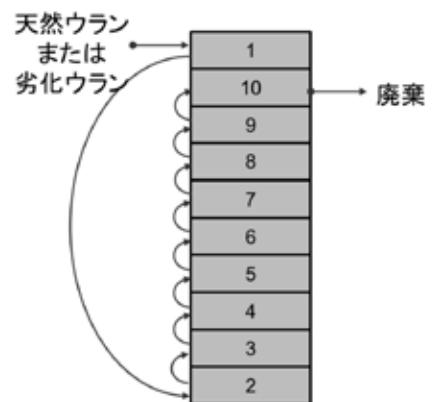


図9.1-10 修正 CANDLE 燃焼の燃料ピンの分割要素の移動方法

目的のため、MOTTO サイクルとトリウムの利用が提案されているが、以下にこれらについてそれぞれ説明する。

(1) MOTTO サイクルによる出力密度平たん化と炉心高さ短尺化

通常の CANDLE 燃焼では、中心軸に近い場所は遠い場所に比べて中性子束レベルが高く、燃焼領域は早く移動しようとする。実際には、中性子の拡散により、中性子束は半径方向にカップリングしているため、移動速度は異なる半径位置でも同じになるが、一様炉心での CANDLE 燃焼の出力密度分布は図9.1-11 (A) に示すように、中心部分が下に下がった分布を示す。このような出力分布の形は炉心高さを増やし体積を大きくしてしまう。軸方向の出力密度ピークの高さを半径方向に揃え、炉心高さを小さくするために、MOTTO (Multichannel Once-Through-Then-Out) サイクル (Sekimoto and Nagata, 2010 ; Sekimoto, 2010a) を採用する。詳細な手順を以下に示す。

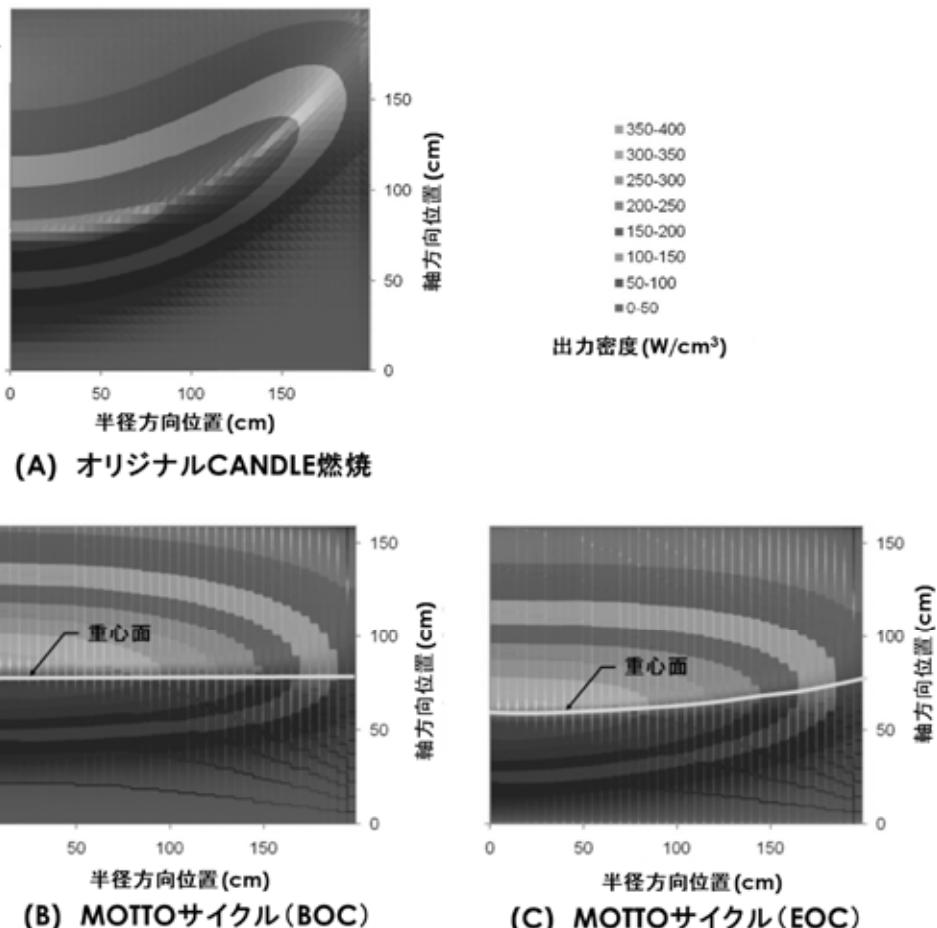


図9.1-11 MOTTO サイクルを用いた CANDLE 燃焼の出力密度分布

- MOTTO サイクルによる出力密度平たん化手順

半径 r における軸方向出力密度 $P(r, z)$ の中心 $z_c(r)$ を次式のように定義する。

$$z_c(r) \equiv \frac{\int_{\text{炉心下端}}^{\text{炉心上端}} z P(r, z) dz}{\int_{\text{炉心下端}}^{\text{炉心上端}} P(r, z) dz}$$

これを重心とよぶ。燃焼開始時(BOC)において、重心面 $z_c(r)$ を、図9.1-11(B)に示したように、水平に揃える。これは半径 r における新燃料の装荷量(燃焼済みの取り出し燃料の量と同じ)を調節することができる。

燃焼に伴い、次式を満足しながら重心面 $z_c(r)$ は下がっていく。

$$z_c(0) < z_c(r_1) < z_c(r_2) \quad \text{ここで } 0 < r_1 < r_2$$

このため燃焼終了時(EOC)においては、重心面 $z_c(r)$ は、図9.1-11(C)に示したようになる。

ここで、再び半径 r における新燃料の装荷量(燃焼済みの取り出し燃料の量と同じ)を調節して、重心面 $z_c(r)$ を図9.1-11(B)に示したように水平に揃える。

以上を繰り返し続けていく。

(2) 内側炉心の新燃料にトリウムを混合することによる平たん化

表9.1-4に示すようなナトリウム冷却及び ^{208}Pb 冷却の高速CANDLE炉について説明する。

表9.1-4 ナトリウム冷却及び ^{208}Pb 冷却高速CANDLE炉に対する
燃料セル設計パラメータ

出力	熱出力	1980 MW
炉心等	炉心	
	半径	2.0 m
	高さ	2.0 m
反射体	材料	SS(Na冷却炉), ^{208}Pb (^{208}Pb 冷却炉)
	厚さ	0.5 m
ガスプレナム	長さ	1.0 m
燃料セル	燃料	(75%TD)天然金属ウラン
被覆材	材料	ODS鋼
	厚さ	0.5 mm
冷却材	材料	Naまたは ^{208}Pb
ピン	直径	12.2 mm
	ピッチ	14.4 mm

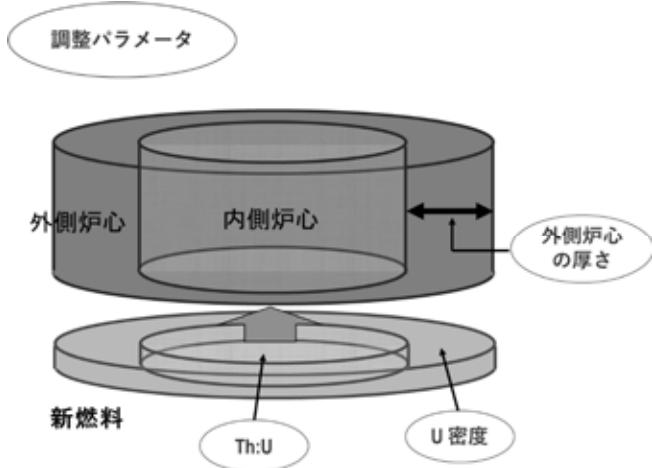


図9.1-12 トリウムを混ぜることによる出力密度平たん化法

図9.1-12に示すように、内側炉心の新燃料に適当な量のトリウムを混ぜることにより出力密度を平たん化する (Sekimoto, 2010a ; Okawa et al., 2012)。原理を以下に述べる。

元の CANDLE 炉では、内側炉心の無限体系中性子増倍係数 (k_{∞}) が 1 以上になっていて、中心軸上に中性子束のピークが来る。トリウムを内側の新燃料に混ぜると、トリウムから生まれる ^{233}U の η 値は ^{238}U から生まれる ^{239}Pu の値より小さいので、内側炉心の k_{∞} を小さくして丁度 1 にすることができる。即ちトリウム / ウラン比を調節することにより、炉心半径方向出力密度を平たん化することができる。この時、同時に外側炉心のウラン密度と外側炉心の厚さを調節することにより、境界での出力分布を連続するようにできる。炉心の臨界性は維持され、内側炉心の出力分布は半径方向に平たん化されることになる。

求まった調節パラメータの値を表9.1-5に示す。これらの値に対して得られた $r-z$ 出力密度分布を図9.1-13 (次頁参照) に示す (Sekimoto, 2010a)。比較のため平たん化で得られた結果だけでなく、平たん化する前の出力分布も示す。実行増倍係数と半径方向ピーピング係数は表9.1-6 (次頁参照) に示す。うまく平たん化されたことがわかる。特に ^{208}Pb 冷却の高速炉では、綺麗に平たん化され、1 に非常に近いピーピング係数が得られた。

表9.1-5 調整されたパラメータの値

冷却材	Na	^{208}Pb
Th:U数密度比	22:78	37:63
外側炉心厚さ	120 cm	60 cm

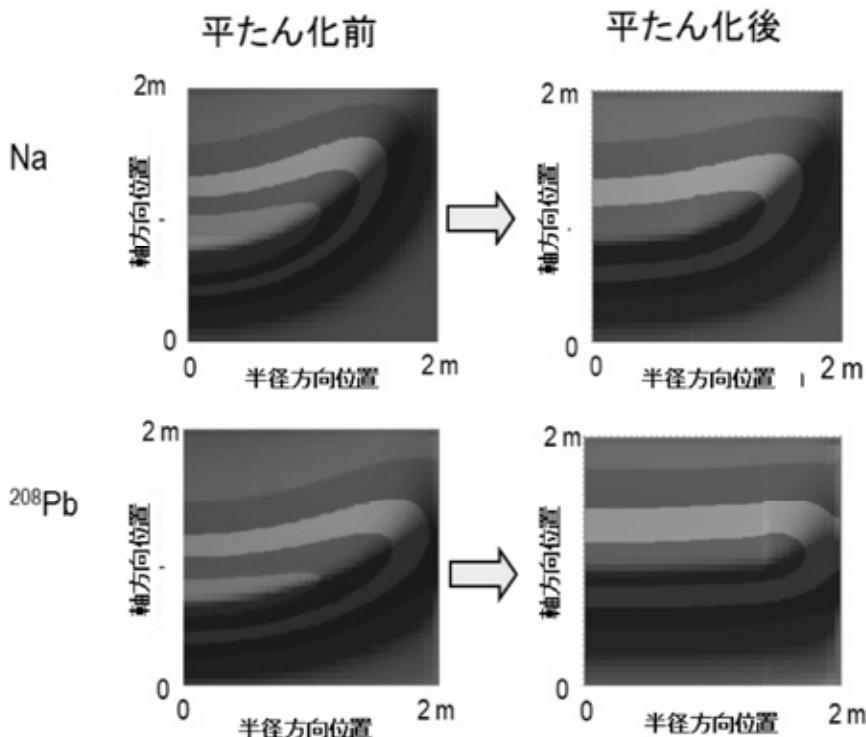


図9.1-13 ナトリウム冷却及び ^{208}Pb 冷却 CANDLE 炉の $r-z$ 出力密度分布に対するトリウム混合による平たん化

表9.1-6 平たん化で得られた結果

	Na		^{208}Pb	
	平たん化前	平たん化後	平たん化前	平たん化後
k_{eff}	1.015	1.000	1.043	1.002
半径方向ピーピング係数	1.815	1.416	1.231	1.063

9.1.5 CANDLE 炉は理想的な核エネルギーシステムの条件をどのように満足するか？

「9.1.1.1 理想的な核エネルギーシステム」で示した諸問題にかんして、CANDLE 炉を用いると、これらがどのように解決されるのか説明する。高燃焼度問題解決のために修正された炉や径方向出力密度平たん化を目指した炉等、色々提案してきたが、ここではオリジナルの CANDLE 炉を対象に説明する (Sekimoto, 2010b)。修正された炉の場合、定量的な評価が異なる場合があることに注意してほしい。

(1) 資源

CANDLE 炉からの使用済み燃料の平均燃焼度は凡そ 40% (400 MWd / tHM) であったが、

これは天然ウランの 40%を濃縮も再処理もせずに利用できたことを意味する。

現行の軽水炉における 4%濃縮ウランのワансスルー燃料サイクルでは、装荷燃料の 5%程度しか燃焼できない。ウラン濃縮におけるテイルの濃縮度を 0.1%とすると、取り出せる 4%濃縮ウランの量は元の天然ウランの 16%になる。この濃縮ウランの 5%を燃焼できたということは、元の天然ウランの 0.8% ($= 0.16 \times 0.05$) を利用できたことを意味する。元の天然ウランの残りの 84% ($= 1 - 0.16$) (劣化ウラン) を CANDLE 炉の燃料として用いるとすると、約 40%まで燃焼できるわけだから、元の天然ウランの 34% ($= 0.84 \times 0.4$) を利用できることになる。それゆえ、もし軽水炉で X ジュールのエネルギーを産み出していたとしたら、そこで使った濃縮ウランを生産する過程で出てきた劣化ウランを CANDLE 炉の燃料として利用することにより、更に 42.5 ($= 34 / 0.8$) X ジュールのエネルギーを産み出すことができる。

のことから次のようなシナリオが成り立つ。もし、軽水炉が 50 年間一定のエネルギーを生産してきたとし、さらにその後も同じ割合でエネルギーを生産しようとする場合、CANDLE 炉を使って劣化ウランを燃やすことにより、更に 2000 ($\approx 50 \times 42.5$) 年以上エネルギーを生産し続けることができる。

(2) 核拡散と核防護

濃縮と再処理の技術がなければ原爆製造は不可能である。CANDLE 炉は一旦運転を開始すれば、後は劣化ウランか天然ウランさえあれば、濃縮や再処理を必要としない。即ち、CANDLE 炉は核拡散と核防護に対して、優れた耐性を有していることになる。

(3) 安全性

原子炉の安全性を高める最善の方法は、望ましくない事象の発生確率と重大事故の影響の両方を、共にできるだけ小さくすることであると考えられる。

CANDLE 炉における望ましくない事象の発生確率は、次に示すように、色々な特性により非常に小さくなると考えられる。先ず、燃焼余剰反応度がゼロでシム制御棒を必要としないということが挙げられる。このため、運転中に反応度挿入事故は起こりえない。次は、燃焼領域の核種の分布が燃焼により変化しない(軸方向には動いていくが)ということであり、このため、燃焼が進んでも、出力ピーキングや出力密度分布、さらに反応度係数といった安全パラメータが変化しないということである。このため、炉心の状態把握は容易であり、燃焼に伴って運転方法を変化させる必要はなく、運転が容易で間違いを引き起こす可能性が少ない。更に、半径方向の出力分布が燃焼に伴い変化しないので、冷却チャンネルに流す冷却材の流量分布も変化させる必要がない。このためチャンネル毎のオリフィス調節も不必要となる。このようなことから、運転ミスが著しく少なくなると考えられる。

高速炉での重大事故は炉心崩壊事故 (CDA) であり、その際の反応度事故が大事故になると

考えられている。CANDLE 炉は制御棒を使わないとや、冷却材の量も少ないとから、CDAにおいても大きな反応度が挿入されることは考えにくい。反応度事故が起こる確率は極めて小さく、例え起こっても、その影響は極めて小さいと考えられる。

再処理は放射能事故を考えると重要となるが、CANDLE 炉は再処理を必要としない。

劣化ウランが使える限り、新たに天然ウランを必要としないので、ウラン採鉱は不要となり、これに対する問題もなくなる。

(4) 廃棄物

現行の軽水炉は4%の濃縮ウランを燃料として、凡そ5%の取り出し燃料燃焼度を得ている。一方 CANDLE 炉の取り出し燃料燃焼度は凡そ40%であり、軽水炉の8倍である。それゆえ、エネルギー発生量当たりの使用済み燃料の量は、ワンスルーサイクルの軽水炉の1/8になる。

現行の軽水炉で行われている再処理は、高レベル廃棄物の体積を減少させているかもしれないが、放射性廃棄物の全体積は増えている。ワンスルーサイクルの CANDLE 炉は放射性廃棄物の全体積を増加させない。

アクチノイドは軽水炉に比べ長期に亘って炉心で照射されており、その間にかなりの量が核分裂してしまう。このため、同量のエネルギーを発生した使用済み燃料中のアクチノイドは CANDLE 炉の方が、軽水炉より少ない。

劣化ウランを使用できるので、濃縮工場で廃棄された劣化ウランを減らせる。さらに天然ウランの必要性が無くなり、ウラン鉱山での廃棄物が無くなる。

(5) 経済性

原子炉のコストは資本費、燃料費、及び運転維持費(O&M費)からなっている。

CANDLE 炉は構造も運転も単純なので、O&M 費は少なくなると期待される。

燃料サイクルに関しても、装荷燃料は劣化ウランか天然ウランであり、取り出し燃料もそのまま廃棄されるので、燃料費も少なくなる。

しかしながら、従来の原子炉に比べ、中性子経済を高めるため冷却チャンネルを狭くしており、冷却能力は劣ることとなる。このため、出力密度が小さくなり、経済性を悪くする。しかし、出力密度に関しては、既に述べたように、ブランケットが無いこと、制御棒スペースが無いこと、半径方向の出力密度の優れた平たん化等があり大きく改善されることから、経済性に関しても期待がもたれる。

参考文献

- 関本博 (2021) 自由な発想と全体を見通す目、福島第一原子力発電所事故とその後 . 日本原子力学会誌、Vol.63, No.2.
- Camack, J, Pasamehmetoglu (2010) Options Study Documenting the Fast Reactor Fuels Innovative Design Activity. INL/EXT-10-19999.
- Hejzlar P, Petroski R, Cheatham J, Touran N, Cohen M, Truong B, Latta R, Werner M, Burke T, Tandy J, Garrett M, Johnson B, Ellis T, Mcwhirter J, Odedra A, Schweiger P, Adkisson D, and Gilleland J (2013) TerraPower, LLC traveling wave reactor development program overview. Nuclear Engineering and Technology 45(6): 731-744.
- Hesson JC, Feldman MJ, and Burris L (1963) Description and proposed operation of the fuel cycle facility for the second experimental breeder reactor (EBR-II). ANL-6605 Illinois: Argonne National Labortory.
- Hoang VK, Nishiyama J, and Obara T (2018) Design concepts of small CANDLE reactor with melt-refining process. Progress in Nuclear Energy 108: 233-242.
- Hyde R, Ishikawa M, Myhrvold N, Nuckolls J, and Wood L (2008) Nuclear fission power for 21st century needs: Enabling technologies for large-scale, low-risk, affordable nuclear electricity. Progress in Nuclear Energy 50: 82-91.
- Karim JA, Nishiyama J, and Obara T (2016) Application of melt and refining procedures in the CANDLE reactor concept. Annals of Nuclear Energy 90: 275-283.
- Khorasanov GL (ed.) (2013) Application of stable lead isotope Pb-208 in nuclear power engineering and its acquisition techniques. Nova. ISBN: 978-1-62417-653-1.
- Nagata A and Sekimoto H (2007) Analysis of recladding in CANDLE reactor. In: 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICON-E-15). Nagoya, Japan.
- Nagata A, Takaki N, and Sekimoto H (2009) A feasible core design of lead bismuth eutectic cooled CANDLE fast reactor. Annals of Nuclear Energy 36(5): 562-566.
- Ohoka Y and Sekimoto H (2004) Application of CANDLE burnup to block-type high temperature gas cooled reactor. Nuclear Engineering and Design 229(1): 15-23.
- Okawa T, Nakayama S, and Sekimoto H (2012) Design study on power flattening to sodium cooled large-scale CANDLE burning core with using thorium fuel. Energy Conversion and Management 53(1): 182-188.
- Ryu K and Sekimoto H (2000) A possibility of highly efficient uranium utilization with a pebble bed fast reactor. Annals of Nuclear Energy 27(12): 1139-1145.
- Sawa K, Shiozawa S, Minato K, and Fukuda K (1996) Development of a coated fuel particle failure model under high burnup irradiation. Journal of Nuclear Science and Technology 33(9): 712-720.
- Sekimoto H (2001) Applications of “CANDLE” burnup strategy to several reactors, ARWIF-2001. Chester, UK.
- Sekimoto H (2010a) Light a CANDLE, 2nd ed., Tokyo, Japan: CRINES, Tokyo Tech. ISBN: 978-4-905205-00-5 C3053 E. Retrieved from https://www.researchgate.net/publication/305391375_Light_a_CANDLE_2nd_ed.
- Sekimoto H (2010b) Six requirements for nuclear energy system and CANDLE reactor. In European Nuclear Conference, ENC 2010. Barcelona, Spain, May 31 to June 2, 2010.
- Sekimoto H (2021) CANDLE Reactor Concept. Encyclopedia of Nuclear Energy, Volume 1, Section 3, Elsevier: 657-672.
- Sekimoto H and Miyashita S (2006) Startup of “candle” burnup in fast reactor from enriched uranium core. Energy Conversion and Management 47(17): 2772-2780.
- Sekimoto H and Nagata A (2010) Introduction of MOTTO cycle to CANDLE fast reactor. In: PHYSOR 2010—Advances in Reactor to Power the Nuclear Renaissance. Pittsburgh, PA.
- Sekimoto H and Nakayama S (2014) Power level control of CANDLE reactor without control rods. Annals of Nuclear Energy 63: 427-431.
- Sekimoto H and Ryu K (2000a) A new reactor burnup concept “CANDLE” In: PHYSOR 2000. Pittsburgh.
- Sekimoto H and Ryu K (2000b) Feasibility study on the CANDLE new burnup strategy. Transactions of the American Nuclear Society 82: 207-208.
- Sekimoto H and Udagawa Y (2006) Effects of fuel and coolant temperatures and neutron fluence on CANDLE burnup calculation. Journal of Nuclear Science and Technology 43(2): 189-197.
- Sekimoto H and Zaki S (1995) Design study of lead- and lead-bismuth-cooled small long-life nuclear power reactors using metallic and nitride fuel. Nuclear Technology 109(3): 307-313.

参考文献(続き)

- Sekimoto H, Ryu K, and Yoshimura Y (2001) CANDLE: The new Burnup strategy. Nuclear Science and Engineering 139(3): 306-317.
- Sekimoto H, Takada T, and Udagawa Y (2003) Startup of CANDLE burnup in an LBE-cooled metallic fuel fast reactor, GLOBAL 2003. New Orleans, Louisiana.
- Teller E, Ishikawa M, Wood L, Hyde R, and Nuckolls J (1996) Completely automated nuclear reactors for long-term operation II. In: ICENES' 96. Obninsk, Russia.
- Till CE and Chang YI (2011) Plentiful energy. ISBN: 978-1466384606.
- Toshinsky VG, Sekimoto H, and Toshinsky G (1998) Self-Fuel-Providing LMFBR: Design Problems and Their Possible Solutions, Emerging Nuclear Energy Systems, ICENES '98, Proc. of the 9th Int. Conf. on Emerging Nuclear Energy Systems, Herzliya, Israel, pp. 43-50.
- van Dam H (1998) Burnup waves. Annals of Nuclear Energy 25: 1409-1417.
- Zaki S and Sekimoto H (2012) Design study of medium-sized Pb-Bi cooled fast reactors with natural uranium as fuel cycle input using modified CANDLE burn-up scheme. International Journal of Nuclear Energy Science and Technology 7(1): 23-44.

9.2 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉概念（齊藤正樹）

9.2.1 プルトニウムの核拡散抵抗性

プルトニウムの核兵器転用問題は、「量」の問題より「質」の問題である。ウランと同様に、核兵器に使えないプルトニウムもある。国際原子力機関（IAEA）の報告（文献9.2-1）によると、80%以上のPu-238を含むプルトニウムは、保障措置の対象から免除されている。その主な理由は崩壊熱が高いからである。

一般に、核物質の核拡散抵抗性因子は、①臨界量、②崩壊熱、③自発核分裂中性子、④ガンマ一線等が挙げられる。質量数が偶数のプルトニウム（Pu-238、Pu-240、Pu-242）は、未熟爆発を誘導する自発核分裂中性子や崩壊熱のために核拡散抵抗性が高く、核兵器に転用が困難なプルトニウムである。

例えば、図9.2-1（文献9.2-2）に示すように、Pu-238は1kgあたり約570ワットの崩壊熱を放とする。これは、軍事利用に最も魅力的な材料であるPu-239と比較すると約300倍であり、このように、大量に発熱するPu-238を多く含むプルトニウムは、軍事転用した場合、核弾頭を常に冷やしておかないと、金属プルトニウム自身が融点に達したり、また、周囲の材料（高速爆縮するための爆薬（自己着火温度に達し、自動的に爆縮が始まる）等）や機器に大きな悪影響を及ぼすため、軍事転用は非常に困難な物質である。このような特性から、前述のように、国際原子力機関（IAEA）の報告（文献9.2-1）によると、80%以上のPu-238を含むプルトニウムは、保障措置の対象から免除されている。

最近の東京工業大学での研究（文献9.2-3）やIAEAの“Protected Plutonium Production (P³)–Project”に関する2回（2003年、2006年）の諮問会議（文献9.2-4、9.2-5）、2009年にIAEAと

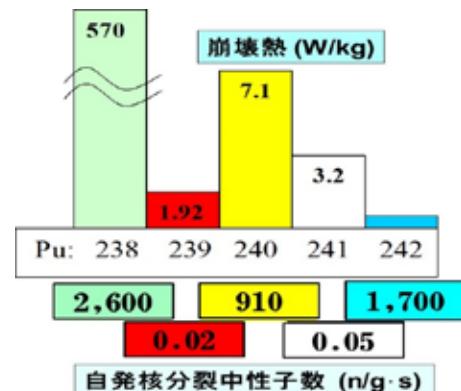


図9.2-1 崩壊熱と自発核分裂中性子数

参考文献

- 9.2-1) IAEA, INFCIRC/153, 1972
9.2-2) 齊藤正樹他、編集・執筆「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」((原子力システム懇話会、コメントナリーシリーズ No.25、2020)
9.2-3) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization, Proc. of GROBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009
9.2-4) 1st IAEA Consultancy Meeting on “Protected Plutonium Production (P³) Project”, Vienna, June 19-20, 2003
9.2-5) 2nd IAEA Consultancy Meeting on “Protected Plutonium Production (P³) Project”, Vienna, June 15-16, 2006

共催で東京工業大学において開催されたプルトニウムの核拡散抵抗性に関する国際科学技術フォーラム（文献9.2-6）では、もっと低いPu-238の含有率でも（例えば、数%～15%以上であれば）、軍事転用は非常に困難であるという議論がなされている。

さらに、Pu-238は1g当たり1秒間に約2600個の自発核分裂中性子を自然に放出する。これはPu-239の約13万倍である。自発核分裂中性子を多く放出するPu-238は、核爆発の早期爆発（未熟爆発）現象を誘導し、軍事転用には非常に魅力のない物質である。

また、軽水炉の使用済燃料中には比較的多く含まれているPu-240やPu-242も自発核分裂中性子を多く放出するため、これらのプルトニウム同位体が多く含有されるプルトニウムも軍事転用に魅力がない核物質である。例えば、IAEAの査察などを担当する保障措置局（Department of Safeguards）の元事務次長のB. Pellaud氏は、2002年の論文（文献9.2-7）で、ウランと同様に、プルトニウムもその同位体成分に基づいて核兵器に転用が可能かどうか議論すべきであると述べている。

具体的には、B. Pellaud氏は、軽水炉の使用済燃料中に多く含まれるPu-240の自発核分裂中性子に着目して、プルトニウムの核兵器への転用性を議論している。それによるとPu-240が30%以上含まれるプルトニウムは実質的に核兵器には使えない“Practically Unusable”と述べている。

現実には、軽水炉の使用済燃料中のプルトニウムにはPu-240だけでなく、自発核分裂中性子数がPu-240の約2倍発生するPu-242や約3倍発生するPu-238も含まれている。従って、実質的に核兵器に使用できるかどうかは、Pu-240だけでなく、Pu-238やPu-242の自発核分裂中性子数の効果も考慮して、プルトニウム全体で発生する自発核分裂中性子総数で評価するのが合理的であり、日本の軽水炉で燃焼した高燃焼度の使用済燃料中のプルトニウムは実質的に核兵器には転用できない“Practically Unusable”なプルトニウムである（文献9.2-8）。

核拡散抵抗性の非常に高いPu-238の割合を飛躍的に増加させる画期的な方法がある。現在、“核のゴミ”と言われている“マイナーアクチニド（MA：NpやAmなど）をウラン燃料に

参考文献

9.2-6) The 2nd International Science and Technology Forum on Protected Plutonium Utilization for Peace and Sustainable Prosperity, Tokyo, 2009

9.2-7) B. Pellaud “Proliferation aspects of plutonium recycle”, J. Nucl. Mater. Manage. Vol. 31, No.1, 2002

9.2-8) 齊藤正樹、「プルトニウムの軍事転用問題」、エネルギーレビュー、2019-2

少量添加して燃焼させると、中性子を吸収して、核拡散抵抗性の高いプルトニウム Pu-238 に核変換することが可能である（文献9.2-3）。

例えば、図9.2-2に示すように、現行の軽水炉から取り出される使用済燃料中の MA の約半分を占める Np-237 は、特に熱中性子領域では大きな中性子捕獲断面積を持ち、中性子をよく吸収する。中性子を吸収すると Np-238 を経て Pu-238 に核変換する。残り約半分の MA (Am、Cm) は、例えば、Np-237 よりもっと大きな中性子捕獲断面積を持つ Am-241 は、中性子を吸収すると、Am-242 を経て、主に Cm-242 に核変換（ β 崩壊）する。この Cm-242 は半減期約 163 日で α 崩壊して、Pu-238 に核変換する。また、Am-242 の一部は電子捕獲して Pu-242 に核変換する。さらに、Cm-244 は α 崩壊して、Pu-240 に核変換する。

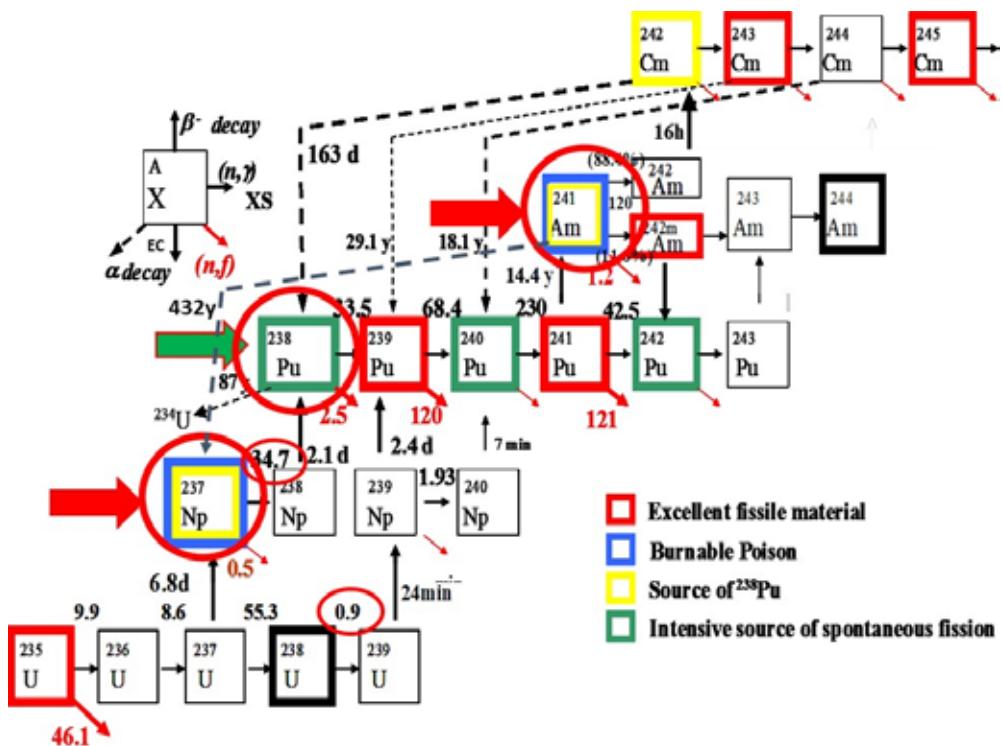


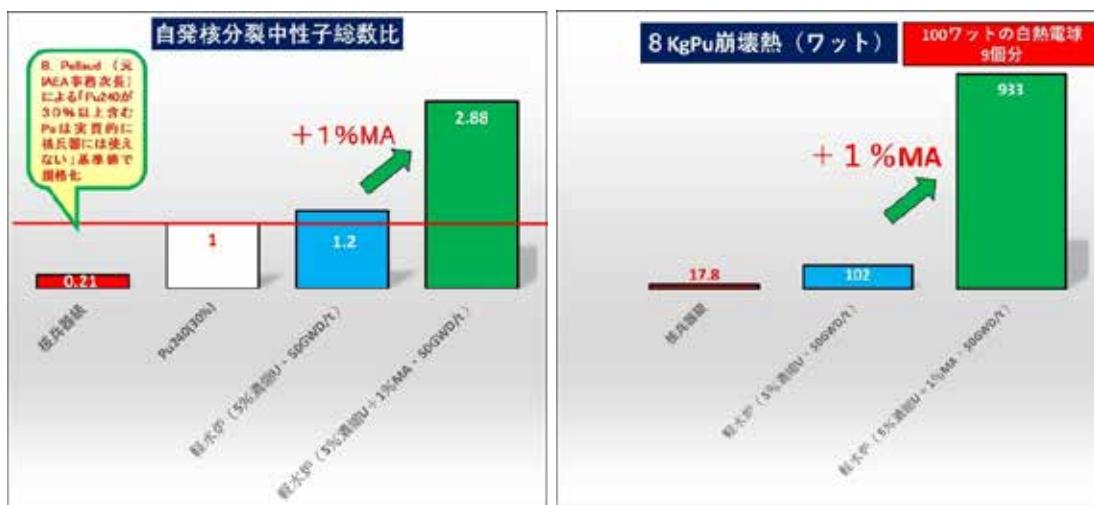
図9.2-2 高い核拡散抵抗性を有するプルトニウムの生成メカニズム

参考文献

- 9.2-3) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization, Proc. of GROBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009

このように現在、高レベル放射性廃棄物の対象とされている MA を軽水炉のウラン燃料や高速増殖炉のブランケット燃料に少量添加することにより、燃焼初期の段階からどのような燃焼度のタイミングで取り出しても、燃料中に Pu-238 や Pu-240 を多く含む「高い核拡散抵抗性を有するプルトニウムを生成 (Protected Plutonium Production : PPP (P³))」することが可能となる（文献9.2-3）。

例えば、図9.2-3 (a) 及び (b) に、軽水炉（初期濃縮度 5%、燃焼度 50 GWD / t）に MA を 1% 添加して燃焼した場合の自発核分裂中性子総数及び崩壊熱の比較を示す。MA を添加することによって、自発核分裂中性子総数や崩壊熱は飛躍的に増加する。



(a) 発生核分裂中性子総数

(b) 崩壊熱

図9.2-3 発生核分裂中性子数及び崩壊熱への MA 添加の効果

このP³メカニズムは、中性子エネルギースペクトルの異なる国内外の2種類の研究炉（JAEAの高速実験炉「常陽」と米国アイダホ国立研究所の熱中性子試験炉「ATR（Advanced Test Reactor）」）で、文部科学省の支援により、実証されている（文献9.2-9）。

参考文献

- 9.2-3) M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity Fundamentals of P3 Mechanism and Methodology Development for Plutonium Categorization, Proc. of GROBAL 2009, p. 2363-2368, Sept. 6-11, 2009
- 9.2-9) S. Koyama, M. Osaka, M. Itoh, H. Sagara and M. Saito, “Protected Plutonium Production by Transmutation of Minor Actinides for Peace and Sustainable Prosperity - Irradiation Tests of Np-U samples in Experimental Fast Reactor JOYO (JAEA) and Advanced Thermal Reactor ATR(INL)-, Proc. Of GROBAL 2009, p. 2358-2362, Sept. 6-11, 2009

この最新の科学技術は、高速増殖炉のプランケット燃料のプルトニウムの核拡散抵抗性を飛躍的に向上させ、核拡散抵抗性の高いプルトニウムの増殖が可能である（文献9.2-10）。

このように、MAは決して「核のゴミ」ではなく、実は人類にとって「貴重な宝」である。従って、ウランやプルトニウムのみならず、MAもリサイクルして有効活用すべきである。

因みに、Albert Einsteinは”It is easier to denature plutonium than it is to denature the evil spirit of man”と述べている（文献9.2-11）。

9.2.2 回収ウランの核拡散抵抗性

(1) ウラン同位体の臨界性

金属ウランの臨界量（球形）を図9.2-4に示す（文献9.2-12）。核兵器に使われるU-235の臨界量は約45kgである。天然には存在しないが、核分裂性のU-232やU-233の臨界量は、その約1/3以下である。U-236及びU-238は非核分裂性のウランである。

図9.2-5に天然には存在しないU-232、U-233、U-234がU-238に混合した場合の臨界量の変化の様子を、U-235の場合と比較して示す（文献9.2-12）。図からわかるように、国際的には、U-238へのU-235の混合率（濃縮度）が20%以下のウランは、重量の観点から核兵器への利用が困難であるので、国際原子力機関（IAEA）は軍事用ウランではなく、民生用ウランとしている。



図9.2-4 金属ウランの臨界量 (Kg)

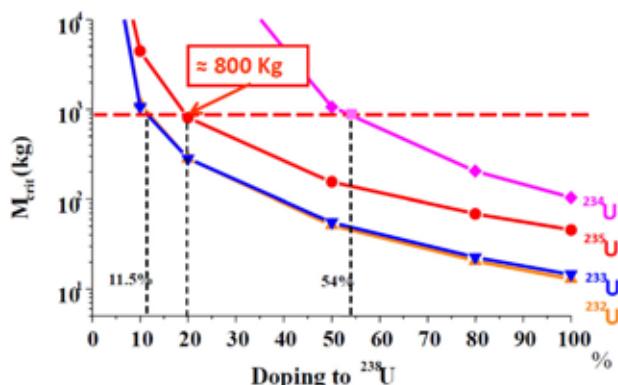


図9.2-5 U-232、U-233、U-234、U-235のU-238への混合割合による臨界量の変化

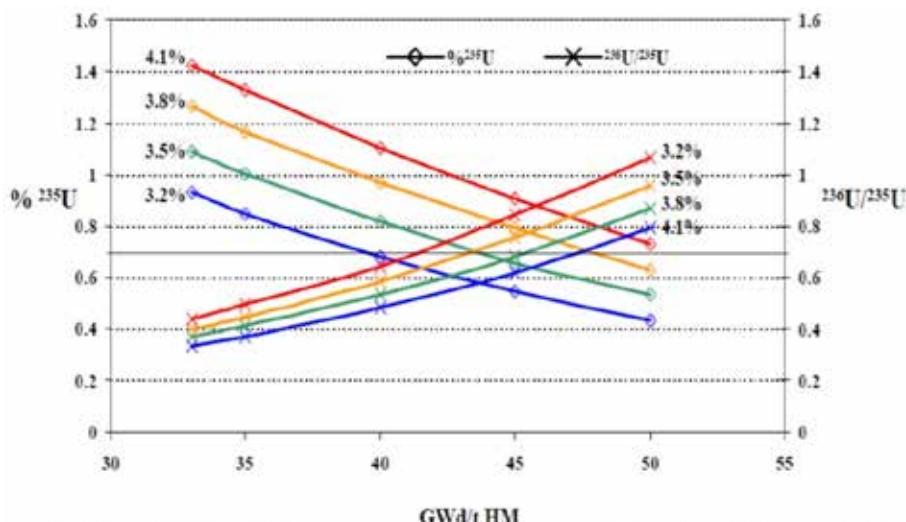
参考文献

- 9.2-10) Y. MEILIZA, M. SAITO, H. SAGARA, “J. Nucl. Sci. Technol., 45[3], 230–237 (2008)”
- 9.2-11) “bite-size Einstein”, Quotation on Just About Everything from the Greatest Mind of the Twentieth Century”, Complied by J. Mayer & J. P. Holms
- 9.2-12) 齋藤正樹他、編集・執筆「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」、原子力システム研究懇話会コメントリーシリーズ No.25、2020

因みに、U-235 の混合率 20%（濃縮度）の場合の臨界量に相当する U-232 及び U-233 の混合率は、約 12%である。図9.2-4に示すように、U-234 の臨界量は U-235 の臨界量の約 2.3 倍大きいため、U-235 の混合率 20%（濃縮率）の場合の臨界量に相当する混合率は、U-234 の場合は約 54%である。

(2) 回収ウラン中の U-235 及び U-236 同位体

図9.2-6及び図9.2-7に、典型的な軽水炉における燃焼後の回収ウラン中の燃え残りの U-235 の同位体割合(%) 及び U-235 から生成した U-236 の U-235 に対する割合の様子示す。



* IAEA-TECDOC-1529 Management of Reprocessed Uranium, February. 2007.

図9.2-6 回収ウラン中の U-235 の同位体割合及び U-236 の U-235 に対する割合

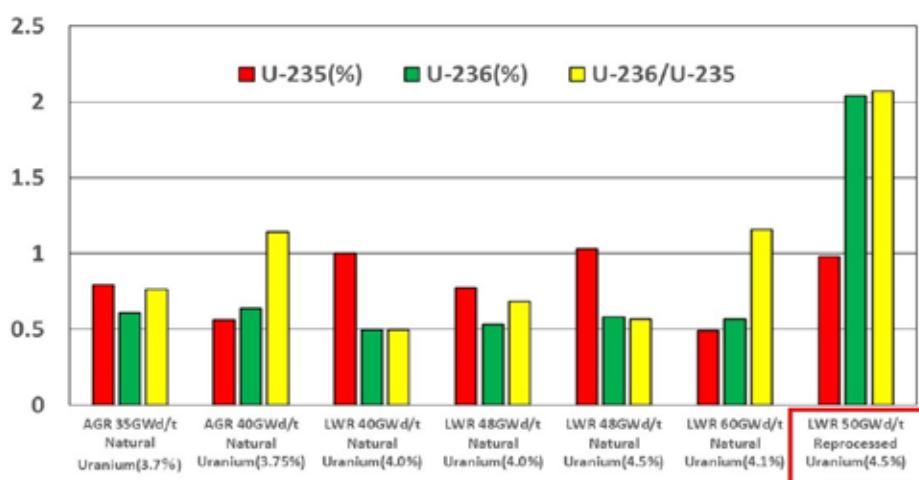


図9.2-7 AGR 及び LWR での燃焼後の U-235 及び U-236 の様子

これらは初期濃縮度及び燃焼度に依存している。

図9.2-7^(文献9.2-13)に示すように、回収ウランを再濃縮して再燃焼した場合は、U-236は更に大きく増加している。これを繰り返すと、U-236の割合が益々増加する。

図9.2-2に示すように、U-236はU-235から生成し、燃焼中は、U-236は更に中性子を吸収してU-237となり、ベータ崩壊してNp-237を経由して、9.2.1項で述べたように高い核拡散抵抗性を有するPu-238を生成する^(文献9.2-13)。

(3) 回収ウランの再濃縮

回収ウランを再濃縮した場合、U-235と質量数が近いU-236も一緒に濃縮されることが予測される。図9.2-8^(文献9.2-13)に、実際の回収ウランの再濃縮データーを基に筆者が作成した回収ウランのU-235に対するU-236の比の再濃縮前後の比(回収ウランのU-236濃縮係数： α_{236})を示す。この図から回収ウランのU-236濃縮係数は約0.7である。即ち、この図はU-236がU-235と一緒に濃縮されていることを示している。

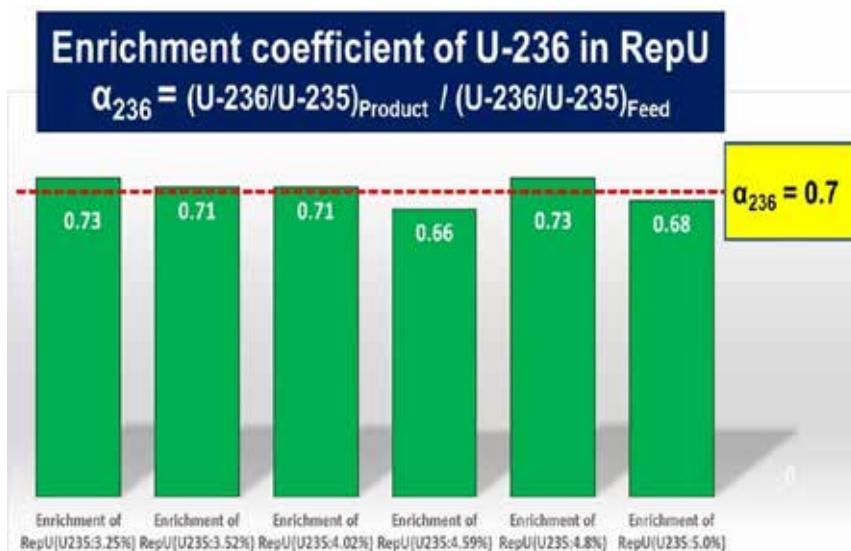


図9.2-8 回収ウランのU-236濃縮係数(α_{236})

参考文献

- 9.2-13) M. Saito and S.S. Chirayath, "EFFECTS OF REPROCESSED URANIUM MULTI-RECYCLE ON PROLIFERATION RESISTANCE OF PLUTONIUM AND URANIUM", Proceedings of the INMM & ESARDA Joint Annual Meeting, 2021

天然ウランを濃縮すると、図9.2-9に示すように核兵器級の高濃縮ウランを作ることが可能であるが、しかし、U-236を含む回収ウランを再濃縮すると、図9.2-10に示すように、U-236がU-235と一緒に濃縮されるため、U-235の高濃縮ウランを作ることが困難になる（文献9.2-13）。

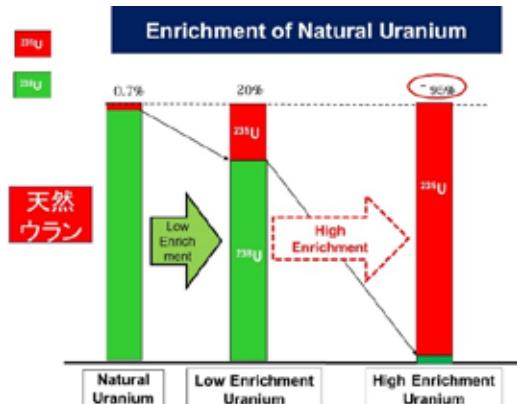


図9.2-9 天然ウランを濃縮

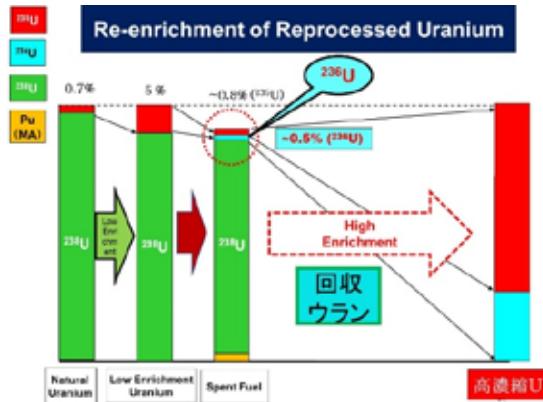


図9.2-10 回収ウランの再濃縮

図9.2-7（文献9.2-13）に示すように、回収ウランを再濃縮して再燃焼した場合は、U-236は更に大きく増加している。これを繰り返すと、U-236の割合が益々増加する。

U-236の割合が更に増加した回収ウランを再濃縮すると、図9.2-11に示すように、益々、U-235の高濃縮ウランを作ることが困難になる（文献9.2-13）。

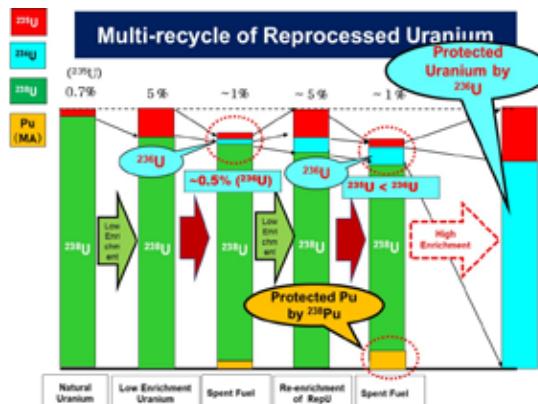


図9.2-11 マルチリサイクルにおける回収ウランの再濃縮

参考文献

- 9.2-13) M. Saito and S.S. Chirayath, "EFFECTS OF REPROCESSED URANIUM MULTI-RECYCLE ON PROLIFERATION RESISTANCE OF PLUTONIUM AND URANIUM", Proceedings of the INMM & ESARDA Joint Annual Meeting, 2021

(4) 回収ウランの核拡散抵抗性のまとめ

回収ウランを再利用する時、U-236 が、中性子を吸収するので中性子経済が悪くなるとの理由で、回収ウランの再利用は嫌わされてきた。しかし、U-236 が中性子を吸収したら、一般にどうなるかよく理解されていない。U-236 は原子炉で照射すると中性子を吸収して Np-237 を介して Pu-238 を生成する。前述のように、この Pu-238 は、崩壊熱が高く、自発核分裂中性子を多く発生するので、プルトニウムの核拡散抵抗性を高める（文献9.2-12、9.2-13）。U-236 による反応度低下分を補償するためには、濃縮度を少し上げておけば特に問題ない。

更に、U-236 は回収ウランの核兵器への転用も困難にする。回収ウランを再濃縮した低濃縮ウラン燃料を、再び原子炉で燃焼すると、当然 U-235 が核分裂してエネルギーを放出して減少するが、2回目の燃焼後の U-236 の含有量は、1回目の燃焼後に比べて更に増加する。これを繰り返すと、プルトニウムの核拡散抵抗性を益々増加させるだけでなく、回収ウラン自身の核拡散抵抗性も更に強くなり、「回収ウランの再濃縮で U-235 の高濃縮ウランを製造することが困難となる（文献9.2-13）。【但し、この理論的予測の回収ウランの高濃縮実験による確認が望まれる。】

以上のように、回収ウランは天然ウランに比べて、非常に強い核拡散抵抗性を持つ。加えて、プルトニウムの核拡散抵抗性を強化するため、回収ウランは原子力の平和利用のための貴重な核燃料物質である。

“回収ウランは貴重な宝である！”

9.3 強い核拡散抵抗性を持つ原子炉の設計例の紹介（川島正俊）

9.3.1 目標指標と3種類の中性子スペクトル炉心の選択

グローバルなエネルギー・電力需要への多様な要望がある。一方、地域間の送電網容量の制限、および初期投資を制限することでリスクを最小限に抑えたいという事業者の願望も切実で強い。地球環境保全・CO₂対策のための重要な選択肢として、原子力発電のグローバル化には、どの国でも導入しやすい原子力発電所が必要となる。

参考文献

- 9.2-13) M. Saito and S.S. Chirayath, “EFFECTS OF REPROCESSED URANIUM MULTI-RECYCLE ON PROLIFERATION RESISTANCE OF PLUTONIUM AND URANIUM”, Proceedings of the INMM & ESARDA Joint Annual Meeting, 2021

原子力発電システムの導入では、グローバルな自律的調和をはかる基本的考え方として、「強い核拡散抵抗性を持つ原子炉概念」を実現する具体的な技術・アプローチは重要度が増していく。

「強い核拡散抵抗性」は、主として、原子炉で使用する核物質に対して期待される属性である。

より広く原子力施設の核セキュリティの強化の視点から、深層防護の考え方にもとづく区分概念を示す例を図9.3-1に示す。同図では、物質障壁、技術障壁、制度的な措置の関係を示している。

核セキュリティの強化に関する原子炉設計の基本的なアプローチとしては、プラント・システム安全同様、深層防護の考え方方が適用される。核物質

に関しては、保有する物質情報（量、放射線量等）に基づき、物理的防護（堅牢性、検知性）といった技術障壁と、治安・国内規制・国際条約といった制度的な措置を組み合わせて護る。技術障壁の具体化では、技術障壁（物理的）として、プラント設計におけるアクセス性、監視モニターなど核テロを防止する物理的防護設計を設計段階から取り入れることが重要となる。SMRの特徴を踏まえた重要領域（Vital Area）の合理的な設定（文献9.3-2）などの検討が今後進んでいくことになる。施設設計段階では Safeguards-by-Design の考え方（文献9.3-3）を適用し、設計の初期段階から IAEAとの情報共有で進めることができることが推奨されている。

原子力安全は放射線による偶発的な被ばくの防止を扱い、核セキュリティは悪意のある行為による核物質およびその他の放射性物質の使用等の防止に焦点を当てている。ともに放射線の有害な影響から人の生命・健康、および環境を保護するため共通性がある。従って、今後のSMRにおいては、原子力安全と核セキュリティの施策の統合により効果的な強化が期待される。両者が補完し合うには共通部分のインターフェースの調整が必要と言われている（文献9.3-4）。

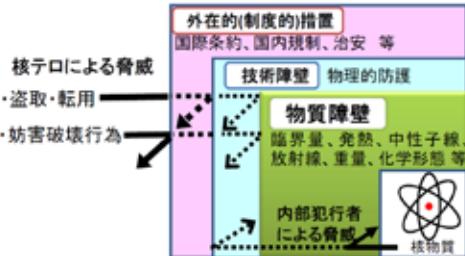


図9.3-1 核セキュリティにおける深層防護の適用概念（文献9.3-1）

参考文献

- 9.3-1) 相楽洋 H30年講義資料「核セキュリティの基礎」、東京工業大学
http://www.iae.or.jp/wp/wp-content/uploads/2018/12/H30-021217T02-Sagara_R1.pdf
- 9.3-2) IAEA Nuclear Security Series No. 16 Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities, 2012
- 9.3-3) <https://www.iaea.org/topics/assistance-for-states/safeguards-by-design-guidance>
- 9.3-4) IAEA Technical Reports Series No. 1000, March 2021
The Nuclear Safety and Nuclear Security Interface: Approaches and National Experiences

いろいろな原子炉プラントの設計が多く実績として知られている。どの国でも導入しやすい原子力発電システム構築に関連し、原子炉施設の核セキュリティ強化を合理的・効率よく実施できる基本的な要素が、核物質に関する物質障壁を物理・化学特性の観点から適切に設定できることである。

SMR の市場拡大においては、プラントへの査察の信頼度と効率性を確保することなどにより、限りあるリソースを有効にリサイクル展開して、社会との調和をはかる設計と方策の具体化への動きも重要と考えられる。

このセクションでは、とくに強い核拡散抵抗性を持つ原子炉の設計例として、核物質に関する物質障壁として、具体的な目標を設定した炉心・燃料を利用する SMR 炉心を紹介する。

核拡散抵抗性のうちの物質障壁を強化するために燃料物質中の²³⁷Np に着目している。

1) 物質障壁の目安目標として、

“照射済み取出し燃料の²³⁸Pu/total Pu 比率を 20 %以上”と設定した（文献9.3-5）。

その方策として、燃料中にネプチニウム²³⁷Np を少量添加する。

2) 長期運転サイクルを指向する SMR に対する取出し燃焼度目標は、暫定的に

従来燃料設計技術をもとに第一段階の目標；取出し平均燃焼度 50 GWd / t

超長期運転サイクルのための第二段階の目標；取出し平均燃焼度 100 GWd / t 以上

多くのタイプの SMR への適用性検討として、本節の原子炉概念設計例では、いろいろな SMR の特徴の一つである中性子スペクトルの異なる 3 タイプ（熱中性子炉型、やや中性子スペクトルが固いミディアムエネルギー領域で高転換炉型の軽水炉、ハーデスペクトルを有する高速炉型）を対象に、300 MWe 級の中小型炉に、物質障壁を大幅に強化する方策を適用する設計例と特徴を紹介する。

また、SMR の特徴を活用する視点から、²³⁵U 濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン（HALEU 含む）を燃料母材とする設計例を選択している。この低濃縮ウラン燃料を利用することで、これらの SMR の特徴として、大幅な稼働率向上、燃料取り扱い機会の軽減につなげる視点は共通くなっている。

参考文献

9.3-5) Masaki SAITO, Advanced Core Concepts with Enhanced Proliferation Resistance By Transmutation of Minor Actinides, Proceedings of GLOBAL 2005, Tsukuba, JAPAN, October 10-14, 2005

9.3.3-1節では長期運転サイクルを有する簡素化BWR(LSBWR300)の設計に、 ^{237}Np 添加燃料を適用する効果、9.3.3-2節では、稠密格子燃料を有する燃料リサイクル型RMBWR300の設計に ^{237}Np 添加燃料を適用する設計例、9.3-13では、低濃縮ウランからスタートする高速炉PPPMTL300への ^{237}Np 添加燃料を適用する設計例と特徴を紹介する。

9.3.2 長寿命炉心(LSBWR 型)への Np 添加ウラン燃料の適用設計例

軽水炉のSMRの経済性向上と自然循環冷却(NC)による安全性向上を目的とした300MWe級原子炉設計LSBWR300が報告されている(文献9.3-6, 9.3-7)。SMRの経済性向上と自然循環冷却(NC)による安全性向上のために従来の大型BWRと異なる技術・設備の簡素化についての概要を紹介する。

その中で炉心設計では、稼働率向上のために運転サイクル長さを大型炉の約1年運転サイクル長さよりも十分長くするために、従来炉心技術を使い、運転サイクル長さを2~7年とする設計(以下の項目(b)1))と、長期的な視点から、超長期運転サイクル長さ(15年まで)の特別な炉心設計(以下の項目(b)2))が行われた。

加えて項目(c)では、「ウラン燃料にNpを添加する」ことにより、超長期運転サイクル(15年サイクル)達成と、核拡散抵抗性の強化の両立性」に関する設計例を解説する。

(a) LSBWR(Long Operating Cycle Simplified BWR)の概要(文献9.3-7, 9.3-8)

長運転サイクル簡素化沸騰水型原子炉(LSBWR)は、モジュール式の沸騰水型原子炉であり、原子炉のコンセプトは、出力が小さく、運転サイクルが長く、包括的な安全機能を備えた簡素化を行っている。LSBWRの設計には、経済的に競争力を持つために、システムと構造の簡素化、短い建設期間のためのモジュール化、および稼働率の向上が含まれる。包括的な安全機能の目的は、RPVに保持する冷却水インベントリの増強、PCV下部への炉心配置、容器内保持(IVR)機能、パッシブ緊急炉心冷却システム(ECCS)および一次格納容器(PCV)冷却などの信頼性の高い機器とシステムを利用することにより、事故時に避難を必要としないことである。これにより、経済的な競争力と総合的な安全機能を強化する。

参考文献

9.3-6) IAEA-TECDOC-1391 Status of advanced light water reactor designs, May 2004; (LSBWR)

9.3-7) IAEA-TECDOC-1624 Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, November 2009 ; ANNEX VII. LSBWR Toshiba Corporation, Japan

9.3-8) YOSHIDA, N., et al., "Fuel and Core for Long Operating Cycle Simplified BWR (LSBWR)", ICAPP, Hollywood, Florida, June 9-13, 2002.

出力目標を達成するために、LSBWR の出力範囲は 100 ~ 300 MWe から選択されている。小型原子炉による規模の経済によるデメリットを克服するために、LSBWR では次の技術が考慮されている。

- ・直接循環システム、自然循環システム、受動システムの組み合わせによるシステムの簡素化。
- ・原子炉建屋とタービン建屋の一体化による構造の簡素化。
- ・運転サイクルが非常に長い燃料プールと燃料交換機の廃止（運転サイクル 15 年の場合）。
- ・短い建設期間のためのモジュラー工法。
- ・免震・船体構造の採用。
- ・長期運用サイクル（2 ~ 15 年）による稼働率の向上。

以下に特徴を列記する。

1) 自然循環炉心冷却

自然循環炉心冷却を採用し、再循環ポンプを廃止。自然循環炉心冷却を実現するため、燃料長を従来の 3.7 m から 2.2 m に短縮し、圧力損失を低減。

2) 炉心と燃料の設計（次の 2 つの段階がある）

- ・当面の開発：従来の炉心設計を使用して、長期サイクル運転を追求。
- ・長期開発：将来の規制緩和とインフラの変化を考慮して、超長期サイクル炉心の開発。

3) その他経済性と保守性を高めるための対策項目

4) 設計の簡素化

- a. 内部上部エントリ CRD: 内部上部入口 CRD は、RPV の下部を簡素化

5) 安全システム；以下のパッシブシステムによる安全システムの簡素化

- a. GDCS : 高圧および低圧注入ポンプなどのアクティブ コンポーネントを削除
- b. PCCS : ポンプなどのアクティブ コンポーネントを削除

6) 建物

- a. 建物の統合：原子炉建屋とタービン建屋の一体化による建屋の簡素化、免震構造化。
- b. 船体構造：船体構造の建物は、鋼板でシンプルに構成。工場でのモジュール製作可能性。
- c. パッシブセーフティシステムの適用（設計基準事象、過酷事故）炉心損傷の前後の格納容器のベントの必要性を実質的に削除。格納容器内の可燃性ガスの制御は、安全性（自動起動とパッシブ操作）と経済性（低成本、柔軟なレイアウト、容易なメンテナンス）の両方の利点を備えた不活性化とパッシブの特殊自己触媒再結合器（PAR+）の組み合わせ採用。

- d. 設備・構造物のコスト削減

7) 工期の短いモジュラー工法

8) 原子炉建屋とタービン建屋を一体化することで建屋構造を簡素化。建屋容積を削減。

図9.3-2に LSBWR の概念図を示す。図9.3-3に原子炉容器内構造物概略を示す。

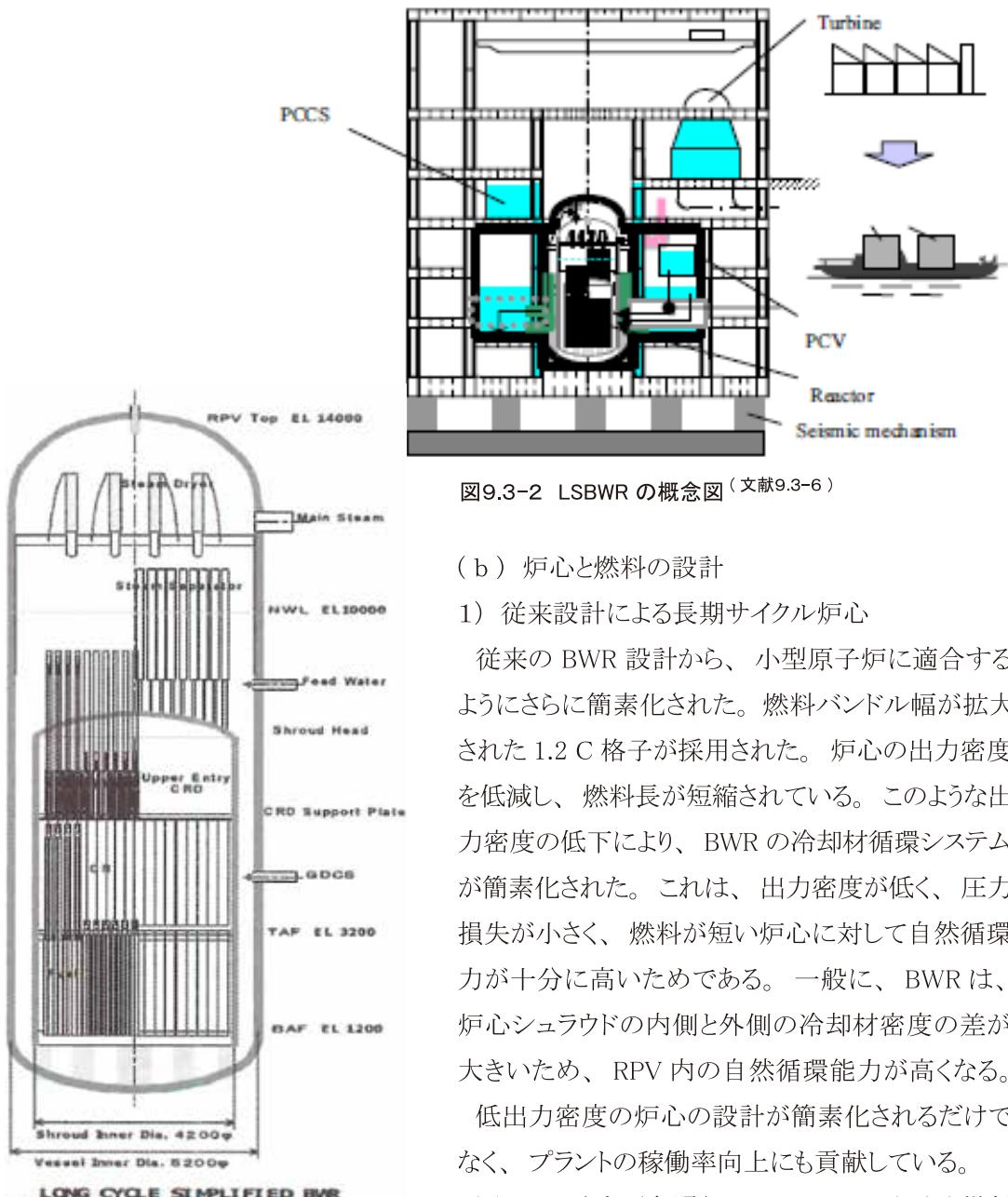


図9.3-2 LSBWR の概念図（文献9.3-6）

(b) 炉心と燃料の設計

1) 従来設計による長期サイクル炉心

従来の BWR 設計から、小型原子炉に適合するようさらに簡素化された。燃料バンドル幅が拡大された 1.2 C 格子が採用された。炉心の出力密度を低減し、燃料長が短縮されている。このような出力密度の低下により、BWR の冷却材循環システムが簡素化された。これは、出力密度が低く、圧力損失が小さく、燃料が短い炉心に対して自然循環力が十分に高いためである。一般に、BWR は、炉心シュラウドの内側と外側の冷却材密度の差が大きいため、RPV 内の自然循環能力が高くなる。

低出力密度の炉心の設計が簡素化されるだけでなく、プラントの稼働率向上にも貢献している。

図9.3-4（次頁参照）に、LSBWR の炉心と燃料バンドルイメージが示されている。ウラン燃料の最高

図9.3-3 原子炉容器内構造物概略（文献9.3-6）

参考文献

9.3-6) IAEA-TECDOC-1391 Status of advanced light water reactor designs, May 2004; (LSBWR)

濃縮度を 5 wt%未満に制限した場合、現行燃料（取出平均燃焼度 45 GWd / t）と同程度もしくはそれ以上の平均取出燃焼度とするためには、28ヶ月（2.2 年）連続運転程度である。

2) 超長期運転サイクル炉心

中性子スペクトルを硬くする代わりに、 ^{235}U 濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン酸化物燃料と非稠密格子バンドルの組み合わせを採用している。この構成が炉心冷却のための自然循環を促進する。このアイデアを実現するために、反応度寿命の延長、制御棒価値の増大、制御棒寿命の延長が検討された。

長期サイクル運転のための反応度抑制には、初期毒物反応度価値の増大と毒物反応度効果の寿命の延長が必要である。

超長時間運転に向けた反応度制御には、制御棒価値の向上と長寿命化も必要とされている。この炉心設計例として、濃縮度 5 wt%以上 20 wt%未満で、極力運転期間を長期化した 15 年連続運転可能な LSBWR300 の炉心設計が行われた（文献9.3-8）。ウラン濃縮度が 5 wt% を超える燃料設計をする場合は 15 年運転（1 バッチ炉心）が可能であることが示されている。バンドル平均濃縮度を 20 wt%未満で極力高くし、運転期間を極力長くするため 1 バッチ炉心（燃料全数取替）としている。15 年連続運転の炉心仕様の特徴を以下に示す。

< 0.7 倍バンドルの採用 >

燃料棒配列を 7×7 とし、既存 BWR 燃料より小さい 0.7 倍バンドル（燃料集合体ピッチが約 11 cm）を採用している。15 年連続運転が可能となるよう濃縮度を高めた場合、サイクル初期から中期の余剰反応度が高くなるため、制御棒価値を高める必要がある。ここではバンドルサイズを 0.7 倍として相対的に制御棒価値を高めた設計としている。

< 濃縮 Gd の採用 >

制御棒価値を高めることに加え、余剰反応度をなるべく低く抑える必要がある。そのためには、燃料に混入する Gd の濃度を高める必要があるが、天然 Gd の使用では Gd 濃度を

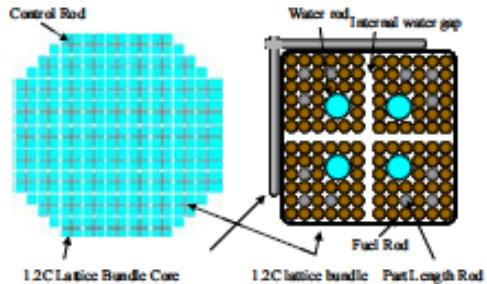


図9.3-4 長期サイクル運転の炉心と
燃料バンドルイメージ（文献9.3-6）

参考文献

9.3-6) IAEA-TECDOC-1391 Status of advanced light water reactor designs, May 2004; (LSBWR)

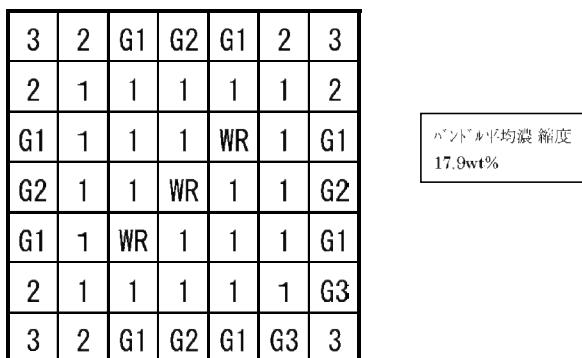
9.3-8) YOSHIDA, N., et al., "Fuel and Core for Long Operating Cycle Simplified BWR (LSBWR)", ICAPP, Hollywood, Florida, June 9-13, 2002.

大幅に増加させる必要がある。そのため ^{157}Gd の同位体存在比を16%から80%に高める濃縮Gdを採用している。濃縮Gdの採用により、長期にわたり余剰反応度を抑えることができる。

以上の工夫を採用して、濃縮度20wt%未満の制限下で濃縮度を極力高くした結果、バンドル平均濃縮度は17.9wt%となり、平均取出燃焼度は111GWd/t、運転期間は15年連続運転と大幅に増大可能となっている。表9.3-1に炉心・燃料基本仕様、図9.3-5に燃料棒配置(15年連続運転炉心)の概略図を示す。

表9.3-1 LSBWR300 炉心仕様のまとめ(15年連続運転炉心)(文献9.3-9)

熱出力	900 MW
運転期間	15年(180ヶ月)(負荷率100%)
出力密度	40.0 kW/l
燃料集合体数	956体
制御棒本数	225本
燃料有効長	2.0 m
燃料集合体ピッチ	10.9 cm
燃料棒配列	7×7
燃料棒本数	46本
ウォータロッド本数	3本



(注1) “1, 2, 3”; UO₂燃料棒 ウラン濃縮度 15 wt%~19.9 wt%

(注2) “G1, G2, G3”ガドリニア含有 UO₂燃料棒 ウラン濃縮度 15 wt%~19.9 wt%、
 Gd_2O_3 割合 3 wt%~14 wt%

図9.3-5 燃料棒配置(15年連続運転炉心)概略図(文献9.3-9)

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章(文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業)

(c) 超長期サイクル運転・炉心毎に密封して交換できる核拡散抵抗性を強化した
炉心（文献9.3-7、9.3-8）

^{237}Np は、バーナブルポイズンと ^{238}Pu の親物質としての役割があり、特に、中性子スペクトルの柔らかめの体系では、 ^{238}Pu も中性子吸収体として働く。2つの連続した核種変換反応（ポイズン核種 ^{237}Np 中性子捕獲反応 \rightarrow ^{238}Np (β 崩壊) \rightarrow ポイズン核種 ^{238}Pu 中性子捕獲反応 \rightarrow 燃料核種 ^{239}Pu ）により、低濃縮ウラン（17.9%濃縮ウラン）による初期反応度の増大を抑制し、長期間働くバーナブルホイズン作用により、Np 添加割合が少ないPPP燃料が選定できる。

図9.3-6は前述の LSBWR300 炉心（15年連続運転炉心）と同じであるが、濃縮 Gd 燃料を使用しないオプションとして、従来の天然 Gd 入り燃料棒と、Np 添加濃縮ウラン燃料の組み合わせた炉心構成図でもある。

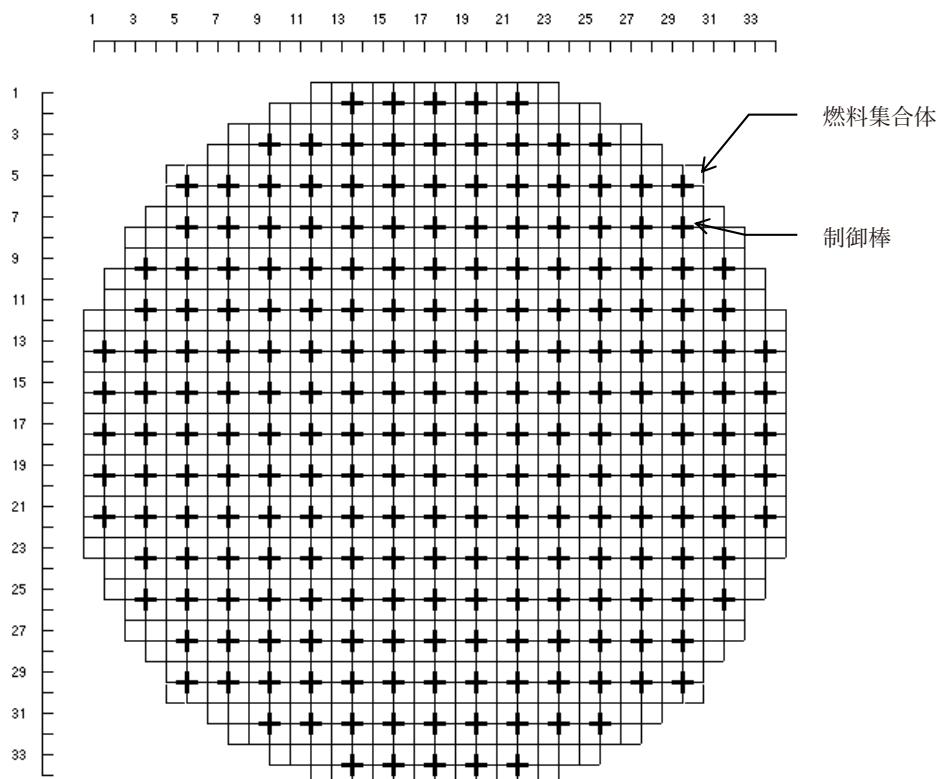


図9.3-6 LSBWR300 (15年連続炉心) 燃料集合体・制御棒の配置（文献9.3-9）

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）

超長期サイクル炉心における ^{237}Np の効果と濃縮Gdに対する代替性が検討されている。従来技術である天然Gd入り燃料棒と、新技術となる ^{237}Np 添加濃縮ウラン燃料棒とを組み合わせる。「超長期サイクル・高燃焼度」炉心の可能性を調べた結果が、図9.3-7に示されている。

天然Gd入り燃料棒を濃縮ウラン棒とし ^{237}Np を全燃料棒に添加した場合の無限増倍率の ^{237}Np 濃度及び燃焼度依存性を示した図からは、 ^{237}Np だけで初期反応度を抑えようすると ^{237}Np 濃度は10wt%以上必要であることがわかる。また ^{237}Np 濃度が5wt%より高いと毒物としての作用が大きくサイクル末期での無限増倍率が濃縮Gdを用いた場合よりも下回ることがわかる。このため、 ^{237}Np を長寿命炉心に用いる場合にはGdとの組み合わせが有効なことが示されている。一方、図9.3-8からは、天然Gdと ^{237}Np の組み合わせにより、濃縮Gdの代替が可能であることが確認される。

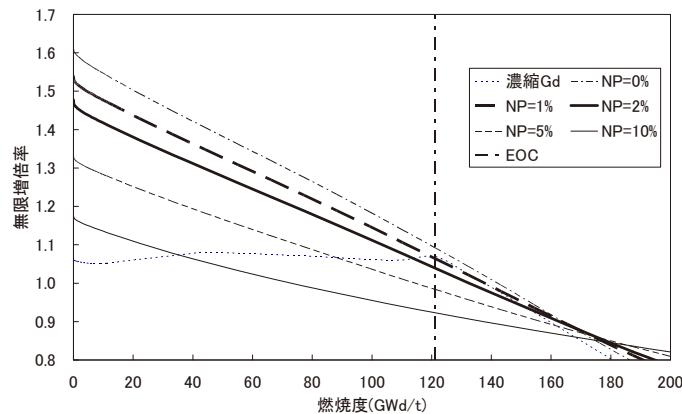


図9.3-7 無限増倍率の ^{237}Np 濃度及び燃焼度依存性（文献9.3-10）

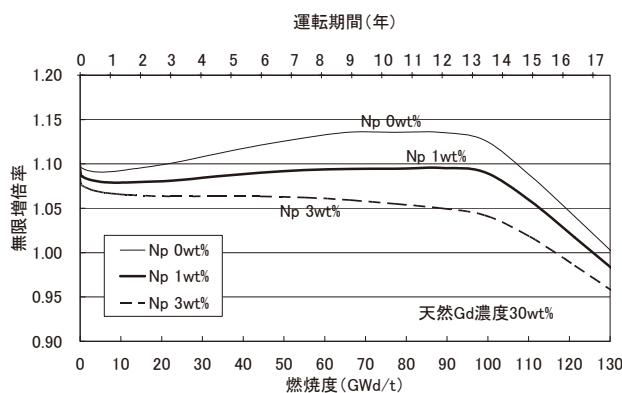


図9.3-8 天然Gdと ^{237}Np を組み合わせた場合の無限増倍率の燃焼度依存性（文献9.3-10）

参考文献

9.3-10) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成18年度 成果報告書、第4章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）

^{237}Np を添加することで濃縮 Gd を用いない高燃焼度 (100 GWd / t) 長期運転サイクル (15 年運転) の炉心設計例である。

更に、濃縮ウランを燃料とすることにより生成される Pu の核拡散抵抗性を強化する観点から、 ^{237}Np 添加量パラメータとして 0 から 10% に変えた場合について、長期間密封された原子炉から取り出される平均燃焼度 (約 100 GWd / t) の燃料物質収支・Pu 組成比が表 9.3-2 に示す。

表 9.3-2 LSBWR300 (15 年運転サイクル末期) の物質収支 (文献 9.3-10)

		LSBWR					
		^{237}Np 0wt%	^{237}Np 1wt%	^{237}Np 2wt%	^{237}Np 3wt%	^{237}Np 5wt%	^{237}Np 10wt%
装荷時	Total U	44.42	43.98	43.55	43.13	42.31	40.38
	^{235}U	7.96	7.87	7.79	7.72	7.60	7.28
	^{237}Np	0.00	0.44	0.87	1.29	2.12	4.04
取出時 (100GWd/t)	Total U	39.09	38.70	38.33	37.96	37.23	35.54
	^{235}U	3.26	3.24	3.22	3.21	3.14	3.05
	^{237}Np	0.08	0.25	0.41	0.58	0.94	1.82
	Total Pu	0.65	0.88	1.09	1.30	1.66	2.49
	^{238}Pu	0.03	0.21	0.38	0.55	0.85	1.54
	^{239}Pu	0.39	0.43	0.46	0.50	0.54	0.66
	^{244}Cm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	$^{238}\text{Pu} / \text{Total Pu}$	5.2%	24.4%	35.4%	42.2%	51.4%	61.9%
	$^{238}\text{Pu} / ^{239}\text{Pu}$	8.7%	49.2%	82.5%	110.4%	157.8%	233.7%

^{237}Np 添加量 1% で $^{238}\text{Pu} / \text{Total Pu}$ が Protected-Pu への目標ガイド 20% を越えることがわかる。また、燃料母材としての濃縮ウランの必要な ^{235}U 濃縮度が 7 ~ 8% と、先に紹介した 17.9% から大幅に低減できるというメリットがあることも示されている。さらに、装荷した ^{237}Np の約 50% が取り出されることがわかることから、核燃料物質廃棄物の大幅削減をもたらす Np 回収・リサイクル、回収 U では ^{235}U 比率があまり変化していないという特徴があるために、再使用のメリットの大きいことが期待できる。

(3) 超長期運転サイクル (15 年運転サイクル) 炉心 LSBWR300 への ^{237}Np 適用のまとめ

長寿命炉心 (LSBWR 型) への適用性検討では、長期サイクル・高燃焼度を達成し、炉心ごとに密封して交換できる炉心概念を紹介した。PPP 燃料中の ^{237}Np は、バーナブルポイズン

参考文献

9.3-10 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有する Pu を生成する革新的原子炉技術開発 平成 18 年度 成果報告書、第 4 章 (文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業)

と ^{238}Pu の親物質としての役割があり、特に、中性子スペクトルの柔らかめの体系では、 ^{237}Np 添加割合が少ないPPP燃料が選定できる。このPPP特性を活用し、0.7倍バンドルと濃縮Gdを採用した核拡散抵抗性の増強のための長寿命炉心（LSBWR型）の設計例を紹介した。

SMRにおいて高燃焼度達成に加えて、必要濃縮ウランの濃縮度の大幅低減とともに使用済み燃料自体の核拡散抵抗性の大幅な増強が可能である。

9.3.3 中小型ミディアムスペクトル沸騰水型の炉心へのNp添加燃料の適用（RMBWR300）

軽水炉におけるウラン利用率の大幅な向上を目指す大型高転換炉の概念が検討されている（文献9.3-11、9.3-12、9.3-13）。その技術展開と関連して、SMRオプションの一つとなる300MWe級の稠密格子炉心設計を紹介する。稠密格子軽水炉の中性子スペクトルが、軽水炉とナトリウム冷却高速炉の中性子スペクトルの中間となることを活用した ^{237}Np 添加燃料をBWR稠密格子型集合体と組み合わせるRMBWR炉心概念である。

ミディアムスペクトル炉（文献9.3-9、9.3-10）では、 ^{236}U 量が増加することによる反応度減少効果が小さいことから、軽水炉からの回収ウランをもとに濃縮ウランの利用を想定することも合理性があり、また、Np添加した燃料の成型加工技術として、高密度ペレット成形焼結技術と異なる顆粒状の燃料を用いる振動充填燃料製造技術との組み合わせも期待される。

取出燃料中のPuの同位体組成比が、Protected-Puとなる目標ガイドを満たす ^{237}Np 添加割合に着目し、高燃焼度化を図る工夫として、2つのアプローチが行われている。

（1）燃料集合体仕様の概要

（a）ボイド率の検討

ミディアムスペクトル炉のとして選択した高経済性低減速スペクトルBWR（以後、大型RMBWR1350MWe級）では、中性子のスペクトルを硬くし、 ^{238}U から ^{239}Pu への転換を促進するため、炉心特性が設計条件を満足する範囲でボイド率を高め、定格運転時の炉心平均ボイド率が70%となる概念設計が行われている。ボイド係数を負側にするという

参考文献

- 9.3-10) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成18年度 成果報告書、第4章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）
- 9.3-11) 高経済性低減速BWRの技術開発（革新的実用原子力技術開発提案公募事業：経産省補助事業；H12年度）報告書 株式会社東芝、岐阜大学
- 9.3-12) 高経済性低減速BWRの技術開発（革新的実用原子力技術開発提案公募事業：経産省補助事業；H13年度）報告書 株式会社東芝、岐阜大学
- 9.3-13) 高経済性低減速BWRの技術開発（革新的実用原子力技術開発提案公募事業：経産省補助事業；H14年度）報告書 株式会社東芝、岐阜大学

ことを目的に定格運転時のボイド率を設定することとした。また、 ^{237}Np を含む燃料を使用する場合、ボイド係数が正となるという特性変化がある。そのために、RMBWR300A 炉心では、RMBWR のボイド率を 70%から小さくし、中性子スペクトルを軟化させることにより、ボイド係数を負側に遷移させている。 ^{237}Np 濃度が 3 wt%の場合、炉心高さ調整と平均ボイド率を 40%にすることでボイド係数を負にする。

(b) 水排除板の検討

RMBWR では、中性子のスペクトルを硬くし、 ^{238}U から ^{239}Pu への転換を促進するため、チャンネルボックスの外側に水排除板が取り付けられている(図9.3-9)。水排除板のボイド係数への影響は、 ^{237}Np 濃度や平均ボイド率の影響に比べて小さいことと評価されている(文献9.3-9)が、水排除板についてはBWRとの互換性を保つため採用されているものである。なお、設計の進捗及び今後の検討結果によつては水排除板の設置は見直されることになる。

(2) 炉心仕様の概要

(a) 電気出力

大規模な電力送電網が整備されていないところでは、一基の発電規模が大きいと電力送電に与える影響が大きいので、中小型炉が有効と考えられている。また、 ^{237}Np 添加濃縮ウラン燃料自身の供給力整備との調和も必要となる。

これら2つの要因を考慮して、300 MWeを電気出力に設定した。

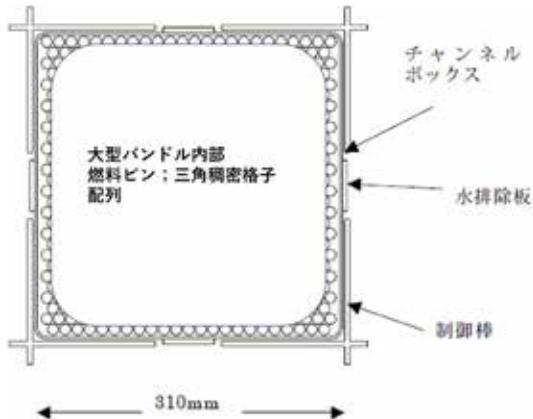


図9.3-9 従来型大型バンドル稠密格子と水排除版の関係図
(文献9.3-11)

参考文献

- 9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章 (文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業)
9.3-11) 高経済性低減速BWRの技術開発(革新的実用原子力技術開発提案公募事業:経産省補助事業;H12年度)報告書 株式会社東芝、岐阜大学

(b) 炉心熱出力

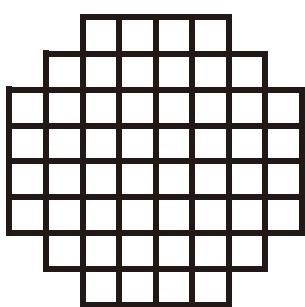
炉心熱出力は、電気出力と発電効率で決まるものである。発電効率は採用するタービン形式、発電機の形式及び設置場所で得られる復水冷却用水の温度で決まるものである。発電機効率は ABWR と同じ 34.5%となるとし、炉心熱出力は 870 MWt (= 300 / 0.345) となる。

(c) 炉心流量

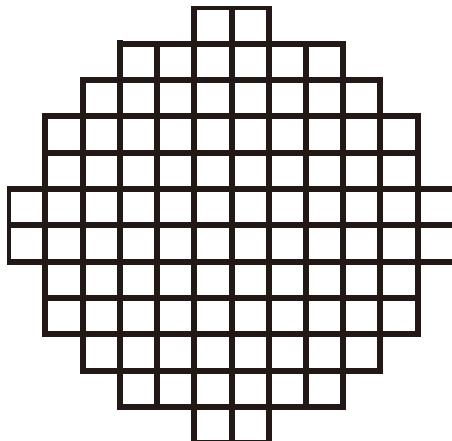
炉心平均のボイド率は 40%としているため、炉心流量はヒートバランスから約 $11.5 \times 10^3 \text{t/h}$ となる。

(d) 燃料集合体数

RMBWR (1350 MWe 級)^(文献9.3-11) をベースに燃料集合体数の検討を行った結果が図 9.3-10 及び図 9.3-11 に示されている。燃料集合体数の検討においては、前提条件として制御棒が炉心の中心となる配置を選択することとし、充填率 (炉心外接円に占める燃料集合体の割合) を出来るだけ高くすることを条件に検討した。



燃料集合体 : 52 体、外接円直径 : 2.8 m
図9.3-10 炉心断面図(炉心 a)^(文献9.3-9)



燃料集合体 : 96 体、外接円直径 : 3.8 m
図9.3-11 炉心断面(炉心 b)^(文献9.3-9)

参考文献

- 9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）
9.3-11) 高経済性低減速BWRの技術開発（革新的実用原子力技術開発提案公募事業：経産省補助事業；H12年度）報告書 株式会社東芝、岐阜大学

電気出力を 300 MWe とすると出力密度を変えない炉心 a は、図9.3-10に示したように燃料集合体数 52 体で外接円直径が 2.8 m と燃料集合体体数で 1 / 4、炉心直径は半分になる。また、出力密度を半分にした炉心 b では図9.3-11に示すように 96 体で外接円直径は 3.8 m となる。

炉心サイズが小さくなると炉心からの漏れが大きくなり、炉心を臨界にするために必要な燃料集合体の無限増倍率が大きくなる。

図9.3-12に示した無限増倍率 (15 wt%U 燃料) の燃焼度と ^{237}Np 添加割合と比較すると ^{237}Np の添加割合が 10 wt% では炉心は臨界にならないことがわかる。これらの結果から、 ^{237}Np 濃度は 3 wt% を選択されている。

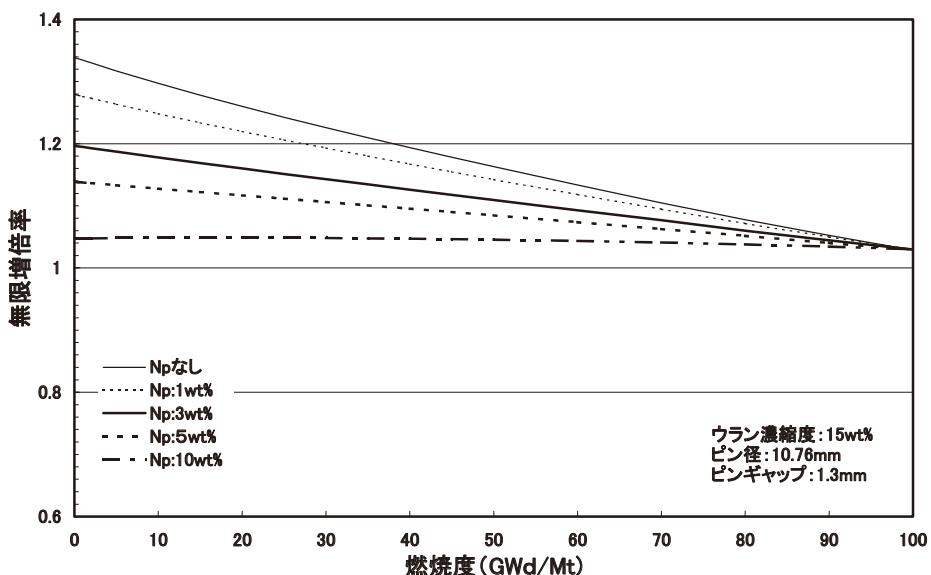


図9.3-12 無限増倍率の ^{237}Np 濃度及び燃焼度依存性 (文献9.3.3-4)

表9.3-3 に燃料集合体数・炉心直径及び達成しうるサイクル末期燃焼度を RMBWR、炉心 a、炉心 b について示す。炉心 b は炉心直径が大きくなるが達成しうるサイクル末期燃焼度が炉心 a に比べて約 5 GWd / t から約 10 GWd / t 大きくなっている。このことは、燃料集合体数が多いほど、臨界を維持するためのウラン濃縮度の低減及び燃料装荷パターンの自由度が高まる利点がある。従来の大型炉燃料集合体設計技術をもとにする炉心 a、炉心 b の取出し燃焼度は約 40 ~ 50 GWd / t となり、取出し燃焼度への第一段階目標を達成する。

ここでは、これらを勘案して炉心 b (燃料集合体数 96 体、外接円直径 3.8 m) を RMBWR300A としている。

表9.3-3 炉心データのまとめ（文献9.3-9）

			大型 RMBWR	炉心 a (300 Mwe)	炉心 b (300 Mwe)
燃料集合体体数			208	52	96
炉心直径			5.3 m	2.8 m	3.8 m
EOC 燃 烧 度 (GWd / t)	²³⁷ Np	0	約 80	約 70	約 75
	濃 度 (%)	1	約 80	約 70	約 75
		3	約 70	約 55	約 65
		5	約 60	約 40	約 50
		10	—	—	—

(e) 炉心高さの検討

炉心の短尺化はボイド係数改善に効果が大きく炉心高さを 120 cm にすれば²³⁷Np を 10 wt%まで添加しても炉心としてのボイド係数を負に出来る見込みである。一方、Protected-Pu 生成の観点を考慮し、²³⁷Np 濃度は 3 wt%を想定し、炉心高さとしては大型 RMBWR と同じ 240 cm を採用され、必要なウラン濃縮度を低減している。

以上の結果をまとめた炉心仕様は表9.3-4に示されている。

表9.3-4 RMBWR300A 炉心仕様のまとめ

項目	単位	値
電気出力	MW	300
炉心熱出力	MW	870
炉心流量	t / h	約 11500
燃料集合体数	体	96
炉心高さ	m	2.4
水排除板	—	あり

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）

(f) 物質収支

RMBWR300A の物質収支を ^{237}Np 添加量 3.5%の場合を基準に、下記の 3 炉心について評価されている。

- a. 炉心1：アウトチャンネルの水を非沸騰水とし、インチャンネルを 40%ボイド、
- b. 炉心 2：アウトチャンネルの水を沸騰水とし、インチャンネル及びアウトチャンネルとも 40%ボイド、
- c. 炉心 3：炉心1で ^{237}Np の添加量を 0 wt%としたもの（従来設計）

物質収支の評価は燃料集合体計算で実施し、取出平均燃焼度は約 100 GWd / t とした。全燃料を一度に装荷し取出すとした場合の装荷時 (Total U、 ^{235}U 、 ^{237}Np)、取出時 (Total Pu、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{244}Cm 、 ^{238}Pu / Total Pu、 ^{238}Pu / ^{239}Pu) の物質収支を表 9.3-5 に示す。 ^{237}Np を 3 wt% 添加することにより、 ^{238}Pu / Total Pu を約 40% 以上に出来ることがわかる。また、取出時に ^{237}Np が装荷量の 40% 程度残存することがわかる。照射済み燃料から回収するウラン・Pu・Np はリサイクル資源となる。

前述の炉心 b における取出し燃焼度約 50 GWd / t 設計においては、 ^{237}Np を 3 wt% 添加することにより、 ^{238}Pu / Total Pu は約 42% 以上になり、Protected-Pu 生成の目標レベルを満たすことがわかる。

表9.3-5 RMBWR300A 炉心の物質収支
(重量単位:トン)^(文献9.3-9)

		BARS		
		炉心1	炉心2	炉心3
装荷時	Total U	89.49	89.49	92.63
	^{235}U	13.42	13.42	13.90
	^{237}Np	3.14	3.14	0.00
取出時 (100GWd/t)	Total U	77.78	77.61	80.34
	^{235}U	5.80	5.78	5.73
	^{237}Np	1.37	1.38	0.21
	Total Pu	4.77	4.94	3.32
	^{238}Pu	1.32	1.32	0.10
	^{239}Pu	2.83	3.01	2.59
	^{244}Cm	0.00	0.00	0.00
	^{238}Pu / Total Pu		27.7%	26.8%
	^{238}Pu / ^{239}Pu		46.7%	44.0%
				3.7%

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）

(3) RMBWR300A の炉心への ^{237}Np 添加燃料の適用性のまとめ

BWR 稠密格子型集合体を使用するミディアムスペクトル炉 RMBWR300において、13～14%濃縮ウラン燃料に3% ^{237}Np 添加とすることで、高燃焼度 50 GWd / t の達成と Protected-Pu の両立が可能となる。

一層の高転換比と高燃焼度化の両立に向けて、大型 RMBWR 炉心概念において長尺燃料と短尺燃料の組み合わせ炉心（文献9.3-10）の検討が行われている。その方策として、短尺燃料の上部領域のボイド率を高くする流量調整技術の発展により運転中のボイド反応度を負することとの組み合わせが検討されている（図9.3-13参照）。この新たな技術を応用し、稠密格子ミディアムスペクトル高燃焼度炉心に、 ^{237}Np 添加燃料を適用し、Protected-Pu を生成する炉心の検討が行われている（文献9.3-10）。

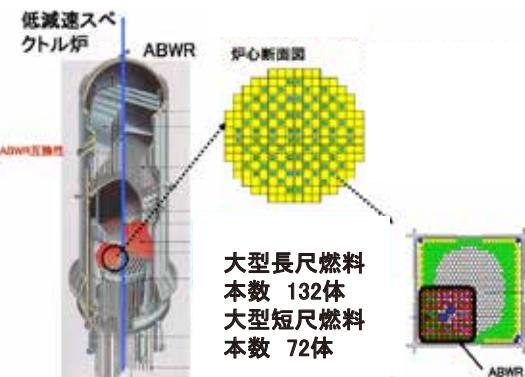


図9.3-13 短尺燃料と長尺燃料で構成する
RMBWR300 炉心概念（文献9.3-14）の図を参考に作成

9.3.4 中小型金属冷却炉（ハーデスペクトル：金属燃料 PPPMTL300）

高速中性子炉の特徴を活用して、軽水炉使用済み燃料からの有用副産物をエネルギーとして取り出す金属燃料中小型 300 MWe 級炉心概念が検討されている（文献9.3-9、9.3-10）。核燃料

参考文献

- 9.3-9) 東京工業大学「強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）
- 9.3-10) 東京工業大学「強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成18年度 成果報告書、第4章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）
- 9.3-14) 高経済性低減速BWRの技術開発 評価用報告書（革新的実用原子力技術開発提案公募事業：経産省補助事業；H16年度）報告書 株式会社東芝、岐阜大学

サイクルにおける副産物を、貯蔵する量を削減し、また従来型の軽水炉燃料としては付加価値が付かない物質をリサイクルし、ウランの有効利用・廃棄物削減による持続的発展に貢献できるシステムとして、濃縮ウラン（HALEU）または軽水炉からの回収ウランをもとにする濃縮ウランの利用を想定した。 ^{235}U 濃縮度 20%未満を使用する長期運転サイクル長さ（1運転サイクル長さ 5 年以上）の燃焼反応度寿命を有する PPPMTL300 炉心概念を紹介する。

（1）中小型金属冷却炉（ハードスペクトル）金属燃料 PPPMTL300 の概要

（a）一次系プラント構成概念

SMR プラント概念は、これまで培われたナトリウム冷却高速炉技術をもとにして検討されている。炉容器内機器・システム概要イメージの例を図9.3-14に示す。PPPMTL300 炉心も同様のプラントに適合できる。

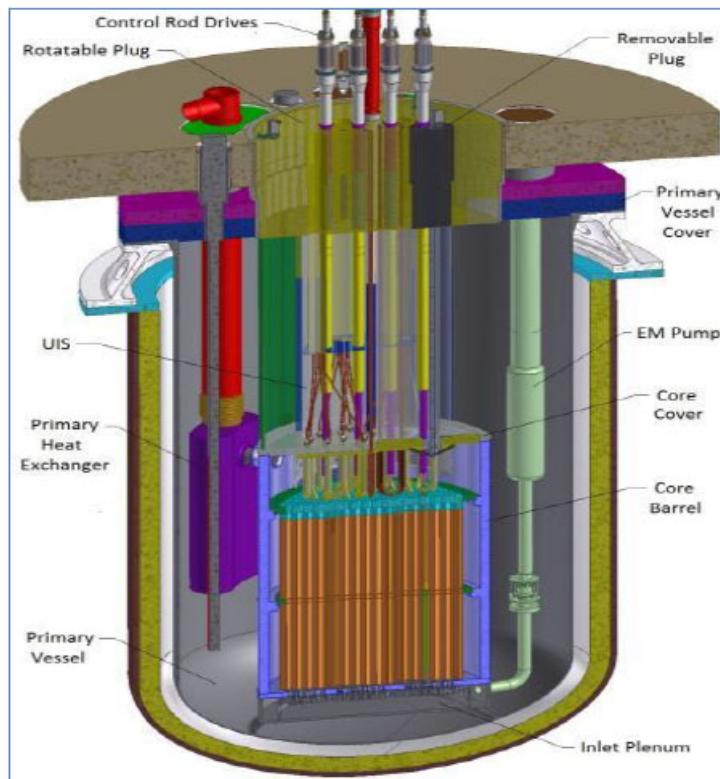


図9.3-14 SMR AFR-100 炉容器内プラント概念図（文献9.3-15）

参考文献

9.3-15) GIF/PRPPWG/2021/003 GIF SODIUM-COOLED FAST REACTOR Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper October 2021 (A basic description of the Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) system is given in the Annex of the GIF SFR Systems Arrangement [1], and the five current design “tracks” are described in the GIF SFR System Research Plan [2]. AFR-100)

(b) 炉心 PPPMTL300 概念

初期段階は U-10 %wZr 合金の金属燃料炉心である。炉心は、熱出力 714 MW・電気出力 300 MW 級、長期運転サイクル長さ約 6.2 年(約 2250 日前後)として稼働率の高い中型炉で、燃料交換バッチ数は 5、取出し平均燃焼度は 100 GWD / t である。一次冷却材ナトリウムは入口温度 395°C、出口温度 540°C である。炉心部の高さは 100cm、上下軸方向ブランケット(optional)、径方向ブランケット(optional)には軽水炉からの取出し燃料から回収されるウラン(Recovered Uranium ; RU)ウランを U-10%wZr 合金燃料(^{237}Np 添加)として配置することができる。

低濃縮ウランを使用するために、燃料の体積比を大きくし、中性子経済の良い燃料集合体仕様が設定されている。集合体断面は 6 角、集合体内には 127 本の燃料ピンを正三角形配列とする大型集合体で、集合体配列ピッチ 221.65 mm、太径燃料ピン外径 17.5 mm・内径 16.5 mm とし、燃料最大線出力は約 350 w/cm 以下、集合体のラッパ管外対面距離 219.15 mm, ラッパ管肉厚 3 mm と、従来型高速炉用の大型燃料集合体設計と類似のサイズで構成できる。

ウラン濃縮度は平均約 9.5% である。

この炉心はバッチ交換による取り出し燃料をリサイクルし、Protected-Pu を再装荷する炉心へと移行できる長寿命プラントを目指す。その時のウラン濃縮度は平均約 7.6% となっている。Protected-Pu は乾式再処理により一括回収する TRU (Pu+マイナーアクチナイド) の主成分である。この燃料は U-Pu (TRU)-10 w%Zr 合金燃料である。

金属燃料は燃料棒内の断面割合で初期 75%スメア密度を基本として想定され、金属燃料スラグが中実棒の時は、ナトリウムボンドピンで、炉心上部が FP ガスプレナムとなる。一方、75%スメア密度となる中空スラグ(スラグ外面は被覆管内面に接触)の場合は、ヘリウムボンド型の下部ガスプレナム型の燃料棒とすることが可能である。

内側炉心と外側炉心に U に ^{237}Np を添加した金属燃料(Np-U-10%Zr)とし、軽水炉からの回収 U を再濃縮しウランと Np を使用する。また、軽水炉から回収した U (再濃縮しない U)を、軸と径ブランケット燃料(^{237}Np 添加)として使用する。

Protected-Pu を再装荷した炉心の成立性を検討する目的で、上記の U 燃料をスタートアップとして、金属燃料炉心で得られた Pu 燃料を、外側炉心にリサイクル装荷する金属燃料炉心とした。

上記の PPPMTL300 炉心の設計パラメーターと提案されている他の金属燃料 SMR の設計パラメーターを表9.3.-6(次頁参照)に示す。図9.3-15(次頁参照)には、PPPMTL300 の炉心断面概要図を示す。

表9.3-6 PPPMTL300 炉心概念の設計パラメーター

設計パラメーター	低濃縮ウラン型 リサイクル型	Protected-Pu リサイクル型	AFR-100 (*)	KALIMER (*)
出力規模 MWe	300	300	100	600
熱熱出力 MWt	714	714	250	1500
冷却材(Na)入口 / 出口 温度°C	395 / 540	395 / 540	395 / 550	390 / 545
運転サイクル長、年	6	6	30	1.1
燃料交換バッチ数	5	5	1	5
炉心等価直径 m	3.8	3.8	3.0	4.2
合金燃料	LEU-10%Zr	LEU-Pu (TRU)-10%Zr	LEU-10%Zr	U-TRU-10%Zr
濃縮度・Pu 富化度(%)	9.5 (LEU 平均)	7.5 (LEU, IC) 7.6 (Pu, OC)	13.5 (EU)	25.2 (Pu / HM)
取出平均燃焼度 GWd / t	100	100	100	139
核分裂物質増殖比率	1.39 (**)	1.17 (**)	0.8	0.74
²³⁷ Np 添加割合 % / HM	5 (暫定)	0 (暫定)	-----	-----
Pu238/Pu 20%目標への Np 添加割合%	3.5	2	-----	-----
	IC：内側炉心、 OC：外側炉心	OC；外側炉心		
(*) : 参考文献 9.3-15				
(**) ; Pu238 はハードスペクトル炉心では核燃料物質扱い				

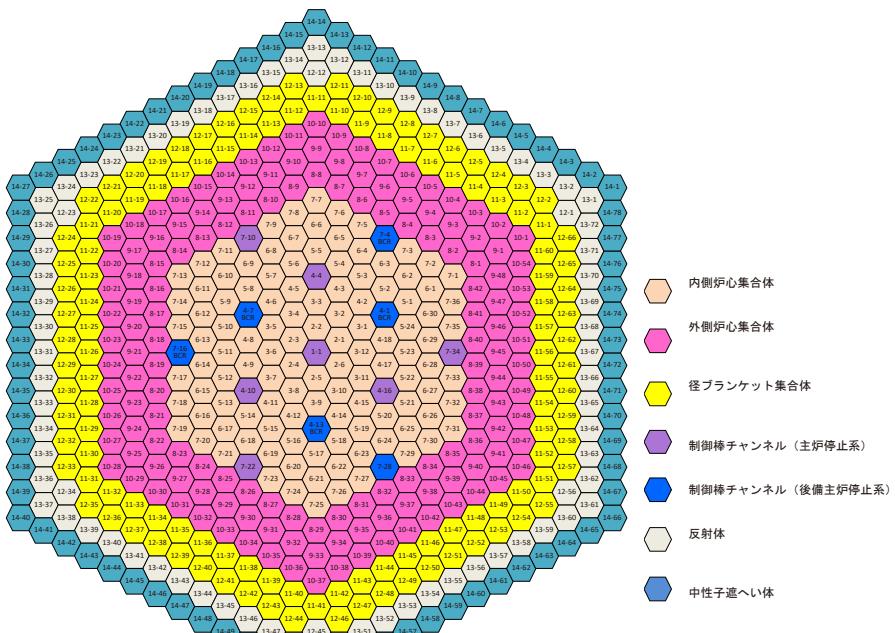


図9.3-15 PPPMTL300 の炉心断面概要図

(c) 炉心の特徴

a. U 濃縮度

低濃縮ウランを高速炉に適用することは、炉心特性として優れた面が多々ある。金属燃料が高密度であること、これまでに多くの U-Zr 合金燃料や Pu を含む U-Pu-Zr 合金燃料に関する照射実績がある。また、燃料物質中に多く存在する²³⁸U の中性子吸収・核分裂反応が炉心の反応度長寿命化に貢献するためである。

²³⁷Np を添加する上でも、中性子スペクトルの固い高速炉体系では、²³⁷Np の核断面積のエネルギー依存性において、²³⁸U の中性子吸収・核分裂の特徴に類似しているため、²³⁷Np の毒物としての影響は大きくない。濃縮ウランの必要濃度への影響は軽微である。

b. 燃焼反応度変化

一方、²³⁷Np 添加により、²³⁷Np → ²³⁸Pu への核変換（中性子捕獲反応と生成核²³⁸Np の短半減期の β崩壊）が生ずるが、高速スペクトル中では²³⁸Pu が、自身の有する高速エネルギー領域における核分裂を行う能力が大きいために、核分裂物質としての役割を果たす。ほぼ²³⁹Pu の半分の反応度価値を有する。そのため、²³⁷Np の添加は、超長期運転サイクルの実現には良好な作用をする。運転サイクル長さが 6 年としても、1 年あたりの平均とするとおよそ 30 ‰ 程度の反応度減少量までに低減できる炉心構成が可能である。金属燃料では燃焼度 200 GWd / t 程度までの照射初期段階における軸方向スウェーリング効果が知られているが、この炉心ではスウェーリングによる反応度減少効果が約 1% 程度と見込まれる初装荷炉心（燃焼度 20 GWd / t までの範囲）を除き、5 バッチ燃料交換炉心では、その影響は小さくなる。また、²³⁷Np 添加により、制御棒の炉停止要求達成への反応度価値への影響は軽微とできる。

c. 出力ピーキング係数及び最大線出力

概念設計では、内外炉心の出力ピーキング係数は 1.5 前後であり従来炉心設計と同じく平坦化されている。

d. 安全性・Na ボイド反応度・ドップラー反応度

冷却材ナトリウムの密度は炉出力の上昇により減少し、それに伴う反応度変化は炉心領域ではプラスとなる。Np 添加割合にはほぼ比例して正側へ増大する。この傾向は、従来の大型炉金属燃料炉心とほとんど同じである。

ドップラー係数は、主要因である²³⁸U の割合が大きく効くので、これまで多くの炉心検討が行われている Pu-U 系金属燃料炉心と同等の負の値 (Doppler 係数 : -4×10^{-3} T^*dk / dT 程度) である。

安全性強化のために深層防護の考え方へ沿って、過酷事故 ATWS 事象における制御棒不作動想定の設計外事象への炉停止達成機能の多様化・頑健化が求められている(文献9.3-16)。その代表的事象(制御棒不作動時の反応度印加事象(UTOP)・冷却材流量低下事象(ULOFR)・全電源喪失による除熱源喪失事象(ULOHS))への受動的炉停止能力は、²³⁷Np 添加金属燃料の物性値(良好な熱伝導度)と金属燃料ピン設計と炉心特性(反応度係数)の傾向から、従来の金属燃料炉心の過渡変化事例と同等または緩やかな事象で炉停止する能力を有している範囲とすることができる(文献9.3-17、9.3-18)。

e. 取出燃料 Pu 組成比

²³⁷Np 添加量に関するサーベイから得られた平衡サイクルにおける燃料装荷と取出量の例を表9.3-7(次頁参照)である。

取出し燃料に生成される²³⁸Pu / Total-Pu 比率に着目すると炉心部においては、²³⁷Np 添加なしの場合で約 1% 強、²³⁷Np 2.5% 添加の場合は約 10%、²³⁷Np 5% 添加の場合は約 20%へ増大する。ブランケットについては、²³⁷Np 添加なしでは、²³⁸Pu 生成源の一つである²³⁶U が炉心部よりもブランケットでは少ないために、0.1%前後と非常に少ない。一方、²³⁷Np 添加 2.5%の場合では約 12%と増大し、²³⁷Np 添加 5%の場合では約 20%と炉心と同様な値まで増大することがわかる。

炉心燃料には、²³⁸Pu / Pu 20%目標への²³⁷Np 添加割合%は、3.5%または 2%となる。ブランケットには、5%の添加が望ましい。

参考文献

- 9.3-16) International Atomic Energy Agency, 2020, "Passive Shutdown Systems for Fast Neutron Reactors," IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-1.16.
- 9.3-17) J. Sackett, Unprotected Transients, p457-461, Fast Spectrum Reactors, Ed) A. E. Walters, D. R. Todd and P. Tsvekov, ISBN 978-1-4419-9571-1, Springer
- 9.3-18) D. C. Wade, E. K. Fujita, "Trends versus Reactor Size of Passive Reactivity Shutdown and Control Performance," Nucl. Sci. Eng. 103, 182 (1989)

表9.3-7 PPPMTL300 炉心の燃料の装荷量及び取出量の比較例（文献9.3-9）

	項目	ウランスタート炉心、 金属物燃料使用	Protected-Pu リサイクル 炉心、金属燃料使用
炉心	機能	protected-Pu 燃料供給、 Np (MA)active-storage、 発電・エネルギー供給	発電・エネルギー供給 protected-Pu 燃料供給 MA一括リサイクル
	炉心出力	300 MWe (714 MWth)	300 MWe (714 MWth)
	運転サイクル長さ	6.2 年(稼働率 100%相当)	6.3 年(稼働率 100%相当)
	燃料交換バッチ数	5	5
	ウラン濃縮度・ Pu (TRU)富化度	(外側炉心；ウラン濃縮度) 10.2%	(外側炉心；TRU 富化度) 7.6%
	Np 添加割合	5.0%	0.0%
	核分裂性同位体残存比 (カッコ内；FBR では ^{238}Pu 含む数値)	0.90 (1.03)	1.37 (1.17)
装荷量 (tons)	Total U	7.92	7.71
	U-235	0.81	0.07
	U-236	0.16	0.03
	Np-237	0.42	0.0
取出し量 (tons) @100 GWd / t	Total U	6.80	6.57
	U-235	0.35	0.02
	U-236	0.21	0.03
	Np-237	0.24	0.007
	Total Pu	0.51	0.82
	Pu-238	0.10	0.054
	Pu-239	0.38	0.65
	Pu-240	0.026	0.102
	Pu-241	0.001	0.0063
	Pu-242	0.0001	0.0009

(d) ハードスペクトル炉心：金属燃料 PPPMTL300 への ^{237}Np 添加燃料の適用性のまとめ
 燃料体積比を増加させた燃料仕様を用いることにより、金属燃料炉心とともに、 ^{235}U 濃縮度 20%未満で Protected-Pu を生産できる長寿命小型 30 万 kWe 炉心が可能なことが

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有する Pu を生成する革新的原子炉技術開発 平成 17 年度 成果報告書、
 第6章 (文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業)

わかった。これらの炉心では、ブランケットを設けることにより、核分裂性物質の増殖まで行うことができる。

また、Protected-Pu を再装荷するリサイクルを検討し、回収 U を再濃縮してリサイクルすることにより、核分裂性物質の補充はほとんど不要にできることがわかった。ブランケット厚さなどによって、核分裂性物質のマスバランスをさらに調整することができる。このリサイクルによって、核分裂性物質を新たに補充することなく、Protected-Pu を生産し、活用していくことができることがわかった。

さらに、これらの結果から、濃縮ウラン装荷からスタートする超長寿命プラントとしての SMR (PPPMTL300) では、そのプラント寿命中に社会が要求する多様な機能的役割の一翼を担える。たとえば、発電・熱などエネルギー供給と protected-Pu 利用 & 供給、Np (MA) の炉内保存が可能であり、社会との調和能力が期待できる。

参考文献

9.3-9) 東京工業大学 強い核拡散抵抗性を有するPuを生成する革新的原子炉技術開発 平成17年度 成果報告書、第6章（文部科学省「革新的原子炉システム技術開発」公募事業）

第10章 マイクロ原子炉が拓く未来の新しい市場（齊藤正樹）

10.1 はじめに

原子力は保守的な閉鎖社会を打破して、新しい市場に向けたチャレンジの時を迎えている。

福島第一原子力発電所事故後、原子力委員会は政策づくりの役割を持たなくなり、原子力政策大綱は原子力長期計画時代と合わせて半世紀わたり我が国の原子力政策の基本方針となってきたが、2013年に廃止され、「船長」と「海図」がない我が国の原子力政策は漂流し始めた。

「第6次エネルギー基本計画」においても、「東京電力福島第一原子力発電所事故を経験した我が国としては、2050年カーボンニュートラルや2030年の新たな削減目標の実現を目指すに際して、原子力については安全を最優先し、再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する。」と、未来社会が見えていない基本計画を発表した。

国は「エネルギーの安定供給」に責任があるのなら、「環境安全保障（CO₂削減と将来は放出ゼロに向けた挑戦）」と、加えて「エネルギー安全保障（自給率向上と将来は輸出に向けた挑戦）」を目指して、未来社会をよく俯瞰して舵をしっかりと握り直すべき時期に来ている。

米国では、宇宙企業が自社の宇宙船に民間人を乗せた宇宙旅行を成功させる時代を迎えており、世界の大富豪は「原子力」に積極投資を始めている。例えば、ビル・ゲイツ氏とウォーレン・バッフェット氏は、次世代原子炉を開発するテラパワー社に、また、アマゾン創業者のジェフ・ベゾス氏はカナダのジェネラルフュージョン社に投資している。更に、テスラやスペースXの創業者であるイーロン・マスク氏も「原子力」への投資に意欲的であるとの報道もある。

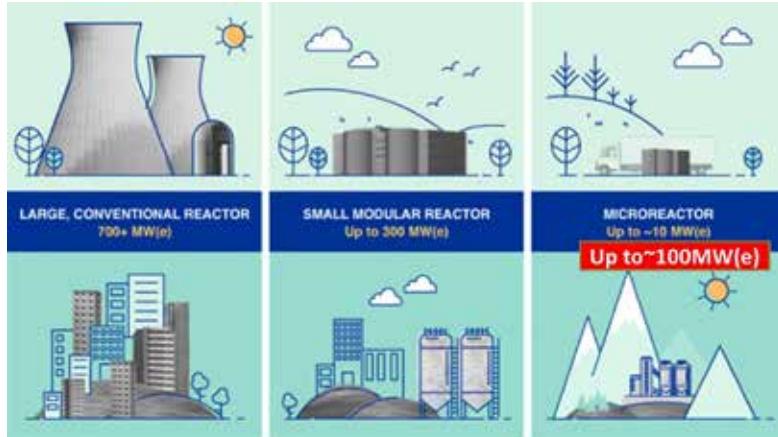
日本政府は積極的に新しい民間投資を集め支援をして、戦略的かつ計画的に原子力ベンチャーを育成する努力が必要である。加えて、将来の原子力ベンチャーを支える破壊力のある逞しい人材（チャレンジ）を育てることが必要である。

保守的な原子力の閉鎖社会を打破して、もっと、未来社会や新しい市場の視点を持つことが不可欠である。未来のユーザーは電力会社だけではない！例えば、情報・通信・AI社会や水素社会、海洋開発、宇宙開発なども未来の有望な原子力市場である。

未来の多様で有望な新しい原子力市場のニーズに応えられるのが、「超安全*で、多目的・可動式・長寿命・強い核拡散抵抗性や強い耐核テロ性を有するマイクロ原子炉」である。何故なら、「固定電話」より小型で機動性のある「携帯電話」の方が便利で、多様性に富む！(*従来の「止めて」、「冷やして」、「閉じ込める」安全機能から、異常事態に対して自ら

「止まって」、「冷えて」、「閉じ籠る」進化した受動的安全機能を備えた原子炉）

図10-1に、IAEAによって分類されている大型原子炉（700 MWe以上）、小型モジュール炉（SMR：300 MWeまで）、マイクロ原子炉（10-100 MWe）を示す。



(Image: A. Vargas/IAEA)

図10-1 大型原子炉、小型モジュール炉(SMR)、マイクロ原子炉

因みに、米国原子力エネルギー協会（NEI）は2018年10月4日、国家安全保障上重要な施設への電気出力5万kW(50MW)以下の「マイクロ原子炉」(トレーラー、列車、飛行機などで輸送可能な小型でポータブルな原子炉)を導入する計画を支援するため、必要な手順、工程、提言等をまとめ、ロードマップとして公表した。議会は、米国エネルギー省(DOE)に対し、2027年末までに最低1基のマイクロ原子炉を、米国国防省(DOD)の施設またはDOEの施設に立地・建設・運転するパイロットプログラムを1年内に立案し、報告するよう求めた。

原子力は「国策民営」から「民策民営」の原子力ベンチャー（「非連続イノベーション」（表10-1、図10-2（次頁）参照））を育成する時を迎える。（ただし、核燃料サイクル事業は、核燃料の安定供給・回収・処理及び核不拡散の観点から「国策国営」を基本とすべきである。）

表10-1 「イノベーションのポイント」

- | |
|---|
| <p>➤ 大きな会社は衰退する。新しいビジネスを社内でやるとすると、本流の部署が潰してしまうから。
（「イノベーションのジレンマ」（ クレイトン・クリステンセン : Harvard Business School ））</p> <p>➤ 既存の大きな組織は（例えば、電力や医療）は、イノベーションに対して非常に堅固（実績重視、規範重視、許認可、規制）</p> <p>➤ 「非連続イノベーション（ベンチャー）」は、逞しい「意志」、豊かな「想像力」、燃える「情熱」、未知への「冒険（挑戦）心」がなければ生まれない。</p> |
|---|

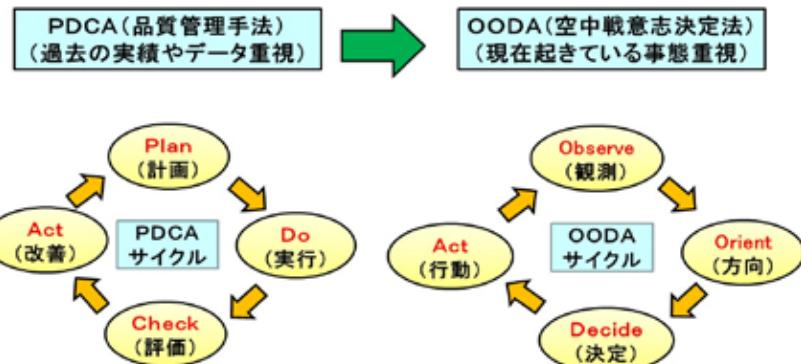


図10-2 非連続イノベーションは機動性が重要
(「PDCA」から「OODA」へ)

10.2 原子力の多様な市場

原子力は「環境負荷低減（環境安全保障）」や「エネルギー安全保障」への貢献だけでなく、「医療・福祉への貢献」、「農業・食糧・水資源への貢献」、「宇宙開発や海洋開発への貢献」、さらに「人間の安全保障への貢献」など「多様性」がある。

以下、「マイクロ原子炉」の「情報・通信・AI社会」、「水素社会」、「海洋開発」、「宇宙開発」、「人間の安全保障」等への貢献について紹介する。

10.2.1 世界の電力が枯渇する？

情報通信は国境を越えて人々を繋ぐ。新型コロナのパンデミック状況下で、リモート会議、在宅勤務、オンライン教育などの情報通信技術がその威力を發揮している。

データの多様化・大容量化が進展し、その活用が不可欠である。デジタルの活用により、一人ひとりのニーズに合ったサービスを選ぶことができ、多様な幸せが実現できる社会の実現に向けて、その司令塔として2021年9月1日にデジタル庁が発足した。

しかし、今後、情報通信量が飛躍的に増大し、情報通信の機器／システムは膨大な電力を消費することが予測される。これらの機器／システムの大幅な省エネルギー化を進めない限り、近い将来、国内のみならず世界的に現在計画している総発電量を大幅に上回る電力を、情報通信の機器／システムだけで消費する新たな「グローバル電力危機」が予測される。

2021年7月16日の日経電子版によると、「テック産業が電力爆食…」と題して、「暗号資産が世界でデータ処理に使う電力はスウェーデンの一国分に相当する。…（略）…グーグルやアマゾン・ドット・コムなど米IT（情報技術）大手の拡大するデータセンターの電力消費量は国際エネルギー機関（IEA）によると2019年時点で、世界で約2千億キロワット時。日本全

体の消費量の約2割相当に達する。デジタル社会の発展はデータ量の拡大で加速し、電力消費量も増える。」と報じている。

最近、日本でも、情報化社会の進展に伴って、従来の予想を超える膨大なデータが取り扱われるようになり、この傾向は今後も拡大すると考えられ、これに伴い、エネルギー消費がどのような影響を受けるかを2050年までを視野に入れて、調査・ヒアリングなどにより検討した衝撃的な報告書^(文献10-1)が発表された。

それによると、表10-2に示す様に、「世界の情報量(IPトライック)は2030年には現在の30倍以上、2050年には4,000倍に達すると予想され、現在の技術のまま、まったく省エネルギー対策がなされないと仮定すると、情報関連だけで2030年には年間42PWh、2050年には5,000PWhとなり、現在の世界の消費電力の約24PWhを大きく上回る予測となった。すなわち、技術進歩がなければ情報関連だけで世界の全ての発電量を消費してもまだ不足する事態になりうる。」と驚きの予測をしている。

表10-2 IT関連の消費電力予測(文献10-1)

IT関連消費電力予測	2016年	2030年	2050年
IPトライック(ZB/年)	4.7	170	20,200
消費電力(国内:TWh/年)	41	1,480	176,200
消費電力(世界:TWh/年)	1,170	42,300	5,030,000

因みに、図10-3に日本のスパコンの消費電力を示す様に、日本の代表的なスパコンの「京(10.62Pflops)」の消費電力は12.7MWである。また、「富岳(415Pflops)」の消費電力は28.3MWである。

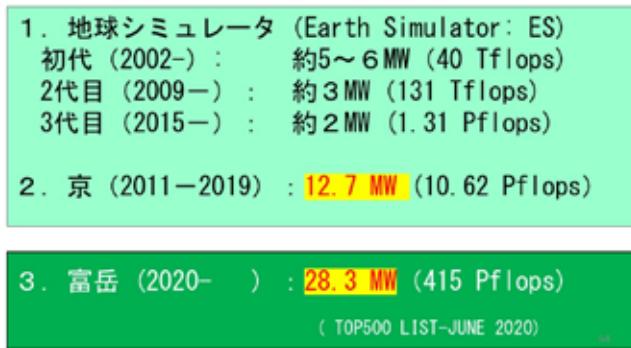


図10-3 日本の代表的なスパコンの消費電力

参考文献

10-1) 科学技術振興機構低炭素社会戦略センターの「情報化社会の進展がエネルギー消費に与える影響(Vol.1)」
—IT機器の消費電力の現状と将来予測—(平成31年3月(LCS-FY2018-PP-15))

表10-2のIT関連の日本の消費電力予測を基に評価をすると、2030年には、2030年度総発電電力量^(文献10-2)(約103TWh)の約1.5倍、また2050年には、2030年度総発電電力量の約176倍の電力をIT関連機器だけで消費する。

近い将来枯渇の可能性がありかつCO₂による環境破壊を起こす化石燃料やエネルギー密度が低く、異常気象が普通になりつつある将来においては再生可能エネルギーではその大量の電力消費を安定に賄えない。この「電力枯済危機」を救うのは原子力しかない。

国境を越えて人々を安定に繋ぐ未来の「情報・通信・AI社会」の多くの重要な情報・通信インフラ拠点を支えるために、トレーラー等で移動可能な超安全、長寿命、核拡散抵抗性の高い^(文献10-3、10-4、10-5)「可動式マイクロ原子炉(Mobile Micro Reactor:MMR)」の開発が必要・不可欠である。(AI技術等を活用した自動運転が基本である。)

因みに、マイナーアクチナイド(MA:Np、Am等の総称)の「可燃性毒物効果と親物質(Pu-238生成・燃焼)効果」があるので、燃料に少量添加すると炉心の長寿命化が可能であり、また、MAから核兵器に転用できないPu-238が生まれるので、使用済燃料中のプルトニウムは強い核拡散抵抗性を有する^(文献10-3、10-4、10-5)。

この構想は、経済産業省が「原子力イノベーションの課題」として掲げる「①更なる安全性向上、②核不拡散、③放射性廃棄物対策、④エネルギーの多目的利用、⑤機動性、⑥自由化市場での経済性の追求」の要件を満たす。

この「超安全、長寿命、可動式マイクロ原子炉」は、「大型情報処理センターの分散型電源」のみならず、「国家安全保障上重要な施設分散型電源」や後述の「海洋開発(発電や水素を製造する多目的原子力船、海洋資源探査・採集潜水艇)」更に「宇宙開発(月・火星探査・移住、深宇宙探査)」にも貢献する。

「提言」

① 将来の「グローバルな電力危機」を防ぐには、高性能、低エネルギー消費の情報・AI機器の開発が急務であり、不可欠である。

参考文献

- 10-2) 長期エネルギー需給見通し 資源エネルギー庁エネルギー需給見通し関連資料(平成27年7月)
- 10-3) 齋藤正樹、「プルトニウムの軍事転用問題」、エネルギーレビュー、2019年2月
- 10-4) K. Nikitin, M. Saito et. al., "Long-life Water Cooled Small Reactor with U-Np-Pu Fuel", J. Nucl. Sci. and Technology, Vol. 38, No.7, 2001
- 10-5) M. Nakamura, M. Saito, et. al., "Neutronics analysis of Americium-based fuel for long-life core", Annals of Nuclear Energy, 43, 2012

- ② 重要な情報通信インフラ拠点等を支えるために、トレーラー等で移動可能な超安全、長寿命、核拡散抵抗性の高い「可動式マイクロ原子炉（Mobile Micro Reactor：MMR）」の実用化に向けた研究・開発を開始すること。
- ③ この「マイクロ原子炉」の研究開発に、政府は積極的に新しい民間投資を集める努力をし、実用化に向けて戦略的かつ計画的に支援すること。

10.2.2 海水が無尽蔵のエネルギー資源となる？

日本は、領海及び排他的経済水域の面積では、米国、ロシア、オーストラリア、インドネシア、カナダに次いで第6位（447万km²：国土の約12倍）である。体積では、米国、オーストラリア、キリバスに次いで第4位（15.8百万km³）を誇る世界有数の「海洋国家」である。日本にとって、領海及び排他的経済水域（海上、海中、海底）の開発及び有効な利活用が将来の大きな課題である。

世界的な化石燃料の枯渇は近い将来に必ず訪れる。すでに、自動車は水素を利用し始めている様に、近い将来は航空機や大型船も「水素エンジン」で駆動しているだろう。大量の水素利用時代が近い将来に必ず訪れる。

我が国の「国家安全保障」と「持続可能社会実現」のためには、「エネルギーの安定供給（自給率の向上、更に将来は自給から輸出へ）」がエネルギー国家戦略の基本である。

戦後の我が国は、「勤勉な国民」の「技術力向上（教育）」による優れた“「モノ」づくりとその「輸出」”により外貨を稼ぎ、「経済力」をつけ、国の豊かさを得てきた。天然資源の乏しい我が国では、「モノ」を組み立て、それを輸出することが重要な経済戦略の一つであった。

ここでは、【ハード（原子力発電所）】を輸出するのではなく、【ソフト（エネルギー（電気、水素）、水、海洋資源など）】の輸出を可能にする「機動性の高い複数のマイクロ原子炉を搭載した多目的原子力発電船」構想の概要を紹介する。

多目的原子力発電船は以下の安全上の特徴をもつ。

- ① 地震や津波に対して強い安全性 【耐震構造や津波対策低減：コスト削減】
- ② 緊急用冷却水（海水）が豊富：海が膨大なヒートシンク 【安全性向上】
- ③ 万が一の緊急時には、移動して居住地域から離脱が可能 【住民が避難するのではなく、発電所が移動する！】

発電、水素製造、海水淡化、海洋資源（生物、鉱物）開発等を目的とした「多目的原子力発電船」は、我が国の離島、僻地、被災地域など「領海」や輸出対象国の沿岸では電気は海底ケーブルで送電する。我が国の「排他的経済水域」や「公海上」では、発電した

電気で海水を電気分解して水素を製造し、大型液化水素タンカーで日本をはじめ各国に輸送する。また、客船を従業員・家族の居住（病院、学校、郵便局、レストラン、トレーニングジム、劇場など）区域とする「**海洋都市（多目的原子力発電船群団コロニー）**」を構築する。

因みに、2019年11月1日に公表された「第11回科学技術予測調査」によると、“**海洋ポテンシャルを利用し、海に新しいエコシティと新しいエコライフスタイルを実現する「海洋都市」の建設技術**”の科学技術的実現の見通し時期は2033年である。社会的実現の見通し時期（日本を含む世界のどこかでの科学技術的な実現に続き、日本で社会的に実現する時期）は2048年である。

この構想を実現するためには、原子力船「むつ」の技術を基にして、**浮体式の長寿命で核拡散抵抗性の高い多目的超小型「海洋モジュール・マイクロ原子炉（Marine Modular Micro Reactor：MMMR）」**の開発が望まれる。

この「マイクロ原子炉」は核テロ対策のため密封構造とし、30年～40年に一度、原子炉自体をカセット方式での交換と船体及び船内の機器・システムの保守・点検のために日本の母港に戻り、新たなマイクロ原子炉を積んで、多目的原子力発電船群団コロニーに合流する。

本構想は核燃料を含む原子力施設を供給（輸出）するのではなく、**核拡散抵抗性及び核テロ耐性の強い「マイクロ原子炉」**を使って、エネルギー（電力や水素）を輸出するため、「**核不拡散**」への貢献が大きい。（例えば、北朝鮮の非核化後の日本の経済支援の一つとして、以前の様に軽水炉発電所の建設を支援するのではなく、朝鮮半島の沿岸において、「**多目的原子力発電船**でエネルギー（電気や水素）を供給する国際貢献」も可能だろう。）

更に、世界の人口が益々増加し、異常気象が加速している将来、世界的に食糧、水、エネルギー不足が予測される。特に開発途上国では深刻な問題となる。このような危機に対して、電気、水素、水（海水淡水化）等を支援する「**多目的原子力発電船**」を、「人間の安全保障」の観点から、日本政府の援助として開発途上国等へ派遣することも考えられる。

海水中には無尽蔵（45億トン（鉱山ウランの約1000倍））の「**海水ウラン**」が含まれる。これを回収し、原子炉の燃料として利用すれば、「**海水が無尽蔵のエネルギー（電気、水素）資源**」となる。

「提言」

- ① 多目的原子力発電船の研究・開発に、原子力船「むつ」の技術、メガフロートの技術、大型タンカー（LNG、石油、石炭鉱石、水素など）の技術、大型客船の技術、「**いつも型**」護衛艦建造の技術、海底ケーブルの技術、AI技術（自動化、省力化、無人化など）、水中ドローン群制御の技術（船体の点検と周辺海域の監視（テロ対策）など）、海洋資源

- 探査技術、海水ウランの回収技術などの既存の技術を有効に活用すること。
- ② 関係機関（文部科学省（研究開発）、経済産業省（実用化、水素製造、海洋資源（鉱物））、国土交通省（新しい船舶技術開発）、原子力規制庁（海上原子力発電所の安全規制・審査）、農林水産省（海洋水産資源）、外務省（国際法：公海上での営業）、防衛省・海上保安庁（護衛）、電力業界、水素業界、自動車業界（水素利用）、原子力プラントメーカー、化学プラントメーカー、造船業界、海運業界、商社など）で構成する「**多目的原子力発電船研究会（仮称）**」を早急に設立すること。
- ③ 多目的原子力発電船の「国内外のニーズ・市場調査」、「各市場の要件に適合するシステム概念」、「建造コスト（陸上原子力発電所と比較）」などの検討を実施し、「政策提言（研究・開発・実用化ロードマップ）」としてまとめること。
- ④ 原子力船「むつ」の技術を参考にして、浮体式の長寿命で核拡散抵抗性の高い**多目的超小型「海洋モジュール・マイクロ原子炉（Marine Modular Micro Reactor：MMMR）」**の研究・開発を早急に開始すること。

10.2.3 宇宙フロンティアへのマイクロ原子炉の挑戦

「第11回科学技術予測調査」によると、“長期的視点に基づく、人類の生息空間拡大のための、宇宙空間や月及び火星での「宇宙基地」の建設技術”の科学技術的実現の見通し時期は2040年である。社会的実現の見通し時期は2052年である。

今世紀半ばに、人類は宇宙空間へと活動の領域を広げる。その活動には、太陽エネルギーの利用は当然であるが、太陽光の届かない場所や深宇宙では原子力利用が不可欠である。図10-4（次頁参照）にエネルギー源の分類を示す。低出力で、長期間のミッションでは太陽光とラジオアイソトープが、大出力では核分裂炉が適している。図10-5（次頁参照）に示す様に、太陽光強度は火星ではおよそ地球の半分、木星では約1/25であり、木星以遠の深宇宙では原子力エネルギーに頼らざるを得ない。

宇宙での原子力利用の歴史は古く、1960年代から米国および旧ソ連などで多くの研究が行われてきた。その研究開発の歴史の概要を、文献（10-6）などを参考に、以下に要約する。

（1）アイソトープ熱源とアイソトープ電源

Pu-238（半減期87.7年）の崩壊熱（570W/Kg）を利用した保温用熱源としてアイソトープ熱源（RHU：Radioisotope Heater Unit）と電源としてアイソトープ電池（RPS：Radioisotope Power Source）が開発されている。RTG（Radioisotope Thermoelectric Generator）は熱

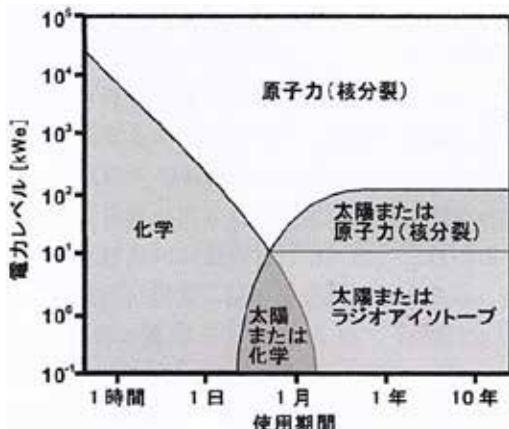


図10-4 エネルギー源の分類（文献10-6）

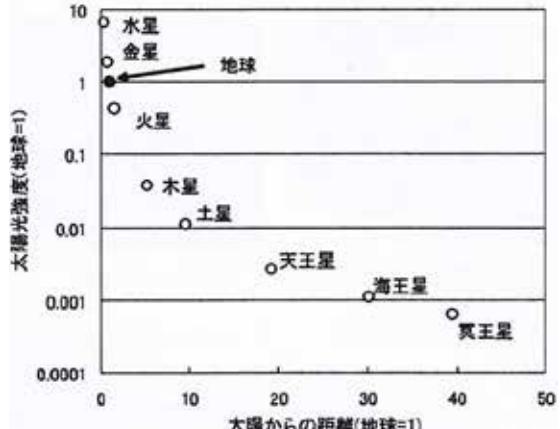


図10-5 太陽からの距離と太陽光強度（文献10-6）

電気発電を利用したアイソトープ電池の代表的なものである。

米国の RHU は、Pu-238 の 1.91 g (PuO₂ 2.7 g) を封入した 1W 热出力 (40 g) を火星探査機 (Spirit) や探査ロボットの保温用に使用され、また、土星探査機カッシーニには 117 個が搭載されている。RTG を搭載した米国の宇宙機は、火星に 2 機 (Viking)、惑星間飛行に 8 機 (Pioneer, Voyager, Galileo, Ulysses, Cassini, New Horizons) などがある（文献10-6）。

(2) 宇宙用原子炉

宇宙用原子炉の開発は 1960 年代から米国および旧ソ連などで多くの研究が行われてきた。旧ソ連では、例えば、小型高速炉「BUK (3 kWe、約 930 kg)」や「TOPAZ (5 kWe、約 980 kg)」が開発され、数十機のレーダー偵察（軍事）衛星に利用された。1 機は打ち上げ時に失敗した。また、2 機はより高い軌道への軌道修正に失敗して、大気圏に再突入した。そのうち 1 機はカナダに落下し、国際的に問題となった。

この事故を契機に、日本では、1978 年に「原子力衛星の規制に関する決議」（昭和 53 年 3 月 1 日参議院本会議（「参考資料(1)（次頁参照）」））が決議された。また、国連において、「宇宙空間における原子力電源 (N.P.S) の使用に関する原則」（1992 年 12 月 14 日第 47 回会期国際連合総会決議第 47 / 68 号（「参考資料(2)（後頁参照）」））が決議された（文献10-6）。

参考文献

- 10-6) 星野 健、「宇宙探査とエネルギー 原子力エネルギー利用の歴史・現状・将来」、日本原子力学会誌, Vol. 51, No. 3, 2009 年

一方、米国では、1960年には熱電変換器を装着した約0.5kWeの発電炉SNAP-10A計画が始まり、1965年に人工衛星に積載して43日間運転（43日間の作動後、誤った信号を受信して原子炉が停止）した実績がある。その後、1980年代になると、出力100kWeを目指したSP-100（Li冷却の高速炉：設計寿命は7年、重量600kg）の開発に着手し、1990年代の中ごろまで開発が続けられた。その後、SAFE-400（100kWe、Naヒートパイプ冷却高速炉、目標寿命10年、遮蔽等を除いたシステムの重量512kg）や火星探査車用（3kWe（スターリングエンジン）、Naヒートパイプ冷却高速炉、重量は214kg（非常にコンパクトで軽量））の研究がなされたが、実用されなかつた^(文献10-6)。

（3）核熱推進（原子力ロケット）

イオン・エンジンに代表される電気推進は、化学推進に比べて、比推力（1kgの推進剤で1Nの推力を何秒出せるかを示す指標）が、桁違いに大きいので、推進剤が圧倒的に少なくて済む。また、水素などを炉心に注入・加熱して噴射して推力を得る核熱推進（NTP：Nuclear Thermal Propulsion）（通称「原子力ロケット」）も開発されている。比推力が大きかつ大推力が得られる。米国では、地上実験が行われた。高温から燃料を護る耐熱材の開発が今後の課題であろう。

原子力ロケットは、将来の有人火星探査には必要になるだろう。ミッションが長期化すればするほど、宇宙放射線に対する大量の遮蔽物が必要になる。放射線被曝を削減する良い

「参考資料（1）」

「原子力衛星の規制に関する決議」（昭和53年3月1日参議院本会議）

ソ連の原子炉積載コスマス衛星が、去る一月二十四日カナダ北部に墜落し、我が国民に強い衝撃を与えた。この事件は、あらためて、宇宙の軍事利用競争の防止と、すべての人工衛星の安全管理に、万全を期せざる限り、人類の生存と世界の平和にとって、きわめて重大な脅威となり得ることを明らかにした。かかる事故の再発により、人類が放射能汚染の被害を蒙ることは、あらゆる手段により防止されなければならない。

よつて、政府は速やかに関係諸国と協議し、次の措置を講ずべきである。

一、原子力衛星に関しては、新たな打上げ禁止の検討を含め、安全確保に万全を期するため、厳しい規制措置が国際的に講ぜられるようはかる。

二、周回中の原子力衛星に関する資料の公表を国際的に働きかけるとともに、その監視及び安全確保を目的とする国際協力体制の強化をはかる。

三、宇宙関係三条約を我が国が速やかに批准するようその準備を促進する。

右決議する。

参考文献

10-6) 星野 健、「宇宙探査とエネルギー 原子力エネルギー利用の歴史・現状・将来」、日本原子力学会誌、Vol. 51, No. 3、2009年

方法は、目的地までの移動時間を短縮することだ。また、安全確保のために、当然、地球の重力圏から離れてから、原子炉を起動することが必要である。

【この決議は、安全確保に万全を期し、このような事故の再発による放射能汚染を防止するために、「参考資料(2)」に示すような厳しい国際的規制措置を講ずるよう最善の努力を払うべきであるとしたもので、決して、原子力エネルギーの宇宙利用が禁止されているわけではない。】

国連の「宇宙空間における原子力電源(N.P.S)の使用に関する原則」の「第3原則：安全な使用のための指針及び基準」に関する概要を「参考資料(2)」に示す。

「参考資料(2)」

国連の「宇宙空間における原子力電源(N.P.S)の使用に関する原則^(文献10-7)」(抜粋)

この原則の第3原則「安全な使用のための指針及び基準」として、「宇宙空間における放射性物質の量及び関連する危険性を最小限にするために、宇宙空間における原子力電源の使用は、原子力電源以外によっては合理的に行うことができない宇宙ミッションに制限される。」と定めている。以下そのポイントを要約する。

- 動力炉は、①惑星間ミッション、②十分に高度な軌道、③地球低軌道(ただし、そのミッションの運用部分が終了した後十分に高度な軌道に置かれることを条件とする。)の条件で運用することができる。
- 核動力炉は、高度に生成されたウラン 235のみを燃料として使用する。更に、核動力炉は、その運用軌道又は星間飛行経路に到達する以前に臨界にしてはならない。その設計及び建設は、運用軌道に到達する以前に、ロケットの爆発、再突入、地上又は水面への衝突、沈没又は炉心への浸水を含む、すべての起こり得る事故の間、臨界になり得ないよう確保するものとする。
- ラジオアイソトープ電池は惑星間ミッション及び地球の重力場を離れるその他のミッションに使用することができる。また、ラジオアイソトープ電池は、予測可能な軌道条件の下で大気圏上層部への再突入の際の発熱及び空気抵抗に耐えるように設計され及び建設される。衝突の際に、衝突地域は回収活動により放射能が完全に除去され得るように、アイソトープの閉じ込めシステム及び物理的形状により、いかなる放射性物質も環境に拡散しないよう確保する。

その後、参考資料(3)(次頁参照)に示す様に、我が国は「日本国憲法の平和主義の理念」にのっとって、2008年に『科学技術の進展その他の内外の諸情勢の変化に伴い、宇宙の開発及び利用(以下「宇宙開発利用」という。)の重要性が増大していることにかんがみ、

参考文献

10-7)「宇宙空間における原子力電源(NPS)の 使用に関する原則」
(1992年12月14日第47回会期国際連合総会決議第47/68号)

日本国憲法の平和主義の理念を踏まえ、環境との調和に配慮しつつ、我が国において宇宙開発利用の果たす役割を拡大するため、宇宙開発利用に関し、基本理念及びその実現を図るために基本となる事項を定め、国の責務等を明らかにし、並びに宇宙基本計画の作成について定めるとともに、宇宙開発戦略本部を設置すること等により、宇宙開発利用に関する施策を総合的かつ計画的に推進し、もって国民生活の向上及び経済社会の発展に寄与するとともに、世界の平和及び人類の福祉の向上に貢献することを目的』として、「宇宙基本法(平成 20 年法律第 43 号)」を策定した。

参考資料(3)
「宇宙基本法(平成 20 年法律第 43 号)」(抜粋)

(宇宙の平和的利用)

第二条 宇宙開発利用は、月その他の天体を含む宇宙空間の探査及び利用における国家活動を律する原則に関する条約等の宇宙開発利用に関する条約その他の国際約束の定めるところに従い、日本国憲法の平和主義の理念にのっとり、行われるものとする。

(国民生活の向上等)

第三条 宇宙開発利用は、国民生活の向上、安全で安心して暮らせる社会の形成、災害、貧困その他の人間の生存及び生活に対する様々な脅威の除去、国際社会の平和及び安全の確保並びに我が国の安全保障に資するよう行われなければならない。

(産業の振興)

第四条 宇宙開発利用は、宇宙開発利用の積極的かつ計画的な推進、宇宙開発利用に関する研究開発の成果の円滑な企業化等により、我が国の宇宙産業その他の産業の技術力及び国際競争力の強化をもたらし、もって我が国産業の振興に資するよう行われなければならない。

(人類社会の発展)

第五条 宇宙開発利用は、宇宙に係る知識の集積が人類にとっての知的資産であることにかんがみ、先端的な宇宙開発利用の推進及び宇宙科学の振興等により、人類の宇宙への夢の実現及び人類社会の発展に資するよう行われなければならない。

(国際協力等)

第六条 宇宙開発利用は、宇宙開発利用に関する国際協力、宇宙開発利用に関する外交等を積極的に推進することにより、我が国の国際社会における役割を積極的に果たすとともに、国際社会における我が国の利益の増進に資するよう行われなければならない。

1969 年 7 月 20 日にアポロ 11 号に搭乗した NASA のニール・アームストロング船長が人類初の月面着陸を達成した。その後 4 年の間、続くアポロ 17 号までに合計 12 名の宇宙飛行士を月面へと送り出した。

最近、2017 年 12 月にトランプ大統領は、有人月面探査と続く火星探査を目指した「アルテミス*計画」を決定した。（*ギリシャ神話に登場する月の女神でアポロの双子）

アルテミス計画では、単なる着陸ではなく、人類が月面に滞在するのに必要な環境やシステムを整え、持続的な月面探査と更に火星探査に繋ぐ。アポロ計画と異なり、国際協力で

推進する。カナダ宇宙庁、日本のJAXA、ヨーロッパ宇宙機関が参画する。例えば、JAXAとトヨタ自動車も共同で月面探査機の研究開発を実施する。

この計画で月の周回軌道上に構築される宇宙ステーション「月軌道ゲートウェイ (Lunar Orbital Platform-Gateway)」は、将来の宇宙探査・研究拠点となる。

米国防総省 (DOD) の国防高等計画推進局 (DARPA) は月まで航行する原子力推進 (NTP) システムの開発を担当する企業2社と契約を締結した。ジェネラル・アトミクス (GA) 社が NTP システムで使用する原子炉の予備設計を実施する。また、ブルーオリジン社 (=アマゾン社の創業者ジェフ・ベゾス氏が創設した宇宙ベンチャー企業) は、その運用システムとなる宇宙船の概念設計と実証を担当する。更に、ウルトラ・セーフ・ニュークリア (USNC) 社は現在、熱出力 1.5 万 kW、電気出力 0.5 万 kWe の第4世代の小型高温ガス炉「マイクロ・モジュラー・リアクター (MMR)」を開発中である。

また、米国航空宇宙局 (NASA) は、図10-6に示す様な月面電力用途向けの核分裂月面電力 (Fission Surface Power (FSP)) システムの公募を原子力産業界及び宇宙産業界に向けて発表した。NASA は 2030 年までにこのようなシステムを導入したいと考えている。低濃縮ウランを搭載した小型核分裂炉のアイデアを求めている。FSP は、月の環境で少なくとも 10 年間、40 kWe の連続電力を供給でき、直径 4 m のシリンダーと長さ 6 m で、重さは約 6000 キログラム未満を満足する必要がある。

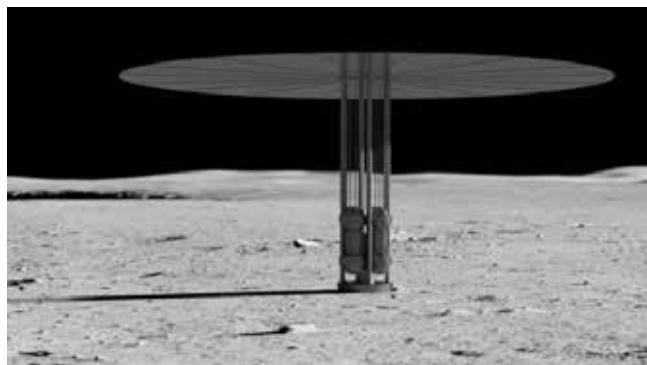


図10-6 月面における核分裂月面電力システム (FSP) の概念図 (画像 : NASA)

更に、図10-7(次頁参照)に示す様に、NASAとDOEは、深宇宙探査ミッションのための核熱推進システムの3コンソーシアム^{*}が提案した原子炉設計コンセプトを選択した。ウラン濃縮度 20%を上限とした HALEU 燃料 (High-Assy, Low-Enriched Uranium) を採用する。

(*3 コンソーシアム : ① BWX Technologies (with Lockheed Martin)、② General Atomics Electromagnetic Systems (with X-energy and Aerojet Rocketdyne)、③ Ultra Safe Nuclear

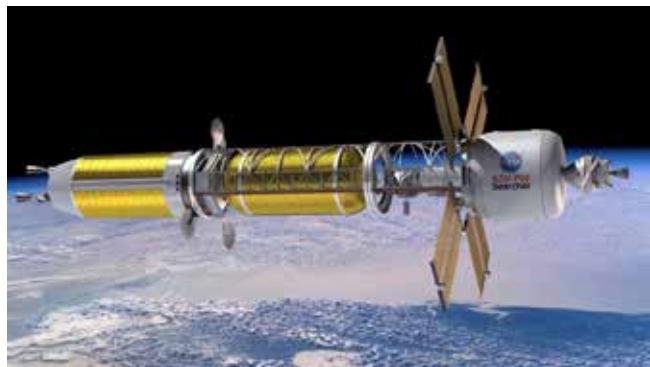


図10-7 核熱推進による深宇宙探査用宇宙船概念（画像：NASA）

Technologies (with Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC), GE Hitachi Nuclear Energy, GE Research, Framatome and Materion))

民間人の宇宙旅行だけでなく、月面探査や火星探査など、「宇宙探査ビジネス」が始まっている。例えば、月面の気温・地形・土壤の堆積密度といった環境データなどを政府宇宙機関や民間企業にサービスとして提供する「月面データビジネス」への民間投資も始まっている。日本の代表企業のトヨタも月面探査車の研究・開発に参加している。市場規模が 100 兆円になると見られる宇宙ビジネスを見据え、大企業が宇宙スタートアップとの連携を加速している。

アポロ 11 号アームストロング船長の

「人間にとっては小さな一步だが人類にとっては偉大な一步だ」が幕開けした！

「提言」

① 宇宙での原子力利用は、軍事利用と結び付けて論じられるかもしれないが、我が国は「非核三原則」を国是としており、原子力開発・利用も宇宙開発・利用も平和利用に限定している世界に誇るべき国である。未来の新しい人類社会を切り拓く宇宙フロンティアに貢献する原子力の平和利用を、国際社会と連携して進めることが、平和国家であり、原子力・宇宙科学技術先進国である日本の使命である。

参考文献

10-7) 「宇宙空間における原子力電源(NPS)の使用に関する原則」
(1992年12月14日第47回会期国際連合総会決議第47/68号)

- ② 国連の「宇宙空間における原子力電源（N.P.S）の使用に関する原則」に^(文献10-7)『宇宙用核動力炉は、高度に生成されたウラン235のみを燃料として使用する』と記されているが、Pu-238は「アイソトープ保温熱源」や「アイソトープ電池」として宇宙空間で実用されている。加えて、前述の様に、「Pu-238が80%以上含まれるプルトニウム」は、高い発熱（崩壊熱）と多くの自発核分裂中性子発生の観点から、核拡散抵抗性が非常に高く、核兵器への転用が技術的に非常に困難であるため、国際原子力機関（IAEA）は核查査を免除している。更に、プルトニウムはウランに比べて臨界量が小さく、軽量化が不可欠な宇宙用原子炉に適している。従って、将来に向けて、Pu-238を主成分としたプルトニウムの宇宙用動力炉での利用を可能とするように国際社会に働きかけるべきである。
- ③ 平和国家であり、原子力・宇宙科学技術先進国である我が国は、国際社会（特に米国）と連携して、プルトニウム燃料（Pu-238主成分）を利用した超安全、長寿命、核拡散抵抗性の高い^(文献10-3, 10-4, 10-5)「宇宙用マイクロ高速炉（Space Micro Fast Reactor : SMFR）」や「宇宙用マイクロガス炉（Space Micro Gas-cooled Reactor : SMGR）」の研究・開発に着手すべきである。（Pu-238はMA（NpやAm）から生成が可能である。筆者も文部科学省の支援で、米国のINL国立研究所の原子炉を用いてNpからPu-238の生成を実験的に実証している。）
- ④ もちろん、国連の「宇宙空間における原子力電源の使用に関する原則」に基づいて、その運用軌道又は星間飛行経路に到達する以前に臨界にしない。その設計及び建設は、運用軌道に到達する以前に、ロケットの爆発、再突入、地上又は水面への衝突、沈没又は炉心への浸水を含む、すべての起こり得る事故に対して臨界にならないような安全設計が必要である。
- ⑤ 宇宙ベンチャービジネスが既に始まっている。政府は、宇宙開発利用に関する研究開発の成果の円滑な企業化等により、強い国際競争力をを持つ宇宙ベンチャービジネスを育成せよ。
- ⑥ 宇宙開発には時間がかかる。宇宙フロンティアに挑戦する未来世代の育成が必要・不可欠である。

参考文献

- 10-3) 齋藤正樹、「プルトニウムの軍事転用問題」、エネルギーレビュー、2019年2月
- 10-4) K. Nikitin, M. Saito et. al., "Long-life Water Cooled Small Reactor with U-Np-Pu Fuel", J. Nucl. Sci. and Technology, Vol. 38, No.7, 2001
- 10-5) M. Nakamura, M. Saito, et. al., "Neutronics analysis of Americium-based fuel for long-life core", Annals of Nuclear Energy, 43, 2012

10.3 まとめ

原子力には、「水素社会」、「情報・通信・AI社会」、「海洋開発」、「宇宙開発」など、将来の多様で有望な新しい市場がある。「マイクロ原子炉」はこれらの未来の新しい市場開拓に大きく貢献する。

本報では、「マイクロ原子炉」の「陸上」、「海洋」、「宇宙」での新しい将来の市場例として、「情報・通信・AI社会」、「水素社会」、「海洋開発（電気や水素を生成する多目的原子力発電船）」、「宇宙開発（有人月面探査と続く火星探査を目指した「アルテミス計画」や深宇宙探査）」への貢献について紹介した。

ここで紹介した「海洋コロニー」に加えて、将来は「地球軌道コロニー」や「月面コロニー」、さらに「火星コロニー」や「深宇宙コロニー」などの未来の人類社会は新しい原子力科学技術を待っている。この人類の未来の「大航海」に向けて、新しい「海図」を策定し、逞しい「乗組員」の育成が重要である。

これまでの保守的な原子力の閉鎖社会を打破して、新しい原子力の市場に向けたチャレンジの時を迎えている。政府は計画的に原子力ベンチャーを育成し、官民で新しい投資を集めて戦略的な支援を行うことが重要である。加えて、将来の原子力ベンチャーを支える破壊力のある大谷翔平選手のような逞しい次世代国際人材を育てよ！

人類の「宇宙大航海」に挑戦し、新たな未来市場を開拓する人材を育成する「原子力・宇宙未来塾（仮称）」を、大学及び日本原子力研究開発機構、宇宙航空研究開発機構、産業界が協力して創設することを望む。

マイクロ原子炉は「ゲームチェンジャー！」である。

第11章 おわりに（齊藤正樹）

報道によると、米国の新興の原子力発電メーカー、ニュースケール・パワーは、温暖化ガスを排出しない電力の需要が高まるなか、「小型モジュール炉」の商用化を進めている。2029年に、米西部アイダホ州にニュースケールの小型モジュール炉の第1号を稼働させる予定であり、同社は設計を担当し、部品製造は既存の原発メーカーと協力してサプライチェーン（供給網）を構築する。

また、2011年の福島第一原発事故を受けて、フランスの前政権は原発依存度を7割超から5割に下げると2018年に発表していたが、現政権は方針転換した。その理由は、再生可能エネルギーだけでは2050年に温暖化ガス排出実質ゼロの目標を達成できないと判断したためだ。フランスは、温暖化ガス削減とエネルギー自立のために2050年までに国内に原子炉6基を新規建設すると発表した。更に8基の建設を検討する。また、「小型モジュール炉」も50年までにつくる予定である。

米国ではウエスチングハウス（WH）が大型原子炉の建設で多額の損失を出して破綻した。フランスの旧アレバ（現フラマトム）も欧州の大型原子炉の建設で失敗した。日本の原子力メーカーも海外での大型原子力発電所建設から残念ながら撤退した。中国では相変わらず大型原子炉の建設が続くが、欧米では建設コストの安い小型モジュール炉に期待が高まっている。

ロシアのウクライナ侵攻が世界のエネルギー需給の逼迫に拍車をかけている。ドイツですら原子力発電所の延長が議論されている。世界的なエネルギー危機による化石エネルギー価格上昇に加えて、異常気象による電力需要の増加のため、我が国においても電力供給の余力は綱渡り状態である。

このような状況を背景に、日本政府は、脱炭素社会の実現に向けて、原子力については、将来にわたって持続的に活用すること、現在の原子炉よりも安全性が高いとされ、燃料の燃焼効率が高いといった特長をもつ「次世代革新炉」の開発・建設に取り組むこと、また、廃止が決まった原子力発電所を建て替え、運転期間も現在の最長60年から延長とした基本方針をまとめた。東日本大震災以来「原発の建て替えを想定しない」としてきた政策を大きく転換した。

軽水炉の改良型の「革新軽水炉」は2030年代に国内で建設が期待されているが、高熱で水を分解して水素を取り出せる「高温ガス炉（HTGR）」も安全性が高く期待を集めている。加えて、軽水炉に比べて効率的なプルトニウムの燃焼が可能な「高速炉」、連続的核燃料サイクルが可能な「溶融塩炉」、大半を工場で製造ができ、量産すればコスト低減が可能な「小型モジュール炉（SMR）」も注目されている。更に、情報・通信・AI社会や水素社会、海洋開発、宇宙開発などの未来の新しい多様な原子力市場を切り拓く、強い核拡散抵抗性を持つ可搬型長寿命「マイクロ原子炉」にも期待が集まっている。未来のユーザーは電力会社だけではない。

「国家安全保障」、「エネルギー安全保障（エネルギーの自給率向上）」、「環境安全保障（カーボンニュートラル）」、「国際安全保証（核不拡散）」等の観点から、「次世代原子炉」の研究・開発・実用化に向けて、政府は積極的に、戦略的かつ計画的に「原子力ベンチャービジネス」を育成する努力が求められている。加えて、保守的な原子力の閉鎖社会を打破して、将来の原子力ベンチャーに挑戦する破壊力のある「逞しい人材（チャレンジャー）」を育てることが重要である。

この資料が、「将来の新しい原子力市場」の開拓に向けた「次世代原子炉」の研究・開発・実用化にお役に立てれば幸いである。

「編集後記」

この資料の企画を始めたのは、ロシアのウクライナ侵攻開始前であった。

2022年2月に、突然、ロシアがウクライナ侵攻を開始し、更に、2021年の夏の欧州の猛暑と干ばつが世界のエネルギー需給の逼迫に拍車をかけた。ドイツですら原子力発電所の延長が議論されている。世界的なエネルギー危機による化石エネルギー価格が急上昇に加えて、我が国においても、異常気象による電力需要の上昇が電力不足に拍車をかけている。

このような状況を踏まえて、政府は「第6次エネルギー基本計画」の「東京電力福島第一原子力発電所事故を経験した我が国としては、2050年カーボンニュートラルや2030年の新たな削減目標の実現を目指すに際して、原子力については安全を最優先し、再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する。」とする基本的な方針を解凍し、原子力政策を大きく転換した。原子力は将来にわたって持続的に活用する。そのために「次世代革新炉」の開発・建設に取り組むことを決めた。また、既存プラントの再稼働と可能な限り活用するために運転期間延長に関する新しい指針を整備した。この資料の企画を始めたころには予想もしなかった我が国の原子力政策の大きな転換である。

最近の国際原子力機関（IAEA）の発表によれば、革新的な原子炉を含む80以上の小型モジュール原子炉（SMR）設計が18カ国で開発中である。

この資料が、「将来の新しい原子力市場」の開拓に向けた「次世代原子炉」の教育・研究・開発・実用化にお役に立てれば幸いである。

最後に、この資料をまとめにあたり、大変お忙しい中、ご協力を頂きました執筆者の皆さんに、厚く御礼を申し上げます。また、本書の刊行にあたって、原子力システム研究懇話会事務局の木藤啓子氏に大変お世話になりました。著者を代表して心から謝意を申し上げます。

（齊藤正樹）

— NSA COMMENTARIES —

原子力システム研究懇話会 編著

No.1 「原子力と環境」(1700円) [品切れ]	平成5年6月23日発行
No.2 「原子力と先端技術〔I〕」(2000円) ①材料関連 ②バイオ関連	平成6年6月20日発行
No.3 「原子力と先端技術〔II〕」(2200円) ①原子力への先端的計算機技術の応用 ②核融合技術開発の最前線	平成7年6月21日発行
No.4 「原子力と先端技術〔III〕」(2200円) [残部僅少] ①放射線利用による新材料開発 ②レーザー応用	平成8年6月18日発行
No.5 「原子力と先端技術〔IV〕」(2200円) ○原子力におけるロボット技術の動向	平成9年6月18日発行
No.6 「原子力と先端技術〔V〕」(2200円) ○加速器の現状と将来	平成10年6月29日発行
No.7 「中性子科学」(2200円)	平成11年6月29日発行
No.8 「放射線利用における最近の進歩」(2200円)	平成12年6月27日発行
No.9 「原子力利用の経済規模」(2200円)	平成13年6月26日発行
No.10 「原子力による水素エネルギー」(2200円)	平成14年6月18日発行
No.11 「放射線と先端医療技術」(2200円)	平成15年6月23日発行
No.12 「原子力とそのリスク」(2200円)	平成16年6月21日発行
No.13 「原子力施設からの放射性廃棄物の管理」(2200円)	平成17年6月21日発行
No.14 「軽水炉技術の改良と高度化」(2200円)	平成18年6月20日発行
No.15 「原子力による運輸用エネルギー」(2200円)	平成19年6月19日発行
No.16 「原子力と地球環境」(2200円)	平成20年6月17日発行
No.17 「原子力国際人材育成の必要性と戦略」(1300円)	平成21年12月1日発行
No.18 「原子力開発の光と陰を見つめて」(2200円)	平成22年6月15日発行
No.19 「対談集：原子力の利用」(2200円)	平成23年9月30日発行
No.20 「核燃料サイクルと高速炉開発」(2200円)	平成25年3月29日発行

- No.21 「福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク」(2200円) 平成26年6月17日発行
- No.22 「放射性廃棄物低減化・有害度低減の技術開発」(2200円) 平成28年3月30日発行
- No.23 「2050年におけるわが国エネルギー・ミックスへの原子力の寄与」平成30年3月20日発行
(2200円)
- No.24 「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」 平成31年3月8日発行
(1600円)
- No.25 「原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ」 令和2年6月12日発行
(2200円)
- No.26 「放射線・RI利用 — 現状と将来」 令和3年6月25日発行
(2200円)
- No.27 「量子ビーム科学の基礎と応用」 令和5年3月24日発行
(2500円)
- No.28 「次世代原子炉が拓く新しい市場」 令和5年10月27日発行
(2800円)

別冊シリーズ

- No.1 「原子力のリスクと安全の確保」内藤奎爾著 (1500円) [品切れ] 平成18年12月19日発行
- No.2 「カーボン ネガティブ エネルギー システム」(1300円) 平成27年6月16日発行
- No.3 「日本のプルトニウム政策の課題と提言」(1200円) 令和4年12月19日発行

※価格は消費税込み(送料別)

次世代原子炉が拓く新しい市場 —NSA/COMMENTARIES : No.28—

令和 5 年 10 月 27 日発行

編集・発行 一般社団法人 日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

〒105-0001 東京都港区虎ノ門 1-7-6 升本ビル 4 階

電話：(03) 3506-9071

URL : <http://www.syskon.jp>

E-mail : syskon@syskon.jp

印刷 有限会社 トック 東京都港区虎ノ門 1-11-10

ISBN978-4-88911-316-7
