



# 各種冷却材を有する高速増殖炉に関する プラント設計評価(2)

## - 水冷却炉，溶融塩炉，小型炉の検討及び総合評価 -

此村 守 神山 健司 久保田健一\*  
梅津陽一郎 笠井 重夫 一宮 正和  
大洗工学センター システム技術開発部

Comparative Design Study of FR Plants with Various Coolants(2)  
-Studies on Water Coolant FR, Molten Salt Coolant FR, Small Sized FBR and Evaluation of 6 FRs-

Mamoru KONOMURA Kenji KAMIYAMA Kenichi KUBOTA\*  
Yoichiro UMETSU Shigeo KASAI Masakazu ICHIMIYA

System Engineering and Technology Division, O-arai Engineering Center

実用化戦略調査研究フェーズⅠにおいて、多様な冷却材を有する高速増殖炉のプラント設計を行った。本稿では水冷却炉，溶融塩冷却炉，小型炉及びナトリウム，鉛ビスマス，ガス冷却炉を含めた六つの炉型の総合評価を詳述する。設計目標は建設単価が20万円/kWeとなることと設定した。結果として、ナトリウム冷却炉ではこの目標を満たすことが可能であること、また鉛ビスマス，ガス，水冷却炉でも、まだ目標値よりはやや高いものの、一層の工夫でこの目標を満たす見通しのあることが分かった。

*In Phase I of the Feasibility Studies on the Commercialized Fast Reactor(FR) Cycle System, plant designs on FR were performed with various coolants. This report describes the plant designs on water coolant FR, molten salt coolant FR, small sized FR, and the evaluation of 6 FRs including sodium, lead-bismuth and gas FRs. A construction cost of 0.2 million yen/kWe was set up as the design goal. The result is as follows: The sodium FR has the capability to obtain the goal, and FRs with lead-bismuth, gas and water coolants may satisfy the goal with further improvements.*

### キーワード

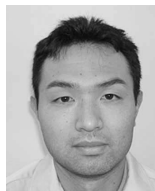
高速増殖炉，プラント設計，冷却材，水，溶融塩，小型炉，評価

*Fast Reactor, Plant Design, Coolant, Water, Molten Salt, Small Sized FR, Evaluation*



**此村 守**

FBRシステグループ  
ブリーダー  
原子炉プラント設計  
研究及びグループ  
総括に従事  
工学博士



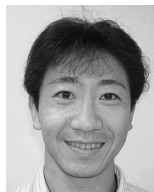
**神山 健司**

FBRサイクル安全  
設計グループ所属  
副主任研究員  
水冷却増殖炉の検討  
に従事



**久保田健一**

原子力開発営業部  
部長代理  
新型炉関連の開発  
営業業務に従事



**梅津陽一郎**

FBRシステグループ  
所属  
副主任研究員  
小型炉設計，安全  
系局限化設計に従  
事



**笠井 重夫**

FBRシステグループ  
所属  
研究主幹  
ナトリウム炉設計  
総括，小型炉設計  
総括に従事



**一宮 正和**

システム技術開発  
部次長  
FBRシステム設計  
に従事  
工学博士

\* 現在：株式会社東芝 電力システム社 原子力開発営業部  
Presently, Advanced Energy Plant Sales and Marketing Department, Power Systems and Services Company, TOSHIBA Corporation

## 1. はじめに

各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価(1)では、ナトリウム(以下、Na)冷却炉、重金属冷却炉、ガス冷却炉の検討結果を述べた。

ここでは、順に、(i)水冷却炉、(ii)溶融塩炉、(iii)小型炉及び六つの炉型の総合評価について研究結果を詳述する。

なお、小型炉については、この原子炉の市場として、冷却材の種類ではなく、原子炉出力が大きく影響するため、別に分類した。本稿では、電気出力150万kW級の原子炉を大型炉、電気出力50万kW級の原子炉を中型炉、そして電気出力5万kW級の原子炉を小型炉と呼んでいる。

小型炉の検討に当たっては財団法人電力中央研究所殿の協力を頂いた。また、水冷却炉の検討に当たっては日本原子力研究所及び東京大学岡教授の御指導を頂いた。

## 2. 水冷却炉の検討

経済性と信頼性が十分に実証された軽水炉プラントシステムを利用する高速増殖炉概念を検討した。検討対象として、沸騰水型軽水炉(以下、BWR)技術を利用した高転換比BWR型炉、加圧水型軽水炉(以下、PWR)技術を利用した高転換比PWR型炉及び軽水炉技術の発展型である超臨界圧軽水冷却高速増殖炉(SCFBR)の3概念を選定した<sup>1)</sup>。

水冷却により増殖性を確保するには、炉内中性子のエネルギーを現行軽水炉より高くする必要があり、減速材としての役割を持つ水を炉心から極力排除する。これにより、核的に増殖炉心が成立することを確認するだけでなく、過渡・事故時においても炉心冷却性が確保されていることを確認する必要がある。

なお、実用化されている軽水炉プラントシステムを利用することを基本としているため、炉心設計に際しては軽水炉と同様に、安全上の観点から負のボイド反応度係数・反応度を有することを前提条件とした。加えて、高速中性子を用いることになるため、Na冷却炉と同様に炉心体系が最大臨界形状にない。このため、設計基準事象を超えた炉心損傷事故の影響についても検討が必要となる。

このような観点から水冷却炉の検討項目を大き

く次の3項目に設定した。すなわち、転換比1以上の達成、熱水力的観点からの成立性及び再臨界問題の検討である。

なお、本検討に際しては、高転換型の水冷却炉に豊富な知見を有する日本原子力研究所<sup>2)</sup>、東京大学、軽水炉プラントメーカーの御協力を頂いた。

### (1) 高転換比BWR型炉

表1に基本仕様を、図1に炉心概念を示す。増殖炉とするため、燃料集合体を現行軽水炉の四角配列から三角配列の狭ピッチとすることにより水対燃料体積比を減少させると共に、冷却材を高ボイド率化させることにより高速中性子が減速される機会を減少させている。さらに、負のボイド係数・反応度を実現するため、炉心を改良型BWR(以下、ABWR)に比べ大きく扁平化し軸方向への中性子漏えいを促進させる設計とした。このような高ボイド率化・扁平化によって、炉心流量及び圧力損失はそれぞれABWRの1/3、1/4程度となり、再循環系を自然循環方式とすることができる。マイナーアクチニド(以下、MA)・核分裂生成物(以下、FP)を含んだ低除染燃料の装荷を想定しても、負のボイド係数・反応度を維持したまま1以上の増殖比を達成でき、自己リサイクルも可能であることが分かった。

熱的には、最小限界出力比(MCPR)は現行ABWRと同等の1.3を確保すると共に、熱水力設

表1 高転換比BWR型炉の基本仕様

項目	高転換比BWR型炉	ABWR
電力出力(MWe)	1,356	1,356
熱出力(MWt)	3,926	3,926
原子炉圧力(MPa)	7.2	7.2
炉心外接半径(m)	3.8	2.7
燃料集合体数	900	872
燃料棒外径(mm)	13.7	11.2 (9×9燃料)
燃料棒間隔(mm)	1.3	3.2
炉心部取出燃焼度(10 <sup>4</sup> MWD/t)*	6.0	4.5
炉心流量(10 <sup>4</sup> t/h)	1.7	5.2
炉心出口クオリティ(%)	53	14.5
炉心部平均ボイド率(%)	70	43
増殖比	1.05	-
最大線出力密度(kW/ft)	17	12
MCPR	1.3	1.3
ボイド係数(10 <sup>-4</sup> k/k/%void)	0.5	8
連続運転期間(月)	24	13

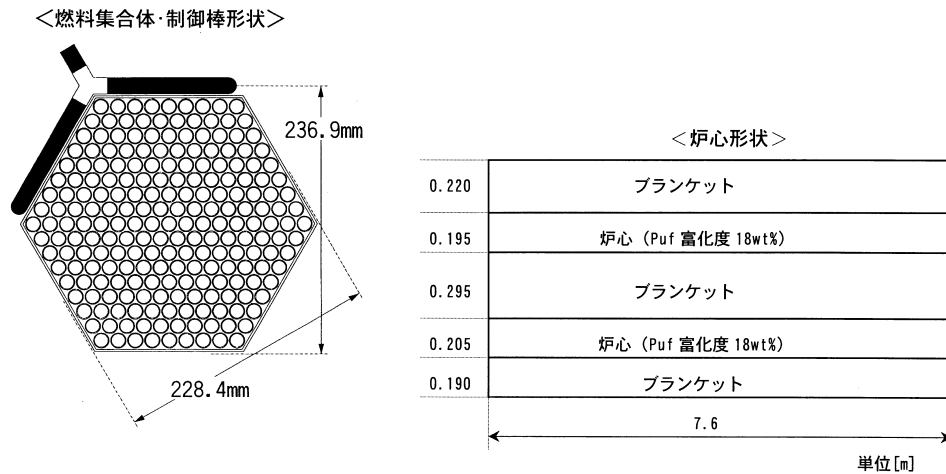


図1 高転換比BWR型炉の炉心概念

計に用いた伝熱相関式(修正CISE式)の保守性については、米国ベティス原子力研究所での限界熱流束実験の結果<sup>3)4)</sup>と比較することで確認した。さらに、代表的な設計基準事象についても評価を行い、成立する見通しを得た。

炉心損傷事象についても評価を行った。炉心及びプラント特性を考慮すると、炉心損傷に至るのは軽水炉と同様に除熱喪失であり、その時間的裕度はNa冷却炉に比べてはるかに大きいこと、及び損傷後には炉心内物質配位の変化にて再臨界に至る可能性はあるものの、作動流体が存在しないため大きな機械的エネルギー発生の可能性は低く、軽水炉と同様に熱的事故影響が主体となると推定されることが分かった。

ABWRプラントシステムを利用する点での問題は見出されておらず、再循環系を自然循環にて構成できるため、建設費は現行ABWR同等以下とできることが分かった。

(2) 高転換比PWR型炉

表2に基本仕様を、図2に炉心概念を示す。増殖炉とするため、燃料集合体を現行軽水炉の四角配列から三角配列の狭ピッチとすることにより水対燃料体積比を減少させるとともに、軽水に比べ中性子の減速能力が低い重水を冷却材に利用することにより、熱中性子への減速を回避させている。さらに、負のボイド反応度を実現するため、2種類の燃料集合体と、短尺のブランケット集合体を互い違いに配置することで、炉心ボイド時の中性子漏えいを増加させる設計とした。前述の(1)高転換比BWR型炉と同様に、低除染燃料の装荷を想定しても、負のボイド反応度を維持したまま1以上

表2 高転換比BWR型炉の基本仕様

項目	高転換比BWR型炉	ABWR
電力出力(MWe)	1,356	1,356
熱出力(MWt)	3,926	3,926
原子炉圧力(MPa)	7.2	7.2
炉心外接半径(m)	3.8	2.7
燃料集合体数	900	872
燃料棒外径(mm)	13.7	11.2
燃料棒間隔(mm)	1.3	3.2
炉心部取出燃焼度(10 <sup>4</sup> MWD/t)* (内部ブランケットあり/なし燃料)	6.0	4.5
増殖比	1.05	-
最大線出力密度(kW/ft)	17	12
ボイド反応度係数(% /全void)	0.5	8
連続運転期間(月)	24	13

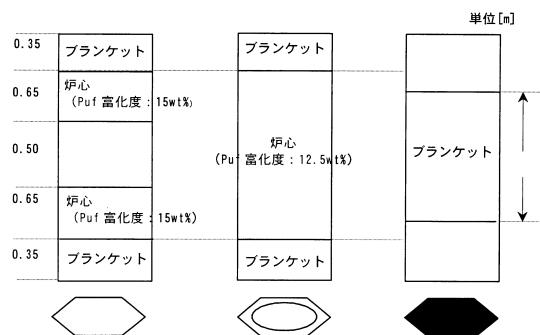
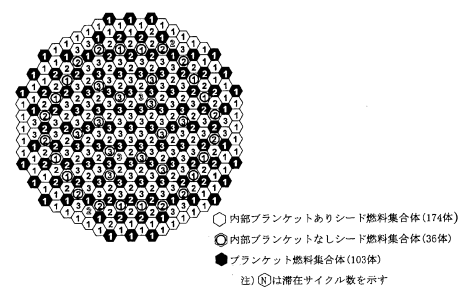


図2 高転換比PWR型炉の炉心概念

の増殖比を達成でき、自己リサイクルも可能であることが分かった。

熱的裕度については、定格出力運転時の最小限界熱流束比（以下、最小DNBR）をkfk相関式を用いて評価し、十分に裕度があることを確認し、相関式についても実験<sup>5)</sup>との比較によってその保守性を確認した。代表的な設計基準事象について最小DNBRを評価し、十分なDNB余裕の確保が可能であることが分かった。

炉心損傷事象については、炉心特性及びシステム構成を考慮した定性的な考察により、炉心が損傷するまでの事象進展については、現行PWRとほぼ同じであるとの見通しを得た。

重水を用いるため、PWRプラントシステムを利用する際に設備の変更は必要となるが、建設費は現行炉並となると考えられる。

### (3) SCFBR

東京大学にて検討されてきた概念で、冷却水を臨界圧力（22.1MPa）以上に加圧して使用することにより、沸騰点が存在しない単相流として扱うことができ、炉心出口温度の高温化によって熱効率の大幅な向上が可能になる概念である。システムとしては、火力発電プラントで用いられている貫流型直接サイクルを採用するため、設備の簡素化が可能になる。

表3に基本仕様を、図3に炉心概念を示す<sup>6)</sup>。燃料集合体を稠密三角配列とすることで水対燃料体積比を減少させると共に、液体と気体の双方の性質を兼ねた超臨界水を使用することにより、単位体積あたりに含まれる水分子中の水素原子の数を減少させ、熱中性子への減速を回避させている。

表3 SCFBRの基本仕様

電力出力(MWe)	1,698
熱出力(MWt)	3,832
冷却材入口/出口温度(°C)	280/523
熱効率(%)	44.3
原子炉圧力(MPa)	25
炉心等価直径(m)	3.50
燃料/ブランケット集合体数	270/163
Pu fissile 富化度(%)(内/中/外)	13.96/12.58/13.46
燃料棒外径/ピッチ(mm)	10.2/11.5
練炭型ブランケット水路内径/ピッチ(mm)	4.00/10.1
平均燃焼度(10 <sup>4</sup> MWd/t)	4.3
増殖比	1.034
最大線出力(W/cm)	382
冷却ボイド反応度係数(10 <sup>-5</sup> dk/k/%void)	6.49
運転サイクル(日)/バッチ数	390/3

さらに、負のボイド反応度を実現するため、薄い水素化ジルコニウムの層を炉心燃料とブランケットの境界に配置した径方向非均質炉心を採用することで、炉心ボイド時のスペクトルを調整する。これらの対策により増殖性の確保が可能となる。他の概念同様に、低除染燃料の装荷を想定しても、増殖性を確保が可能となる。

熱的裕度の評価については、相変化のない超臨界圧水を用いる場合、現行軽水炉とは異なる手法を用いる。すなわち、熱流束比ではなく、被覆管温度が設計制約条件となる。ここで、擬臨界温度近傍における伝熱劣化現象を考慮する必要があるが、この現象は亜臨界水での沸騰遷移に比べると穏やかかつ連続的で、擬臨界温度近傍のみで生じ

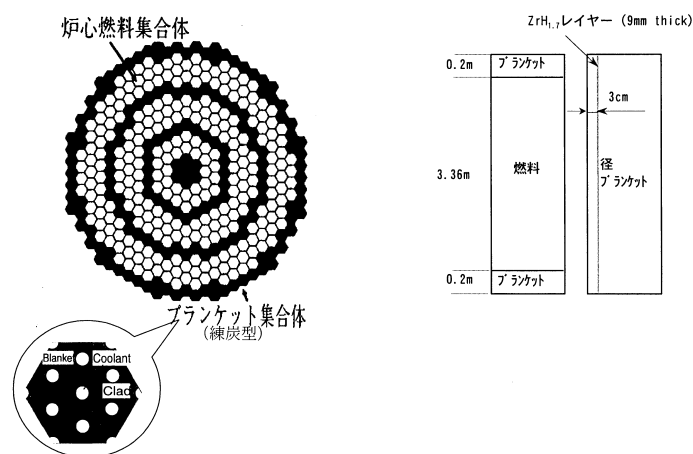


図3 SCFBRの炉心概念

るため、この時の熱伝達率については、乱流数値シミュレーションで予測することが可能となり、実験結果と良く一致することが確認されている<sup>7)</sup>。通常運転時及び代表的な設計基準事象に対して、十分な裕度を持つことが可能な見通しを得た。

炉心損傷事象については、炉心特性及びシステム構成を考慮した定性的な考察により、炉心が損傷するまでの事象進展は、現行軽水炉とほぼ同じである見通しを得た。

プラントシステムについては、ABWR プラントを基に主要機器の配置検討を行い、機器の簡素化及び熱効率の向上によって、建設単価は現行 ABWR に比べて大幅に低減できる可能性を有することが分かった。

#### (4) まとめ

水冷却においても、1をやや上回る程度の増殖比が達成できる見通しを得た。現行軽水炉のワンスルー・サイクルと比べて、ウラン資源の節減効果もあり、軽水炉からのプルトニウムをリサイクルするシステムを構築することは可能と考えられる。水冷却増殖炉は、現行軽水炉の延長線上の技術として、現有の使用済み燃料貯蔵量の低減や余剰プルトニウムの有効利用など、原子力発電が直面する当面の課題に早期に対応できる技術として意義があるものと考えられる。

### 3. 溶融塩炉

#### (1) 溶融塩炉の特徴<sup>6)-13)</sup>

流動燃料炉としての溶融塩炉は通常の固体燃料炉と比べて次の特徴を有する。

- ① 燃料集合体等の構造物がなく炉心構造が単純
- ② 燃料取り扱いが容易でポンプでの輸送も可能
- ③ 照射前の燃料加工や検査が簡素化され、照射後の分解・脱被覆や溶融の工程も簡略化
- ④ 固体廃棄物がなく、廃棄物処理が簡素化
- ⑤ 核分裂生成物の連続的除去が可能（中性子経済の改善により燃焼度を向上、放射性物質インベントリ小で潜在的な危険性が低減）
- ⑥ 液体燃料として固有の安全性（熱膨張による負の反応度温度係数）
- ⑦ 溶融塩本来の性質として化学的に不活性  
また、次のような短所もある<sup>13)-15)</sup>。
- ① 燃料被覆管がなくFPを閉じ込める障壁が少ない
- ② 燃料の炉心外部への移動で遅発中性子が損失する

- ③ 炉心以外の冷却系設備における核分裂性物質のインベントリが大きい
- ④ 燃料が冷却系を循環することによりポンプや熱交換器が放射化され、燃料やFPが付着する
- ⑤ 構造材の腐食と質量移行の問題がある
- ⑥ 連続再処理技術として耐食材料や成分分析方法並びに制御監視方法等の新規開発が必要とされ、原子炉本体の開発に比べてより困難の度合いが大きい

#### (2) 基本概念の検討

燃料塩（1次系）には三塩化物（ $UCl_3$ 、 $PuCl_3$ ）<sup>6)</sup>を、2次系には溶融塩より熱伝達特性がよく、同時に化学的活性の小さい液体金属鉛を採用することを特徴とする溶融塩高速炉である。着眼点は以下の4項目である。

- ① 1次系システムには配管のないタンク型を、2次系には熱伝達特性のよい鉛冷却材を採用し、中間熱交換器を小さくして燃料塩のインベントリを極力低減する。
- ② オンラインFP除去のみでプラント寿命中(40年間)燃料交換を不要とする。  
(プラント運転中に連続再処理する施設は不要)
- ③ 燃料塩は、プラント寿命後の再処理運転により再利用可能とする。
- ④ 出力規模の適正化とモジュール化による経済性向上を図る。

#### (3) 検討結果と評価

溶融塩タンク型モジュール炉のプラント概念を図4に、基本仕様を表4に示す。

基本仕様の中で、増殖比はブランケットなしの状態での1.03であり、1.2の高増殖を達成するには炉内固定ブランケットを配置する等の方策が必要となり、その構造・再処理法については今後の検討課題である。

また、炉心取出平均燃焼度はプラント寿命40年1バッチで5万MWd/t程度で、ウラン資源有効利用の点で十分ではなく、燃焼度増加のためには出力密度の増加・炉外滞在溶融塩量の減量等の方策が必要となる。しかし、出力密度増加は溶融塩炉内滞在時間の減少を導き、遅発中性子割合の低下から原子炉制御性へ影響を与える。また、炉外滞在溶融塩量の減量は中間熱交換器等の小型化を必要とするなど課題が多く、溶融塩システムを考える上で、今後解決していかなければならない。

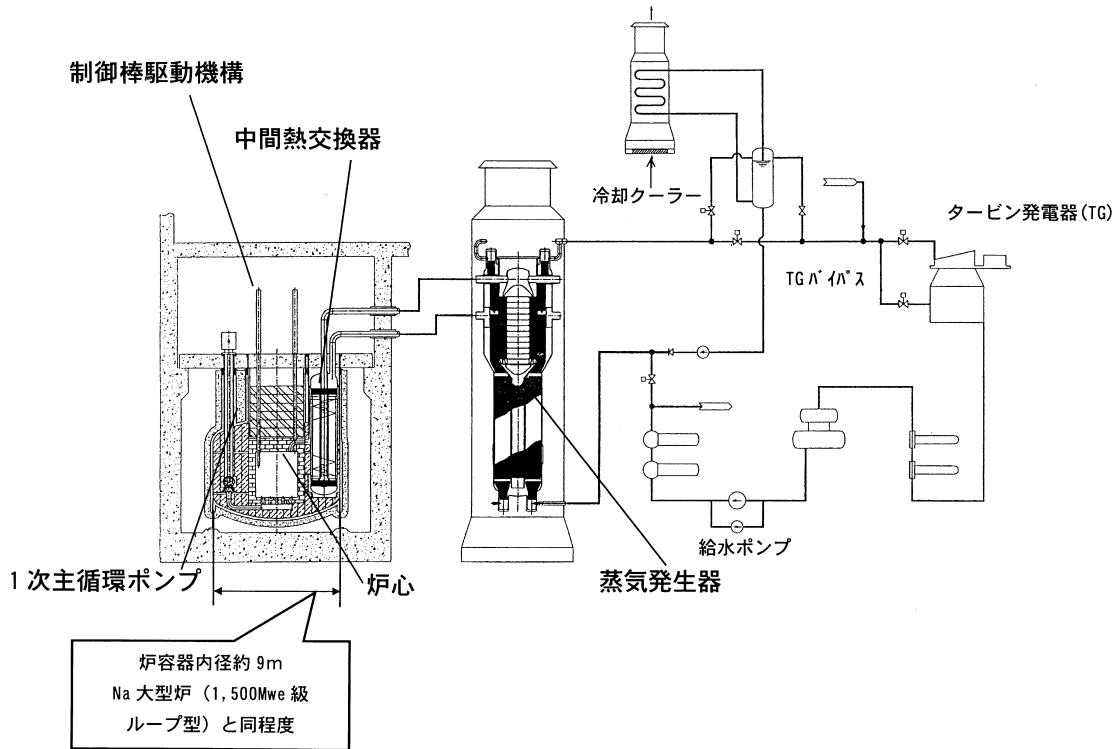


図4 塩化物溶融塩炉のプラント基本系統概念

表4 溶融塩炉のプラント基本仕様

項目	基本仕様
原子炉型式	再処理一体型塩化物溶融塩タンク型モジュール炉
出力(発電端)	約420MWe/1,000MWt × 4モジュール
ループ数	IHX6基/SG1基/モジュール
1次系温度	650 /470 (塩化物溶融塩)
2次系温度	400 /570 (Pb)
主蒸気温度/圧力	495 /17.5MPa
炉心・燃料	塩化物溶融塩燃料(10NaCl 20UCl <sub>3</sub> 2.5PuCl <sub>3</sub> )
燃焼度	約5万Mwd/(炉心取出平均)
増殖比	1.03(ブランケットありの場合1.2)
原子炉停止系	運転棒6本+炉停止棒6本/モジュール
炉心安全性	①受動的炉心停止方策:負の反応度温度係数 ②再臨界回避方策:炉心周囲の反射体効果,核分裂物質濃度の低減,炉心領域以外での再臨界性低下の設計対応により排除可能
1次主循環ポンプ	縦型機械式(約16m <sup>3</sup> /min × 3基/モジュール)
IHX	管内1次ヘリカルコイル型(167MW × 6基/モジュール)
SG	電磁ポンプ内蔵貫流ヘリカルコイル型(1基/モジュール)
崩壊熱除去方式	SGHIRS + SGACS
原子炉格納施設	建屋ライナ張りコンクリート格納施設
燃料取扱方式	プラント運転期間中燃料無交換
(1)FP除去装置	R/V内設置(2基/モジュール)
(2)再処理装置	寿命後R/V内設置(2基/モジュール)
プラント寿命	40年
免震	建屋3次元免震
原子炉建屋	32m × 108m × 30mH(約10万m <sup>3</sup> /4モジュール)

#### 4. 小型炉

我が国における原子力発電所は、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アプローチを採ってきた。これに対して小型炉のアプローチは、エネルギー需要の多様化、立地の分散化等を視野に入れた幅広いニーズに応えるものといえる。本研究では、小型炉のニーズと高速炉の特徴とを踏まえ、小型高速炉の設計要件を整理し、Na冷却炉と鉛ビスマス冷却炉について設計を具体化した。

##### 4.1 小型炉のニーズと要求条件

国内における小型炉のニーズとして、需要地に近接することによる送電ロス・送電コストの低減及び建設費が少ないこと等による投資リスクの縮小が挙げられる。大型炉が大都市から遠く離れたところに建設されている理由の一つは、大都市近郊の地価の高さによる敷地面積確保の困難さによるものであるが、敷地面積の小さい小型炉は都市近郊立地を考えることも可能である。また、島しょ向け電源として、必要電力量は少ないが立地場所が限られている場合にも小型炉のニーズがあると考えられる。また、投資リスクの縮小はユーザの導入計画へ適用しやすい。

海外向けには多目的利用にニーズが広がると考えられる。例えば、海水淡水化や寒冷地への熱供給のためには、限られた地域に適切な出力の原子炉が適合する。また、このように厳しい環境では燃料供給が困難となりがちであることから、燃料交換頻度が少ないことも求められる。

さらに、経済性に優れた大型炉ではカバーできないこれらのニーズに対応するためには、少なくとも原子力以外の分散電源と競合する経済性が求められる。

#### 4.2 小型炉設計研究における着眼点

以上の要求条件に適合するための具体的な設計検討を実施するに当たり、小型高速炉の要求条件を満たすための着眼点として、炉心寿命30年、自然循環特性の向上及び炉心損傷防止強化の三点を定めた。

##### (1) 炉心寿命30年

長寿命炉心の実現可能な年数とプラント寿命との関係を考慮し、本研究では炉心寿命の目標を30年とした。一般的に、炉心の長寿命化のためには出力密度を下げるが、出力当たりの物量評価で不利となる。本研究では高速炉の特徴である良好な内部転換性能を長寿命化に活かす検討を行い、炉心形状を径方向2領域炉心として燃焼反応度が小さくなる炉心概念を構築し、合理的な炉心サイズで長寿命化を図った。さらに、炉心長寿命化は燃料交換頻度を大幅に低減することに活かし、燃料交換設備を常設せず、燃料交換が必要となった場合に仮設で対応するものとし、同時に炉上部構造を大幅に簡素化することで物量低減を図った。炉心安全の観点からも、燃焼反応度を小さくすることにより、潜在的に保有する投入反応度の小さい炉心とした。

##### (2) 自然循環特性の向上

小型炉設計の要点として、システム簡素化を指向した物量削減方策が求められる。本研究では自然循環特性の向上を図ることで、ポンプ駆動の削減による物量及び所内負荷率の低減、定期検査時の検査項目削減、冷却材流量喪失事象に対する高い耐性等、様々な利点を備える概念を検討した。自然循環冷却炉は、Na冷却及び鉛ビスマス冷却について、定格運転時も1次冷却系流量を自然循環力によって確保する概念を検討した。準強制循環炉は、Na冷却について、定格運転時はポンプ駆動

により流量を確保するものの、自然循環力により事故時の流量確保を図った概念を検討した。

##### (3) 炉心損傷防止強化

本検討の小型炉では長寿命炉心及び自然循環特性向上を指向することにより、次のような安全性に関する特徴を備える。

- ① 炉心の出力密度が小さく異常時の温度変化が穏やか
- ② 炉心の燃焼反応度が小さく、炉心が持つ潜在的な反応度を極小化することができる
- ③ 一定以上の冷却材流量が自然に確保される

これらの特徴を活かし、炉心損傷に至る起因事象、特にスクラム失敗が伴う事象に対しても事象が静定するプラント概念を検討した。その結果、スクラム不能時の過渡変化(ATWS)条件でも炉心損傷に至らず、受動的に事象終息する見通しが得られた。さらに、事故事象にスクラム失敗が重畳する厳しい条件でも、炉心損傷に至らずに受動的に事象が終息する可能性を見いだした。

炉心局所閉塞に対しては、ダクトレス集合体又はフローホール付集合体を採用して集合体側部からも冷却材の流入が期待できる方策とした。特に自然循環炉であれば、ダクトレス集合体との組み合わせにより、局所閉塞が生じた場所の温度が上昇することでその部分の冷却材の浮力が増加することにより高温部の流量が増加する流量再配分効果を期待することができる。

崩壊熱除去系に関しては、大型炉では除熱容量の限界により採用することが困難であった原子炉容器補助冷却システム(以下、RVACS)の採用により、受動性の高いシステムを指向した。

#### 4.3 各候補概念の検討状況

冷却材選定は、低圧システムのほうが受動安全性の高い概念を構築しやすいとの判断から、Na冷却と鉛ビスマス冷却について検討することとした。燃料選定では、重金属密度を高くでき、長寿命に向く金属燃料及び窒化物燃料を冷却材との相性により採用することとした。その結果、検討する冷却材と燃料の組み合わせは、Na + 金属燃料、鉛ビスマス + 窒化物燃料の2種類となった。また、Na炉については、1次系を完全自然循環とする概念のほかに、強制循環により原子炉のコンパクト化を図ることにより経済性との両立を指向する準強制循環概念も検討した。

プラントのループ数は、簡素化追求のために1ループで検討した。この場合、事故時の炉心冷却確保が懸念されるが、自然循環1次系炉心補助冷却システム（以下、PRACS）+ RVACSの採用で信頼度の低下を防ぎ、主冷却系の故障でも受動的に炉心冷却性が確保できるようにした。

#### (1) 自然循環方式タンク型Na冷却炉

本概念は、Na冷却小型高速炉4S（Super Safe, Small and Simple）<sup>7)</sup>の基本概念を出発点として、炉心圧損の低減により1次冷却系を定格運転においても自然循環とすることを旨としたプラント概念である。本概念のプラント基本系統及び原子炉概念を図5に示す。

1次冷却系自然循環のため、炉心低圧損化による炉心径の拡大により、原子炉容器内径は4Sの2.5mから4mとなったが、全高は中間熱交換器（以下、IHX）及びPRACS用崩壊熱除去熱交換器（以下、DHX）の径寸法拡大による高さ削減、並びに炉心の短尺化により約23mから18mまで短縮された。炉心径が増加したことにより4Sの炉心制御方式である反射体制御が困難となり、制御棒方式に変更した。1次冷却材は自然循環力により駆動されるため、1次系主循環ポンプを削除した。ただし、プラント起動時に必要な1次冷却系の補助動力として、IHX下方に補助電磁ポンプを設置している。

物量は原子炉及び主冷却設備（以下、NSSS）物

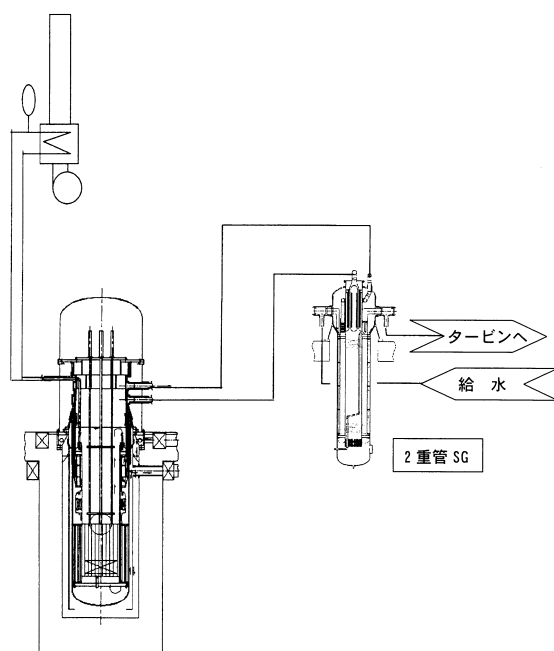


図5 自然循環方式タンク型Na冷却炉の概念図

量が8.0トン/MWe、原子炉建屋容積が8,300m<sup>3</sup>となった。

#### (2) 準強制循環方式ループ型Na冷却炉

1次系を完全な自然循環とし受動安全性の向上を目指した前述の概念に対して、本概念は炉心圧損を完全自然循環炉と従来型炉の中間領域とし、自然循環力の強化による受動安全性向上と原子炉構造の物量低減の両立を指向したプラント概念である。本概念のプラント基本系統及び原子炉概念を図6に示す。

1次主冷却系は電磁ポンプにより駆動するが、冷却材流量喪失事象への耐性を強化するために、1次主冷却系の自然循環ヘッドを大きくとり、炉心圧損を小さくして自然循環能力を増強している。炉心低圧損化による炉心径の拡大により原子炉容器内径は2.5mから3.34mとなったが、全高はIHX及びPRACS用DHXの径寸法拡大による高さ削減と炉心の短尺化により約23mから18m程度まで短縮された。強制循環冷却とすることにより、出力制御系を含めて炉心径約2mに制限して物量削減を図った。炉心制御方式は、4Sと同様に反射体制御方式とした。IHXは原子炉容器の外部に設置し、蒸気発生器（以下、SG）との合体機器とすることにより物量削減を指向した。SG伝熱管破損の炉心影響を排除するため、鉛ビスマス中

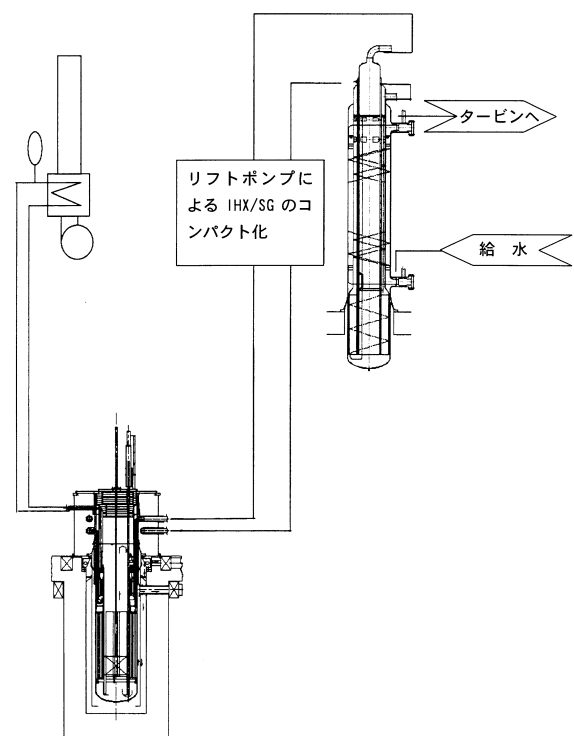


図6 準強制循環方式タンク型ナトリウム冷却炉の概念図



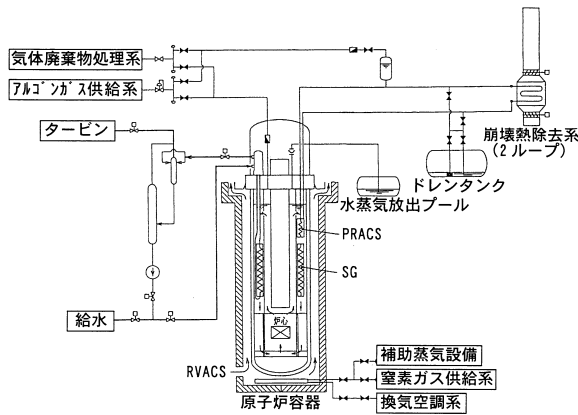


図7 自然循環方式タンク型Na冷却炉の概念図

間媒体を使用した一体型 IHX SG を採用した。

物量はNSSS物量が6.0トン/MWe、原子炉建屋容積が12,000m<sup>3</sup>となった。自然循環方式との比較では、NSSS物質としては優位にあるが、鉛ビスマス取扱いに伴う補助設備の増加、1次冷却系範囲拡大による格納設備の増加等により一体型 IHX SG 採用によるプラントコストへの影響は有意な差が見られなかった。

### (3) 自然循環方式タンク型鉛ビスマス冷却炉

本概念は、鉛ビスマスを冷却材に使用することで2次系を削除し、さらに自然循環力に期待したシステムを指向したものである。本概念のプラント及び原子炉構造の基本概念を図7に示す。

冷却材が鉛ビスマスという高密度液体であるため、制御棒の重力落下挿入を実現できるように、鉛ビスマスより高密度なタンタルを制御棒材料に採用した。タンタルは従来の制御棒材料よりも反応度値が小さいが、小型炉用炉心が低燃焼反応度であるため採用が可能となっている。

本概念では、長寿命1バッチ炉心であることから炉心一体交換を図ったが、鉛ビスマス中の交換のために炉心まわりの構造を強固にする必要があり、この部分の物量が巨大なものとなった。物量はNSSS物量が7.7トン/MWe、原子炉建屋容積が8,700m<sup>3</sup>となった。

#### 4.4 まとめ

設計要件として、炉心寿命30年、自然循環特性の向上及び炉心損傷防止強化の三点を掲げ、これら要件を満たす3種類の概念を具体化した。物量による比較では、Na冷却炉の自然循環型炉と準強制循環型炉の比較において、NSSS物量は準強制循環炉が有利であること、及び鉛ビスマス中間媒

体を使用して2次系を簡素化する場合と従来型2次系を採用する場合との比較では差が表れない結果を得た。鉛ビスマス冷却炉の検討からは、炉心一体交換する概念は原子炉構造の物量が大きくなり経済的に見合わない結果となった。

今後は、フェーズⅡの設計要求においてプラントコストの最適化を行い、小型炉のニーズを見据えながら実用化の見通しを得るよう検討を進める。

## 5. 総合評価

実用化戦略調査研究フェーズⅠにおいて、実用化候補概念を実現し得る冷却材として、Na、鉛ビスマス、ガス、水を選択した。

フェーズⅠで選択した冷却材により構築したプラント概念について、いずれも安全性を確保した上で、Na冷却炉は当初目標の建設コスト20万円/kWeを満たすことが可能となり、鉛ビスマス冷却炉、ガス冷却炉及び水冷却炉では、まだ目標値よりはやや高いものの、一層の工夫により目標を満たす見通しのあることが分かった。もちろん、冷却材により高速中性子の経済性（炉心特性）には優劣がある。また、開発すべき事項の難易度にも差がある。

フェーズⅠでは、冷却材の特徴をあまり考慮せず、一律に先の五つの目標を満たすことを条件として、「物量」及び「建設コスト」を指標として比較した。異なる冷却材について、このような同一の境界条件で同一の指標を用いて比較した研究は、本研究が初めてである。これにより、それぞれの冷却材が持つ弱点を設計で強化するための方策とそのコストが明確となった。

## 6. おわりに

2011年度から5カ年の予定で開始したフェーズⅡでは、それぞれの冷却材ごとに、その成立性を左右する課題について具体的な事実を確認し、その解決の見通しを得ること、また、それぞれの冷却材の特徴を最大限生かしたプラント像を構築することを一つの目的としている。本研究により、原子炉プラントについて、実用化時代に要求される要件を満たす実用化像を提示できるものと考えている。

## 参考文献

- 1) 神山健司, 佐々木誠, 他: “水増殖炉の検討”, JNC TN9400 2000 064 (2000).
- 2) 日本原子力研究所: “低減速スペクトル炉心の研究 - 平成10~11年度報告書 - ”, JAERI-Reseach 2000 035 (2000).
- 3) B.W. LeTourneau et al.: “Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in Bundles of Twenty 0.25 and 0.28 Inch Diameter Rods”, WAPD TM 1013 (1975)
- 4) B.W. LeTourneau et al.: “Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in Bundles of Twenty 3/4 in Rods”, Nucl. Sci. Eng. 54 214 (1974)
- 5) 新谷文將, 吉田啓之, 他: “低減速スペクトル炉PWRの熱的成立性”, 日本機械学会2000年度年次大会講演論文集 (2000).
- 6) 石渡祐樹, 岡芳明, 他: “超臨界圧軽水冷却高速炉の増殖性の研究”, 日本原子力学会, 2000年秋の大会予稿集, H23 (2000)
- 7) S. Koshizuka, N. Takano et al. : “Numerical analysis of deterioration phenomena in heat transfer to supercritical water”, Int. J. Heat and Mass Transfer, vol. 38, p. 3077 3084 (1995)
- 8) 菅野昌義, 他: “熔融塩炉開発の現状と将来”, 日本原子力学会誌, 第16巻第5号, p.249 (1974)
- 9) 熔融塩増殖炉研究専門委員会: “熔融塩増殖炉 - MSBR 研究の進歩と開発への展望 - ”, 日本原子力学会 (1977)
- 10) トリウムサイクル調査研究専門委員会: “トリウムサイクル - 研究開発の現状と発展の道 - ”, 日本原子力学会 (1980)
- 11) P.A.Nelson, et al. : “Fuel Properties and Nuclear Performance of Fast Reactors Fueled with Molten Chlorides”, Nuclear Applications and Technologies, vol.3, p.540 (1967)
- 12) D.H.Gurinsky : “Liquid Metal Fuel Reactors”, Reactor Handbook vol. IV chap.20, S.McLain, and J.H.Martens edit., Interscience Publishers (1964)
- 13) 古川和男: “液体燃料”, 石森富太郎編, 原子炉工学講座4, 燃・材料第Ⅸ編, P77, 培風館 (1972)
- 14) T.H.Pigford : “Historical aspects of Nuclear Energy Utilization in the Half Century and its Prospects Toward the 21st Century”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.33, p.195 (1996)
- 15) H.G.MacPherson: “The Molten Salt Reactor Adventure”, Nuclear Science and Engineering, vol.90, p.374 (1985)
- 16) M.Taube : “Plutonium Fused Salts Fuels for Fast Breeder Reactor Nuclear and Chemical Criterion”, Nucleonika, vol.6, p.565 (1961)
- 17) S. Hattori, A. Minato : “The Super Safe, Small and Simple Reactor (4S 50)”, Proc. of Int. Conf. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, vol.II, 16 3 (1992)