

中小型モジュール炉の検討

(研究報告書)

2000年6月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,
Japan.

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2000

中小型モジュール炉の検討 (研究報告)

久保田健一*1、川崎信史*1、梅津陽一郎*1、赤津実*2
笠井重夫*1、此村 守*1、一宮正和*1

要 旨

電力・エネルギーの利用形態の多様化、供給地の分散化等の要求に適用しやすい「多目的小型炉」について、過去の小型炉の文献調査を行って高速炉での可能性を検討した。また、モジュール化することで習熟効果の早期達成による経済性向上が期待されることから、基幹電源として廉価な初期投資額に魅力がある「中小型モジュール炉」の可能性を検討した。その結果をまとめると次のようになる。

(1) 多目的小型炉

- (a) 多目的小型炉の出力規模を 10MWe~150MWe とすると、大規模なコジェネ、比較的大きな島嶼用電源、中規模都市の電源、淡水化電源（ダム建設の代替え含む）及び中小規模の船舶用動力炉と幅広いニーズ（市場）の可能性はある。
- (b) 多目的小型炉の要件としては受動的機能を備えるとともに燃料交換頻度を極力少なく（長寿命炉心）、保守・交換機会を局限して運転員の負担軽減することが求められる。燃料交換頻度を極力少なくするための長寿命炉心は、FBR の特長が活かせる。この事は、海外市場を視野にすると核不拡散の観点からも重要な要件となる。
- (c) 我が国で検討されている Na 冷却の 4S 炉（50MWe）、鉛-Bi 冷却 4S 型炉（52MWe）及び He ガス冷却 PBMR 型炉（100MWe）並びに米国で検討されている NERI プロジェクトの鉛-Bi 冷却 ENHS 炉（50MWe）及び ANL からの公募概念の鉛-Bi 冷却炉（約 100MWe）等の高速炉設計について分析し、実用化戦略調査研究での多目的小型炉の設計要求条件を検討した。

(2) 中小型モジュール炉

- (a) 複数基の原子炉モジュールの総発電量が 3200MWe の中小型モジュール炉のプラント建設費が、大型炉ツインプラントの設計目標である建設費 20 万円/kWe（3000~3200MWe）と匹敵競合するためには、単基モジュール炉の出力が 800MWe では初号モジュール 26 万円/kWe、400MWe では 28 万円/kWe、200MWe では 29 万円/kWe 以下を夫々目標とする必要がある。
- (b) SPRISM（400MWe）と 4S 型（200MWe）の設計を分析した結果、複数の NSSS 構成のモジュール化は、遮蔽、炉容器、熱交換器等の必須機器の増加による物量増加が大きく、物量的に大型炉と競合するには中小型炉の特徴を活かしたさらなる合理化が必要と考えられる。

*1 大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ

*2 現、川崎重工業株式会社

本研究は、実用化戦略調査研究の一環として実施したものである。

Investigation of Small and Modular-sized Fast Reactor

Kenichi Kubota^{*1}, Nobuchika Kawasaki^{*1}, Yoichiro Umetsu^{*1},
Minoru Akatsu^{*2}, Shigeo Kasai^{*1}, Mamoru Konomura^{*1}
and Masakazu Ichimiya^{*1}

Abstract

In this paper, feasibility of the multipurpose small fast reactor, which could be used for requirements concerned with various utilization of electricity and energy and flexibility of power supply site, is discussed on the basis of examination of literatures of various small reactors. And also, a possibility of economic improvement by learning effect of fabrication cost is discussed for the modular-sized reactor which is expected to be a base load power supply system with lower initial investment.

- (1) Multipurpose small reactor
 - (a) The small reactor with 10MWe~150MWe has a potential as a power source for large co-generation, a large island, a middle city, desalination and marine use.
 - (b) Highly passive mechanism, long fuel exchange interval, and minimized maintenance activities are required for the multipurpose small reactor design. The reactor has a high potential for the long fuel exchange interval, since it is relatively easy for FR to obtain a long life core.
 - (c) Current designs of small FRs in Japan and USA (NERI Project) are reviewed to obtain design requirements for the multipurpose small reactor.
- (2) Modular-sized reactor
 - (a) In order that modular-sized reactor could be competitive to 3200MWe twin plant (two large monolithic reactor) with 200k¥/kWe, the target capital cost of FOAK is estimated to be 260k¥/kWe for 800MWe modular, 280k¥/kWe for 400MWe modular and 290k¥/kWe for 200MWe by taking account of the learning effect.
 - (b) As the result of the review on the current designs of modular-sized FRs in Japan and USA (S-PRISM) from the viewpoint of economic improvement, since it only be necessary to make further effort for the target capital cost of FOAK, since the modular-sized FRs requires a large amount of material for shielding, vessels and heat exchangers essentially.

*1 FBR System Engineering Group, System Engineering and Technology Division, OEC, JNC

*2 Present: KAWASAKI HEAVY INDUSTRIES, LTD.

目 次

1. はじめに	1
2. 多目的小型炉の検討	2
2.1 小型炉に関するニーズの調査	2
2.1.1 既往研究調査結果のまとめ	2
2.1.2 関連各方面の最近の動向	9
2.1.3 今後の開発ニーズ	18
2.2 小型炉ニーズに関する要件の検討	20
2.2.1 各種発電形態の発電規模及び経済性	20
2.2.2 各種発電用途に対応する小型炉設計要件	21
2.3 小型高速炉概念について	23
2.3.1 高速炉導入シナリオ	23
2.3.2 小型高速炉の設計要求条件	24
2.3.3 まとめ	27
参考文献	28
3. 中型モジュール炉の概念検討	40
3.1 中型モジュール炉の位置付け	40
3.2 複数基製作時のコストダウン予測	42
3.3 中型モジュール炉設計の経緯	43
3.4 S-PRISM 炉設計	44
3.4.1 経緯	44
3.4.2 導入シナリオ	45
3.4.3 プラント概要	45
3.4.4 安全性の評価	48
3.4.5 プラントの評価	58
3.5 4S 型炉設計	59
3.5.1 経緯	59
3.5.2 導入シナリオ	61
3.5.3 プラント概要	62
3.5.4 安全性の評価	64
3.5.5 プラントの評価	69
3.5.6 出力増大の検討	71
3.6 中型モジュール炉に関する現時点での評価	73
参考文献	74
4. まとめ	161
添付資料-1 ナトリウム冷却炉(4S)の概要及び中間評価	163
参考文献	172
添付資料-2 鉛ビスマス炉(4S型)の概要及び中間評価	176
添付資料-3 鉛ビスマス炉(ANL公募概念)の概要及び中間評価	188
添付資料-4 ヘリウムガス炉(PBMR型)の概要及び中間評価	193
参考文献	199
添付資料-5 第四世代原子力システムの推奨設計要求項目	203
添付資料-6 高速炉の主要仕様比較表(4S-Big)	205
添付資料-7 物量データ	208

表リスト

表 2.1.1	世界の中小型炉	30
表 2.1.2	受動的安全性の考え方（「受動度」と具体例）	33
表 2.2.1	多目的小型炉の開発実績及び今後の開発ニーズ	34
表 2.2.2	各種小型高速炉概念	35
表 2.3.1	小型炉設計要求事項の整理	36
表 3.2.1	n 号基のコスト	76
表 3.2.2	平均建設費が 20 万円/kWe となるためのモジュール単基初号基の建設費の予測	76
表 3.2.3	平均建設費が 20 万円/kWe となるためのモジュール物量の比（出力単位 MWe）	76
表 3.3.1	中小型炉設計例	76
表 3.4.1	S-PRISM 開発経緯	77
表 3.4.2	PRISM と SAFR の比較	78
表 3.4.3	S-PRISM のプラント基本仕様（金属燃料仕様、4 モジュール分）	79
表 3.4.4	燃料物性値	80
表 3.4.5	金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の検討例	81
表 3.4.6	EBR-II 燃料の仕様	82
表 3.4.7	起因事象の一覧	83
表 3.4.8	複合事象の一覧	84
表 3.4.9	想定事象	85
表 3.4.10	事象仕様	86
表 3.4.11	評価クライテリア	87
表 3.4.12	各事象の最高温度	88
表 3.4.13	熱伝達相関式及び物性値	89
表 3.4.14	「S-PRISM」の設計要求事項への適合性	90
表 3.4.15	プラント評価表（S-PRISM）	93
表 3.5.1	4S（200MWe）炉のプラント基本仕様	94
表 3.5.2	4S（200MWe）炉のプラントの特徴	95
表 3.5.3	炉心主要項目	96
表 3.5.4	PRACS 主要仕様	97
表 3.5.5	崩壊熱除去時の運用	98
表 3.5.6	設計要求事項への適合性	99
表 3.5.7	プラント評価表	102
表 3.5.8	主要物量一覧	103
表 3.5.9	物量一覧	104
表 3.5.10	建設スケジュール	105
表 3.5.11	所内負荷一覧	106
表 3.5.12	I S I 概念	107
表 3.5.13	燃料照射試験施設	108
表 3.5.14	反射体試験施設	109
表 3.5.15	開発課題一覧（東芝）	110
表 3.5.16	R & D 候補（東芝）	110
表 3.5.17	ナトリウム炉物量比較	111
表 3.5.18	ナトリウム炉物量傾向	112

添付資料

表 1-1	4 S の基本仕様	173
表 1-2	設計要求事項への対応 (4 S)	174
表 2-1	鉛ビスマス炉 (4 S 型) の基本仕様	183
表 2-2	設計要求事項の対応 (L 4 S)	184
表 3-1	鉛ビスマス炉 (ANL 公募概念) の基本仕様	190
表 3-2	鉛ビスマス炉 (ANL 公募概念) 炉心・燃料仕様	191
表 4-1	ヘリウムガス炉 (PBMR 型) の基本仕様	200
表 4-2	ヘリウムガス炉 (PBMR 型) の設計要求事項への適合性	201

図リスト

図 2.2.1	電力需要と供給形態/利用形態の対応関係	37
図 2.2.2	発電形態別建設単価	38
図 2.2.3	発電形態別発電単価	38
図 2.3.1	小型高速炉の可能性	39
図 3.2.1	モジュール化した場合のコスト	114
図 3.2.2	発電量とコストの関係 (n=0.86)	114
図 3.2.3	発電量とコストの関係 (n=0.7)	115
図 3.2.4	発電量とコストの関係 (n=0.36)	115
図 3.4.1	S-PRISM の設計経緯	116
図 3.4.2	S-PRISM のプラントサイト図	117
図 3.4.3	S-PRISM プラント 3 次元概念図	118
図 3.4.4	S-PRISM NSSS 平面図及び立面図	119
図 3.4.5	S-PRISM 原子炉モジュール図	120
図 3.4.6	S-PRISM 補助冷却系概念	121
図 3.4.7	S-PRISM の稼働率	121
図 3.4.8	S-PRISM の開発スケジュールとコストの予測	122
図 3.4.9	S-PRISM の量産効果	122
図 3.4.10	燃料要素半径方向温度分布の例	123
図 3.4.11	燃料要素軸方向温度分布の例	123
図 3.4.12	燃料喪失+スクラム失敗時の金属燃料の温度変化解析結果	124
図 3.4.13	各事象での最高温度	124
図 3.4.14	移動熱エネルギー	125
図 3.4.15	熱伝達計算モデル	125
図 3.4.16	原子炉構造概略図	126
図 3.4.17	実験から得られた Re 数と Nu 数の関係	126
図 3.4.18	崩壊熱出力と流量の関係	127
図 3.4.19	冷却材温度変化	127
図 3.4.20	越流流路の温度変化	128
図 3.4.21	除熱量の変化	128
図 3.4.22	被覆管温度と CDF の変化	129
図 3.4.23	流動状況と温度分布	130
図 3.4.24	実験装置概略図	131
図 3.4.25	プレナム温度変化 (堰高さの影響) 標準ケース=20cm	132

図 3.4.26	除熱量変化（堰高さの影響）標準ケース=20cm	132
図 3.4.27	空気流速変化（スタック高さの影響）標準ケース=40m	133
図 3.4.28	プレナム温度変化（スタック高さの影響）標準ケース=40m	133
図 3.4.29	除熱量変化（スタック高さの影響）標準ケース=40m	134
図 3.4.30	RVACS 適用範囲	134
図 3.4.31	RVACS 構成	135
図 3.4.32	ルーバー概念図	136
図 3.4.33	スタック断面図	136
図 3.4.34	サポート部材	137
図 3.4.35	構造部材の温度分布部材	138
図 3.5.1	炉心構成（導入期：増殖比約 0.6）	139
図 3.5.2	炉心構成（成熟期：増殖比約 1.2）	140
図 3.5.3	燃料集合体概要	141
図 3.5.4	原子炉建屋断面図（立面図）	142
図 3.5.5	プラントプロットプラン（平面図）	143
図 3.5.6	原子炉構造概念図	144
図 3.5.7	格納施設概念	145
図 3.5.8	原子炉冷却系概念（1 / 3）	146
図 3.5.9	原子炉冷却系概念（2 / 3）	147
図 3.5.10	原子炉冷却系概念（3 / 3）	148
図 3.5.11	冷却系概念図	149
図 3.5.12	燃料取扱系概念図	150
図 3.5.13	燃料交換手順	151
図 3.5.14	RVACS による除熱	152
図 3.5.15	反射体制御概念	153
図 3.5.16	反射体制御方法	154
図 3.5.17	炉停止手段	155
図 3.5.18	反射体誤引き上げ	155
図 3.5.19	ULOF 時の事象推移	156
図 3.5.20	再臨界回避方策	156
図 3.5.21	主要機器の照射量	157
図 3.5.22	4 S 型出力増大の検討	158
図 3.5.23	4 S 炉の NSSS 構成と原子炉径方向寸法関係	159
図 3.5.23	出力増加時の原子炉径方向寸法の予測	160
添付資料		
図 1-1	4 S 炉プラント概念図	175
図 1-2	4 S 炉原子炉構造鳥瞰図	175
図 2-1	鉛ビスマス炉（4 S 型）原子炉概念	185
図 2-2	鉛ビスマス炉（4 S 型）プラント基本系統概念	186
図 2-3	経済性見通し—発電コスト（円/kWh）	187
図 3-1	鉛ビスマス炉（ANL 公募概念）の原子炉概念	192
図 3-2	鉛ビスマス炉（ANL 公募概念）の崩壊熱除去システム概念	192
図 4-1	ヘリウムガス炉（PBMR 型）概念	202

1. はじめに

我が国における原子力発電所は、導入段階から運転実績を反映させ逐次出力を増加させ大容量化を図ってきた。高速炉開発もこのアプローチを踏襲して、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」を開発し、その後は実証炉・実用炉と段階的に出力を上げて行く計画としていた。つまり、電力系統のインフラの整備とあいまって集中立地と大容量化によるスケールメリットで経済性向上を図る原子炉開発のアプローチを採ってきた。これに対して、次の2つの新しい開発アプローチが考えられ、これらに関する可能性を検討して行くこととした。

(1) 電力、エネルギー供給の多様化、立地の分散化を視野に入れた新しい小型原子炉の実現

(2) 習熟効果による経済性向上を狙った廉価な初期建設費による基幹電源としての中型モジュール炉の実現

(1)については、「多目的小型炉」として位置付け、小型炉の既往設計研究と最近の動向を調査し、それを基にしてそのニーズと要件を整理した。また、我が国で検討されているNa冷却の4S炉(50MWe)、鉛-Bi冷却4S型炉(52MWe)及びHeガス冷却PBMR型炉(100MWe)並びに米国で検討されているNERIプロジェクトの鉛-Bi冷却ENHS炉(50MWe)及びANLからの公募概念の鉛-Bi冷却炉(約100MWe)について具体的設計例を分析し、小型炉の要件への適合性を評価した。

(第2章)

(2)については、「中型モジュール炉」として、大型炉と比肩できる経済性を得るための要件を検討し、S-PRISM設計(4原子炉・4蒸気発生器・2タービンで160万kWe)と4S型(200MWe)(8原子炉・4蒸気発生器・2タービンで160万kWe)の具体的設計例を分析し、モジュール化による経済性向上の可能性を検討した。(第3章)

2. 多目的小型炉の検討

小型高速炉は発電だけを目的とした場合には大型炉と比べて経済性の面で一般的に不利であるが、原子力あるいは高速炉本来の利点を活かして幅広い用途へ適用できる可能性がある。

本検討においては、原子力の利用分野全般について過去の開発実績や経緯を踏まえて、発電、熱源、動力等への適用を中心に調査し、小型炉に適したニーズを抽出するとともにそのための要件（含コスト）や適合のための方策を整理し、それらの動向分析をベースに、用途に応じた小型高速炉の各種システム概念を検討する。

2.1 小型炉に関するニーズの調査

はじめに、本項では小型の原子炉がどのような目的で実際に建設・運転されてきたのかを高速炉だけでなく熱中性子炉（軽水炉を含む）まで範囲を広げて確認することとし、そのうえで最近の動向を踏まえて今後どのようなニーズがより重要となると考えられるのかを次項で検討することとする。

2.1.1 既往研究調査結果のまとめ

(1) 実際に建設・運転された小型炉（表 2.1.1 参照）

1950年代から1980年代にかけて実際に建設・運転された基幹電源以外の目的を有する小型の原子炉（試験研究目的の原子炉を除く）の使用目的は、大きく次の3項目に区分できる。[1]

- ・ 船用動力炉（民生用及び軍事用船舶、潜水艦、砕氷船）
- ・ 宇宙用原子炉（人工衛星の電源）
- ・ 熱併給炉（海水淡水化、地域暖房；ただし温排水利用は除く）

この中で最も建設基数の多いのは船用動力炉（特に潜水艦）で、世界初の原子力潜水艦「ノーチラス」（分離型PWR、蒸気タービン駆動、1955年完成）以降現在に至るまで五大核保有国により軍事用として400隻以上（原子炉基数では600基以上；米国のNa冷却型潜水艦「シーウルフ」及びロシアで8隻建造されたPb-Bi冷却型潜水艦を除けば全て軽水炉）建造されているが、砕氷船（1959年完成の「レーニン」等計画中のものを含めて10隻）を建造しているのはロシア(旧ソ連)だけである。[2]

原子炉を船用動力として利用する理由としては、

- ・ 化石燃料に比べて燃料の消費量（体積）が少なく炉心に一度燃料を装荷すると長期間運転が可能なこと。

- ・ 燃焼に際して酸素を必要としないこと。(潜水艦)
- ・ 大出力容量化が容易であること。(砕氷船では $2 \times 150\text{MWt}$ 程度)

があげられる。[3]

なお、原子力潜水艦においては原子炉から発生する熱及び電気により海水淡水化・電気分解による酸素製造も同時に行われ、長期間の潜航を可能にしているとのことである。また、PWR型原子力潜水艦の欠点とされてきた1次系主循環ポンプの騒音問題(米国が「ノーチラス」に続いてNa冷却で電磁ポンプを採用した原子力潜水艦「シーウルフ」を開発しようとした目的はここにあった。)も、最近では改良されて中低速航行ではポンプを使わずに自然対流だけで十分な循環が可能となっているとのことである。その一方で、通常動力潜水艦の次世代型分野では、騒音や振動が少なく排気ガスの問題のないスターリング・エンジン(スウェーデン)や燃料電池(ドイツ)の開発が進められている。これらは原子力潜水艦と同様に外気を取り入れる必要のない動力であるが、船内に燃料を貯蔵する大きなスペースを必要とする。[4]

次に、宇宙用原子炉は1950年代に検討が開始され、1960年代において各種原子炉及び発電システム概念が具体化された。そのうちのいくつかの有望な概念は地上試験まで行われたが、実際に打ち上げられた原子炉は米国ではSNAP-10A($34\text{kWt}/0.54\text{kWe}$; Na冷却炉外熱発電型熱中性子炉、1969年打ち上げ)が最初で(これまでのところ最後の)宇宙用原子炉であり、その後はアポロ宇宙船用に開発された燃料電池が高熱効率でプラント比重量(kg/kWe)が小さいことにより主に利用されている。一方、ロシア(旧ソ連)ではロマーシュカ($40\text{kWt}/0.5\text{-}0.8\text{kWe}$; 炉内熱発電型熱中性子炉、冷却材なし)及びトパーズ($130\text{-}150\text{kWt}/5\text{-}10\text{kWe}$; NaK冷却炉内熱発電型熱中性子炉)型の原子炉が1970年代から80年代にかけて約2,000基(1988年に地上への落下騒動を起こした原子炉衛星の名称が「コスモス1900号」であったことが思い出される。)打ち上げられており、全て熱発電の熱源として使用された。[1,5]

宇宙での動力に要求される条件としては、

- ・ プラント比重量が小さいこと ($0.5\text{-}1\text{kg/kWe}$) → 打上時に重要な条件
- ・ 高効率で低価格であること
- ・ プラントの低熱源としては、宇宙空間への輻射のみ
- ・ 宇宙環境(高真空、宇宙塵、放射能帯等)で所期の寿命期間中(数年程度)無人運転が可能なこと
- ・ 搭乗員及び地上の人間に有害な影響を与えないこと
- ・ 衛星の設計や運転に不必要な拘束を与えないこと

などが課せられる。[6,7]

熱併給炉については、計画の立案や試験的な導入を試みた事例は欧米や中国にも散見されるが、実用規模で今日まで継続して運転されてきた実績を有するのはロシアである。[8]

- ・ VK-50 (炉内自然循環 BWR 型) ;250MWt/50MWe、Dimitrovgrad(RIAR; the Lenin Research Institute of Atomic Reactors 内設置)、1965 年運開
- ・ BNCGP (黒鉛減速自然循環 Channel-type BWR ; 4 モジュール) ;
熱出力/電気出力/熱供給=4×62.5MWt/4×12MWe/4×19.5MWt、
Bilibino (Chukotka peninsula) 、1974-76 運開

ロシアでは SNPP(Small Nuclear Power Plant)としてこれまでに 4 種類の原子炉が建設された。最初の 2 種類 (TES-3、11MWt/1.5kWe、1961 年運開 ; 及び ARBUS、5MWt/0.75MWe、1963 年運開) は試験研究炉であり数年の試験運転の後に炉停止されたが、上記の 2 種類は今日まで運転が継続されており、プラント寿命が終わりかけているため寿命延長措置が計画されている。[8]なお、Bilibino では当初第Ⅱ期工事として熱電併給炉の新規建設計画があったが資金難から計画が変更されたようである。[9]これらのうち、VK-50 は設置場所からも分かるとおりに実験的なプラントを兼ねているが、BNCGP(Bilibino Nuclear Co-Generation Plant)は極北地域(東シベリア海に近いチュコト山脈)にある Bilibino 自治区に建設された商業炉である。この場所で SNPP が選択されたのは次の理由による。[8]

- ・ 長い冬季には気温は-60℃まで下がり湖や川は凍結し地域全体が孤立するため、燃料輸送が極めて困難となり、備蓄等の対抗手段により化石燃料はコスト高となる。
- ・ これに対して原子力では燃料は空輸できる程度に少ない。
- ・ 実際に SNPP に切り換える以前の化石燃料によるディーゼル発電やボイラーによる熱供給のコストと比べると、SNPP による発電及び熱供給コストは各々 $1/1.5 - 1/2$ 及び $1/2 - 1/2.5$ 程度に下がった。
(一般的にこれらの地域では化石燃料コストに占める輸送コストは 80-90%であり、その結果として発電や熱のコストは国内の中心地域に比べて 10-20 倍となっている。)

その後、1970 年代後半以降から 1980 年代前半において、ロシア極北の約 90 個所の地区に BNCGP と同様の SNPP (6-40MWe、10-50MWt) を 2010 年頃までに建設する計画がたてられたが、これらは全て Chernobyl 事故 (1986 年) の影響で中止された。[8]

この他高速炉では、「中型炉」規模であるが有名なプラントとしてカスピ海の BN-350 (Na 冷却 FBR、1,000MWt/150MWe/海水淡水化能力 5,000ton/h ; Shevchenko 現 Aktau; カザフスタン共和国) があり、1973 年の運開時点から SG 漏洩事故を経験しながらも海水淡水化に利用されてきた実績がある。ここで炉型として FBR が選定された理由は、500°C 以上の蒸気温度が得られるポテンシャルがある (ただし BN-350 の SG 出口蒸気温度は、最初の原型炉規模の FBR ということで保守的な設計がなされ、実際には 435-440°C であったようである。) ことから、将来的には産業用プロセス熱源への適用も考慮されたためとされている。[9,10]

これに関しては、900°C 程度の温度が必要な石炭ガス化や熱化学水素製造を除けば、一般的に 500°C 程度の温度で化学工業のプロセス熱源に適用可能とされている。[11]

以上の内容から、過去の実績において「小型炉」が必要とされてきた要件を整理すると、

- 一化石燃料と比べて少ない燃料 (体積) で長期間の継続運転 (無人、酸素不要等) が可能である。
- 一数 10kWt から 300MWt 程度の規模まで比較的コンパクトに製造できる。という特徴にまとめられる。このうち高速炉が採用されたのは BN-350 だけであるが、それは比較的高温の蒸気が得られるためであった。

(2) 固有安全炉

1979 年に起こった米国 Three Mile Island 2 号炉 (TMI-2) 事故は、「小型炉」を含む「中小型炉」の分野に大きな変化を生み出すこととなった。

米国では、TMI-2 事故の経験の上に立ち、議会の OTA (Office of Technology Assessment) 報告書が 1984 年に今後世界に受容される次世代炉のあるべき姿として、固有の安全性に重点を置いた ABB ATOM 社の PIUS (Process Inherent Ultimate Reactor ; PWR 型) や INTERATOM 社の HTR-M (High Temperature gas cooled Reactor-Modular ; 高温ガス炉) を取り上げ世界の注目をあびた。

その後 DOE が発足させた社会に受容される Advanced Reactor の探索のためのプロジェクトである NPOVS (Nuclear Power Operation Viability Study) では、次の 3 種類の原子炉が評価対象として選定された。

- ・ Advanced Light Water Reactor (軽水炉)
- ・ Advanced liquid Metal Reactor (液体金属冷却炉)
- ・ Advanced High Temperature Gas Cooled Reactor (高温ガス炉)

その後の Chernobyl 事故（1986 年）及び世界的な反原子力という社会情勢の推移を背景に、1987 年にはスイスのローザンヌで第 1 回の中小型原子炉国際会議（EPFL/SMiRT/IAEA 共催）が開催されるまでに「中小型炉」への関心が高まった。この会議では、世界中の軽水炉・重水炉・LMFBR（PRISM、SAFR など）・高温ガス炉の各形態における中小型炉概念が発表された。（表 2.1-1 の「○印」参照）また、それまで必ずしも明確ではなかった経済性についてもある程度検討がなされ、当初の予想よりは良好であるとの内容であったが、我が国への適用可能性についてはさらに詳細な検討を要する内容であった。[12]

なお、我が国でも 1987（昭和 62）年度に原子力委員会の委託を受けた日本原子力学会の特別専門委員会（主査 安成弘）により「中小型安全炉の研究調査」が実施され、様々のプラント概念が調査研究された。[13]

このように中小型炉の分野に注目が集まったのは、「一般的に、中小型炉の場合の方が大型炉の場合より、炉が有する安全特性を高いものにすることが期待できる」[13]からであるが、ここでの「安全」の概念には次の 3 種類があり、

- ・ Inherent Safety（固有の安全性）
- ・ Passive safety（受動的な安全性）
- ・ Walk-away Safety（運転員が事故後数日間不在でも安全性が保たれること）

基本的な考え方は似ているが、若干の相違がある。[14]

< Inherent Safety >

事故時の炉停止や熱除去などの安全性確保の条件が自然な物理現象として達成されること、すなわち核反応停止や崩壊熱の除去といったそれぞれの安全性確保の条件ごとに、自然な物理現象として安全性が達成されることが必要とされる。（包括的に炉全体で Inherent と表現するのはあいまいさがある。）

< Passive safety >（具体的な事例については表 2.1.2 を参照のこと。）

内容としては上記の Inherent Safety と基本的には同じであるが、狭義には安全性確保に係わる機器が全て受動的でなければならないとする考え方（USNRC）もあり（PIUS、PRISM、HTR-M 等）、一部に動的な機器があっても Walk-away Safety は守れるとする広義の考え方もある。（SBWR、AP600、重水炉等）→機器の動作原理に対する要求

< Walk-away Safety >

事故発生後数日間（AP600 で 3 日間、PIUS で 7 日間）は運転員が何の操作をしなくても炉の安全が保たれること。→運転員と機械の関係に対する要求

これらの検討内容に基づいて、中小型（固有）安全炉の特徴及びニーズをまとめると次のようになる。

①導入目的

21世紀を見据えた人類の福祉向上に役立てるため、「経済性・安全性・信頼性で優れた実績をあげている発電用大型炉（特に軽水炉）については、今後も継続して高度化をはかるが、より多様なニーズにきめ細かく対応し得る中小型安全炉が実用化されれば、大型炉と相補的な役割を果たし、大型炉の利用とあいまって、原子力の、より広範囲かつより高度な利用を可能ならしめる」[12]ことになるとしている。

②必要性

立地の柔軟性：都市近郊、離島、第四紀層上等に建設が可能であれば、送電コストの低減、系統信頼性の向上に結びつき、核熱利用も容易（遠距離の熱輸送は極めて効率が低い）となる。

投資リスクの低減：大型炉に比べて建設費の絶対額が小さいため初期投資も少なく、建設期間が短いので早期の資金回収も可能となる。

電力設備計画の柔軟性：小規模な電力グリッド内での利用や、不確実で低成長率の需要にも対応が可能である。

信頼性の向上：工学的安全設備に受動的な動作原理を活用しているため運転員への負荷が軽減されるとともに、工場製作範囲の拡大で品質管理程度が向上する。

③出力規模

中型炉：200MWe/300MWe から 600MWe/700MWe 程度

小型炉：中型炉より小さい規模

④具体的な用途（計画）[12]

熱利用：地域暖房、工業用プロセス熱供給、海水淡水化（欧州、北米）

高温ガス炉では石炭ガス化、メタノール生産、石油精製、熱化学水素製造等（独）

熱電併給：軽水炉又は高温ガス炉によるコージェネレーション

（スウェーデン、独）

発電専用：軽水炉、高温ガス炉、LMFBR、重水炉（欧州、北米）

⑤課題

最大の課題は経済性である。大型炉の設計を中小型炉に単純に適用しただけでは（スケールデメリットによる）経済性の低下は否定できない。経済性の維持又は向上のためにも「革新的な技術」が内蔵されたプラント概念を創出しなければならない。

(3) 1980年代末以降の状況

1987年時点で開発中あるいは提案されたプラント概念のうちで、その後実際に建設され現在も継続して運転されているものはなく、1985年に初臨界を達成した高温ガス原型炉 THTR-300 も 88年に発生したトラブルがきっかけとなり財政的な問題から運転を停止した。順調な運転経験を積上げた実験炉 AVR（1967 臨界-1988 停止）に比べて THTR-300 の稼働率は 50-60%であった。[15]

このような状況の中で、多目的の中小型炉を建設中あるいは具体的な新規建設計画を有するのはロシアである。その中で AST-500（自然循環一体型 PWR；地域暖房専用炉 2×500kWt、ツインプラント）は 1980年代前半に Gorky（現 Nizhny Novgorod；モスクワの東方約 300km）にパイロットプラントが建設されたにもかかわらず Chernobyl 事故の影響により完成直前で中止され実際に運転されることはなかったが、最近 Voronezh（モスクワの南方約 500km）の近くに新規建設中とのことである。[8]この他にも検討中のものとして、

<建設候補地があるもの>

- ・ AST-500 型；熱電併給炉（一体型 PWR；Khabarovsk）
- ・ RUTA；熱供給炉（スイミングプール型 4×55MWt；Murmansk 地区の Apatity）
- ・ ABV 型 floating NCGP；北極海沿岸用海上設置型原子力コジェネプラント
(12MWe/24Gcal/h)
- ・ KLT-40 型（数 kWe—数 10MWe）；砕氷船での数多い実績に基づく高信頼性の炉で、海上設置型炉や海水淡水化用として好適とされている。
(70MWe/50Gcal/h のツインプラントを東シベリアの Chaunskaya 湾に面した Pevek に設置し、2.1.1(1)で紹介した Bilibino NCGP のグリッドと結合する可能性も検討中)

<その他>

- ・ ATES-150(-200,-80)；発電及び地域暖房用
- ・ Angstrom；潜水艦用炉としての実績をベースとした Pb-Bi 冷却小型炉
(6MWe/12Gcal/h)で、列車に搭載して輸送可能

等多くの計画があるが、昨今の資金難から具体化には至っていないようである。[8,9]

2.1.2 関連各方面の最近の動向

(1) 「新エネルギー導入大綱 1994」の概要

エネルギー開発における環境保全の重要性の高まりを受けて、我が国の政府は 1994 年に「新エネルギー導入大綱」を策定した。ここで言う新エネルギーとは、再生可能エネルギー、リサイクルエネルギー及び従来型エネルギーの新利用形態等、経済性の面における制約から十分に普及していないものの、その導入を図ることが、我が国石油代替エネルギーの導入拡大のために必要なものとされている。

具体的には、次のような形態・システムが取り上げられた。

() 内は実績又は現状で計画されている単基発電規模であり、右側の数値は 1997 年度実績/2010 年度導入目標である。(kl は原油換算値) [16]

<再生可能エネルギー>

- ・ 太陽光発電 (0.001MWe-1MWe) ; 91MWe/5000MWe
- ・ 風力発電 (0.001MWe-0.3MWe) ; 21MWe/300MWe
- ・ 温度差エネルギー (1MWe-50MWe) ; 3.7 万 kl/58 万 kl
- ・ 太陽熱利用 ; 104 万 kl/450 万 kl
- ・ 地熱発電 (10MWe-65MWe)

<リサイクルエネルギー>

- ・ 廃棄物発電 (~50MWe) ; 950MWe/5,000MWe
- ・ 廃棄物熱利用 ; 4.6 万 kl/14 万 kl

<従来型エネルギーの新利用形態>

- ・ クリーンエネルギー自動車 (電気自動車、天然ガス自動車、メタノール自動車、ディーゼル代替 LPG 自動車) ; 1.8 万台/365 万台
- ・ 燃料電池 (0.001MWe-11MWe) ; 12MWe/3,650MWe
- ・ 天然ガスコージェネレーション(熱電併給) (0.1MWe-123MWe) ; 4,300MWe/10,020MWe (ディーゼルエンジンを含む全体規模は 1995 年度実績で約 14,000MWe)

その他にも

- ・ 電力貯蔵用電池 (0.5MWe-6MWe)
- ・ 石炭ガス化複合発電 (石炭ガス化燃料電池複合発電 IGFC) (25MWe-300MWe)

- ・ 地域熱供給（地域冷暖房）（5Gcal/h 以上）
- ・ 蓄熱式空調システム（エコ・アイス）
- ・ ガスエンジン・ヒートポンプ（GHP）
- ・ 波力発電システム（0.01MWe—0.05MWe）
- ・ 高温岩体発電（5MWe—240MWe）
- ・ 圧縮空気貯蔵ガスタービン発電（2MWe—290M/We）

がある。これらは、設置場所の制限、低稼働率や国内全体での設置可能容量が小さいことなどから基幹エネルギーとしては不向きではあるが、未利用エネルギーの有効活用や地球環境問題への配慮の観点から分散型電源としての普及を目指すとされている。

これらのうち蓄電技術や電気自動車等の交通手段を除いて考えることとすると、「再生可能エネルギー」と「リサイクルエネルギー」は各々固有の存在価値があり、「小型炉」との競合という観点からは比較の対象とはならないが、「従来型エネルギーの新利用形態」の中の熱電併給（含地域熱供給）は、前述のロシアでの小型炉の建設・運転実績や固有安全炉の検討内容において提示された各種の用途を考慮に入れてみると、条件がそろえば今後の導入目標の大きさからみても有望な分野であると考えられる。

そこでコージェネレーションの諸条件（日本の場合；1992-93年のデータ）を見てみると、次のような内容である。[17]

①出力規模*1

- ーディーゼルエンジン（発電効率 35—45%、低排熱回収率）：約 1.6MWe/件
- ーガスタービン*2（発電効率 20—30%、高排熱回収率）：約 6.8MWe/件
- ーガスエンジン（発電効率 30—38%、中程度排熱回収率）：約 0.36MWe/件

*1：国内民生用プラントの最大規模は、現時点では 1997 年に横浜市みなとみらい地区の「クイーンズスクエア横浜」（供給先：商業施設、文化・公益施設、ホテル、病院）に設置された 12.3MWe のプラント（地域冷暖房兼用）であり、次は新宿新都心地区（8.5MWe、供給先：東京都庁舎、京王プラザホテル、新宿パークタワー他）である。[18]

*2：近年において開発が進展している「マイクロガスタービン」は、従来型のガスタービンでは熱効率が著しく低下した 100kWe 以下の容量において、ガスエンジンに近い発電効率の性能向上を達成し、図 2.2.2 及び 2.2.3 に示すような経済性を実現しているとされる。

②用途

- －民生用（コジェネ発電容量全体の約 3%、平均約 0.5MWe/件）：
 - 電力需要の方が比較的大きい（熱利用は給湯、蒸気、冷温水）
 - ホテル(平均約 0.5MWe)、事務所(件数が多いが小規模)、店舗(平均約 0.65MWe)、スポーツ施設(平均約 0.5MWe)、研修・保養所、病院、研究施設、健康ランド、地域冷暖房
- －産業用（コジェネ発電容量全体の約 97%、平均約 3.3MWe/件）：
 - 熱需要の方が比較的大きい（熱利用はプロセス蒸気、温水）
 - 製薬化学(平均約 5MWe)、エネルギー(合計約 315MWe)、鉄・金属(合計約 255MWe)、紙・パルプ(合計約 150MWe)、ガラス・セメント等窯業(合計約 123MWe)、食品(件数が多いが小規模)、機械(件数が多いが小規模)、

③導入目的

- ・ 省エネルギー
- ・ 契約電力の低減
- ・ 光熱費のコストダウン
- ・ 非常用兼用による設備の有効利用
- ・ 電力供給信頼度の向上
- ・ 特別高圧受電

④課題

- ・ 個別冷暖房方式のコストと比べて先行投資額が大きいため、ライフサイクルコストは低いとされながらも事業拡大には公的な助成措置を必要としている。

(2) NERI 提案内容

1978 年以降新規原子力発電所の発注が停滞している米国であるが、1997 年の大統領科学技術諮問委員会(PCAST)の報告書で 21 世紀における原子力エネルギー利用の重要性が指摘されたことを受けて、1998 年には DOE が将来の原子力研究のあるべき姿を模索するために NERI(Nuclear Energy Research Initiative)計画を発足させ、米国内の大学、国立研究所、産業界等から幅広く研究提案を公募し、1999 年 5 月に 308 件の応募テーマの中から 45 件を採用するに至った。

DOE が選定した課題分野は次のとおりである。

- ・核拡散抵抗性のある原子炉又は燃料サイクル
- ・世界市場で競争するために、より高効率、より低コスト、安全性を向上させた新しい原子炉設計；大型炉には適さない用途のための、より低出力の原子炉
- ・先進的核燃料
- ・核廃棄物処理のための新技術
- ・基礎原子力（核）科学

ここで、2 番目の分野はいわゆる「中小型（安全）炉」を指向したもので、合計 19 件が採用されたことから関心の高さが伺われる。採用テーマの内訳は次のとおりであるが、

- ・新しい発電方式（3 件）
- ・軽水炉分野の研究（3 件）
- ・STAR(Secure Transportable Autonomous Reactor)分野の研究（2 件）
- ・高温ガス炉の熱利用分野（2 件）
- ・原子力基盤技術、運転制御、製造・建設等の分野（9 件）

新しい中小型プラント概念を創出しようという意図が最も強く込められているのは STAR 概念（2 件）であり、DOE NEWS(May 18,1999)によるとその具体的な特徴は次に示す内容である。

<STAR-LW/軽水炉>

- ・炉心寿命は 15 年以上で燃料のシャフリング・交換なしで保守補修も最小限であること。
- ・炉心損傷に至る過酷事故の発生可能性をなくす固有の (inherent) 安全性を向上させること。(一体型プール方式を採用し高度な自然循環機能により LOCA の可能性をなくす。)
- ・単純で経済的であること。(燃料交換設備・可溶性中性子吸収材・ECCS が不要で、一体型で自己加圧式の単独容器を採用し、制御棒駆動機構・容器

貫通部・配管・弁を極力削減する。)

- ・環境負荷を低減すること。(燃料交換サイクルの長期化で固体廃棄物を大幅に一現状より 1/5 以下に一削減すること。原子炉容器全体を一括して廃棄する可能性も検討する。)

<Encapsulated Nuclear Heat Source(ENHS)又は“nuclear battery”>

- ・炉心で発生する熱は原子炉容器の壁を通してのみ 1 次冷却材から 2 次冷却材に伝達され、冷却材の移動や機械的な接続は一切ないような原子炉とすることで、プラント寿命中の原子炉の完全な封入を可能とし、さらに原子炉モジュールと蒸気発生器モジュールを容易に設置・交換できるようにする。これらが原子炉にもたらす著しい効果は次のとおりである。
- ・経済性向上；IHX や DHRS の削除、工場製作モジュール化の範囲拡大、設置・保守・交換が容易なコンパクトで単純な機器、燃料交換なしで長寿命な炉心、低ランニングコスト、原子炉容器を貯蔵キャスクとして利用する可能性（鉛冷却材の炉内での固化）、より小さい原子炉建屋
- ・安全性；極めて低い燃焼度及び燃焼反応度、相対的に大きい負の冷却材・ボイド反応度係数、大きな熱容量の熱吸収源、効果的な崩壊熱除去系、動的な工学的安全設備の削除
- ・核拡散抵抗性；モジュール化及び ENHS としての原子炉の封入維持により、開発途上国においても高い核拡散抵抗性が期待できる。
- ・社会的受容性；以上の内容に長寿命の「原子力バッテリー」概念が加われば可能となる。

これら 2 件の提案内容は各々共通する面と個別の面を併せ持つ内容構成であるが、共通する面に注目すると、STAR 概念の名称に表現されているように、

- ①固有の安全性を備えた比較的小型の原子炉
- ②燃料交換サイクルの長期化（プラント寿命中の燃料交換不要も可能）
- ③モジュール化して輸送・据付・交換・回収・廃棄の容易性を向上

の 3 点に集約されると考えられる。①については、PIUS 概念の登場以降は半ば常識化した条件であるが、②と③は経済性の向上に加えて核拡散抵抗性の向上の観点から、燃料交換なしの長期連続運転（15 年以上）終了後に原子炉ごと製造国に持ち帰るための可搬性を条件としている。

NERI 計画はまだ開始されたばかりで具体的なプラント概念が提示されるのは今後の進展を待たなければならないが、今まで必ずしも明確ではなかった「核拡散抵抗性」の条件がより具体化される可能性があり、その動向が注目される。(添付資料－5 参照)

(3) 東アジア・極東の原子力開発状況

東アジア及びロシア(極東地域)の原子力開発の現状と今後の動向について、その概略の内容を以下に示す。[19-22]

(i)中国

中国では 1999 年末の時点で 3 基の PWR (300MWe×1、984MWe×2) が運転中であり、8 基が建設中 (PWR×4 基、計 3,200MWe ; CANDU×2 基、計 1,400MWe ; ロシア型 PWR(VVER)×2 基、計 2,120MWe)、計画中のものは 4 基 (合計 4,000MWe) である。総発電設備容量は約 25GWe であるが、国民ひとりあたりでは 0.18kWe と世界平均の 1/3 以下 (日本の約 1/10) で、原子力 (運転中) の占める割合は約 1% である。

今後 2010 年までに 60GWe、2020 年には 80GWe まで拡大する計画であるが、このうち原子力は 2010 年には約 20GWe、2020 年には約 30-40GWe とする計画で今後 20 年間は世界最大の原子力市場となる予定である。

中国では、「商業炉として実証されていない原子炉は輸入しない」との中国国家原子能機構高官の発言にもあるとおり、軽水炉も含めて新型炉は採用しない方針を明言しており、また計画中のものを含めると 11 種類もの異なる炉型が併存しているため、それらの標準化が国産化とともに最大の課題となっている。

なお、これらの原子力発電所の他に熱供給炉が北京の清華大学(5MWt)と黒竜江省大慶(詳細不明)に建設・運転されており、また 1999 年 10 月にはモロッコに対して原子力利用の海水淡水化プラント建設協力も約束しており、現段階では小規模ながら発電以外の方面でも開発が進められているようである。

(ii)韓国

韓国では 1999 年末の時点で 15 基の原子力発電所 (PWR×11 基、計 9,937MWe ; CANDU×4 基、計 2,779MWe ; 合計 12,716MWe) が運転中であり、5 基が建設中 (PWR×5 基、計 5,000MWe)、計画中のものは 8 基 (9,200MWe) である。総発電設備容量は約 44GW で、原子力 (運転中) の占める割合は約 28%、総発電量の約 34% が原子力である。

なお、厳しい国内経済情勢に加えて KEDO(朝鮮半島エネルギー開発機構)の資金分担の問題という特殊事情を抱えている。

(iii)台湾

台湾では 1998 年末の時点で 6 基の原子力発電所 (BWR×4 基、計 3,242MWe; PWR×2 基、計 1,902MWe; 合計 5,144MWe) が運転中であり、1 基が建設中 (ABWR、1,356MWe) でさらに 1 基の ABWR を計画中である。総発電設備容量は約 24GW (1996 年) で、原子力 (運転中) の占める割合は約 22% である。

長期計画によれば、今後は LNG 火力の増設にも注力する予定とのことである。

(iv)現時点で原子力発電所を運転していない東アジアの国々

インドネシアでは、現在のところ建設計画(60 万 kWe×3 又は 90 万 kWe×2)及び 1997 年 4 月に発効した原子力法に基づき、法体系整備・原子力損害賠償制度・規制機関の設立などを進めているが、経済情勢の悪化により近い将来に建設着手される可能性は低いとされている。また、近年豊富な天然ガス資源が国内で発見されたことにより複合サイクル・ガスタービン発電にシフトする動きが加速されている。

タイでは、1961 年の原子力平和利用法等により法体系を整備し建設計画を進めていたが、その後タイ湾で天然ガス資源が発見されたことや TMI-2 事故 (1979 年) 等により計画は中断されたままである。

マレーシアでは 1970 年代に原子力研究に着手したが、放射性廃棄物の処理技術が解決されるまでは導入しない方針をとり 1992 年に中止された。国内の発電は約 10% を占める水力発電以外は全て火力であり、その中心は国内で豊富に産出する天然ガスによるコンバインド火力発電である。

ベトナムでは、2010 年頃を目標に 800-1,200MWe を 1 基建設する計画があり、法体系を整備中である。

(v)ロシア

東アジア諸国の一員ではないが極東地域に及ぶ国土を有する国としてロシアの原子力発電の現状をみると、次のとおりである。

国土全体では 1997 年末で 26 基(2,125.6 万 kWe; 総発電電力量の約 13% を発電; 後述のチュコト自治区ビリビノの 4 基=4×12MWe 等の小規模発電を除く。)が運転中であるが、寒冷地で冬季の化石燃料輸送の困難なシベリア・チュコト自治区(60%)、コラ半島地区(70%)、中央黒土地域 (80%) では主役となっている。その他、建設中が 12 基 (11,800MWe/うち FBR の BN-800 が 3 基; ただし 1998 時点で実際に建設されているのは 4 基とする IAEA の

報告[22]もある。) 、計画中のものが9基(うちFBRのBN-800が1基)である。

極東地域の今後の電源計画としては、沿海州(ウラジオストクが中心)で2005-2015年に約3,000MWeの増設が必要とされ、1992年6月に「極東・東シベリアにおけるエネルギー安定供給に関するロシア連邦政府決定」がなされたことによりロシア原子力省(MINATOM)は次の開発推進組織を設立した。

- ①極東原子力発電所(VVER-640×4基)
- ②ハバロフスク熱供給炉(AST-500×2基)
- ③沿海州原子力発電所(VVER-640×2基)
- ④ビリビノ第Ⅱ期工事(電熱併給炉32MWe×3基)

しかし、最近では資金難から①及び④の計画は除外され、その他についても難航しているとのことである。

その一方で、海上浮揚(バージ)式原子力発電所(2×50MWe)の建設がMINATOMとチュコト自治区によって1997年9月に承認され、ペベク近郊の東シベリア海に設置されることになり、ロシア太平洋艦隊所属の「ウラル」の船用炉を利用して17.1万kWe×2基の海上浮揚型原子力発電施設とする計画も進められているようである。後者は、炭坑ストで停電が頻発するウラジオストクのベースロード運転用に供給することが目的とされている。

(vi)まとめ

東アジア及び極東地域の原子力開発状況をまとめると、次のように大きく3種類に区分される。

- ① 我が国と同様に基幹電源としての大型プラントを経済成長に合わせて建設する路線；中国及びロシアの中心地域、韓国、台湾
- ② 発電だけでなく熱も供給する路線；ロシア及び中国の一部寒冷地
- ③ 当面は火力発電(特に天然ガス)とし原子力はオプションとする路線；インドネシア、タイ、マレーシア等

各国の固有の実情に基づいた選択結果ではあるが、偶然にもかなり明確な路線の違いが現れていることが分かる。すなわち、現時点においても東アジア及び極東地域では発電の中心的な役割は火力発電が担っており、原子力発電が必要とされるのは大型プラントによる経済性向上効果が期待できる大電力需要地域か、あるいは化石燃料輸送の困難な遠隔の寒冷地域の場合である。また、大型原子力プラントの適用可能な地域でも建設資金の調達が困難な場合には見送られている。すなわち、既に原子力発電所を運転している中国・韓国・台湾・ロシア極東地域以外にはほとんど具体的な新規参入計画は

立てられていないのが実情である。

したがって、二酸化炭素排出量の削減へ向けて今後予想される様々な動きの中で、原子力発電が重要な位置を占めるためにはまず先決問題として、経済性の向上(資金負担の軽減)と運転員及び保守・補修員の負担軽減により、今まで以上に火力発電並みの扱いやすさを備えたプラントとすることで原子力プラントの研究開発・建設・運転等の経験のない国々でも容易に採用できる条件作りが必要であると考えられる。

2.1.3 今後の開発ニーズ

前述の 2.1.1 及び 2.1.2 では、過去における小型炉の建設実績、中小型（固有安全）炉分野の状況、環境保全に係わる新エネルギー導入の方向性、さらには米国における NERI 計画と東アジア・極東地域の原子力開発状況を概観したが、これらを統一的な視点で見た場合には次のようないくつかの要点にまとめることができそうである。

- ① 今後導入される新エネルギーシステムは、環境保全に配慮すると同時に高効率及び既存の発電システムと競合できる経済性を達成しなければならない。
- ② 発電だけでなく蒸気や熱の利用も積極的に実施することで高効率化を達成できるいわゆるコジェネレーションの分野が今後より拡大すると予想されるが、その動力システムとして有力な燃料電池やガスタービン（天然ガス）と比較すると、原子炉は少ない燃料で長期間運転が可能であるという特長が利活用の基本であると言える。また、大型炉に比べて設置基数が多くなることが予想されるため、極力燃料交換頻度は少なくすることが望ましい。この観点からは、熱中性子炉より液体金属冷却高速炉の方が燃料交換サイクルの長期化に適している。（ペブルベッド方式の高温ガス炉は、出力運転中に炉を止めることなく燃料を交換するのでこの観点での適合性について検討する必要がある。ちなみに、NERI の STAR 概念にはペブルベッド方式の炉は含まれていない。）
- ③ 発電と異なり、熱供給については長距離に及ぶ輸送が困難であり、需要地に近接して供給源を設置する必要がある。また、供給温度についても日常生活で必要とされるのは 100℃程度であるが、産業分野で使用する場合にはより高温（250℃～500℃～900℃程度の 3 段階）ほど使用範囲が拡大し有効性が増大する。この観点からは、軽水炉より液体金属冷却炉、さらには高温ガス炉の方がより高温の蒸気及び熱を供給でき、適用範囲が拡大する。
- ④ 需要地に近接して原子炉を設置する場合には、固有の安全性を備えて、自然現象によるプロセスで異常事態が終息することが実証され、社会に広く受容される必要がある。

- ⑤ 燃料交換サイクルの長期化の必要性については、設置場所へのアクセス条件により様々なパターンが考えられ、毎年の燃料交換から究極のプラント寿命中燃料交換不要までを選択肢として、安全性や経済性さらには核不拡散性の観点から十分な検討を加える必要がある。
- ⑥ 核拡散抵抗性については、燃料交換頻度の低減とともに使用済燃料の取扱要領（回収又は第三国への移送等）に関して、IAEA等の専門機関を含めた（核保有国及び非保有国の）国際的な合意形成が必要と考えられる。この観点から原子炉や燃料の可搬性について安全性や経済性の具体的な評価検討が今後必要と考えられる。

具体的な用途及び適用範囲としては、主に次の分野が考えられる。

- ・ 発電専用：分散型電源、自家発電／グリッド電源との併用
(欧州、北米、日本)
非グリッド電源（開発途上国、ロシア／遠隔地）
- ・ 電気と熱の併給：コジェネレーション（都市近接立地、島嶼部）
- ・ 熱利用：地域暖房（欧州、北米、中国、ロシア／極東地域の寒冷地）
工業用プロセス熱供給（欧州、北米、日本）
石油精製、重質油の回収・改質（～500℃；中国）
石炭ガス化、熱化学水素製造等（～900℃；欧州、ロシア）
- ・ 海水淡水化：熱、動力又は発電（砂漠地帯、水不足地域）

2.2 小型炉ニーズに関する要件の検討

2.2.1 各種発電形態の発電規模及び経済性

図 2.2.1 は各種の電力需要と供給形態及び利用形態の対応関係を図式化したものである。[23]この図から言えることは、小型炉（宇宙用を除く）の発電規模（10MWe-150MWe 程度を想定）は我が国で実績のあるコジェネレーションの上限にほぼ対応する 10MWe から比較的規模の大きい島嶼用電源、中規模の都市電源、淡水化電源、そして中小規模の船用動力炉にと、規模の面で幅広く対応可能な用途が存在することである。

次に、経済性についてみると、図 2.2.2 及び 3 に示すように小型炉は想定される建設単価では太陽光発電や燃料電池より安い、現時点でコジェネレーション原動機の主力であるガスタービンや開発が進んでいるマイクロタービン（図示した経済性データは量産を前提としたカタログ値）よりは高い傾向にある。しかし、これらは主に 10MWe 以下の規模に適用される発電又は熱電併給向けであるので、規模の観点から小型炉（～10-150MWe 規模）との競合は避けられる。また、小型炉も発電専用の条件で大型火力発電並みの経済性が達成されれば問題はないが、そうでない場合には熱との併給（需要地近接設置）での経済性向上を考慮することでさらに改善されると考えられる。

ここで、図には我が国の地熱発電（約 10MWe-65MWe）と中規模の水力発電（5MWe-30MWe 程度）の数値も参考のために示したが、これらの建設単価は土木工事量が多いためかなり高く、燃料費が不要でランニングコストが小さくなくても、発電単価は火力よりは高い数値となっている。これらは再生可能エネルギーとしての価値を有するものであるが、地熱発電はどこでも可能というわけにはいかず、また自然環境との調和に従来以上に配慮する必要性が増している最近の社会情勢において、水力発電はダム建設が必要となることもあり、我が国ではますます困難になる可能性もある。これは大都市の水不足を補うための多目的ダムについても事情は同様である。しかも、ダムを建設するのは山間部であるため、電力や水を必要とする都市までの長距離を移送する設備も必要となる。しかし、最近では都市での渇水期の水不足が恒常化しており、異常気象に左右されない「水源」の確保対策が求められている。

そこで、技術的あるいは社会環境的な理由から山間部のダム新設が困難な場合には小型炉（発電規模はほぼ中型の水力発電と対応している。）による発電と海水の淡水化で代替するという選択肢をもつことはできないか、海外での砂漠の緑化だけでなく、国内においてもダム建設が困難な地区での海水淡水化の技術的・経済的な実現可能性という課題についても検討の余地があるのではないかと考えられる。

2.2.2 各種発電用途に対応する小型炉設計要件

表 2.1.1 に示された世界の主な中小型原子力プラント概念の中には実際に建設・運転されているものもあるが、その多くは概念検討の段階に留まっており、実用化には多くの課題が残されていることが伺われ、中でも経済性の向上は最大の課題といえる。

特に小型炉は大型炉又は中型炉と比較する場合、発電専用では経済的に競合することは困難であるため、他の用途との併用又は発電以外に利用することで小型原子炉としての必然性を探ることが基本的な考え方となる。発電以外の他の用途とは、具体的にいえば、前述したように温水供給などの熱利用や蒸気利用（含海水淡水化）であるが、その用途の中に小型（特に高速）炉としての存在意義を見出すことが肝要である。

このような用途を前提とした場合において、2.1.3 項で述べた各種の条件を踏まえて小型炉に求められる要件を整理すると、概ね次のようになる。

- ① 都市近接や設置数の増加を想定して、従来以上の安全性を達成すること。そのためには、単純な構造やシステムを採用し、炉停止や崩壊熱除去などの特に重要な個所には固有の安全機能を備えるとともに、運転員の負荷を極力軽減すること。
- ② 稼働率を向上させるため燃料交換頻度は極力少なくすること。そのためには、内部転換比が高く長期連続運転により適した高速炉を基本として考える。これは、輸出向けの場合には、核不拡散性の観点からより重要となるが、国内向けの場合にも保守費用の低減等経済性向上策としても必要である。
- ③ 原子炉が小型であることの利点を活用して、輸送・据付・保守・交換などの工事方法を大型炉と比べて抜本的に改善すること。また、同時に耐震条件や冷却水確保条件の緩和（空冷など）を含めて設置可能場所の拡大を可能とすること。
- ④ 核不拡散性については、燃料交換頻度の低減あるいは無交換とすることで燃料輸送時のリスクや炉内封入によるアクセスの困難性という側面が有効とされ、この観点からは原子炉廻りの定期点検頻度の削減も効果的と考えられる。
- ⑤ 経済性については、他の分散電源と競合できることが望ましい。

2.1.1～2.1.3 項を踏まえて上記の内容を整理して表 2.2.1 に示す。

次に、表 2.1.1 に示した数多くの中小型炉概念の中から、多目的小型炉として 2.1.1(2)での調査結果を踏まえて 10-150MWe 程度の出力規模を想定し、上記 ①～③に記載した要件を備えたプラント概念を抽出すると、S-PRISM や SAFR 等の 200MWe 以上の炉は出力規模がより大きい中型炉として除外され、下記の 6 概念が残る。

プラント概念： 基本仕様	特徴(燃交サイクル;燃焼度、増殖比)	備考
Rapid： Na 冷却,150MWt/60MWe 等	一括全炉心燃料交換(2-5 年；0.7-4.1 万 MWd/t、1.17-1.26)	金属燃料
4S：Na 冷却,125MWt/50MWe 131.5MWt/50MWe 250MWt/100MWe	金属；(10 年；約 4.5 万 MWd/t、0.7) MOX；(2 年；2.85 万 MWd/t、0.58) 窒化物；(7 年；約 8 万 MWd/t、1.1)*1	CRIEPI 提案 JNC 検討 同上
鉛ビスマス炉 (4S 型)： Pb-Bi 冷却,125MWt/52MWe	封入型 (30 年；20 万 MWd/t、0.5)	[26]
SVBR-75： Pb-Bi 冷却,250MWt/75MWe	VVER の SG 代替用、MOX 又は TRU 酸化物燃料(10-15 年；9 万 MWd/t、1.02)	露潜水艦炉 技術
鉛ビスマス炉(ANL 公募概念)： Pb-Bi 冷却,300MWt/—MWe (未定)	自然循環冷却 2 次系削除タンク型炉 (燃交サイクル、燃焼度、増殖比； 不明)	Pb-Bi ボン ド UN 燃料
He ガス炉 (PBMR 型)： He 冷却,226MWt/約 100MWe	窒化珪素母材被覆粒子燃料 (運転中連続交換；未定、1.05-1.1)	高温ガス炉 [27]

注記*1:炉心高さは、金属(2-4m)、MOX(1.5m)、窒化物(1.5m)

今回の予備検討では冷却材の種類毎に代表概念を選定するという観点から、燃交サイクルの長さ(原則として 10 年程度以上)をめやすにして、まず Pb-Bi 冷却炉で炉心寿命 30 年の鉛ビスマス炉(4S 型)と自然循環冷却の(ANL 公募概念)を選定した。次に Na 冷却炉では、炉心寿命が 10 年(金属燃料の場合)であることに加えて鉛ビスマス炉(4S 型)との比較を考慮して 4 S を選定した。He 冷却炉では、原子炉を停止せずに運転中連続的に燃料交換するペブルベッド型のヘリウムガス炉(PBMR 型)は、燃料交換頻度低減を基本とする核不拡散性の観点からは小型高速炉の要件には適合しない。

これらの概要を表 2.2.2 に、プラント基本仕様及び現時点での知見に基づく中間評価結果を添付資料-1～4 に示す。

2.3 小型高速炉概念について

2.3.1 高速炉導入シナリオ

FBR実用化戦略調査研究における高速炉導入シナリオは、エネルギー資源確保と有効利用、経済性向上、環境への配慮等の観点から複数の基本方針案を設定している。この中で、小型高速炉が主役となるシナリオでは、用途は①都市近接分散電源、②島嶼用電源を考える。さらに、小型でかつ高速炉としての付加価値を長寿命、固有安全、熱併給等の特長に見出して

① 国内における小規模電源としての選択肢（都市近接、島嶼部等）

② 開発途上国における小規模熱源としての選択肢

（海水淡水化、送電や化石燃料輸送の困難な内陸地域暖房用熱供給）

とする内容である。どちらも、実際の運用（基底負荷、ミドル又はピーク負荷等）を考慮して小規模火力発電や新エネルギーとの併用が前提となる。

前述の2.2.2項に示した4種類の小型炉概念は冷却材が各々ナトリウム、鉛ビスマス、ヘリウムガスと異なり、その特徴を活かした概念となっている。

これらの中で上記の導入シナリオへの適合性をみると、開発途上国を前提とした場合には熱供給の目的が海水淡水化や地域暖房であるが、これには500℃程度以下の温度で対応可能なため、ヘリウムガス炉による高温（～900℃）の熱供給は必ずしも必要ではない。逆に、ペブルベッド燃料のために運転中常時燃料交換や専門的な検査の業務が生じ、冷却材がヘリウムガスのために比較的保守・補修が容易であることを考慮しても、途上国向けとしては核不拡散性や運転中の負荷が課題となると考えられる。

これに対して鉛ビスマス炉は500℃程度の熱供給が可能であり、バーナブルポイズンの利用、反射体価値のコントラストの向上から30年炉心の実現可能性もあり、水との激しい反応がないことからより安心感が増し、ナトリウムでは必要とされる2次系が不要となって経済性向上ポテンシャルも有すると考えられる。その一方で、炉心での流速制限（～2m/sec）からピン間ギャップが大きくなり、中性子スペクトルの硬さはナトリウムと同程度で、重金属としての中性子経済の改善は期待できないとする見方もある。また、被覆管膜温度上昇分が大きく高温化は困難視されている。そして最も重要な課題は冷却材と構造材との共存性である。

ナトリウム炉は、液体金属冷却材の中では構造材料との共存性が最も良好で、長寿命炉心となるポテンシャルもあり、冷却材が活性であることによる潜在的な不安感を排除できれば実用化に最も近い位置にあるプラント概念である。

したがって、以下では液体金属冷却高速炉をベースとして上記シナリオに対応するプラント概念を検討する。

2.3.2 小型高速炉の設計要求条件

(1) 開発目標

実用化戦略調査研究における小型高速炉の開発目標を、ポイントとなる5つの指標に区分して述べると次のようになる。

- －【安全性】炉システム一般の（小型炉に限らない一般的な炉システムへの設計要求を意味する）安全性目標に加え、安全系の作動原理を受動的なものに限定することを必須の要求事項とする。
- －【経済性】実用化段階の建設費及び発電単価は、他の分散電源と競合し得るレベルとする。ただし、電源の安定確保に係る経済性以外のメリットを考慮できるようにすること。検査サイクルも運転サイクルに整合させ得ること。運転員数は他の分散電源に比べ多すぎないこと。
- －【資源の有効利用】運転サイクル長さ目標を実現するために資源有効利用については特に問わないこととするが、極力内部転換比を高めることとする。
- －【環境負荷低減】高速炉炉心の優れた中性子経済は、炉心の長寿命化に振り向けることを基本とする。
- －【核拡散抵抗性】炉システム一般の開発目標に加えて、燃料の完全パッケージ化ないしは原子炉と燃料の一体化による高度な核拡散抵抗性を有すること。また、核物質等の海外移動に対して、核不拡散に関する国際合意に反しない管理方法の見通しを示すこと。

これらに加えて、高速炉としての特徴をより明確に発揮するため運転サイクル長さは10年程度を目標とし、30～50年の寿命中燃料無交換を実現する方策についても検討することとする。

(2) 基本的な考え方

Na冷却高速炉（Pu燃料）で、高度な受動的安全性（表2.1.2に記載された「受動度」の「I」又は「II」に区分されるシステム）を備えた炉心・プラント概念とし、前述の5つの指標及び関連事項への具体的な対応は次の方針とする。

【安全性】への対応 ⇒ 安心感のあるプラント

- ①受動的安全性（炉停止）；燃料（MOX等）の負のドップラー効果、
負のボイド係数、SASS

⇒低線出力、低Pu富化度、小型炉心、キュリー点電磁石自然落下安

全棒

- ② 受動的安全性（崩壊熱除去）；自然循環
⇒1次系自然循環、自然循環 DRACS、RVACS
- ③ 再臨界回避(1)（炉心溶融防止）
⇒想定 ATWS 時にも炉心溶融は生じない炉心
- ④ 再臨界回避(2)（溶融後再臨界防止）
⇒大型炉と同様の再臨界回避方策
⇒小型炉では、③を前提として⑤「再臨界回避(3)」が成立するなら
④は想定外（HCDA）とする考え方
- ⑤ 再臨界回避(3)（再臨界影響緩和）
⇒炉心規模は炉内終息が可能な範囲に制限
- ⑥ Na-水反応排除；2次系の非活性化・簡素化
⇒非活性中間媒体 SG、水を使用しない発電システム（熱電発電、自然循環 MHD 発電）

【経済性】への対応

- ① 多目的用途（発電＋熱供給＋ α ＝高速炉の必然性）
⇒長寿命炉心、比較的高温の熱源、高効率利用（図 2.3.1 参照）
- ② 稼働率向上（90%以上）；定検期間は1年間で1ヶ月以内
⇒定検期間短縮の具体策（実証炉のクリティカルパスは CRD 点検、1次主循環ポンプ、燃料交換待機時間等であり、これらの点検・待機時間合理化が必須。なお、並行して実施するタービン点検も同様に短縮又は他の発電システムへの変更が必要。）
例 ●CRD 本数の削減（安全棒 SASS 機能付き）
 - 動的機器の削減⇒1次系炉内自然循環又は電磁ポンプ
 - 長期燃料交換サイクル（10年以上）⇒炉心・燃料の工夫要
 - 炉上部スペースの活用（IVS 等）⇒燃焼制御は反射体制御方式
- ③ 運転員・保守要員の負荷低減（「マイクロタービン」並）
⇒負の反応度温度係数を前提に2次系（又は給水）流量制御方式で中央制御室を削除
- ④ 保守・補修の容易性（安全性とも関連）
⇒ユーティリティ設備を除く原子炉施設（特に安全設備）の動的機器の削減（定検による発生する調整ミス等の「定検リスク」を極力

低減する。)によるメンテナンスフリーを指向する。

【資源の有効利用】への対応

高内部転換比⇒低Pu富化度

【環境負荷低減】への対応

優れた中性子経済は炉心の長寿命化に振り向ける。

【核拡散抵抗性】への対応

⑦ NERI・第四世代炉の動向に注目(設計要求項目を添付資料-5に示す。)

⇒長期燃料無交換炉心(15年以上);燃料の炉内封入

⑧ 定検期間短縮

⇒必要最小限の日数(1週間/年程度)と項目で実施可能とする。

核査察の観点からは長期間放任するよりも毎年現地を視察する方が望ましい、とする考え方もある。

(3)《高速炉としての特徴》への対応

更なる燃交サイクル長期化の可能性を検討する。

⇒コンパクトな炉心を指向しつつ、例えば炉心領域の暫時拡大(固定吸収体移動等)による寿命延長の可能性も検討する。

(4)《島嶼用又は輸出用》として具備すべき条件

①可搬性(建設時、保守・補修時、廃炉時)

⇒炉容器高さ短縮/(短尺燃料)で輸送性向上

⇒建屋階層数を削減し現地建屋工事期間短縮(目標2年以内)

②異常時の対応

⇒「Walk-away Safety」

③非グリッド電源としての機能

⇒「Autonomous(自律性)」の実現

外部電源なしの条件下でのプラント停止中・起動時の運転要領、ユーティリティ(電源、淡水等)の確保方策

これらについて、表2.2.1にニーズと要件の関係を、表2.3.1には都市近接又は島嶼向け小型炉の場合の設計要求事項として考慮すべき項目を整理して示した。

2.3.3 まとめ

今年度は、はじめに各種の資料・文献・情報源から抽出した内外の小型炉の用途の分析から小型原子炉の開発ニーズとその要件について検討した。次に実用化戦略調査研究において別途検討された高速炉導入シナリオの中での小型高速炉の位置付け及び開発目標を5項目の指標に区分し、それらに対応するプラント概念の骨格と基本的な考え方を整理した。

次年度は、多目的小型高速炉の具体的なプラント概念を構築し、経済性及び安全性等の評価を実施する計画である。

参考文献

- (1)クピッツ,中小型原子炉の開発状況,原子力資料,No.205,1988
Design and development status of small and medium reactor systems,
IAEA-TECDOC-881,1995
Gromov,B.F. et al., Use of lead-bismuth coolant in nuclear reactors and accelerator-driven systems, Nucl. Eng. and Design vol.173,p.207-217,1997
金子義彦,各種の原子炉,新版原子力ハンドブック,第IV編4章(浅田忠一他監修),
オーム社,1989
横村武宣,原子力船,同上,第VII編2章
- (2)原子力産業会議,原子力年鑑 '97,1997
- (3)星 蔦雄,今後の原子力船の研究開発,原子力工業第42巻第2号 p.42,1996
- (4)坂本 明,大図解世界の潜水艦,グリーンアロー出版社,1999
- (5)大田憲司、木下道雄,ソ連における原子力利用—宇宙開発と原子力(1-4)—,原子力工業第
35巻第1-4号,1989
- (6)岡本芳三,宇宙飛行体の温度と動力について,日本機械学会誌第70巻第587号 p.1813,1967
- (7)岡本芳三他,宇宙動力用プラント(1-3),原子力工業第18巻第9-11号,1972
- (8)Yu.D.Baranaev et al.,Activities in the field of small nuclear power reactors, Nucl. Eng. and
Design vol.173,p.159-166,1997
- (9)原子力 eye 編集部,アジア経済危機 原子力開発のゆくえ,原子力 eye 第44巻第6号
p.14,1998
- (10)倉坂 誠、木下道雄,ソ連の高速炉開発(2),原子力工業第34巻第12号 p.71,1988
- (11)佐野川好母,熱源としての利用,新版原子力ハンドブック,第VII編1章,1989
- (12)武谷清昭,中小型原子炉をめぐる各国の最近の対応,日本原子力学会誌第30巻第5号
p.400,1988
武谷清昭,最近の中小型原子炉の趨勢とその評価,原子力工業第35巻第12号 p.17,1989
- (13)日本原子力学会,中小型安全炉の研究調査昭和62年度報告書,1988
- (14)梅津照裕,中小型炉開発利用の現状と展望,原子力工業第34巻第1号 p.13,1988
- (15)斎藤伸三他,いま注目される高温ガス炉—現状と将来展望,原子力工業第36巻第4号
p.20,1990
日本原子力研究所高温工学試験研究炉開発部(編),高温工学試験研究の現状1996年,1996
- (16)受動的安全システムに関する調査委員会,受動的安全システムに関する調査,日本原子
力産業会議,1991

- (17)資源エネルギー庁ホームページ (<http://www.enecho.go.jp/shinene/pages/page1.html>) ,
ATOMICA 百科事典ホームページ(http://atomica.rist.or.jp/atomica/owa/display?opt=1&term_no=01-05-02-16)
- (18)原子力 eye,新エネ・省エネレポート 4,コージェネレーション,第 44 巻第 4 号,1998
(社)日本熱供給事業協会ホームページ(<http://www.jdhc.or.jp/>)
- (19)特集「アジアにおける原子力開発」原子力 eye,vol.44,No.6,1998
- (20)日本原子力産業会議,世界の原子力発電開発の動向,1998 年 12 月末現在,1999
- (21)日本原子力産業会議,原子力年鑑 1998/1999 年版,1998
- (22)IAEA PRIS Database, Number of Reactors Under Construction in 1998, <http://www.iaea.or.at/>
- (23)エネルギー,No.9,1995;No.4,1996;No.5,1996;No.9,1996;
日刊電気通信,No.4,1996
季報エネルギー総合工学,No.1,1996
エネルギー経済,No.12,1991;No.5,1995;No.6,1995
原子力工業,No.9,1972;No.11,1995
新エネ・省エネレポート 1-19,原子力 eye,第 44 巻第 1 号,1998～第 45 巻第 8 号,1999
ATOMICA 百科事典ホームページ(http://atomica.rist.or.jp/atomica/owa/display?opt=1&term_no=01-05-02-15),コージェネレーション技術 (原理)
成田 浩監修,電力事業の技術革新,日本工業新聞社,1986
朝日新聞,2 月 9 日付朝刊,2000
- (24)服部禎男,超安全単純炉の意義と設計概要,原子力 eye 第 44 巻第 10 号 p.28,1998
- (25)宇都成昭、早船浩樹、若林利男,小型炉の標準化に関する研究—(1)開発の進め方及び混合酸化物燃料小型高速炉の設計研究—,PNC TN1410 98-007,1998
- (26)早船浩樹他,実用化戦略調査研究 (FBR プラント) —平成 10 年度予備調査結果要約の取りまとめ— (調査報告書) ,JNC TN9420 99-004,1999
- (27)エネルギー総合工学研究所,平成 11 年度高速増殖炉利用システム開発調査報告書(FBR 新技術フィージビリティ調査)IAE-C9920,2000

表2.1.1 世界の中小型炉

○:第1回中小型原子炉国際会議(1987)
●:IAEA-TECDOC-861(1986)

プラント型式1	プラント型式2	名称	開発主体		稼働時期	熱出力 MW	電気出力 MW	用途(発電以外)	出力規模決定要因	免責的安全機能				運転性	燃料交換	経済性向上要素						
			国名	実施機関						LOCA/ULOF対応	UTOP対応	原子炉停止	炉内温度低下									
LWR	PWR	SECURE-H	Sweden	ASEA-ATOM	○●1977-	400	-	船積船専用炉		防止:1次系全体をPCRVIに接続 緩和:PCRVI内プール水	密度ロックを介したプール水注入	密度ロックを介したプール水注入	PCRVI内プール水で自然循環(7日停)	1次系の炉水温度と温度(減衰)で出力制御								
		SECURE-P(PRUS)	Sweden	ASEA-ATOM	○●1981-	2,010 1,816 870	622 500 200			同上	同上	同上	同上	同上		3モジュール並 LWRより約10%低い熱効率を運転 保守要員削減でカバー						
		ISER	Japan	東大・JAERI	○●1984-85	645	210			防止:1次系全体を鋼製RVに接続 緩和:鋼製RV内プール水	同上	同上	プール水で自然循環(2日停)	同上			鋼製RV					
		MOSIR(MSER)	Japan	Mhl	○1987-88	1,000	300			同上	同上	同上	プール水で自然循環(20日停)	同上			マニピレータロボット使用 鋼製RV					
		ONSS B-600	U.S.A.	B&W		1,255 1,800	400 600			防止:大口圧力管割断 緩和:小LOCAMP内の炉水 大LOCA給排水				燃料容器は砂埋・自動 給排水使用済								
		CAREM 25	Argentina	CFEA	●	100	27	海水淡水化	自然循環使用で強制 循環に特長的に 不安定な領域 設計の範囲外の規模 に属する	防止:Integral型自己加圧 緩和:蓄圧注入	ホウ酸水注入		自然循環系発熱(72h)	炉内可感帯で制御(除起 動時) 自動的に燃焼しない 電気-熱可変利用	1年毎50%交換			主ポンプ解除 ECCS高圧化・静的化 静的積貯熱除去系導入 主ポンプ解除 インプラント				
		KLTR-40	Russia	OMBM	●1991-	160	35	海上設置型熱電併給 海水淡水化		自然循環	制御棒重力落下		自然循環 大気放熱					2-3年毎全炉心交換				
		HR-200	China	INET	●	200	-	熱供給のみ	分岐調整の規模	防止:Integral型自己加圧 自然循環			自然循環 大気放熱						低圧・低圧システム 二重圧力容器 工務段階 ホウ酸濃度制御系解除			
		SMART	Rep.of Korea	KAERI	●	330	100	海水淡水化		防止:Integral型自己加圧 緩和:蓄圧注入			自然循環系発熱(72h)					48ヶ月運転				
		SPWR	Japan	JAERI	●1987-88	1,800	600		既存の工場でのRVが 製造可能な範囲	防止:Integral型 緩和:蓄圧注入	ホウ酸水注入 緊急停炉で自動停止 ポンプ吐出圧自動昇 降でボイズ注入	自然循環系発熱(72h)	ホウ酸水温度のみで感熱 制御					感熱検出制御系解除 1次系配管割断				
		AP600	U.S.A.	W	○●1985- 1998にNRCの設計認証 取得	1,940	600		開発当時の米国電 気事業者のニーズ	防止:キャブアップ 緩和:蓄圧注入	ホウ酸水注入	自然循環系発熱(72h)						5年間10ヶ月	ECCS高圧化・静的化 静的積貯熱除去系導入 モジュール工法			
		10MW-MTP	U.S.A.	W	○		11.5	空軍基地向け		防止:キャブアップ		自然循環及び重力による 注水							3年で燃料交換 3.5%燃費	弁・熱交換器・ポンプの削減 建設工期30ヶ月		
		MAP	U.S.A.	CE		900	300			緩和:自己加圧方式	1次系温度及び圧力(OA 外炉冷却)制御及びO アブレーション・冷却停止		522次系からの静的冷 却									
		GEYSER	Swiss	SIN (原子力研究所)	○●	10-50		熱供給のみ		防止:多量自然循環ループ によるパッシブ系	ホウ酸水制御のみ		ホウ酸水制御のみ						U-2-H燃料			
		MAPS	Italy	Roma大学	○●	600	170						上部タンク水で2週間 閉鎖可能						17ヶ月サイクル			
AMPS	Canada	ECS Power Systems	○	1.5	0.1	海水利用		防止:大容室プール水確保			自然循環によるプール水 及び炉水への熱除去							U-2-H燃料	フロンサイクル発電			
Mdu-Application Small LWR DOE-NER(No.99-0129)	U.S.A.	Idaho NEEL Bechtel Oregon SLL	1999-	1000 400		熱供給専用 又はコジェネ													AP600概念の経済性向上が主眼			
STAR- LW DOE-NER(No.99-0027)	U.S.A. Italy	W UCB/JMT DRI	1999-					防止:制御系及び停止系を RV内部設置で減衰し削減 緩和:自己加圧方式	重汚染廃棄物風干炉 使用の可能性			炉心上部で凍結させ自然 燃焼増加							燃料交換サイクル15年程度 現在のPWRより高圧運転の可能性			
炉型PWR	HRX	HRX	Japan	JAERI	●1983-	100		船用動力炉	防止:RV内ニSO等を取納し 大口圧力管割断 緩和:水塔式給排水 緩和:自己加圧方式	R/V内発熱CRD採用で制 御棒抽出し事故排除		燃料容器水中貯蔵シス テム及びヒートパイプ 式大気放熱システム	Al ₂ O ₃ システムで運転員 大規模減						出力は二つの3階であるが燃料 貯蔵容器は1/4、直径は1/2			
		DRX	Japan	JAERI	1994-	0.75	0.15	深海調査用船舶炉														
		KST-500	Russia	Kurchatov Institute	○●1950s前半建設放棄 現在再建設中	500		寒冷地向け地域暖房					感熱検出方式のみによる 制御							燃料交換サイクル6年		
		ABV	Russia	●	1960s半ば	1.5-12		可搬型 地下設置型 海上設置型(熱電併給)					自然循環									
		ATES-150(200,80)	Russia	●				地域暖房用					自然循環									
BWR	SBWR	SBWR	U.S.A.	GE	○●1985-1986	1,800	600		同上	防止:自然循環 緩和:重力駆動注入(GDCS)	ホウ酸水注入	自然循環系発熱(72h)	自然循環はカーボンイ ラスト制御棒(FMCRD)	1000 full power day					主ポンプ解除 ECCS高圧化・静的化 静的積貯熱除去系導入			
		PIUS-BWR	U.S.A.	DRNL		2,250	750															
		HSBWR-600	Japan	Hitachi	○●	1,800	600			緩和:蓄圧注入	ホウ酸水注入	外層プールによる自然放 熱							2年運転連続可能 32ヶ月工期			
		TOSBWR-800H	Japan	Tohshiba	○	900	310			防止:自然循環採用で再 循環系配管、ノズル削減 緩和:3系統ECCS採用 防止:確任、確任、確任力密 緩和:重力落下ECCS			プール水冷却						負荷変化は制御棒操作 のみで再循環調整制御			
		TOSBWR-200L	Japan	Tohshiba		200		熱供給(160℃)												2-3年間の連続運転可能		
		SHR	Swiss	EIR	○	10		熱供給	4000人程度の村													
		Simple and Safe 200-MW District Heating Reactor Plant	Germany	KWU		200		地域暖房用 (都市近接立地)				重力降下制御棒 ホウ酸水注入	自然循環降熱							無人運転用 部分負荷はサブプールで 調整		
大気圧炉	TPS	TPS	U.S.A.	QA		84	12	地域暖房用 (都市近接立地)	U-2-H金属燃料の固有安 全性	U-2-H金属燃料の固有安 全性									PIUS原理を応用したベン チュリ燃焼			
		スイングプール 型	SLOWPOKE	Canada	AEDL	○1987に2MW型が稼働	2-10		地域暖房用 (都市近接立地)	循環(15%), 確任(大気圧) 重力降下式ECCS										自然循環	無人運転	燃料容器不燃
			LTHR	China	清華大学	1991に臨界	5		研究用 熱供給用 (190-200℃温水供給)													
	RUTA	Russia	●1970s末-	10,20,35			地球暖房用													自然循環	Murmansk地区のApallyでの建設 計画あり	
Channel-type BWR	Bibione Nuclear Cogeneration Plant	Russia		1960- 1974-76に建設・運転中	4×62.5	4×12	熱供給													自然循環		

表2.1.1 世界の中小型炉

○:第1回中小型原子炉国際会議(1987)
●:IAEA-TEODOC-681(1998)

プラント型式1	プラント型式2	名称	開発主体		稼働時期	熱出力 MW	電氣出力 MW	用途(発電以外)	出力規模決定要因	受動的安全機構					運転性	燃料交換	経済性向上策等
			国名	実施機関						LOCA/ULOF対応	UTOP対応	原子炉停止	崩壊熱除去				
TRW		PHWR-220	India	NPC	●	743	184		既存商用炉規模	緩和:蓄圧注入		重力落下制御棒 Gd注入 緊急水ドレン			連続燃料交換	ツインブランド	
		PHWR-300	Germany	KWU			300					重力落下制御棒 ボウ融水注入	水力駆動式制御棒で高負荷 荷戻り性	稼働中燃料交換 使用済燃料は廃棄			
		DANDU3	Canada	AECL	●	1,441	450	蒸気発生機、熱併結	需要に柔軟性を付加	緩和:蓄圧注入		重力落下制御棒 Gd注入 緊急水ドレン			連続燃料交換	ツインブランド	
		DANDU6	Canada	AECL	●	2,156	600	熱併結	既存商用炉規模	緩和:蓄圧注入		重力落下制御棒 Gd注入 緊急水ドレン			連続燃料交換	ツインブランド	
		DANDU 300	Canada	AECL	○1992-	1,230	400	輸出用				重力落下制御棒 蒸気発生機へ閉鎖Gd注入	制御棒と蒸気発生機 濃度調整で反応度制御	稼働中燃料交換 天然U	初号機工期4ヶ月、 2号機33ヶ月 モジュール化設計		
		Inden 500	India	DAE	○		500					重力落下制御棒 蒸気発生機へ閉鎖Gd注入					
		ARGOS	Argentina	ENACA	○	1,123	375			防止:蒸気発生機ポンプ/ECCS の高圧注入ポンプとして使用		重力落下制御棒 蒸気発生機へ閉鎖Gd注入 独立2系統制御棒				KWU/AECLからの技術導入	
ガス炉	He冷却	QTMHR	Sweden	ABB/HRB	●	200	68	熱併結	固有の安全性(燃料 溶融防止)	防止:重力落下中住手吸収 ポール			自然循環 大気放熱	電気-熱可変利用	連続燃料交換(ヘリウム型 粒子炉)	高効率車	
		PBMR-SA	South Africa	ESKOM	1995-	226 265	100.9 114			負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1600℃	負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1600℃		燃料温度が許容値以上 に到達する前にRVからの 熱損失が熱供給を上	連続燃料交換(ヘリウム型 粒子炉)	Heガスタービン直接サイクル発電 粒子炉)		
		He冷却ヘリウム方式小型炉	Japan	工学総研/ NRC,Fuj	1999-		100			同上	同上				連続燃料交換(ヘリウム型 粒子炉)	Heガスタービン直接サイクル発電 粒子炉)	
		AVR	Germany	KFA	○1987稼働 1990停止		13	実験炉		負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1150℃	負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1150℃				連続燃料交換(ヘリウム型 粒子炉)	20年間の運転実績	
		THTR-300	Germany	BBC/HRB	1983稼働 1988停止		300	原子炉		負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1600℃	負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<1600℃				連続燃料交換(ヘリウム型 粒子炉) 再処理せず貯蔵		
		MRS 又はHTR-M	Germany	INTERATOM	○1993-	200	80	熱併結(地域暖房) 電気-蒸気供給 岩破ガス化等熱直接利用		同上	同上	制御棒重力落下 ポロン小球重力落下	伝導・輻射・自然対流の みで炉外に除去 出力密度3W/cc以下		同上	建設期間4年	
		HTR-500	Germany	BBC/HRB	○●	1,264 1,350	500 550	蒸気直接利用 実験炉		同上	同上		独立2系統+PCRVタイプ 冷却系		同上	モジュール型 平均燃費40~100GWd/t	
		HTR-100	Germany	BBC/HRB	○	250	100	発電-蒸気-熱供給炉		同上	同上		加圧時は1次系自然循環 、減圧時は伊勢水冷却 パネルで間接冷却		同上	HTR-100×2で出力1万5千 HTR-100×4で出力3万5千並 平均燃費4~100GWd/t	
		HTGR	U.S.A.	GA	○●	350	138			同上	同上	制御棒重力落下 ポロン小球重力落下	伝導・輻射・自然対流の みで炉外に除去		ブロック燃料 UCO, ThO2燃料 再処理せず貯蔵	建設期間27ヶ月 燃費82GWd/t	
		GHR-10	Germany	HRB	○	10		熱供給専用		負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<800℃	負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量) 燃料最高温度<800℃				燃料交換間隔15年 ヘリウム炉心	燃費75GWd/t	
		SPGR	Japan	JAERI	1984-	500 300		高温蒸気直接利用		負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量)	負の温度反応係数 (低出力密度、大熱容量)			B4C炉心反応度調節方式	ヘリウム方式又は蒸気交換 アクセス方式		
HTTR	Japan	JAERI	●1997稼働	100													

表2.1.1 世界の中小型炉

○:第1回中小型原子炉国際会議(1987)
●:IAEA-TECDOC-881(1986)

JNC TN9400 2000-063

プラント形式1	プラント形式2	名称	開発主体		稼働時期	熱出力 MW	電出力 MW	用途(発電以外)	出力規模決定要因	実質的安全機能				運転性	燃料交換	経済性向上策等	
			国名	機関名						LOCA/ULOF対応	UTOP対応	原子炉停止	耐震設計				
LMR	Na/Pool	S-PRISM	U.S.A.	GE	○●PRISM1984- /S-PRISM1986-	1,000	412		RVACSが適用できる 最大出力	防止:Pool型 緩和:Q/V,金属燃料	金属燃料炉内GEM	重力落下制動棒	自然循環 大気放射	原子炉2基にSG及びター ビン1基	20ヶ月交換, 金属燃料	原子炉停止系1系統 6モジュール 2次系の予安全系化	
	Na/Pool	SAFR	U.S.A.	RE	○●1984-		330			防止:Pool型 緩和:Q/V,金属燃料	金属燃料	圧力落下重力落下 SASS	自然循環 大気放射		燃料交換期間5日	4モジュール 2次系の予安全系化	
	Na	LCP	U.S.A.	WV	1984-		400			同上	同上	同上	自然対流				
	Na/Pool	4S(金属燃料)	Japan	CREPI	●~1989-	125 25	50 10	海水淡化	寿命中負のNaポイド 反応度が実現可能な 範囲	防止:Pool型 緩和:Q/V,金属燃料	負のポイド反応度,同上	反射体制御+炉停止棒 1本	自然循環 大気放射	CRVRDを用いた1反射 体制御,2次系又は水蒸 気系減圧で出力制御	寿命中燃料交換なし(金属燃料)	1次系炉内圧管削除 炉内構造物腐食化 燃焼機、取扱機削除	
	Na/Pool	4S(MOX/MN)	Japan	PNOC(現JNC)	1988	131.5(MOX) 250(MN)	50(MOX) 1000(MN)		常備と同程度の熱出力	防止:Pool型 緩和:Q/V		同上	自然循環		燃料サイクル2年(MOX)-7 年(MN)程度	燃焼度約30GWd/(MOX) 約80GWd/(MN)	
	Na/Double Pool	MDPR	Japan	CREPI	○●	840	325		二重タンクで工場一 括生産可能な最大 出力	防止:Pool型 緩和:2次容器			自然循環			2重系炉除 工期短縮 4モジュールプラント	
	Na/Pool 又はLoop	Rapid	Japan	CREPI	●1993	150 25	60 10	分散電源		2EM+Baby Pump 金属燃料	ポイド導入量によるNaポ イド反応度経費	U注入モジュール U貯蔵モジュール			5年間燃料交換不要 一体型燃料の一括交換	炉内腐食化及びEVST削除で大 規模増強	
	Na/Pool	小型モジュールFBR	Japan	CREPI	1993	840	350			防止:Pool型 緩和:Q/V,金属燃料	金属燃料				燃料交換サイクル6年 金属燃料		
	Na/Pool	Ultra-Small	Japan	MBE	1992	1		都市近接立地 大深度地下立地対応		自然循環冷却	負の反応度フィードバック	自己制御性	自然循環	負の反応度フィードバック 制御,運転-保守要員不要 を指向	3年間に原子炉容器前一括 交換		
	Pb-Bi/	YES-M	Russia	TrKBM			1	分散電源		防止:Voidが炉心に到達し ない設計対応 緩和:Q/V			自然循環				
	Pb-Bi/Pool	SVBR	Russia	SSO RF BPPE EDO		250 7	75 250 600	VVERのSGリプレース		同上				自然循環		10-15年間燃料交換	潜水艇用炉技術を活用
	Pb-Bi/	Onix-50	Russia	SSO RF BPPE St. P. MBM Kubovo Fac.			50	海水淡化 熱供給		同上				自然循環		燃料サイクル7年	深遠型
	Pb-Bi/Loop	Angstrom	Russia	SSO RF BPPE		30	6	熱供給	人工5000人規模	同上				自然循環	空冷システムで冷却可能 (水のない地域も考慮)	燃料サイクル6-11年 発電コスト6¢/kWh 熱コスト8¢/Gcal	8-12台の列挙で輸送可能 (最大220ton/台)
	Pb-Bi/Pool	Bruce	Russia	EDO			150 220 300	孔用電線 石油液化化等化学プロセス熱 供給 海水脱塩用		同上				自然循環			
	Pb or Pb-Bi /Pool	STAR-LM DOE-NER(No.99-0154) 実用化研究AML公算概念	U.S.A.	UCB W ANL/JNL	1989-	300		遠上回向け		防止:R/Vには真鍮部なし 緩和:Q/V				自然循環		運転中原子炉モジュール 運転後炉芯部維持済み	
	Pb-Bi/Pool	MIT技術概念	U.S.A.	MIT		1,800											
	Pb-Bi/Pool	LAS	Japan	JNC	1989-	125	52	遠上回向け	14冷却L4Sを参考に 設定	全炉心ポイド反応度ゼロ炉 心	同左	後継系はバーナブルポ イズン技術のSASS	RVACS+SG+HS RVACSの自然循環除熱 のみで十分		30年間燃料交換	2次系削除	
	NaK	海軍無人基地用炉	Japan	PNOC(現JNC)	1982		10-40	海軍無人基地用電源									ガスタービン(He-Xe)発電
Na/Loop	水素製造用高濃度炉	Japan	PNOC(現JNC)	1981	350		水素製造用電源		防止:置換物燃料でポイド保 数低減(又は負)	置換物燃料				遠隔無人運転	水素製造用温度(70℃)		
Na又はU/Loop	可搬型炉	Japan	PNOC(現JNC)	1981		10	無人観測基地用電源		防止:置換物燃料でポイド保 数低減(又は負)	置換物燃料			自然循環		熱電変換		
U/Loop	二重ランキンサイクル炉	Japan	PNOC(現JNC)	1981		3	実験発電									H-水蒸気二段ランキンサイクル	
NaK/Loop	SNAP-2	U.S.A.	NASA	1960s 地上試験完了	0.032	0.003	宇宙用電源									燃料を炉心駆動機構で上 下して制御	Heランキンサイクル
NaK/Loop	SNAP-6	U.S.A.	NASA	1960s 地上試験完了	0.478	0.035	宇宙用電源									炉心周囲の6体の制御ド ラム(6a)で制御	Heランキンサイクル
U/Loop	SNAP-50	U.S.A.	NASA	1960s 地上試験完了	7	1	宇宙用電源										ランキンサイクル
NaK/	SNAP-10A	U.S.A.	NASA	1960s 1989打上	0.034	0.00058	宇宙用電源				反射体可動制御下			自然対流制御ドラム方式で 制御		炉内熱電対で発電	
NaK/	トパーズ	Russia	BPPE	1960s-1980s	0.13-0.15	0.005-0.01	宇宙用電源									炉内熱電対で発電	
U-プ/	ERATO	France	CEA/GRES	1983-	1	0.2	宇宙用電源										ブレインサイクル
その他	炉心ヒートパイプ なし	SP-100	U.S.A.	NASA	1978-	1	0.1	宇宙用電源									炉内熱電変換
		ロマンチュカ	Russia	Kurchatov Institute	1960s-1980s	0.04	0.0035	宇宙用電源									反射体中の制御ドラム方 式で制御

表 2.1.2 受動的安全性の考え方（「受動度」と具体例）

・受動度

出典：受動的安全システムに関する調査、同名の調査委員会、1991年3月、日本原子力産業会議

					安全機能時 液体／固体移動		
					無	有	
						自然力	外部動力
起動時	起動信号	不要	固体移動	無	I	II	VI
				有(自然力)	—	III	
	要	固体移動	無	—	IV	VII	
			有(自然力／外部動力)	—	V		

例)

- I ドップラー効果、熱伝導、熱輻射、静的機器による格納、燃料によるFP保持
- II 密度ロック、自然流動、ヒートパイプ、キュリー点電磁石（開）→自然落下格納容器の自然冷却
- III 水圧作動弁（開）→ボロン水自然流動、安全弁（開）→冷却材等放出
ホッパー（開）→ボロン小球落下
- IV マグネット（オフ）→制御棒自然落下
- V ラッチ機能（開）→制御棒自然落下、電磁（空圧）弁（開）→冷却材自然流動
- VI 常時運転安全系機器による冷却材強制流動
- VII 電磁（空圧）弁（開）→冷却材強制流動

・受動的安全システム採用の具体例

- 軽水炉 SBWR、AP-600、HSBWR、MSPWR、SPWR、MRX/DRX(船用炉)、PIUS、MISER
- 高速炉 PRISM、SAFR、4S-LMR
- 高温ガス炉 MRS、MHTGR

表 2.2.1 多目的小型炉の開発実績及び今後の開発ニーズ

従来の用途 (分野)	炉型	特徴/地域	今後の分野/炉型	ニーズと要件					備考
				用途	出力規模	経済性	安全性	特記事項	
発電専用	軽水炉、 高温ガス炉、 高速炉、重水炉	計画のみ /欧州、北米、日本	分散電源、大型軽水炉の補完 /小型軽水炉・PBMR(南ア)等 の高温ガス炉、高速炉	【都市近接立地】 送電コスト削減	~10-300MWe	大/中型炉又は火 力と経済性での競 合あり	従来以上に多様な 住民/国民の理解 要	比較的中規模	*1:日本の大型都市分散電源/ コジェネの場合、電力需要で は3-15MWe程度(熱需要で は5-100MWe)が比較的多 く、島嶼需要との共通性あり *2:高コスト要因の詳細分析要
				【島嶼部立地】	0.05-50MWe*1 (日本では10-20 MWe規模が比較的 多い~10箇所)	日本の現状は、100 の利益に対して 170のコストを負 担*2	運転員の負荷軽減	燃料交換頻度小 (5-10年程度) 熱利用も並行検 討	
				【再生可能エネルギー の代替】地熱、水力、風 力には不適な場所の CO ₂ 削減策	5-50MWe程度	地熱、水力(~60万 円/kWe)より競争 力あり		地熱、水力より 設置面積縮小	
				【途上国設置】 国外	~300-600MWe	火力と同程度	途上国の体制整備 (規制、運転員養成 等)から着手	中規模	
電気と熱の併 給(コジェネ)	軽水炉(黒鉛チ ャネル自然循環 炉)、 高速炉 (BN-350)	地域暖房、海水淡水 化 /ロシア(ピリビ ノ)、 旧ソ連(現カザフス タン)	コジェネ・海水淡水化(従来以上 に可搬性強化) /軽水炉、液体金属冷却炉(砂漠 地帯、ロシア及び中国の遠隔寒冷 地等)	【海水淡水化】 国外 水不足地域	10-50MWe程度 (BN-350では 150MWe)	目標 1\$/m ³ (所要電力は、 5kWh/m ³)*3		燃料交換頻度小 (10-30年) 国外では核拡散 抵抗性要	BN-350の更新用にBMN-170を 検討中(露) *3:逆浸透法の場合
				【遠隔寒冷地】 国外 分散電源+熱利用	50-500MWt (10-50MWe) :露	露では冬季の化石 燃料輸送費より価 格競争力あり		主に冬季需要	
				【都市コジェネ】	0.02-15MWe (日本のガス・ピ ン・コ ジェネの平均は、~ 20MWt/7MWe)*3		従来以上に多様な 住民/国民の理解 要		
熱利用 (地域暖房) 電力は別途供 給するケース	軽水炉(含スイ ミングプール 型)	大気圧炉で比較的 低温の温水を供給 /カナダ、中国	●低温(250℃以下)⇒地域暖房、 海水淡水化/軽水炉(欧州、北米、 ロシア・中国の寒冷都市、中近東) ●中温(500℃程度)⇒工業用プ ロセス熱供給、石油精製/液体金 属冷却炉、高温ガス炉 ●高温(900℃程度)⇒石炭ガス 化、メタノール生産、熱化学水素 製造等/高温ガス炉	【寒冷地】 地域暖房(100-150℃)	>5Gcal/h (>5MWe)		運転員の負荷軽減	冬季のみ(冷房 兼用も要検討)	中温及び高温の熱利用システム 開発が課題 →高温ガス炉との棲み分け
				【都市近接立地】 熱供給 (100-150℃)	~5-200Gcal/h (5-250MWe) モジュールで容量調整	15-50円/Mcal (日本)	従来以上に多様な 住民/国民の理解 要	小型軽水炉との 役割分担	
				【産業用蒸気供給】 石油精製(300-400℃) 重質油改質(450-550℃) その他化学工業	(日本のガス・ピ ン・コ ジェネの平均は、~ 20MWt/7MWe)			高温ガス炉との 役割分担	
動力 (民生及び軍 事用船舶、潜 水艦、砕氷船)	軽水炉、 液体金属冷却炉 (Pb-Bi;露)	小型炉としては比 較的大出力/核保 有国(潜水艦)ロシ ア(砕氷船)一般船 舶(米、露、独、日)	潜水艦、砕氷船等の特殊用途に限 定/軽水炉	【動力】	30kWe-300MWe	機能優先		燃料交換頻度小 (無酸素運転)	建造数は基幹電源炉より多く、冷 戦後も一定のニーズがある。(自 然循環PWRの実用化で液体金 属冷却炉の軍事的ニーズは消滅)
発電専用 (宇宙)	液体金属冷却炉	熱電発電/露 (米は1基のみ)	不明	【遠隔地電源】	1kWe-1,000kWe	機能・比重量優先		長寿命無人運転 無酸素運転	人工衛星用としては燃料電池及 び太陽電池の利用が中心
放射線利用	熱中性子炉、 高速炉	試験研究炉/各国	照射施設/熱中性子炉、高速炉	材料照射、R I 供給、 食品照射、医療	超小型、実験炉規模			コジェネ炉との 併用も可	R I、加速器との競合

表 2.2.2 各種小型高速炉概念

プラント名\項目	プラント基本概念	受動安全性	モジュール化	核拡散抵抗性	経済性
ナトリウム冷却: 4S (Super Safe, Small and Simple) 【技術課題】 -長尺金属燃料 -反射体制御 -高Cr鋼材料の照射強度 -径方向膨張反応度 -給水流量制御 -1次系EMP	・炉心崩壊が起きても再臨界しない原子炉ではなく、一般の人にも不安感のない炉心崩壊が起こりえない構造原理の高速炉概念 -Na冷却超小型金属燃料炉心 -自然放熱による冷却 -反射体による原子炉出力制御 -現下の社会情勢ではPu管理を容易に、かつ増殖しない	・ボイド反応度及び全ての反応度温度係数が負でNaの沸騰には至らない ・炉停止後の崩壊熱は自然循環で大気に放熱 (PRACS+RVACS) ・制御棒がなく誤引抜き事故を排除	・原子炉系及び2次系は工場を組み立て一括輸送・据付 ・現地工事削減、品質管理の向上	・金属燃料は内部転換比が大きく兵器級燃料には適さない組成 ・燃料交換サイクルは50MWeで10年(10MWeでは30年)と長期で、燃料への接近が困難	・Super Phenix(6,810ton ; 5.7ton/MWe)と比較してプラント全体物量は約1/30、単位発電量当たりの物量でも4.8ton/MWeと15%程度少ない(50MWeの場合) ・建設単価約30万円/kWe、発電単価約7.7円/kWh(耐用年数30年、金利5%)
重金属冷却: 鉛ビスマス炉(4S型) (Lead-Bismuth cooled 4S) 【技術課題】 -各種構造材料の長期健全性維持技術の開発 -Pb-Bi EMP・SG -30年炉心技術	・4S概念のSTAR炉概念(米国NERI計画)への適合 -Secure:核拡散抵抗性 -Transportable:可搬性 -Autonomous:自律性(分散電源) -Reactor:Pb-Bi冷却	・MOXで全炉心Naボイド反応度ゼロ ・崩壊熱除去はRVACS-1系統(NC) + SGHRS-2系統(FC) ・4Sと基本的には同じ反射体制御概念	・4Sより可搬性向上 R/V高さ: 25m(4S)→15m R/V内径: 2.5m(4S)→2.6m ・Pb-Bi搬送重量 300ton以下	・炉心寿命長期化 10年(50MWe4S) →30年 ・原子炉は封入状態でサイトから回収可能	・2次系削除 ・燃焼度向上(4.6→20万Mwd/t)、物量はNSSS重量70%、原子炉建屋容積65%に低減(対4S比) ・建設単価は4Sの85%、発電単価は約4.5円/kWhと評価
重金属冷却: 鉛ビスマス炉(ANL公募概念) 【技術課題】 -各種構造材料の長期健全性維持技術の開発 -様々な過渡事象への自然循環適用性評価	・100%自然循環冷却による固有安全性、受動安全性を備えた鉛ビスマス冷却炉 -低出力密度・低圧力損失・長寿命炉心 -反応度フィードバックを利用する出力コントロールの可能性	・自然循環冷却による崩壊熱除去 ・崩壊熱除去系は、蒸気発生器を介した4系統 + 炉容器冷却系統(NC)	・取り外し可能な炉心モジュール、蒸気発生器モジュール	・燃料に直接アクセスするための機器はなし。 ・長寿命炉心で燃料交換回土減少(約15年)	・2次系削除 ・自然循環炉のため1次系ポンプ削除 ・原子炉反応度制御系簡素化の可能性。
ガス冷却: ヘリウムガス炉 (PBMR型) 【技術課題】 - ¹⁵ Nの濃縮技術 -燃料被覆の照射健全性 -燃料粒子の再処理技術 -直接サイカガスタービン技術	・高温ガス炉の受動安全性を備えた小型モジュール炉概念(PBMR)をベースとした高速増殖炉概念 -燃料母材:黒鉛→Si ₃ N ₄ -燃料核:UO ₂ →MOX -径ブランケット燃料球増設	・減圧事故時でも燃料溶融防止を目標(低発熱密度、高耐熱裕度=1600℃、余剰反応度小) ・崩壊熱除去は検討中(自然循環に期待) ・燃料被覆の高いFP閉じ込め能力	・PBMRよりさらにコンパクト化	・燃料は通常運転中部分的に交換し、使用済燃料は建屋内で搬出待貯蔵(STAR概念には高温ガス炉オプションなし) ・被覆粒子燃料の再処理技術の目処はついているとされるが中性子経済がよく核分裂性核種の残量が少ないうえに軽水炉の2-3倍程度の燃焼度が得られることから再処理せず保管するonce through方式が欧米での従来の基本方針	・He冷却直接発電(ガスタービン) ・運転中燃料交換により稼働率向上 ・PBMRの評価 南ア:1,000\$/kWe 国内:約21万円/kWe (規制緩和・品質管理程度合理化を前提:原子炉重量は約11ton/MWe)

表 2.3.1 小型炉設計要求事項の整理

項目	開発目標	小型炉全般としての条件	小型高速炉（都市近接／島嶼向け）の条件 （ITによる遠隔集中運転への適合）	基本仕様項目
安全性	炉システム一般の（小型炉に限らない一般的な炉システムへの設計要求を意味する）安全性目標に加え、安全系の作動原理を受動的なものに限定することを必須の要求事項とする。	①異常時の緊急対応は不要（Walk-away Safety） ②再臨界回避方策		炉型（冷却系概念）⇒中間熱交換器、ポンプ 炉心安全性 原子炉停止系⇒炉上部構造 崩壊熱除去系 蒸気発生器⇒Na-水反応排除、Na漏洩対策 格納施設
経済性	実用化段階の建設費及び発電単価は、他の分散電源と競合し得るレベルとする。ただし、電源の安定確保に係る経済性以外のメリットを考慮できるようにすること。検査サイクルも運転サイクルに整合させ得ること。運転員数は他の分散電源に比べ多すぎないこと。	①システム簡素化による経済性向上⇒動的機器の削減（→保守簡素化） ②小規模化石燃料発電（コジェネ）・自然エネルギー発電（太陽熱、風力等）と競合できる経済性（基幹電源より割高になることは許容）	①燃料交換頻度低減、設備稼働率向上 ②常駐運転員不要（遠隔集中運転）⇒ITによる遠隔運転技術の効果的利用（モジュール炉の経済性と競合） ③現状の島嶼向け火力発電設備では100の利益を生み出すために、170のコスト（運転、燃料輸送、保守費用）を注入している。（都市近接では火力と競合）	設備稼働率⇒運転サイクル 発電方式（ポンプ型式） 主蒸気条件
資源の有効利用	運転サイクル長さ目標を実現するために資源有効利用については特に問わないこととするが、極力内部転換比を高めることとする。	高内部転換比⇒低Pu富化度（長寿命炉心）	炉心寿命10-30年程度（稼働率・燃交費用・頻度の最適化）	燃料形態 燃焼度 増殖性能
環境負荷低減（CDM対応の選択肢の一つ）	優れた中性子経済は炉心の長寿命化に振り向ける。	廃棄物量の削減	プラント寿命（30-60年）が燃料寿命を上回る場合が一般的であり、プラント設備は再利用（燃料交換）可能とする。	プラント寿命（燃料集集体型式）
核拡散抵抗性	炉システム一般の開発目標に加えて、燃料の完全パッケージ化ないしは原子炉と燃料の一体化による高度な核拡散抵抗性を有すること。また、核物質等の海外移動に対して、核不拡散に関する国際合意に反しない管理方法の見直しを示すこと。	NERI・第四世代炉の動向に注目⇒長期燃料無交換炉心（15年以上）⇒核不拡散の観点等から使用済燃料の各プラント内分散永久保管は不可であり、炉外取出し・移送・集中保管管理が必要となる。⇒分散サイトから集中保管場所への移送	①定検期間短縮；必要最小限の日数（1-2週間／年程度）と項目で実施可能とし、査察も同時に実施する。（炉停止中の電源供給手段確保も重要）⇒タービンのみバージ型等 ②海上輸送となる燃料移送の頻度低減（島嶼）	炉内燃料交換 燃料出入方式 燃料集集体型式 定検期間⇒稼働率
特殊用途（多目的小型炉）への適合性	これらに加えて、高速炉としての特徴をより明確に発揮するため運転サイクル長さは10年程度を目標とし、30~50年の寿命中燃料無交換を実現する方策についても検討することとする。	①非グリッド電源としての機能⇒「Autonomous」（自立型）の実現；プラント停止中・起動時の運転手順、ユーティリティ（電源、淡水等）の確保方策 ②可搬性（建設、保守・補修、廃炉）⇒炉容器高さ短縮・冷却系ユニット化で輸送性向上⇒建屋階層数を削減し現地建屋工期短縮	①島嶼では海上輸送／海岸設置が前提となる。（重量制限は比較的緩和、燃料移送頻度は極力低減） ②工事要員の集めにくさを考慮し、現地工事量の大削減が必要となる。（島嶼）	熱／電気出力⇒原子炉出口温度、燃料被覆管材料 運転サイクル⇒設備稼働率 立地⇒免震 建設工法・工期
備考	CDM：Clean Development Mechanism 先進国が途上国での温室効果ガス排出量を抑制するプロジェクトを支援し、その代わりに抑制分の一部を先進国の削減分として移転できる。（京都議定書第12条で新設された制度）			

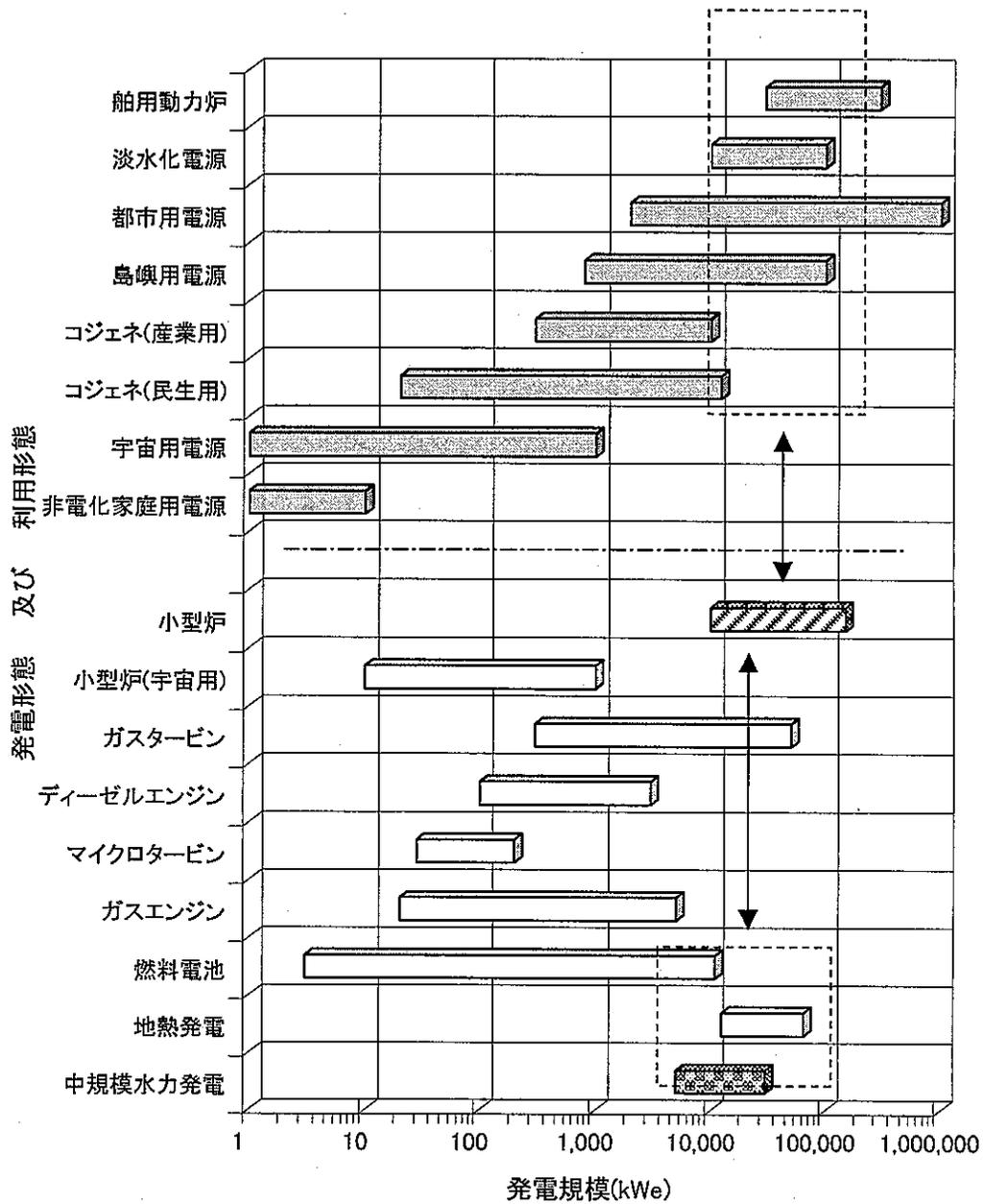
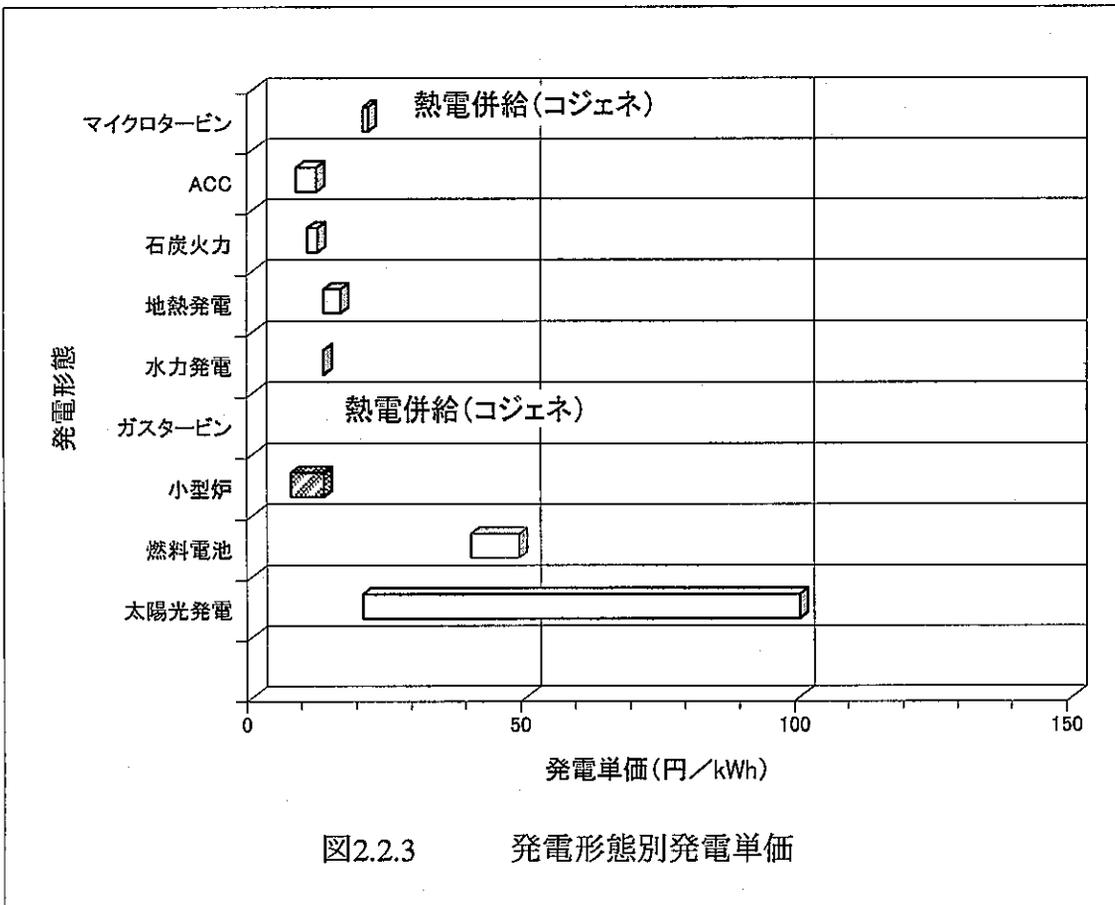
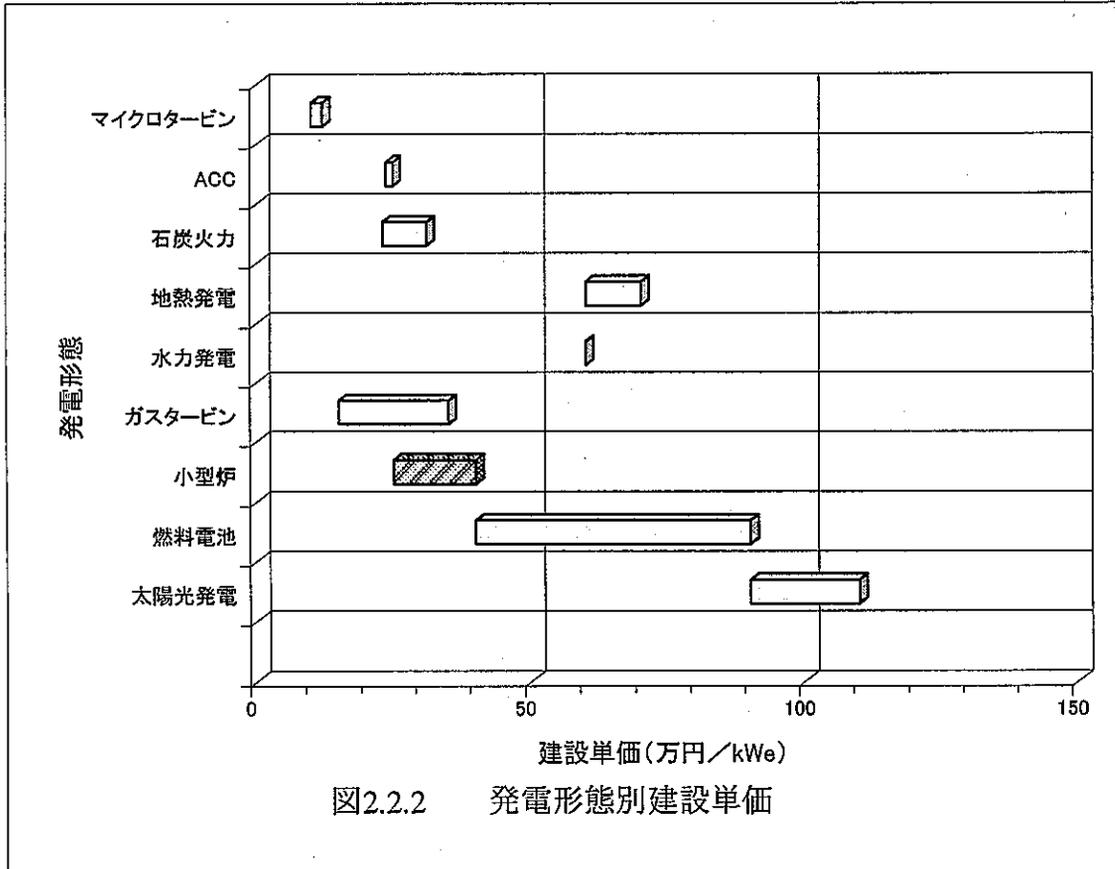


図2.2.1 電力需要と供給形態/利用形態の対応関係



高速炉が生み出すもの（基本事項）

- 1個のPu-239が核分裂で約210MeVの熱エネルギーを放出
- 中性子数 n 2-3個
- FPから γ 線や β 線を放出
- U-238 \Rightarrow Pu-239（転換、増殖）

何ができるか（応用）

- 【熱利用】
 - [発電]
 - カルノーサイクル*（ランキン、ブレイトン）
 - MHD発電
 - 熱電子変換*（真空ダイオード等；1000-2000℃）
 - 熱電気変換（ゼーベック効果；700℃程度以上、500℃程度も今後検討）
 - 放射線変換（光起電力装置＝太陽電池、 β 起電力電池、 α 電池、 β 電池、核分裂電池、 γ 電池； μ W-mW規模）
 - [熱・蒸気供給]
 - 熱電気変換（ペルティエ効果、トムソン効果）
 - [温排水利用]
- 【放射線利用】
 - 材料照射 [中性子]
 - 食品照射 [γ 線]
 - 医学治療
 - RI供給
- 【動力】

どのような規模が適切か？

- 【大型炉】(>600/700MWe)
 - 発電（カルノーサイクル）、温排水利用
- 【中型炉】(200/300MWe-600/700MWe)
 - 発電（カルノーサイクル）
- 【小型炉】(10MWe-150MWe)
 - 熱・蒸気供給
 - 発電（カルノー又は非カルノーサイクル）
 - 動力
- 【超小型炉】(<10MWe)
 - 発電（非カルノーサイクル）
 - 放射線利用照射炉
 - 動力

設置場所

- 国内向け
 - 需要地（都市、島嶼）近接
（送電ロス・コスト及び燃料輸送コスト低減）
- 輸出向け
 - 分散電源、海水淡水化
 - 寒冷地熱供給、地域暖房

小型炉が軽水炉でなく高速炉であることの必然性

- 内部転換比が高く、より長寿命の炉心を構成できる可能性がある。
- 熱や蒸気の供給面では、より温度の高い高速炉（500℃程度）の方が適用範囲が広い。
- 軽水炉でPuサーマルを実施(余剰Puを保有しないため)するよりも、転換比の小さい(1以下)小型高速炉でPuを燃焼させる方が燃料サイクルの観点からは合理的である。
- U-235はU資源の乏しい我が国では有効活用の観点からより燃焼度の高い炉の燃料として利用することが望ましい。

*：熱力学第二法則の制約あり。

図 2.3.1 小型高速炉の可能性

3. 中型モジュール炉の概念検討

3.1 中型モジュール炉の位置付け

本章における中型炉の定義は、各プラントをモジュール化することで経済性を向上させ 150 万 kWe クラスの大型炉に経済的に対抗することを目的としたプラントのことで、単基出力としては、20 万～70 万 kWe 程度の電気出力を想定している。

中型モジュール炉の特徴を大型炉との違いに留意しながら示す。

- ・モジュール単位は、タービン (TG) 及び燃料取扱い設備の共用 (SG に対するモジュール化)、SG の共用 (炉心及び冷却系に対するモジュール化) によって決定される。本報告の中では、炉心-SG-TG の比率でモジュール構成を示している。

TG は、各点検間隔が長く、また出力を変動させた運転が可能であるということから、各 SG ごとの運転に柔軟に (4 モジュール中 3 モジュール=75%出力運転等) 対応できる。一方 SG については、SG の定期点検時に 1 次系機器等の点検も行うため SG に連結する複数モジュール (冷却系) を同時に停止することが多い。つまり一般産業でも使用されており、複数量産効果を見込めない TG に関しては、スケールアップによる経済性向上を最大限に生かす。高速炉特有の機器である SG 及び冷却系機器は量産効果を期待し、モジュール化する。モジュール化は、稼働率向上のため SG の定期検査を考慮するとともに、中型炉特有の安全性が生かせる範囲で行われることが多い。

- ・炉心体積 (熱出力) に対して炉心表面からの中性子の漏洩が大型炉と比較し多い。そのため、全炉心 Na ボイド反応度を負の方向に設計でき、各種温度係数も負の方向に設計できる。また反射体制御といった漏洩する高速中性子を制御することで原子炉の運転を行う方式も採用可能となる。

全炉心 Na ボイド反応度及び温度係数の絶対値をゼロ及び負にしたいいわゆるゼロボイド炉心の成立性は、炉心高さ 2m で炉心等価直径 1.2m 程度が限界と思われる。この時、熱出力 475MWt となる。(最大線出力 460W/cm、炉心総燃料ピン数 510 本×18 本の時、また漏洩が多いためブランケットなしでの転換比は、0.6 となる。)

上記炉心は、反射体制御を採用した 4S 型炉の例であるが、この炉心は、燃焼反応損失が $3\% \Delta k/kk'$ に対して、厚さ 15cm の反射体で約 $5\% \Delta k/kk'$ の反射体価値が得られ炉心制御が可能である。

- ・炉心の熱出力に対し原子炉容器表面積が大型炉と比較し大きい。そのため、原子炉容器表面を自然循環により空冷する RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) のみを 1 次系の最終除熱手段として設定し、動的機器を崩壊熱除去系からなくす事ができる。

RVACS の使用範囲は、約 700m^2 の表面積 (約 $\phi 9\text{m}, \text{H}20\text{m}$ クラスの原子炉) に対し 1000MWt 級炉心の崩壊熱を除去できるとおおまかに考えている (最大除熱能力 5MWt 強。)。また、RVACS 等構造物のみから構成されるシステムは、DRACS (Direct Reactor ACS) 等の動的機器を導入する場合と比較しコスト的にも廉価であると一般的に言われている。

- ・RVACS 等による受動的な崩壊熱除去が可能のため 2 次冷却系を 1 ループ構成としても安全性を担保できるシナリオを構築できる。
- ・モジュール炉では、機器の共用化により一時的にしか使用しない機器の台数を削減可能である。

上記に該当する項目としては、燃料取扱い系機器、燃料貯蔵設備等が上げられる。ただし、燃料取扱い機器は通常 2 モジュールでの共用を考えるので、大型炉でもツインプラント化による共用効果を導入すればモジュール炉と同じとなる。
- ・各モジュールの独立性を担保することで、モジュール炉の場合共通要因故障の場合を除きモジュールの個別運転が可能である。そのため、検査、保守補修による稼働率の低下が大型炉と比べ少なく、高い稼働率が期待できる。
- ・モジュール当りの出力が小さいため、大型炉のように途中で中型規模の実証プラントを開発するステップを踏む必要がない。開発期間及びコストにおいて中型モジュール炉の方が大型炉より有利である。
- ・一方出力増大によるスケール効果（設計出力を上げていく時、コスト/出力の比率はより小さくなっていくので単位出力あたりのコストは小さくなること。）は、大型炉ほど享受できない。また、同等の技術を用いたプラントで比較すれば物量はモジュール化されている分だけ中型モジュール炉の方が多くなる。
- ・複数機器製作による習熟効果が早く効き出すため、電気出力当りの習熟効果によるコストダウンの過程が短い。（プラント基数当りの習熟効果は同じ。）
- ・よってプラントを多数基製作したとき、最終的なコスト低減のポテンシャルは電気出力あたりの物量が少ない大型炉の方が有利であるが、大型炉がスケール効果（ n 乗則等）でコストダウンしていくのに対し、中型モジュール炉は習熟効果の先取りによりコストダウンしていく。この両者のコストダウン効果の違いは、3.2 複数基製作時のコストダウン予測で記述する。
- ・燃料種類、炉心出口温度、被覆管材料、SASS、電磁ポンプ、楕円等 3 次元機器、燃料取扱い方式、ガードベッセルの下部格納施設化については、中型モジュールプラント特有の課題ではない。大型炉設計も含めた Na 炉共通の設計課題である。

3.2 複数基製作時のコストダウン予測

一般的に大型炉はスケールアップにより電気出力当りのコストダウンをはかり、中小型炉は量産・習熟効果によりコストダウンを図っている。スケールアップの定量的評価に関する正確な実績データはないが、通常スケールアップは n 乗則といった指数関数で表現され、量産・習熟効果は、初号機のみ計上される費用の割合（初号機比率 K_{FOAK} ）と学習効果（94%曲線）で表現される。94%曲線とは、一般産業界で学習効果を表現するために使用される曲線で、同じものを倍の数作成すると、最初のものより94%のコストで製作できる効果を表している。つまり一つ目のプラントを100とすると2つ目は94になり、4つ目までは、 $94 \times 94 = 88$ となる。

より正確には、各機器分類ごとにこれらの係数をこれまでの実績により設定し計算されるべきものではあるが、ここではモジュール炉の特性をつかむため単純化して考える。

320万kWeの電力を発生するために、次の3ケースを考える。

- A. 単基160万k出力のツインプラント（ $160 \text{万} \times 2 = 320 \text{万}$ ）
- B. 単基40万kWe出力のモジュールプラント8基（ $40 \text{万} \times 8 = 320 \text{万}$ ）
- C. 単基20万kWe出力のモジュールプラント16基（ $20 \text{万} \times 16 = 320 \text{万}$ ）

ここで、各ケースのコストは、図3.2.1のように表現される。

ケースB,CがケースAより低コストとなるためには、スケールアップ効果 n は0.86程度以上が要求される。つまり、高速炉の概算コスト計算にしばしば用いられる $n = 0.36$ というような数字では、大型化の方がはるかに有利な結果となる。（ $K_{FOAK} = 0.7$ を使用、初号機特有のコストは、初号機の3割を占めるという意味。）

20万kWe出力のケースCを基準とした場合における、総発電量あたりの発電コストの動向を $n = 0.86, 0.7, 0.36$ に関してそれぞれ図3.2.2、3.2.3、3.2.4に示す。

ここまでの議論は、同一の技術を用い、プラント設計を行った場合である。通常モジュール化を行い、炉心を小型化していくとRVACSや反射体制御といった技術を用い、崩壊熱除去系や原子炉構造のコストを低くすることができる。ただし、プラントごとに各設備分類別のコスト割合を仮定し、RVACSや反射体制御のコストダウン効果を考慮したとしても、その効果は全体に与える影響はそれほど大きくなくこの傾向を変えるようなものではないと考えている。

通常習熟効果の効かない系統設備も含めて全系統設備に習熟効果を考えた上記の場

合でも、多少のコストダウン効果では中小型炉は大型炉に匹敵する経済性を発揮することができない。では、中型モジュール炉として固有の設計技術を駆使し、コストダウンを図った場合、単基初号基がどの程度のコストならば、大型炉でいうツインプラントでの建設費 20 万円/kWe を達成できるのだろうか。

ここでは、習熟効果をより正確に予測するため、初号基特有のコストは全体の 3 割 ($K_{FOAK}=0.7$) であり、習熟効果は、原子炉構造、冷却系、燃料取扱系、Na 系に特有の計測機器の直接費にのみ生ずると仮定した。(本分野が全体に占める割合を 5 割、各系統の直接費の割合を 5 割と仮定した。) つまり、初号基コストを 1 とし、2 号基のコストを $0.7 \times (1 - 0.5 \times 0.5 + 0.5 \times 0.5 \times 0.94^n)$ と仮定した。この時、各電気出力でモジュール化されたプラントは、表 3.2.1 のような n 号基のコストになると推定される。3200MWe に対し 20 万円/kWe を目標とすると、n 号基の平均建設費が 20 万円/kWe となるので、逆算して各ケースにおける初号基モジュールのコストは、表 3.2.2 のように推定される。勿論、この数字は厳密なプラントコストを表現しているわけではない、あくまでもモジュール化していく時の目標コストである。初号基コストがこの数字を下回るように設計し、下回った場合より詳細な経済性評価を行えばよいと考える。また、仮に物量がコストに比例するという仮定をすると、1600MWe のツインプラント初号基 (目標建設単価 24 万円/kWe のもの) に対する各ケースの目標物量比は、表 3.2.3 のようになる。

3.3 中型モジュール炉設計の経緯

Na 冷却方式の中小型モジュール炉としては、表 3.3.1 に示すようなプラント設計例がある。これらのプラントは、実用化戦略予備調査¹²の中で検討されたが、経済性を有する中型モジュール炉としては GE 社の設計した S-PRISM 炉を選定し、より詳細に調査することとした。また、平成 11 年度に実用化戦略調査研究が開始され、新たに設計概念を検討した結果、小型炉で検討されていた 4S 炉 (電中研設計) をスケールアップし経済性を向上させた概念である 4S 型プラント (東芝設計) 4S (200MWe) が追加調査対象として付け加えられた。以下 3.4、3.5 を用い、S-PRISM、4S (200MWe) の説明を行う。

3.4 S-PRISM 炉設計

3.4.1 経緯

S-PRISM は、GE 社が開発したモジュール炉であり、その経緯は 1981 年に始まる。設計はおもに、3 フェーズに分けられる。それは、表 3.4.1 及び図 3.4.1 に示すように、1981-1987 間の PRISM 時代（138MWe の原子炉 3 モジュールで 1 タービンを共有）、1988-1995 の ALMR 時代（336MWe の原子炉 2 モジュールで 1 タービンを共有）、1996 年以後の S-PRISM 時代（412MWe の原子炉 2 モジュールで 1 タービンを共有）の 3 つである。このうち 1987 年までは、表 3.3.1 にある SAFR と米国内で共存する形になっていた。ALMR（The Advanced Liquid Metal Cooled Reactor）は、米国エネルギー省（DOE）の新型炉開発プロジェクト³であり、経済性及び安全性を保持した上で、軽水炉から出るアクチニドを変換することを目的に開発されたプラントであり、プラントを GE が、金属燃料サイクルを ANL（Argonne National Laboratory）がそれぞれ担当し、ANL と GE が共同で ALMR のアクチニドバーナーとしての炉心設計を行った。ALMR では、SAFR と PRISM を候補プラントとして検討し、結果として PRISM の開発を発展させていくこととなったが、表 3.4.1 及び 3.4.2 に示すように PRISM は、SAFR の特徴であった SASS の採用、電気出力の大型化（SAFR は、350MWe）、原子炉出口温度 510℃に起因する過熱蒸気使用による熱効率の向上等を取り込み、現在の形である S-PRISM が形成されている⁴。ALMR の目的は、1980 年代に米国で直面した 4 つの課題を解決することであり、それは下記の 4 課題（英文：原文³のまま）である。

1. 原子力級として設計・製作・維持されなければいけない能動的安全機器の多さ

The first obstacle was the number of complex active safety systems incorporated into nuclear plants that had to be engineered, qualified, fabricated, and periodically tested to nuclear grade standards resulting in high costs and extended schedules.

2. 建設工期の長さ

The second obstacle was the long construction schedules of nuclear plants due to intensive field labor construction techniques and extensive quality control record keeping.

3. 許認可プロセスの不確定性

The third obstacle was the unpredictability of the licensing process, which ran the risk that a nuclear plant might not receive an operating license after construction was completed.

4. 原子力プラントに要求される投資金額の不確定性と巨大さ

The fourth obstacle was the uncertainty and escalation of the financing required for a nuclear plant.

そのため、GE では、1つ目の課題を解決するために、自然循環による受動的かつ単純な安全設備を全面的に導入するとともに、原子力級の原子炉モジュールと非原子力級のBOP (Balance of plant) 設備の厳密な分離を行った。2つ目の建設工期の長期化を防ぐため、工場で作成できる範囲内にプラントをモジュール化し、建設工期の短縮を目指した。モジュール化しプロトタイププラントと実用プラントが同一化することで3つ目の課題の解決を目指し、これら全てが、4つ目の課題解決に寄与している。ALMR はこのような課題の解決を目指し設計されたプラントであり、その発展形である S-PRISM もその特徴を完全に受け継ぐ形となっている。ALMR に関しては、米国原子力規制委員会 (NRC) による評価が数次にわたっておこなわれ、そのファイナルレポート⁵は、1994年に発行されている。

3.4.2 導入シナリオ

アクチニドバーナーとしての ALMR⁶ が検討された際、同時に ALMR の導入戦略⁷ も検討された。戦略は、近未来 (10年)、中期的 (15-20年)、長期的 (20年以上) の3期間にわけられ、近未来には、解体された核兵器から発生するプルトニウムを処理する Pu バーナー (Pu の核分裂生成物=FP への変換と兵器級 Pu 中の ²³⁹Pu の変質=denature による原子炉級 Pu への変換) として導入する。同一のプラントの炉心のみを改良し、中期的には、軽水炉から発生するアクチニド (TRU) をエネルギーとして利用するとともに消滅・変換するアクチニドバーナーとして、長期的には、有限であるウラン資源の有効活用をおこなう増殖 (あるいは低増殖 Breakeven=増殖比 1.06) 炉心として導入する。これらは、ALMR 時代に検討されたものであるが、ALMR から S-PRISM への改良は主に出力増加 (スケールアップ) による経済性改良であるので、本シナリオは S-PRISM についても同じものであると考えられる。

3.4.3 プラント概要^{8,9}

S-PRISM は、中小型炉特有の固有の安全性を活かしながら、中型出力の複数モジュールを多数建設することで経済性と安全性を同時に追求したプラントである。そのため、PRISM 及び ALMR 時代からの安全性の概念を維持し、その概念のひとつである RVACS による炉心崩壊熱の受動的空冷自然循環除熱が可能な範囲内で出力増加をはかり、ALMR (1988年: 140MWe/1炉心、1994年: 311MWe/1炉心) から S-PRISM (1999年: 380MWe/1炉心) へ電気出力(送電端:net)を変えてきている。S-PRISM の仕様を表 3.4.3 に示すとともに、プラント概念図を図 3.4.2~3.4.6 までに示す。また、プラントの基本概念を以下に示す。

プラント構成は、1000MWt (412MWe)の炉心1つに対し、SG 1基(1ループ)、TG 1/

2基(2モジュールで共用)を組み合わせたモジュール炉である。1000MWt は、RVACS による除熱限界から決定されたモジュール単位である。最小共用単位2モジュールで1ブロックを構成するため、理論的に2モジュールの倍数で増設可能である。(GEは、4モジュール、6モジュール構成の検討を行っている。基本仕様は4モジュール構成時のものを記載した。)

炉心は、金属燃料及びMOX燃料ともに搭載可能である。(増殖比:金属1.23、MOX1.13)、ALMRがANLで検討された金属燃料サイクルとともに検討されたため、リファレンスは金属燃料(U-Pu-10%Zr)となっている。また、金属燃料を採用することにより、受動的安全性も向上できる。金属燃料仕様であったため、設計パラメータの多く(炉心出口温度等)は金属燃料に合わせてあるが、MOXも搭載可能であり、再臨界回避MOX炉心についても検討中である。金属燃料の特性については、3.4.4 安全性の評価で述べる。

原子炉出口温度は510°Cである(1次系の $\Delta T=147^\circ\text{C}$)。当初は、金属燃料設計であり、金属燃料と被覆管(HT9)の共晶温度制限により被覆管最高温度を640°C、炉心出口温度を510°Cとした。そのため、構造材料は、316SS,304SSを中心とする構造材料を使用している。また、原子炉出口温度は510°Cと通常の実用炉設計より低い一方、主蒸気条件は468°C, 171kg/cm²g (16.8MPa)であり、熱効率は発電端で41.2%と比較的高い。

NSSSの熱輸送系は、1次系(IHX:2基、電磁ポンプ4基)及び2次系(電磁ポンプ2基、SG:1基)で構成されている原子炉容器内に1次系機器を有するタンク炉である。

また、原子炉容器径を短縮するために炉内IHXはそら豆(キドニー)形状の機器を採用している。

RVACSによる受動的な熱除去が可能のため、2次冷却系は1ループ構成としている。

主炉停止系には9本の制御棒を採用し、後備炉停止系(制御棒3本)と合わせ独立2系統の炉停止系を構成している。

ATWS (Anticipated Transient Without Scram) については、UTOP (Unprotected Transient Over Power) は、ロッドストッパにより引抜量を制限するとともにSASS (Self Actuated Shutdown System) による炉停止を想定している。ULOF (Unprotected Loss of Flow) は、GEMによる負の反応度投入により事象収束する。

ALMRでの炉心損傷確率の検討では、内的事象の確率 2.8×10^{-8} /炉年のほぼ全てがULOFにより発生しており、地震による 1.9×10^{-7} /炉年の外的事象とあわせ、 2.2×10^{-7} /炉年の炉心損傷確率を持つと評価されている⁹。

通常の熱輸送系が機能しない事象時には、RVACS 及び SG-ACS(Steam Generator Auxiliary Cooling System)により崩壊熱を除去する。RVACS に関する検討内容は、3.4.4 安全性の評価で述べる。このように非常時に機能する設備(含む使用済み燃料冷却設備)に受動的冷却装置を導入した結果、非常用電源を 400kW/モジュールのバッテリーに縮小することができている。1500MWe 大型 Na 炉設計例では、10,000kWe の非常用 DG を 2 台設置。S-PRISM の非常用電源の少なさは、安全グレードの非常用電源として制御棒駆動機構と事故後モニタリング設備しか設定していないところにも起因しており、設計の考え方の違いも含まれている。

仮想的な炉心崩壊事故(CDA)による原子炉容器バウンダリの損傷の影響は、ライナーを有する上部格納施設により閉じ込められる。(下部はガードベッセル)

上部格納施設は、ラプチャーディスクにより隣接モジュールと連結されており、仮想的な事故事象時には、格納容積を拡大する設計となっている。

各 NSSF(Nuclear Steam Supply System)の独立性を確保し、プラント稼働率の向上(93%)を図っている (図 3.4.7 参照)。

S-PRISM 設計者である GE は、大型炉との比較において、実用炉開発期間について 30 年 vs 15 年、実用炉建設までのコスト (実証炉開発コスト含む) について大型炉約 8Billion\$以上 vs S-PRISM 2B\$と評価している (図 3.4.8 参照 (日本の実証炉との比較、EFR との比較¹⁰においては、15B\$以上 vs 1.5 B\$と評価))。また、GE は、EFR(1450MWe)のコスト評価を用い EFR において習熟効果が概略収束する FOAK 後 8 基(11600MWe)のプラント建設コストと比較すると、S-PRISM は、10B\$のコストダウンを行った建設費用で同出力の電気を出力できると評価している (図 3.4.9 参照 (S-PRISM は、FOAK 後 18 モジュール 5909MWe で習熟効果が収束すると評価。))

本評価は、ALMR の初号機建設費 =FOAK=2899\$/kWe、N 号機建設費 =NOAK=1554\$/kWe とその比が 54%であり、3.2 で検討した習熟効果より低い値を示している、また、大型炉の FOAK (=EFR) を非常に高価格に評価している。これは、中型炉である S-PRISM と大型炉である EFR が、まったく異なる技術により設計され、その FOAK コストが完全に異なるという解釈である。(GE は、その要因の一つとしてループ数の多さ (EFR=6 ループ) をあげている。) S-PRISM と EFR では、採用した技術レベルに違いがあるが、実用化戦略調査研究の中で大型炉と中型炉で採用する技術の違い (プラントメーカーによる違い) がせばまれば、将来的には、3.2 で検討した内容に落ち着いていくものと思われる。採用技術の例：たとえば 1500MWe 大型 Na 炉設計例では、2 ループ化を検討している。S-PRISM の 2 次系が 1 ループといってもポンプ数が

2つあることを考えると、ループ数削減（ポンプ容量増加）によるコストダウン技術はほぼ同じとみなせる。3.1で記述したように、中型炉特有の技術は、炉心体積（熱出力）に対して炉心表面積が大きい＝中性子の漏洩量が多いこと、炉心の熱出力に対し原子炉容器表面積が大きいといった2つの違いに起因するものが大きいことが特徴である。

（他に、モジュール化による効果があるが、ツインプラントや設計標準化により大型炉でも享受できる。）つまり、反射体制御と RVACS によりコスト的に得られる有利さと安全性向上が中型炉特有の技術となる。

3.4.4 安全性の評価

(1) 金属燃料¹¹

S-PRSIM は多数の炉心パターンが検討されており、酸化物燃料、金属燃料の両者ともに搭載できるプラントである。しかし、当初より金属燃料をリファレンスプラントとしている。これは、再処理コストの安さと固有の安全性といった金属燃料の特長による。再処理コストについては、実用化戦略調査研究の中でも別途研究がなされているので、ここでは、酸化物燃料と金属燃料の違いのみを言及する。（高温冶金法による金属燃料の再処理は、従来の湿式再処理と比べ資本費で約 1/6、運転費で約 1/2 と評価している例¹²もある。）

酸化物燃料と比較した金属燃料の特長は下記のようにあらわされる¹¹。

- ・高密度：

密度は酸化物燃料の約 1.5 倍である。

- ・ナトリウムボンド：

金属材料はナトリウムと共存性があり、燃料と被覆管の間のギャップを満たすボンド材に高熱伝導度のナトリウムを使用できる。

- ・高熱伝導度：

熱伝導度は酸化物燃料（セラミックス）の約 10 倍である。

- ・熱膨張率が高い：

熱膨張率は酸化物燃料の約 2 倍である。

- ・高速中性子束の割合の多い硬いスペクトル：

酸化物燃料は燃料中の酸素原子核の散乱により中性子が減速されるのに対し、金属燃料では中性子はあまり減速されない。このため、金属燃料炉心では、中性子スペク

トルが酸化物燃料より硬くなる。(大型炉心の例ではあるが、酸化物燃料の場合、高速中性子の割合が全中性子束の約 60%であるのに対し、金属燃料では、70%と評価した例がある。)

これらの燃料物性の違いを表 3.4.4 に示す。

高伝導度とナトリウムボンドの特徴により、金属燃料要素内の径方向及び軸方向温度分布は、酸化物燃料と異なったものとなる。図 3.4.10 及び 3.4.11 に典型的な分布の例を示す。金属燃料の融点は 1100°C 程度と酸化物燃料の 2750°C 程度と比べ低いが、これらの伝導特性のため過出力時 (UTOP) の燃料中心溶融に対する裕度はかなり大きい。

高重金属燃料密度と硬い中性子スペクトルのために、金属燃料の増殖性能は酸化物燃料と比べ高い。(S-PRISM 金属燃料：増殖比 1.23、酸化物燃料：増殖比 1.13) 燃焼反応度損失 (表中、燃料欠損反応度) は、表 3.4.5 に示すように大型炉の場合低くなるが、S-PRISM のような中小型炉の場合、中性子の漏洩が多く、それゆえに内部転換比が低く、両燃料の差はあまりなくなる。むしろ中小型炉心では、Pu 富化度を高くする必要があり、燃焼反応度損失自体が増加する (酸化物、金属ともに)。(後述する 4S (200MWe：酸化物燃料) の場合燃焼反応度損失 3% $\Delta k/k'$ 、内部転換比 0.6、最大 Pu 富化度 30%) 従って径方向非均質炉心とすることにより反応度を低減させた例もある。(S-PRISM=径方向非均質炉心)。

硬い中性子スペクトルのために、材料の受ける高速中性子累積照射量は約 20~50% 程度大きくなる。このため、被覆管及びラップ管にオーステナイト系ステンレス鋼 (D9=SUS316 相当) を採用した場合、設計対応が必要となるが、高燃焼度設計のためフェライト系ステンレス (HT9=12Cr-1MoVW) を採用した場合は問題とならない。ただし、後述する 4S 型炉のような反射体制御を用いた高照射条件で永久構造物が使われるような設計例の場合は注意が必要である。

高重金属燃料密度と硬い中性子スペクトルのために金属燃料の Na ボイド係数は酸化物燃料炉心と比較して約 10~50% 程度大きくなるといわれている。表 3.4.5 に示すように Na ボイド係数の低減にも非均質炉心概念は有効である。

熱膨張率が高いことから事故時の急激な温度上昇により燃料が軸方向に伸び大きな負の反応度として働くことが期待できる。図 3.4.12 は、流量喪失+スクラム失敗を想定した場合の原子炉出口温度の時間変化を、金属燃料と酸化物燃料について比較したものである。ここには、燃料の温度が上昇すると、ドップラー効果と燃料の伸びにより負の

反応度フィードバック効果が顕著になり、最終的に温度の上昇停止・降下が起こることが示されている。

これらの特徴の結果、金属燃料炉心のほうがスクラム失敗事象の際に安全裕度が大きいといわれている^{13,14}。

このような特徴がありながら、金属燃料が燃料設計の主流とならなかった理由は、当初燃料のスエリング率が非常に大きいため燃焼度が1~2万MWd/tしか取れない、また、燃料と被覆管の共晶温度が低く原子炉出口温度を低く設定せざるを得ないという判断がされていたからである。

しかし、燃焼度はその後の研究により、燃料スエリングには一定の上限があり、燃料スミア密度を75%として設計することで燃料と被覆管の相互作用（FCMI: Fuel Cladding Mechanical Interaction）による破損を防止できる、燃料スエリングの上限をもたらすFPガスの燃料からの放出は、プレナム容積の増加により防止できることがわかった。これら燃料仕様の経緯を表3.4.6に示す¹⁵。燃料スミア密度75%は1973年のMk-II燃料より、プレナム容積の増加は1984年のMk-IIA燃料より採用され、設計燃焼度14万Wd/tを達成している。表中の最大燃焼度と設計燃焼度の違いは、最大燃焼度がRTCB（Run to Cladding Breach: 寿命による破損までの照射）により得られた最大の燃焼度、設計燃焼度は、RTCBの破損データを統計解析の上得られた余裕を見込んだ設計燃焼度である。

共晶については、U-Pu合金にZrを10%程度添加することにより、共晶温度を上昇し、共晶による被覆管の溶融を防止できることがわかった¹⁵。この報告によるとU-Pu-Zr三元合金とHT9の薄板を650℃で2880時間、700℃で300時間保持した場合でも共晶は発生しなかった。一方725℃で300時間保持した場合は、共晶は発生した。このことは、燃料組成の多少異なる燃料ではあるが、表3.4.6のMk-I燃料の過出力試験でも確かめられている。Mk-I燃料は、725℃より低い温度では共晶せず、それ以上の温度では共晶が発生する。S-PRISMではこれらの知見から、通常時の被覆管最高温度を640℃、炉心出口温度を510℃としている。

これらのことから、金属燃料についてもODS（酸化物分散強化型合金：Oxide Dispersion Strengthened Alloy）フェライト鋼を被覆管として採用し、15万Wd/tを目指す酸化物燃料と同様に燃焼度15万Wd/tを達成する見通しがあると判断できる。ただし、プラントに関しては、燃料開発のステップにあわせ、炉心を組替えることが可能なため、金属燃料、酸化物燃料ともに搭載可能な設計としている。ただし、金属燃料をリファレンスとした場合、原子炉出口温度を510℃程度まで低下させる必要があり、（酸化物燃料+ODSでは550℃）熱効率の低下を招く。安全性の裕度については、金属燃料の方

が大きくなる。つまり、現状燃料加工及び再処理設備を有する酸化物燃料+ODS でプラント設計を行い、安全性を成立させておけば、再処理コストの安さから金属燃料を採用することとしても金属燃料を装荷可能であり柔軟に対応できる。

(2) 安全設計⁵

S-PRISM の安全設計の考え方は、ALMR の基本概念ともなっている受動的な安全の取り入れに多くを負っている。しかし、金属燃料仕様の小型炉であった PRISM (138MWe) から出力を上げていくにつれ、その安全性の特徴は大型炉に近くなっていく。安全系の崩壊熱除去系を RVACS のみで担保するという一線は崩さないながらも、UTOP については、当初採用していなかった SASS を採用するなど、出力増加及び酸化物燃料仕様に対応した設計対応をしている。S-PRISM の詳細な安全解析の記述は、調査範囲内では見当たらなかったため、ここでは、一連の安全解析をおこない NRC のレビューをうけた PRISM の解析⁵を引用する。中型炉の領域に入った S-PRISM の具体的な安全性については、今後の調査研究の中で明確にしていく予定である。

PRISM の安全解析は、GE 社が、NRC のレビューを受けるために提出した資料に基づき、NRC が評価を行った。(NRC の委託を受けた Brookhaven National Laboratory による独立した解析評価を含む。) GE 社の解析や考え方の全てが認められたわけでは決してなく PRISM 設計自体にも数多くの問題点が指摘されている。

PRISM の安全解析においては、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) を行い、それを参考にしながら、最終的にはエンジニアリングジャッジを行い安全上評価すべき事象を設定している。事象は、次の3つの設計上の区分に分けられている。

○EC-I

予期されている事象 (Anticipated Events) : 発生頻度 $10^{-1} > F \geq 10^{-2}$ / 炉年

プラント寿命のうち少数の複数回発生することを仮定。保守的な評価を行うとともに設計対応を行う。

○EC-II

起こるとは考えられない事象 (Unlikely Events) : 発生頻度 $10^{-2} > F \geq 10^{-4}$ / 炉年

100 基の原子炉が 100 年運転して 100~1 回発生する。保守的な評価を行うとともに設計対応を行う。非安全系の機器の担保を要求しない、単一故障事象を含む。

○EC-III

起こるとは非常に考えにくい事象 (Extremely Unlikely Events) : 発生頻度 $10^{-4} > F \geq 10^{-7}$ /

炉年。通常の設計ベースで考慮する範囲を越えた事象：BDBA。最確 (best-estimated) モデルを用い、事象の推移を予測する。ほとんど起こるとは考えにくい起因事象 (initiating events) と複合故障事象を含む。

PRA の中で起因事象として考慮した事象を表 3.4.7 に示す。また、解析により得られた複合事象に対する評価を表 3.4.8 に示す。これらを参考に、EC-III として設定された事象を表 3.4.9 及び 3.4.10 に示す。また、設計上のクライテリアを表 3.4.11 に示す。EC-III の判断に用いられたクライテリアは以下に示すとおりである。ここでは、解析との対比のため温度の単位として K 及び F を用いる。 $t [K] = t [^{\circ}C] + 273.15$, $t [F] = 9/5 [^{\circ}C] + 32$

冷却材沸騰：ポンプ運転時 1344K(1960F)、ポンプ停止時 1233K(1760F)

構造健全性：ASME レベル D 1033K(1400F) (1 時間以内の場合)

980K(1300F) (1 時間以上の場合)

被覆管破損：HT9 を想定、肉厚の 10%。解析では、共晶も考慮し被覆管の損傷を評価している。

燃料溶融：GE 及び ANL は TREAT の試験結果より燃料は溶融してもそれに起因する被覆管の破損はおこらない。被覆管破損のクライテリアが適切なクライテリアと主張している。そのため本解析でも燃料溶融割合等は評価していない。

BE-1: Unprotected Transient Over Power events: UTOP

全ての制御棒がロッドストップの位置まで引抜かれ 12 時間保持される。12 時間後プラントはスクラムする。

A. 全ての強制冷却設備は、機能する。

B. 機能する冷却設備は、RVACS のみである。

BE-1A

全ての制御棒が引抜かれた時の反応度挿入は 30ϕ であり、不確定性の 10ϕ を加え 40ϕ の反応度挿入 ($2\phi/\text{sec}$) を考える。設計ベースの事象の場合、15%の過出力時にプラントはトリップし設計上のクライテリアは満足される。プラントがトリップしない場合は、30 秒後 72%の過出力となり、表 3.4.12 に示す温度に達する。

BE-1B

BE-1A に加え、2 次熱輸送系からの除熱機能喪失を仮定する。21 秒後に 72%の過出力となり、表 3.4.12 に示す温度に達する。

BE-2:Unprotected Loss of Flow, Loss of Heat Sink for 36hr: ULOF + LOHS

当初 36 時間の全電源喪失が考えられたが、後に通常の本事象に置き換えられた。通常の除熱設備である複水器、第 1 のバックアップである SG-ACS が 2 次系からの Na 漏洩等によって使用できない事象。安全系である RVACS のみが機能する。流量が喪失すると GEM が働くため大きな負の反応度が挿入される。3 秒後に表 3.4.12 に示す温度に達する。

BE-3:Loss of Decay Heat Removal Capability

BE-3A:RVACS の 36 時間にわたる 75%のブロックage

BE-3B:RVACS の 12 時間にわたる 100%のブロックage+その後の 25%のブロックageの回復

RVACS のスタックには、8 つの独立したエアダクトがあり、それらが完全にブロックされることは考えにくい。RVACS は唯一の安全グレードの崩壊熱除去手段であるということから、大地震やサボタージュを想定し、RVACS のブロックageを設定する。BE-3A では、約 40 時間後に BE-3B では、約 25 時間後に表 3.4.12 に示す温度に達する。

BE-4:Unprotected Loss of Flow, Loss of Heat Sink, with seizure of one primary pump

ヒートシンクは喪失し、1 台の電磁ポンプはフローコールドダウンなしでいきなり停止する。のこり 3 台の電磁ポンプ（シンクロナス・コールドダウンマシン）はフローコールドダウンを伴い停止する。この場合 3 秒後に表 3.4.12 に示す温度に達する。

これら、BE-1~4 までの解析結果とクライテリアを示しているのが、図 3.4.13 である。ここに示されるように UTOP 事象が非常に厳しい結果となっている。UTOP 時には、ピーク燃料温度（燃料中心）は燃料熔融温度をこえるため燃料熔融が生じる。また、共晶発生温度を 1300F と仮定すると、BE-3 の事象を除く全事象で共晶が発生する。しかし、表 3.4.12 に示すように、冷却材沸騰及び被覆管破損は生じない。

S-PRISM への展開

S-PRISM においては、酸化燃料の搭載、熱出力拡大による炉心拡大により、ATWS 事象推移がより厳しくなることが予測される。そのため S-PRISM では、後備炉停止系制御棒（3 本）に SASS を設置し、事象の静定を狙っている。1000MWt の S-PRISM 炉

心は、9本の主炉停止系制御棒、SASSを設置した3本の後備炉停止系制御棒、6体のGEMで制御される。S-PRISMに関する安全設計の詳細は引き続き検討を行うが、特にS-PRISMの安全設備としてその有効性が問われている設備はRVACSである。RVACSの除熱性能に関する検討は、電力中央研究所（電中研）において精力的になされてきており、本実用化戦略調査研究における熱流動分野においても、電中研との共同研究という形で検討がなされている。

(3) RVACS

崩壊熱除去系に要求される機能は、冷却材の温度上昇時のみ除熱能力を発揮することである。S-PRISMのRVACSでは、炉容器内に越流（ライナーを設けることにより、通常運転時には、原子炉容器と越流ライナーで構成されるアニュラス構造をコールドプレナムとしている。つまり、ポンプの吐出圧と炉心の圧力損失によりホットプレナムと液位差を生じさせ、越流ライナー（堰）で冷却材の循環パスを切っている。一方、事故時に冷却材ナトリウム温度が上昇していくとナトリウムの体積膨張によりホットプレナムの液位が上昇し、ホットプレナム液位が越流ライナー高さを越えると高温のナトリウムはコールドプレナムと連結し、炉容器内の循環パスが形成される。

越流したナトリウムは接液する原子炉容器温度を上昇させ、そして輻射により安全容器（ガードベッセル）温度を上昇させる。安全容器外側にはRVACSスタックから取り入れられた外気が自然循環を行っており、安全容器（及び原子炉容器）を冷却する。

受動的な崩壊熱除去系とするために、RVACSスタックのエアダクトは常に開いた状態になっている。つまり通常運転時は、放熱することとなるが、

- ・通常運転時に原子炉容器と接液しているのは、コールドナトリウムである。
- ・原子炉容器と安全容器間の伝熱のほとんど（90%以上）は輻射伝熱である。

輻射伝熱により移動する熱エネルギーは、ステファン・ボルツマンの法則に表現されるように温度の4乗の関数であり、原子炉容器温度を通常運転時/事故時=370℃/600℃、安全容器温度（外気温度）=25℃とすると、事故時の移動エネルギーは図3.4.14に示すように通常運転時の3.5倍である。

- ・通常運転時の外気の流速は遅く、除熱量が少ない。

外気の自然循環は、安全容器の放熱により自然循環力を与えられるので通常運転時の外気の流速は事故時より遅い。

といった特徴により、通常運転時の放熱量は小さいものとなっている。

つまり、RVACSは、原子炉容器/安全容器間を2次系とする2重容器崩壊熱除去系で、2次系熱輸送に輻射を用いることにより事故時に受動的に除熱できるシステムとなっている。（事故時の除熱性能を向上させるため、安全容器外側には輻射フィンを挿入し、安全容器からの除熱能力を向上させている。S-PRISMではコレクターシリンダと

呼んでいる。)

このような RVACS に関する研究は、その除熱性能に関する検討と RVACS において想定される事故等の設計対応に関する検討が行われてきた。除熱性能に関しては、ANL でのナトリウムループを用いた炉内越流機構の実証と熱流動解析コードの検証、空気側流路のフィンによる伝熱促進効果の検討^{16,17,18}が行われている。また、日本の電中研において RVACS 形式の崩壊熱除去系の伝熱性能改善に関する研究が行われ、RVACS の除熱性能と空気側流路の輻射フィンの検討が行われている¹⁹。GE は、PRISM の安全解析を行うとともに、空気流路冠水時やスタック倒壊時の炉心健全性²⁰やスタック外部の風力の影響²¹、外気流路での腐食の影響²²を評価している。

除熱性能¹⁹

RVACS 除熱性能に関しては、電中研において除熱性能の評価、除熱限界の検討、除熱性能の改善といった多様な観点からの検討がなされているので、それを引用し説明する。

除熱性能の評価は、過渡熱流動解析コード (CERES) を用い行われた。RVACS の伝熱モデル化は図 3.4.15、3.4.16 に示すように行われた。越流ライナーをホットナトリウムが越えるかどうか (オーバーフロー) の判断は、プレナム内のナトリウム温度と体積から行っている。また、オーバーフロー以前は、保守的に安全容器から先の放熱は考慮していない。与えた熱伝達相関式及び物性値は、表 3.4.13、図 3.4.17 に示すとおりである。ここでは後述する輻射フィン (ヒートコレクターを考慮している。)

リファレンスケースとして下記の条件が選ばれた。

1. 電気出力 300MWe、プラント効率 38.5%、原子炉容器直径 10m、高さ 14.4m スタック高さ 40m、堰とナトリウム液面との高さの差 20cm (定常時)、炉心出入口温度 510/355°C、輻射フィン挿入
2. RVACS 以外の崩壊熱除去機能が喪失する事象を想定する。ただし、ULOF タイプの事象を考え、2次ナトリウム系をヒートシンクとする IHX からの伝熱は考慮する。

図 3.4.18 に崩壊熱出力と流量の変化を、図 3.4.19 に冷却材温度変化、図 3.4.20 に越流流路 (オーバーフロー系) の温度変化、図 3.4.21 に除熱量の変化、図 3.4.22 に被覆管温度と CDF の変化、図 3.4.23 に流動状況と温度分布をそれぞれ示す。約 2 時間半経過後、オーバーフローが始まり、RVACS から約 5MWt の除熱が始まっていることがわかる。RVACS からの除熱は、約 20 時間後に崩壊熱を上回り、各冷却材及び構造物温度はピークをこえる。冷却材最高温度は、650°C で沸騰温度の 960°C に対して十分裕度がある。原子炉容器の最高温度は、空気側からの除熱量のもっとも少ない原子炉容器上部で発生

し約 600℃である（空気は安全容器外側を熱交換しながら上昇していくため）。構造健全性は米国の基準 ASME レベル D 及び日本での健全性判断条件である 650℃も下回っている。被覆管の損傷は、燃料ピン中の FP ガス圧による累積損傷和（CDF）でみると 24 時間経過時で 0.035 であり、有意な値とはなっていない。本炉心は金属燃料炉心であるため、共晶についても評価したところ無視しうる値となった。また、設計条件が変更された時の影響を見るために、パラメータ解析が行われた。パラメータは、1. 輻射フィンの有無、2. オーバーフロー開始時間の影響（堰高さ）3. スタック高さの影響である。

輻射フィン（ヒートコレクター）

輻射フィンは、安全容器から空気の間での輻射効果を高めるための設備である。安全容器からの除熱容量を増加させる手段としては、対流熱伝達性能を向上させるフィンを容器に取り付ける方法と輻射性能を向上させる方法がある。対流熱伝達を向上させる通常呼ばれるところのフィンは、取り付けにより大量の溶接部が安全容器に増加し健全性及び ISI の観点から好ましくないとともに、通常運転時の放熱も増加させるので好ましくない。一方輻射フィンと呼ばれるものは、輻射エネルギーを効率よく吸収する設備（フィン）を空気流路内に挿入し輻射効果をあげるものである（前述の射出率 ϵ を 1 に近づけること）。この輻射フィンとしては、積層金網や高空隙率発泡金属（多孔質体）の薄板等が考えられているが、電中研においては、図 3.4.24 の実験装置を用い、複数種類の多孔質体の輻射実験を行った後、比表面積 $500\text{m}^2/\text{m}^3$ 、平均気孔径 5mm の多孔質体（Ni80%、Cr20%、厚さ 5mm）を挿入することでもっとも輻射効果をあげられることを発見し、図 3.4.17 に示したような伝熱相関式（Nu 数）を用いることで、安全容器から空気（多孔質体）への輻射効果を数式モデル化できることを示した。前述の解析では、この輻射フィンの物性を用いて解析を行っている。S-PRISM にもコレクターシリンダと呼ばれる円筒構造が空気流路内に挿入されているが、その輻射効果の詳細はわかっていない。

堰高さ

堰高さの影響は、前述の解析のなかで堰の高さを $\pm 10\text{cm}$ のパラメータを振って解析を行うことで検討している（10,20,30cm）。図 3.4.25, 3.4.26 に堰高さを変化させた時のプレナム温度、除熱量の関係を示す。この解析からは、堰の高さを低下させることにより、オーバーフローの開始時間は早くなっていくが、プレナム最高温度にはそれほど影響を与えないことがわかる。これは、輻射の性質上、オーバーフロー開始時間よりナトリウム温度そのものの方が除熱量と関係していることによる。これは、図 3.4.26 において、オーバーフローが遅れる堰高さの高いケースの方が除熱量が多いことにも現れている。

スタック高さ

スタック高さの影響も、前述の解析のなかでスタックの高さを±20m のパラメータを振って解析を行うことで検討している(20,40,60m)。図 3.4.27, 3.4.28, 3.4.29 に示すようにスタック高さが高いほど、空気流速は上がり、プレナム温度は低下する事がわかる。

輻射フィンの導入が与える効果は大きく、事故時にその特性は大きく発揮される。堰高さの低下がプレナム最高温度に与える効果はそれほど大きくないが、効果はある。スタック高さをあげることにより堰高さの低下と同程度の効果をあげることができるが、これは通常時の放熱量も増加させる。

電中研では、上記のような検討及び異なる原子炉等価体積 ($V = \pi H r D r^2 / 4$: Hr 原子炉高さ、Dr 原子炉直径) の解析から図 3.4.30 のような熱出力と原子炉等価体積の関係 (RVACS 適用範囲) を推定した。S-PRISM の等価体積は約 1200m^3 であるので、同体積の原子炉容器に RVACS のみを用いて除熱できる炉心 (熱出力) のなかでは、最大級の大きさの炉心であることが推測できる。これらの推測には、多くの仮定が導入されているため S-PRISM への適用には多少の違いが生じるとは思われるが、定性的な傾向及び適用範囲は概ねつかめているものと思われる。今後、S-PRISM に対し解析を行い、除熱能力を詳細に検討することとしている。

(4) 腐食²²

除熱性能の他に、設計上考慮が求められる RVACS の特性として、塩分を含む空気による RVACS 構成部材の腐食があげられる。腐食に関して GE のとった対策を以下に示す。

- ・機器の表面温度は、取り入れられる空気の露点以上で常に運転されるため、機器に水滴 (電解質) が発生し局所的に腐食を加速するようなことは起こらない。取り入れられた空気は、排出される空気との間で再生加熱されていくため、特に安全容器に関する危険性はない。
- ・入口エアダクトには、ルーバーと呼ばれる外部からの水の浸入を防ぐ設備を設置している。
- ・電解質は存在しないので、全面腐食は起こらないが、海岸地帯での炭素鋼に対する一般的な腐食速度 ($0.13 \sim 1.1\text{mm/year}$) を参考に構造物に対して腐食代を考慮している。
- ・強度部材に対しては、無機亜鉛材でメッキを行っている。

図 3.4.31 に RVACS を構成する主要部材を示す。これらのデータは ALMR に関するものであるが、S-PRISM においても考え方は同じと思われる。

入口エアダクト及び出口エアダクトはそれぞれルーバー、ウェザーキャップと呼ばれる構造で水の進入を防いでいる。ルーバーの構造を図 3.4.32 に示す。スタックは、外側が空気を取り入れるダウンカマーを、内側が空気を排出するライザーを構成している。断面図を図 3.4.33 に示す。これらは、全て 12mm の炭素鋼であり 6.4mm の腐食代を考慮している。入口及び出口プレナムは、炭素鋼でライニングされているが、サイロはライニングされていない。原子炉容器を支持するため、これらプレナムを貫いてサポート部材が図 3.4.34 のように、斜めに配置されている。サポート部材は、耐腐食特性は炭素鋼と同じであるが、より強度の高い低合金鋼 (ASTM A572, Grade50) を使用している。6.4mm の腐食代を考慮し、無機亜鉛メッキを施している。安全容器とサイロの間には、流路を構成するとともに輻射効果を増加させるためにコレクタシリンダーと呼ばれる円筒断熱構造を配置している。コレクタシリンダーは、より耐食性の優れた 2.25Cr-1Mo 鋼を 3.2mm の腐食代とともに採用している。また、サイロのコンクリートを保護するために熱遮蔽もかねたこの円筒は、51mm の無機ウールタイプの断熱材を保持している。安全容器は、1.6mm の腐食代を考慮した 2.25Cr-1Mo 鋼であるが、熱処理の過程で約 5 μ m の酸化層ができる、これは輻射効果をあげるために役立っている。これらが、RVACS を構成する構造部材であるが、外気を -10~49°C に変化させた時の各構造部材の温度分布を図 3.4.35 に示す。GE はこのような温度分布となるため腐食は問題としないとしている。

3.4.5 プラントの評価

実用化戦略調査研究のなかでは、各プラントを設計要求に対する適合性と経済性、構造健全性 (含耐震性)、安全性、製作建設性、運転・保守補修性、特有の開発課題を用いて評価している。設計要求に対する適合性を表 3.4.14 に評価表を表 3.4.15 に示す。S-PRISM に関しては、設計上不明な点も多いので、平成 12 年度も引き続き調査検討を行うこととしている。

3.5 4S 型炉設計

3.5.1 経緯

ナトリウム冷却中型モジュール4S型炉は、2章に記述された4S炉の概念をもとに、熱出力を増加することにより経済性向上を目指したプラントである。4S型のプラントとしては、電中研オリジナルの金属燃料50MWeの4Sから、燃料形態を変更した4S(MOX,50MWe)、4S(窒化物,100MWe)、冷却材を鉛ビスマスに変更した鉛ビスマス冷却方式の4S(52MWe)等があるが、出力増加による経済性向上のため、ナトリウム冷却方式、MOX燃料、200MWe出力の4S型プラントを設計し検討を行うこととした。以後本プラントを4S(200MWe)と記述する。

4S²³と4S(200MWe)の違いは、次ページに示すとおりである。4Sは、10年間燃料無交換の運転を目標としプラントパラメータを決定していったのに対し、4S(200MWe)は、以下の条件での出力増加を目指した概念である。(実際の炉心設計は、設計作業のイタレーションによりなされるので、下記は、おおよその考え方である。)

- ・電気出力の増加→熱効率の上昇
 酸化燃料を用いた炉心出口温度550℃蒸気条件495℃/17.2MPaの設定
 4S:熱効率40%、4S(200MWe):熱効率42.1%
- ・炉心高さの制限→現状の設備内で照射試験ができる炉心高さとして2mを選定
- ・炉心径 →炉心径の増加に伴いポイド反応度が増加するとともに、反射体価値も低下していく、ゼロポイドが成立する径として炉心等価直径1.2mを選定
- ・反射体価値 →反射体価値(厚さ)よりおおよその燃焼反応度損失が制限される。
- ・燃料ピン数 →出力密度の制限及び炉心体積より出力密度210W/cc炉出力475MWt、平均線出力259W/cm、総燃料ピン数510×18本、燃料ピン径8mmを選定
- ・燃焼度 →燃焼度15万MWd/tは、本研究の目標であるので、本燃焼度を達成するため、燃料の炉内滞在期間を約7年に設定、運転サイクル長1年7バッチを設定

4S(200MWe)では、ゼロポイド炉心、反射体制御、炉心高さ2m、燃焼度15万MWd/tを前提に、炉心熱出力の増加を目指した結果、ピン径8mmの燃料ピンを510×18本搭載するとともに、本炉心を7バッチで1年間運転を行い、7年間炉内で燃焼させる設計となった。ただし、15万MWd/tは内部転換比0.6の導入炉心でしか達成できない。増殖比1.2の炉心を組んだ時燃焼度は、5万MWd/tとなる。これは、軸方向ブランケットの導入によりガスペナム容積が減少し、発生するFPガスを現炉心体系では許容できないからである。

プラント名称	4S	4S(200MWe)
電気出力：	50MWe	200MWe
熱出力：	125MWt	475MWt
原子炉出口温度：	510°C	550°C
蒸気条件：	453°C/10.5MPa	495°C/17.2MPa
燃料：	金属燃料 2 領域	酸化物燃料 7 領域
Pu 組成：	239/240/241/242 66/27 / 2/5 w/o	238/239/240/241/242/Am241 2.8 / 52 / 27 / 9.5 / 7 / 1.5 w/o
冷却材：	ナトリウム	ナトリウム
炉心高さ：	4m	2m
炉心等価直径：	0.83m	1.2m
体積比(燃料/冷却材/構造材)	45 / 33 / 22 %	34 / 43 / 23 %
燃料集合体数：	18 体	18 体
集合体当たり燃料ピン数：	217 本	510 本
集合体配列ピッチ：	182mm	262mm
集合体全長：	7m	5.35m
燃料ピン径：	10mm	8mm
燃料要素長：	4.1m	6.1m
平均線出力：	80W/cm	259W/cm
最大線出力：	253W/cm	460W/cm
反射体長さ：	1.5m	1.5m
反射体移動スピード：	1mm/day	約 4mm/day
運転サイクル：	10 年 1 バッチ	1 年 7 バッチ
Pu 富化度：	18.5 / 20.0 w/o 19.5%(平均)	最大 30%
燃焼度：	4.5 万 MWd/ t (平均)	15 万 MWd/ t (平均：内部転換比 0.6 の時)
	8.4 万 MWd/ t (最大)	5 万 MWd/ t (平均：増殖比 1.2 の時)
ボイド反応度：	-0.37 % $\Delta k/kk'$	0 % $\Delta k/kk'$
炉心圧損：	2.5 kg/cm ²	3.2 kg/cm ²
反射体駆動機構：	ボールネジ	電磁反発衝撃駆動
集合体形式：	ラッパ管	内部ダクト付ラッパ管
原子炉容器径：	2.5m	3.9m
原子炉容器高さ：	23m	21m

3.5.2 導入シナリオ

上記炉心は、図 3.5.1 に示すような炉心配置をしており、その増殖比（内部転換比）は約 0.6 である（以下導入炉心と呼ぶ）。元来 4S 炉は、増殖を狙ったものではなく、発電及び海水の淡水化等を狙った多目的小型炉である、そのため 10 年間の燃料無交換を前提にしており、増殖比の向上を必要としていなかった。（10MWe 仕様の 30 年間燃料無交換のものもある。）4S(200MWe)では、4S 型の反射体制御のプラントで増殖比をあげるため、燃料の上下に軸ブランケットを設けるとともに、反射体外側の遮蔽体領域に径方向ブランケットを設置し、図 3.5.2 に示すような増殖比約 1.2 の増殖炉心も組めるようにした（以下増殖炉心と呼ぶ、燃料集合体概要：図 3.5.3）。ただし、反射体の位置のより外側への変更は、反射体価値の低下を招き設計が成立しなくなるので、ほとんどのブランケットは反射体外側、電磁ポンプ下部の領域にあり、40 年のプラント寿命中取出しを想定していない。

つまり、4S（200MWe）の考え方は、下記のようなになる。

- ・電気出力 200MWe とし、中型規模のモジュールプラントを複数同一サイトに設置することで、大型炉に匹敵する経済性を目指す。
- ・導入期は Pu 増殖よりも、MA,TRU 燃焼可能な経済性に優れた高速炉の実用化を目標とし、増殖比（内部転換比）0.6 の導入期仕様のプラントを設置する。
- ・導入期仕様のプラントで経済性、環境負荷低減、核拡散抵抗性、安全性を実証した後、資源の有効利用性が必要な場合は、成熟期仕様の増殖炉心を導入する。

Pu を積極的に増殖し、定常的に Pu サイクルを回転させるという観点からは、本プラントの持つ特性は好ましいものではないが、現状では Pu は余剰状態にあり、高速中性子を発生でき、増殖の可能性をもったプラントを経済的に満足できる範囲内で導入するという観点からは、本プラントの特徴は是認できるものとなる。

- ・初期実証プラントの導入（低い初期投資リスク及びコスト）：
 - 初号基モジュールの開発リスクおよびコストのみでプラントの実証は可能。
- ・8 モジュール程度のプラント導入（経済性の実証）：
 - 複数モジュール導入により習熟効果を含む経済性の実証が 1 サイトで可能。
- ・複数サイト導入による本格的 MA,TRU の燃焼：
 - 常陽等の燃焼試験を経て、実用規模で MA,TRU を燃焼可能。余剰 Pu は、ブランケットに中間貯蔵し、資源が枯渇する危険性のある時期まで貯蔵可能。
- ・高速炉運転経験の活用に基づいた複数オプションの高速炉の導入：
 - 本格的に Pu 増殖の必要性が出てきた時期には、倍增時間の短い別プラントを投入

するというオプションをとったとしても、これまでの設計・製作・運転経験を生かし、導入のリスクを小さくできる。初期段階から Pu を増殖させるには、Pu サイクルをコントロールしていく上でのリスクが大きすぎ、増殖性能+安全性+経済性を追求したプラントを開発・実証していくには、開発リスクが大きすぎる。

このようなステップを踏み 4S 型（出力増加経済性追求型）のプラントは導入されるものとする。なお、この際元来 4S が持っていた概念の一部は変更となる。

- ・4S の持つ 10 年間以上の燃料無交換概念は、採用しない。←遠隔地立地ではないため
- ・集合体当たりのピン数は 510 本の特殊な燃料を採用するとともに、最大 30% の Pu 富化度が必要。
- ・反射体制御（反射体価値）と高燃焼度の概念を両立させるため、18 体の集合体を 1 年運転 7 バッチの設計にせざるを得ない。9 バッチなら平均約 20 万 MWd/t、7 バッチなら平均約 15MWd/t となり、被覆管の現実的な燃焼制限からくる 15 万 MWd/t ぎりぎりまで燃焼させるためには、実証プラントでの燃焼特性の正確な把握を経て、運用方法上の工夫が必要である。なお、初装荷燃料は、富化度の異なる 7 種類の燃料を準備し、富化度の低い燃料から順次交換し、7 年後に平衡炉心となる設計である。

3.5.3 プラント概要

プラント構成は、475MWt（200MWe）の炉心 1 つに対し、SG 1/2 基（2 モジュールで共用）、TG 1/4 基（4 モジュールで共用）を組み合わせたモジュール構成である。熱出力 475MWt に設定した理由は、本プラントは、中小型炉に特徴的なゼロボイド炉心を指向したからである。その上で、経済性の向上を狙って、①、反射体制御による原子炉容器径短縮、炉上部簡素化、回転プラグ削除、②、機器上下配置及び環状機器の採用による原子炉容器径の短縮を行い、両者を合わせ、475MWt 出力の炉心と 1 次系機器を直径 3.9m 全高 26.2m の簡素化された縦長原子炉容器内に配置することができた。最終的に炉容器径を決定したのは、環状 IHX の径である。

炉心は、MOX 燃料を採用した（増殖比：投入期約 0.6、増殖期約 1.2）。MOX 燃料を選定したのは、燃料（MOX）及び被覆管（ODS）の組合せにより炉心出口温度 550℃、燃焼度 15 万 MWd/t の設計仕様を達成でき経済性のメリットを享受できるからである。

増殖比は、ブランケットを搭載しないモジュールの場合、内部転換比だけで決まり、これは 0.6 である。反射体外側の炉内空間の遮蔽スペースを径方向ブランケットに置き換え、軸ブランケットを加えることにより 1.2 程度まで増殖比を上げることができる。ただし、機器上下配置による経済性向上を、ブランケット燃料の寿命期間中の取出しよ

り優先させたため、ブランケット燃料はプラント寿命終了後（40年後）に取出すこととなる。

NSSSの熱輸送系は、1次系（環状 IHX：1基、環状電磁ポンプ1基）及び2次系（SGと合体電磁ポンプ1/2基、SG：1/2基）で構成されている原子炉容器内に1次系機器を有するタンク型方式である。当初より MOX+ODS の組合せをしており、そのポテンシャルを最大限に生かす仕様としており、原子炉出口温度は 550℃である（1次系の $\Delta T=155^\circ\text{C}$ ）。主蒸気条件は 175kg/cm²g(17.4MPa),495℃であり、熱効率は発電端で 42.1%である。2次冷却系は配管2ループ構成であるが、環状 IHX 及び SG との合体 EMP を採用しているため、機器数に関しては1ループ構成と実質同じである。

炉停止手段は、反射体（炉心を囲む円弧状反射体6体）及び炉心中央の中性子吸収棒による独立2系統の炉停止系により構成されている。ATWS（Anticipated Transient Without Scram）については、UTOP（Unprotected Transient Over Power）は、SASSによる炉停止を想定しているが、反射体の単独誤引抜きでは、原子炉出力が上昇することはない。（反射体の同時引抜きを防止するように制御の多重化を行う必要がある。）ULOF（Unprotected Loss of Flow）は、反射体を上昇させている流体力の減少により反射体が自然落下するか、中央の中性子吸収棒に設置した SASS により炉停止にいたる。

通常の熱輸送系が機能しない事象時には、RVACS 及び IHX 上部に設置されている PRACS(Primary Reactor Auxiliary Cooling System)により崩壊熱を除去する。RVACS は、炉容器径の短縮（炉容器熱交換表面積の減少）により 3MWt の除熱能力しか確保できないため、PRACS により 13MWt（強制循環時）の除熱機能を付加している。

SASS 及び反射体の受動的落下により炉心溶融の回避を行っているが、万一炉心崩壊事故が発生したとしても、再臨界回避機能により急激なエネルギー放出の原因を排除することを思想とした設計を行っている。仮想的な炉心崩壊事故（CDA）による1次バウンダリ損傷の影響は、トップドーム（上部格納施設）により放射性物質を格納する（下部はガードベッセル）。

運転・建設に関しては、以下の特徴をもつ。

- ・他のモジュール炉と同様に各 NSSS(Nuclear Steam Supply System)の独立性を指向することが可能であり、プラント稼働率の向上を目指せる。（12ヶ月運転時の1モジュール当たりの稼働率約90%）
- ・NI(Nuclear Island)及び BOP(Balance of Plant)機器の完全工場製作（完全プレハブ工法）

を行い、より高品質なものを低い現地据付コストで製作可能である。

- ・実証モジュールからの開発が同一モジュールの建設のみによるため、開発期間及びコストを低減化できるとともに、同一モジュールを複数建設することでの習熟効果が大型炉より早く効き始めるため、FBR 導入時にかかるコストを低く押さえることができることは、他のモジュール炉と同様である。

プラントの基本仕様を表 3.5.1 に、プラントの特徴を表 3.5.2 に示す。また、プラントの概念を図 3.5.4~3.5.12 に示す。炉心の主要項目は、表 3.5.3 に示す通りであり、通常冷却系の仕様は、図 3.5.8, 3.5.9, 3.5.10 内に示す通りである。燃料交換手順を図 3.5.12 に示す。燃料交換は、仮設の中継ポート及びポットを炉内に設置し行う。その手順は以下のようになる。

- ①燃料交換装置、燃料出入機を設置する。
- ②燃料交換ポッドを挿入する。
- ③使用済み燃料を引き上げ燃料交換ポッドに挿入する。
- ④燃料交換ポッドを引き上げ出入機で炉外燃料貯蔵槽に持っていく。
- ⑤燃料交換ポッドを挿入する。
- ⑥燃料交換機を回転し、次の燃料集合体を引き上げる。
- ⑦燃料交換ポッドに使用済み燃料集合体を挿入する。
- ⑧燃料交換ポッドを引き上げ出入機で炉外燃料貯蔵槽に持っていく。
- ⑨燃料交換機を取出す。

使用済燃料の崩壊熱は約 80MWt である (炉停止後 30 日)。また、集合体重量は約 1.2ton であることから約 8ton の引抜き力を考慮した交換機的设计としている。

3.5.4 安全性の評価

本節では、崩壊熱除去系、反射体制御、再臨界回避、中性子照射について記述する。

崩壊熱除去系

本プラントの崩壊熱除去系は、RVACS と PRACS により構成されている。PRACS(Primary Reactor Auxiliary Cooling System)は、IHX 伝熱管上部に別ループの熱交換用ヘリカルコイルを挿入し、除熱を行うものである。PRACS の主要仕様を表 3.5.4 に示す。RVACS は、原子炉容器を外気により自然循環で冷却する方式である。ただし、本プラントは、RVACS のみを安全グレードの崩壊熱除去系として設定することは考えていない。これは、反射体制御を用い原子炉容器を小さくしていった結果、原子炉容器

表面積／熱出力が低下し RVACS のみで除熱することが困難になってきているからある。4S (200MWe) の原子炉等価体積は、約 230m³ であり (RVACS 除熱に寄与する原子炉容器高さを 19m と暫定)、これは、図 3.4.30 RVACS 適用範囲の図から見ても除熱が厳しい領域である。RVACS と PRACS 両系統の崩壊熱の除熱を考えると、オーバーフロー系や輻射フィンは必須設備ではなくなり、物量削減を行うことができる。また、4S(200MWe)は、IHX が炉上部に設置しており、PRACS による除熱に適しており、ダンパを有する RVACS と併用することで除熱能力を確保する。RVACS は、ダンパを有することで完全な受動的崩壊熱除去系とはいえないが、ダンパの信頼度を上げることによりダンパ開操作に失敗する確率を下げる事とする。(受動的崩壊熱除去系を確保したい場合は、通常運転時の放熱を犠牲にして、ダンパを常に開にする設計とする。) その結果、崩壊熱除去系は、下記のような仕様となった。

	PRACS	RVACS (自然循環のみ)
強制循環時 :	12.5MWt (2.6%)	3MWt (0.6%)
自然循環時 :	4MWt (0.8%)	3MWt (0.6%)

パーセンテージは、定格出力に対する割合を示す。

RVACS の除熱能力を図 3.5.14 に、崩壊熱除去系の運用想定を表 3.5.5 に示す。PRACS 系統の送風機の故障等により強制循環能力が喪失した場合も、PRACS 及び RVACS の自然循環能力により、1 次系ホットプレナム温度を 650℃以下に保つ設計としている。ただし、流路の封鎖については、特に PRACS 流路が 1 系統しかないため注意が必要である (PRACS : 1 スタック、RVACS : 2 スタック)。PRACS ダンパ開に失敗した場合は、事象発生後数時間に渡り、ホットプレナム温度が 650℃を越える。このため、ダンパの信頼性は重要視しており、故障確率を下げる努力が必要である。なお、そのような確率の低い事象に対しても、反射体の自動落下、SASS といった受動的安全機器は機能するとともに、さらにそれを越えた場合への対応として再臨界回避機能も備えている。

反射体制御

反射体制御は、炉心周辺部に反射体を配置し、反射体の位置を移動することにより、炉心を臨界させていく概念である。炉心下部より反射体を上昇させ、炉心下部より燃焼させていくことで臨界を持続させていく。1 運転サイクル中での燃焼の様子を図 3.5.15²⁴ に示す (本図は、4S の出力分布を示したものであり、寿命末期=EOL が 10 年となっているが、10 年=100%と読み変えれば本プラントに関しても同じである。)。反射体の材質は、導入炉心の場合グラファイトを用い、増殖炉心の場合 Steel を用いる (ともに

厚さ 15cm)。これは、図 3.5.15²⁵ に示すようにグラファイト（図中 Carbon）の反射体反応度係数が steel と比べ高いためである（図は、炉心径 65.8cm の 10MWe 炉心での数値であり、定性的にしか本プラントには適用できない。）。増殖炉心の場合、反射体外側のブランケット領域にも高速中性子を供給する必要があるため、径方向スペクトルの軟化防止を目的に反射体は Steel を選定している。中性子照射量が高いため、耐スエリング性に優れた Mod.9Cr-1Mo 鋼となると思われる。グラファイトの場合も周囲を高 Cr 鋼で構成する。

本プラントでの反射体反応度係数は 6 体で約 3% $\Delta k/k_k'$ であり、燃焼反応度損失の 3% $\Delta k/k_k'$ をカバーする設計となっている。本反射体は、駆動機構の簡略化（コストダウン）のため電磁反発衝撃力により駆動する方式を採用している。反射体制御の方法を図 3.5.16 に示す。これは、反発コイルに電流を流すことにより、電磁反発力を発生させ反発衝撃力により駆動機構が移動し、反射体を引き上げる概念である。反射体は、図 3.2.17 に示すように、反射体領域を上昇するナトリウムの流体力により駆動装置に押し付けられている。そのため、流量喪失時には流体力が減少し、反射体が自然落下するように設計されている。

設計外事象への考え方

前述した崩壊熱除去系も機能しなかったような場合には、受動的な安全性のみが機能することとなる。反射体は、ULOF 時には上記のように反射体が落下し、原子炉を停止させる。反射体誤引き上げに対しても、反射体の 1 体だけの引き上げは、中性子の漏洩量を増加させるため、負の反応度が挿入される。4S では、反射体の誤引き上げによる挿入反応度を、図 3.5.18²⁴ のように評価しており、反射体が同時に全数引き上げられなければ、挿入される反応度は負である。ただし、燃焼初期の反射体誤引抜きは、引抜き初期に正の反応度が挿入される。

また、炉心中央の中性子吸収棒には SASS が付加されており、温度上昇時には、受動的に落下し炉停止に至る設計となっている。

再臨界回避

これら全ての安全機能が働かず、炉心の損傷に至るような事象は考えにくいだが、炉心の損傷をアприオリに仮定する時の事象推移は、図 3.5.19 のようになる。ここでは、ULOF 事象を想定し、反射体が落下せず、SASS も落下しないケースを仮定する。冷却材流量と出力の mismatch から冷却材温度、燃料温度が上昇し始める。このとき冷却材密度係数は、ほぼゼロ、ドップラー反応度及び燃料膨張反応度により負の反応度が挿入され、炉出力は低下する。径方向の温度分布の偏りにより局所的に冷却材沸騰が発生するが、大型炉心ほど大きな正の反応度は挿入されず緩慢に沸騰領域の拡大が生じる。燃

料被覆管が溶融破損をはじめると、溶融燃料の燃料分散が生じる。燃料分散によって負の反応度が挿入されると考えられるが、燃料が分散せずに局所的に集中する場合は、さらに燃料温度が上昇する。外部ダクト厚さは 8mm であるのに対し、内部ダクト厚さは 3mm であるので溶融燃料は先に貫通する内部ダクトを通り炉心内から下部支持構造物上へと流出する。下部支持構造物上で溶融燃料は平らに広がっていくことで下部支持構造の面積から臨界厚さを下回り、未臨界体系へと移行する。(図 3.5.20 参照)

これが、4S(200MWe)の再臨界回避炉心であり、内外ダクト厚み差を 5mm 持った内部ダクト(等価直径 58mm)を全集合体に配置した炉心である。

中性子照射量

4S 型のプラントの特徴は、反射体制御を用いシンプルな原子炉構造を実現させていることであるが、そのために永久構造物が高照射条件にさらされる。照射効果としては、高速中性子による原子のはじき出し、熱中性子による He の生成が構造物に与える影響や、炉容器外の外気とつながる空気の放射化及びサイロのコンクリートの照射による発熱が炉外の機器等に与える影響等がある。図 3.5.21 に主要機器の照射量を示す。

元来 4S 型のプラントは、ステンレス鋼に対する高速中性子の照射限界を $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (=約 0.5dpa)、高クロム鋼を $1 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$ (=約 50dpa)、として設計されてきた。高クロム鋼のなかでも Mod.9Cr-1Mo 鋼は、12Cr 系鋼とくらべ、照射後引張特性、照射後耐衝撃特性に優れており、Mod.9Cr-1Mo 鋼が 4S 型プラントの炉内構造材料の候補となっている。

Mod.9Cr-1Mo 鋼は、400°C 前後の運転温度域で照射されたときに、著しい硬化特性を示す²⁶。耐衝撃特性を DBTT (ductile-brittle transition temperature) の観点から見ても、同等の傾向が見られる。ただし、Mod.9Cr-1Mo 鋼の基準上の熱処理温度は、焼きならし温度 1040~1095°C、焼き戻し温度 730°C 以上だが、焼きならし温度を 1040°C に限定すると良好な照射後耐衝撃特性を示すことがわかっている²⁷。初期の照射で硬化及び耐衝撃特性の劣化が生じるが、5dpa 以上の照射量では、DBTT の上昇が見られず、35dpa から 100dpa では、DBTT の上昇が飽和しているように見える。このため、限られたデータから評価すると耐衝撃性に関しては、熱処理温度に注意を払えば、問題ないと考えられる。ただし、これらは、試験データの存在する Mod.9Cr-1Mo 鋼母材に関する特徴である。溶接部では、熱影響部が硬化し未照射状態で DBTT が母材より上昇するため、実際には溶接部に関するデータと検討が必要である。

照射後破断延性に関するデータは少なく、ゲージ部が $20.3^l \times 1.5^w \times 0.76^t$ mm のミニチュア試験片でのデータのみがある²⁶。従来、原子炉プラント設計は、標準試験片において 10%以上の破断伸びの確保を前提に設計してきた。Mod.9Cr-1Mo 鋼の標準試験片における破断伸びの下限値が約 20%であることを考えると本照射条件 (10.5dpa) にお

いても、破断伸びは減少するが10%は確保できると推定できる。

現状は、試験データが限定されていると共に、反射体引き上げ等により発生する衝撃の詳細設計ができていない。そこで、現段階としては、照射温度 390°C、10.5dpa 条件で一様伸びが60%程度に破断伸びが70%程度に減少すること、又それ以上の高中性子照射条件の延性データがないことから、ここでは10~50dpa を中性子照射量制限の目安として検討を進めることとする。

本プラントの炉心槽の高速中性子照射量は、 $6 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$ (40年) (=約300dpa) と推定されている。Mod.9Cr-1Mo 鋼の耐照射特性が優れているといえども本照射量は高く、目安値を10dpa とすると約1年ごとに、又目安値を50dpa とすると約6年ごとに、それぞれ交換する必要がある。原子炉容器や電磁ポンプ等に対する照射量は、設計上の工夫で下げることができるが、炉心槽に対する照射量だけは、反射体制御方式を採用する限り避けられない本質的現象である。炉心槽中性子照射量は、炉心槽の径を変更しなければ下げることができないが、中性子の反射効果を考えるとなるべく燃料に隣接した場所に設置する方が望ましい。このことから高速中性子照射量の許容レベルによっては、遮蔽体より内側に反射体を配置する高速炉の場合、交換を前提とした設計でなければ許容できないことになると推定できる。

照射後シャルピー試験結果

照射温度 °C	DBTT°C 0dpa	DBTT(ΔDBTT) 5dpa	DBTT(ΔDBTT) 20dpa	焼きならし 温度 °C	出典
365	-64	-19 (45)	-19 (45)	1040	27
365	-80	-37 (43)	-22 (58)	1040	27
365	-17	+36 (53)	+59 (76)	1100	27
365	-61	-6 (55)	+11 (72)	1100	27
照射温度 DBTT °C	°C 0dpa	DBTT(ΔDBTT) 35dpa	DBTT(ΔDBTT) 100dpa	焼きならし 温度 °C	出典
420	-64	-25 (39)	-30 (34)	1040	27
420	-80	-35 (45)	-32 (48)	1040	27
照射温度 DBTT °C	°C 0dpa	DBTT(ΔDBTT) 12dpa		焼きならし 温度 °C	出典
450	-30	-15 (15)		1040	28
550	-30	-41 (-)		1040	28

照射後引張試験結果²⁶

照射温度 ℃	試験温度 ℃	照射量 dpa	一様のび %	一様伸び 低下率%	破断伸び %	破断伸び 低下率%
-	400	-	2.5	-	5.9	-
390	400	10.5	1.4	56	4.1	69
-	500	-	3.6	-	7.2	-
500	500	10.5	3.3	92	6.8	94
-	550	-	3.6	-	10.3	-
550	550	10.5	3.1	86	9.9	96

(注) 20.3^l×1.5^w×0.76^t (mm) のミニチュア試験片による。

3.5.5 プラントの評価

実用化戦略調査研究のなかでは、各プラントを設計要求に対する適合性と経済性、構造健全性（含耐震性）、安全性、製作建設性、運転・保守補修性、特有の開発課題を用いて評価している。設計要求に対する適合性を表3.5.6に評価表を表3.4.7に示す。また、評価表内の主要項目の詳細を別表として示す。

表 3.5.8 主要物量一覧

表 3.5.9 物量一覧

表 3.5.10 建設スケジュール

表 3.5.11 所内負荷一覧

表 3.5.12 ISI 概念

開発課題についても評価表内に示すとおりであるが、炉心高さを2mとした経緯となる燃料照射設備候補の一覧を表3.5.13に、反射体の試験設備の一覧を表3.5.14に示す。また、4S(200MWe)を設計した東芝より提示された開発課題の一覧を表3.5.15にR&D候補を表3.5.16にそれぞれ示す。また、添付資料-6に本プラントの仕様一覧を添付資料-7に詳細物量一覧を示す。

実用化戦略調査研究の目標は、①経済性、②資源の有効利用、③環境負荷低減性、④核不拡散抵抗性、⑤安全性の5つの分野でわたり設定されている。表3.5.6の設計要求事項への適合性は、それに基づき作成されたものであるが、②資源の有効利用については、Puの増殖性及びTRUの燃料としての使用をポイントとしている。本プラントは、以下の特徴をもつ。

- ・径方向ブランケットの取出しは、プラント寿命（40年を想定）終了後、IHX、EMPを原子炉容器内から取出した上でなければ行えない。有効利用という観点からは大きなハンデとなる。ただし、増殖炉心の燃焼度は5万 WMd/t、軸方向ブランケットの炉内滞在時間は約2年であり、径方向ブランケットのPuについては、融通性がある。倍増時間は不明（未設計）。
- ・TRU 燃料については、詳細未検討だが他の大型炉と同様に燃焼可能であり、特に違いはない。③環境負荷低減性及び④核不拡散抵抗性については、特にモジュールが持つ特徴は見当たらず、大型炉と同様の特徴をもつ。⑤の安全性の考え方は、前述した通りであり要求を満足する見通しである。本研究の中で特に重要視している①経済性については以下詳細に検討する。

表 3.5.9 に本プラントの物量の概要を示したが、大型炉と比較した物量表を表 3.5.17 に示す。

NSSSの全物量を各プラント統一して詳細に評価できるほど設計は進んでいないため、NSSS物量は、代表機器物量という形で表現されている。プラントにより電気出力の若干の違いはあるが、大型ループ炉で2576ton、大型タンク炉で3200～3300tonの代表機器物量が1500～1600MWeの電気出力を出すために必要とされている。一方本プラントの代表機器物量は、3326tonであり、大型タンク炉並の物量を達成している。大型炉は、ループ型がほぼツインプラントで20万円/kWeを達成可能の見込みと思われており、NSSS出力単位当たりの重量は、1.72ton/MWeである。（出力単位当たりの重量で比較するのは、スケール効果が大きい本プラントに有利な評価となるが、検討の簡素化のため補正を行わずそのままの値を用いることとした。）本プラントのNSSS出力単位当たりの重量は、2.08ton/MWeであり、これは、表 3.2.3 で考察した物量比目標1.21とほぼ同等の値である。

NSSS代表機器物量が目標を達成したので、より詳細な検討を行うため、本プラントの物量及び設計仕様の傾向を検討し、表 3.5.18 のように取りまとめた。NSSS代表機器で考慮されていない代表的なプラント機器としては、制御棒及び制御棒駆動機構、遮蔽体、崩壊熱除去系、各種補助系統、非NSSS機器（燃取系含む）が上げられる。

燃料取扱系は詳細未設計であるが、1サイト（3200MWe）で一部の燃取機器が共用化できることに関しては、大型炉と同条件、共用化できない機器が存在する分、8モジュール化した本プラントは不利。

2次系は、大型タンク炉とほぼ同様の機器構成をしており、SG及び2次ポンプは、同出力のタンク炉と同一のものを採用している。

崩壊熱除去系は、RVACSのみの構成ではなく、PRACS8ループ（8モジュール当た

り)を併用しなければ必要除熱量を確保できないため、PRACS 部分でスケールデメリットが働く。

制御棒に該当する本プラントでの反射体については、反射体駆動機構のコストが不明のため、制御棒とほぼ同様のコストと仮定する。

遮蔽体の数は、大型炉と比較して多いものとなっている。これは、本プラントのピーク中性子束は約 $2 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ であり、大型炉の約 $3 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ とオーダー的には変わらないものの、原子炉容器（オーステナイト鋼）におけるクライテリアは同一であるため、各モジュールごとに同一の遮蔽厚さが必要となるためである。（RVACS への外気の取り入れを考えると、外気（周辺監視区域外）での実効線量当量を $50 \mu\text{Sv/年}$ （目標値：法令限度 1mSv/年 ）以下にしなければいけないため追加の遮蔽が必要となる。）この様にモジュール炉は、遮蔽に関してはスケールデメリットが出てくる概念といえる。

これらの要素を考えると、NSSS 出力単位当たりの重量がループ型大型炉の 1.2 倍であり、習熟効果を取ることにより 3200MWe 当たりでは同等の評価となるが、初号モジュールの建設費は目標とする 29 万円/kWe を上回ると推測できる。（物量 1.2 倍 \Rightarrow 29 万円/kWe。）

本プラントは、増殖炉心では、燃焼度が 5 万 MWd/t であり、この観点からも経済性のデメリットを持っているため、このままの形では、経済性目標を達成できないと考える。つまり 1600MWe の電気出力を発生するのに 8 モジュール化しており、環状機器+反射体制御による物量削減をもってしても、分散化によるスケールデメリットの方が大きいと推定できる。

3.5.6 出力増大の検討

現設計の 4S 型炉（200MWe）は、炉心高さを現有の照射炉で燃料照射試験ができる高さとして 2m に設定し、炉心径はゼロボイド炉心を目指して 1.2m を設定して電気出力 20 万 kWe（475MWt）としている。このことから、ゼロボイド炉心を目指す 4S 型炉の出力上限は約 20 万 kWe であると考えられる。ここでは、ゼロボイド炉心の設計目標を外した場合の反射体制御炉心の出力増大の可能性を検討する。

(1) 熱出力の上限の推定

中型モジュール炉は、経済性目標を達成するためには RVACS、SGACS 等に代表される系統の簡素化と、共用化、習熟効果等のモジュール効果によりスケールデメリットを克服する事が必須である。そこで、RVACS の除熱限界を上限とすれば 4S 型炉も S-PRISM と同様に 1000MWt（40 万 kWe）が出力増大限界の一つの目安となる。次に、反射体炉心としての反応度収支（燃焼反応度と反射体価値の関係）が上記出力増大限界の制限となるかどうか検討する。検討条件は以下の通り。

- ① 原子炉出力：1000MWt
- ② 運転サイクル期間：1年
- ③ Pu 富加度：30%以下
- ④ 燃料体積比：現設計と同じ
- ⑤ 炉心高さ：2m
- ⑥ 炉心径：1.2m、1.5m、1.7m、2.4m

反射体価値と燃焼反応度の関係を図 3.5.22 に示す。ケース A は現設計 (475MWt/20 万 kWe) で、燃焼反応度が $3\% \Delta k/kk'$ 、反射体価値が $4.5\% \Delta k/kk'$ 、出力補償に使用されるのが $1.5\% \Delta k/kk'$ という設計となっている。

全炉心ボイド反応度が負となる領域 (炉心径 1.2m) で出力の増加を図り 1000MWt とした場合の反射体価値と燃焼反応度の関係の変化は図 3.5.22 (a) のようになる。本図から、4S (200MWe) と同じ炉心等価直径 (1.2m) で、 $1\% \Delta k/kk'$ の反応度余裕を確保すると 1000MWt の可能性はなく、出力の上限は 550MWt 以下であろうと推定される。しかし、この場合は、出力密度が増加するので圧力損失の増加を伴う。燃料ピン径と圧損の調整が必要である。

一方、1000MWt で炉心径を増やして (この場合は全炉心ボイド反応度は正に向かう) 反射体価値と燃焼反応度の関係の変化を見ると図 3.5.22 (b) のようになる。これより、炉心径 2.5m で $1\% \Delta k/kk'$ の反応度余裕を確保できることがわかる。この場合、出力密度は現設計のほぼ 1/4 となり、圧力損失の増加をもたらすことはない。また、出力密度の低下により炉心の中性子束の低下がもたらされ、炉内構造物の設計をより容易にさせる効果が有ると考えられる。

以上より、ゼロボイド炉心という条件を外した場合、4S 型 (20 万 kWe) の出力増大は、S-PRISM と同程度の 40 万 kWe (1000MWt) まで可能であると推定される。この場合の NSSS の構成は、従来の 2 原子炉-1SG から S-PRISM と同様に 1 原子炉-1SG とすることができる。

(2) 4S 型 (1000MWt) の原子炉容器径の推定

4S 型の原子炉径方向のクリティカル寸法は、図 3.5.23 に示すように炉心下部は炉心径→反射体厚さ→IHX 厚さ→原子炉容器、炉上部は炉心径→反射体厚さ→遮蔽体厚さ→原子炉容器となる。ここで、炉心径と IHX は出力により増加するが、反射体厚さ及び遮蔽体厚さは出力に対する依存性は少ないのでここでは一定とする。なお、遮蔽体厚さは出力に依存しないため、原子炉容器径は IHX 厚さがクリティカルとなり、炉上部で決まるものとする。図 3.5.34 に、炉心径をパラメータにし、IHX 厚さは現設計 (基準ケース A) からの出力比より概算し原子炉容器径を推定した結果を示す。前節の検討で 1000MWt の炉心径は 2.5m としており、原子炉容器径は 5.8m と推定され 6m 以

下に納まると思われる。これは、ほぼ同一出力の S-PRISM の原子炉容器径 9.15m の約 2/3 の大きさである。

一方、前節で RVACS の除熱限界を S-PRISM を参考としているが、上述の通り S-PRISM の原子炉容器径は 9.15m である。即ち、1000MWt の 4S 型も RVACS で崩壊熱を 100%除去する為には原子炉容器径を S-PRISM と同程度に増加させる必要がある。その場合は、NSSS の構成が S-PRISM と同じとしているので S-PRISM の建設費を下回るのかどうか不明である。従って、S-PRISM の建設費を下回る 1000MWt の 4S 型の設計としては、崩壊熱除去系として RVACS には 100%の崩壊熱除去を課せず、PRACS 或は SGACS などと組み合わせる等して簡素化の工夫を行い、原子炉容器の径が 6m 以下のコンパクトな原子炉容器とする概念の追求が見出される。

3.6 中型モジュール炉に関する現時点での評価

S-PRISM、4S(200MWe)の 2 種類の中型炉の設計検討を行うとともに、モジュール炉の経済性見込みを検討した。

- ・ S-PRISM は安全性を満足する見通しがあるものの、詳細不明のため、平成 12 年度に物量入手及び安全性の評価を行い、プラントの総合評価を行うこととした。
- ・ 4S 型は、高照射条件での炉心槽の使用 (約 300dpa 強/40 年) が必要条件であり、耐照射性能の優れた Mod.9Cr-1Mo 鋼を使用したとしても 40 年間のうちに複数回の交換が必要となると考えられる。また、4S 型の出力はゼロボイド制限を外せば出力増大 (200MWe→400MWe) の可能性があり、スケールメリット活用の余地と同時に出力密度を下げ、照射条件の緩和の可能性のある事が分かった。
- ・ モジュール化による習熟効果を検討した結果、3200MWe 出力で 20 万円/kWe を達成するためには、少なくとも、800MWe 級の 4 モジュール構成における初号モジュールで 26 万円/kWe、400 MWe 級で 28 万円/kWe、200 MWe 級で 29 万円/kWe を下回る必要がある。今回、4S 型の経済性を分析した結果、その条件を下回るのは難しいと判断され、今後導入シナリオの更なる検討とともに中型モジュールの特徴を生かした設計戦略を検討することが必要である。

参考文献

- (1) 早船 浩樹, 他, 実用化戦略調査研究 (FBR プラント) -平成 10 年度予備調査結果要約の取りまとめ-, JNC TN9420 99-004, p131-140, 1999
- (2) 早船 浩樹, 他, 実用化戦略調査研究 (FBR プラント) -平成 10 年度予備調査 幅広い技術選択肢の検討-, JNC TN9400 99-080, p365-470, 1999
- (3) J.W.Herczeg, et. al., U.S. ALMR safety approach and licensing status, Proc. Int.. Conf. Des. Saf. Adv. Nuc. Power Plants 1992 Vol.3, p29.2.1-29.2.6, 1992
- (4) J. Gregory, et. al., Examining the inherent safety of PRISM, SAFR, and the MHTGR, Nuclear Technology Vol.91, p185-202, 1990
- (5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor, NUREG-1368, 1994
- (6) C.L.Cockey, et. al., Higher Actinide Transmutation in the ALMR, Global'93, p58-65, 1993
- (7) M.L.Thompson, et. al., The ALMR system's Missions for transmuting waste into energy, Global'93, p38-45, 1993
- (8) Charles E. Boardman and Marvin Hui, A COMPETITIVE INTEGRAL FAST REACTOR WITH ENHANCED DIVERSION RESISTANCE (S-PRISM), Proc. of Int. Conf. on future Nuclear Systems Global'99, Aug., 1999
- (9) Charles E. Boardman, et al., A FAST TRACK APPROACH TO COMMERCIALIZING THE SODIUM COOLED FAST REACTOR, 7th Int. Conf. on Nuclear Eng. ICONE7, Tokyo, Japan, April, 1999
- (10) Charles E. Boardman, et al , Modular versus Monolithic Advanced LMR Development Paths, Its Time for an In Depth Assessment, 10th Pacific Basin Nuclear Conf., Kobe, Japan, Oct., 1996
- (11) 常盤井 守泰, 他, 金属燃料FBRサイクルー開発の現状と課題(2), 炉心特性編一, 原子力工業 第33巻 第6号, p40-52, 1987
- (12) 吉田和生, 他, 再評価される金属燃料FBRーその魅力と課題ー, 原子力工業 第32巻 第7号, p56-60, 1986
- (13) D.S.Bost, et al., Metal and oxide fuels for the sodium advanced fast reactor (SAFR), Proc. Int. Conf. Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors 1986, p1.61-1.68,1986
- (14) R.T.Lancet, et al., Inherent Safety of the SAFR Plant, Proc. of the Int. Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, p47,1985
- (15) 常盤井 守泰, 他, 金属燃料FBRサイクルー開発の現状と課題(1), 燃料編一, 原子力工業 第33巻 第5号, p43-55, 1987
- (16) C.P.Tzanos, et al., Analysis of RVACS Tests for COMMIX validation, Nuclear Engineering and design, 121, p59-67, 1990

- (17) C.P.Tzanos, et al., Analysis of DRACS and DRACS-RVACS decay heat removal experiments, Nuclear Technology, Vol.95, p253-265, 1991
- (18) C.P.Tzanos, et al., An optimization study for the reactor Vessel Auxiliary Cooling System of a pool liquid-Metal Reactor, Nuclear Technology, Vol.94, p68-79, 1991
- (19) 西 義久, 他, 高速増殖炉における炉壁冷却型崩壊熱除去系の伝熱性能改善に関する報告, 電力中央研究所報告 総合報告 T45, 1996
- (20) A.Hunsbedt, et al., ALMR shutdown heat removal operation under degraded conditions, Proc. of Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, p3.13,1991
- (21) C.P.Tzanos, et al., Predictions of Wind Effects on RVACS Performance, Trans. Am. Nucl. Soc., Vol.69, p265-267,1993
- (22) A.Hunsbedt, et al., Potential effects of salt-laden cooling air in the ALMR RVACS, Proc. Int. Conf. Des. Saf. Adv. Nucl. Power Plants 1992, Vol. 4, p18.8.1-18.8.7,1992
- (23) 植田 伸幸, 他, 超小型安全高速炉の概念設計と技術成立性評価, 電力中央研究所報告 総合報告 T32, 平成 5 年 11 月
- (24) Shigehiro An, Akio Minato, Study on the application of nuclear energy to human welfare and safety -4S (SUPER SAFE, SMALL AND SIMPLE)LMR-, NE'93 Nizhni Novgorod Russia, p1-12,1993
- (25) Katsutada Aoki, et al., Design of small and simple LMR cores for power generation in remote communities, ICON-3 Tokyo Japan, p863-868, 1994
- (26) Klueh R. L., Vitek J. M., Elevated-temperature tensile properties of irradiated 9Cr-1MoVNb steel, J. Nucl., Material, Vol. 132, No.1, p27-31,1985
- (27) Klueh R. L., Alexander D. J., Heat treatment effects on impact toughness of 9Cr-1MoVNb and 12Cr-1MoVW steels irradiated to 100dpa, J. Nucl. Material, Vol.258-263, p1269-1274,1998
- (28) W.R. Corwin, (Klueh), Effect of nickel content of 9Cr-1MoVNb and 12Cr-1MoVW steels on the aging and irradiation response of impact properties, J. Nucl. Mat. 149, Amsterdam, p312-320, 1987

表 3.2.1 n号基のコスト

号基	1	2	4	8	16
コスト比	1	0.69	0.68	0.67	0.66

表 3.2.2 平均建設費が 20 万円/Kwe となるためのモジュール単基初号基の建設費の予測

分割数	1	2	4	8	16
単基電気出力 MWe	3200	1600	800	400	200
単基初号基 目標建設単価 万円/kWe	20	24	26	28	29

表 3.2.3 平均建設費が 20 万円/Kwe となるためのモジュール物量の比 (出力単位 MWe)

初号モジュールの出力	1600	800	400	200
物量比(1600MWe当り)	1	1.08	1.17	1.21

表 3.3.1 中小型炉設計例

プラント名称	開発機関	出力・特徴
Ultra-Small LMFBR (MUSE)	三菱重工	1MWt/タンク/MN燃料
4S	電中研	50MWe/タンク/金属燃料
4S(MOX)	JNC	50MWe/タンク/MOX→MN
Rapid	電中研	50MWe/タンク/金属燃料
2重タンク小型炉	電中研	325MWe/タンク/金属燃料
SAFR	米RI社	350MWe/タンク/金属燃料
小型モジュールFBR	電中研	350MWe/タンク/金属燃料
S-PRISM (PRISM)	米GE社	412MWe/タンク/金属燃料

表 3.4.1 S-PRISM 開発経緯²

炉 型		PRISM	ALMR	S-PRISM	SAFR	4S
開発年次		1981～1987	1988～1995	1996～	1984～1987	1991～
出 力		421MWe/モジュール	672MWe/モジュール	824MWe/モジュール	350MWe/モジュール	50MWe/モジュール
モジュール構成		原子炉：3 SG：3 タービン：1	原子炉：2 SG：2 タービン：1	原子炉：2 SG：2 タービン：1	原子炉：1 SG：1 タービン：1	原子炉：1 SG：1 タービン：1
仕 様		原子炉出入口温度：468°C/321°C 2次系出入口温度： 主蒸気設計：66atm/482°C 熱効率：32%	原子炉出入口温度：485°C/338°C 2次系出入口温度：443°C/282°C 主蒸気設計：66atm/452°C 熱効率：37%	原子炉出入口温度：510°C/363°C 2次系出入口温度：496°C/321°C 主蒸気設計：171atm/468°C 熱効率：38%	原子炉出入口温度：510°C/357°C 2次系出入口温度：482°C/327°C 主蒸気設計：182atm/454°C 熱効率：38%	原子炉出入口温度：510°C/355°C 2次系温度： 主蒸気設計：100atm 熱効率：40%
経 済 性	建設単価	1109\$/kWe (1986年現在)	1688\$/kWe (1996年現在)	1300\$/kWe (1996年現在)	1430\$/kWe (1987年現在)	約30万円/kWe
	発電単価*	48.2mills/kWh (1996年現在)	41.6mills/kWh (1996年現在)	34.2mills/kWh (1996年現在)	30mills/kWh (1987年現在)	約7.7円/kWh
物 量		炉容器重量：約800トン	記述なし	炉容器重量：約1000トン	記述なし	炉容器重量：約75トン

*減価償却評価用耐用年数；30年、金利；S-PRISM：4.35%、4S：5%

表 3.4.2 PRISM と SAFR の比較¹⁾

	PRISM			SAFR	
	金属燃料 (標準)	高線出力酸 化物燃料	低線出力酸 化物燃料 (バックアップ)	金属燃料 (標準)	高線出力酸化 物燃料
モジュールの熱出力 (MWt) /電気出力 (MWe)	425/133			900/350	
冷却材原子炉出口/ 入口温度(°C)	468/321			510/357	
炉心概念	半径方向非均質			半径方向非均質	
燃料	U-Pu-Zr	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	U-Pu-Zr	UO ₂ -PuO ₂
燃料スミア密度 (%)	75	83	85	75	82.5
構造材	HT9(D9)			HT-9	
燃焼期間 (年)	1	1	1	1	1
燃料交換バッチ (年)	4	4	4	4	4
炉心高さ (cm)	91.4	101.6	152.4	91.4	101.6
炉心構成(注1)(本数)	42/25/48/6	76/-/78/9	60/19/36/6	96/46/48/9	102/37/48/12
燃料要素径 (mm)	7.26	6.6	7.06	7.24	7.37
増殖比	1.28	1.04	1.05	1.02	1.05
高速中性子照射量 (n/cm ²)	—	—	—	3.5×10 ²³	2.5×10 ²³
燃焼度 (MWd/kg)	—	—	—	146	160
ATWS 対策(注2)	—	—	GEM(6)	SASS(3)	SASS(6)
崩壊熱除去	RVACS+ACS			DRACS+RACS	
備考				上記の他に低線出力酸化物燃料炉心の検討が進行中	

注1) 炉心燃料/内部ブランケット/半径方向ブランケット/制御棒

注2) () 内は集合体本数

表 3.4.3 S-PRISM のプラント基本仕様 (金属燃料仕様、4 モジュール分)

No	項目	基本仕様
1	原子炉型式	ナトリウム冷却モジュール方式タンク型炉
2	電気出力(発電端)	1648MWe(4モジュール構成時)
3	熱出力	4000MWt(4モジュール構成時)
4	ループ数	1ループ(原子炉容器数に対して)
5	モジュール構成	R/V(CORE)4基、SG4基、TG2基
6	1次系Na温度	510°C/363°C
7	2次系Na温度	321°C/496°C
8	1次系流量	1.97×10^4 t/h/炉心
9	2次系流量	1.77×10^4 t/h/ループ
10	主蒸気温度/圧力	468°C/ 16. 8MPa
11	給水温度/流量	215°C/ 1.61×10^3 t/h/ループ
12	タービン発電機	41. 2%
13	プラント稼働率	92. 5%
14	炉心・燃料	径方向非均質炉心、金属燃料
15	遮蔽体外接円径	炉心槽径:5660mm
16	燃焼度	15万MWD/t(取出平均)
17	増殖比	1. 23(金属燃料) [1. 13(MOX)]
18	原子炉停止系	主炉停止系+後備炉停止系(制御棒12本×4基)
19	炉心安全性 ①受動的炉停止方策②再臨界回避方策	①SASS及びGEM設置 ②ボイド反応度の約5\$への制限+軸方向ブランケット一部削除を検討中
20	炉心支持方式	横吊り方式
21	炉壁保護構造	コールドプレナムに接続するライナーで仕切られたアニューラー空間で保護する。
22	炉心上部機構	切込み型炉上部機構
23	中間熱交換器	縦置無液面ジグザグ流式直管型管内2次飯盒型
24	1次主循環ポンプ	Na浸漬型電磁ポンプ
25	蒸気発生器	一体貫流ヘリカルコイル有液面型
26	2次主循環ポンプ	Na浸漬型電磁ポンプ
27	崩壊熱除去方式	(SGACS1系統+RVACS1系統)×4モジュール
28	Na漏えい対策	容器:ガードベッセル、配管:エンクロージャ
29	原子炉格納施設	鋼製ライナコンクリート格納施設+G/V
30	プラント運転サイクル	23ヶ月、3バッチ方式
31	①燃料減衰待貯蔵	炉内1次貯蔵(1バッチ、1運転サイクル)
32	②炉内燃料交換	単回転プラグ+切込みUIS+パンタグラフ式燃料交換機
33	③炉内/外燃料移送	炉内中継装置/台車式燃料出入機
34	免震	2次元(水平)免震
35	プラント寿命	30年(電磁ポンプの交換により60年)
36	原子炉建屋	原子炉建屋容積約10万m ³ 程度

表 3.4.4 燃料物性値¹⁾

	金属燃料 ²⁹⁾	酸化物燃料 ²⁹⁾	炭化物燃料*
組成	U-15%Pu- 10%Zr	UO ₂ -20% PuO ₂	UC-20% PuC
密度 (g/cm ³)	15.8	11.0	13.6
熱伝導度 (W/cm・℃)	0.22	0.023	約 0.19
比熱 (J/g・℃)	0.19	0.34	約 0.25
熱膨張係数 (1/℃)	2.0×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁵	約1.15×10 ⁻⁵
融点 (℃)	1106	2750	約2300
燃料要素の熱的応答時 定数 (sec)	~0.3	~3	—

* 受託調査報告書「炭化物燃料の特性に関する調査」(日本原子力研究所, 昭和61年3月)に記載された式にもとづく1000℃での推測値である。

表 3.4.5 金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の検討例¹¹⁾

	IFR 110 MWe 級 ³¹⁾		IFR 330 MWe 級 ³¹⁾		IFR 300 MWe 級 ^{32),34)}		電中研 1000 MWe ⁴⁰⁾		LSPB ³⁹⁾		
	金	属 酸化物	金	属 酸化物	金	属 酸化物	金	属 酸化物	金	属 酸化物	
電気出力(MWe)/ 熱出力(MWt)	110/314		330/943		300/900		1000/2600		1300/—		
原子炉出/入口温度 (°C)	510/357		510/357		510/357		510/355		—/—		
燃料交換期間 (年)	1		1		1		1		—		
燃料交換バッチ(炉心/ブランケット)	2/3		3/3		4/4		3/4/5		—		
炉心概念	均 質		均 質		径方向非均質		均 質		径方向非均質		
構造材料	D-9		D-9		HT-9		SUS316 相当材		—		
炉心高さ (cm)	91.4	91.4	91.4	91.4	91.4	101.6	100		91.4	102.0	
軸ブランケット厚さ (cm)	35.6	35.6	35.6	35.6	—	15.2	30		—	—	
燃料 寸法	燃料要素径/肉厚 (mm)	6.2/0.38	5.8/0.46	7.1/0.41	7.4/0.46	7.2/0.56	7.4/0.56	7.5/0.42	7.2/0.56	6.6/0.47	
	ダクト外対面距離/肉厚 //	141/4.1	131/3.3	151/4.1	152/3.3	150/3.6	152/3.3	156/4.0	153/3.6	148/5.0	
	集合体間ギャップ //	3.4	2.9	8.7	7.2	3.8	2.5	6.0	4.8	9.0	
炉 心 性 能	増 殖 比	1.235	1.009	1.205	1.053	1.023	1.051	1.43	1.21	—	—
	燃焼欠損反応度 (%ΔK/K)	6.0	6.1	3.9	3.0	1.16	1.65	0.3	3.4	0.45	2.00
	温度反応度 (°ΔK/K)	0.79	1.46	0.78	1.52	0.63	1.28	—	—	—	—
	制御棒誤引抜反応度	1.77	1.73	0.59	0.59	0.23	0.35	—	—	—	—
	最大要求反応度(主/億後備)	10.1/2.4	10.9/2.9	5.5/1.2	6.1/2.4	3.6/1.4	4.8/2.0	—	—	—	—
	高速中性子照射量 (n/cm ²)	2.1×10 ²³	1.6×10 ²³	3.2×10 ³³	2.3×10 ²³	3.5×10 ²³	2.6×10 ²³	3.7×10 ²³	3.0×10 ²³	—	—
	最大燃焼度 (MWd/kg)	120	120	120	120	143	162	100	100	140	170
	冷却材ボイド反応度 (\$)	0.10	0.0	5.0	4.6	3.87	2.43	—	—	4.52	2.34
ドップラ係数 (10 ⁻³ T·dK/dT)	-1.48	-3.80	-2.86	-6.54	-1.33	-3.16	—	—	-2.16	-3.76	

表 3.4.6 EBR-II 燃料の仕様¹⁵

名 称	ド ラ イ バ ー 燃 料				プルトニウム試験燃料
	Mk-I	Mk-I A	Mk-II	Mk-II A	
使 用 期 間	1964~1965	1966~1973	1973~	1984~	(試 験 中)
燃 料	U-5 wt% Fs	U-5 wt% Fs	U-5 wt% Fs	U-5 wt% Fs	U-Pu-10 wt% Zr
濃 縮 度 wt %	48.4	52.5	67.0	67.0	0~34 (wt% Pu)
燃料スミア密度 %TD*1	85	85	75	75	75
燃 料 長 mm	361	343	343	343	343
燃 料 径 mm	3.65	3.65	3.30	3.30	4.32~5.66
プレナム/燃料容積比	0.13	0.19	0.83	1.01	1.01~1.07
被 覆 管 材 料	SUS 304 (アニール材)	SUS 304 (アニール材)	SUS 316 (アニール材)	SUS 316 (アニール材)	SUS 316 (冷間加工), D 9, HT 9
被 覆 管 外 径 mm	4.42	4.42	4.42	4.42	5.84~7.37
被 覆 管 肉 厚 mm	0.23	0.23	0.30	0.30	0.38~0.41
リ ス ト レ ー ナ	押 さ え 具	押 さ え 具	くさび形ディンプル	球形ディンプル	(な し)
設計/最大*2 燃焼度 at. %	1.2/1.2	2.6/3.0	8.0/18.5	14.0/—	—/~10.0

*1 金属燃料の場合、燃料物質はほぼ 100% TD (理論密度) であり、スミア密度は (燃料断面積/被覆管内側断面積)

*2 最大燃焼度は、RTCB 試験より得られた実績である。

表 3.4.7 起因事象の一覧⁵

Event no.	Initiating event	Frequency (per year)	Shutdown heat removal mission time (hours) [*]
1	Reactivity insertion 7¢ to 18¢	1.0×10^{-4}	600
2	Reactivity insertion 18¢ to 36¢	1.0×10^{-4}	600
3	Reactivity insertion >36¢	1.0×10^{-6}	4,380
4	Earthquake 0.3g to 0.375g	1.0×10^{-4}	120
5	Earthquake 0.375g to 0.825g	1.9×10^{-5}	4,380
6	Earthquake >0.825g	7.1×10^{-7}	4,380
7	Vessel failure	1.0×10^{-13}	4,380
8	Local core coolant blockage	1.8×10^{-6}	4,380
9	Reactor vessel leak	1.0×10^{-6}	4,380
10	Loss of one primary pump	1.6×10^{-1}	600
11	Loss of substantial primary coolant flow	5.0×10^{-2}	8
12	Loss of operating power heat removal	8.0×10^{-2}	86
13	Loss of shutdown heat removal via BOP	8.0×10^{-3}	24
14	Loss of shutdown heat removal via IHTS	1.0×10^{-2}	600
15	IHTS pump failure	5.0×10^{-2}	600
16	Station blackout	3.0×10^{-5}	1,200
17	Large Na-H ₂ O reaction	6.0×10^{-8}	4,380
18	Spurious scram and transients inadequately handled by PCS	0.6	600
19	Normal shutdown	0.6	600
20	Forced shutdown	5.5	240
21	RVACS blockage	1.0×10^{-8}	86
Sum		6.398	

^{*} — mean time required to restore to normal power generation.

表 3.4.8 複合事象の一覧⁵

Rank	Accident type*	Estimated frequency (per year)
1	G4 Combined severe UTOP and ULOF	2.1×10^{-8}
2	F3 Severe ULOF	6.6×10^{-9}
3	G4S Combined G4 and LOSHR	9.6×10^{-10}
4	H3 Severe ULOHS	7.0×10^{-11}
5	G3 Combined severe UTOP and ULOF	6.0×10^{-11}
6	S5 LOSHR with degraded core flow	3.0×10^{-11}
7	S3 LOSHR with normal core flow	5.0×10^{-12}
8	P3 Severe UTOP	$< 10^{-12}$
9	F1 Design-basis ULOF	$< 10^{-12}$
10	All other events	$< 10^{-12}$

* - Type definitions:

- F1 Unprotected flow coastdown
 F3 Unprotected loss of flow with failure of flow coastdown or degraded inherent reactivity feedback
- P1 Unprotected reactivity insertion 7¢ to 18¢
 P2 Unprotected reactivity insertion 18¢ to 36¢
 P3 Unprotected reactivity insertion > 36¢
 P4 Unprotected reactivity insertion > 36¢ with degraded inherent reactivity feedback
- H2 Unprotected loss of heat sink at nominal power
 H3 Unprotected loss of heat sink at elevated power
- G3 Combined (P2 and F3) with (P3 and F1)
 G4 Combined (P3 and F3) with (P4 and F1)

表 3.4.9 想定事象⁵

Description
<p>1 <u>Unprotected transient overpower (UTOP) events.</u> Assume that the worst-case control rod withdrawal event occurs. Assume that all control rods remain full out (at the mechanical stops) for 12 hours and then the reactor is scrammed. Analyze this event for two cases on one module:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ A - All forced cooling remains functional. ▪ B - All cooling except the reactor vessel air cooling system (RVACS) is lost at the time the control rods are withdrawn.
<p>2 <u>Station blackout.</u> Assume that scram occurs and natural circulation cooling is the only available mode of cooling for all modules on the site. Assume that 24 hours pass before ac power is restored.</p>
<p>3 <u>Loss-of-heat-sink events.</u> From full-power conditions, assume that all cooling via the normal cooling system and the auxiliary air cooling system is lost (loss of the intermediate loop). A scram is assumed to occur as soon as the reactor protection system detects off-normal conditions. Analyze this event for two cases:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ A - All airflow pathways in RVACS are assumed to be fully blocked for 12 hours. Assume sabotage on one module and analyze until the peak temperatures have passed. ▪ B - Assume a 75-percent blockage of the RVACS airflow pathways for an indefinite period of time. Assume an earthquake that affects all modules and analyze until the peak temperatures or 12 hours have passed.
<p>4 <u>Unprotected loss-of-flow (ULOF) events.</u> Assume an unscrammed ULOF event on one module and analyze this event for two cases:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ A - Assume that the flow through one pump stops suddenly and the others continue to operate normally. Analyze the event until new equilibrium power and flow rates have been established. ▪ B - Assume that the pumps are tripped and begin to coastdown. For this case, one of the pumps does not coastdown and it ceases pumping instantaneously. Analyze the first 10 minutes of the event.
<p>5 <u>Steam generator tube rupture event.</u> Determine a justifiable number and the sequence of steam generator tube ruptures and analyze assuming failure to isolate or to dump water from the steam generator for 12 hours. Evaluate this event without forced cooling (one module).</p>
<p>6 <u>Large sodium (Na) leaks (single module).</u> Assume leaks in the intermediate heat transport system piping. Determine the size of the leak in accordance with the criteria for moderate-energy fluid system piping. Evaluate for sodium fires and leaks from the reactor vessel into the guard (containment) vessel.</p>
<p>7 <u>Flow blockage.</u> Assume blockage of flow to or from one fuel assembly.</p>
<p>8 <u>External events.</u> Evaluate external events that exceed those traditionally analyzed as design basis events in a manner consistent with their application to current-generation light-water reactors.</p>

表 3.4.10 事象仕様⁵

Description	Probability range estimate ¹
BE-1 Assumed worst-case failure of non-safety-grade control system (due to fire or other mechanism). Results in inadvertent withdrawal of all control rods, combined with failure to scram.	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Fire or control system failure, $10^{-1} - 10^{-4}/\text{yr}$ ▪ Failure to scram - $10^{-5} - 10^{-7}/\text{yr}$ ▪ <u>Modules on site - 10</u> Range of prob. = $10^{-5} - 10^{-10}/\text{yr}$
BE-2 Two- to sixteen-hour station blackout is assumed for light-water reactors (LWRs). Additional time added to compensate for lack of design detail.	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 2-16 hr station blackout - $10^{-5}/\text{yr}$ for LWRs ▪ <u>Additional 20-hr loss - $10^{-2} - 10^{-3}/\text{yr}$</u> Range of prob. = $10^{-7} - 10^{-8}/\text{yr}$
BE-3 Severe external event could cause loss of offsite power and temporary loss of reactor vessel air cooling system (RVACS). Auxiliary cooling system is non-safety-grade.	<ul style="list-style-type: none"> ▪ External event causes loss of offsite power and blocks RVACS - $<10^{-7}/\text{yr}$ ▪ <u>Modules on site - 10</u> Range of prob. = $<10^{-6}/\text{yr}$
BE-4 Loss of one synchronous machine is an anticipated event combined with anticipated transient without scram (ATWS).	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Instantaneous loss of flow through one primary pump - $10^{-2}/\text{yr}$ ▪ Failure to scram - $10^{-5} - 10^{-7}/\text{yr}$ ▪ <u>Modules on site - 10</u> Range of prob. = $10^{-6} - 10^{-7}/\text{yr}$
BE-5 Steam generator (SG) and its water dump and isolation system are non-safety-grade. Experience with SG tubes indicates multiple failures have occurred. Exact number to be determined later but should be at least 40 based upon prototype fast reactor (PFR) experience.	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Multiple SG tube ruptures have occurred in the past. Such ruptures would leave plant on RVACS cooling only.
BE-6 Consistent with Clinch River Breeder Reactor (CRBR).	<ul style="list-style-type: none"> ▪ IHTS or reactor vessel leak = $10^{-6} - 10^{-7}/\text{yr}$ (per CRBR PRA) ▪ <u>Modules on site - 10</u> Range of prob. = $10^{-5} - 10^{-6}/\text{yr}$
BE-7 Fabrication error results in blocked assembly being inserted into core.	Fabrication errors have occurred in the past. Experience shows fabrication and loading errors occur.
BE-8 Severe external events analysis.	Under development for ALWRs; will be developed for PRISM.

¹ Probability range estimates are for illustrative purposes only to show the potential for the bounding events to be in the severe accident range.

表 3.4.11 評価クライテリア⁵

Summary of evaluation criteria

Design-basis event category	Frequency range (per reactor year) (Note 1)	Preapplication evaluation criteria			
		Core conditions	Structural limits	Radiation exposure to plant personnel	Offsite radiological dose
Normal operation	$F \geq 10^{-1}$	See Table 15.4	ASME Code service level "A"	10CFR20	10CFR50 Appendix I
EC-I Anticipated events	$10^{-1} > F \geq 10^{-2}$	See Table 15.4	ASME Code service level "B"	10CFR20	10CFR50 Appendix I
EC-II Unlikely events	$10^{-2} > F \geq 10^{-4}$	See Table 15.4	ASME Code service level "C"	10CFR20	10% of 10CFR100 (Note 3)
EC-III Extremely unlikely events	$10^{-4} > F \geq 10^{-7}$	See Table 15.4	ASME Code service level "D"	(Note 2)	10CFR100 (Note 3)

Note 1: Event frequencies are nominal values.

Note 2: Radiation exposure to plant personnel in main control room not to exceed 5 rem whole body, 30 rem inhalation, and 75 rem skin from any one event.

Note 3: For relaxation of emergency planning requirements, lower doses must be met.

Evaluation criteria - PRISM core conditions

Event category	Peak transient temperatures, °F		Long-term temperatures, °F	
	Bulk coolant	Cladding*	Bulk coolant	Cladding**
Normal operation	1,200	1,200	1,200	1,200
Anticipated events	1,200	1,200	1,200	1,200
Unlikely events	1,300	1,450	1,300	1,300
Extremely unlikely events	1,300	1,450	1,300	1,300

* - Temperatures at cladding centerline based on preventing breach by stress rupture.

** - Temperature at fuel-cladding interface based on preventing cladding breach by low-melting point formation (eutectic).

表 3.4.12 各事象の最高温度⁵

Event Description	Peak cladding temperature (°F)	Peak coolant temperature (°F)	Leak mixed mean core outlet temperature (°F)	Cladding loss by liquid phase formation (mils)	Margin to sodium boiling (°F)
1A All-rods UTOP, normal cooling	1303	1252	1097	<0.005	708
1B All-rods UTOP, RVACS only	1495	1479	1344	0.22	281
2 ULOF + LOHS for 36 hours	1312	1291	1191	<0.001	469
3 Loss of decay heat removal					
3A 75% RVACS blockage for 36 hours	1215	1215	1215	None	580
3B 100% blockage for 12 hours, 25% unblocked	1290	1290	1290	None	500
4 ULOF + LOHS, one pump seized on coastdown	1355	1335	1193	<0.001	425
5 Rupture of steam generator tubes with failure to isolate or dump water	Ref: PSID Section G.4.8 The IHTS and SG system have been designed in a manner that provides passive protection of the interfacing primary system boundary at the IHX. A failure of the active protection system, such as failure of the redundant steam and feedwater isolation valves to close and terminate the event as designed, will not result in IHX failure.				
6 Large sodium leak	Ref: PSID Amendment 11 <ul style="list-style-type: none"> ▪ Double ended guillotine rupture of IHTS pipe ▪ Reactor vessel leak (critical leak) Because of the low-stress, low-energy nature of the IHTS, a leak-before-break situation is expected to exist for pipe breaks. Reactor vessel leaks are included as a design-basis event. Analyses will be provided at a later date.				
7 Assembly flow blockage	Ref: PSID, Section G.4.6 See Section 4.4.5 of this report.				
8 External events	Awaiting definition by NRC staff.				

表 3.4.13 熱伝達相関式及び物性値¹⁹⁾

場 所	使用した相関および物性値
越流ナトリウムと原子炉容器間	$Nu = 4.0 + 0.025 Re^{0.8} Pr^{0.8}$
原子炉容器 熱伝導度	$\lambda = 17 \text{ W/mK}$
原子炉容器と安全容器の射出率	$\epsilon = 0.8$ ¹⁸⁾
安全容器 熱伝導度	$\lambda = 45 \text{ W/mK}$
空気と安全容器間	図 3.4.17

表 3.4.14 (1/3) 「S-PRISM」 の設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
前提条件	- 炉心燃料及び冷却材の検討対象	・ 金属燃料orMOX燃料+N a 冷却 基本的に現状の設計は、金属燃料を前提に考えているものと思われる。
	- 原子炉出力レベルの選定	・ 40万kWe×4or6モジュール
	- 機器・構造設計	・ ASMEコードに基づく構造設計及び材料基準を使用。
	●設計成立の見通し	・ S-PRISMは、ASMEコードに基づいて設計されており、かつASMEに記載のある材料に基づき設計されている。そのため、材料に関しては、12Cr鋼、316FR鋼等は使用せず、コンベンショナルな材料SS316, SS304, Mod. 9Cr-1Moを使用している。 原子炉出口温度が510℃であること、原子炉容器は通常運転時コールドNaとしか接しないことから、設計は日本においても概ね成立する見通しと思われる。
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	・ 炉内照射環境で機器が使用されることから、そのことを踏まえた上で運転維持基準を策定した方が良いと思われる。 (長時間の高照射下での機器使用及び燃料交換等の運転方法を踏まえたもの。) また、受動的崩壊熱除熱時のクライテリアに対する日米の考え方の違いを踏まえ、運転状態Ⅲ、Ⅳといった故障・事故時の健全性担保の方法を再検討する必要がある。
	- 耐震・免震設計	・ 建屋水平免震を採用。S-PRISMの評価は、米国の入力地震波、地盤を基準に行われていると思われる。詳細不明。国内大型Na炉の知見を水平展開すれば成立の見通しは判断できると考える。
	●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件	・ 未評価と思われる。
	◎国内立地点の最大地震動条件	
	●使用済み燃料貯蔵プール設備：4炉心分	・ 詳細不明であるが、通常は4炉心分確保しておらず、未達成と思われる。設計対応は可能。
	- プラント寿命 ●40年 (リファレンス)	・ 30年 (電磁ポンプの寿命に基づく) 電磁ポンプは交換により30年×2=60年の運転を狙っており、電磁ポンプの評価を詳細に行えば、40年自体は達成可能と思われる。
◎60年程度の寿命延長追求	・ 上記の通り、交換による60年を狙っており、その中間点で、電磁ポンプの交換を行う。その方が経済性が良いと判断したと思われる。	
経済性	●発電単価：5円/kWh程度 (耐用年数で減価償却)	・ 下記建設費に基づけば達成可能と思われる。DOEがモジュール炉の検討の中で、多少条件の異なるケースについて金属燃料サイクルで評価した時は、30~34mills/kWhと5円/kWhをはるかに下回る評価をしている。
	●建設費：20万円/kWe以下	・ S-PRISMの経済性は、4モジュール構成時での建設費1560\$/kWe (18.7万円/kWe: 1\$=120円) 6モジュール構成時1300\$/kWe (15.6万円/kWe) (GE評価)
	◎燃焼度：15万MWD/t程度	・ 金属燃料に対しては、被覆管材料 (HT-9) との組み合わせにより達成。MOX燃料の場合は、詳細不明。

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表 3.4.14 (2/3) 「S-PRISM」の設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
経済性 (続き)	◎連続運転期間：12～24ヶ月	・連続運転期間23ヶ月×3バッチで上記の燃焼度を達成。 連続運転の成立性については、不明。
	◎稼働率：90%程度	・各NSSS独立性を確保し、プラント稼働率の向上を図っているため93%と高い値である。 ・また、燃料交換を複数のモジュールで異なった時期に行うことにより、燃料交換にかかる期間を分散しクリティカルパスを短縮しているものと思われる。
	◎建設工期：50ヶ月以内	・42ヶ月 完全プレハブ工法、モジュール建設による作業の並列化により短縮していると思われる。
資源の有効利用	－増殖比 ●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性 ◎増殖比1.2程度(高増殖) ●低除染燃料装荷時の影響検討	・金属燃料1.23、MOX燃料1.13 ・炉心組換えにより低増殖炉心も可能。 ・燃焼可能。
	－TRU燃焼 ●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	・840MwtのPRISM(ALMR)ベースではあるが、炉心径を変更しない範囲内で、約3%inventory/year、83.2kg/coreのTRUを燃焼できるとの報告有り。(約20%のTRUをドライバに混入) ・同一炉心槽の条件で炉心径の拡大(3.5mD→4.4mD)を指向すると、より多くのTRUインベントリ(約1.5倍、3890kg/core)が可能となり、約3%inventory/year、121kg/coreのTRUを燃焼できる。(UIS径における0.6mの拡大、回転プラグの0.3mの拡大を伴う。)
	●Pu燃焼効率の範囲	・内部転換比0.02のPuのみが燃料となる炉心を構成すると、1323kg/year/1488MWeのPuが燃焼できるとの記述有り。(1モジュール165MWeのALMR)
	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分し易さへの配慮	・不明
環境負荷低減	●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	・不明
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	・不明
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	・上記に示した。
	●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計	・不明
核拡散抵抗性	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	・ブランケットで純粋なPuは生成しない。
	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	・ASMEコードに基づいている。 細かい点での差異はあるが、根本的な点での差異はほとんどない。細かな点での違いは、設計対応可能と考える。
安全性	－実用化時代に要請される安全要求への適合 ●受動的炉停止能力	・SASSの設置及び固有の負の反応度で停止能力を持つと考える。
	●全交流電源喪失	・受動的崩壊熱除去能力により対応

(注) ●：設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

表 3.4.14 (3/3) 「S-PRISM」 の設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
安全性 (続き)	●再臨界回避能力	・現状はないが、再臨界回避炉心を検討中。
	●炉心損傷発生頻度 10^{-6} /ry未満となる見通し	・DOEによるS-PRISMの前身であるモジュール炉ALMRでの評価ではあるが、内の事象 2.8×10^{-8} /ry (ULOFが大多数)、外的事象 1.9×10^{-7} /ry (地震) であり、CDFは、 2.2×10^{-7} /ryという評価を得ている。
運転・保守・補修性	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	・不明
	●補修区分の検討	・不明。
	●アクセスルート・スペースの確保	・不明だが、アクセススペースは確保してあるものと思われる。
	●生体遮蔽の設計	・基本的に問題ないものと思われる。
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	・不明

(注) ● : 設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎ : 設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表3.4.15 プラント評価表 (S-PRISM)

項目	経済性	構造健全性 (含耐震性)	安全性	製作建設性	運転・保守補修性	特有の開発課題
評価内容	<p>○原子炉及び冷却系の物量 原子炉容器及び1次・2次系の合計物量は公開されていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器 φ9.1m×19 mH,t=50mm 中間熱交換器 飯盒型 蒸気発生器 詳細不明 <p>○建屋容積 原子炉建屋の容積は、約10万m³程度/4モジュール</p> <p>○建設工期 42ヶ月。</p> <p>○所内負荷率 7.7% (発電端効率:41.2% 送電端効率:38.0%)</p> <p>○プラント稼働率 93%</p> <p>○建設単価 S-PRISMの経済性は、4モジュール構成時での建設費1560\$/kWe (18.7万円/kWe:1\$=120円) (GE評価)</p>	<p>○構造設計の特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋水平免震を採用。機器強度については成立性があると推測されるが、炉心健全性への影響及び入力地震波の日米の差異について、十分性を確認する必要がある。 炉心出口温度510℃とし、廉価な材料 (NaバウンダリSS316,SS304等) でバウンダリを構成している。 <p>○主要機器の構造健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> 主要な機器の構造健全性は確保されていると推測されるが詳細は不明である。 内部構造物として3次元構造 (飯盒型IHX) がある。 	<p>○安全設計の特徴</p> <p>RVACS,SG-ACSに代表される受動的安全性を設計の柱にしている。</p> <p>○原子炉停止系</p> <p>独立2系統の原子炉停止系 (主系及び後備系) を設置するとともにSASSを設置している。(ULOF対応にGEMも設置している。)</p> <p>○崩壊熱除去系 (1モジュール)</p> <ul style="list-style-type: none"> RVACS1系統 SG-ACS1系統 <p>を設置している。RVACSのみの除熱事象に対してもASME-LEVELD (732℃) を満足している。</p> <p>○格納系</p> <p>ガードベッセル (下部) と鋼製ライナー貼りのコンクリート格納施設 (上部)。</p> <p>○再臨界排除方策</p> <p>現状は、対応していない。ボイド反応度制限 (5\$程度) により起因過程及び遷移過程における急激なエネルギー放出の防止を図るとともに、内部ダクトを導入した均質炉心について検討中である。</p>	<p>○製作性</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉容器 鍛造材の適用及び一体での工場製作が可能なφ9m台に抑えており、製作性に関して大きな課題なし。 中間熱交換器 飯盒型の交換器であり、製作製は不明である。 蒸気発生器 既存の技術を用いており、大きな課題なし。 ポンプ 電磁ポンプを1次系2次系ともに採用している。現状の開発技術レベルであり、大きな課題なし。 <p>○検査性、据付性、現地試験性</p> <p>特に大きな課題は見当たらない。据付に関しては、完全プレハブ製法を採用しており、現地工事が簡略化されている。</p>	<p>○運転の容易性</p> <ul style="list-style-type: none"> 各モジュールの稼働率向上を独立運転のため、志向している。SGは、各モジュールに対し1対1に対応し、TGは各モジュールに対し、1対2に対応する。大きな課題はないものと考えられる。 <p>○ISI 詳細不明</p> <p>○漏洩検出性等 詳細不明</p> <p>○漏洩位置の同定と補修性</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次電磁ポンプは、30年での交換を当初より予定しており、ポンプを撤去後交換する。 <p>・IHXの交換は予定されていないが、必要な場合は、ポンプと同様の手順で交換する。</p>	<p>○新技術・新概念についての課題</p> <p>共通課題</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性の確認 (2次元 (水平) 免震の十分性) または、上下免震装置の開発 概念の成立性を左右する重要な課題 電磁ポンプ 照射試験を含む高温絶縁材の開発と耐久試験等 再臨界回避方策 (内部ダクトの導入と燃料デブリ冷却可能性の確認) の検討 本プラント特有の安全設備であるRVACS等の成立性の検討 大型炉との経済性比較 <p>○開発の容易性</p> <p>大型炉と比較して、開発期間、予算は少なく。(GEは、開発期間は、大型炉の半分、コストは開発ステップの考えた方より諸説あるが、少なくとも1/3以上と評価している。)</p>

表 3.5.1 4S(200MWe)炉のプラント基本仕様

No	項目	基本仕様
1	原子炉型式	ナトリウム冷却モジュール方式タンク型炉
2	電気出力(発電端)	1600MWe(8モジュール構成時)
3	熱出力	3800MWt(8モジュール構成時)
4	ループ数	2ループ(原子炉容器数に対して)
5	モジュール構成	R/V(CORE)8基、SG4基、TG2基
6	1次系Na温度	550°C/395°C
7	2次系Na温度	335°C/520°C
8	1次系流量	6.97×10 ⁴ t/h/8炉心
9	2次系流量	5.81×10 ⁴ t/h/8ループ
10	主蒸気温度/圧力	495°C/ 17.4MPa
11	給水温度/流量	240°C/ 6.50×10 ³ t/h/2ループ
12	タービン発電機	42.1%
13	プラント稼働率	約90%
14	炉心・燃料	均質炉心、混合酸化物燃料
15	遮蔽体外接円径	炉心槽径:1310mm(反射体等含まず)
16	燃焼度	15万MWD/t(増殖比0.6炉心の取出平均) 5万MWD/t(増殖比1.2炉心の取出平均)
17	増殖比	0.6(導入時)、1.2(増殖時)
18	原子炉停止系	反射体(6×8基)+中性子吸収棒(1×8基)
19	炉心安全性	①中性子吸収棒にSASS設置
20	①受動的炉停止方策②再臨界回避方策	②ゼロボイド炉心及び軸方向ブランケットを一部削除
20	炉心支持方式	スカート付フランジ構造
21	炉壁保護構造	ホットNaは、炉容器に接液する前に熱交換するため、容器は保護されている。
22	炉心上部機構	なし
23	中間熱交換器	縦置環状直管型(電磁ポンプと縦型合体)
24	1次主循環ポンプ	Na浸漬型環状電磁ポンプ
25	蒸気発生器	一体貫流ヘリカルコイル型(電磁ポンプと合体)
26	2次主循環ポンプ	電磁ポンプ
27	崩壊熱除去方式	(PRACS1系統+RVACS1系統)×8モジュール
28	Na漏えい対策	容器:ガードベッセル、配管:エンクロージャ
29	原子炉格納施設	トップドーム、ガードベッセル
30	プラント運転サイクル	12ヶ月、7バッチ
31	①燃料減衰待貯蔵	EVST貯蔵
32	②炉内燃料交換	原子炉容器上部解放後、炉内中継装置接続
33	③炉内/外燃料移送	燃料出入機を中継装置のさらに上部に設置
34	免震	2次元(水平)免震
35	プラント寿命	40年
36	原子炉建屋	原子炉建屋容積約9万m ³

表 3.5.2 4S(200MWe)炉のプラントの特徴

目標指標	4S BiGの主要指標	4S BiGの特徴
経済性	NSSS鋼材重量 原子炉 1584 t 1次系 560 t 2次系 1264 t 合計 3408 t	NSSS物量低減に寄与する4S BiGの簡素化項目 ①制御棒削除による炉心上部構造の簡素化と回転プラグの削除 ②環状反射体構造の採用と環状冷却系機器の採用による炉上部構造の簡素化 ③環状冷却材流路構成による炉内構造の簡素化 ④炉上部を貫通する駆動部の削除によるカバーガス密閉化およびカバーガス系統削除 ⑤炉室自然通風空調による炉室まわりの補助系統簡素化 ⑥小径炉心による小径容器の実現による体積物量の削減 ⑦小径原子炉による格納容器(トップドーム)の物量削減 ⑧IHXエンクロージャと格納容器の兼用 ⑨炉心上部Na層の遮蔽効果による炉上部構造の簡素化(遮蔽体削除)
安全性	ポイド反応度 ゼロ	安全性向上に寄与する4S BiGの特徴 ①炉心インベントリが半分 ②すべての温度係数が負または0 ③原子炉停止系の固有の多様性(流量低下時に反射体自然落下、温度上昇時に中性子吸収棒自然落下) ④崩壊熱除去系の多様性(PRACS、RVACS) ⑤鋼製トップドーム ⑥小径容器による上下地震に対する頑強性 ⑦外部事象に対して頑強な地下立地 ⑧カバーガスの密閉 ⑨炉心溶融時に溶融炉心を炉心から排出するための集合体内パスを設置
資源の有効利用	増殖比 約1.2 ○径方向遮蔽体の一部をブランケットに置換し軸ブランケット設置 ○ブランケット取り出し頻度(細径ブランケットピンの採用によりブランケット取り出し頻度を1回/40年) ○ブランケット取り出し方法(IHXEMP合体機器を上部に引き抜き、キャスクに収納後にブランケットを取り出す)	資源の有効利用に特徴的な4S BiGの運用 ①4S BiG投入時期 内部転換比 約0.6 ②4S BiG成熟期 増殖比 約1.2 ③Pu燃焼からPu増殖まで柔軟に対応 ④一基の原子炉からブランケットを取り出す間隔は40年としプラント寿命と同期させる ⑤ブランケットの燃焼度が高く、再処理(ブランケットからPuを取り出す)コストは低減する
開発課題	新技術新概念に付いての課題	反射体電磁反発駆動機構 崩壊熱除去系(RVACS) 高性能しゃへい体
	概念の成立性を左右する重要な課題	・反射体制御炉心 ・炉心パレル等の高照射の実証

表 3.5.3 炉心主要項目

項目	基準炉心
原子炉熱出力 (MW)	475
運転サイクル長さ (EFPM)	12
燃料交換バッチ (core/RB)	7/-
炉心高さ (cm)	200
炉心等価直径 (cm)	120
軸ブランケット厚 (上/下) (cm)	0/0
炉心材料	FMS(ODS)
燃料ピン(中空ペレット)外径 (mm)	8
スミア密度	85%
被覆管肉厚 (mm)	0.43
ワイヤ径 (mm)	2.35
燃料ピン長(mm)	4100
Vf:燃料	34%
Vf:冷却材	43%
Vf:構造材	23%
集合体当たり燃料ピン本数(本)	510
集合体配列ピッチ (mm)	262
Pu 富化度 (wt%)	30
燃焼反応度損失 (% $\Delta k/kk'$)	3
最大線出力 (W/cm)	460
ピーク高速中性子束 ($\times 10^{15}n/cm^2s$)	2
ピーク高速フルエンス ($\times 10^{23}n/cm^2$)	5
炉心取出平均燃焼度 (GWd/t)	150
全炉心Naボイド反応度 (% $\Delta k/kk'$)	0
増殖比	0.6

表 3.5.4 PRACS 主要仕様

項目	仕様
型式	ヘリカルコイル型 (IHX内蔵)
基数	1基
交換熱量	12.5MWt
1次入口/出口温度	550/492°C
2次入口/出口温度	275/545°C
1次側流量	615602kg/hr
2次側流量	130245kg/hr
有効伝熱面積	64.9m ²
管束部高さ	0.97m
伝熱管寸法	6.19m
伝熱管外径/肉厚	31.8/1.4mm
ヘリカル層数	6
伝熱管本数	105
ピッチ(縦/横)	75mm
内シュラウド外径	2.18m
外シュラウド内径	3.08m

表 3.5.5 崩壊熱除去時の運用

事象分類	起因事象	代表的な故障の重ね合わせ	除熱モード		強制循環換算 ループ数	備考
			強制循環	自然循環		
II	外部電源喪失	—	P	(R)	P+(R)	
	水・蒸気系故障	—	P	(R)	P+(R)	
	SG水リーク (小)	—	P	(R)	P+(R)	
III	外部電源喪失	非常用DG 1台故障*1	P	(R)	P+(R)	
	水・蒸気系故障	非常用DG 1台故障*1	P	(R)	P+(R)	
	SG水リーク (中)	非常用DG 1台故障*1	P	(R)	P+(R)	
IV	水・蒸気系故障	ダンパ 1台開失敗*2		(R)	(R)	炉停止初期の高温プレナム温度に対する設計対応を行う。
	外部電源喪失	ダンパ 1台開失敗*2		(R)	(R)	炉停止初期の高温プレナム温度に対する設計対応を行う。
	SG水リーク (中)		P	(R)	P+(R)	
IV*	外部電源喪失	非常用DG 2台故障		(P)+(R)	0.24P+(R)	
	SG水リーク (大大)		P	(R)	P+(R)	

*1モジュール8基に非常用DGを2基とする。

*2ダンパは設計対応によって高信頼性とする。予定する信頼性が得られない場合はダンパー開で運転する。

表 3.5.6 (1/3) 設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
前提条件	-炉心燃料及び冷却材の検討対象	・MOX燃料+Na冷却
	-原子炉出力レベルの選定	・20万kWe×8モジュール以上
	-機器・構造設計	・大型Na炉と同様に日本における基準・指針類に準拠
	●設計成立の見通し	・本プラントは、これまでのNa炉の知見を踏まえ設計されている。下記に記述する新規項目以外の設計成立性は概ね有するものと判断される。MOX燃料の特徴を生かし、炉心出口温度を550℃としているが、熱交換を行う環状HXを炉内最上部に配置することで炉壁は熱交換後のコールドNaしか接液せず設計(クリープ疲労)は成立するものと思われる。また、耐衝撃(CDA)に関しても定量的評価は行っていないが、熱応力に対する裕度があるので、必要であれば肉厚を増やす等の対応が可能であり、発生エネルギーを封じ込めるような設計対応も可能と思われる。
	●新基準採用の可否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	・炉内照射環境で機器が使用されることから、そのことを踏まえた上で運転維持基準を策定した方が良いと思われる。(長時間の高照射下での機器使用及び燃料交換等の運転方法を踏まえたもの)
	-耐震・免震設計	・建屋水平免震を採用。小型縦長容器のため、上下方向の固有値は大きい。
	●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件	・評価は行っていないが、国内大型Na炉の知見を水平展開すればよいものとする。
	◎国内立地点の最大地震動条件	
	●使用済み燃料貯蔵プール設備：4炉心分	・現状、未設計。4炉心分への設備対応は可能。
	-プラント寿命 ●40年(リファレンス)	・40年。 設計寿命40年で設計した。
◎60年程度の寿命延長追求	・中性子照射量の高い炉内構造物で寿命が決定する。炉内構造物(炉心バレル等)の交換を行えば可能。	
経済性	●発電単価：5円/kWh程度 (耐用年数で減価償却)	・下記より困難と考える。また、増殖時は、燃焼度が5万MWD/tのためさらに難しい。
	●建設費：20万円/kWe以下	・1600MWeの電気出力を発生するのに、8モジュール化しており、環状機器+反射体制御による物量削減をもってしても、分散化によるスケールデメリットの方が大きく、大型炉に匹敵するのは困難。習熟効果を考慮しても建設費20万円/kWe以下は、達成するのが非常に難しい。
	◎燃焼度：15万MWD/t程度	・被覆管材料にODS鋼を使用することを前提に15万MWD/tを達成するように炉心を設計した。ただし、内筒交換比0.6の導入炉心時のみ、増殖炉心時は、5万MWD/t。
	◎連続運転期間：12~24ヶ月	・15万MWD/tの燃焼度を考慮すると、12ヶ月7バッチの運転となる。
	◎稼働率：90%程度	・12ヶ月運転1ヶ月以内の定期検査(燃料交換を含む)で90%以上の稼働率を確保する。定期検査は、各SG単位(2モジュール)で行う。

(注) ●：設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

表 3.5.6 (2/3) 設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
経済性 (続き)	◎建設工期：50ヶ月以内	・36ヶ月 1モジュール当り24ヶ月の建設期間を考慮しており、モジュール基建設の並行作業により36ヶ月以内に8モジュールを完成させる。
資源の有効利用	一増殖比 ●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性 ◎増殖比1.2程度 (高増殖)	・MOX燃料 導入時0.6、増殖時1.2 ただし、ブランケットは、プラント寿命 (40年) 終了後に取出す。
	●低除染燃料装荷時の影響検討	・影響は未検討。燃焼自体は大型炉と同様に可能。
	一TRU燃焼 ●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	・同上 ・同上
	●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	・ブランケットの定期的取出しは考えておらず、Pu貯蔵炉に近い。
環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減 管理及び処理 ・処分し易さへの配慮	・大型炉と同様
	●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	・大型炉と同様
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	・大型炉と同様
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	・大型炉と同様
核拡散抵抗性	●核物質防護及び屏障措置の対応を考慮した燃料再処理施設設計	・大型炉と同様
	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	・ブランケットの定期的取出しは考えていない。
安全性	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	・適合している。
	一実用化時代に要請される安全要求への適合 ●受動的炉停止能力 ●全交流電源喪失 ●自然循環による除熱	・SASSの設置及び固有の負の反応度で停止能力を持つと考える。 ・PRACS及びRVACSによる自然循環除熱が可能。
	●再臨界回避能力	・全集合体に内部ダクトの採用を検討し、その上で、増殖比0.6を確保した。(遮蔽を高性能遮蔽体に変更し、空スペースにブランケットを導入することにより増殖比1.2の増殖炉心に変更可能。) デブリに関しては、炉心支持板 (排出先) での燃料堆積高さは、保守的に見積もっても6.5cmであり再臨界には至らない見通し。デブリ冷却に関しては、詳細は未検討であるが、微小な寸法変更で冷却に必要なプレナム容積を確保できる見通しである。
	●炉心損傷発生頻度 10^{-6} /ry未満となる見通し	・発生頻度に関しては未検討であるが、特に達成不可能となるような特徴は保持していない。

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表3.5.6 (3/3) 設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
運転・保守・補修性	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	・放射性物質は一つの容器内に格納する。 また、炉内の機器には、静的機器である電磁ポンプを採用。
	●補修区分の検討	・炉心支持板に関しては、万一の取出しを可能とする。
	●アクセスルート・スペースの確保	・建屋内の機器アクセススペースを確保した。
	●生体遮蔽の設計	・生体遮蔽設置スペースを考慮。
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	・原子炉構造へのアクセスは基本的に不要となる設計を行っている。

(注) ●：設計要求事項（詳細設計終了時点での必須項目）

◎：設計要求事項（詳細設計終了時点での目標項目）

表 3.5.7 プラント評価表

項目	経済性	構造健全性 (含耐震性)	安全性	製作建設性	運転・保守補修性	特有の開発課題
評価内容	<p>○原子炉及び冷却系の物量 原子炉容器及び1次・2次系の合計物量は約3500t (1600MWe:8モジュール構成時)</p> <p>・原子炉容器 φ3.85m×21mH_t=25mm</p> <p>・中間熱交換器(環状型、電磁ポンプと合体) φ3.2m×3.6mH 伝熱面積1689m²×8基 475MWt×8基</p> <p>・蒸気発生器 伝熱面積4800m²×4基 950MWt×4基</p> <p>○建屋容積 原子炉建屋の容積は約9万m³/8モジュール 免震建屋容積は、約6.6万m³/8モジュール</p> <p>○建設工期 36ヶ月。</p> <p>○所内負荷率 44%</p> <p>○プラント稼働率 約90%</p> <p>○建設単価 1600MWeの電気出力を発生するのに、8モジュール化しており、環状機器+反射体制御による物量削減をもってしても、分散化によるスケールメリットの方が大きく、大型炉に匹敵するのは困難。習熟効果を考慮しても建設費20万円/kWe以下は、達成するのが難しい見通し。</p>	<p>○構造設計の特徴 ・建屋水平免震を採用。機器強度、炉心健全性ともに解析による検討は行っていないが、小型縦長容器のため、上下方向の固有値は大きく問題ないものと思われる。反射体制御の成立性と合わせ検討の必要があるが、大型炉と同レベルの課題と思われる。</p> <p>○主要機器の構造健全性 ・炉容器に関しては、コールドナトリウムしか接液しないため、成立すると思われる。</p> <p>・機器に関して、解析による検討は行っていない。大型炉と同レベルの課題と思われる。</p> <p>・4S-BIG特有の課題としては、炉心槽、反射体等に対する照射の影響が上げられる。採用予定のフェライト鋼に対する高照射量条件での照射試験が必要。</p>	<p>○安全設計の特徴 モジュール炉に特徴的なRVACSに加え、反射体制御を採用している。GEMは採用していないが、SASSが中心中性子吸収棒に採用されている。</p> <p>○原子炉停止系 反射体(6箇所:炉心の外円周×8基)とSASS付の中心中性子吸収棒で独立2系統の停止系を構成している。成立の確認には、水中及びNa中での原理確認が必要。(気中での原理確認は終了している。)</p> <p>○崩壊熱除去系(1モジュール) ・RVACS1系統 3MWt(NC) ・PRACS1系統 3MWt(NC), 12.5MWt(FC)を設置している。</p> <p>○格納系 ガードベッセル(下部)とトップドーム(上部)。</p> <p>○再臨界排除方策 全集合体に内部ダクトの採用を検討し、その上で、増殖比0.6を確保した(遮蔽を高性能遮蔽体に変更し、空スペースにブランケットを導入することにより増殖比1.2の増殖炉心に変更可能。)。デブリに関しては、炉心支持板の面積より再臨界には至らない見通し。デブリ冷却に関しては、詳細は未検討であるが、微小な寸法変更で冷却に必要なプレナム容積を確保できる見通しである。</p>	<p>○製作性 ・炉容器 炉容器径はφ3.85mであり、課題なし。</p> <p>・中間熱交換器 特有の環状機器であり、製造方法には検討が必要であるが、特に大きな課題とは思われない(大型炉等のポンプと合体した形式のIHXも環状機器である)。管板径は、現状技術の範疇であり製造自体は十分可能と思われる。</p> <p>・蒸気発生器 既存の技術を用いており、大きな課題なし。</p> <p>・ポンプ 特有の環状機器であり製造方法には、検討が必要であるが、特に大きな問題とは思われない。電磁ポンプ容量は、現状技術の延長上と判断され、製造は可能と思われる(容量173m³/min:電力が試験中の大容量電磁ポンプ160m³/min)</p> <p>○検査性、据付性、現地試験性 モジュール炉であり、特に大きな課題は見当たらないと思われる。据付自体は、問題ないが以後の燃料交換、点検、補修に課題があり、検討中である。</p>	<p>○運転の容易性 ・各モジュールの独立運転を志向可能。SGは、各モジュールに対し1対2に対応し、TGは各モジュールに対し、1対4に対応している。大きな課題はないものと考えられる。</p> <p>○ISI ・SGは、炉外機器であり、大型炉と同様の技術でISI可能。 ・炉容器に関しても同様である。 ・IHX伝熱管は、液位により健全性を判断。 ・電磁ポンプは、静的機器であり、解体せずに、電気検査だけを行う。</p> <p>○漏洩検出性等 ・SGは、炉外機器であり、大型炉と同様の技術で漏洩検出可能。 ・原子炉構造からの漏洩の検出は、大型炉と同一。</p> <p>○漏洩位置の同定と補修性 ・炉内機器の補修に関しては、燃料交換と同様に課題であり、検討中である。</p>	<p>○新技術・新概念についての課題 共通課題 ・耐震性の確認(2次元(水平)免震の十分性)または、上下免震装置の開発</p> <p>○概念の成立性を左右する重要な課題 ・電磁ポンプ 照射試験を含む高温絶縁材の開発と耐久試験等</p> <p>・再臨界排除方策(内部ダクトとの導入と燃料デブリ冷却可能性の確認)の検討</p> <p>・本プラント特有の設備である反射体制御の成立性の検討</p> <p>・環状機器の製作性及びコストの検討</p> <p>○開発の容易性 大型炉と比較して、開発期間、予算が少ないことは、S-PRISM等他モジュール炉と同様と思われる。</p>

表3.5.8 主要物量一覧

系統	設備名	機器名		4S-BiG	備考
原子炉1次系	原子炉構造	原子炉容器	ton	456 (57×8)	原子炉容器径が小さく物量小
		炉内構造物	ton	280 (35×8)	主要構造物は隔壁と支持板
		炉上部構造物	ton	520 (65×8)	原子炉容器径が小さく物量小
		ガードベッセル	ton	328 (41×8)	原子炉容器径が小さく物量小
		制御棒駆動機構	基	56 (6×8+1×8)	反射体駆動機構と中性子吸収棒駆動機構
	合計		ton	1584	反射体駆動機構と中性子吸収棒駆動機構の物量を除く
1次冷却系機器	合計	中間熱交換器	ton	400 (50×8)	
		1次ポンプ	ton	160 (20×8)	
		1次系配管	ton	なし	
		合計	ton	560	
合計		ton	2144		
2次系	2次冷却系機器	2次ポンプ	ton	39 (9.75×4)	
		蒸気発生器	ton	1225 (306×4)	
		合計	ton	1264	
NSSS合計		ton	3408		
出力比		ton/Mwe	2.1		
原子炉建屋体積		m ³	66000	免震部分	

表3.5.9 物量一覧

ナトリウム中型4S型炉	単位	物量	仕様
電気出力	MWe	200×8	475MWt×8モジュール、熱効率42.1% 蒸気条件495°C、17.2MPa
プラント構成		炉心8:SG4:TG2	8モジュール:4ブロック
原子炉構造*	ton	1,584	環状機器内蔵型タンク型炉
炉容器	ton	456	8基:内径3.85m,全高21m,肉厚25mm、316FR
ガードベッセル	ton	328	8基:内径4.19m,全高22m,肉厚25mm、炭素鋼
炉内構造	ton	280	炉心槽、隔壁、炉心支持板等 Mod.9Cr-1Mo鋼等(高照射条件のため)
炉上部構造	ton	520	上部デッキ最大径4.3m,炭素鋼
安全棒、反射体	本	8+48	炉心中央部に安全棒1×8、 炉心外周部に厚さ15cm、高さ1.5mの反射体6×8
遮蔽体	本	2688 or 1584	内部転換比0.6の場合、SUS:102×8本、B4C:234×8本 増殖比1.2の場合、ZrH+Hf:198×8本 (径方向ブランケット288本追加)遮蔽体配列ピッチ130mm
格納施設	ton,m ²	71, -	トップドーム8個 板厚10mm
単位出力重量*	ton/MWe	0.99	
冷却系*	ton,MWt	1854, 124	
1次ポンプ	ton	160	1次環状電磁ポンプ 8基 172m ³ /min×8、2768kW×8 ケーシング外径3.5m、ステータ長4.4m
2次ポンプ	ton	39	2次SG合体電磁ポンプ 4基 280m ³ /min×4、3140kW×4 ケーシング外径5.0m、ステータ長2.5m
配管	ton	未設計	2ループ×8モジュール 炉容器上部-SG上部間
IHX	ton	400	シェルアンドチューブ方式環状配置直管型8基 475MWt×8、伝熱面積1689m ² 、SUS304 内シユラウド径1.98m、外シユラウド径3.19m 伝熱管外径21.7mm、肉厚1.2mm、伝熱管長3.6m、7260本
SG	ton	1225 (詳細部未設計)	EMP内蔵一体貫流有液面ヘリカルコイルSG 950MWt×4 伝熱面積4800m ² 以下、12Cr、外胴径4.5m、高さ22.65m 伝熱管外径31.8mm、肉厚3.9mm、伝熱管長9.0m、850本以上
崩壊熱除去系	MWt	100 (+24)	ヘリカルコイル型IHX内蔵PRACSI2.5MWt×8ループ 1次系自然循環、2次系強制循環(空冷)、伝熱面積64.9m ² RVACS×8基 3MWt×8
単位出力重量*	ton/MWt	1.16	
NSSS代表物量	ton	3408	
NSSS単位出力重量	ton/MWe	2.1	
燃取系	ton	-	詳細未設計
タービン			
主蒸気流量	ton/hr	6,500	800MWe×2基、TC4F-35
電気・計装	計測点	-	詳細未設計
その他			
冷却材インベントリ	ton	960+α	
建物/土木工事			
建物容積(原子炉+補助)	m ³	9万	水平免震部分=6.6万m ³
土木工事	m ³	7万	

表 3.5.10 建設スケジュール

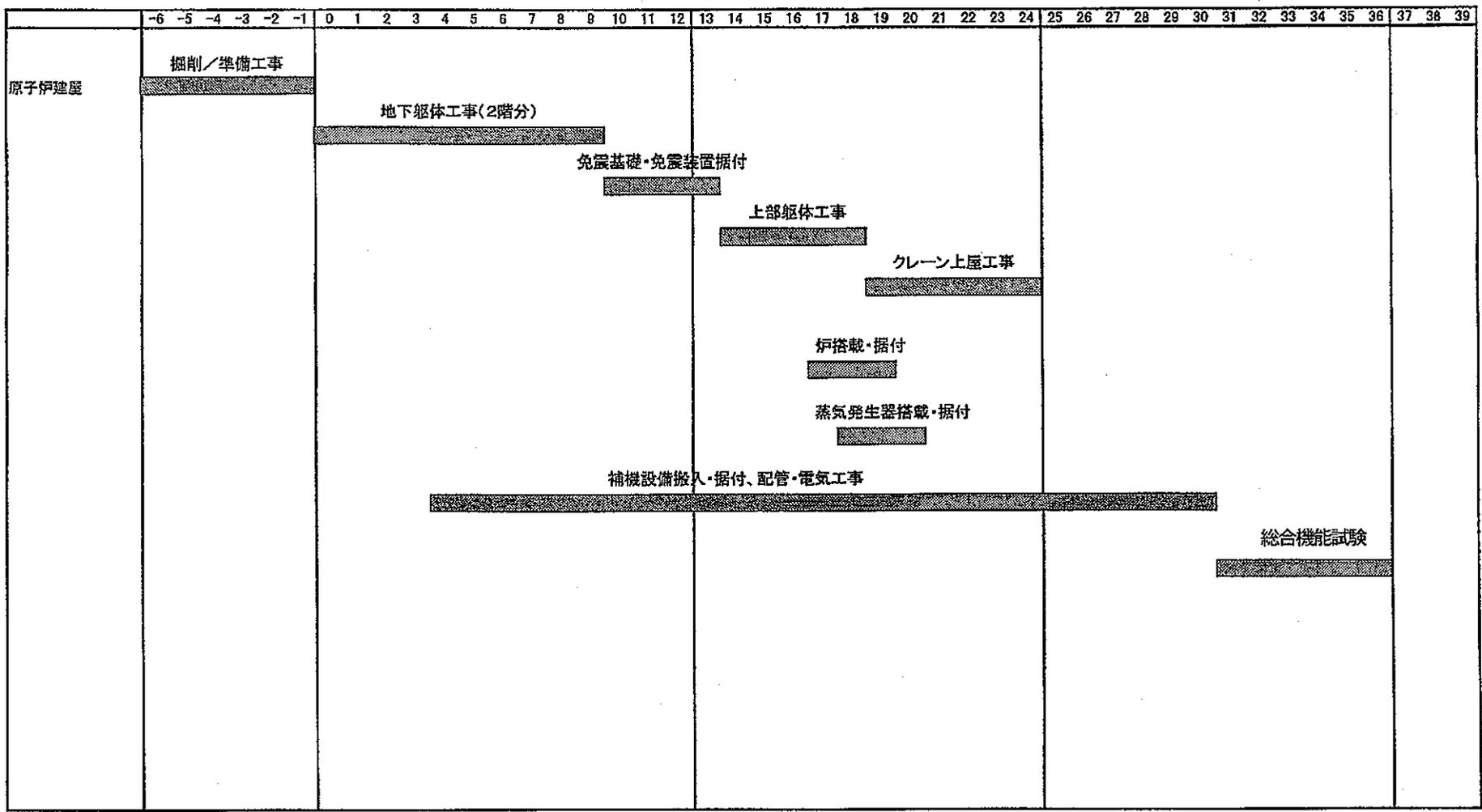


表3.5.11 所内負荷一覧

	4S (200MWe) × 8
系統別負荷 (MWe)	
1次系	22.1
2次系	12.5
タービン発電機系	27.2
換気空調設備	4.9
補機冷却系	0.8
予熱ヒータ	0.5
その他	2.5
所内負荷 (MWe)	70.5
所内負荷率 (%)	4.4

表 3.5.12 ISI 概念

機器	部位	設定概念に対する着眼点・考え方				
		設計 機能・健全性	ISI計画		検査性	
			ISI対象部位	ISI検査項目(方法)		補修性 補修性
原子炉構造	原子炉容器	・小型、免震の特徴を利し、薄肉設計と炉壁保護筒素化	冷却材ハウダリ溶接部	CM(接触式Na漏洩検出器/ガスサンプリング式)・VTM-2(イメージファイバ)	RVIは小径容器であり、溶接線長が小(検査対象小)。イメージファイバにより漏洩位置同定を行う。	原子炉容器は炉容器外面からの遠隔インブレース補修を原則とし、アクセス性の拡充で補完。
			カバーガスハウダリ溶接部	CM(放射線モニタ)		
			異材継手部	CM(放射線モニタ) VO(EMAT装置)		
	ルーフデッキ	小型を利し、一枚板構造採用	カバーガスハウダリ溶接部	CM(放射線モニタ)	放射線モニタによる1次アルゴンガスの漏洩連続監視	ルーフデッキは上部アクセス性・作業性有でサイト内補修を実施。
	ガードベッセル	ペDESTAL一体支持、低合金鋼構造で格納容器下部を形成。	胴溶接部	VTM-3(イメージファイバ)	・VTM-3(イメージファイバ)による肉眼試験を原則とする。	ガードベッセルは遠隔インブレース補修を原則とし、アクセス性の拡充で補完。
	炉心支持構造物	単純構造採用、炉心支持板/容器支持構造間ボルト接合による溶接部排除	冷却材ハウダリ溶接部(原子炉容器と一体)	CM(接触式Na検出器/サンプリング式)、VTM-2(イメージファイバ)	溶接部漏洩検査実施、(内部液体金属中)検査は実施しない。イメージファイバにより漏洩位置同定を行う。	炉心支持坂構造単純化。万一の異常時しゃへい体炉心支持構造物取り外し可
1次冷却系	中間熱交換器	アニューラ型IHx。	伝熱管	1次系/2次系液位	連続的及び定期的に健全性を確認する。	万一異常時は冷却系部分を上部から取出し、補修、交換
	電磁ポンプ	浸漬型電磁ポンプ採用によるプラントの合理化(メカシールの検査及び交換が不要、メカシールがないため、付帯施設である潤滑油系やシールガス系の検査が不要)	-	-	コイル絶縁の劣化状況を把握するための電気検査のみ必要。電気検査の項目は、交流漏れ電流、絶縁抵抗等であり、電磁ポンプを解体せずに実施。	連続的及び定期的に健全性を確認する。
2次冷却系	蒸気発生器	Na-水反応を考慮して設計。	SG伝熱管	CM(リーク検出系)、VO	運転中は伝熱管から水漏洩を水素計、音響計等により連続監視すると共に定検時に伝熱管の体積検査を行う。	遠隔インブレース補修を原則とする。
	電磁ポンプ	浸漬型電磁ポンプ採用によるプラントの合理化(メカシールの検査及び交換が不要、メカシールがないため、付帯施設である潤滑油系やシールガス系の検査が不要)	-	-	コイル絶縁の劣化状況を把握するための電気検査のみ必要。電気検査の項目は、交流漏れ電流、絶縁抵抗等であり、電磁ポンプを解体せずに実施。	連続的及び定期的に健全性を確認する。
					CM:連続監視 VTM-2.3:肉眼検査 VO:体積検査	

表 3.5.13 燃料照射試験施設

炉名	国名	炉心長 (cm)	炉心+ 上下ブラ ンケット長 (cm)	集合体 全長(m)	total flux*2 ピーク値 ($10^{15}\text{n/cm}^2/\text{s}$)	計画 稼働率 (%)	備考
常陽	日本	55(50)*1	55	2.97	5	89	MK-Ⅲに移行中
もんじゅ	日本	93	168	4.2	6	—	—
Phenix	フランス	85	146	4.3	6.8	92	2004年まで運転 予定
BOR-60	ロシア	45	70	1.575	3.5	73	運転中
BN-350	ロシア	106	203	3.5	7	88	運転中
BN-600	ロシア	75	155	3.5	7.7	90	運転中

*1 ()内はMK-Ⅲの値

*2 Fast/total 比: ~0.5

表 3.5.14 反射体試験施設

候補となる試験施設

確認すべき項目	TTR (東芝)	FCA (原研)	BFS (ロシア)	PROTEUS (スイス)	LR-O (チェコ)	備考
1. 環状反射体駆動制御の実証 [反射体の移動による反応度挿入の確認]	○	△	△	○	○	TTR,PROTEUS,LR-Oは装置改造想定
2. 反射体位置と反応度の関係 [反射体の移動により燃焼による反応度劣化を補償できること]	□	△	△	□	□	TTR,PROTEUS,LR-Oは装置改造想定
3. 出力上昇/定格時運転制御 [反射体等の制御により出力補償、負荷変動等に対応できること]	□	△	×	□	□	TTR,PROTEUS,LR-Oは装置改造想定
4. ボイド反応度値 [炉心各部及び全炉心ボイド反応度が負であること]	△	□	□	△	△	△:U燃料
5. 出力分布確認 [運転期間中の最大線出力及び分布が設計許容値内であること]	□	□	□	□	□	
6. 炉停止余裕(制御棒値) [中心制御棒挿入時に十分な炉停止余裕を有すること]	□	□	□	□	□	
特徴	燃料 冷却材(模擬)	濃縮U 水(AI)	Pu Na	Pu Na	濃縮U 水(AI)	濃縮U 水(AI)

○: 実機の状態をほぼ模擬
 □: 4Sの特徴を部分的に模擬
 △: 一般的な炉物理特性のみ模擬
 ×: 模擬できない

注) PROTEUSはPu使用量制限検討中
 (500kgから500gへ、尚、装置改造により
 TTRと同様の試験可能)

表 3.5.15 開発課題一覧 (東芝)

項目	開発課題
炉心・燃料	反射体制御炉心に関する検討(図4-10)
冷却系機器	蒸気発生器 一体貫流蒸気発生器(ポンプ合体)の開発
	崩壊熱除去系 RVACS崩壊熱除去機能の向上
機器	電磁反発反射体駆動装置の開発
構造材	炉心バレル等の高照射材の開発
安全性	炉心損傷評価(再臨界排除、再配置熔融燃料冷却性の確保)
保守・補修	格納系の連続漏洩監視システムの開発
モジュール化	モジュール構成による設備共有化、設計簡素化等の経済性効果の評価

表 3.5.16 R&D 候補 (東芝)

分野	項目	期間(年)	予算(億円)	備考
全般	・システム熱流動特性試験	5	30	施設はSGと共用
しゃへい	・高性能遮蔽体(ZrH等)の開発	5	10	
耐震及び免震設計	・主要機器耐震性確認試験	5	15	
炉心・燃料	・長寿命燃料・材料の開発	5*	10	*: 第1期照射試験まで
原子炉停止系・ 制御棒駆動機構	・反射体制御駆動機構の開発	3	5	
原子炉構造	・新型原子炉上部構造の開発	5	10	
炉内熱流動・ 崩壊熱除去系	・崩壊熱除去系の高度化開発(RVACS/PRACS)	5	10	
蒸気発生器・ 構造・材料	・一体貫流蒸気発生器(ポンプ合体)の開発 ・構造材(高Cr)の開発	5 5	20 10	
合計(概略値: 億円)		5*	120	
	注) 基準・基礎研究は含めていない。			

表3.5.17 ナトリウム炉物量比較 (注)

プラント名称	単位	ナトリウム大型 ループ型炉	ナトリウム大型 タンク炉 (2次系機器合体・ ループ数削除)	ナトリウム大型 タンク炉 (機器系統コンパクト 化)	ナトリウム中型 モジュール 4S型炉	ナトリウム中型 3ループ型炉 (実証炉設計)
プラント形式		大型2ループ型Na炉	大型3ループ型Na炉	大型4ループ型Na炉	中型2ループモジュールタイプ	中型3ループNa炉
電気出力	MWe	1,500	1,500	1,600	200×8	660
ループ構成		炉心1:SG2:TG1	炉心1:SG3:TG1	炉心1:SG4:TG1	炉心8:SG4:TG2	炉心1:SG3:TG1
原子炉構造*	ton	798	1,420	1,454	1,472	1,556
炉容器 (除く支持台)	ton	145 φ9.6m,H17m,t30mm	200 φ15m,H19m,t25mm	248 φ12m,H17m,t25mm	344 φ3.9m,H21m,t25mm	355
ガードベッセル	ton	110	150	134	328	118
炉内構造物	ton	223	540	434	280	582
炉上部構造	ton	320	530	638	520	501
制御棒、反射体	本	42	27	43	56	30
遮蔽体	本	306 SUS:96,B4C:102 ZrH:108	510 SUS:198,B4C:222 ZrH:90	210本+28ton ZrH+Hf:210本 固定遮蔽体28ton	2688 SUS:816,B4C:1872	522 SUS:324,B4C:198
格納施設	ton,m ²	185, 3900	70, -	70, -	71, -	4,610
単位出力重量*	ton/MWe	0.53	0.95	0.91	0.92	2.36
冷却系*	ton	1,778	1,773	1,869	1,854	3,869
ポンプ	ton	110+140	110+220	67+39	160+ 39	316+96
配管	ton	62+154	60	42	未設計 仮に30とする	195+156
IHX+SG	ton	502+810	450+933	496+1225	400 + 1225	1171+1935
崩壊熱除去系	MWt	74	105	120	100 (+24)	44
単位出力重量*	ton/MWt	1.12	1.13	1.17	1.16	5.89
NSSS代表物量*	ton	2,576	3193	3323	3326	5,425
NSSS単位出力重量*	ton/MWe	1.72	2.13	2.08	2.08	8.22
燃取系						
合計物量	ton	500(目標)	850	-	-	1,310
単位出力重量	ton/MWe	0.33	0.57			1.98
タービン						
主蒸気流量	ton/hr	5,750	5,940	6,500	6,500	2,586
電気・計装	計測点	4,300	-	-	-	8,300
その他						
冷却材インベントリ	ton	2,000	2,800	2,300	960+α	2,520
単位出力重量	ton/MWe	1.33	1.9	1.25	-	3.82
建物/土木工事						
建物容積(原子炉+補助)	m ³	11.5万	14.8万	11万	9万	21.9万
土木工事	m ³	—	—	12万	7万	9.83万

注: 物量は代表機器物量であり、系統全物量ではない。

表 3.5.18 ナトリウム炉物量^(注) 傾向(1/2)

プラント名称	ナトリウム大型 ループ型炉	ナトリウム大型 タンク炉 (2次系機器合体・ ループ数削減)	ナトリウム大型 タンク炉 (機器系統コンパクト化)	ナトリウム中型 モジュール 4S型炉	備考
プラント形式	大型1次系2ループ 2次系2ループ型	大型タンク炉内機器分離 2次系3ループ 注1	大型タンク炉内機器合体 2次系4ループ	中型タンク 炉内機器上下配置 2次系2ループ 8モジュールタイプ	32箇の評価によれば、蓄熱効果を最大限 に考慮した場合200MWtのモジュール炉 (FOAK)は、約1.3倍のコスト高まで許容でき る。
電気出力 MWt	1,500	1,500	1,600	200×8	注1:本プラントは、内部転換比をほぼ1と し、径方向出力分布を平坦化した特殊な炉 心を積んでいる。 出力の違いは修正していない。傾向を見る 上では、問題ないとする。
ループ構成	炉心1:SG2:TG1	炉心1:SG3:TG1	炉心1:SG4:TG1	炉心8:SG4:TG2	
原子炉構造	○	△	△	×	炉内構造物の有利さはあるが、原子炉構造 全体を見たとき有利さは消滅。さらに遮蔽 体本数の多さが加わることでより4S型は、 ×とした。
炉容器径(比率)	9.6m(2.5)	15m(3.8)	12m(3.1)	3.9m(1)	本来板厚等詳細な設計の違いもあるが、 傾向をみるため本評価では考慮してい ない。
炉容器高さ(比率)	17m(0.8)	19m(0.9)	17m(0.8)	21m(1)	
炉容器+1次系配管	○	○	○	×	径が1/3になったとして、同じ高さでも物 量は約1/3程度までしか下がらない。8倍 される影響の方が大きい。 ループ、タンクの違いは、配管物量を入 れるとさほど大きくない。
概算係数	580(0.55)	1070(1)	750(0.70)	2150(2.01)	板厚は同じと仮定し、炉容器のみを考 慮(4PH+42P/4)で計算した物量の傾向を 見るための係数
物量 ton	207(1)	200(1)	248(1.24)	344(1.66)	括弧内は、比平。1次系配管を含んだもの。
ガードベッセル	○	○	○	×	円筒容器につき傾向は炉容器と同じ ガードベッセルのみ
物量 ton	110(1)	150(1.36)	134(1.22)	328(2.98)	
炉内構造物	○	×	×	○	炉容器径が小さく、炉内構造が簡素化され ているほど有利。
物量 ton	223(1)	540(2.42)	434(1.95)	280(1.26)	とくに、4S型は、炉上部機構がないため 単体としては有利。 ただし、炉上部構造と同様に単蓋あたり/ ルート8=1/2.8倍の物量になる必要がある。
炉上部構造	○	×	×	×(○)	燃料交換方式、炉心(プラネット含む)径 がほぼ同じなら、炉容器径にほぼ比例。 4S型は、炉内構造と同様に元来有利な特 徴を持つ。ただし、本設計例では、その特 徴はでていない。
物量 ton	338(1)	530(1.57)	638(1.89)	520(1.54)	
制御棒、反射体	○	◎ 注2	○	○	注2:炉心の特性が特殊なため、少ない制 御棒で制御できる。
物量 ton	42(1)	27(0.64)	43(1.02)	56(1.33)	
遮蔽体 遮蔽体内接半径 必要遮蔽面積比率 炉心高さ	○ 約2.5m 1 1m	○ 約2.5m 1 1.25m	○ 約2.5m 1 1m	×× 8モジュール故に下位の8倍 約1m 1/2.2 2m	本設計大型炉のピーク中性子束は、いずれ も約3E15/cm ² /secであり、4S型は、約 2E15/cm ² /secである。 遮蔽材料の種類により、遮蔽体数は変化す るが、必要遮蔽厚さは、4炉も含めほぼ同 じ。ただし、その厚さを円筒上のどの位の位 置に持ってくるかで、遮蔽必要面積は変 わってくる。必要遮蔽厚さは、50cmと仮定し 面積比率は算出した。
1次系冷却機器	ほぼ同じ	ほぼ同じ	ほぼ同じ	ほぼ同じ	
ポンプ	— 機械式ポンプ2基 636m ³ /min×2 76mNa 18,600kW,110ton	— 機械式ポンプ3基 435m ³ /min×3 73mNa 17,100kW,110ton(推 定)	— 電磁ポンプ8基 170m ³ /min×8 60mNa 不明(4S型電磁ポンプ は、67ton ケーシング外径1.9m	× 環状電磁ポンプ8基 172m ³ /min×8 40mNa 49,200kW,160ton ケーシング外径3.5m	電磁ポンプと機械ポンプの優劣は、現時点 で評価不能。 4S型の環状電磁ポンプは、炉心横外側に 環状に配置されるため、物量増加。
IHX	○ ポンプ内蔵直管 1785MWt×2基 伝面4350m ² ×2基 内径2.8m、外径4.4m 伝熱管長6m、9660×2本 伝熱管外径25.4mm、肉厚1mm 12Cr:502ton	○ 完全浸漬直管長円形 1220MWt×3基 伝面3260m ² ×3基 外筒短径3.2m、外筒長径4.05m 伝熱管長4.67m、11,700×3本 伝熱管外径21.7mm肉厚 1mm 12Cr:498ton	○ EMP上下合体直管 475MWt×8基 伝面1185m ² ×8基 内径1.2m、外径1.9m 伝熱管長5m、3390×8本 伝熱管外径19.6mm肉厚 0.9mm 12Cr:450ton	◎ 炉心横上部外側直管 1689MWt×8基 伝面1689m ² ×8基 内径1.99m、外径3.19m 伝熱管長3.6m、7260×8本 伝熱管外径21.7mm肉厚 1.2mm SUS304:400ton	4S型の物量が少ないのは、炉容器と一体 化しており、脚、支持構造等以外の物量 が少ないため。

表 3.5.18 ナトリウム炉物量^(注) 傾向 (2/2)

プラント名称	ナトリウム大型 ループ型炉	ナトリウム大型 タンク炉 (2次系機器合体・ ループ数削減)	ナトリウム大型 タンク炉 (機器系統コンパクト化)	ナトリウム中型 モジュール 4S型炉	注 3.2節の評価によれば、管熱効果を最大限 に考慮した場合300MWtのモジュール炉 (FOAK)は、約1.3倍のコスト高まで許容でき
2次系冷却機器	○	△	×	×	2次系のコストのほとんどは、SGが占めて おり、SGの評価を用いた。
ポンプ	— 機械式ポンプ2基 520m ³ /min × 2 53mNa 10,600kW, 140ton	— 電磁ポンプ3基 357m ³ /min × 3 30mNa 12,000kW, 220ton	— 電磁ポンプ4基 280m ³ /min × 4 40mNa 27,880kW, 39ton	— 同左	電磁ポンプと機械ポンプの優劣は、現時点 で評価不能。
SG	○ ヘリカルコイル体貫流型 1785MWt × 2基 伝面7880m ² × 2基 SG高さ21m、外胴径4.86m 伝熱管数780 × 2本 伝熱管外径31.8mm、肉厚3.1mm 12Cr: 810ton	△ ヘリカル体貫流EMP合体型 1220MWt × 3基 伝面5160m ² × 3基 SG高さ15m、外胴径5.9m 伝熱管数687 × 3本 伝熱管外径31.8mm、肉厚3.1mm 12Cr: 933ton	×	×	直管を単純に配置するだけであるHXで は、基数差はほとんどなかったが、SGにお いては、基数削減単基容量増大による効果 が出ている。
崩壊熱除去系	ほぼ同じ(○) IRACS 22MWt × 2ループ DRACS 30MWt × 1ループ 合計74MWt	ほぼ同じ(△) PRACS 35MWt × 3ループ 合計105MWt	ほぼ同じ(×) DRACS 12MWt × 2ループ IRACS 24MWt × 4ループ 合計120MWt	ほぼ同じ(×) PRACS 13MWt × 8ループ RVACS 3MWt × 8ループ 合計124MWt	除去すべき出力あたりの崩壊熱量は、ほぼ 同じ除熱量の違いは、プラント固有というよ うに設計の考え方の違い、よって同じとした。
NSSS 代表機器物量 <i>1/2 × 200 MWt 100% 100%</i>	2,576	3193	3323	3326	単位 ton
NSSS 単位出力重 量	1.72	2.13	2.08	2.08	遮蔽体考慮せず 単位 ton/Mwe
NSSS 評価	○	×	△	×	NSSS代表機器によるNSSS単位出力重量 2.00以上のものを△以下、NSSS代表機器 以外の項目で×となる評価があるものを× とした。4S型が×なのは、遮蔽体の評価に よる。
燃取系 合計物量 ton	評価できず 500(目標)	評価できず 850	評価できず -	評価できず -	経済性を評価する段階まで設計が空ってい ない。
タービン 主蒸気流量 ton/hr	同じ 5,750	同じ 5,940	同じ 6,500	同じ 6,500	設計の考え方に多少の違いはあるが、ほぼ 同じと考える。
電気・計装	4300点	評価できず	評価できず	評価できず	経済性を評価する段階まで設計が空ってい ない。
その他 冷却材インベントリ ton	○ 2,000	×	○ 2,300	評価できず 960+α	
建物/土木工事 建物容積(原子炉+補助)	○ 11.5万	×	○ 11万	◎ 9万	単位m ³
土木工事	—	—	12万	7万	単位m ³

(注) 物量は代表機器物量であり、系統全物量ではない。

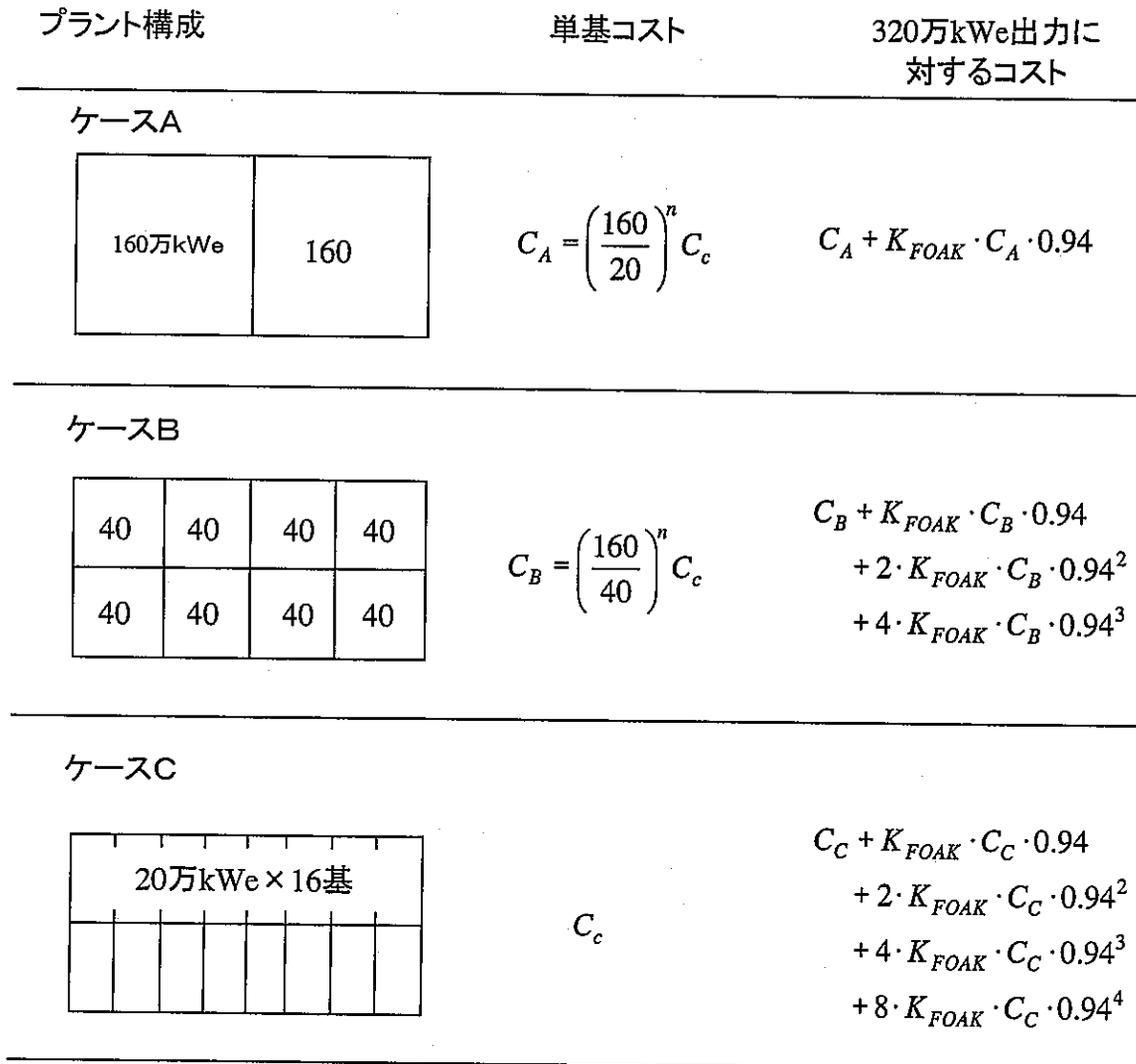


図 3.2.1 モジュール化した場合のコスト

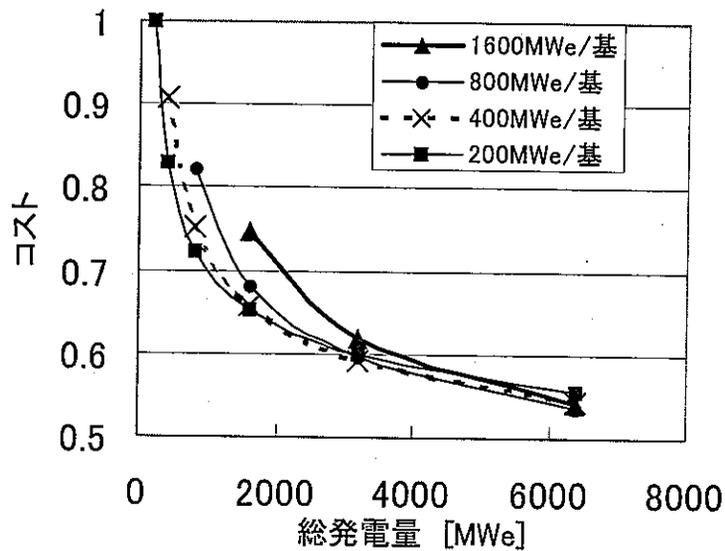


図 3.2.2 発電量とコストの関係 (n=0.86)

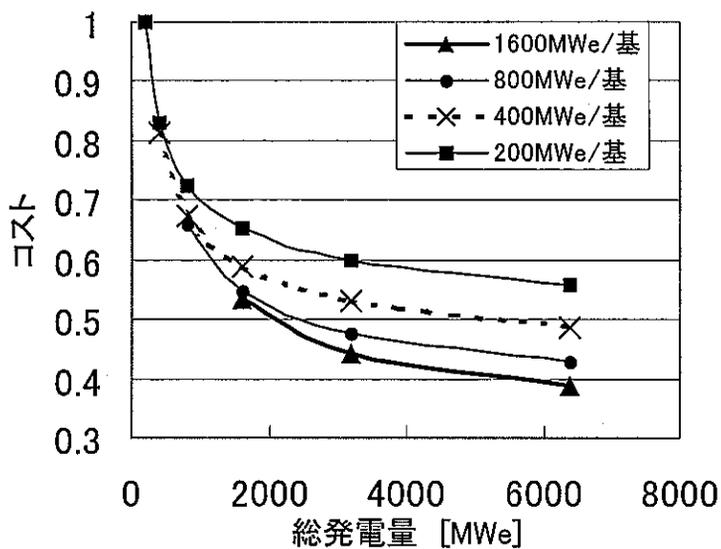


図 3.2.3 発電量とコストの関係 (n=0.7)

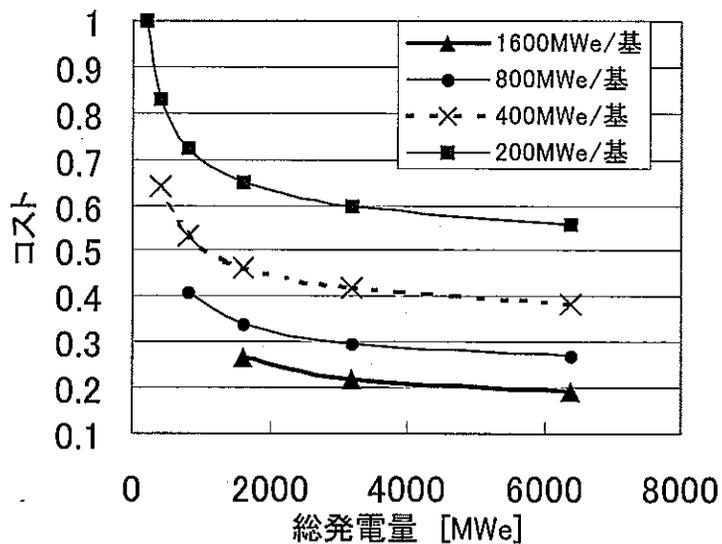


図 3.2.4 発電量とコストの関係 (n=0.36)

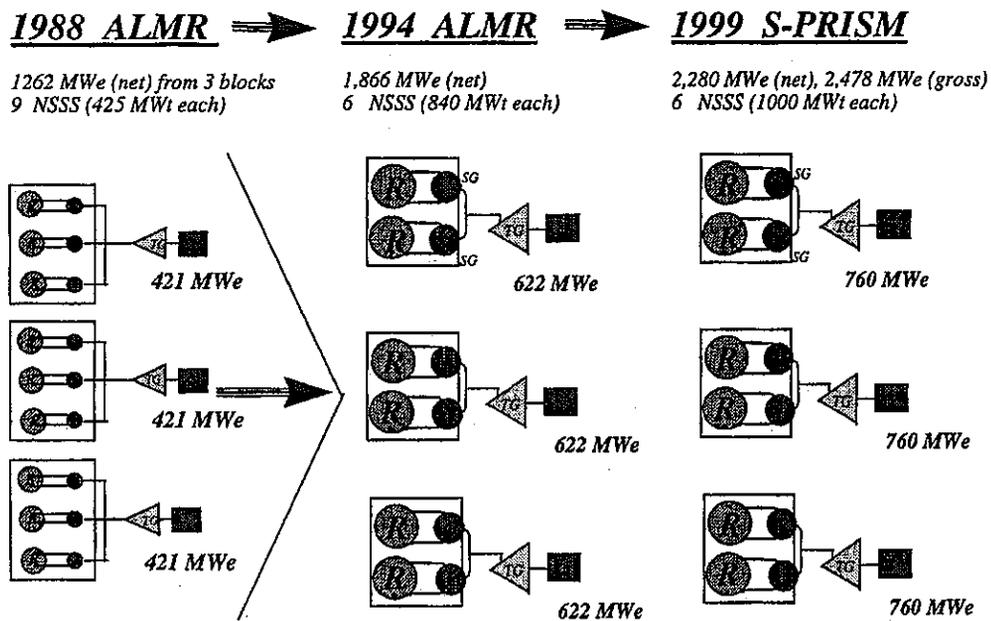
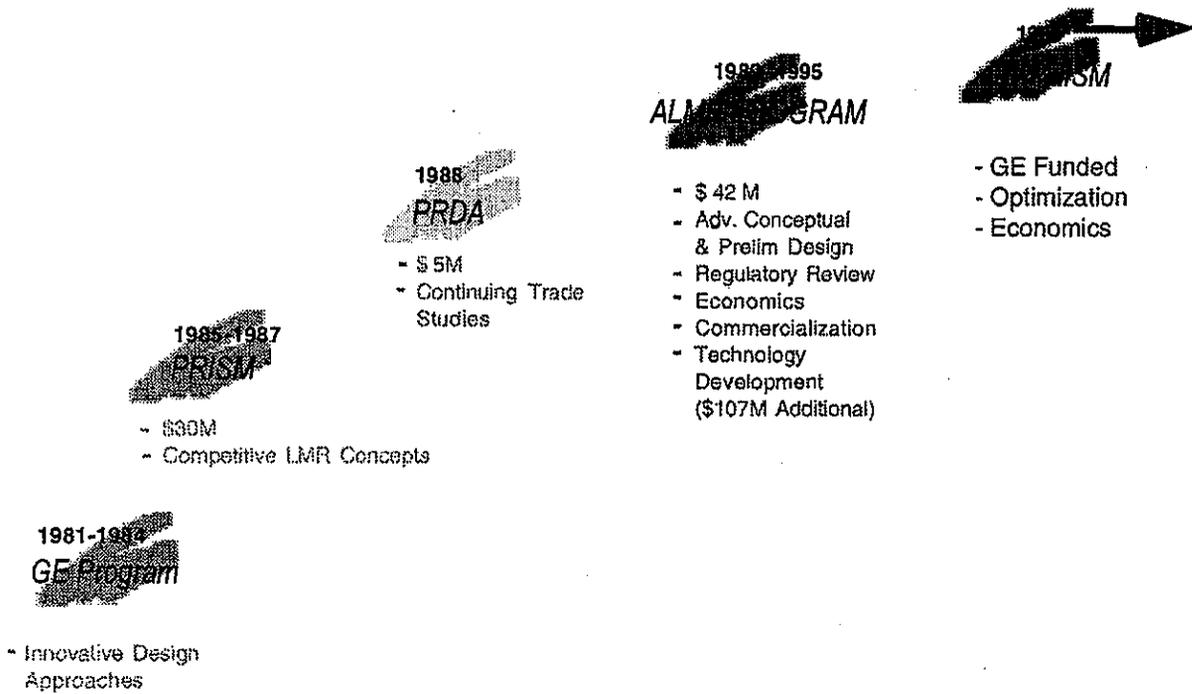
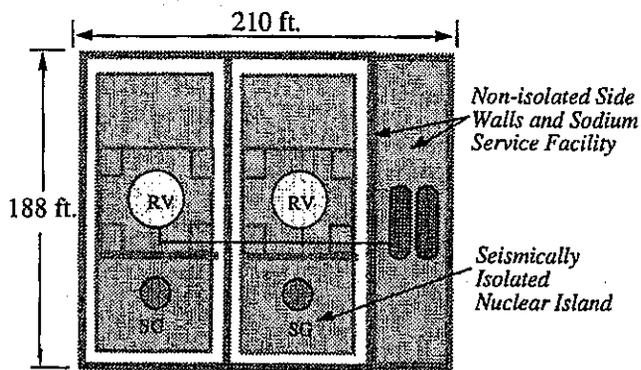
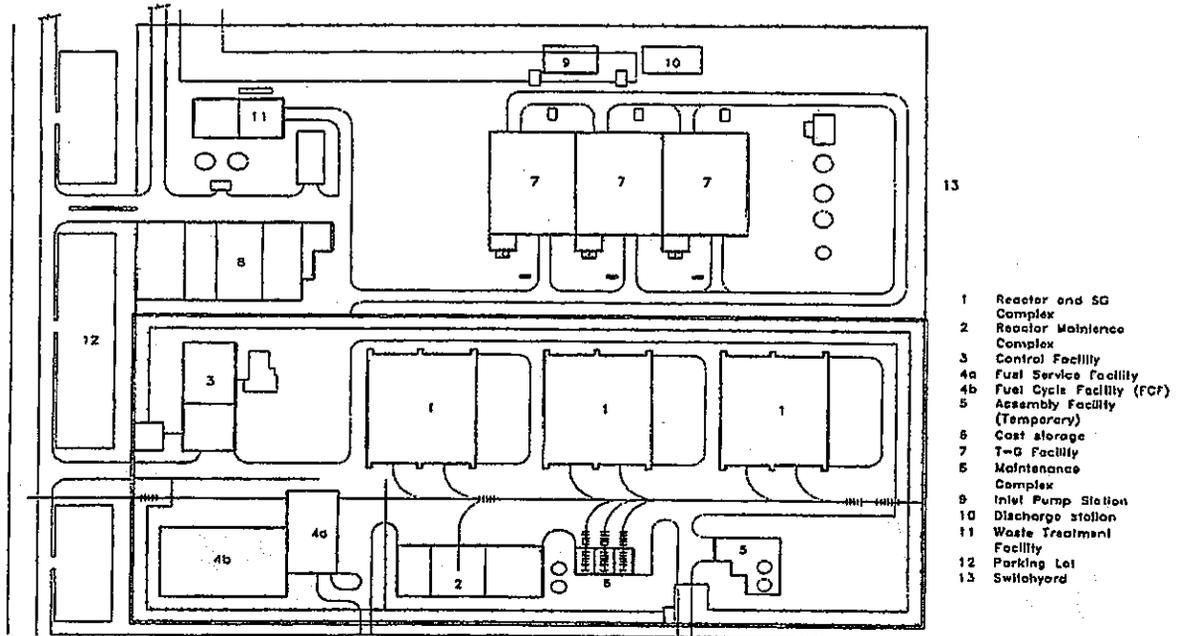
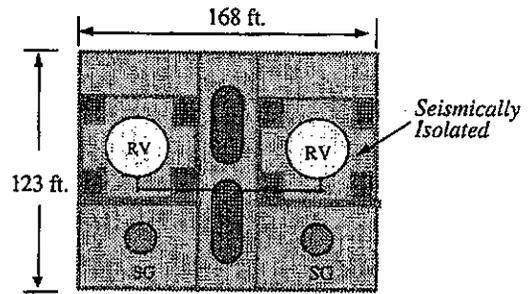


図 3.4.1 S-PRISM の設計経緯⁹



ALMR



S-PRISM

図 3.4.2 S-PRISM のプラントサイト図 8,9

*Liquid Metal Reactor
Actinide Recycle System
Super PRISM*

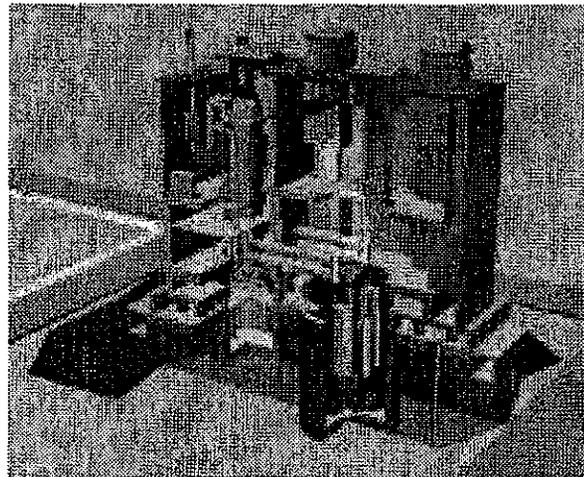
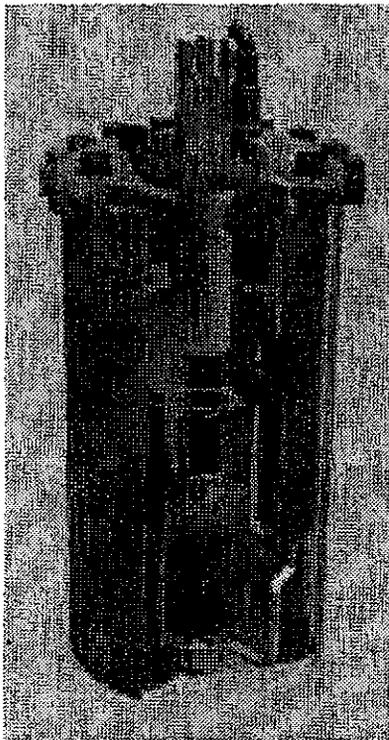


図 3.4.3 S-PRISM プラント 3次元概念図⁸

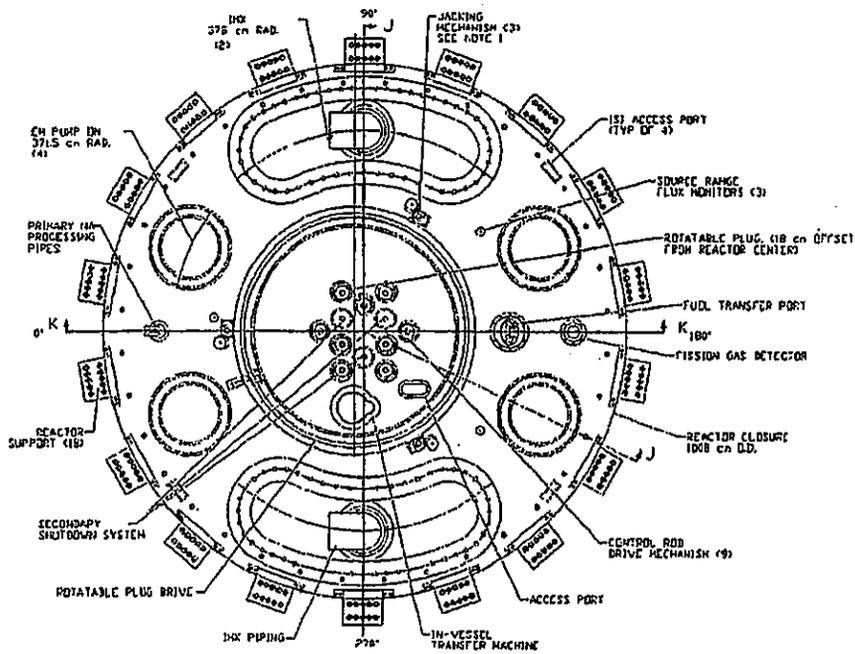
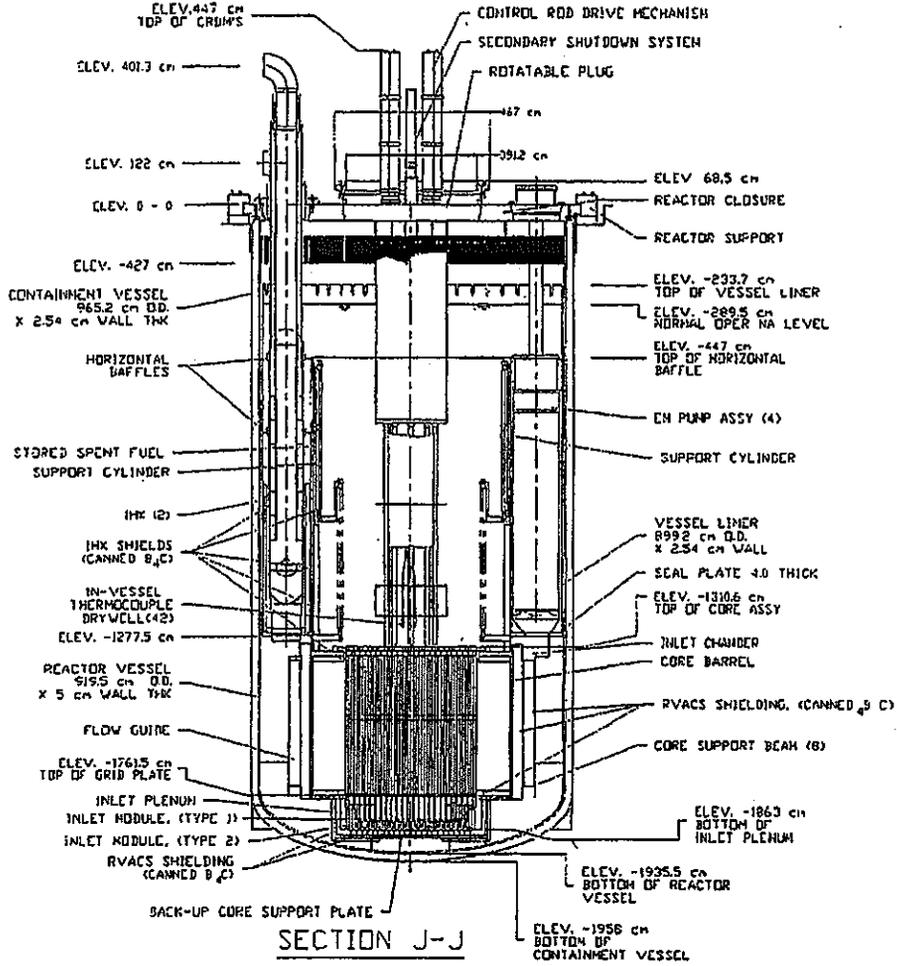
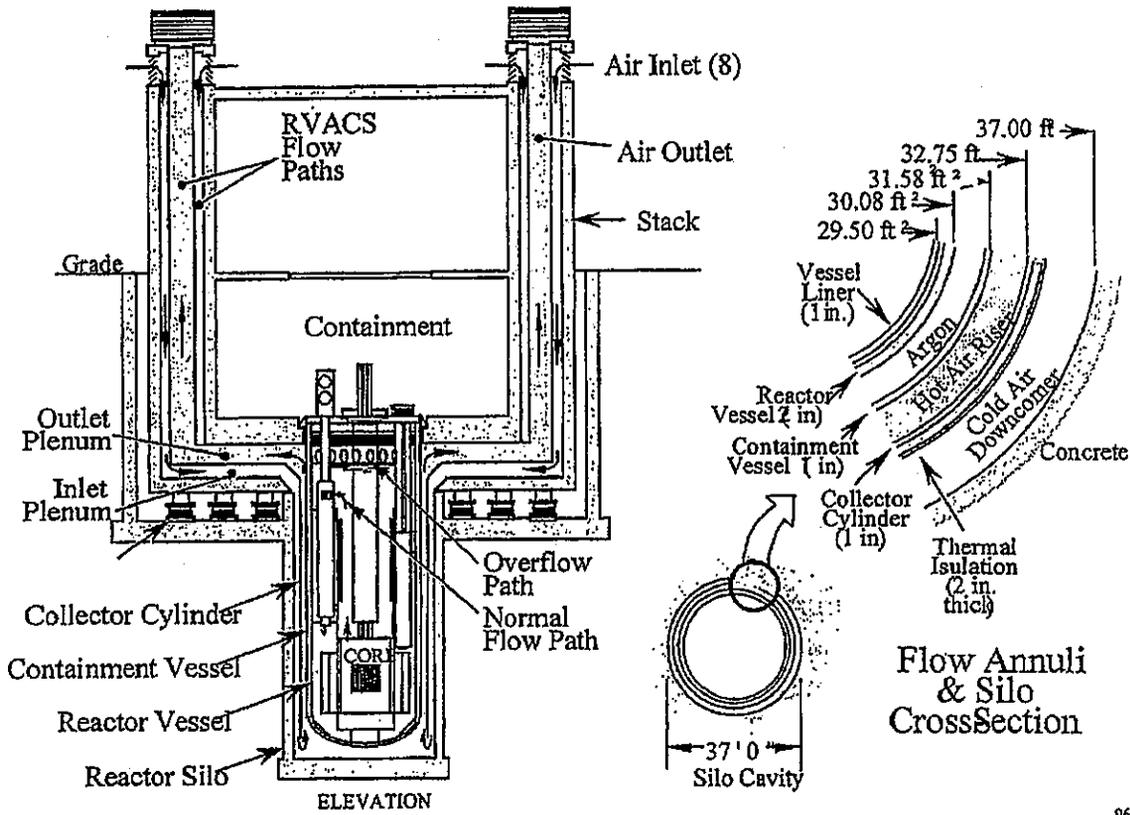


図 3.4.5 S-PRISM 原子炉モジュール図⁸



96_250

図 3.4.6 S-PRISM 補助冷却系概念図⁸

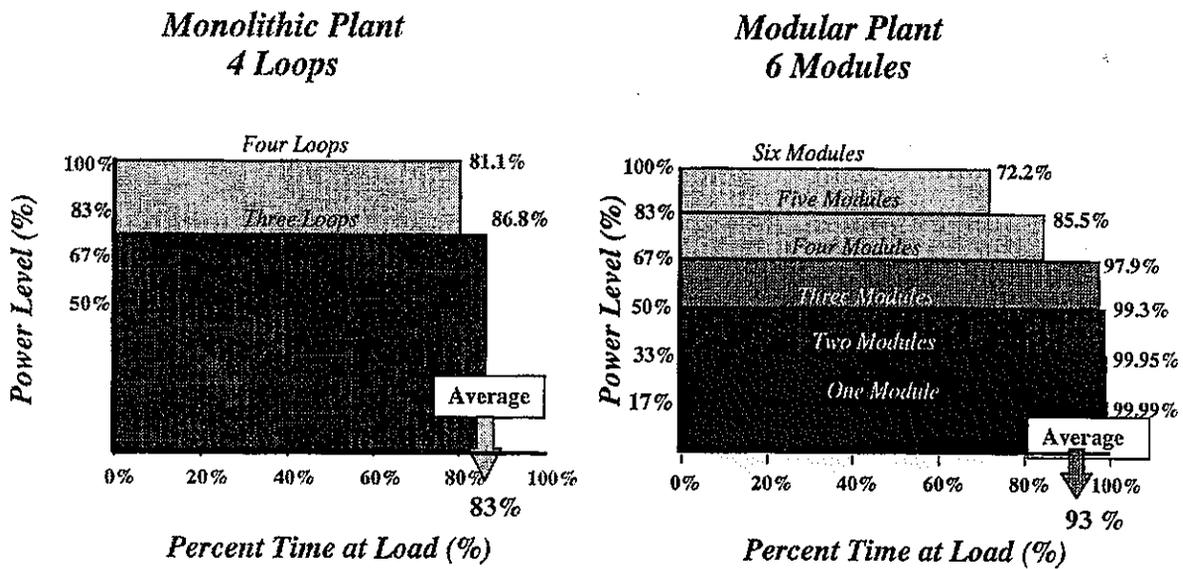


図 3.4.7 S-PRISM の稼働率⁹

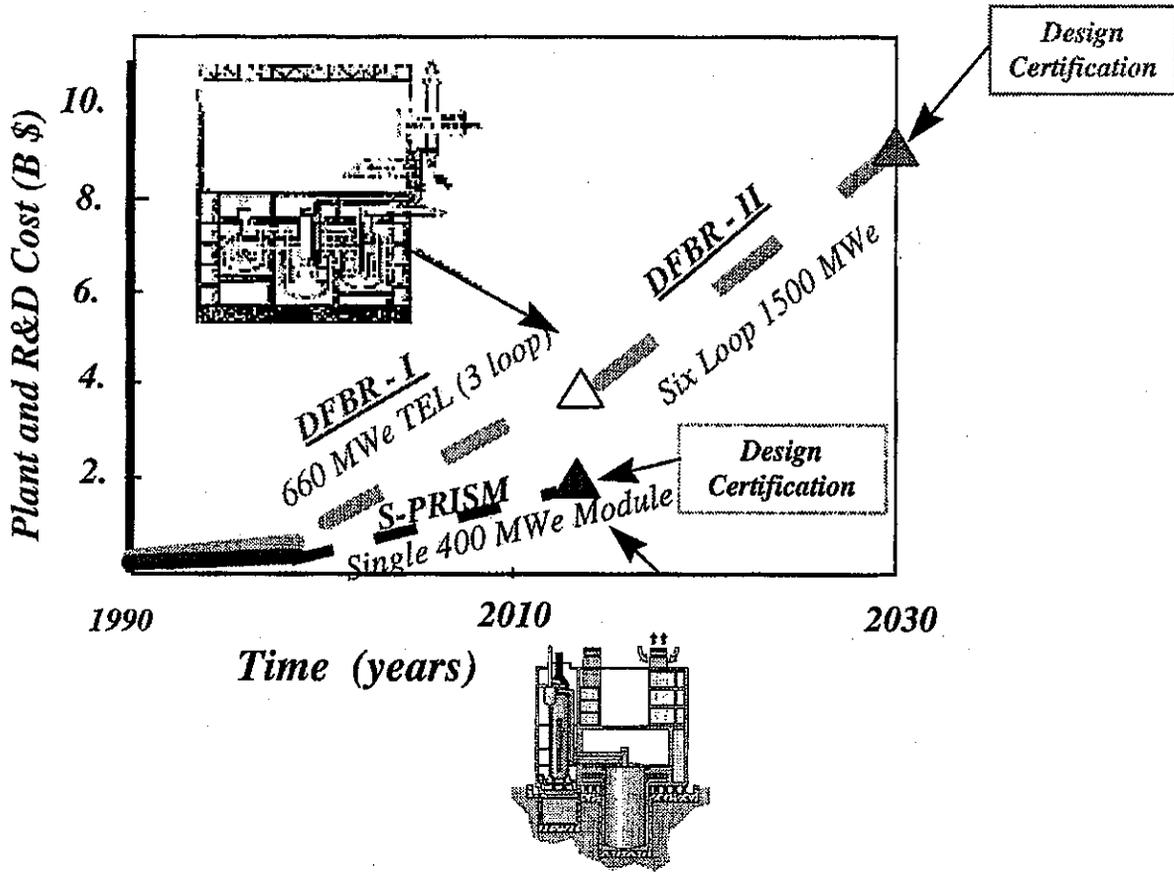


図 3.4.8 S-PRISM の開発スケジュールとコストの予測⁹

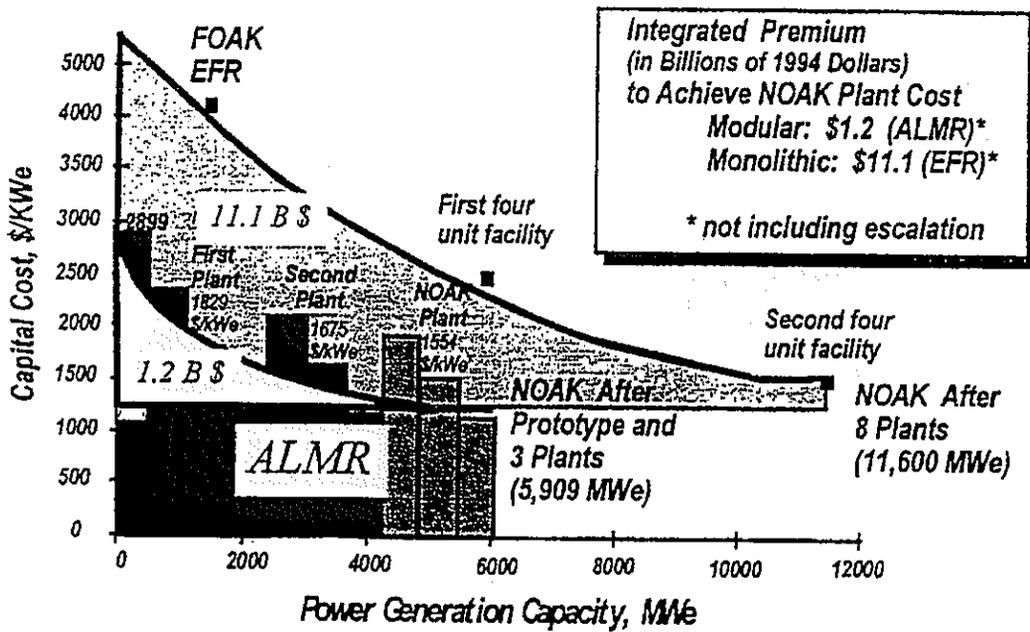


図 3.4.9 S-PRISM の量産効果¹⁰

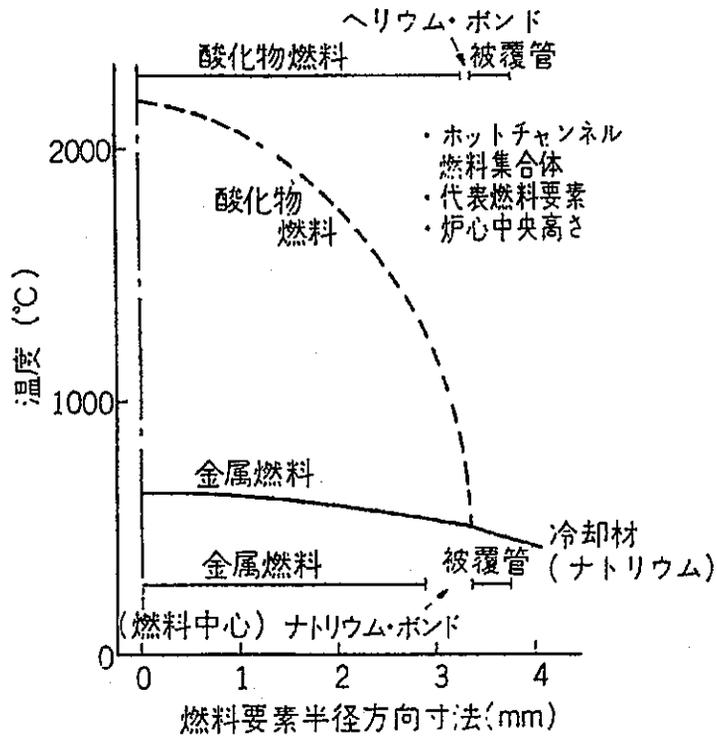


図 3.4.10 燃料要素半径方向温度分布の例¹¹⁾

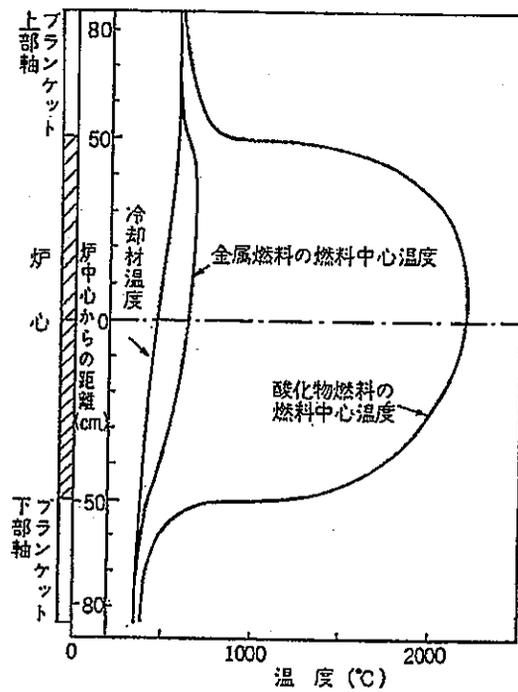


図 3.4.11 燃料要素軸方向温度分布の例¹¹⁾

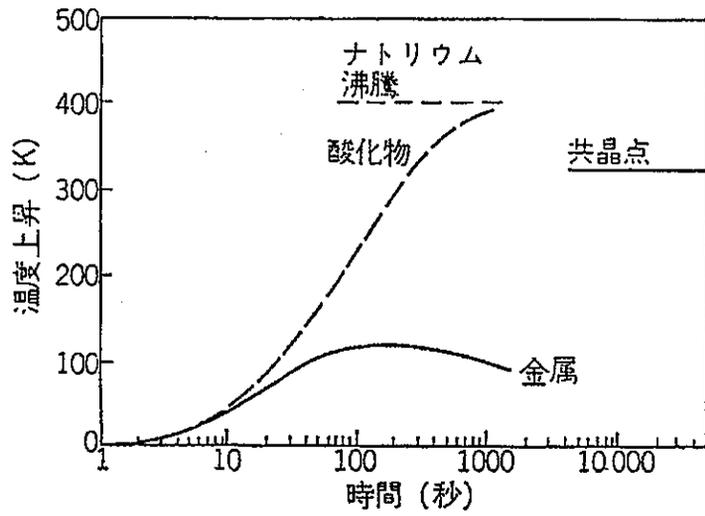


図 3.4.12 燃料喪失+スクラム失敗時の金属燃料の温度変化解析結果¹²

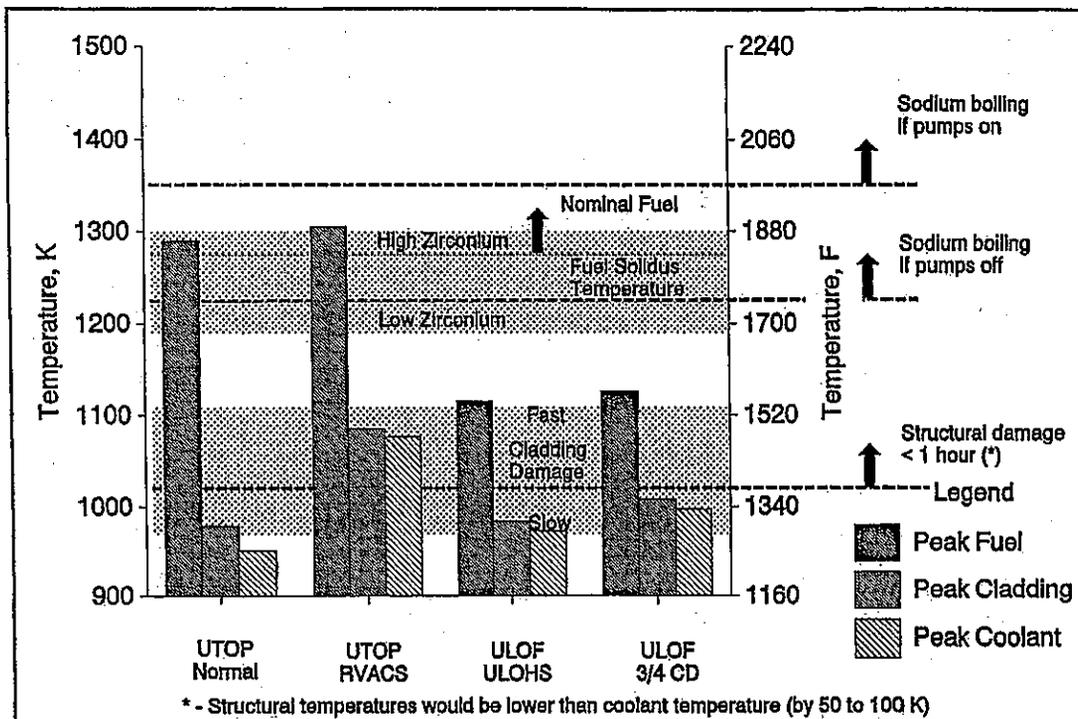
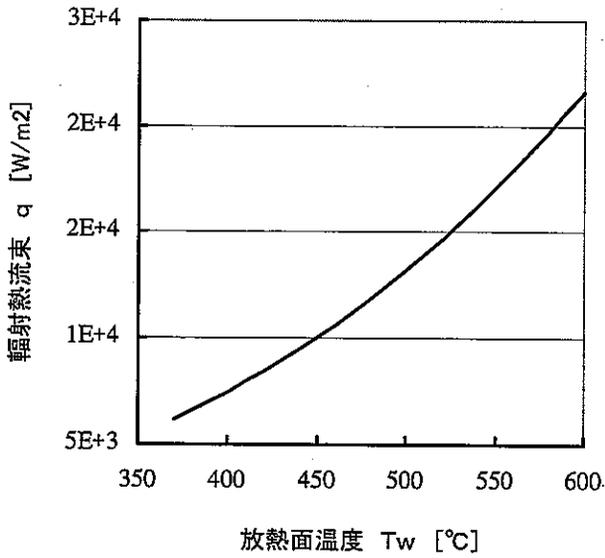


図 3.4.13 各事象での最高温度⁵



$$q = \sigma \frac{(T_w + 273.15)^4 - (T_o + 273.15)^4}{\left(\frac{2}{\varepsilon} - 1\right)} \quad [W/m^2]$$

$$\sigma = 5.67 \times 10^{-8} \quad [W/m^2 \cdot K^4]$$

T_w : 放熱面温度、 T_o : 受熱面温度

ε : 射出率 = 0.8

図 3.4.14 移動熱エネルギー

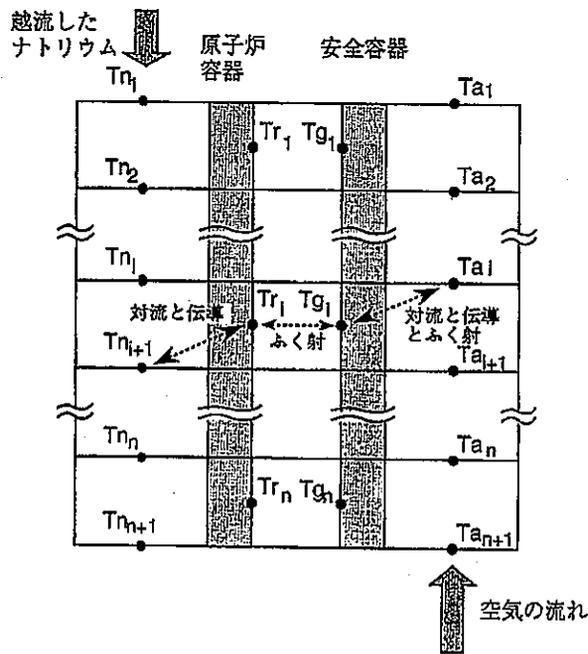


図 3.4.15 熱伝達計算のモデル¹⁹

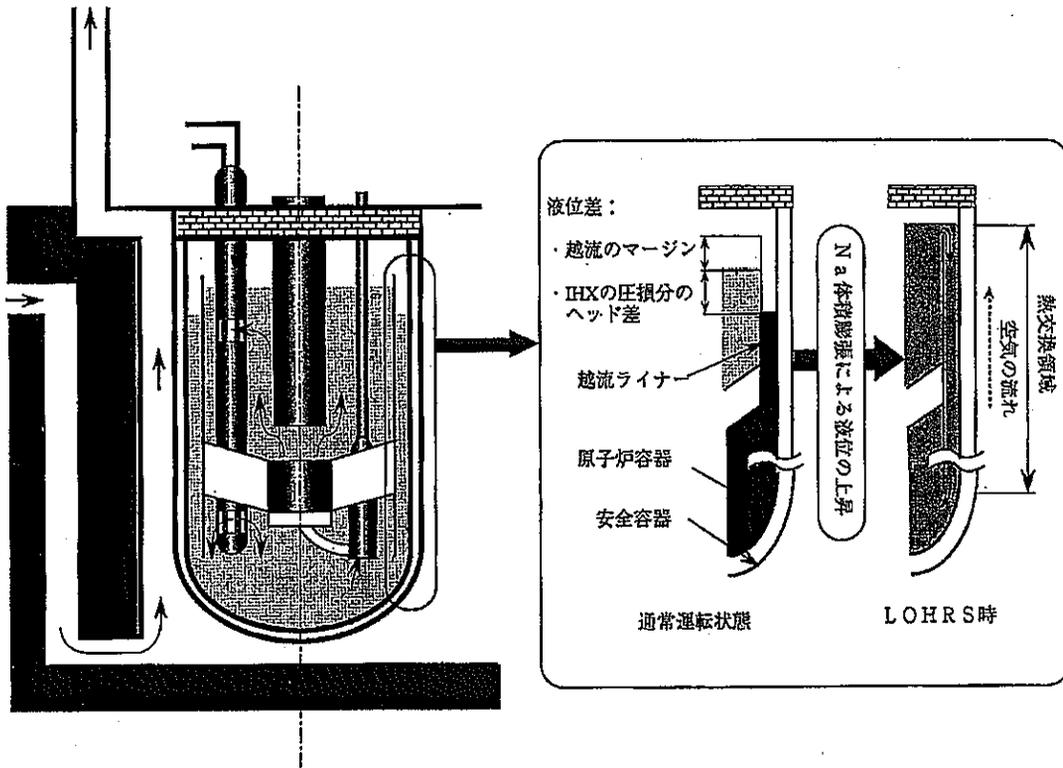


図 3.4.16 原子炉構造概略図¹⁹

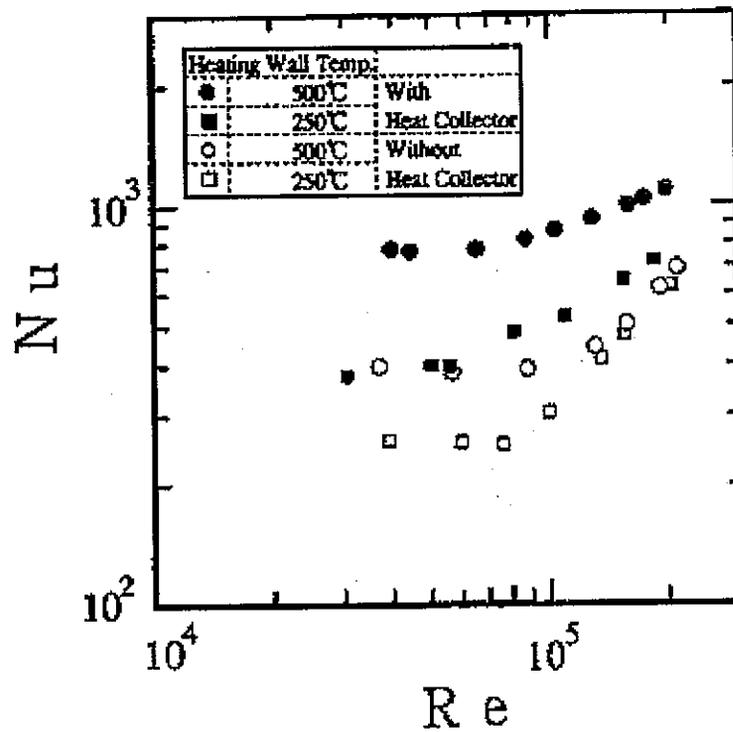


図 3.4.17 実験から得られた Re 数と Nu 数の関係¹⁹

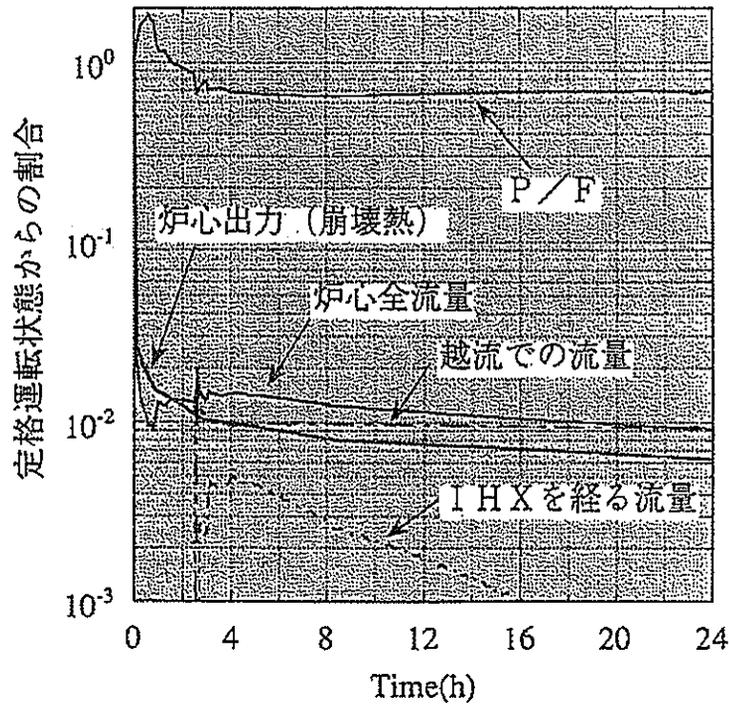


図 3.4.18 崩壊熱出力と流量の関係¹⁹

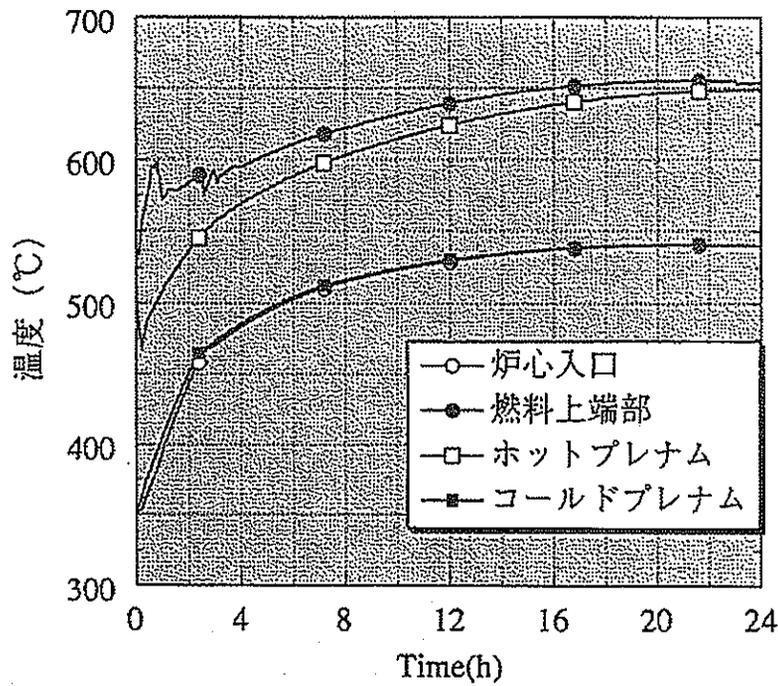


図 3.4.19 冷却材温度変化¹⁹

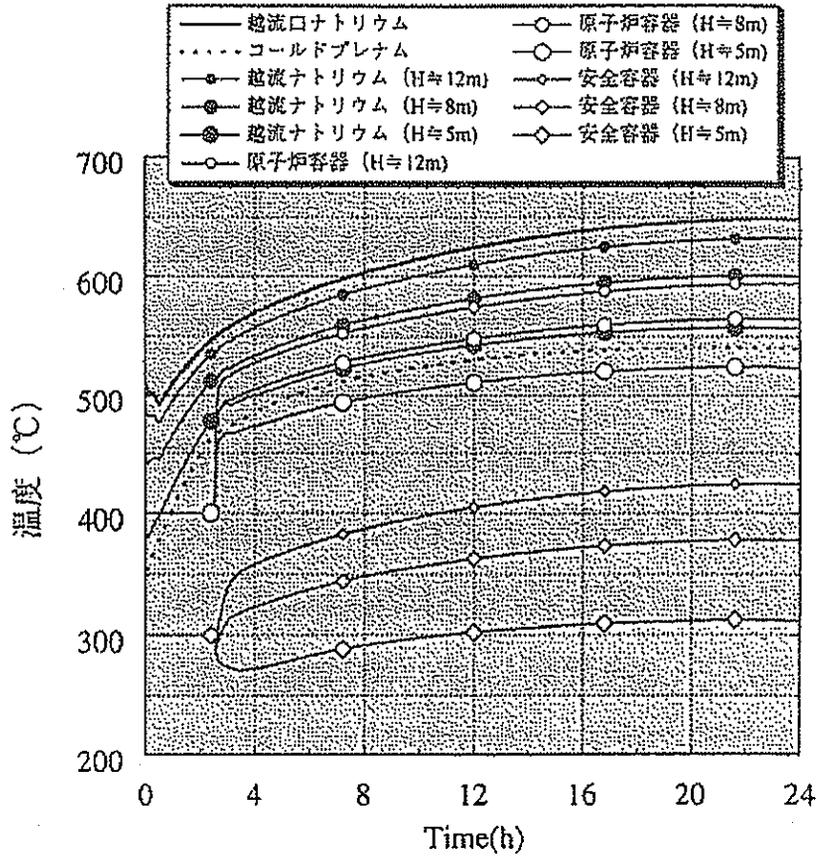


図 3.4.20 越流流路の温度変化¹⁹

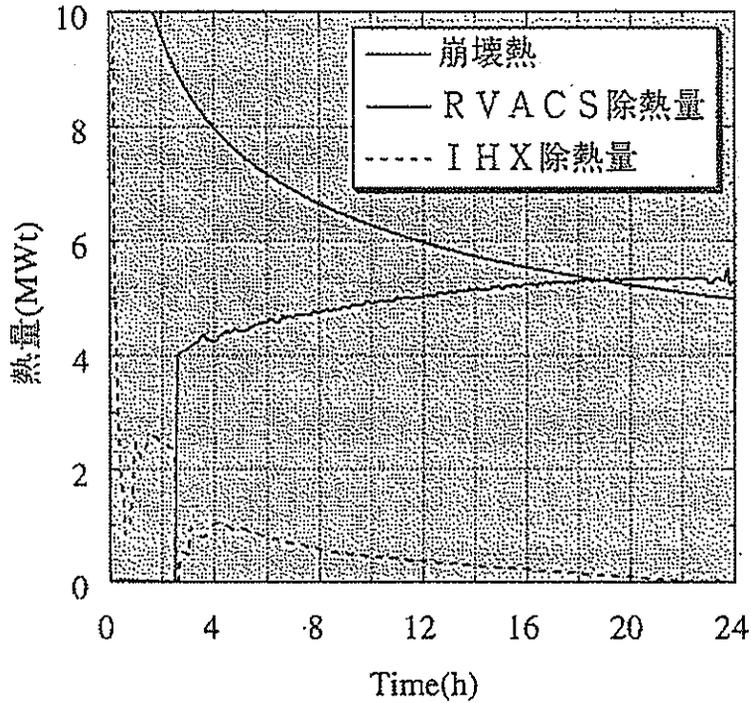


図 3.4.21 除熱量の変化¹⁹

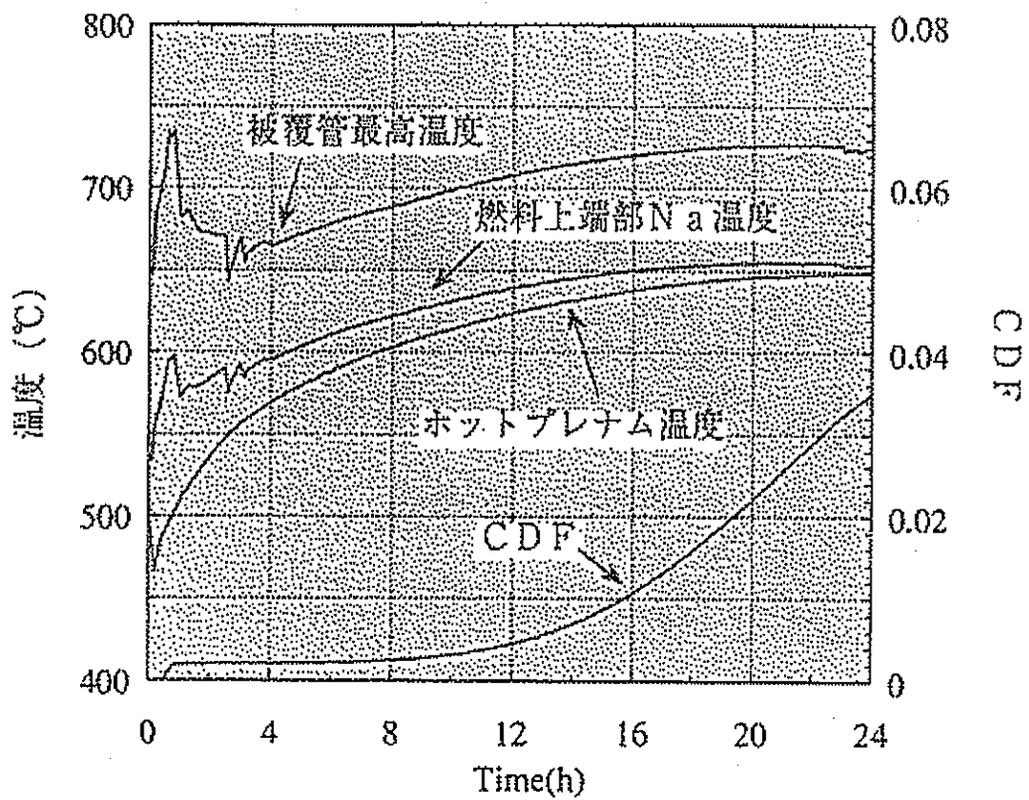


図 3.4.22 被覆管温度とCDFの変化¹⁹

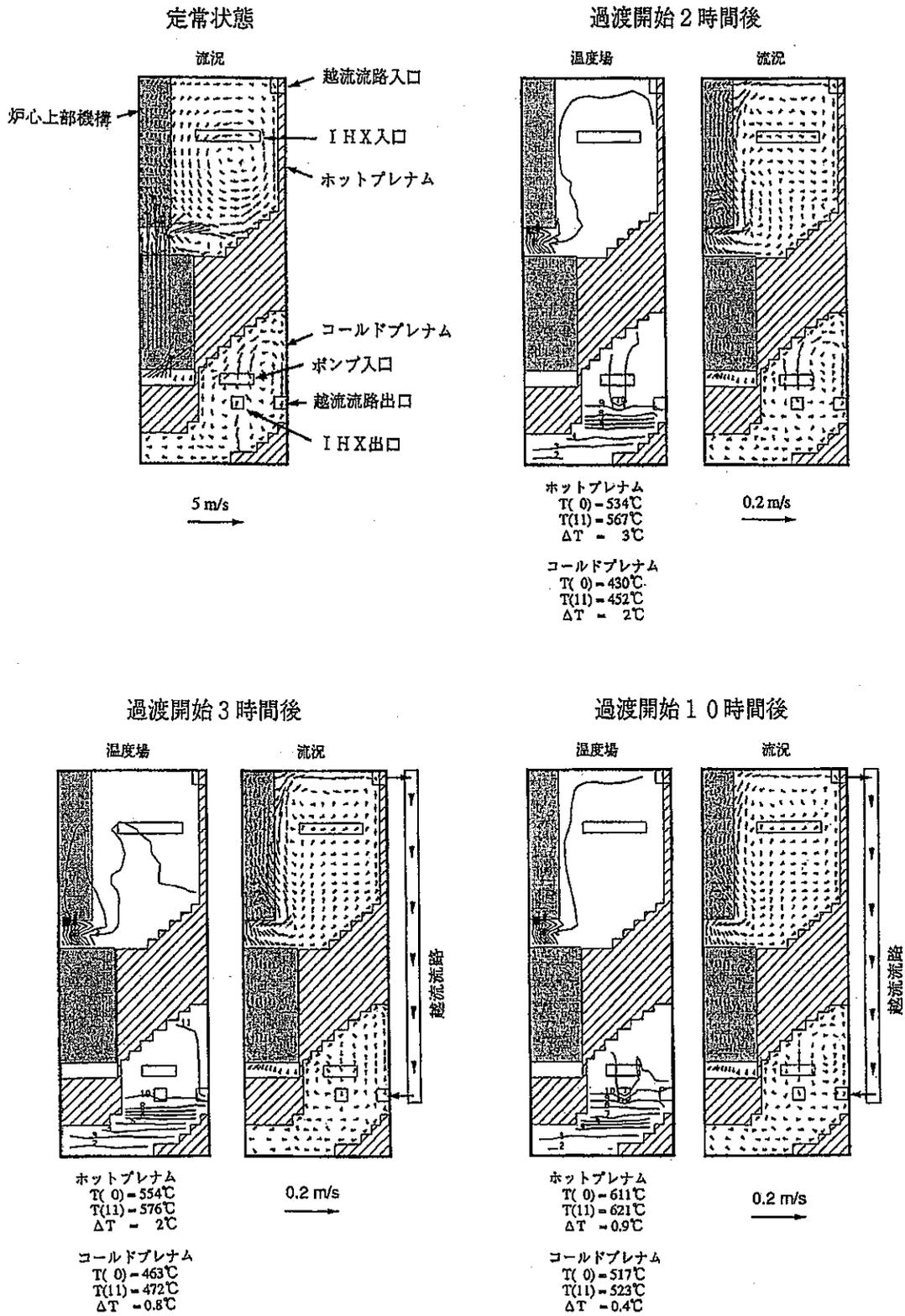


図 3.4.23 流動状況と温度分布¹⁹

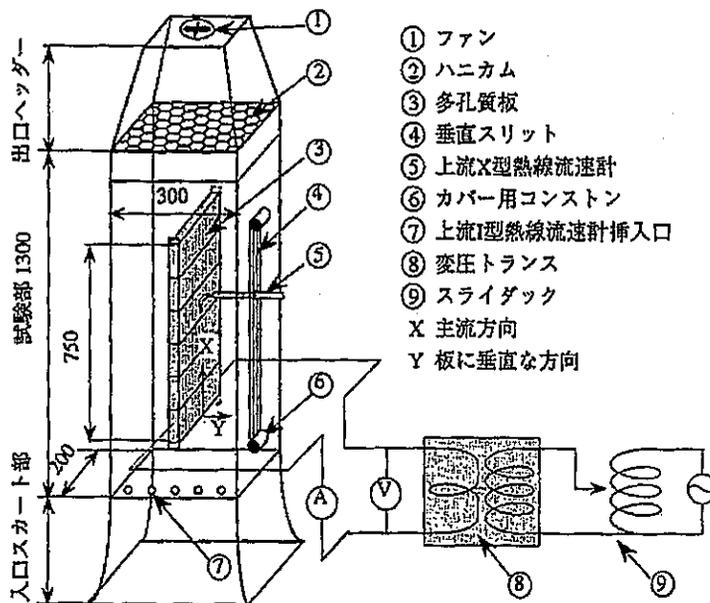


図 3.4.24 実験装置概略図¹⁹⁾

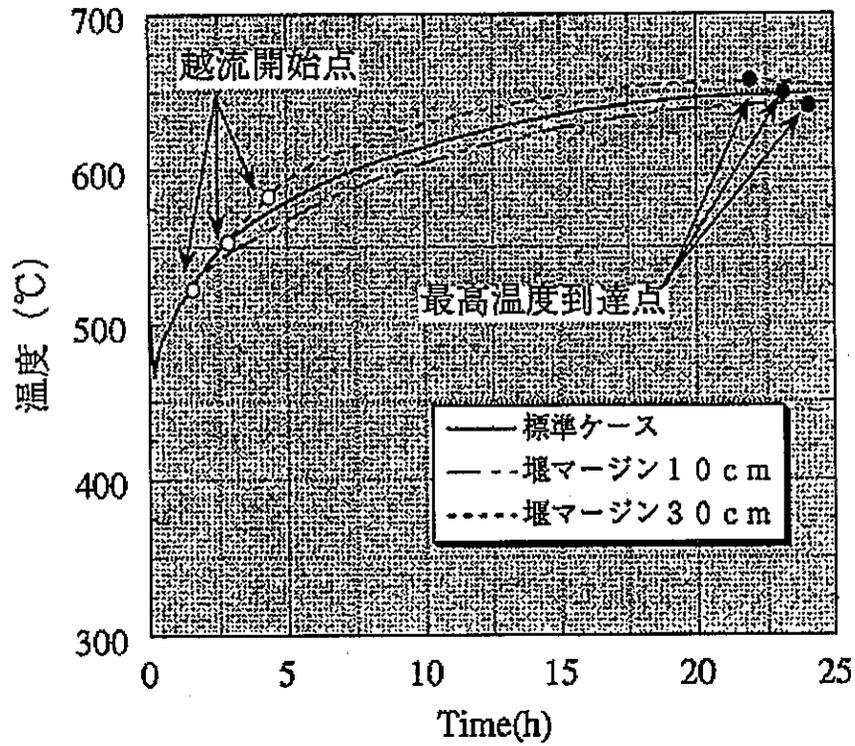


図 3.4.25 プレナム温度変化 (堰高さの影響)¹⁹
標準ケース=20cm

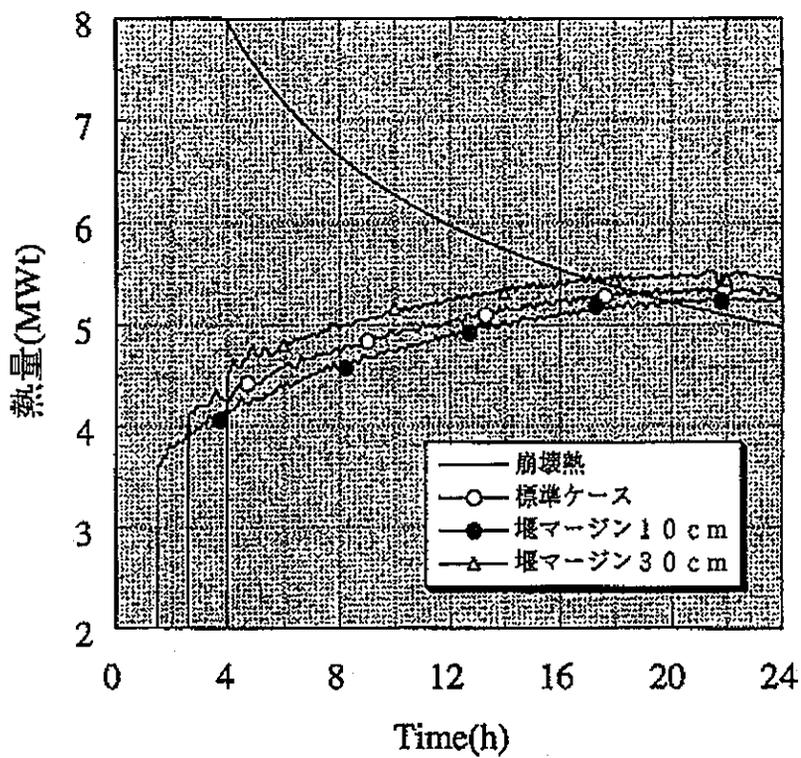


図 3.4.26 除熱量変化 (堰高さの影響)¹⁹
標準ケース=20cm

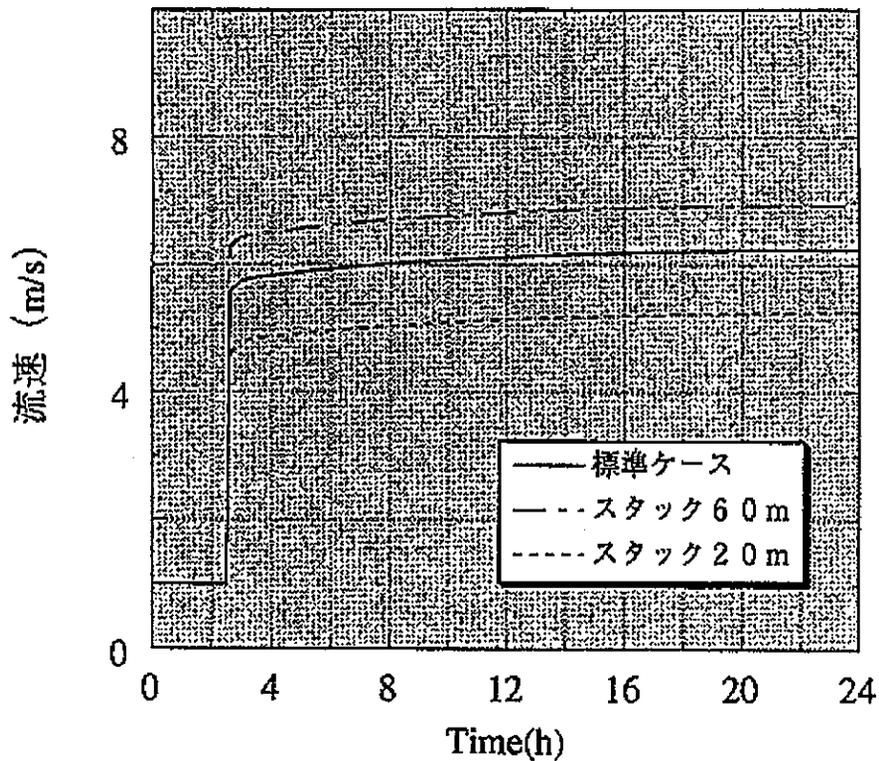


図 3.4.27 空気流速変化 (スタック高さの影響)¹⁹
標準ケース=40m

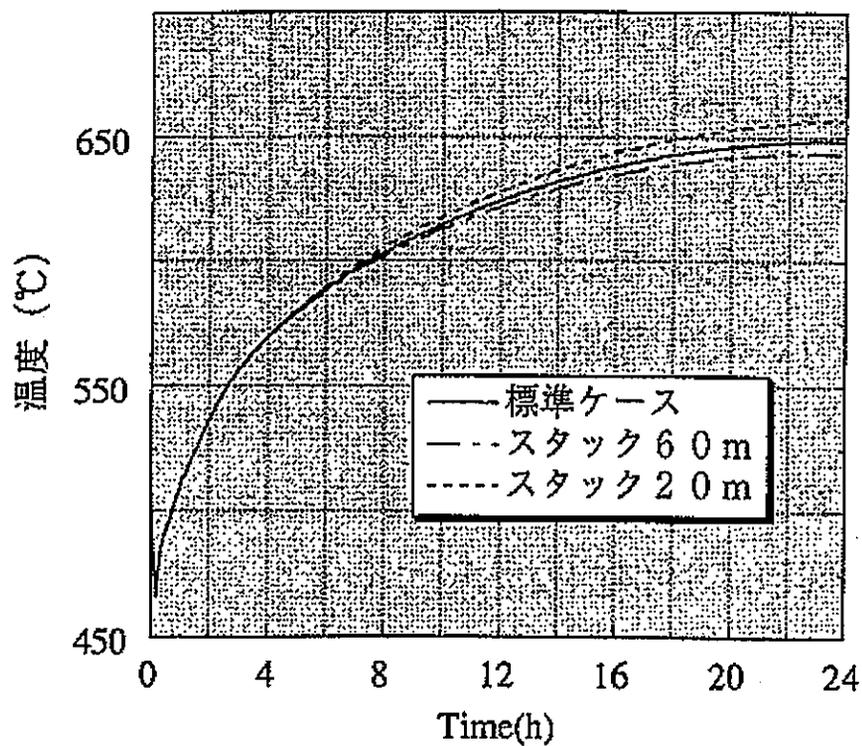


図 3.4.28 プレナム温度変化 (スタック高さの影響)¹⁹
標準ケース=40m

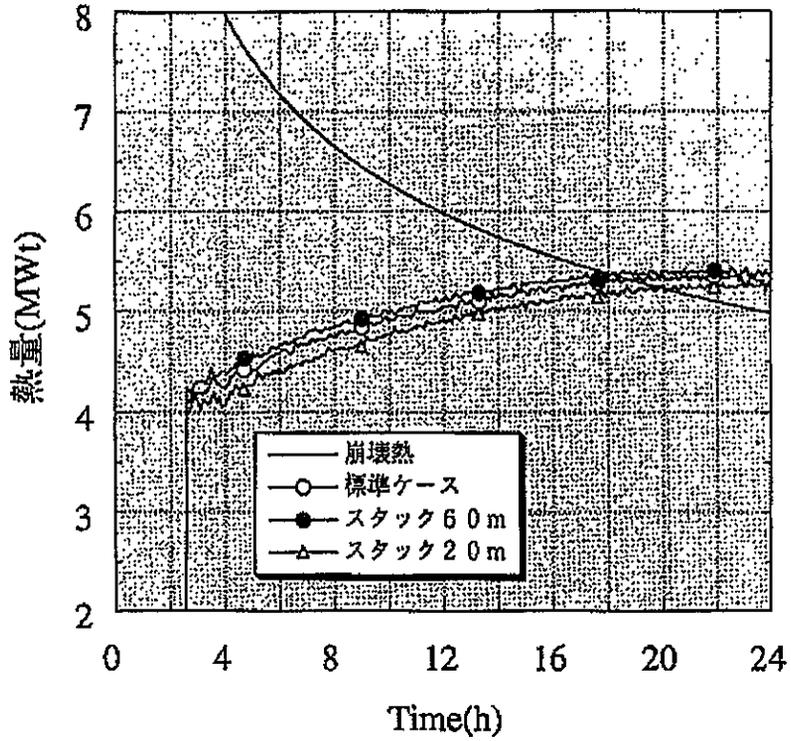


図 3.4.29 除熱量変化 (スタック高さの影響)¹⁹
標準ケース=40m

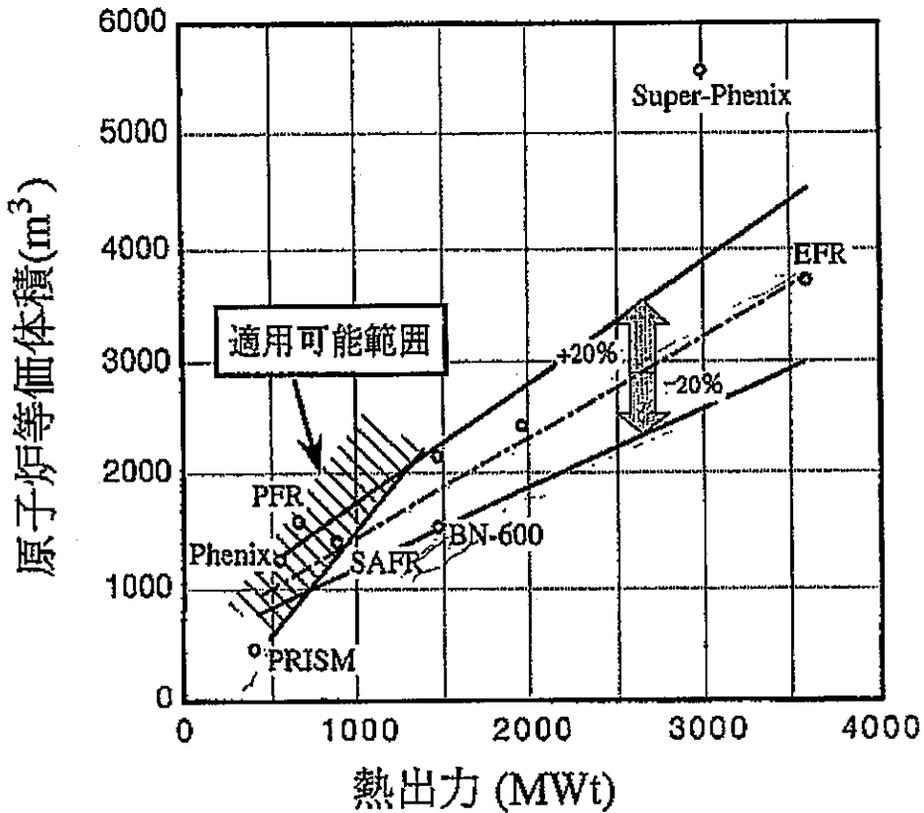


図 3.4.30 RVACS 適用範囲¹⁹

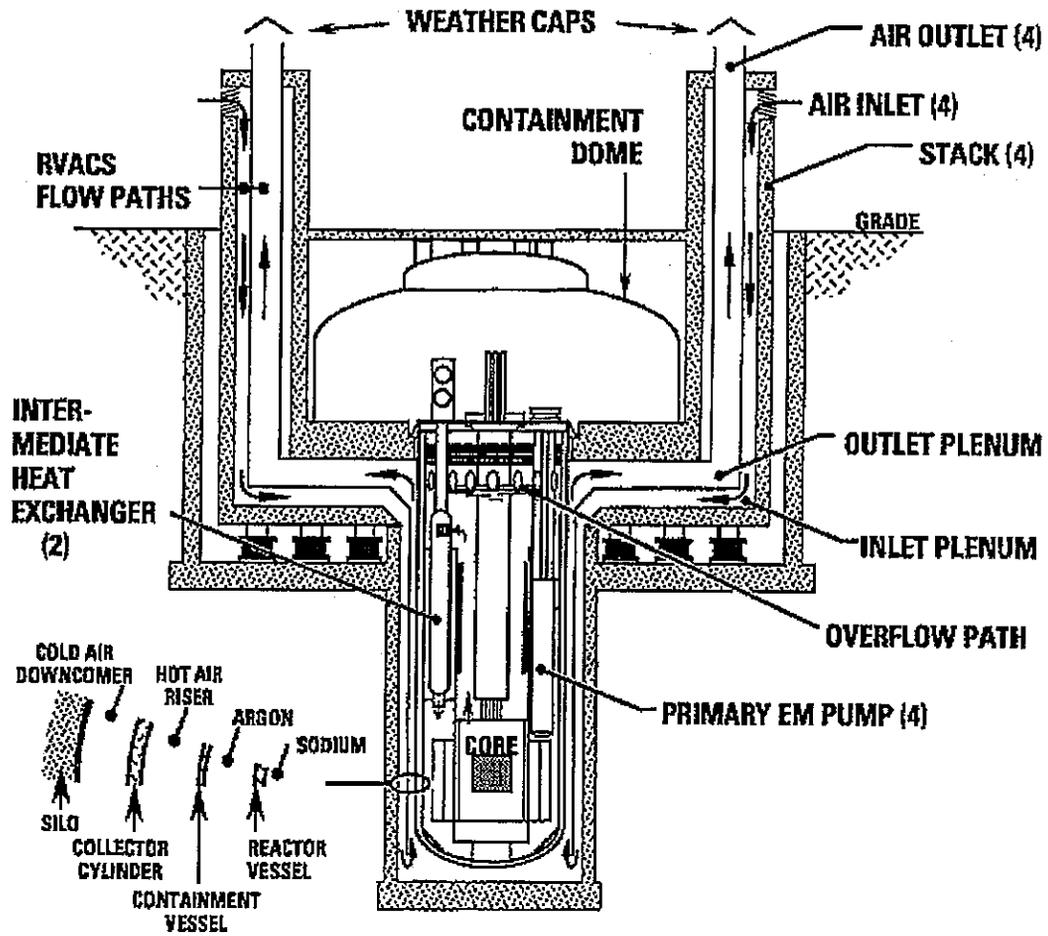


図 3.4.31 RVACS 構成²²

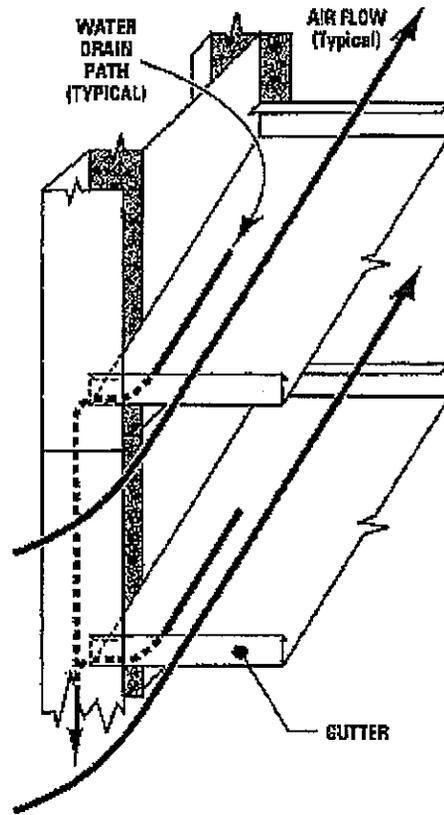


図 3.4.32 ルーバー概念図²²

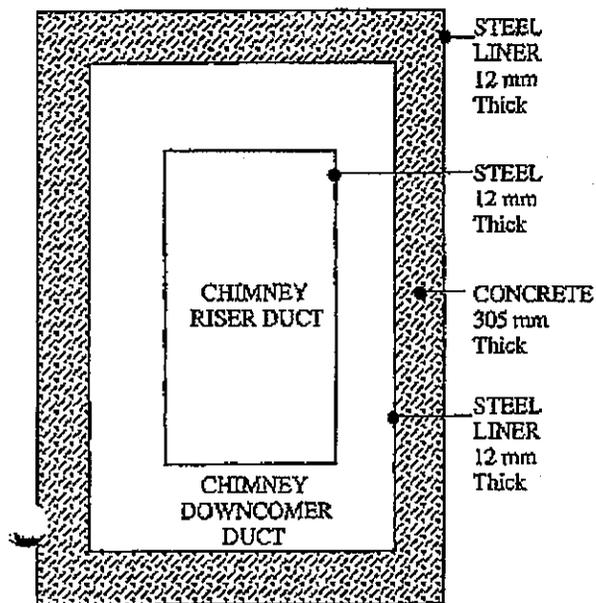


図 3.4.33 スタック断面図²²

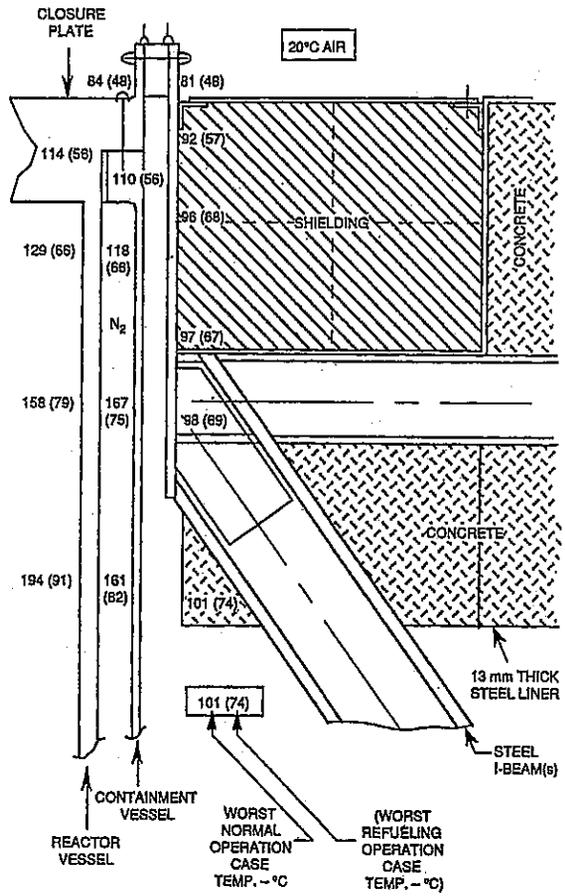


図 3.4.34 サポート部材²²

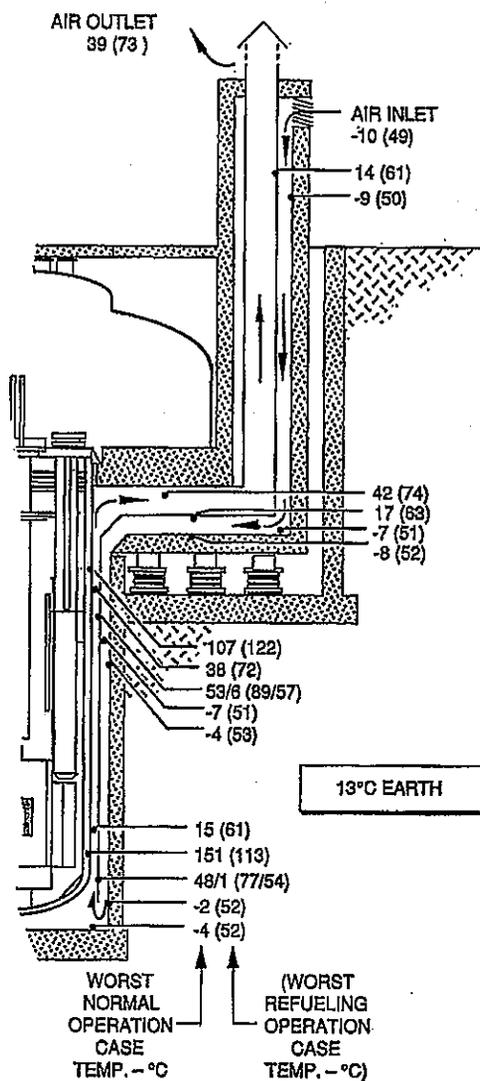
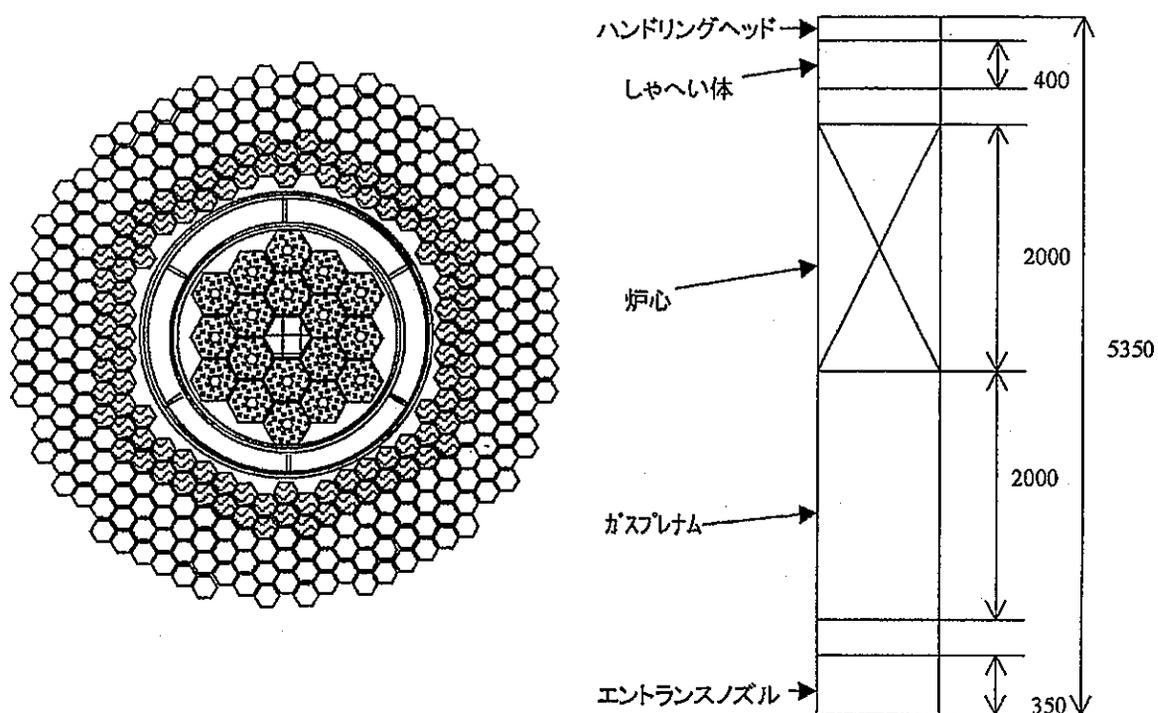
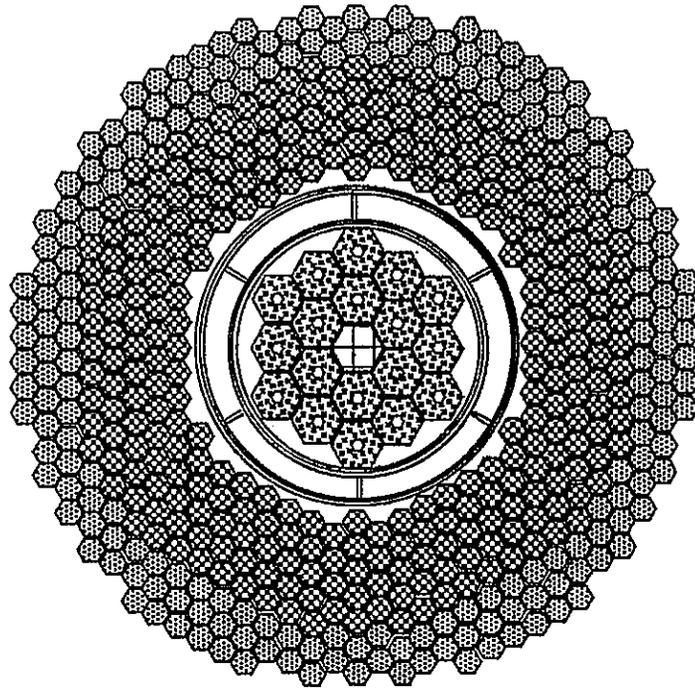


図 3.4.35 構造部材の温度分布部材²²



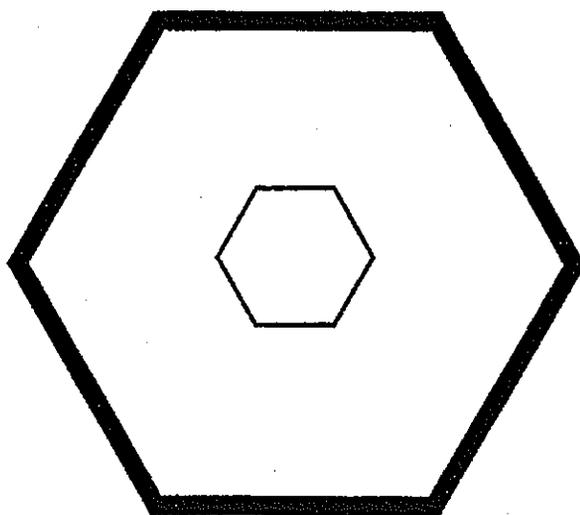
4S-BiG投入時期 内部転換比 約0.6	
炉心集合体数 (内部ダクト付き)	18体
SUSしゃへい体	102体
B4Cしゃへい体	234体
中性子吸収体	1体
反射体	6体

図 3.5.1 炉心構成 (導入期: 増殖比約0.6)



4S-BiG成熟期 増殖比 約1.2		
	炉心集合体数 (内部ダクト付き)	18体
	径方向ブランケット	288体
	高性能しゃへい体	198体
	中性子吸収体	1体
	反射体	6体

図 3.5.2 炉心構成 (成熟期 : 増殖比約 1.2)



燃料集合体仕様

燃料ピン本数	510本
ピン径	8mm
集合体配列ピッチ	262mm
外部ダクト厚さ	8mm
内部ダクト厚さ	3mm
内部ダクト等価直径	57.7mm

図 3.5.3 燃料集合体概要

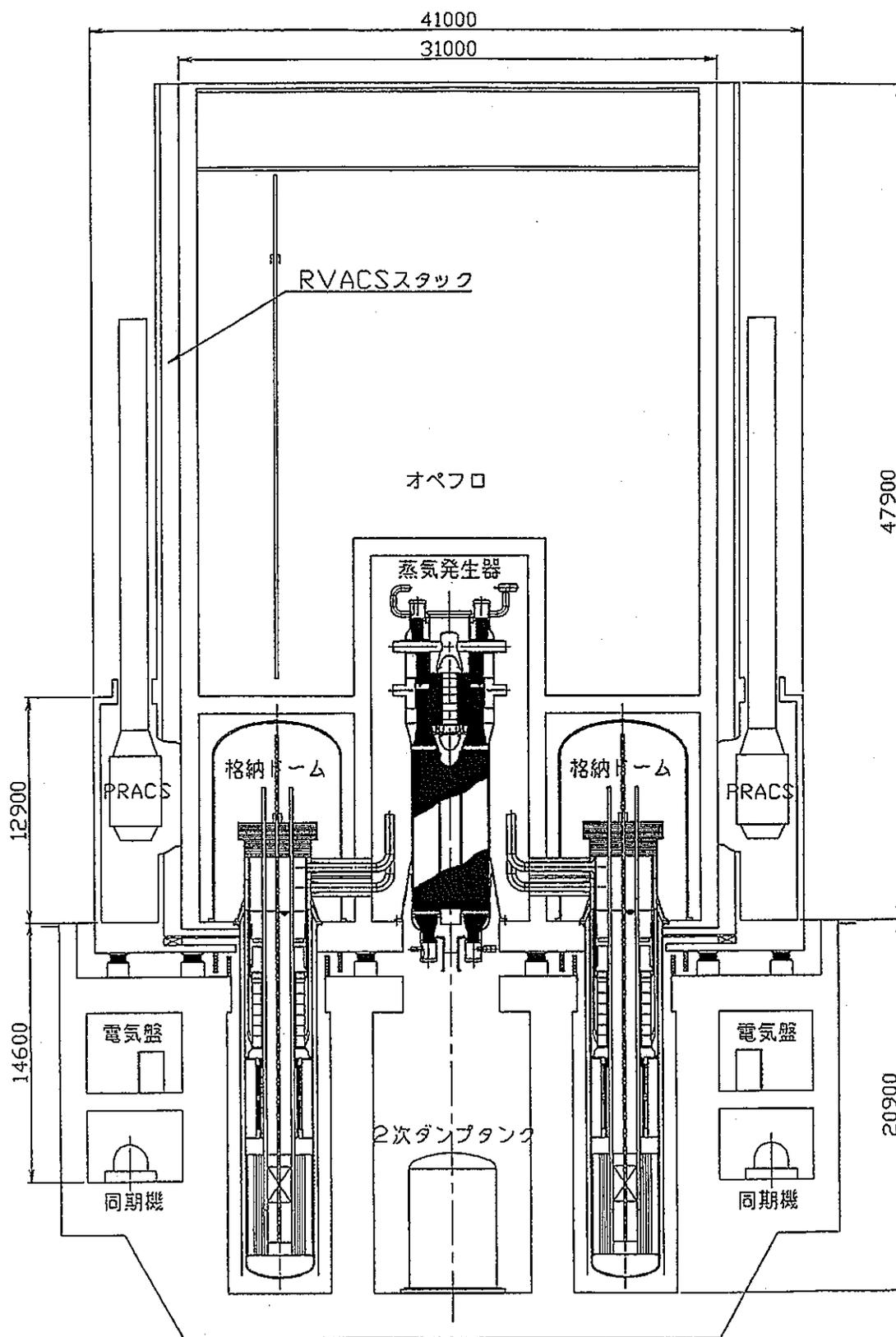


図 3.5.4 原子炉建屋断面図 (立面図)

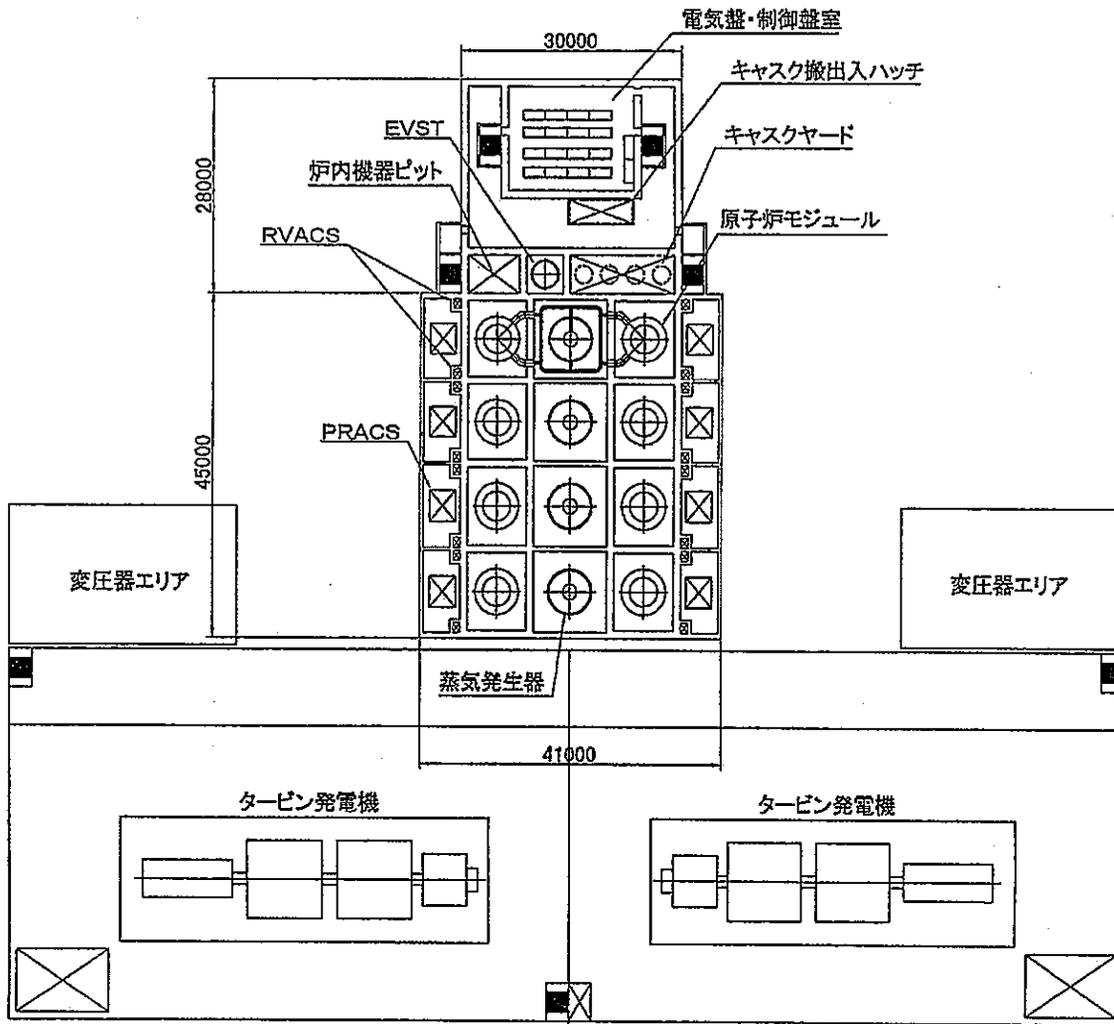


図 3.5.5 プラントプロットプラン (平面図)

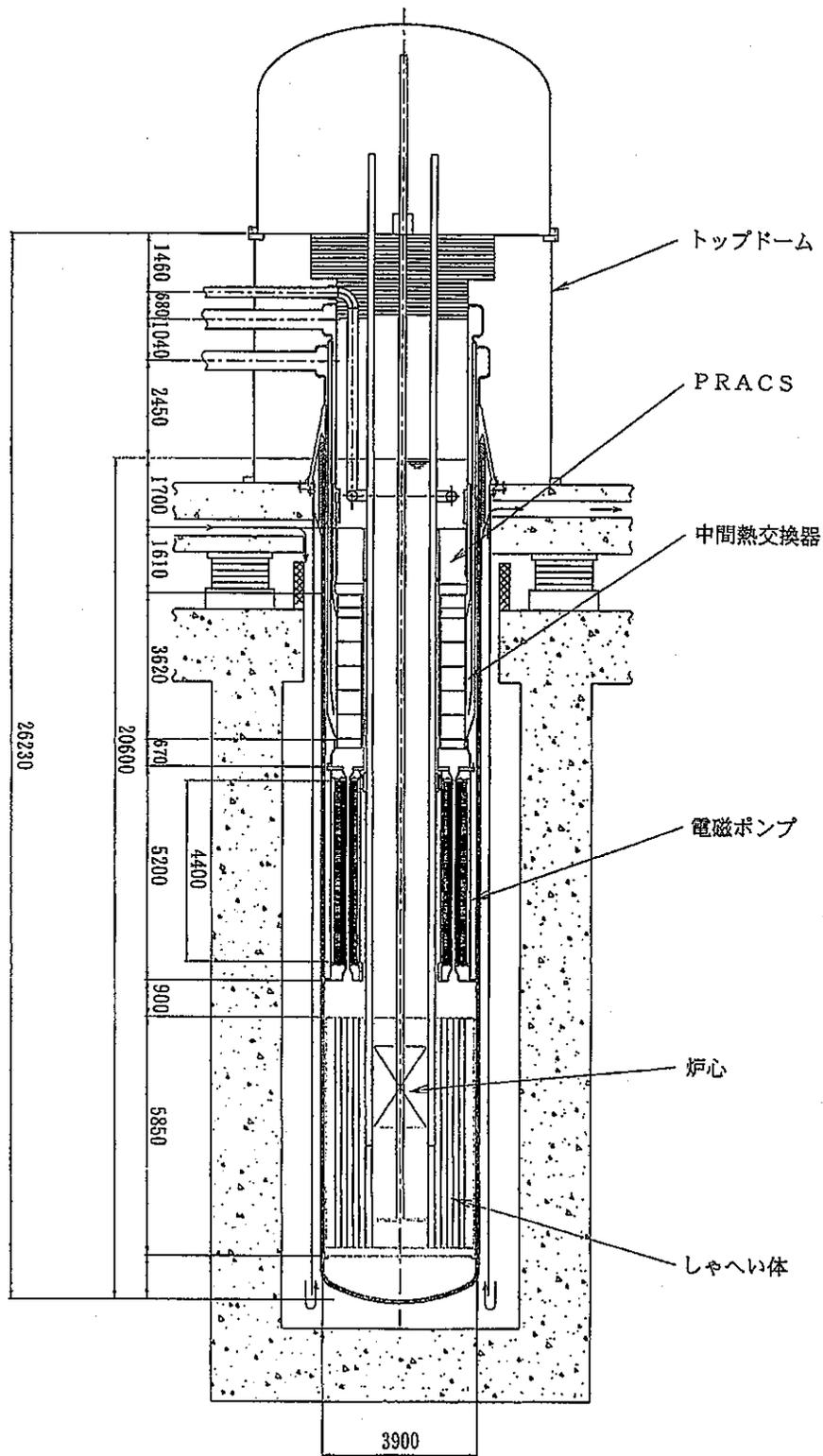


図 3.5.6 原子炉構造概念図

・格納施設:トップドーム+ガードベッセル
容積 500m³/モジュール

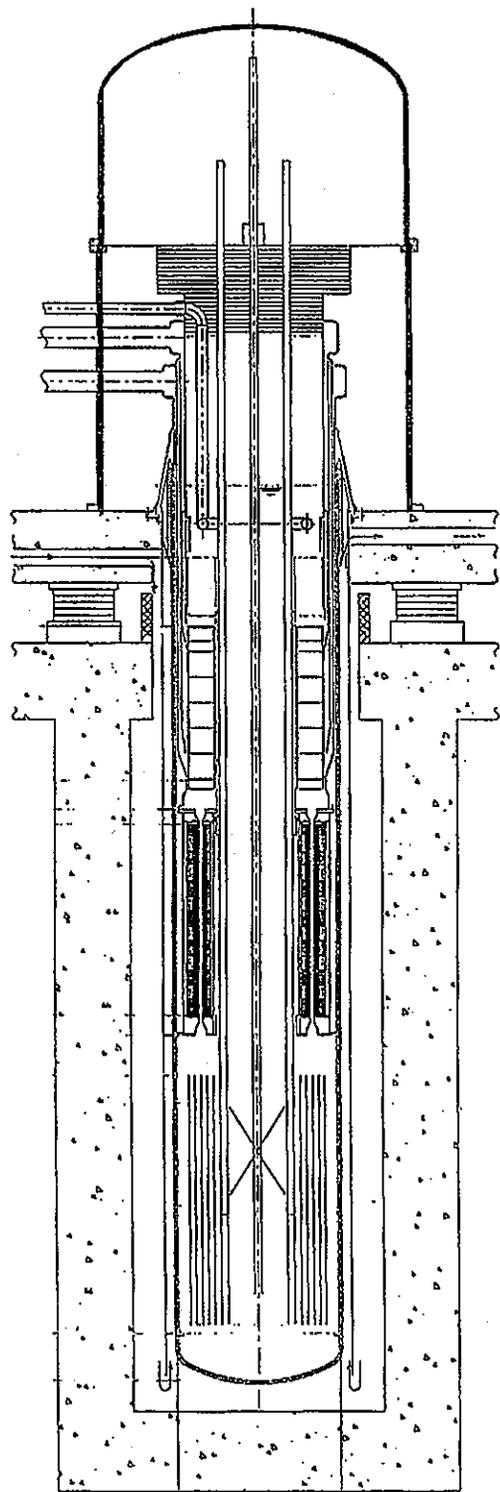


図 3.5.7 格納施設概念

- ・原子炉熱出力 : 425MWt/モジュール×8
- ・電気出力 : 200MWe/モジュール×8
- ・炉心/プラント寿命: 40年
- ・原子炉冷却材 : Na
- ・1次冷却材温度 : 550/395°C
- ・1次冷却材流量 : 8710t/h/モジュール
- ・2次冷却材温度 : 550/395°C
- ・2次冷却材流量 : 7250t/h/モジュール
- ・中間熱交換器: 縦置シェルアンドチューブ直管型(アニユラー型)
(IHX外径3.7m、伝熱管長3.6m、伝熱面積1689m²、伝熱管外径21.7mm、7260本)
- ・Na電磁ポンプ 172m³/min、3.5kg/cm²、
(外径3.5m、ステータ長4.4m)

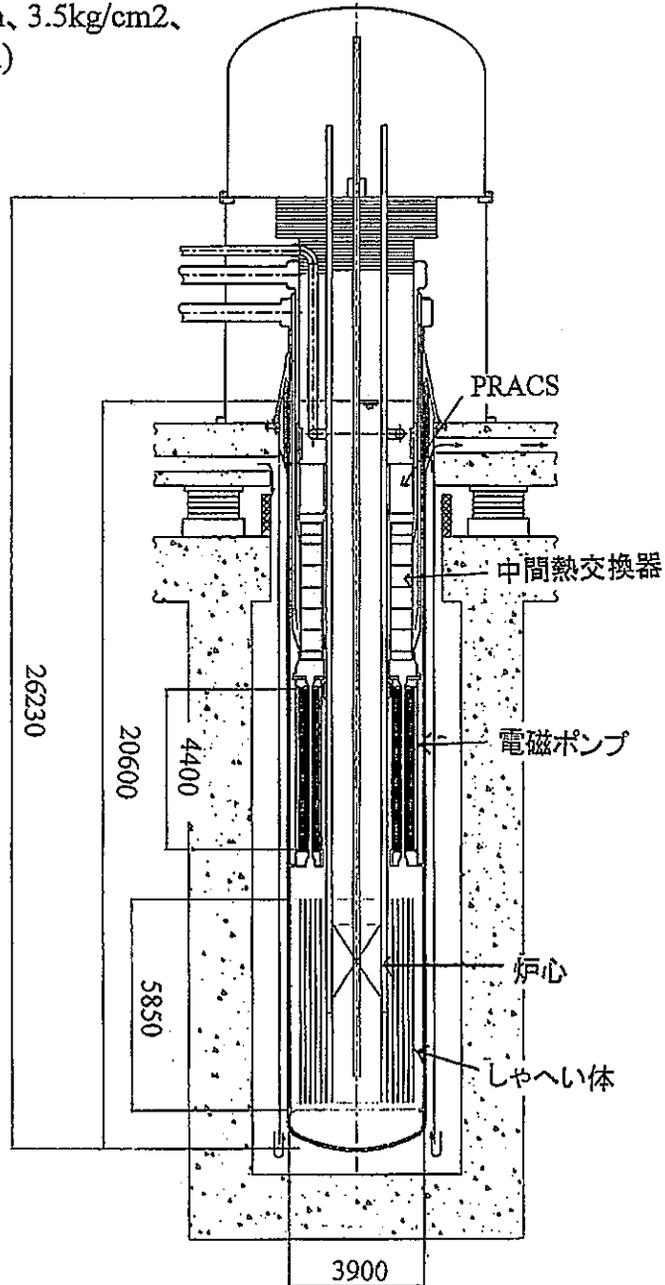


図 3.5.8 原子炉冷却系概念(1/3)

1次EMPの主要項目

形式	-	D/ALP
流体	-	Na
流量	m ³ /min	172
揚程	MPa	0.35
電源容量	kVA	6150
電力	kW	2768
ポール数	-	14
コイル数	-	168
ステータ長	m	4.4
ケーシング外径	m	3.5

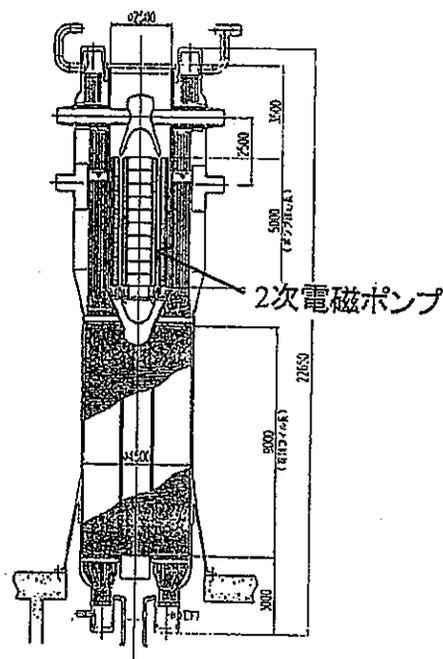
中間熱交換器主要項目

名称		縦置シェルアンドチューブ直管型	
1次側流路		管内	
基数		1/モジュール×8基	
交換熱量		475	MWt
伝熱面積		1689	m ²
伝熱管	外径	21.7	mm
	肉厚	21.7mm/1.2t	
	伝熱管長	3.6	m
	本数	7260	本
	配列ピッチ	1.25	(P/D)
定格流量	1次側	8.71E+03	kg/hr
	2次側	7.25E+03	kg/hr
定格温度	1次側入口	550	°C
	1次側出口	395	°C
	2次側入口	335	°C
	2次側出口	520	°C
	1次側圧力損失	0.059	kg/cm ²
主要寸法	外胴径	3.7	m
	内シェル径	1.98	m
	外シェル径	3.19	m

図 3.5.9 原子炉冷却系概念(2/3)

2次EMPの主要項目

形式	-	D/ALP
流体	-	Na
流量	m ³ /min	280
揚程	MPa	0.27
電源容量	kVA	6970
電力	kW	3140
ポール数	-	16
コイル数	-	192
ステータ長	m	5.0
ケーシング外径	m	2.5



SG主要項目

基数		1/2Eジュール×4基	備考
交換熱量		950 MWt	
最高使用圧力	Na/水	-/200 kg/cm ² g	
最高使用温度	Na/水	535/530 °C	
伝熱面積		4800 m ² 以下	目標20%削減
伝熱管	外径	31.8 mm	
	肉厚	3.9 mm	
	材質	12Cr 鋼	検討仕様
	伝熱有効長	9.0 m	
	本数	850 本以上	目標20%削減
	配列ピッチ	50/50 (縦/横)	
コイル層数		30	
コイル傾斜角		9.04 deg	
定格流量	Na側	1.45E+07 kg/hr	
	水側	1.27E+06 kg/hr	
定格温度	Na側入口	520 °C	
	Na側出口	335 °C	
	水側入口	240 °C	
	蒸気側出口	497 °C	
主要寸法	外胴径	4500 mm (以下)	削減目標
	高さ (据付け面下)	20650 mm	
	最内層コイル径	1300 mm	削減目標
	最外層コイル径	4300 mm (以下)	削減目標

図 3.5.10 原子炉冷却系概念(3/3)

- 燃料交換: 燃料出入機(モジュール間共用) + 炉内中継装置(モジュール間共用)
- 燃料減衰待貯蔵: 炉外燃料貯蔵方式
- 炉外燃料移送: 燃料出入機(モジュール間共用)
- 運転サイクル: 12ヶ月
- 燃料交換バッチ: 7バッチ

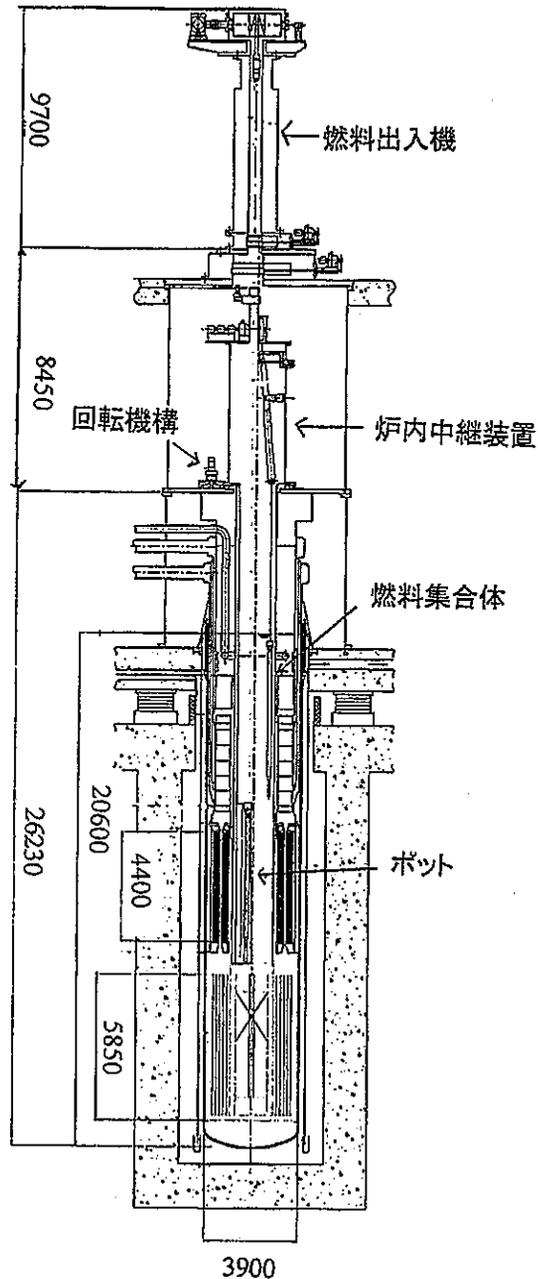


図 3.5.12 燃料取扱系概念図

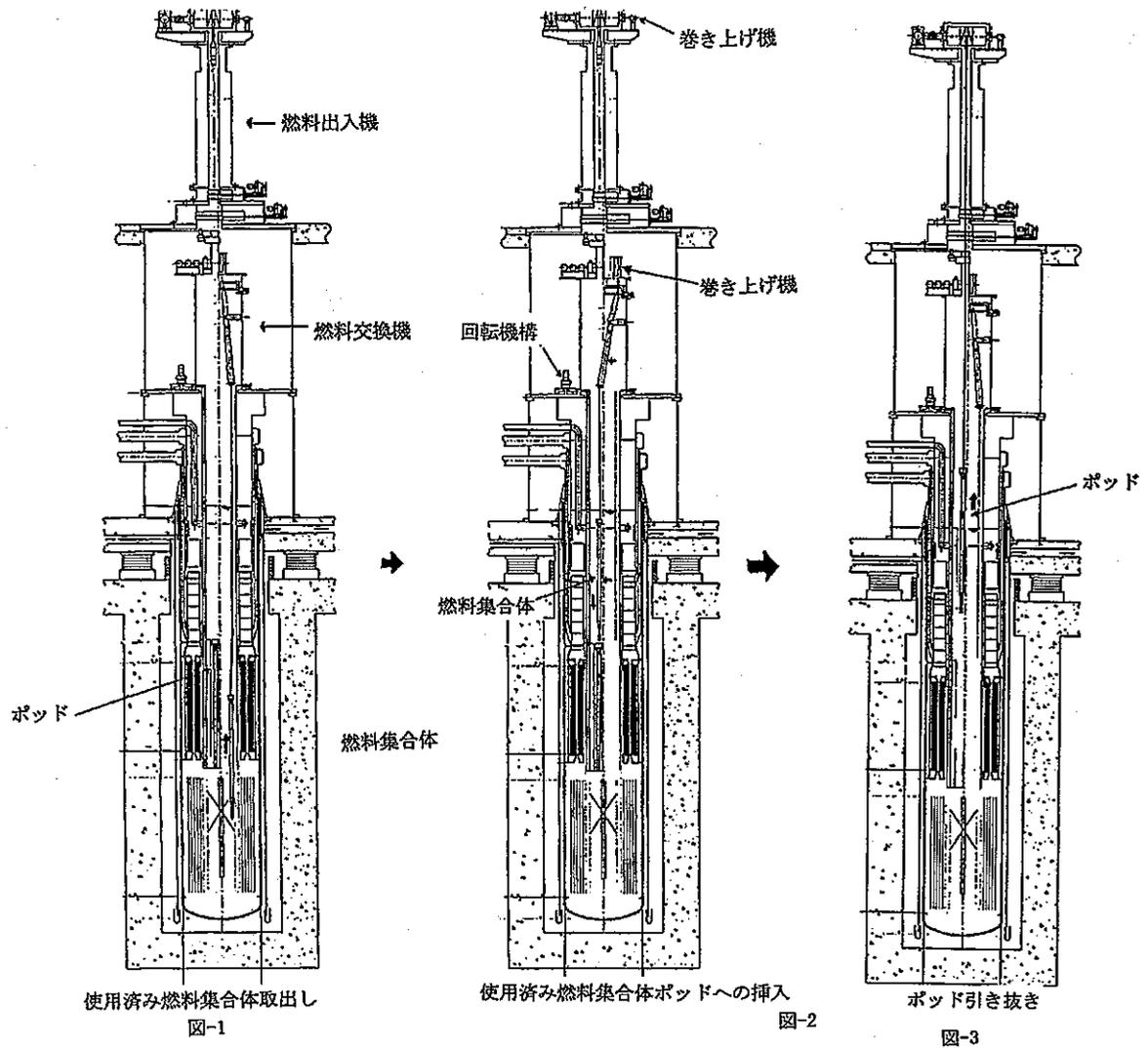
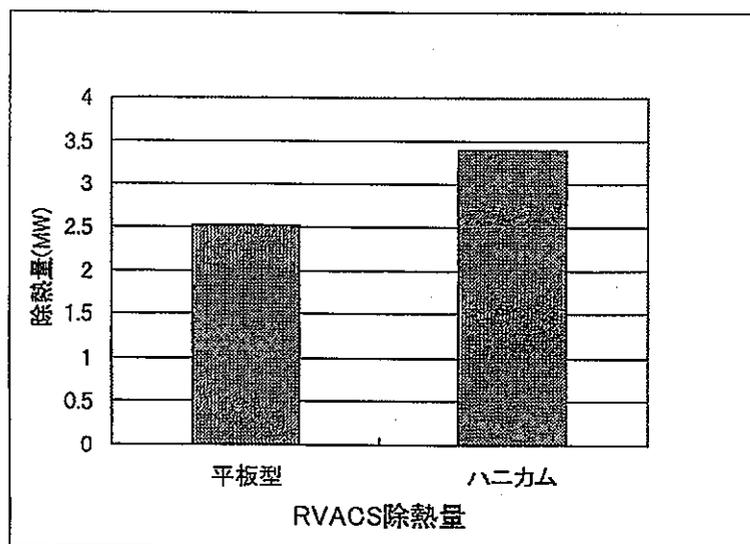


図 3.5.13 燃料交換手順

崩壊熱除去:

- ① 炉内補助熱交換器(自然循環除熱・自然通風)
- ② 原子炉容器からの放熱除去(自然通風)

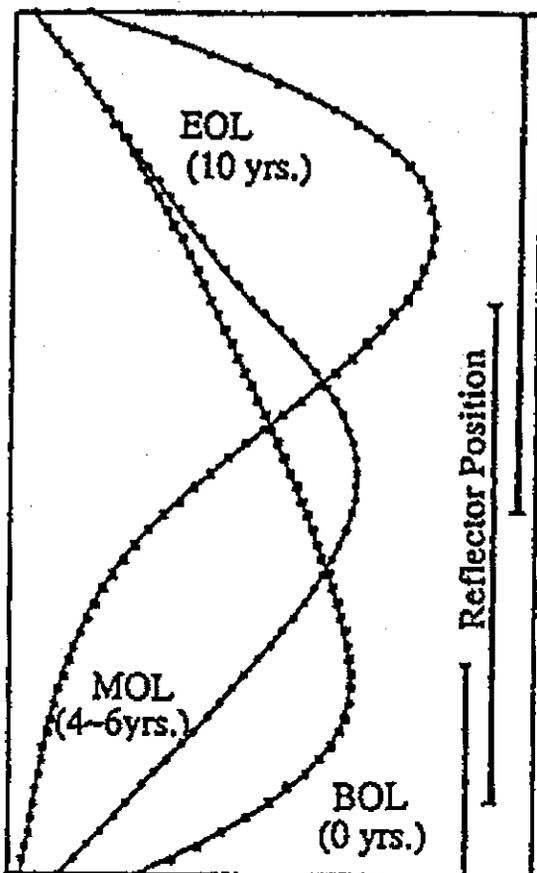


項目	単位	結果
ホットプレナム温度	°C	650
コールドプレナム温度	°C	550
空気入口温度	°C	30
空気出口温度	°C	179
アニュラス部の流速	m/s	12.2
除熱量	MW	2.52

(スタック1本、40mH)

平板及びハニカムは、RVACS ヒートコレクタの種別のことである。

図 3.5.14 RVACS による除熱

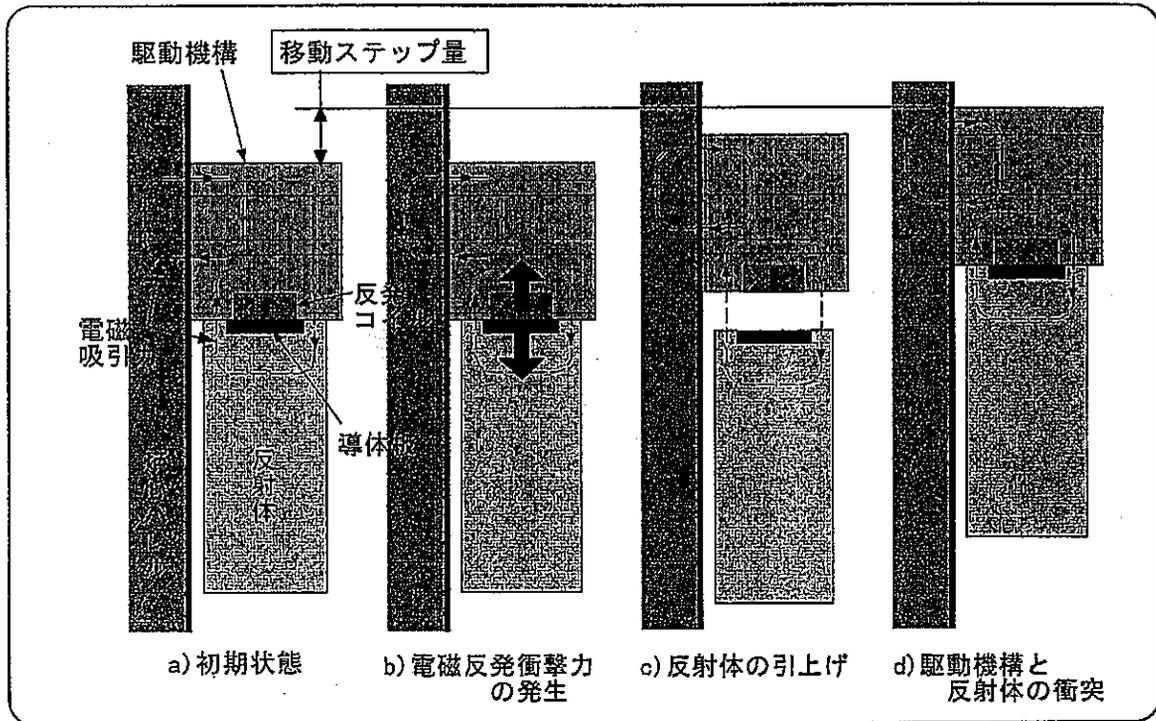


(%ΔK)

Thickness	Length	Sodium	Steel	Carbon	Beryllium
10 cm	50 cm	1.32	4.92	6.44	7.50
	100 cm	2.93	10.61	12.70	14.05
15 cm	50 cm	1.72	6.03	8.06	8.61
	100 cm	3.89	13.22	15.49	15.88
20 cm	50 cm	2.04	6.73	8.92	9.96
	100 cm	4.67	14.94	16.81	16.58

图 3.5.15 反射体制御概念^{24,25}

反射体駆動装置



反射体駆動装置概略図

外径寸法(mm)
: 500(幅) × 600(高) × 130(厚)

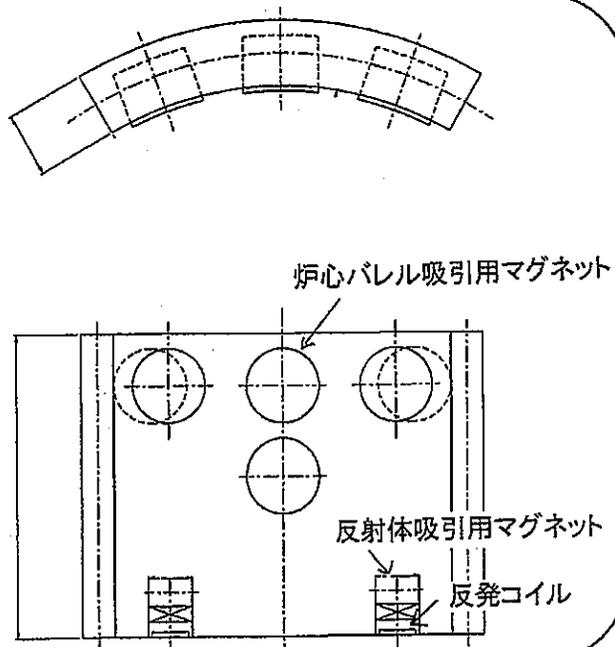


図 3.5.16 反射体制御方法

- 炉心制御: 反射体方式
- 駆動方式: 電磁反発駆動方式
- スクラム方式: 反射体落下及び中性子吸収棒挿入
- 受動炉停止システム:
 反射体: 流体力喪失→重力落下
 吸収棒: SASS

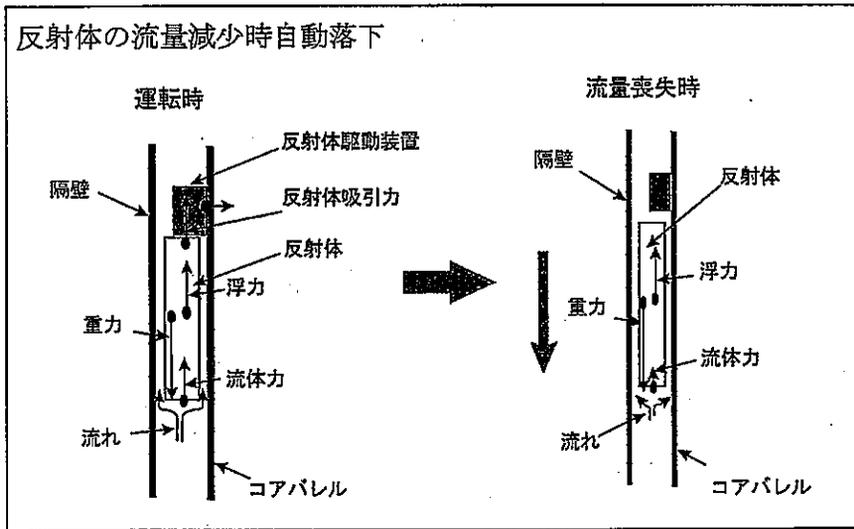


図 3.5.17 炉停止手段

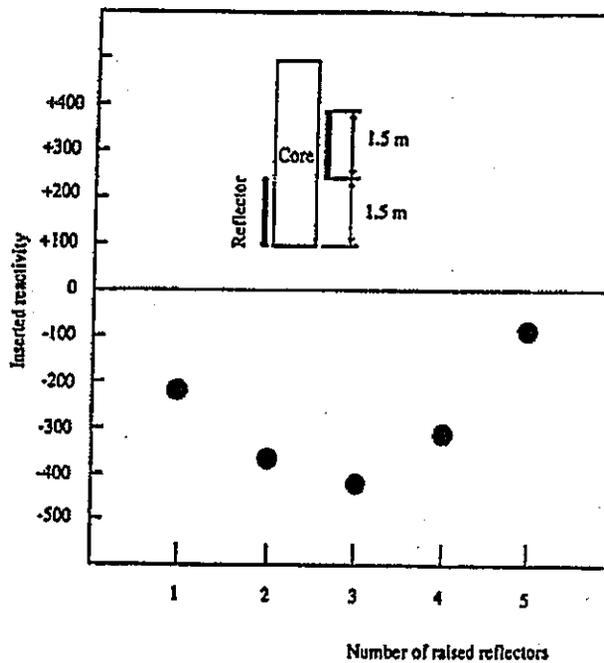


図 3.5.18²⁴ 反射体誤引き上げ

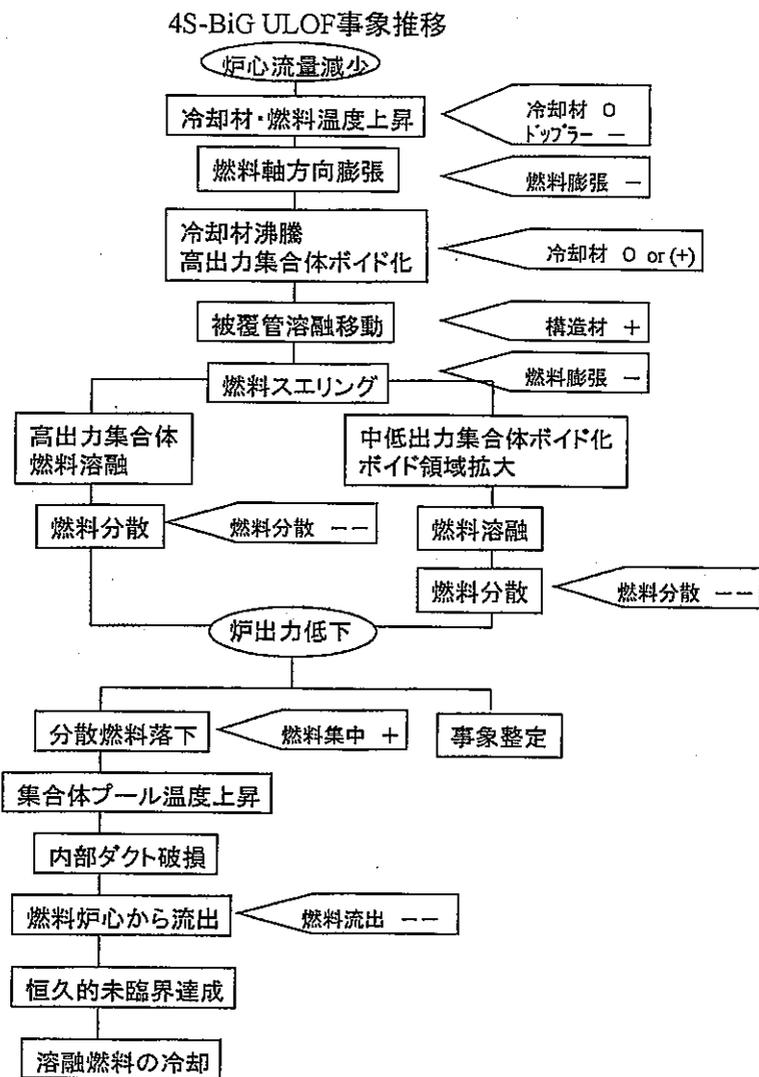
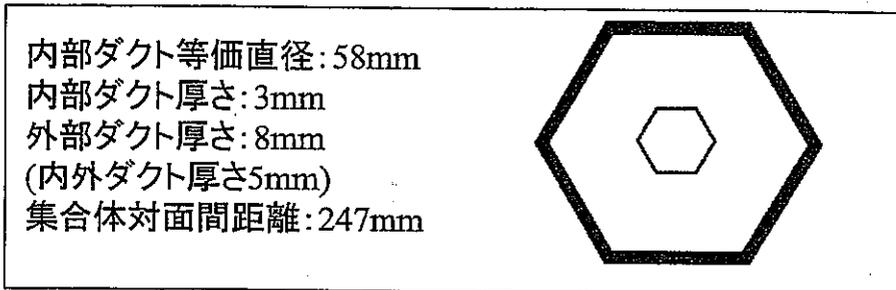


図 3.5.19 ULOF 時の事象推移

○ 全集合体に燃料排出用内部ダクトを設置し、大きな機械的なエネルギーを発生する可能性のある全炉心プールの形成を排除する。



○ 排出先での再臨界性

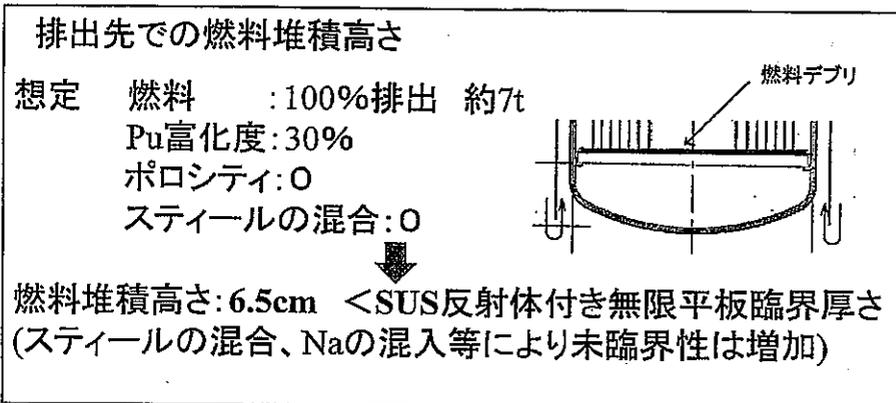


図 3.5.20 再臨界回避方策

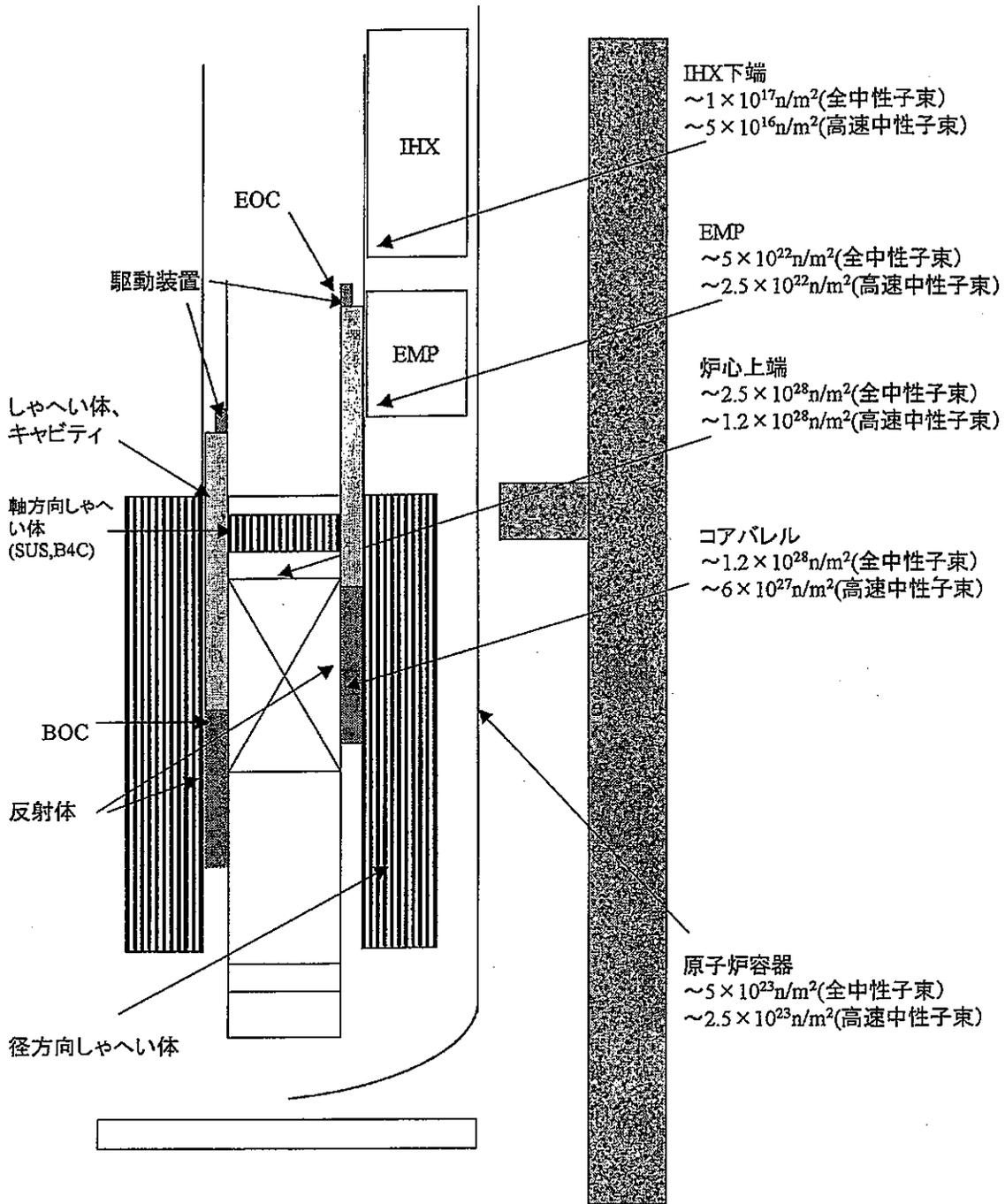
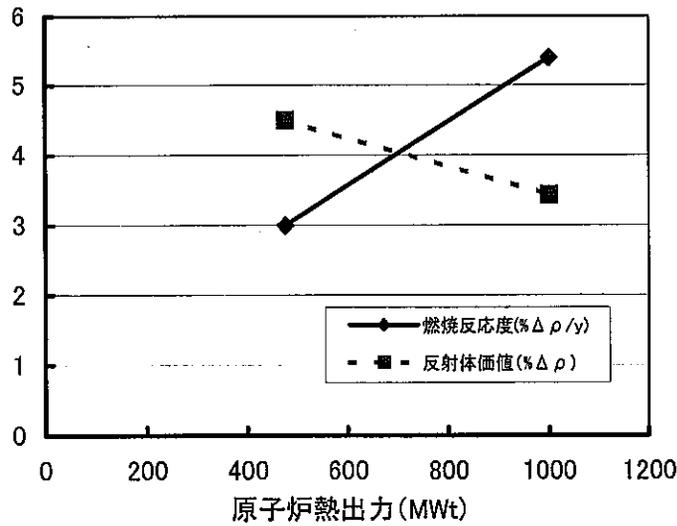
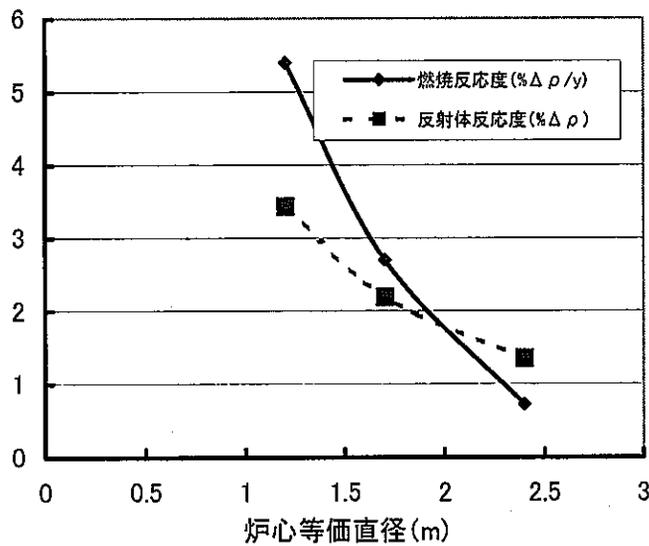


図 3.5.21 主要機器の照射量

ケース	熱出力 (MWt)	等価直径(m)	燃焼反応度 (% $\Delta\rho$ /365d)	反射体価値 (% $\Delta\rho$)
A	475	1.2	3	4.5
B	1000	1.2	5.4	3.4
C	1000	1.7	2.7	2.2
D	1000	2.4	0.72	1.2



a) 炉心等価直径1.2m条件での熱出力の検討



b) 熱出力1000MWtでの炉心等価直径の検討

図 3.5.22 4S 型出力増大の検討

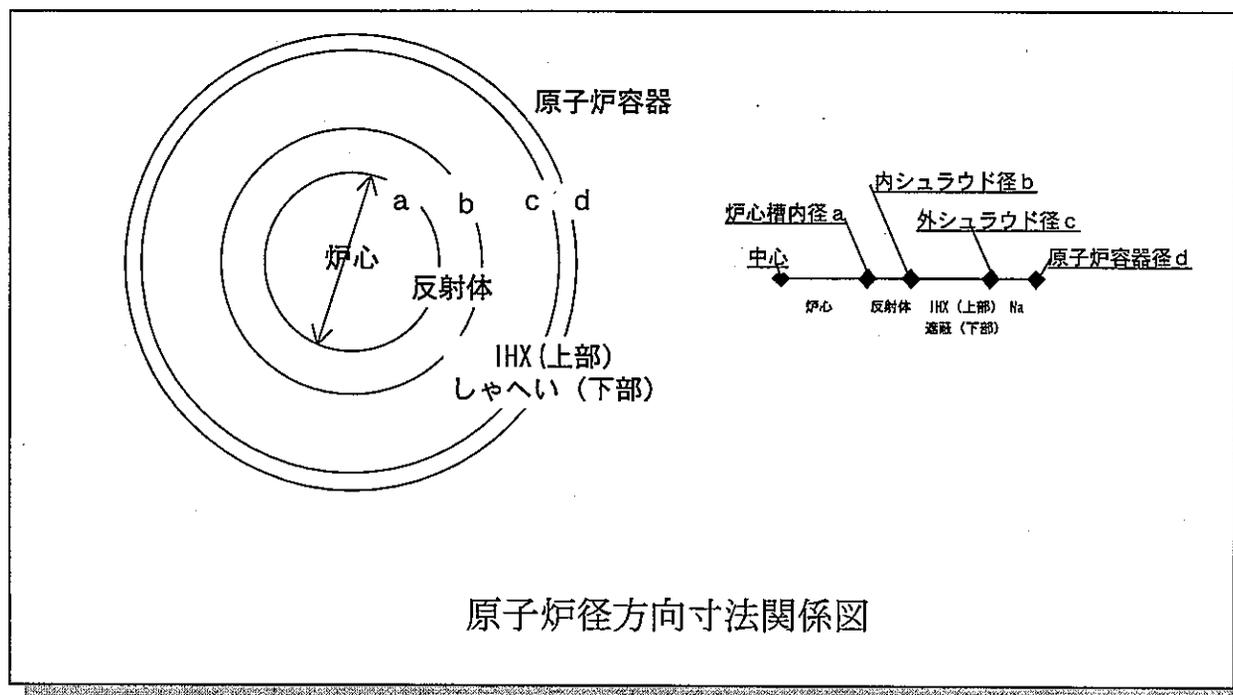
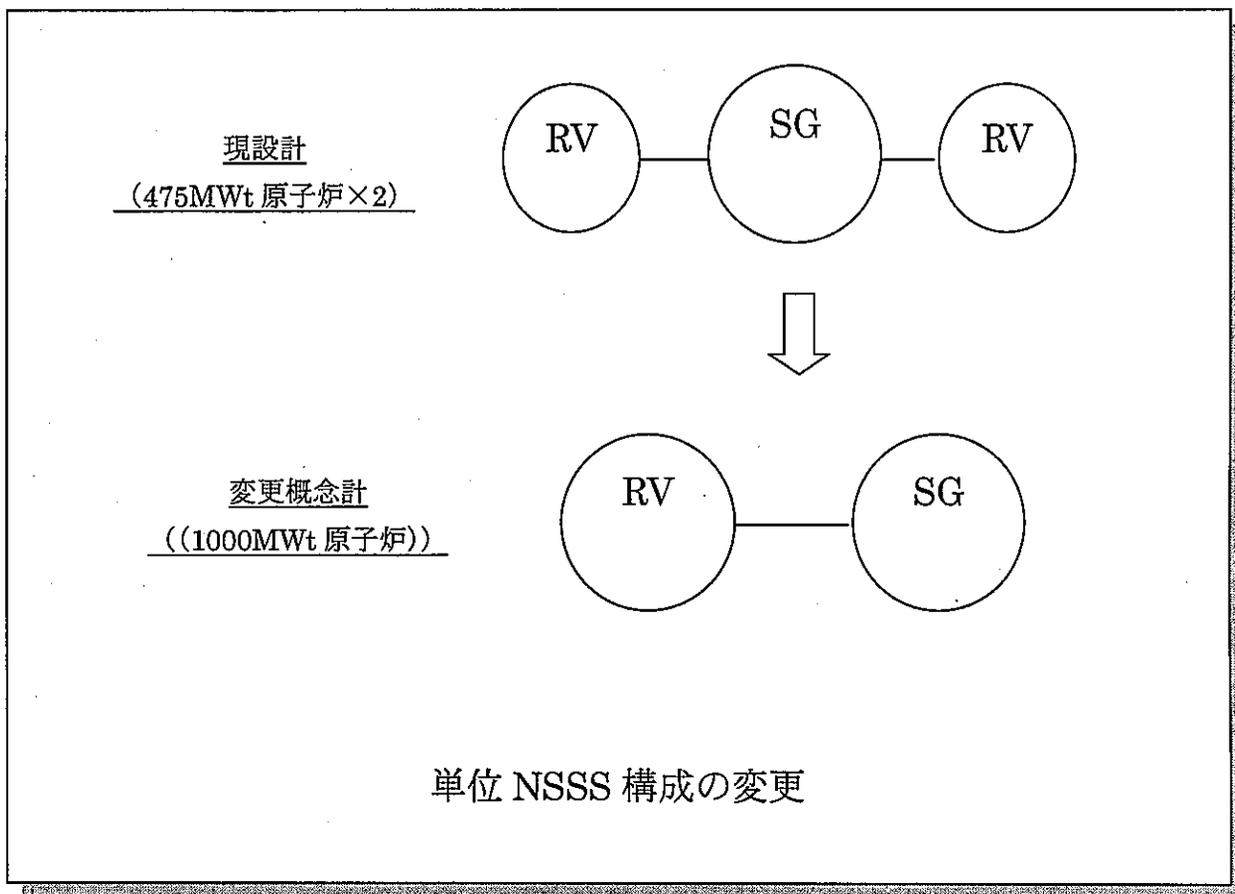


図 3.5.23 4S 炉の NSSS 構成と原子炉径方向寸法関係

ケース	炉心等価直径 [m]	電気出力 [MWe]	炉心槽内径 a [m]	内シュラウド径 b [m]	外シュラウド径 c [m]	原子炉容器径 d [m]
I	1.2	200	1.33	1.98	3.2	3.9
II	1.7	420	1.85	2.5	4.5	5.2
III	2	420	2.18	2.83	4.7	5.4
IV	2.4	420	2.58	3.23	5.0	5.7
V	2.5	420	2.7	3.35	5.1	5.8
備考				a+0.65	シュラウド断面積 =熱出力比例	c+0.7

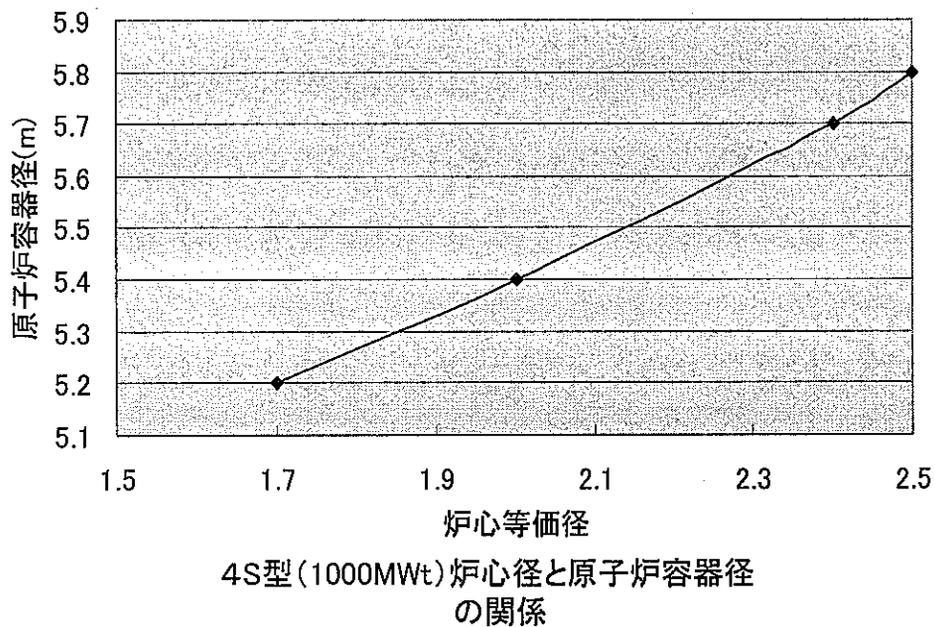


図 3.5.24 出力増加時の原子炉径方向寸法の予測

4. まとめ

電力、エネルギー供給の多様化、立地の分散化を視野にした新しい原子炉としての「多目的小型炉」に関し、そのニーズと要件の調査を行い、具体的設計例を分析し「多目的小型炉」としての高速炉の可能性を検討した。また、習熟効果の早期達成による廉価な初期建設費によって基幹電源となりうる「中型モジュール炉」に関し、具体的設計例を分析してモジュール化による経済性向上の可能性を検討した。

その結果、

(1) 多目的小型炉

- (a) 既往研究、最近の新エネルギー導入の動向、米国 NERI の提案動向及び東アジア・極東の原子力開発状況の調査結果を参考にすると、今後の小型炉の開発ニーズとして分散電源に加え海水淡水化、熱利用、コジェネ等も視野に入れる必要がある事が伺える。
- (b) 各種発電形態の発電規模と発電コストの調査の結果より、小型炉の規模を 10MWe～150MWe とすると、コジェネ、比較的大きな島嶼用、中規模都市、淡水化（ダム建設の代替え含む）及び中小規模の船舶用動力源として幅広い市場の可能性はある。コスト的には折り合わない場合は発電だけでなく熱との併給をするのが有効である。
- (c) 多目的小型炉の要件としては、固有な受動的機能を備え、燃料交換頻度を極力少なく（長寿命炉心）して保守・交換など現地工事の抜本的改善を行うことにより運転員の負担軽減をすることが求められる。燃料交換頻度を極力少なくするための長寿命炉心は、FBR の特長が活かされ、その事は海外市場を視野にすると核不拡散の観点からも重要である。
- (d) 我が国で検討されている Na 冷却の 4S 炉（50MWe）、鉛-Bi 冷却 4S 型炉（52MWe）及び He ガス冷却 PBMR 型炉（100MWe）並びに米国で検討されている NERI プロジェクトの鉛-Bi 冷却 ENHS 炉（50MWe）及び ANL からの公募概念の鉛-Bi 冷却炉（約 100MWe）について具体的設計例を分析し、小型炉としての設計要求への適合性を検討した。その結果、30 年以上の長寿命炉心概念を追求するには更なる工夫が必要であることがわかった

(2) 中型モジュール炉

- (a) 3200MWe の大型炉ツインプラントでの建設費 20 万円/kWe に匹敵競争するには、少なくとも単基出力 800MWe では初号モジュール 26 万円/kWe、400MWe では 28 万円/kWe、200MWe では 29 万円/kWe 以下とす

る必要がある。

- (b) S-PRISM と 4S 型の設計を分析した結果、受動安全性を活用した系統の簡素化により物量・コスト削減を図っているが、モジュール化が本質的にもたらす遮蔽、炉容器、熱交換器等の必須機器の増加により大型炉より物量が多くなる傾向にある。従って、大型炉と競合するには、中小型炉の特徴を活かしたさらなる斬新な簡素化のアイデアが必要と考えられる。なお、4S 型はゼロボイド炉心を指向して原子炉熱出力を 475MWt (20 万 kWe 相当) にしているが、ゼロボイド炉心の条件を外すと S-PRISM 相当の出力 (1000MWt) まで増加し、更なるスケールメリット活用の余地がある。

添付資料-1 ナトリウム冷却炉(4S)の概要及び中間評価

1. 概要説明

(1)基本概念及び着眼点

4S (Super Safe, Small and Simple) は、砂漠の緑化(発電と海水淡水化の二重目的)のための超小型FBRとして1989年頃より検討が開始されたプラント概念で、将来のFBR時代への導入プラントとして、プルトニウムを管理しやすく(燃料交換頻度の低減)、しかも増殖しない(増殖比0.7)形で利用することを本来の設計思想としている。[1-3]

具体的には、より高い安全性の追求及び経済性の向上、運転の単純さ、燃料交換を含むメンテナンスの簡素化として以下の項目をあげている。

- ① 全ボイド反応度及び全ての反応度温度係数が炉心寿命中において負
- ② 想定しうる全ての初期事象時に炉停止系不作動でも炉心損傷なし(金属燃料炉心)
- ③ 非常用電源及び動的な崩壊熱除去系に依存しない安全系
- ④ 制御棒及び制御棒駆動機構を用いない単純な燃焼制御
- ⑤ 10-30年間燃料無交換
- ⑥ 原子炉制御設備の操作が不要な負荷追従性能
- ⑦ 燃料の炉内長期管理(核不拡散性)と事故時、廃止措置時も放射性物質を完全格納
- ⑧ 原子炉機器の保守・点検作業の最小化
- ⑨ 一括工場製作による高品質確保と建設工期の短縮

なお、わが国では金属燃料の実績が少ないことを考慮して、混合酸化物燃料(MOX)を採用した炉心の場合及び燃焼特性の改善を目的として混合窒化物燃料についての検討も行われている。[4]

(2)基本仕様

4Sの基本仕様を添付表1-1に、プラント及び原子炉概念を添付図1-1及び2に示す。

(3)補足事項

(i)炉心特性及び安全性

- ① 炉心周囲の環状反射体をプラント運転中約1mm/day(10年炉心の場合)で上方へ移動させる反射体制御方式を採用している。反射体材料には、照射変形を防止するために厚さ15cmのフェライト鋼(Mod.9Cr-1Mo)を使用し、プラント寿命中交換不要としている。また、反射体の反応度値を高めるために反射体上部に1.7mの長さのキャビティ(Arガス封入)を設けている。
- ② 小型炉心で金属燃料の場合には、負の反応度温度係数という特性を活かして給水流量を増減させることで炉心入口温度を変化させて原子炉出力を制御することが可能となり、中央制御室は不要となる。
- ③ 原子炉の停止は、炉心中心に挿入される1本の中性子吸収体と炉心外側の反射体の降下による。崩壊熱除去は、原子炉内蔵崩壊熱除去コイルから除熱するPRACSの系統と、GV外側より自然通風で除熱されるRVACSの系統により行われる。

① プラント設計

- ① 1次冷却材の駆動には電磁ポンプを用いるが、設置場所は10MWe級では炉容器外とし、50MWe級では炉容器径がφ1m程度となるので炉容器内部としている。
- ② 炉心上部に直管型環状中間熱交換器を設置し、熱交換後の1次冷却材ナトリウムは原子炉容器と炉心吊り胴の間を下降し、炉心に再流入する方式としているため、従来のタンク型高速炉で必要とされた炉壁保護構造・隔壁構造・スタンドパイプが削除されている。
- ③ 2次系配管短縮及びコンパクト化のために2次系主循環ポンプも電磁ポンプを採用してヘリカルコイル型SGに内蔵させている。
- ④ 燃料交換を10(50MWe級)-30年(10MWe級)間隔としているため回転プラグは設置していない。

② 経済性

- ① 公表されているデータによれば、仏のSuper Phenix (SPX; 1200MWe)を比較対象とすると、4S(50MWe)はプラントの物量全体では約1/30、単位発電量当たりの物量でも15%程度少ないとされている。
- ② 軽水炉(1200-1300MWe級)との比較においては、初号基では約3倍の建設単価(このうち約1/2は初号基特有のエンジニアリング及び試験検査費が占める。)であるが、量産基(10基/年の割合で製造する場合)での建設単価は軽水炉と同等又はそれ以下となるとされている。

鉛ビスマス炉(4S型)との比較

比較項目	4S概念 (125MWt/50MWe)	鉛ビスマス炉(4S型)概念 (125MWt/52MWe)
原子炉停止	ゼロ又は負のポイド反応度 反射体制御	同左
崩壊熱除去	RVACS(NC)+PRACS(NC)	RVACS(NC)+SGAHRs(FC)
冷却材漏洩対策要否	2次系及びPRACS等配管有り	2次系削除で炉外配管排除
SG伝熱管破損対応	従来の大型炉同様2次系を設置	冷却材-水反応事故無し →2重管SG採用で連続漏洩監視による信頼性向上
格納施設	トップドーム+G/V	同左
1次冷却材温度	510/355℃	550/395℃
主蒸気温度/圧力	453℃/10MPa	497℃/17.5MPa
燃料交換サイクル	10年(10MWeでは30年)	30年
炉心燃料	金属燃料	混合酸化物燃料

2. 中間評価

(1) 設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する対応について、見直し及び今後の検討方針等としてまとめた結果を添付表 1-2 に示す。この「設計要求事項」は元来基幹電源向けの大型炉を前提とした項目で構成されているため、一部に「小型炉」向けでない内容もあるが、「小型炉」の取扱いに関する基本方針を含めて当該項目の見直しや修正は今後の課題である。

添付表 1-2 の中で、特に説明を要する項目及び「○」ではなく「△」や「×」と評価された項目について以下に補足する。

- ① 4 S の燃料形態については金属燃料が基本であり、MOX燃料ではその特徴であるゼロボイド炉心や長寿命炉心の達成が困難となる。したがって、評価対象原子炉概念としては金属燃料炉心を前提とした。[1]
- ② 使用済燃料貯蔵プール（4 炉心分）については、必要ならば増設すれば対応可能であるが、燃料交換頻度の少ない小型炉ではサイト貯蔵はしないのが一般的である。4 S でも 10 年毎の燃料交換に際しては現地貯蔵せずに輸送キャスクで搬出することになっている。[5]
- ③ 60 年程度の寿命延長の目的は経済性向上にあるので、部品や設備の新規交換が大型炉より容易な小型炉においては、寿命延長と交換の双方について最も経済的な条件を探ることになる。
- ④ 発電単価 5 円/kWh 程度とする条件も遠隔地立地の基幹電源を想定した目標値であり、需要地近接を目標とする小型炉については別途適切な目標値を設定する必要がある。建設費、燃焼度や炉心出口温度（熱効率）についても同様である。特に熱供給を考慮する場合には、発電と熱供給の需要の割合に柔軟に対応できればよく、熱効率の向上は用途によっては必須ではない。
- ⑤ 増殖比、MA 及び FP の燃焼特性向上は小型炉の受動安全性を弱める傾向の要求項目であり、燃焼特性向上の要否とその目標値については大型炉とは別に設定する必要がある。

上述の内容は、金属燃料に関する事項を除けば 4 S だけの問題ではなく広く小型炉全般に対する問題であり、小型炉検討の出発点として別途検討が必要である。

(2) 中間評価結果

(i) 経済性

経済性の指標となる「物量（設備及び建物）」「工期」「効率」について、文献で公表されている内容は次の通りである。

原子炉及び冷却系の物量（計 224ton；50MWe の場合）[6]

- ・原子炉容器；35ton
- ・安全容器；33ton

- ・炉内構造物；21ton
- ・炉上部プラグ；10ton
- ・炉内遮蔽体；68ton
- ・中間熱交換器；45ton
- ・1次主循環ポンプ；13ton

総重量 224ton(4.4ton/kWe)

なお、最近の文献[1]では大型炉の代表としての Super Phenix(S P X；1240MWe)の総重量 6,810ton (5.7ton/MWe) に対して4 Sの総重量は 241ton (4.8ton/MWe) で上記の値より若干増加しているが、それでもS P Xより約15%少ない値が報告(内訳は不明)されている。

原子炉建屋容積

$26\text{m} \times 16\text{m}([5]) \times \text{約} 35\text{m}$ (参考文献[6]より推定) = 約 1.5 万 m^3
(50MWe モジュール1基分)

この大きさは、ABWR (1,356MWe；20.8 万 m^3 /柏崎6号機)の約1/14、本実用化調査研究において検討中の1,500MWe級Na冷却大型炉の約1/10であり、出力が約1/30であることを考えると建物に関しては単位発電量当たりの容積は相対的に大きくなっている。ただし、建屋免震については3次元免震だけでなく水平免震も不要(主要機器の振れ止めのみ)ということで仕様は大幅に緩和されている。

建設工期

4 Sの建設工期について直接の検討結果は公表されていないが、40 万 kWe 級免震モジュール炉(原子炉建屋 $35\text{m} \times 25\text{m} \times \text{約} 43\text{m}$)の検討事例[9]では、基礎版工事から運転開始まで24.5ヶ月と評価されていることから、物量的に半分以下の4 Sはこの工期よりさらに短いと考えられる。

なお、モジュール化によりここまで現地工事期間が短縮されてくると、4 Sだけでなく他の小型炉や大型炉にも共通の課題であるが、モジュール化できない現地試験の短縮化の重要性が増すこととなる。

所内負荷率

不明

プラント稼働率

定検の条件(単独又は複数モジュール構成等)に依存する。特に10年毎の燃料交換においては、炉停止後3ヶ月経過してからの開始という条件[5]が課せられるため、稼働率90%とするためには9年間での定検月数を1ヶ月/年とすれば合計9ヶ月であり、10年めの定検及び燃交は3ヶ月で終了する必要がある、燃交の実質的な時間がない。これを、仮に2ヶ月/2年とすれば9年間では合計8ヶ月となり、10年めの定検及び

燃交は4ヶ月を確保することができる。すなわち最後の1ヶ月で燃交と後始末をすることになるが、回転プラグがないので他の方法（例えば“Rapid” [10]のようなホットセル方式による全炉心一括交換）を具体化する必要がある。

建設単価を推定

S P Xの建設単価は1986年の完成時点において仏国のPWRに比べて約2.5倍であった[11]ことを前提とすると、発電量当たりの物量で15%程度少なく、建設工期もS P Xの8年（1977-85年）に対して2年程度の4 Sでは、

- ・建設工期が1/4と短く建設中利子及びエスカレーション（仏国では合計で26%程度）も1/4となる間接的な効果を考慮した場合：

$$2.5 \times (1 - 3/4 \times 0.26) = 2.0$$

- ・物量が15%少ないことによる直接的な効果を考慮した場合：

$$2.0 \times 0.85 = 1.7$$

となる。（日本ではエスカレーションが各項目に割り振られ、コスト全体に占める割合が不明なため、ここではエスカレーションが明確になっている仏国の場合を参照することとした。なお、発電コストの国際比較（1981年のUNIPEDによる調査）では、設計標準化の進んでいる仏国の軽水炉建設費は日本より約25%安いとのこと。[12]）

次に小型モジュール炉の特長である量産効果を考慮すると、参考文献[6]ではこの効果を10基/年で10年継続して製造すると仮定して約30%になる（70%減）と報告されている。この仮定の妥当性については判断する材料がないが、一般的に習熟効果（設計標準化や工期短縮等）としては10%程度の削減は大型炉でも見込め[13]、モジュール化の場合にはさらに10-20%程度は見込めると仮定すると、前述の「1.7」は「1.2-1.4」程度の値まで下がることになる。ここで、比較対象とした仏国の軽水炉建設費が日本より約25%安いことを前提とすると、我が国での原子力発電所の建設単価約31万円/kWe（1992年度耐用年発電原価試算）から

$$31 \text{ 万円/kWe} \times 0.75 \times 1.2 \sim 1.4 = 27.9 \sim 32.6 \text{ 万円/kWe}$$

が得られる。（1983年度の発電原価試算では約30万円/kWeであるが、数値的には大きな差異はない。）この中間値をとれば、

- ・建設費（50MWe）：約30万円/kWe

となり、参考文献[14]で調査された結果と一致する。この値は本調査研究の目標値には及ばないが、現状の大型軽水炉の経済性と同程度である。

したがって、この値を前提とした次の発電コスト（参考文献[14]も上記の仮定のうでで一応裏付けられると考えることができる。

- ・発電コスト（耐用年数平均；NOAK）：約7.7円/kWh

（評価条件は、金利5%、耐用年数30年、廃炉費を含まない。耐用年数を通常の16年とすると数値は若干大きくなる。）

内訳 燃料費 : 3.3円/kWh(ANLの実用化以前の評価値)

建設費 : 2.5円/kWh

運転補修：1.6 円/kWh

関連費：0.2 円/kWh

- ・開発費は、小型炉の場合特に実証炉の建設費（総額）が大型炉に比して小さい。

(ii)構造健全性（含耐震性）

原子炉容器内径はφ2.5mで、原子炉出口温度も「常陽」と「もんじゅ」の中間の510℃であり耐震性や熱過渡に対する裕度は大きく、構造強度上の課題は長尺炉心に関する部位である。

構造設計の特徴

- ・水平方向の耐震性は、大型炉に比べ容易に免震装置で対応可能。上下方向は容器径が小さく基本的に強い。
- ・工場一括製作により高品質が確保できる。

主要機器の構造健全性

- ・寿命10年の炉心では平均燃焼度は比較的低く(4.5万MWd/t)燃料健全性の問題は特に無いとされているが、万一の燃料破損に対する対応方針（検知、位置の同定、対策）について考え方を明確にする必要がある。
- ・長尺燃料であるガスエリング歪み、クリープ歪みとも小さく、燃料交換時の変形は問題ないと評価されている。しかし、金属燃料の照射データは少なく、特に長尺燃料については皆無のため今後詳細に検討すべき課題である。
- ・炉心バレル、反射体、反射体ガイド等の炉内構造物は中性子照射量が多く、フェライト鋼(Mod.9Cr-1Mo)を使用することとしているが、使用条件（温度、照射量）での適合性や裕度について実験データの蓄積が必要である。なお炉容器は厚さ60cmのMod.9Cr-1Mo鋼遮蔽体で保護し、照射量は30年で 10^{19} nvtに抑えられるのでステンレス鋼が使用される。
- ・炉心上方の電磁ポンプ及びIHX（2次Naの放射化低減）については、60cmの B_4C 遮蔽体を設置し、制限値 10^{16} 及び 10^4 nvt以内に抑えられている。[15]

(iii)安全性

安全設計の特徴

「止める」「冷やす」「閉じ込める」ことに対して固有の受動的な機能で対応できる工夫をしている。

- ・受動安全性等は金属燃料としての特性を利用(ATWS事象等)している。
- ・自然循環、自然通風を活用した崩壊熱除去系により非常用電源容量は、大幅に低減されている。
- ・自然通風冷却により原子炉系統の補機冷却系を削除している。
- ・炉容器貫通部が少なく異常時、事故時の放射性物質格納性を高めている。
- ・放射性物質内包量が小さい。

原子炉停止系

- ・独立2系統の炉停止系（反射体制御及び安全棒）を設置している。
- ・制御棒系がないので「制御棒誤引抜き」事象の発生がない。

崩壊熱除去系

- ・PRACS+RVACSとしている。
- ・炉停止後の1次系ポンプモータを削除

格納系

- ・下部はG/V、上部はトップドームを格納系としている。G/Vとの兼用については、その許認可性について今後の検討課題である。

再臨界回避方策

- ・反射体駆動燃焼制御で、反射体誤引抜きによる出力上昇はない。（単独引抜きは負の反応度が挿入される。）
- ・起動時反射体誤引抜き（最大反応度挿入）でも反応度は1 \$以下となる。
ただし金属燃料以外では未検討である。
- ・長尺金属燃料炉心のため、MOX炉心の場合の溶融燃料排出用既存方策概念の金属燃料への適合性あるいは代替策の必要性についての検討が今後の課題となる。

(iv)製作建設性

製作性

- ・簡素な原子炉構造（炉壁構造・炉内計装・回転プラグ削除、炉内配管削除、カバーガス封入構造・制御棒駆動機構を削除）としている。
- ・原子炉系統は工場で組み立てて輸送する。
- ・2次系もパッケージを工場で組み立てて輸送する。
- ・複数モジュール併設の場合には施設の共用化（燃取設備など）による物量削減効果で製作建設性を向上させる。

検査性

- ・主要系統のモジュール構成による設計標準化と工場一括製作により検査内容の標準化、自動化が達成でき高品質の確保が容易となる。

据付性

- ・設計標準化によるモジュール構成と工場一括製作、現地搬入により現地組立て工事量・工期の低減・短縮をはかることとしている。

現地試験性

- ・モジュール化、設計標準化と給水流量による出力制御方式のため中央制御室が不要（タービン制御室内で自動制御）となることから、現地試験内容も簡素化される。

(V) 運転・保守補修性

運転の容易性

- ・原子炉制御設備の操作が不要な負荷追従運転が可能となる。
- ・事故時に受動的なシステムを利用し、運転員の負担を軽減している。
- ・複数モジュール併設の場合は、発電をしながら故障モジュール単体を停止して保守補修可能なため設備稼働率を向上できるとしている。
- ・複雑な動的設備を極力排除し静的設備を採用することで保守・点検作業量を低減している。

ISI

- ・簡素な原子炉構造（炉壁構造・炉内配管・回転プラグ削除等）でISI対象設備を削減している。
- ・カバーガス系を封入構造としているため、燃料破損検知、位置の同定及び対策についての対応策を検討する必要がある。

漏洩検出性

- ・特有の課題は不明

漏洩位置の同定と補修性

- ・特有の課題は不明

(3) 炉型特有の開発課題

(i) 新技術、新概念についての課題

既存の大型炉では採用されていない次の新技術、新概念が課題となる。

- ・電磁反発力を用いた反射体駆動機構
- ・炉心バレル等の高照射場での高クロム鋼（Mod.9Cr-1Mo）の採用
- ・給水流量による出力制御
- ・径方向膨張反応度予測精度向上
- ・回転プラグを用いない燃料交換方法

(ii) 概念の成立性を左右する重要な課題

- ・長尺金属燃料の成立性（再臨界回避方策の適合性の検討を含む）

- ・崩壊熱除去系(RVACS)の成立性
- ・Na 浸積型電磁ポンプの1次系への適用成立性

(iii)開発の容易性

- ・基本的に実規模の試作・試験が可能であり、大型炉で必要となるスケール試験は最小限にできる可能性あり
- ・大型炉に比べて実証炉の建設費が少なく済む
- ・大型炉との共通課題も多い

参考文献

- (1)服部禎男,超安全単純炉の意義と設計概要,原子力 eye 第 44 巻第 10 号 p.28,1998
- (2)Hattori,S. and Handa,N., Use of Super-Safe ,Small and simple LMRs to Create Green Belts in Desertification Areas, Trans. ANS vol.60 p.437,1989
- (3)服部禎男,超安全を目指す超小型高速炉,エネルギー第 24 巻第 1 号 p.31,1991
- (4)宇都成昭、早船浩樹、若林利男,小型炉の標準化に関する研究—(1)開発の進め方及び混合酸化物燃料小型高速炉の設計研究—,PNC TN1410 98-007,1998
- (5)Hattori,S. and Minato,A., Human welfare by nuclear desalination using super-safe, small and simple reactors (4S), Desalination vol.99 p.345,1994
- (6)Hattori,S. and Minato,A., A Large Modular LMR Power Station which Meets Current Requirements, ICONE-3 Kyoto Japan ,1995
- (7)An,S. and Minato,A., Study on the Application of Nuclear Energy to Human Welfare and Safety —4S(Super safe, small and Simple)LMR—, NE'93,Nizhni Novgorod Russia, June 28-July2,1993
- (8)Ueda,N., Minato,A., Handa,N. and Hattori,S., Super safe, small and Simple Reactor for the Global Energy Demand, Proc. Of Int. Conf. On Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Kyoto , Nov.1991
- (9)中大路道彦、重藤武史、高橋範明、坂野耿介,小型モジュラ型高速増殖炉の技術課題の調査研究,日本機械学会[No.890-60]シンポジウム講演論文集 p.215('89.11.9-10,東京「動力・エネルギー技術の最前線 Part II —21 世紀への飛躍」)
- (10)神戸 満、植田伸幸、魚谷正樹,燃料一体炉心方式超小型安全炉 (RAPID概念) の技術的成立性,電力中央研究所報告 T92080,1993
- (11)鈴木岑二,原子力発電の経済性,浅田忠一他監修新版原子力ハンドブック第IV編 3 章,オーム社,1989
- (12)懇談会主査深海博明,原子力発電高度化懇談会報告書,日本原子力情報センター, 1983
- (13)服部禎男、湊章男、飯田式彦、橋詰健一,高速炉による砂漠の緑化と地球再生,日本原子力学会誌 vol.33,No.4,p.302,1991
- (14)早船浩樹他,実用化戦略調査研究 (FBRプラント) —平成 10 年度予備調査結果要約の取りまとめ— (調査報告書) ,JNC TN9420 99-004,1999
- (15)Hattori,S. and Minato,A., The Super Safe, Small and Simple Reactor(4S-50), Proc. of Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants (ANP'92), Tokyo Japan, Oct.25-29,1992

表 1-1 4Sの基本仕様

No.	項目	基本仕様
1	原子炉型式	Na 冷却タンク型高速炉
2	電気出力 (発電端)	50MW _e
3	熱出力	125MW _t
4	ループ数	1 モジュール当たり 2 次系 1 ループ、水蒸気系 1 ループ
5	1 次冷却材温度	510/355°C(出口/入口)
6	水/蒸気温度	-/453°C
7	主蒸気圧力	10Mpa
8	炉心・燃料	金属燃料 (U-Pu-10%Zr)、Pu20%以下
9	燃焼度	4.5 万(12.9 万)MWd/t (取出平均(30 年炉心))
10	増殖比	0.7(1.47 遮へい体にブランク装荷の場合; 増殖炉としても利用可能)
11	原子炉停止系	反射体駆動、中性子吸収棒 (1 本)
12	炉心安全性	①受動的炉停止方策: 反応度温度係数が全て負、 ②再臨界回避方策: 静的な崩壊熱除去系、運転上反射体誤引き抜きによる正反応度投入がない
13	炉心支持方式	下部支持
14	炉壁保護構造	炉壁側の冷却材は全てコールド
15	中間熱交換器	直管式×1基
16	1 次主循環ポンプ	浸漬型電磁ポンプ
17	蒸気発生器	1 基 (2 次ポンプ合体式)
18	2 次主循環ポンプ	浸漬型電磁ポンプ (SG 内蔵)
19	崩壊熱除去方式	PRACS+RVACS
20	漏えい対策	原子炉上部貫通部が少ない、回転プラグ無し
21	原子炉格納施設	トップドーム、ガードベッセル、原子炉容器貫通部無し
22	燃料取扱い方式	
23	①燃料減衰待貯蔵	10 年毎一括交換搬出のため減衰待貯蔵なし
24	②炉内燃料交換	炉上部プラグを外し燃交装置を設置
25	③炉内/外燃料移送	輸送キャスクに収納
26	免震	上下振動は固有振動数も高く、建物による地震力の影響を受けない、水平方向は耐震振れ止めを設置
27	プラント寿命	30 年
28	原子炉建屋	26m×16m×約 35m=約 1.5 万 m ³

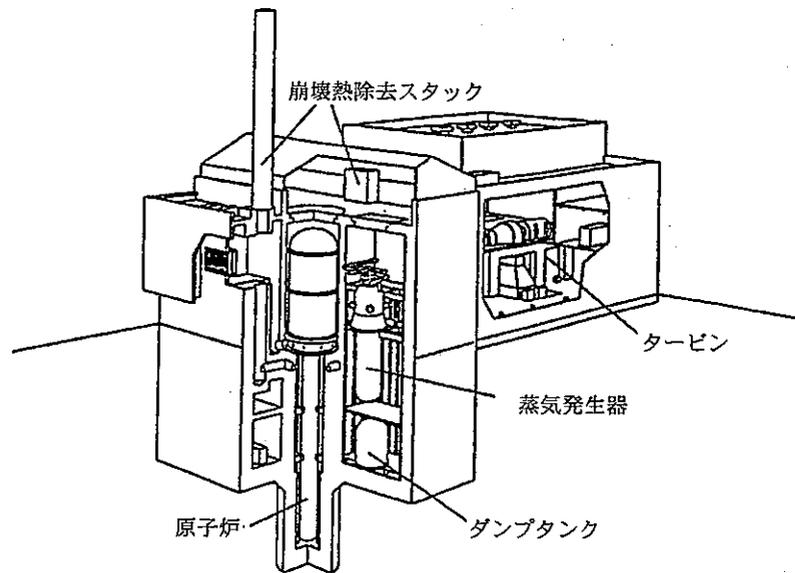


Fig. 2 4S Plant Concept

図1-1 4S炉プラント概念図

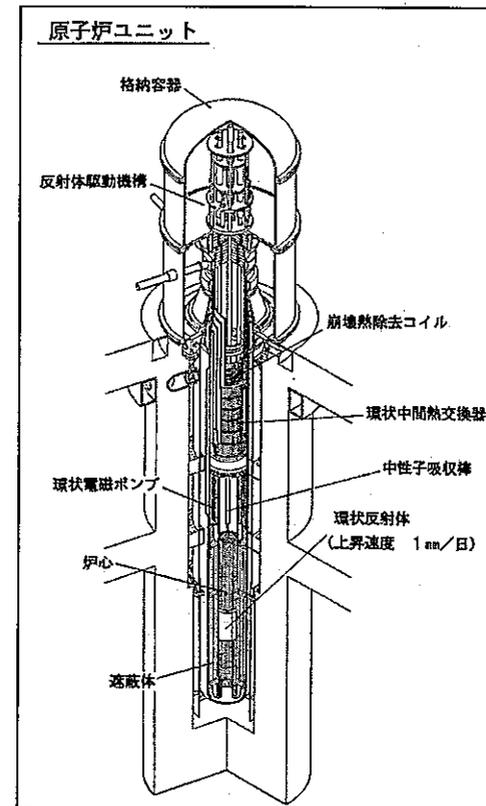


図1-2 4S炉原子炉構造鳥瞰図

添付資料-2 鉛ビスマス炉（4 S型）の概要及び中間評価

1. 概要説明

(1)基本概念及び着眼点

鉛ビスマス炉（4 S型）は、ナトリウム冷却4 S炉の設計思想を重金属冷却炉に適用したものである。4 S炉は、運転の単純さ、メンテナンスの簡素化、より高い安全性の追求及び経済性の向上を設計方針の主眼とした小型炉であるが、本概念では冷却材を鉛ビスマスに代えることにより、機器の単純化と安全性をさらに高めようとするプラント概念である。当初期待された本概念の長所は下記の通り。

- ① 小型モジュール：大量生産による習熟効果及び工場生産による高品質安定性
- ② 封入型原子炉：核拡散抵抗性大、30年（供用期間）燃料無交換
- ③ 重金属冷却材：2次系不要、Na火災防止設備不要、再臨界回避ロジック（燃料と同程度の密度による燃料分散効果）で炉心設計へのインパクト小

(2)基本仕様

本プラント概念の基本仕様を添付表2-1に、プラント概念を添付図2-1及び2に示す。

(3)基本概念の補足

(i)炉心特性および安全性

①炉心特性

MOX燃料で所与の性能の達成を見通した。

ガドリニウム（157成分濃縮）によるバーナブルポイズンを採用することにより、燃料交換なしの長寿命化を図る。これは燃料の装荷量が多く臨界性の高い炉心に、中性子を吸収することで反応度抑制効果が減少する物質を添加することにより長期間安定した炉心反応度とするシステムである。

②原子炉停止系

本概念では、炉心周辺の反射体引抜きと炉中心の中性子吸収体挿入の2系統としている。（反射体引抜きには中性子吸収体挿入のフォローが伴う。）地震時も反射体の重力落下によりスクラムする。

③崩壊熱除去系

RVACS 1基で必要除熱容量を確保しており、バックアップとしてSGHRS 2基を備える。RVACSは自然循環除熱であり固有安全性が高い。RVACSの動作が完全に受動的に行えるかは今後の検討項目である。

④格納系

格納容器の大きさは「水蒸気配管破損または伝熱管破損事故」として想定された。各事象において事故検出後に格納容器は直ちに隔離され、原子炉冷却系4系統に等量に分配されたうちの1系統の保有水を格納容器に放出した際の圧力を1.5atg以下とするような大きさが設定されている。これはABWR-IIの方策と同様である。

(ii)プラント設計

①ヒートバランス検討

MOX燃料適用を前提として、それに適応するプラント熱効率を狙ってヒートバランスを設定した。

もっとも、鉛ビスマスを対象とする燃料被覆管材料の開發現状を考慮すると、燃料材料の開発に依存する炉心の出口温度の柔軟性（燃料開発ステップにあわせてプラント熱効率向上を図る）等が要求される可能性が高い。

②燃料交換なし

燃料交換を行わないことを前提にしているため、燃料交換に関する機器（上部炉心機構、回転プラグ等）は存在しない。

③冷却材駆動方式

1次主循環ポンプとして電磁ポンプによる強制循環を採用している。

④2次冷却系削除

炉心冷却材に鉛ビスマスを使用していることから、2次冷却系は存在しない。

⑤耐震、免震

鉛ビスマスが大きな比重を持っており、耐震性の観点からもナトリウム冷却炉や水冷却炉よりは不利であるが、本概念は小型炉であることから、既往の耐震、免震技術で対応可能との見通しを得ている。

(iii)経済性

4Sとの比較では、①燃焼度を4.6万MWD/Tから20万MWD/Tに引き上げ、②2次系削減による物量低減、の2つをベースに発電コストを4.5円/kWhまで低減する見通しが得られている。（添付図2-3）

2. 中間評価

(1)設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する対応について、見直し及び今後の検討方針等としてまとめた結果を添付表2-2に示す。この「設計要求事項」は元来基幹電源向けの大型炉を前提とした項目で構成されているため、一部に「小型炉」向けでない内容もあるが、「小型炉」の取扱いに関する基本方針を含めて当該項目の見直しや修正は今後の課題である。

添付表2-2の中で、特に説明を要する項目及び「○」ではなく「△」や「×」と評価された項目について以下に補足する。

①本概念では寿命期間中に燃料交換を行わない。そのため使用済み燃料貯蔵プールも削除されるものである。寿命後の廃炉措置においても、設置場所で原子炉容器を開放することは考えず、そのまま燃料貯蔵容器とみなす。

②60年程度の寿命延長の目的は経済性向上にあるので、部品や設備の新規交換が大型炉より容易な小型炉においては、寿命延長と交換の双方について最も経済的な条件を探ることになる。

- ③発電単価 5 円/kWh 程度とする条件も遠隔地立地の基幹電源を想定した目標値であり、需要地近接を目標とする小型炉については別途適切な目標値を設定する必要がある。建設費、燃焼度や炉心出口温度（熱効率）についても同様である。特に熱併給を考慮する場合には、発電と熱供給の需要の割合に柔軟に対応できればよく、熱効率の向上は用途によっては必須ではない。
- ④増殖比、MA及びFPの燃焼特性向上は小型炉の受動安全性を弱める傾向の要求項目であり、燃焼特性向上の要否とその目標値については大型炉とは別に設定する必要がある。

(2)中間評価結果

(i) 経済性

LAS の経済性の利点は、鉛ビスマス冷却材による 2 次系削除および機器合体による物量削減である。また、モジュール化による大量生産が可能であり、それによる習熟効果も期待できる。プラント稼働率はメンテナンスの簡素化により高められている。小型炉であるために、スケールメリットは得られないが、運転やメンテナンスの容易さから電力需要の少ない地域向けの分散電源として注目される可能性がある。

原子炉及び冷却系の物量

・原子炉構造全物量	132 トン
・冷却系全物量	90 トン

建屋容積

・原子炉建屋	5000m ³
・原子炉補助建屋	3500m ³

建設工期

24 ヶ月程度を目標。

所内負荷率

系統別負荷では、1 次系、タービン発電機系が大半を占め、所内負荷率は約 3.5%となる。

プラント稼働率

95%以上を見込む。タービン検査規定に依存する。

建設単価

スケールメリットは生かせないが、モジュール炉の習熟効果により 40 万円/kWe 以下を見込む。燃料電池等の分散電源と競合できる経済性を目標とする。

(ii) 構造健全性及び耐震性

構造設計の特徴

基本的には液体金属冷却炉で培われた既存技術を用いる。鉛ビスマス冷却材を採用することによる 2 次系削除及び蒸気発生器とポンプの合体等により、物量の削減を図った。冷却材密度の大きい点は小型炉であることから大きな障害とはならない。特に耐震性の観点からは、小さい原子炉容器径は基本的に上下動に強く、水平免震のみによって実現する可能性が高い。

- ・ 構造設計の特徴として以下のようにまとめられる。
- ・ 鉛ビスマスを冷却材に採用して、2 次系を削除
- ・ 蒸気発生器と冷却材ポンプを合体
- ・ 基本的には既存の高速炉材料・技術を用いる
- ・ 耐震性は大型炉よりも有利で、小型炉は容器径が小さく基本的に上下動に強いいため、水平免震で実現する可能性大。

主要機器の構造健全性

蒸気発生器と冷却材ポンプの合体機器は、物量は削減されるものの、今までよりも構造上複雑となるのは明らかである。さらに冷却材として鉛ビスマスを採用することにも経験が無い。このことは鉛系の重金属冷却炉の開発課題として共通となるが、冷却材と構造材との共存性について研究を進め、新たな材料強度基準を開発することが必要となる。

主要機器の構造健全性に関する課題として以下のようにまとめられる。

- ・ 蒸気発生器－冷却材ポンプ合体機器の成立性確認
- ・ 鉛ビスマスと構造材料、燃料材料との共存性を中心とする材料強度基準の開発

(iii) 安全性

安全設計の特徴

LAS の設計思想にある高い安全性と運転の容易さを実現するための具体的事項として以下の項目がある。

- ・ 受動安全設備、静的設備の採用
- ・ 炉容器貫通部が少なく異常時、事故時の放射性物質の格納性が高い
- ・ 放射性物質内包量が小さくリスク規模小

原子炉停止系

独立 2 系統の炉停止系（反射体制御棒 6 本及び後備炉停止系 1 本）を設置するとともに、後備系に備えたバーナブルポイズンによる SASS を設置しており、炉停止に関して先行炉と同程度の信頼性を確保できる見通しである。開発課題として、鉛ビスマス中の制御棒駆動機構の健全性、挿入性の確認、バーナブルポイズンの開発等がある。

崩壊熱除去系

RVACS (自然循環除熱容量1.5MWt) 1系統およびSGHRS (強制循環除熱容量3MWt) 2系統の、合計3系統構成。RVACS の自然循環除熱のみで十分な除熱容量となる。開発課題として、RVACS そのものの確証等がある。

格納系

蒸気発生器細管事故時の圧力バッファの役割も考え、1800m³の格納容器を設置する。

再臨界回避方策

鉛ピスマスを冷却材に採用することにより、ナトリウム冷却炉よりも冷却材沸騰余裕が大きい。また、冷却材と熔融燃料の比重がほぼ同じことから重力による集約がない。詳細な方策については更なる検討を必要とする。

(iv) 製作建設性

製作性

機器が小型であることから、ほとんどの機器を工場一括製作することが可能であり、品質が安定、向上する。

検査性

既存の高速炉とほぼ同等と考えられる。

据付性

主要機器の現地組み立てはない。

現地試験性

既存の高速炉とほぼ同等と考えられる。

(v) 運転・保守補修性

運転の容易性

基本的には既存のナトリウム冷却高速炉と同様であるが、冷却材が科学的に不活性であること、供用期間中の燃料交換が無いこと、高い受動安全性などにより、運転員の負担を軽減している。まとめると、以下の事柄が挙げられる。

- ・冷却材が化学的に不活性
- ・事故時等対応は高い受動安全性により運転員負担軽減
- ・供用期間 (30年) 内は燃料交換なし。原子炉系へのアクセスは基本的に不要
- ・基本的には既存の高速炉と同様
- ・放射性物質は一つの容器に格納 (原子炉冷却系一体型炉)
- ・水の放射化を防止し、タービンエリアは非管理区域

ISI

基本的には既存のナトリウム冷却高速炉と同様であるが、小型炉であること、動的機器が削減されていること等により、点検頻度が減少している。

- ・小型炉、動的機器の削減により点検頻度減
- ・基本的には既存の高速炉と同様

漏えい検出性等

基本的には既存のナトリウム冷却高速炉と同様である。

漏えい位置の同定と補修性

基本的には既存のナトリウム冷却高速炉と同様である。電磁ポンプは静的機器であり、補修頻度は少なくてもよいこと、万が一のため、炉心支持板の取り出しを可能とすること、建屋内の機器アクセススペース、生体遮蔽設置スペースを考慮することなどがあげられる。

(3)炉型特有の開発課題

(i) 新技術、新概念についての課題

- ・高性能遮蔽体 (ZrH 等) の開発
- ・長寿命燃料・材料 (Pb-Bi 中) の開発
- ・反射体制御駆動機構の開発
- ・長寿命制御棒 (バーナブルポイズン) の開発
- ・Pb-Bi 中の制御棒挿入性
- ・新型原子炉上部構造の開発
- ・崩壊熱除去系 RVACS の開発
- ・Pb-Bi 電磁ポンプの開発
- ・一体貫流二重管蒸気発生器 (ポンプ合体) の開発
- ・Pb-Bi 純度管理技術の開発
- ・Pb-Bi 共存構造材 (SUS, 高 Cr) の開発

(ii) 概念成立性を左右する重要な課題

- ・システム熱流動特性試験
- ・主要機器耐震性確認試験
- ・ガス巻込み防止構造の検討
- ・格納系健全性監視制御システムの高度化開発
- ・鉛ビスマスの構造材との共存性のための基準整備が必要
- ・冷却材高密度化の影響評価が必要

(iii)開発の容易性

- ・ 基本的には既存の液体金属冷却高速炉技術の応用で、鉛ビスマス冷却炉としていかに成立させるかの問題
- ・ 基本的に実規模の試作・試験が可能であり、大型炉で必要となるスケール試験は最小限にできる可能性あり
- ・ 大型炉に比べて実証炉の建設費が少なくて済む
- ・ 大型炉との共通課題も多い

表 2-1 鉛ビスマス炉（4S型）の基本仕様

No.	項目	基本仕様
1	原子炉型式	Pb-Bi 冷却タンク型高速炉（2次系削除）
2	電気出力（発電端）	52MW _e
3	熱出力	125MW _t
4	ループ数	1ループ
5	1次冷却材温度	550°C/395°C(出口/入口)
6	1次系流量	20,700t/h
7	水/蒸気温度	240°C/497°C
8	主蒸気圧力	17.6MPa
9	給水流量	200t/h（1ループ）
10	タービン発電機	全体一車室タービン1基+空冷発電機1基
11	プラント稼働率	95%以上（タービン検査規定に依存）
12	炉心・燃料	均質炉心・混合酸化物燃料（燃料集合体：18体）
13	遮へい体外接円径	（炉心バレル径：1,080mm）
14	燃焼度	約20万 MWd/t（炉心取出平均）
15	増殖比	～0.5
16	原子炉停止系	反射体制御（周方向6体）+後備炉停止機構1体 （含バーナブルポイズン）
17	炉心安全性	①受動的炉停止方策：バーナブルポイズン集合体下部に SASS 設置、②再臨界回避方策：
18	炉心支持方式	炉心支持板を直接炉容器に搭載
19	炉壁保護構造	なし
20	炉心上部機構	なし
21	中間熱交換器	直管式×1基
22	1次主循環ポンプ	電磁ポンプ：約35m ³ /min（2kg/cm ² ）×1基
23	蒸気発生器	一体貫流二重管ヘリカル125MW/基（3.89mφ，4.1mL×1基）
24	崩壊熱除去方式	RVACS(1.5MW)1系統自然循環+SGHRS(3MW)2系統
25	漏えい対策	不明（4Sと同様）
26	原子炉格納施設	炉上部鋼製ライナ（14m四方，9mH）+下部G/V
27	燃料取扱い方式	プラント寿命中燃料無交換
28	免震	建屋水平免震
29	プラント寿命	30年
30	原子炉建屋	27m×18m×20mH=約1万 m ³

表2-2 設計要求事項の対応(L4S)

分類	設計要求事項(注1)	設計対応 ○:対応 △:一部対応 ×:非対応	見直し及び検討方針
			L4S(Lead Bismuth cooled 4S Reactor)
前提条件	- 炉心燃料及び冷却材の検射対象	○	MOX燃料/Pb-Bi冷却
	- 原子炉出力レベルの選定	○	分散電源・途上国需要対応、30年炉心封入原子炉で核拡散抵抗性大;電気出力5万kWプラント。
	- 機器・構造設計	○	
	●設計成立の見直し	○	今後の熱通量解析、構造解析評価が必要であるが、現時点で成立が困難と考えられる要因はない。160万kWのタービンの開発も可能と考えられる。
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	○	鉛ビスマスを採用することにより2次系を削除し、原子炉と冷却系を一体化した。このためPb-Biと構造材料、燃料材料との共存性を中心とする材料強度基準の開発が必要。
	- 耐震・免震設計	○	原子炉建物は(水平)免震を採用し、設計の標準化を容易にする。
	●耐震重要度分類	○	現行基準に対応した重要度分類。原子炉・Pb-Bi冷却系全体を免震建物に搭載。
	- 設計成立の見直し	○	
	●国内立地点の平均的地震動及び強震条件	○	原子炉建物は水平免震を採用。原子炉補助建屋、及びタービン建屋は耐震建屋。地震動は左記を考慮。
	◎国内立地点の最大地震動条件	○	同上
経済性	●使用済み燃料貯蔵プール技術：4炉心分	×	炉心燃料とプラントとも寿命を30年とし、燃料無交換とする。30年運転後、廃炉の場合には原子炉本体を燃料貯蔵容器とする。
	- プラント寿命	×	
	●40年(リファレンス)	×	炉心・プラントとも30年で設計。封入型原子炉を指向。
	◎60年程度の寿命延長追求	△	中性子照射による材料劣化が寿命を規定。廃炉時、原子炉毎リプレイするか、照射量の大きい内部構造物のみ交換するかは、ユーザ要求による。
	●発電単価：5円/kWh程度(耐用年数で減価償却)	○	燃料コストに依存するが、先行設計(L4S)ベースからではクリアする見直し。
	●建設費：2.0万円/kWe以下	△	分散電源需要に対応する燃料電池(現行：4.0万円/kWe)以下を達成目標とする。量産効果で4.0万円/kWe以下の達成を見込む。
	◎燃焼度：1.5万Mwd/t程度	△	1.5万Mwd/t(以上)を達成する見込み。
	◎連続運転期間：1.2~2.4ヶ月	○	30年運転可能(タービン検査の規制次第)
	◎適正な炉心出口温度	△	炉心出口温度550℃。但し、700℃までの燃料材料開発が課題。
	◎稼働率：9.0%程度	○	9.5%以上見込む(タービン検査規定次第)。
資源の有効利用	◎建設工期：5.0ヶ月以内	○	2.4ヶ月を目標。
	- 増殖比	○	
	●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性	△	炉心・プラントとも30年寿命で設計。ゼロポイドとの整合性は要検討だが後方向固定遮蔽体のフラット化で対応可能。
	◎増殖比1.2程度(高増殖)	△	炉心・プラントとも30年寿命で設計。ゼロポイドとの整合性は要検討だが後方向固定遮蔽体のフラット化で対応可能。
	●低線量燃料貯蔵時の影響検討	○	冷却材Pb-Biの核的毒性への影響は中性子エネルギーが高い方向になりNaより若干有利。燃料無交換で、燃料取扱設備なしのため影響(熱・放射線)を無視できる点有利。
	- TRU燃焼	○	
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	○	中性子スペクトルは液体金属炉の中では大差なく、ナトリウム大型炉心一般のTRU経済燃焼範囲を大きく超越しない。
	●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	○	燃料無交換・燃料取扱設備なしのため影響(熱・放射線)を無視でき、問題なし。
	●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	○	Pu富化度49%を上限とした燃焼効率は、中性子エネルギーが高い方向になる分、Naより若干有利。
	環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分の上向き配慮	○
●廃止措置のしやすさと廃棄物発生量低減への配慮		○	炉心・プラントとも30年で設計。封入型原子炉を指向。炉が小さい分、廃止措置は容易で、廃棄物発生量も停止後適切な時期を選定可能で有利。
●FPの核変換による放射能低減に関する検討		△	燃料ピンレベルで、FP含有させることで対応可能。
●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示		○	中性子スペクトルは液体金属炉の中では大差なく、ナトリウム大型炉心一般のTRU経済燃焼範囲を大きく超越しない。
●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示		○	燃料無交換・燃料取扱設備なしのため影響(熱・放射線)を無視でき、問題なし。
●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計		○	炉心・プラントとも30年で設計。燃料無交換の封入型原子炉で運転時対応不要(運転開始時/廃炉時のみ保護措置対応)。
●低線量燃料等の適用可能性		○	冷却材Pb-Biの核的毒性への影響は中性子エネルギーが高い方向になりNaより若干有利。燃料無交換で、燃料取扱設備なしのため影響(熱・放射線)を無視できる点有利。
●プランケットでの純粋Pu生成に対する対策		○	プランケット無し炉心採用
●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合		○	格納施設設置など基準に適合する。
安全性		- 実用化時代に要請される安全要求への適合	○
	●自動的停止能力	○	炉心中心般被ばくドメイン集合体の下部SASSIによる自動的炉停止。
	●自然循環による崩壊熱除去能力(全交流電源喪失)	○	RVACSで自然循環熱除去可能な容量を設定。
	●再循環排熱能力	○	(ATWSにおいても)炉心損傷を排除する。(下記参照)
	●炉心損傷発生頻度1.0~6.7/ry未満となる見直し	○	反射体制御方式、ゼロポイド炉心採用、鉛ビスマス冷却材(比熱:約10、沸点:1670℃)の採用
	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	○	放射性物質は一つの容器に格納(原子炉冷却系一体型炉)。水の放射化を防止し、タービンエリアは非管理区域とする。Na機器の格納は先行Na炉と同等。電磁ポンプは静的機器であり、推修頻度は少ない。
	●補修区分の検討	○	方が一の炉心支持板の取り出しが可能とする。
	●アクセスルート・スペースの確保	○	建屋内の機器アクセススペースを考慮。
	●生体遮蔽の検討	○	生体遮蔽へい設備スペースを考慮。
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	○	電磁ポンプは静的機器、原子炉系へのアクセスは基本的に不要にする。

(注1) ●:設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目) ◎:設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

原子炉構造概念：L4S

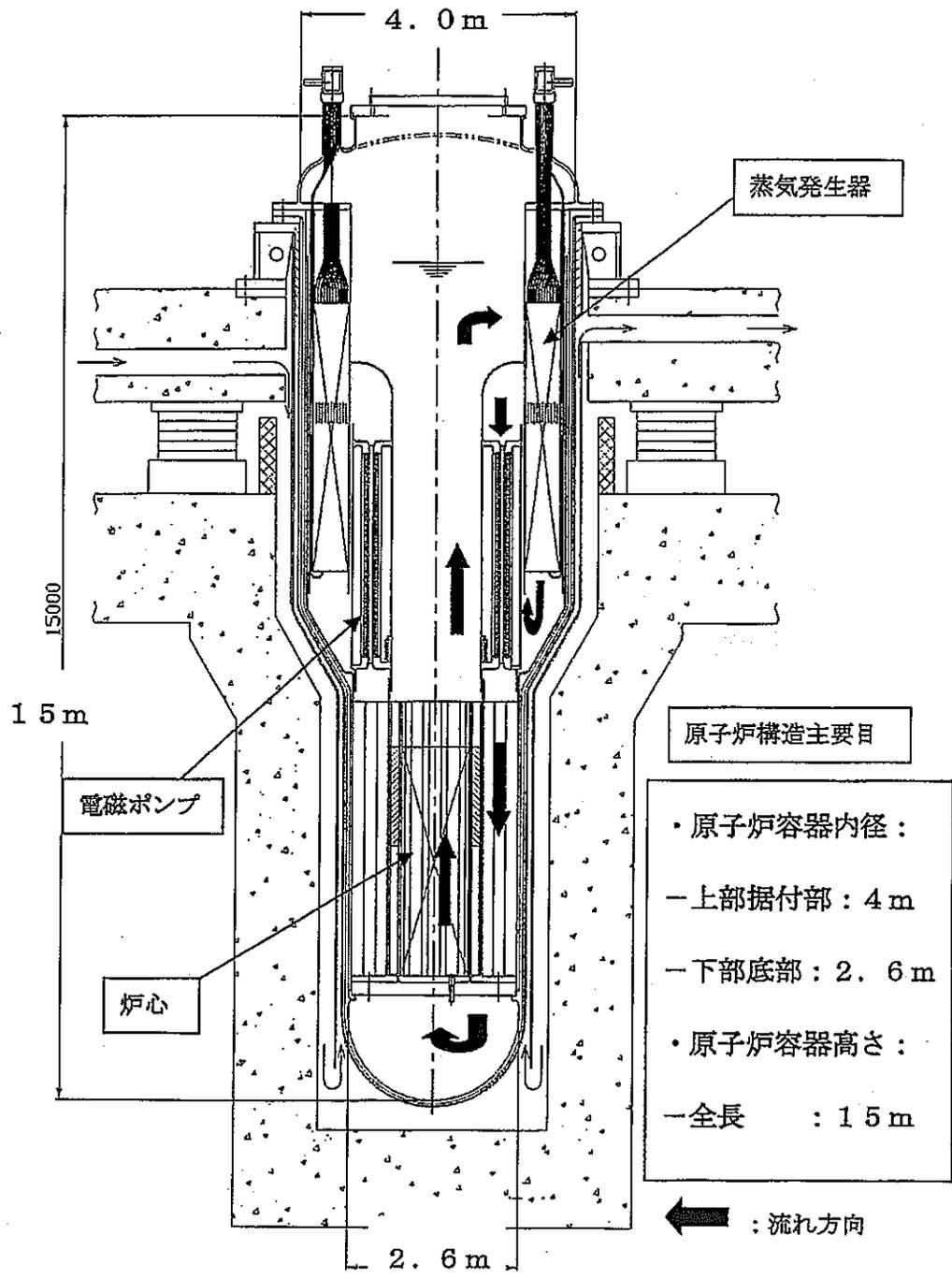


図 2-1 鉛ビスマス炉（4S型）原子炉概念

プラント概念：L4S系統フローシート

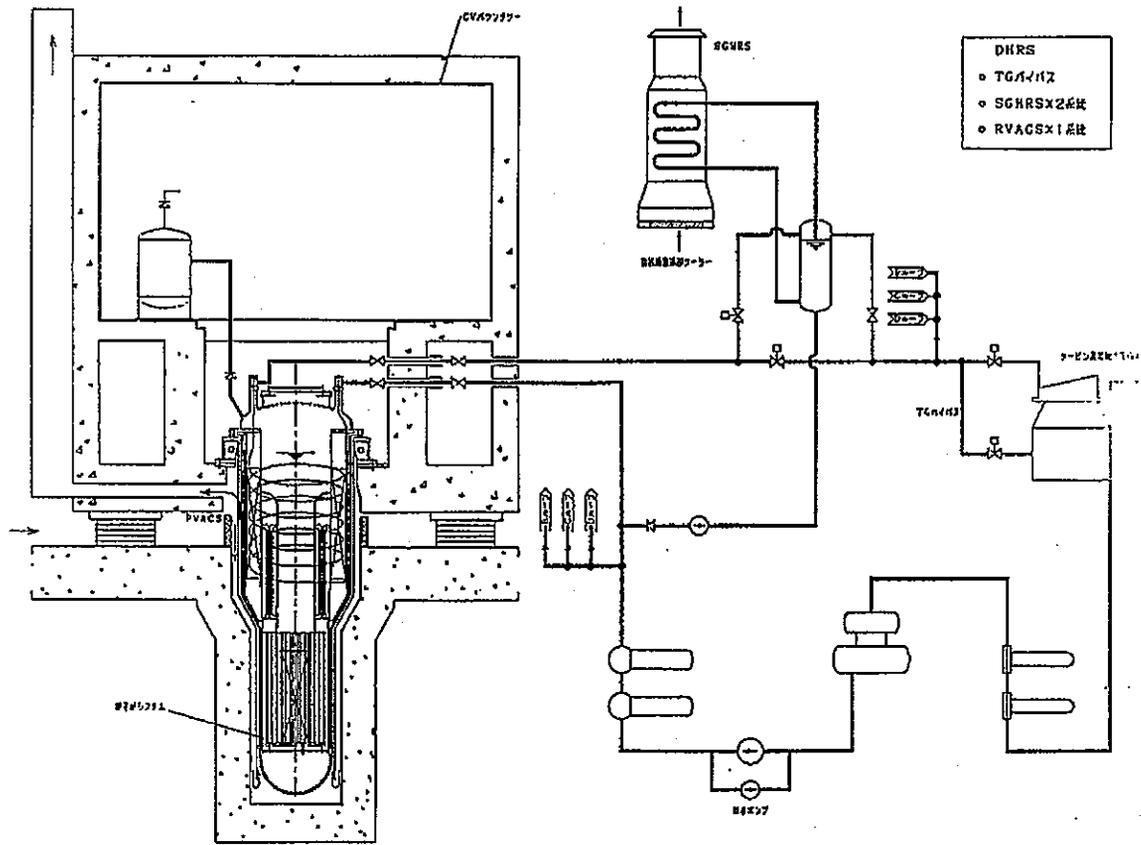


図 2-2 鉛ビスマス炉（4 S 型）プラント基本系統概念

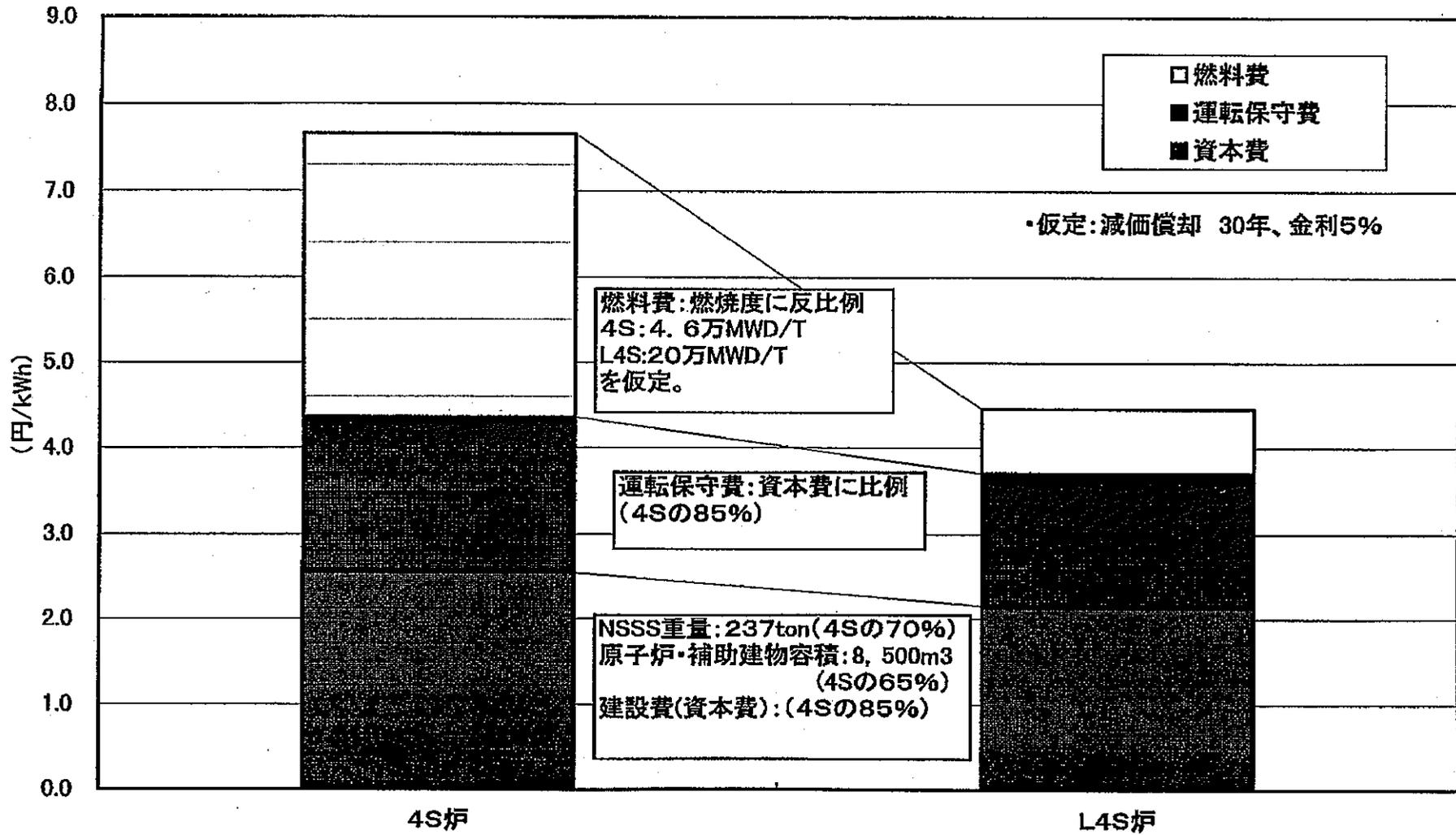


図2-3 経済性見通し-発電コスト (円/kWh)

添付資料-3 鉛ビスマス炉（ANL公募概念）の概要及び中間評価

1. 概要説明

(1)基本概念及び着眼点

鉛ビスマス炉（ANL公募概念）は、核拡散抵抗性、可搬性、自立性を備える原子炉としてANL（Argonne National Laboratory）が開発を進めているもので、これまでにならぬ単純化と高い受動安全性によって経済的な競争力を高めようとしたプラント概念である。低出力密度・低圧損・超長寿命炉心と鉛ビスマス冷却材により完全自然循環による原子炉冷却系として主冷却ポンプと2次冷却系を削除している。また、蒸気発生器が除熱システムとしての機能を喪失した場合にも、格納容器を兼ねるガードベッセルの外側を空冷する受動的な崩壊熱除去系により炉心冷却を可能としている。

本概念は、炉システムに備わっている固有のフィードバック機構（反応度フィードバック、出力に応じた自然循環流量）によって、通常運転時の炉心出力と炉心冷却材流量とのバランスをとり、スクラム失敗を伴う異常な過渡変化（ATWS事象）においては受動的な炉停止機能と自然循環崩壊熱除去系により事故の終息を図ることとしており、出力制御系の単純化が可能である。

(2)基本仕様

本プラント概念の基本仕様を添付表 3-1 に、プラント概念を添付図 3-1 及び 2 に示す。

(3)基本概念の補足

(i)炉心特性および安全性

①炉心特性

炉心モジュールは炉心構造と一体化しており、原子炉容器に相当する冷却材モジュール内に挿入され、炉心寿命時（15年）に交換のために取り外し可能である（添付図 3-1）。炉心モジュール胴はフェライト系鋼で、炉心モジュール上下に冷却材流路となる多数の孔が設けられている。炉心上部構造は反応度制御のための機器であり、燃料にアクセスするための機器は存在せず、核拡散抵抗性に優れる。

炉心は局所的炉心閉塞に対して抵抗力があるようにダクトレスを指向している。リファレンスとなる炉心パラメータ（添付表 3-2）は、被覆管最高温度 600℃未満で自然循環冷却が成立するように設定された。燃料は鉛ビスマスボンド窒化ウランの採用を想定している。燃料ピンはグリッドスペーサにて支持される。炉心上部構造と燃料被覆管はフェライト-マルテンサイト系鋼であり、ロシアの鉛ビスマスの取扱い経験に基づいたものである。

②原子炉停止系

制御棒挿入による炉停止という方針のみが入手可能な情報である。

③崩壊熱除去系

RECS（Reactor Exterior Cooling System）による完全自然循環崩壊熱除去系を持つ（添付図 3-2）。原子炉容器に相当する冷却材モジュールからの輻射によりガードベッセル

に伝熱し、そのガードベッセルの外壁を自然通風により冷却するシステムである。除熱能力を向上させるために、ガードベッセル内外に伝熱面積を稼ぐような冷却フィンを備えている。冷却材モジュール内壁液面近傍にライナを設け、通常はホットプレナムと冷却材モジュールが直接接しないように分離されているが、ホットプレナムの温度が上昇すると冷却材の体積膨張により液面がライナを超えて高温の冷却材が直接容器と接するようになり、通常時よりも冷却性能が向上する。RECS のエアダクトは開放のままであるため、動的機器は全く存在しないことが特徴である。

④格納系

格納系下部はガードベッセルで兼用する。上部について詳細な情報は得られていないが、蒸気系機器 (steam collector 等) および配管の格納し、蒸気管破断事象に対する緩和および放射性物質の格納維持、蒸気発生器モジュールを交換するための空間等を考慮して決定される。

(ii)プラント設計

①ヒートバランス検討

一次冷却材の駆動力は、温度差により自然対流を生じさせるものでポンプ動力を必要としない。炉心を出た冷却材は浮力により炉心モジュール上部に上昇し、上部孔から周方向外側の蒸気発生器により熱交換して低温になり、重力によって炉心モジュールと冷却材モジュールの間を下降し、炉心モジュールの下部孔から炉心に入る様に循環する (図 3-1 参照)。炉心上部に直管型の蒸気発生器 4 基を設置し、いずれもモジュール構成であるので取り外しが可能である。

出力の制御は制御棒にて行う。詳細な設計仕様は得られていないが、現状状態と目標となる制定状態との反応度の差を出力係数の各項から計算して、その反応度に相当する分の制御棒挿入・引抜により、プラントの反応度フィードバックによって 800 秒程度で定常状態に至る熱流動の解析結果が報告されている。

②2次冷却系削除

1次冷却系に鉛ビスマスを使用していることから、冷却材と水蒸気の混合による化学発熱反応がないため、2次冷却系を削除している。

③耐震、免震

鉛ビスマスは比重が大きく、耐震性の観点からはナトリウム冷却炉や水冷却炉より不利である。免震装置は必要になると思われるが詳細な情報は得られていない。

(iii)経済性

1次冷却系を自然循環冷却とすることにより1次系ポンプを削除、鉛ビスマスを冷却材に採用することにより2次冷却系を削除、崩壊熱除去系に動的機器が存在せず高い信頼性が求められる安全設備の点数が大幅に削減される等、経済的に有利となるポテンシャルを有する。

表 3-1 鉛ビスマス炉（ANL公募概念）の基本仕様

No.	項目	基本仕様
1	原子炉型式	Pb-Bi 自然循環冷却タンク型高速炉（2次系削除）
2	電気出力（発電端）	—
3	熱出力	300MWt
4	ループ数	1ループ
5	1次冷却材温度	474°C/291°C(出口/入口)
6	1次系流量	40,356t/h（流速 0.384m/s, 炉心流路断面積 2.86m ² ）
7	水/蒸気温度	266°C/347.3°C
8	主蒸気圧力	7MPa（飽和蒸気温度 286°C）
9	給水流量	558t/h
10	タービン発電機	不明
11	プラント稼働率	不明
12	炉心・燃料	（炉心形状不明）Pb-Bi ボンド UN 燃料
13	遮へい体外接円径	（炉心直径：2.5m、原子炉モジュール外径：2.94m）
14	燃焼度	不明
15	増殖比	不明
16	原子炉停止系	炉停止棒
17	炉心安全性	RECS（ガードベッセル冷却）による自然循環除熱
18	①受動的炉停止方策	反応度フィードバックによる出力制御
19	②再臨界回避方策	不明
20	炉心支持方式	炉容器上部吊り下げ方式
21	炉壁保護構造	サーマルライナ構造
22	炉心上部機構	制御棒駆動機構のみ
23	中間熱交換器	なし
24	1次主循環ポンプ	なし
25	蒸気発生器	直管式×4基
26	崩壊熱除去方式	RECS+SG を利用した除熱×4
27	漏えい対策	不明
28	原子炉格納施設	コンクリート格納施設+ガードベッセル
29	燃料取扱い方式	炉心モジュール交換方式
30	免震	必要
31	プラント寿命	不明
32	原子炉建屋	不明

表 3-2 鉛ビスマス炉 (ANL 公募概念) 炉心・燃料仕様

項目	仕様
アクティブコア高さ	2.0m
FP ガスプレナム高さ	0.5m
炉心直径	2.5m
反射体径方向厚さ	0.118m
被覆管外径	1.27cm
被覆管厚さ	0.1cm
被覆管材料	HT9
ボンド厚さ	0.1cm
ボンド材料	鉛ビスマス
燃料ペレット直径	0.87cm
燃料材料	UN
燃料スミア密度	0.661
燃料ピンピッチ-直径比	1.475
炉心等価直径	1.778
冷却材-燃料ピン体積比	1.40
炉心冷却材流域面積	2.86m ²
炉心中 UN 重量	27490kg
炉心体積割合	冷却材 0.583 被覆管 0.121 ボンド材 0.100 燃料 0.196
炉心出口/入口温度	474/291℃
被覆管ピーク温度	516℃
炉心冷却材流速	0.384m/s

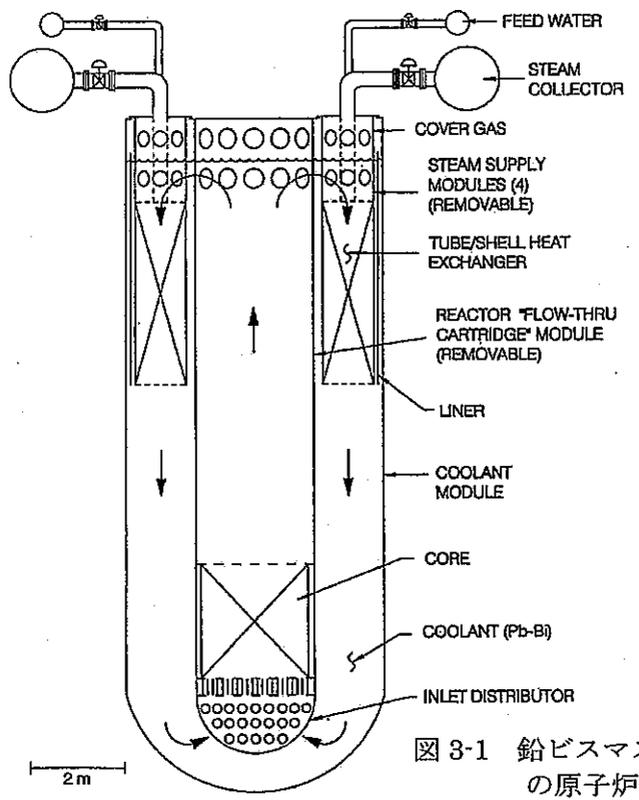
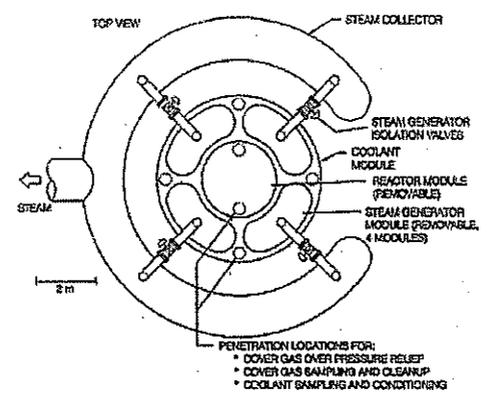


図 3-1 鉛ビスマス炉 (ANL 公募概念) の原子炉概念

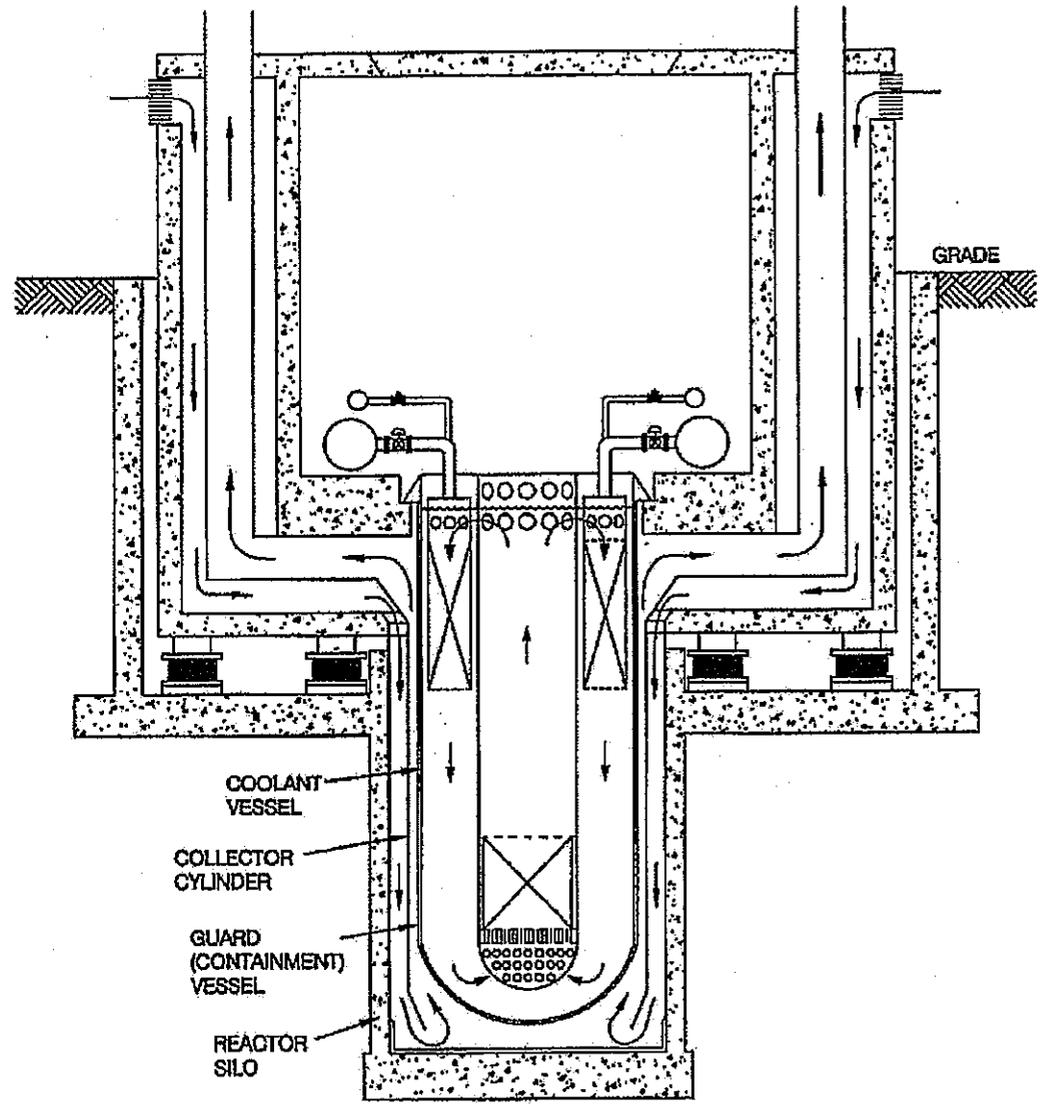


図 3-2 鉛ビスマス炉 (ANL 公募概念) の崩壊熱除去システム概念

添付資料-4 ヘリウムガス炉 (PBMR 型) の概要及び中間評価

1. 概要説明

(1) 基本概念及び着眼点

原子炉出口ガス温度の高温化により直接サイクルガスタービン発電とすることでプラント熱効率の向上が図れ、事故時の固有の安全性も期待できる高温ガス炉のプラント概念として、ヘリウムガス冷却ペブルベッド式モジュール炉 (PBMR ; 熱中性子炉) がある。この設計思想を踏襲してヘリウムガスを冷却材とし、以下の概念変更により小型モジュール高速増殖炉とする可能性があり、検討が進められている。

- ・被覆粒子燃料を内蔵する燃料球の母材は、PBMR で減速材として採用されている黒鉛の代わりに Si_3N_4 とする。
- ・燃料核を UO_2 から MOX 燃料に代えて燃料体積比を増大させる。
- ・径ブランケット燃料球を新たに配置する炉心概念とする。

この概念はガスタービンにより直接発電することから 2 次系、水蒸気系が無く系統の簡素化、プラント高熱効率化及びモジュール化による経済性の向上が期待できる。PBMR の建設費見積が約 1,000 \$ / kWe となった例もある (我が国の条件に適用した場合には 20 万円 / kWe 程度と評価された) ことから、高速増殖炉とする変更が加わったとしても高い経済性を期待できる可能性がある。また、安全性の面においては出力密度の高い高速炉に変更しても高い燃料許容温度 (1600°C) を活用したドップラー負反応度効果を有するという特長を活かすことにより、大きな熱容量は備えていないものの、炉心からの熱伝導と輻射を期待して事故時の炉心冷却が可能という固有の安全性を維持できる可能性があり、崩壊熱除去系の簡素化が期待できる。なお、冷却材のヘリウムガスは化学的に不活性であり、放射化せず、光学的に透明であるため監視性・検査性・操作性に優れている。

(2) 基本仕様

本概念の基になった PBMR のプラント概念及びその炉心を高速増殖炉とする概念を添付図 4-1 に、この概念の基本仕様を添付表 4-1 に示す。炉心熱出力は 226MWt で電気出力 (発電端) 約 100MWe であり、炉心 1 つにタービン・発電機・コンプレッサ・熱交換器等の発電側機器 1 式で 1 ループ構成のモジュール型である。原子炉出口ガス温度及び圧力は現在検討中であるが、PBMR と同程度 (900°C、7 MPa) となる。高増殖性を確保するため、①燃料球の減速材黒鉛の代わりに Si_3N_4 とする、②燃料核の径を大きくする (径 0.5mm → 1mm)、③減速材となる SyC などの被覆層の厚さを削減する (0.25mm → 0.12mm)、④被覆粒子燃料の径を約 1.2mm 程度に増大し燃料体積比を大きくする、⑤ PBMR では設置していない径方向ブランケット燃料 (径方向厚さ 0.5m) を配置する炉心概念としている。炉心性能については検討中であるが、燃料球 (直径 60mm) のうち燃料粒子の充填領域 (直径 58mm) における粒子 (燃料核の径 1mm で被覆層厚さ 0.12mm 条件) の充填率を 50% にできれば増殖率を約 1.05 にできるとの検討例があり、増殖性を確保しようとしている。

ペブルベッド式の燃料交換は PBMR と同様に運転中に連続的に行うことを想定している。上部より新しい燃料球及び燃焼未完の燃料球を供給し、下部より取り出して燃料球の燃焼度を測定し未完のものは再装荷し、燃焼を達成した燃料球は使用済燃料として搬出待ち貯蔵をする。運転中の燃料交換によりプラント稼働率の向上が期待でき、プラントの経済性も向上する可能性がある。

原子炉停止系はボロン小球停止系及び制御棒を想定しており、その駆動機構はペブルベッド燃料炉心の周囲の圧力容器上部のスタンドパイプ内に設置する計画としている。冷却材を上部より炉心に流入させ、高温に加熱して下部より発電側機器へ出すことから、炉上部設置の制御棒駆動機構は低温側に設置され、厳しい温度にさらされない配置概念となっている。炉上部は冷却材の炉心への入口側であること及び炉周囲に制御棒が配置されることから、炉上部には LMFBR の炉心上部機構に相当する設備はない。

崩壊熱除去系の系統構成については検討中であるが、過酷事故時においても PBMR と同様に熱伝導と輻射により炉容器へ炉心の熱が伝わり、外部へ放熱して除熱することを期待する固有の安全性を活かそうとする設計思想である。即ち、燃料破損に至る温度に裕度があり、熱容量が大きいことを期待したもので、炉心熔融には至らないことを期待している。

(3)その他

PMBR ではコンプレッサ、中間冷却器を発電機、タービン、再生熱交換器と別置きにしているが、発電機器を内蔵する容器に全ての機器を入れて、よりコンパクトとなる概念を計画している。この容器と原子炉容器とは接続容器（2重配管）で接続する概念としており、冷却材全てを容器に内包し、その中に機器を配置する設計思想とすることにより、機器配置のコンパクト化を指向している。原子炉出口ガス温度が 900℃程度と高温となることから、冷却材バウンダリとなる各容器壁の内表面側に低温流体を流し、その内側の仕切内部に高温流体を流す概念（冷却材バウンダリを低温で構成する概念）としている。

発電機、ガスタービン、再生熱交換器等の熱交換器、コンプレッサなどは容器内に配置され、同じ冷却材内に配置されるためリークに対しては厳しい要求はなく、性能維持の観点からの機能確認の ISI が要求されると考える。

2. 中間評価

(1) 設計要求に対する適合性

表 4-2 に、設計要求に対する適合性について示す。本ヘリウムガス炉 (PBMR 型) の概念については、検討の初期段階にあり設計要求に対する適合性については「未検討」の項目が大部分である。

(2) 中間評価結果

本概念に関する外部で行われている検討結果を本報告書に反映する方針であるが、本概念の検討の進捗が少ないこと及び開示される情報が少ないため未検討の部分が大きい状況である。外部で行われている本概念の検討は実用化戦略調査研究と異なり、遠い将来における開発を目指した研究であり、研究スパンが異なることから概念検討の研究も長期にわたる R&D 技術を取り入れることを考慮した研究としている。本実用化戦略調査研究としてまず、炉心性能検討の現状におけるその見通しを示し、その後各項目について示す。

本概念の炉心は被覆粒子燃料とこれをマトリックス材で一体化する燃料球で構成され、ヘリウムガスで燃料球を冷却する概念である。外部における本ペブルベッド型ヘリウムガス冷却炉の設計検討は、高速炉とするために減速材の削減 (被覆粒子燃料の被覆の炭素層厚さの削減と燃料球のマトリックス材を黒鉛から Si_3N_4 等に代える) 効果による炉心性能の感度解析計算のみが実施されている状況である。従って、燃料被覆層・燃料球の健全性については未検討である。

個々の被覆粒子燃料を直接ヘリウムガスで冷却する被覆粒子燃料型ヘリウムガス炉の概念とは若干異なるが、被覆粒子燃料については同様の概念である。検討の進んでいるその被覆粒子燃料の設計について、以下の共通の認識があるといえる。

- ・設計用の高速中性子照射環境での健全性を確認できるまでの被覆材の材料データがない。
- ・従って、高速中性子照射環境での被覆材に関する設計手法が確立されていない。
- ・可能性を期待した被覆粒子燃料の構造概念を設定し、R&Dで確認することを想定した設計である。

なお、被覆粒子を直接冷却する被覆粒子燃料型ヘリウムガス炉においては、TRISO 型被覆燃料粒子を基に設計検討しているが、高速中性子束環境下で健全性が確保できない最外層の PyC 層を排除して、最外層となる SiC 層の肉厚を増大させているが、むき出しの SiC 層が脆いのでその取扱に困難が伴うため、SiC の高速中性子照射環境での健全性を確保できるデータが得られたとしても、健全性見通しは厳しいとの見方もある。しかし、本ペブルベッド型燃料ではマトリックス材で覆われるため、被覆粒子燃料の最外層を SiC 層としても取扱の難しさは低減すると考えられる。

本ペブルベッド型の炉心概念検討において、上限と考えられる増殖性 (増殖比約 1.05) を追求した感度解析計算例がある。その被覆粒子燃料・燃料球の構造条件と PBMR のそれと比較すると、主な改善事項は下に示す 2 点であるといえる。

- ①PBMRに比べ燃料核の径を増大させ、被覆層厚さを薄くした被覆粒子燃料とし、被覆粒子燃料の燃料（燃料核）体積割合を増大させていること。
- ②燃料球内の被覆粒子燃料体積割合を増大させていること。

燃料に関する詳細条件をPBMRと比較して下に示す。比較は被覆粒子燃料と燃料球に関するものとし、情報のない径方向ブランケットは除いた。

	PBMR	本概念計算例
燃料核の径	0.5mm	1.0mm
粒子径	1.0mm	1.24mm
被覆粒子の燃料体積割合	25%	65%
被覆層厚さ	0.25mm	0.12mm
燃料球直径	60mm	60mm
燃料球内被覆燃料粒子の充填範囲	50mm	58mm
燃料球内被覆燃料粒子の充填範囲割合	69.4%	93.4%
燃料球内燃料粒子の体積割合	—	50%
燃料球内燃料割合	—	32.5%
炉心の燃料体積比	—	19.5%*

(—：PBMR データ無し、*：燃料球充填率 0.6 と仮定)

被覆粒子燃料型ヘリウムガス炉に関する被覆粒子燃料設計の認識を踏まえると、高速中性子環境下での高燃焼度を確保する条件で、増殖比約 1.05 を確保するには、以下の解決すべき課題がある。

- ・燃焼度が大きく放出ガスが多くなるにもかかわらず、ガスペナムとなる被覆層体積割合を少なくしているため、高強度被覆材の開発が必要である。
- ・燃料球の燃料体積比が大きく増大し、発熱密度が高くなるため冷却材流量を増加させても、燃料球中心温度は高くなる。このため耐高温性の被覆材の開発、高圧力損失対応のガス循環機の開発などが必要である。

上記増殖性を追求した感度解析計算条件例よりも炉心核熱設計検討の進んでいる被覆粒子燃料型ヘリウムガス炉の被覆粒子設計及び実証済み技術を採用しているとされるPBMRの燃料球設計の条件（下記①、②）を用いた場合について考える。

- ①ヘリウムガス炉（PBMR 型）の被覆粒子燃料の設計と同じ被覆粒子の燃料体積比 56%条件（65%より 56%に条件を緩和（PBMR の 25%よりは大きい））
- ②PBMR と同じ燃料球中の被覆粒子燃料の充填範囲割合 69.4%条件（93.4%より 69.4%に条件を緩和）

増殖性追求の感度解析計算例からの条件の変化を考えると

- ①被覆粒子内の燃料体積割合の低下によって、本概念設計例よりも燃料体積率が 0.86 倍に低下する。（被覆粒子燃料型ヘリウムガス炉と本概念の感度解析計算例の比 $=56\%/65\%=0.86$ ）
- ②被覆燃料球内の被覆燃料粒子充填範囲割合の低下によって、燃料体積割合は、更に上記①の 0.743 倍に低下する。

(P BMRと本概念の感度解析計算例の比=69.4%/93.4%=0.743)

即ち、⑪と⑫の積が0.64となることから、燃料球内の燃料体積割合は0.64倍となる。これは増殖性を追求した本概念の感度解析計算例における被覆粒子燃料の構造条件を変えない場合には、粒子体積割合を50%からその0.64倍に低下させることであり、燃料粒子体積割合を32%に低下することに相当する。燃料球内の燃料粒子体積割合が50%から32%に低下すると、感度解析からは増殖性(1.0以上)を確保することが難しいと考えられる。

以上より、本ペブルベッド型概念では増殖性確保のためには、本概念の増殖性を追求した感度解析計算例のような被覆粒子設計と燃料球設計の構造条件が必要であり、長期的な展望に基づく研究開発計画によって、高いハードルを越えていく必要がある。なお、長期的な展望に基づく研究開発計画という観点では、FP放出量が少なくできる可能性があり、重金属密度を大きくできる窒化物燃料とすることにより、ハードルを低くできる可能性のある選択肢もあると考える。

以下、本概念の各項目について記載する。

① 経済性

本概念については未検討である。なお、燃焼度については不明である。

② 構造健全性

(a) 構造設計の特徴

- ・原子炉とガスタービン等の発電側機器をそれぞれの圧力容器に内封し、接続容器で接続した容器構造の冷却材圧力バウンダリである。両容器間の熱膨張差はガスタービン側機器を内包する容器の水平方向移動で吸収する概念である。
- ・冷却材圧力バウンダリとなる原子炉圧力容器は高温の炉心出口温度にさらされないように、容器壁の直ぐ内側に低温の冷却材を流し、その内側に仕切構造を設置し、その内側に高温冷却材を流す2重流路構成とし、仕切構造に断熱機能を持たせる構造概念としている。
- ・ガスタービン、発電機、タービン、コンプレッサー等を縦置きに1軸上に容器内に配置し、冷却系機器も同容器内に配置する機器設計概念であるが、サイジング・配置などの検討が必要である。

(b) 主要機器の構造健全性

未検討である。なお、P BMRの設計を踏襲することにより成立性は確保できる見通しであると考えられる。

③核不拡散性

未検討である。

④安全性

事故時の安全設計対応概念や炉停止系概念の方向性は設定されている(P BMRと同様)ものの設計検討は未実施である。過酷事故時においてもP BMRと同様に熱容量が大きいこと及び熱伝導と輻射により炉容器へ炉心の熱が伝わり外部へ放熱して除熱することを期待する固有の安全性を活かそうとする設計思想である。しか

し、高速中性子環境下であること、炉心発熱密度が大きくなること、相対的に熱容量が低下（P BMRに比べ被覆粒子燃料の燃料体積比は2.6倍（65%/25%）となり、燃料球の燃料粒子割合が1.39倍（96.4%/69.4%）増加することから、燃料単位体積当たりの熱容量は1/3以下に低下（ Si_3N_4 の比熱が黒鉛と同程度と仮定）すること、 Si_3N_4 の熱伝導性、炉心材料・概念の変更による被覆層の破損に至る温度などへの影響を検討して、固有の安全性を確保できるか確認する必要がある。

⑤製作建設性

炉心を中心としたパラメータ設計検討の段階であり、原子炉以外の機器の設計は未検討ではあるが、これについてはP BMRの設計を踏襲するため製作性はあるとの設計思想である。

⑥運転保守補修性

未検討である。なお、冷却材のヘリウムガスは透明であり、ナトリウムと異なり放射化され難いので、保守・補修性は向上すると考えられる。また、運転性は中間熱輸送系が削減されることから向上すると考えられる。

(3)炉特有の開発課題

ペブルベッド型He冷却高速炉については炉心廻り以外の検討は未実施であり、現状の開発課題としては炉心廻りに以下の課題がある。

- ・高速中性子環境下での燃料の被覆材健全性
- ・被覆粒子燃料の設計手法の確立（ガスプレナム設計、内圧に対する強度設計など）
- ・高速中性子環境下での高燃焼度・高増殖性の確保を指向した燃料球設計手法の確立（燃料球中被覆粒子最適充填割合、適正充填範囲及び最適燃料球径、伝熱流動特性等）
- ・被覆粒子ブランケット燃料及びブランケット燃料球の設計手法の確立
- ・炉心性能限界の把握
- ・燃料球とブランケット燃料球との仕切円筒必要性有無の確認（燃料球とブランケット燃料球の境界における混在の炉心特性及び熱流動への影響把握を含む）
- ・仕切円筒無しの場合の炉内発熱密度分布の違い、流量配分の有効性を配慮した炉内熱流動の確認とHSFの値の明確化
- ・事故時の固有の安全性の確認（径ブランケット、遮へい体構造設置条件での炉心径方向への熱の流れ（熱伝導、放射）による除熱特性の把握を含む）
- ・事故時の炉心除熱性の確認（減圧事故時を含む）
- ・燃料の再処理の成立性見直し確認
- ・原子炉圧力容器の低温設計の成立性確認

以上の炉心廻りの他に、発電側については以下の課題が考えられる。

- ・国内生産の場合の経済性見通しの把握（原子炉廻りを含む）
- ・接続容器（2容器間の接続用の2重管）の破損回避ロジックの成立性確認
- ・直接発電による計測制御・運転への影響確認（タービン制御性など）

参考文献

- (1)エネルギー総合工学研究所,平成11年度高速増殖炉利用システム開発調査報告書(FBR新技術
フィージビリティ調査)IAE-C9920,2000

表 4-1 ヘリウムガス炉 (PBMR 型) の基本仕様

No.	項目	基本仕様
1	原子炉型式	被覆燃料粒子ペブルベッド型ヘリウムガス冷却高速増殖炉マルチキャビティ鋼製容器 (炉容器部径約 6m、高さ 18m)
2	電気出力 (発電端)	約 100MWe
3	熱出力	226MWt
4	ループ数	1 ループ
5	冷却材温度	(He)未定 (PBMR:900 (H/L:暫定) /536°C)
6	冷却材流量・圧力	(He)未定 (PBMR:7 MPa)
7	タービン発電機	ヘリウムガスタービン
8	プラント稼働率	未定 (運転中の燃料連続供給方式により通常の燃料交換方式に優る稼働率向上を指向)
9	炉心・燃料	ペブルベッド炉心(燃料球直径 60mm)、ブランケット球あり 燃料球母材: 窒化ケイ素、Si3N4(N15 濃縮率:99wt%) 被覆粒子型 MOX 燃料
10	遮蔽体外接円径	未定 (炉心径:2400mm、炉心高さ 9000mm、径ブラ厚さ 500mm)
11	燃焼度	未定 (万MWD/T (炉心取出平均) 以上)
12	増殖比	被覆燃料粒子充填率 50%→~1.05 (60%→~1.1)
13	原子炉停止系	詳細未定 PBMR の場合:制御棒系+ボロン小球停止系(低温停止用)
14	炉心安全性	① 受動的炉停止方策:低発熱密度、被覆粒子の高融点、連続燃料交換方式による余剰反応度制御の低減化等を利用した固有安全性の追及→燃料溶融防止 ② 再臨界回避方策:
15	炉心構成方式	ペブルベッド方式
16	炉壁保護構造	He ガス強制循環冷却方式 (冷却材 He を利用)
17	炉心上部機構	炉停止系は炉心周囲の配置となり相当する設備なし
18	1次系接続容器	2重管方式
19	崩壊熱除去方式	系統構成は、検討中 (過酷事故時の除熱は圧力容器胴側面からの輻射、自然対流に期待)
20	原子炉格納施設	固有安全性の追及により削除を指向
21	燃料取扱い方式	運転中連続的交換
22	①燃料減衰待貯蔵	炉外燃料貯蔵方式
23	②炉内燃料交換	連続燃料交換方式
24	③炉内/外燃料移送	原子炉容器上部から落下、下部取出し (PBMR と同様)
25	免震	詳細不明
26	プラント寿命	40年 (60年目標)

表4-2 ヘリウムガス炉（PBMR型）の設計要求事項への適合性

分類	設計要求事項(注1)	見通し及び検討方針
前提条件	ペブルベッド型ヘリウムガス冷却高速増殖炉	
	-炉心燃料及び冷却材の検討対象	MOX燃料+He冷却
	-原子炉出力レベルの選定	約100MWeのモジュール炉(熱出力226MWt)
	-機器・構造設計	
	●設計成立の見通し	設計が成立するためには、R&D事項で記述する特有の開発課題を解決する必要があり、現時点では明確な判断は不可能である。
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決策	未検討
	-耐震・免震設計	
	●耐震重要度分類	未検討
	-設計成立の見通し	
	●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件	未検討
	◎国内立地点の最大地震動条件	未検討
	●使用済み燃料貯蔵プール設備	未検討
経済性	-プラント寿命	
	●40年(リファレンス)	設計寿命は40年を想定
	◎60年程度の寿命延長追求	未検討
	●発電単価:5円/kWh以下	未検討
	●建設費:20万円/kWe以下	未検討もガスタービン直接発電による簡素化と高温高効率化、機器のモジュール化で達成の可能性あり。
	◎燃焼度:15万MWd/t程度	未検討
	◎連続運転期間:12~24ヶ月	未検討
	◎適正な炉心出口温度	未検討もPBMRと同等の出口温度を指向
	◎稼働率:90%程度	未検討
	◎建設工期:50ヶ月以内	未検討もPBMRと同等の24ヶ月目標
資源の有効利用	-増殖比	
	●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性	感度解析あるも炉心設計成立性の観点から厳しい
	◎増殖比1.2程度(高増殖)	同上。
	●低除染燃料装荷時の影響検討	未検討
	-TRU燃焼	
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	未検討
	●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	未検討
	●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	未検討
環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分のし易さへの配慮	未検討
	●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	未検討
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	未検討
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	未検討
	●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	未検討
	●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計	未検討
核拡散抵抗性	●低除染燃料等の適用可能性	未検討
	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	未検討
	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	未検討
	-実用化時代に要請される安全要求への適合	
安全性	●受動的炉停止能力	未検討もPBMRと同等の受動安全に期待。
	●自然循環による崩壊熱除去能力(全交流電源喪失)	未検討
	●再臨界排除能力	未検討
	●炉心損傷発生頻度10E-6/ry未満となる見通し	未検討
	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	未検討
	●補修区分の検討	未検討
運転・保守・補修性	●アクセスルート・スペースの確保	未検討
	●生体遮蔽の設計	未検討
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	未検討

(注1) ●:設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目)
◎:設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

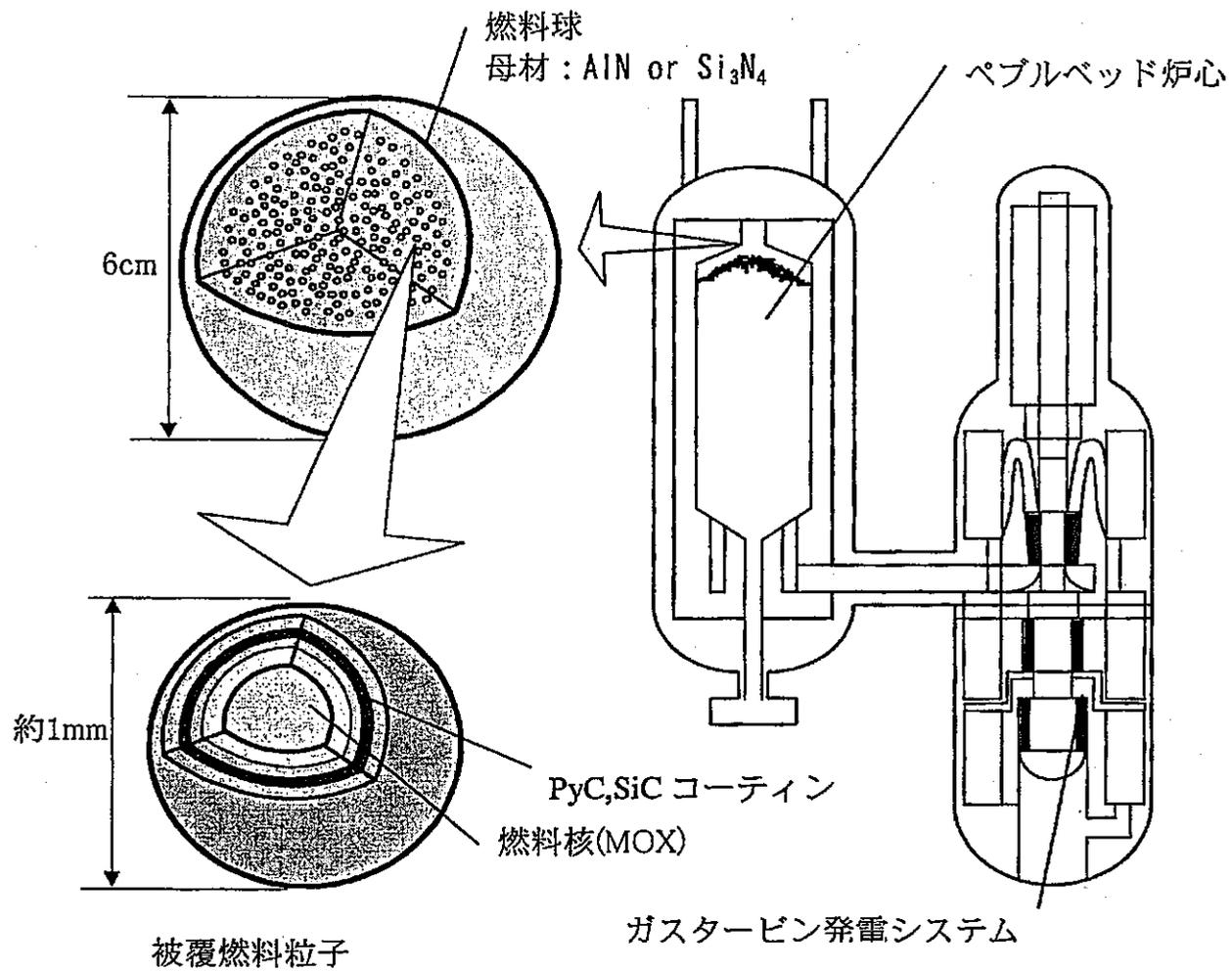


図 4-1 ヘリウムガス炉 (PBMR 型) 概念

添付資料－5 第四世代原子力システムの推奨設計要求項目

Recommendations on a
Draft Requirements Document for
Generation IV Nuclear Power Systems

【Goals of the Generation IV Initiative】

1. 米国及び他の先進国において、他の発電方式とコストで競合できることを前提として許認可、建設、運転が可能なたつ又は複数の原子力システムを設計すること。
2. 開発途上国において、核不拡散性、環境、そして原子力の安全性の問題を緩和できるリーズナブルな価格の電源を供給するために、許認可、建設、運転が可能なたつ又は複数の原子力システムを設計すること。

【Recommended Requirements for Generation IV Nuclear Power Systems】

1. Competitive Busbar Cost of Electricity
プラントが設置される地域又は国において、他の電源と発電コスト（Busbar Cost）で競合できること。例として、米国では3¢/kWhである。
下記ライフサイクルコストから unit busbar cost を算出
 - (1) 資本費
 - (2) O&M 費
 - (3) 燃料サイクル費（含 front and back-end 燃料サイクルコスト）
 - (4) 廃炉費
2. Acceptable Risk to Capital
プラントが設置される地域又は国の市場における他の大型投資のリスクと競合できること。例として、米国では\$1,000/kWe 以下である。
3. Limited Project and Construction Lead Times
プラント購入契約から最初の電気料金の歳入が得られるまでの期間(project lead time)が4年以下、そのうち着工から起動試験開始(fuel loading)までは3年以下であること。
4. Low Likelihood of Core Damage
炉心損傷の可能性は極めて低くなければいけない。(10⁻⁶/ry)
5. Demonstration of No Severe Core Damage
全てのもっともらしい事故起因事象に対して過酷炉心損傷が起こらないことを実証(demonstrate)しなければならない。この実証は包括的な原子炉試験によりなされなければならない。
6. Solution for All Waste Streams
全ての廃棄物の流れについて、完全な解決策がなければいけない。
7. Public Acceptance of Waste Solutions
全ての核廃棄物の流れへの政治的及び一般大衆的に許容される対応策と過去及び現存のプラントからの廃棄物のための履行可能な解決策がなければいけない。

8. Minimal Attractiveness to Potential Proliferators

Gen-IVの開発は、民生利用核燃料サイクルの悪用は潜在的な核拡散を意図する人々に対して最も魅力がないという現在の枠組みを保持すべきである。これは燃料サイクルの国内施設でも輸出設備でも同様である。

9. Intrinsic Proliferation Resistance

固有の核拡散抵抗性に最大限依存すべきであり、非固有の外部要因的な障壁は特定の燃料サイクル向けに固有の障壁を補完するものとしてあるべきである。

(既提案の「固有の核拡散抵抗性」は、ともするとシステムの経済性、安全性に対しては負の効果を与えることもある一方で、「非固有の核拡散抵抗性」は attractive の観点からは劣るが有効であることは実証されてきた。将来の核燃料サイクル全体としての核拡散抵抗性は、コンポーネントを個別に最適化するのではなく、サイクル全体を同時に最適化するものでなければならない。)

10. No Need for Offsite Response

避難対応を必要とする放射能放出シナリオは考えられないようにすること。

11. Minimal Waste

実効的な程度に廃棄物は最小とすること。

12. ALARA Radiation Exposure

システムの全寿命期間中の放射線被曝は ALARA の裕度をもつこと。

13. Tolerant of Human Error

人為ミスに対して高い寛容性を有すること。

14. Evaluation of Proliferation Resistance

確立されたガイドラインに関連して、Gen-IVの設計について核拡散抵抗性の評価を行えるような方法論を開発し使用しなければならない。

以上

添付資料-6 高速炉の主要仕様比較表(4S-BiG)(1/3)

4 S B I G		
ナトリウム冷却小型モジュール型炉		
勘定項目番	名称	項目
21.	構築物及び土地改良工事	
211.	現地改良工事及び施設	土地及び護岸工事
212.	原子炉格納施設	
212.1	建物の基本構造物	格納ドーム+ガードベッセル 容積 500m ³
212.2	建物のサービス設備	—
213.	NI原子炉補助建物	
213.1	建物の基本構造物	水平免震型(1次、2次系、燃取系)鉄筋コンクリート造 66000m ³ (8基)
213.2	建物のサービス設備	—
214.	タービン建物	
214.1	建物の基本構造物	地下部鉄筋コンクリート 地上部鉄骨造 容積206000m ³
214.2	建物のサービス設備	—
215.	ディーゼル発電機建物	
215.1	建物の基本構造物	原子炉補助建屋 鉄筋コンクリート造 暫定値 90000m ³ (8基)に含む
215.2	建物のサービス設備	—
216.	放射性廃棄物建物	
216.1	建物の基本構造物	原子炉補助建屋に含む
216.2	建物のサービス設備	—
217.	NI保守・補修建物	
217.1	建物の基本構造物	原子炉補助建物に含む
217.2	建物のサービス設備	—
218.	その他の諸設備建物	
218.1	建物の基本構造物	—
218.2	建物のサービス設備	—
219.	スタック	3/1モジュール
22.	原子炉設備	
221.	原子炉機器	
221.1	原子炉容器及び付属品	下記に示す
	炉容器及び支持台	原子炉容器内径 3.85 m 肉厚 胴25/鏡板25 mm 全高 21 m 材質 SUS316 スカート付きフランジ構造
	炉内構造物等 原子炉構造物	材質 Mod. 9Cr-1Mo
	固定遮蔽体及び可動遮蔽体	固定しゃへい体 材質 SUS, B4C
	炉上部構造	上部プラグ 熱遮蔽方式 平板積層方式 放射線遮蔽材 炭素鋼球、シリコンゴム、鉛等 最大径 4300 mm 材質 炭素鋼
221.2	制御棒駆動機構	燃焼制御系 ◎駆動方式 電磁反発駆動方式(モーター駆動ボールねじ方式) ◎スクラム方式 重力落下(マグネット脱着)(油圧開放) ◎中性子吸収体(安全棒) ガス加速落下
221.5	炉容器ガードベッセル及び保	フランジ構造 内径 4190 mm 全高 22000 mm 肉厚 25 mm 材質 炭素鋼

添付資料-6 高速炉の主要仕様比較表(4S-BiG)(2/3)

222.	主冷却設備	
222.1	1次主冷却設備	
	1次主循環ポンプ、駆動装置及びガードベッセル	型式 Na浸漬アニュラー型電磁ポンプ 基数 1 冷却材流量 172m ³ /min 定格揚程 3.5kg/cm ² シングルステータEMP 2重直列合体方式 隔壁内径 1780mm ステータ長 4.4m
	コールドレグ逆止弁	なし
	1次冷却系配管	なし
	中間熱交換器及びガードベッセル	IHX本体 シェルアンドチューブ直管型一基 交換熱量 475 MWt 伝熱面積 1689 m ² 主要材料 SUS304 IHX容器 材質 SUS304 外径φ 3.2 m 全長 3.6 m
222.3	2次主冷却設備	
	2次主循環ポンプ及び駆動装置	2次EMP-SG合体型 基数 1/2 (原子炉2基に1基) Na浸漬型無冷却ALIPシングルステータ方式 流量 14.5×10 ⁶ kg/h (1基)
	2次主冷却配管、支持装置及びガードベッセル	材質 SUS304
222.4	蒸気発生器設備	有り
	蒸気発生器	型式 一体貫流ヘリカルコイル型 基数 4基 (原子炉一基に1/2基) 交換熱量 950MWt/基 伝熱管材質 Mod. 12Cr-1Mo 伝熱面積 4800 m ²
223.	補助炉心冷却設備	
	直接炉心冷却設備	PRACS:1次系自然循環、2次系強制循環式 基数 1基 (原子炉1基に1基) 除熱量 12MWt DHX型式 ヘリカルコイル型 空気冷却器型式 多管フィンチューブ空冷式
	完全共用方式補助炉心冷却設備	RVACS:原子炉容器直接冷却 (モジュール間非共用) 自然循環方式
224.	放射性廃棄物処理設備	
	液体廃棄物処理設備	処理方式 蒸発濃縮法 0.86Nm ³ /h
	気体廃棄物処理設備	処理方式 活性炭ホールドアップ方式 容量 0.5Nm ³ /h
	固体廃棄物処理設備	濃縮廃液貯蔵タンク 使用済樹脂貯蔵タンク 固化装置 減容装置
225.	燃料取扱及び貯蔵設備	
	燃料受入、貯蔵及び搬出設備	燃料交換装置、グリッパ洗浄装置、燃料移送ポット、ド アバルブガス置換系、炉外燃料貯蔵設備、 使用済燃料プール 新燃料受入貯蔵設備 燃料搬出入設備 共用化可能設備
	格納容器内燃料取扱設備	ない
226.	その他原子炉プラント設備	
	不活性ガス受入及び処理設備	1次アルゴンガス系 2次アルゴンガス系 アルゴンガス供給系 窒素ガス供給系
	予熱保温設備	あり
	冷却材受入、貯蔵、充填及び搬出設備	ナトリウム純化系 ナトリウム供給系
	冷却材純度監視設備	有り

添付資料-6 高速炉の主要仕様比較表(4S-BiG)(3/3)

226. 続き	ナトリウム漏洩検出設備	有り
	原子炉設備補助冷却設備	淡水系 熱輸送量 6.6×10^6 kcal/h 海水系 熱輸送量 4.5×10^6 kcal/h
	保守・補修設備	保守・補修及び検査設備 ナトリウム除去及び除染設備
227.	計測制御設備	
	プロセス計測制御設備	炉内計装設備 主冷却系計測制御設備 蒸気発生器計測制御設備 プラント制御設備及び安全保護系
	データ処理及び表示設備	有り
	放射線監視設備	有り
23.	タービン発電機設備	
	タービン発電機	電気出力 80万kWe 主タービン TC4F-35 主蒸気流量 3.25×10^6 kg/h
	循環水設備	あり
	復水設備	あり
	給水加熱設備	あり
	その他のタービン設備機器	
	計測制御設備	
24.	付属電気設備	
	開閉設備	あり
	所内給電用設備	所内給電用及び起動用変圧設備 ユニットサブステーション 補助電力設備
	所内給電用及び起動用変圧設備	あり
	ユニットサブステーション	あり
	補助電力設備	あり
	配電盤	制御盤 補助電力及び信号盤
	防護設備	有り
	電気関係構築物及び配線収納	地下配線用ダクト ケーブルトレイ コンジット
	動力用及び制御用配線	発電機回路用配線 所内給電用配線
25.	発電用雑設備	
251.	輸送・荷役設備	クレーン及びホイスト その他の輸送設備
252.	空気・水・蒸気供給設備	
	圧縮空気設備	あり
	プラントサービス水設備	あり
	通常消化設備	有り
	補助蒸気設備	あり
	ナトリウム消化設備	
253.	通信設備	有り
254.	家具及び備品	有り
26	特殊材料	
	1次冷却材	ナトリウム
	2次冷却材	ナトリウム

添付資料-7 物量データ (1/6)

	A	B	C	D	E
1		項目	単位	4S-BiG	備考
2				入力欄	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
7	計算条件	総合項目			
8		電気出力	Mwe	1600	200×8
9		主冷却系ループ数	ループ	8	1×8
10		2次系ループ数	ループ	4	1/2×8
11		崩壊熱除去系	ループ	16	(PRACS:1+RVACS:1) ×8
12		蒸気発生器の2次系1ループあたり基数	基/ループ	2	
13		蒸気発生器の基数	基	4	
14		プロジェクト期間	月		
15		建設期間	月	36	
16		利率	%	4	固定
17	20	土地及び土地権			
18	201	土地及び土地権の取得			
19		土地面積	m ²		
20	21	構築物及び土地改良工事			
21	211	現地改良工事及び施設			
22		土壌掘削容積	m ³	70,000	3次元免震 8基1プラント分
23		岩盤掘削容積	m ³		
24	212	原子炉格納施設			
25		鋼製トップ-A鋼材重量	ton	71	鋼製トップ-A 板厚10mm、8基分
26		コンクリート体積	m ³		
27		重コンクリート体積	m ³		
28		炭素鋼2付表面積	m ²		
29		ステンレス鋼2付表面積	m ²		
30		格納容器2付表面積	m ²		
31		ルーフ数	個		
32		機器搬出入プラグ径	m		
33		機器搬出入プラグ個数	個		
34		鋼製遮蔽体重量	ton		
35		空気雰囲気容積	m ³		
36		不活性雰囲気容積	m ³		
37	213	原子炉補助建物			ライナーなし
38		建物体積	m ³	90,000	8基分
39	214	タービン建物			
40		建物体積	m ³	206,000	1プラント(160万kWe) 8基分
41	215	原子炉4発電機建物			
42		建物体積	m ³	213. に含入	
43	216	放射性廃棄物建物			
44		建物体積	m ³		
45	217	川保守・補修建物			
46		建物体積	m ³	213. に含入	
47	218	その他の諸設備建物			
48		建物体積	m ³	213. に含入	
49	219	220			
50		コンクリート基礎体積	m ³		
51		排気筒高さ	m		
52		排気筒平均径	m		
53		排気筒基数	基	24	(PRACS2基+RVACS1基) ×8基
54	22	原子炉設備			
55	221	原子炉機群			
56	221.1	原子炉容器及び付属品			
57	221.1.1	炉容器、熱遮蔽板及び支持台			
58		炉容器重量	ton	344	板厚25mm (一基43t)
59		熱遮蔽板重量	ton	-	SUS316FR
60		支持台重量	ton	112	一基14t
61	221.12	原子炉構造物			1YS有り
62		炉心上部機構			
63		インサレーション重量	ton	-	
64		ステンレス鋼重量	ton	280	隔壁及び炉心支持板等8基分
65		下部内部構造物重量	ton	上記含入	隔壁
66		炉心支持構造物重量	ton	上記含入	
67		水平バップル構造物重量	ton	-	
68		炉内貯蔵設備重量	ton	-	
69	221.13	固定遮蔽体及び可動遮蔽体			可動遮蔽体、SUS1層、ZrH1Hf2層
70		円周方向可動遮蔽体			
71		鋼製遮蔽体重量	ton/体		
72		鋼製遮蔽体本数	体		
73		B4C遮蔽体重量	ton/体		
74		B4C遮蔽体数	体		
75		ZrH1Hf可動遮蔽体重量	ton/体		
76		ZrH1Hf遮蔽体数	体		
77		クワッド遮蔽体重量	ton/体		
78		クワッド遮蔽体数	体		
79		円周方向固定遮蔽体			

添付資料-7 物量データ (2/6)

	A	B	C	D	E
1		項 目	単 位	4S-BiG	備 考
2				入力欄	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
80		鋼製遮蔽体重量	ton	640	8基分
81		ZrHf固定遮蔽体重量	ton		
82		非円筒型B4C遮蔽体重量	ton		
83		非円筒型ZrH遮蔽体重量	ton		
84		非円筒型グランド遮蔽体重量	ton		
85		固定遮蔽体 円筒型			
86		B4C遮蔽体重量	ton	上記合入	
87		グランド遮蔽体重量	ton		
88	221.14	炉上部構造			
89		上部構造材料重量	ton	520	8基分
90		回転部分構造材料重量	ton		
91					
92		回転部分円周長	m		
93		ケーブル長さ	100m		
94	221.2	制御棒駆動機構			
95		主炉停止棒駆動機構基数	体	48	反射体 (8基分)
96		後炉停止棒駆動機構基数	体	8	中性子吸収棒 (8基分)
97	221.3	炉容器内配管			
98		流入配管径	mm	-	
99		流入配管長	m/本		
100					
101					
102					
103					
104					
105	221.5	炉容器ガードベッセル及び保温材			
106		ガードベッセル重量	ton	328	支持構造除く (8基)
107		保温材表面積	m ²	2120	8基分
108	222	主冷却設備			
109	222.1	1次主冷却設備			
110	222.11	1次主循環ポンプ、駆動装置及びガードベッセル			IHX一体型電磁ポンプ
111		ポンプ揚程	mNa	40	
112		ポンプ流量	m ³ /min/基	172	
113		駆動装置動力	kVA/基	6150	
114		ポンプ出口配管重量	ton/本		
115		熱膨張継手数	個/本		
116		ポンプ基数	基	8	
117		ポンプ重量	ton	160	20×8基 (電磁部品 40ton×8基含まず)
118	222.12	ガードベッセル逆止弁			
119		逆止弁口径	mm		
120	222.13	中間熱交換器及びガードベッセル			直管管内一次無液面
121		IHX伝熱面積	m ² /基	1689	
122		IHX筒重量	ton/基	12	
123		管板重量	ton/基	16	
124		ガードベッセル重量	ton/本	なし	
125		IHX基数	基	1	
126		IHX全重量	ton	400	50×8基
127	222.14	1次主冷却配管及び支持装置			
128		配管径	mm		
129		配管長	m/本		
130		ガード配管重量	ton/本		
131					
132					
133	222.3	2次主冷却設備			
134	222.31	2次主循環ポンプ及び駆動装置			S.G一体型電磁ポンプ
135		ポンプ揚程	mNa	40	
136		ポンプ流量	m ³ /min/基	280	
137		駆動装置動力	kVA	6970	
138		ポンプ基数	基	4	
139		ポンプ重量	ton	39	9.75×4基 (電磁部品46.75ton×4基含まず)
140	222.32	2次主冷却配管、支持装置及び膨張タンク			
141		配管径	mm		
142		配管長	m/本		
143		ベローズ継手数	個/本		
144		配管全重量	ton		
145		ガード配管及びIHXガード重量	ton/本		
146		膨張タンク重量	ton/本		
147	222.4	蒸気発生器設備			
148	222.41	蒸気発生器			一体貫流型 (EMP内蔵、有液面)
149		一体貫流型			伝熱管破断1本+3本
150		伝熱面積	m ² /基	4800	12Cr鋼

添付資料-7 物量データ (3/6)

	A	B	C	D	E
1		項 目	単 位	4S-BiG	備 考
2				入力欄	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
151		管重量	ton	620	155×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
152		胴重量	ton	173	43×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
153		管板重量	ton	134	33×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
154		Na入口管/リングヘッド	ton	46	11.5×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
155		内外シュラウド	ton	104	26×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
156		伝熱管支持	ton	108	27×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
157		支持フランジ	ton	40	10×4基 Mod. 9Cr - 1Mo
158		基数	基	4	4#-A
159		SC全重量	ton	1225	306×4基
160	223	補助炉心冷却設備			
161	223.1	直接炉心冷却設備 (PRACS)			
162		除熱割合 (自然対流)	MWt	32	4×8基
163		除熱割合 (強制対流)	MWt	100	12.5×8基
164		コイル伝熱面積	m ²	64.9	
165		DHX重量	ton		
166		ポンプ重量	ton		
167		配管重量	ton		
168	223.2	補助炉心冷却設備 (RVACS)			
169		コイル伝熱面積	m ²	2120	ガードベッセル面積 (8基分)
170		除熱容量 (自然対流)	MWt	24	MWt (8基分)
171		除熱容量 (強制対流)	MWt		
172		機器重量	ton		
173		配管重量	ton		
174	224	放射性廃棄物処理設備			
175	224.1	液体廃棄物処理設備			
176		液体廃棄物処理量	m ³ /h	1	1プラント
177	224.2	気体廃棄物処理設備			
178		気体廃棄物処理量	Nm ³ /h	2.1	1プラント
179		ガス配管径①	mm		
180		②	mm		
181		③	mm		
182		ガス配管長①	m		
183		②	m		
184		③	m		
185	224.3	固体廃棄物処理設備			
186		固体廃棄物処理量	m ³ /yr	10	1プラント
187	225	燃料取扱及び貯蔵設備			
188	225.1	燃料受入、貯蔵及び搬出設備			
189		炉心熱出力	MWt	3800	1プラント
190		燃料取扱設備全重量	ton		
191		炉内中継装置	ton		
192		燃料交換機	ton		
193		燃料出入機	ton		
194		キャスク台車			
195		その他			
196					
197					
198					
199	225.2	格納容器内燃料取扱設備			
200		炉心熱出力	MWt		
201	226	その他原子炉外設備			
202	226.1	不活性ガス受入及び処理設備			
203		加-ガス流量	Nm ³ /h		
204		1次7kVガス流量	Nm ³ /h		通常運転時
205		2次7kVガス流量	Nm ³ /h		通常運転時
206		加-ガス配管径			
207		1次7kVガス配管径①	mm		
208		②	mm		
209		③	mm		
210		④	mm		
211		2次7kVガス配管径①	mm		
212		②	mm		
213		③	mm		
214		加-ガス配管長			
215		1次7kVガス配管長	m		
216		②	m		
217		③	m		
218		④	m		
219		2次7kVガス配管長①	m		
220		②	m		
221		③	m		

添付資料-7 物量データ (4/6)

	A	B	C	D	E
1		項 目	単 位	4S-BiG	備 考
2				入力欄	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
222		窒素ガス流量	Nm ³ /h		
223		窒素ガス配管径①	mm		
224		②	mm		
225		③	mm		
226		窒素ガス配管長①	m		
227		②	m		
228		③	m		
229	226.2	予熱保温設備			
230		予熱保温面積	m ²		
231	226.3	冷却材受入、貯蔵、充填及び純化設備			
232		プラントのナトリウム重量	ton	960	1次冷却系(8基分)
233		EVST冷却設備除熱割合	%		
234	226.6	排気汚濁検出設備			
235		予熱保温面積	m ²		
236	226.7	原子炉設備補助冷却設備			
237	226.71	非常用冷却水設備			
238		流量	m ³ /h		
239		配管径①	mm		
240		②	mm		
241		③	mm		
242		配管長①	m		
243		②	m		
244		③	m		
245	226.72	窒素雰囲気(CO)冷却設備			
246		非常用冷却器・P07ユニット			
247		基数	基		
248		容量	ton/h/基		容量はプロア容量
249		常用冷却器・P07ユニット			
250		基数	基		
251		容量	ton/h/基		容量はプロア容量
252		非常用配管			
253		配管径	mm		
254		配管長	m		
255		1本数	個		
256		支持装置数	個		
257		常用配管			
258		配管径	mm		
259		配管長	m		
260		1本数	個		
261		支持装置数	個		
262		全重量	ton		
263		流量	m ³ /h		
264		配管径①	mm		
265		②	mm		
266		③	mm		
267		配管長①	m		
268		②	m		
269		③	m		
270	226.8	保守・補修設備			
271	226.82	排気除去及び除染装置			
272		洗浄槽容積	m ³		
273	227	計測制御設備			
274	227.1	プロセス計測制御設備			
275	227.14	プラント制御設備及び安全保護系			
276		制御機体数	体	48	反射体数(6×8)
277	277.2	排気処理及び表示設備			
278		運転員操作室数	室		
279		7インチ入力点数	点		
280		7インチ出力点数	点		
281		7インチ外入出力点数	点		
282	227.3	放射線監視設備			
283		放射線監視装置設置部屋数	室		
284	23	クレーン発電機設備			
285	231	クレーン発電機			
286	231.1	クレーン発電機及び付属品			
287		発電量	MWe	1,600	1プラント
288	231.2	基礎			
289		据付架台コンクリート体積	m ³		
290	231.3	主及び補助蒸気設備			
291		主蒸気流量	ton/hr		
292		主蒸気配管			

添付資料-7 物量データ (5/6)

	A	B	C	D	E
1		項 目	単 位	4S-BiG	備 考
2				入力部	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
293		配管径	mm		
294		配管長	m		
295	232	循環水設備			
296		建物体積	m ³		
297		循環水流量	m ³ /h		
298		配管長	m		
299	233	復水設備			
300		重量流量	ton/hr		
301		屋外設置タワ据付基礎コンクリート体積	m ³		
302	234	給水加熱設備			
303		給水流量	ton/hr	6.500	8モジュール
304		給水配管			
305		配管径	mm		
306		配管長	m		
307	235	その他のタービン設備機数			
308		重量流量	ton/hr		
309	24	付属電気設備			
310	241	開閉設備			
311	241.2	所内給電用開閉設備			
312		開閉器数	台		
313	242	所内給電用設備			
314	242.1	所内給電用及び起動用変圧設備			
315		変圧器数	台		
316		基礎体積	m ³		
317	242.2	エレクトロ スターション			
318		開閉器数	台		
319		変圧器数	台		
320	242.3	補助電力設備			
321		n ^o ンタリ設備数①	系統		
322		②	系統		
323		n ^o ンタリ設備容量①	Ah/系統		
324		②	Ah/系統		
325		ディーゼル発電設備数①	系統		
326		②	系統		
327		ディーゼル発電設備容量①	kW/系統		
328		②	kW/系統		
329		イン-ク数①	系統		
330		②	系統		
331		③	系統		
332		イン-ク容量①	kVA/系統		
333		②	kVA/系統		
334		③	kVA/系統		
335	243	配電盤			
336	243.1	制御盤			
337		盤数	面		
338	243.2	補助電力及び信号盤			
339		盤数	面		
340	244	防護設備			
341		設備数	式		
342	245	電気関係構築物及び配線収納設備			
343	245.1	地下配線用ダクト			
344		ダクト長さ	m		
345	245.2	ケーブル			
346		ケーブル長さ	m		
347	245.3	コンジット			
348		コンジット長さ	m		
349	246	動力用及び制御用配線			
350	246.1	発電機回路用配線			
351		発電機回路用母線長さ	m		
352	246.2	所内給電用配線			
353		所内給電用動力配線長	m		
354		母線長さ	m		
355		制御及び計装用配線長	m		
356		格納容器貫通部数	箇所		
357	25	発電用雑設備			
358	251	輸送、荷役設備			
359	251.1	ベルト及び林床			
360		一般グレード クリーン容量①	ton		
361		②	ton		
362		③	ton		
363		一般グレード クリーン m ³ ①	m		
364		②	m		

添付資料-7 物量データ (6/6)

	A	B	C	D	E
1		項 目	単 位	4S-BiG	備 考
2				入力欄	入力データに対する備考
3					
4					
5					
6					
359	251.1	クレーン及びホイス			
360		一般グレードクレーン容量①	ton		
361		②	ton		
362		③	ton		
363		一般グレードクレーンスパン①	m		
364		②	m		
365		③	m		
366		耐震グレードクレーン容量①	ton		R/B主クレーン
367		②	ton		
368		③	ton		
369		耐震グレードクレーンスパン①	m		
370		②	m		
371		③	m		
372		ホイス容量①	ton		
373		②	ton		
374		③	ton		
375		ジブクレーン容量	ton		
376	252	空気・水・蒸気供給設備			
377	252.1	圧縮空気供給設備			
378		コックレバ数	台		
379		配管径	mm		
380		配管長	m		
381	252.2	プラントドリス水設備			
382		機器数	台		
383		配管径①	mm		
384		②	mm		
385		配管長①	m		
386		②	m		
387	252.3	通常消火設備			
388		機器数	台		
389		配管径①	mm		
390		②	mm		
391		③	mm		
392		配管長①	m		
393		②	m		
394		③	m		
395	252.4	補助蒸気設備			
396		機器数	台		
397		配管径①	mm		
398		②	mm		
399		③	mm		
400		配管長①	m		
401		②	m		
402		③	m		
403	252.5	トリウム消火設備			
404		2次主冷却設備及びSG据付最下室床面積	m ²		
405	26	特殊材料			
406	261	1次冷却材			
407		トリウム重量	ton	960	1次冷却系(8基分)
408	262	2次冷却材			
409		トリウム重量	ton		
410	263	その他の流体			
411		その他の流体の全重量	ton		