



# 高速増殖炉システムの設計要求 に対する評価内容

(独)日本原子力研究開発機構

2006年4月



# 高速増殖炉システムの設計要求

開発目標	高速増殖炉の設計要求
<b>安全性</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>● 炉心損傷の発生頻度 <math>10^{-6}</math>/炉・年未満</li><li>● 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 あるいは事故管理方策の具体化</li><li>● 仮想的な炉心損傷時の再臨界発生を回避し、その影響を原子炉容器あるいは格納施設内で確実に終息</li></ul>
<b>経済性</b> 高速増殖炉サイクル全体としての発電原価 4円/kWh	<ul style="list-style-type: none"><li>● 建設費: 20万円/kWe</li><li>● 燃料費: 炉心燃料の平均燃焼度 15万MWd/t</li><li>● 運転費: 連続運転期間 18カ月以上、稼働率 90%以上</li></ul>
<b>環境負荷低減性</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>● 軽水炉の使用済燃料中のMAも経済的に燃焼できるよう、5%程度のMA含有低除染TRU燃料を受入可能</li><li>● 長寿命核分裂生成物の核変換能力</li></ul>
<b>資源有効利用性</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>● 増殖比 低除染TRU燃料を用いて増殖比1.0以上を達成できること 1.1以上が達成できる場合は、移行期での経済性向上のため、炉心全体の燃焼度の増加及び連続運転期間の長期化を図る</li><li>● 基幹電源としての利用に加え、多目的利用・高熱効率を達成できること(目標)</li></ul>
<b>核拡散抵抗性</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>● 低除染TRU燃料を輸送・取扱い、高線量化により接近性を制限</li></ul>



# 高速増殖炉システムの設計要求への適合可能性

設計要求			ナトリウム炉(1,500MWe) 酸化物燃料(金属燃料)		He炉(1,500MWe) 窒化物燃料		Pb-Bi炉(750MWe) 窒化物燃料		水炉 (1,356MWe) 酸化物燃料
			資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	
安全性			受動的な安全機構及び再臨界回避方策について 炉外・炉内試験実施中		炉心加熱昇圧に伴う燃料流出とコアキャッチャによる再臨界回避の可能性		燃料浮遊による再臨界回避の可能性		吸収体設置などによる再臨界回避の可能性
資源有効利用	増殖比(1.0~1.2程度)		1.10(1.11)	1.03(1.03)	1.11	1.03	1.10	1.04	1.05
	初装荷炉心に必要となる核分裂性物質質量		5.7(4.9)t/GWe	5.8(5.1)t/GWe	7.0t/GWe	7.0t/GWe	5.9t/GWe	5.9t/GWe	11t/GWe程度
	高速増殖炉に全てリプレースするために必要となる期間		60年程度	—	110年程度	—	70年程度	—	250年程度
環境負荷低減	MA燃焼		低除染条件(FP含有率0.2vol%)で、 軽水炉使用済み燃料条件のMA含有率5%程度まで受入可能						低除染条件でMA含有率4%程度まで受入可能
	FP核変換		炉心部及び径ブランケット領域に装荷することで、 自己生成成分のLLFP(I-129とTc-99)を核変換できる可能性あり						未検討
経済性	燃料費削減	炉心平均(15万MWd/t以上)	14.7(14.9)万MWd/t	15.0(15.3)万MWd/t	12.1万MWd/t	12.3万MWd/t	15.4万MWd/t	15.5万MWd/t	8.8万MWd/t
		全体平均(6万MWd/t以上)	9.0(13.4)万MWd/t	11.5(15.3)万MWd/t	6.9万MWd/t	8.9万MWd/t	10.5万MWd/t	12.8万MWd/t	4.5万MWd/t
	稼働率向上	連続運転期間(18ヶ月以上)	26(22)ヶ月	26(22)ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月
		稼働率(計算値)(90%以上)	95(94)%程度	95(94)%程度	92%程度		93%程度		93%程度
	熱効率向上	出口温度	550℃		850℃		445℃		287℃
		熱効率/所内負荷率	42.5% / 4%		47% / 3%		38% / 3%		35% / 3%
資本費削減	建設単価(20万円/kWe以下)	相対値:90%程度		相対値:100%程度		相対値:100%程度		相対値:100%程度	

\* 稼働率(設計値)=100×連続運転期間/(連続運転期間+計画停止期間)

資源重視: 倍增時間を短縮し、より効率的にPuを増殖させる炉心仕様

経済性重視: 平均燃焼度向上により燃料サイクルコスト低減を図った炉心仕様



## 安全性:ナトリウム冷却炉(1/3)

### － 炉心損傷の発生頻度 －

#### 評価の前提条件

1. 評価範囲は出力運転時の内的起因事象による炉心損傷
2. 炉心損傷の発生頻度の評価手法は軽水炉と同じ。
3. ヒューマンエラー、軽水炉と同種機器の故障の確率は軽水炉と同じ評価手法・データに基づく。
4. ナトリウム冷却系機器の信頼度は、国内外のナトリウム冷却炉での運転経験に基づく。

#### 評価の結果

炉心損傷の原因は下記(1)～(3)に分類され、各発生頻度の推定値は以下のようになった。

- |            |   |
|------------|---|
| (1)スクラム失敗  | 約 $1 \times 10^{-8}$ ～ $3 \times 10^{-8}$ /炉年 |
| (2)原子炉液位喪失 | 約 $4 \times 10^{-9}$ /炉年                      |
| (3)崩壊熱除去失敗 | 約 $2 \times 10^{-8}$ /炉年                      |

- 上記(1)～(3)を合計して得られる炉心損傷の発生頻度は高々 $5.4 \times 10^{-8}$ /炉年と推定。
- 判断基準 $10^{-6}$ /炉年未満を満足する見通し。



## 安全性:ナトリウム冷却炉(2/3)

### — 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 —

#### 安全設計：

- (1)炉停止系については、独立2系統とした上で後備炉停止系に受動的な制御棒切り離し機構（SASS: Self Actuated Shutdown System）を設置して受動安全性の強化を図る。
- (2)崩壊熱除去系については、冗長性と多様性を持つ完全自然循環によるシステム構成とし、動的機器への依存性を減らすことにより信頼性向上を図る。
- (3)ナトリウム漏洩時の原子炉容器液位確保については、静的機器（外管・ガードベッセル）による2重バウンダリ構造により信頼性向上を図る。

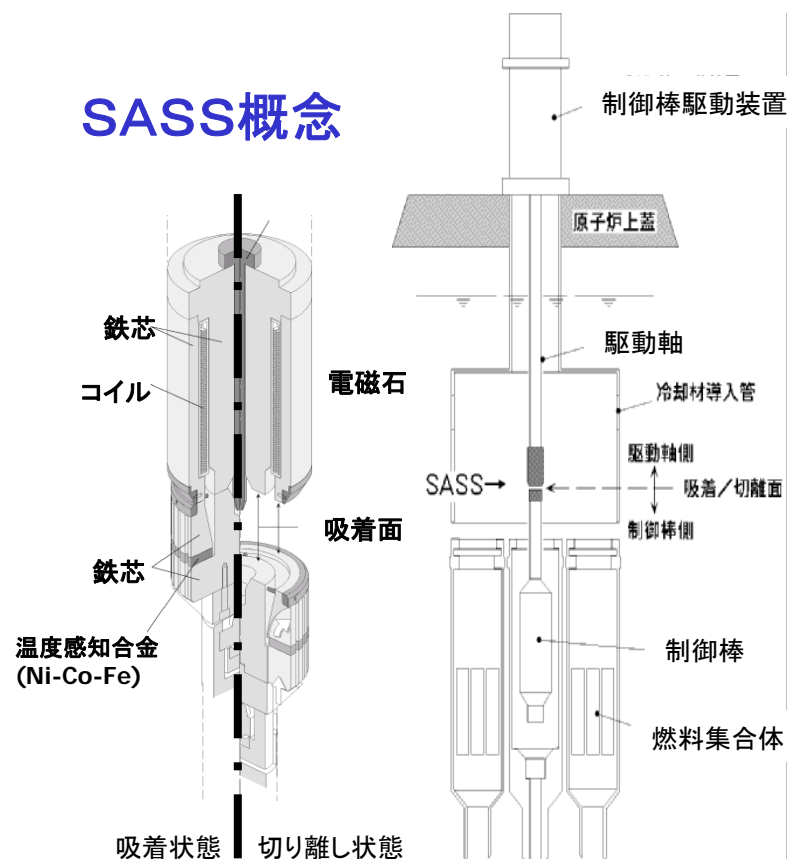
#### 安全設計の確認：

##### (1) SASSの有効性評価

- ・大型MOX燃料炉を対象に、代表的な3種類の炉停止失敗事象（流量減少型、過出力型、除熱源喪失型）について解析を行い、本概念への適用見通しを得た。
- ・炉外のナトリウム中試験や「常陽」での照射環境試験によってSASSの機能確認を行い、設計に必要な技術を整備した。

##### (2) 自然循環崩壊熱除去機能の評価

- ・全交流電源喪失を含む想定すべき異常事象について解析を行い、完全自然循環型の崩壊熱除去系が必要除熱量を確保可能である見通しを得た。





# 安全性:ナトリウム冷却炉(3/3)

## —炉心損傷時影響の格納施設内での終息—

### 安全設計：

代表的な炉心損傷事象に対し、その影響の原子炉容器内終息を可能とする炉心およびプラント概念を追求する。

### 安全評価（右図）

#### (1)MOX燃料炉心

- ・ 起因過程では、SAS4Aコードでの解析に基づく炉心設計対応（ボイド反応度制限など）により即発臨界防止の見通しを得た。
- ・ 遷移過程については、改良型内部ダクト燃料集合体を考案し、その効果をSIMMER-IIIコードで解析評価して熔融燃料早期流出により厳しい再臨界が回避される見通しを得た。また、熔融燃料の流出機構を模擬性の高い炉内試験により把握した。
- ・ 事故後物質再配置・冷却過程では、簡易評価で安定冷却の可能性を示した。

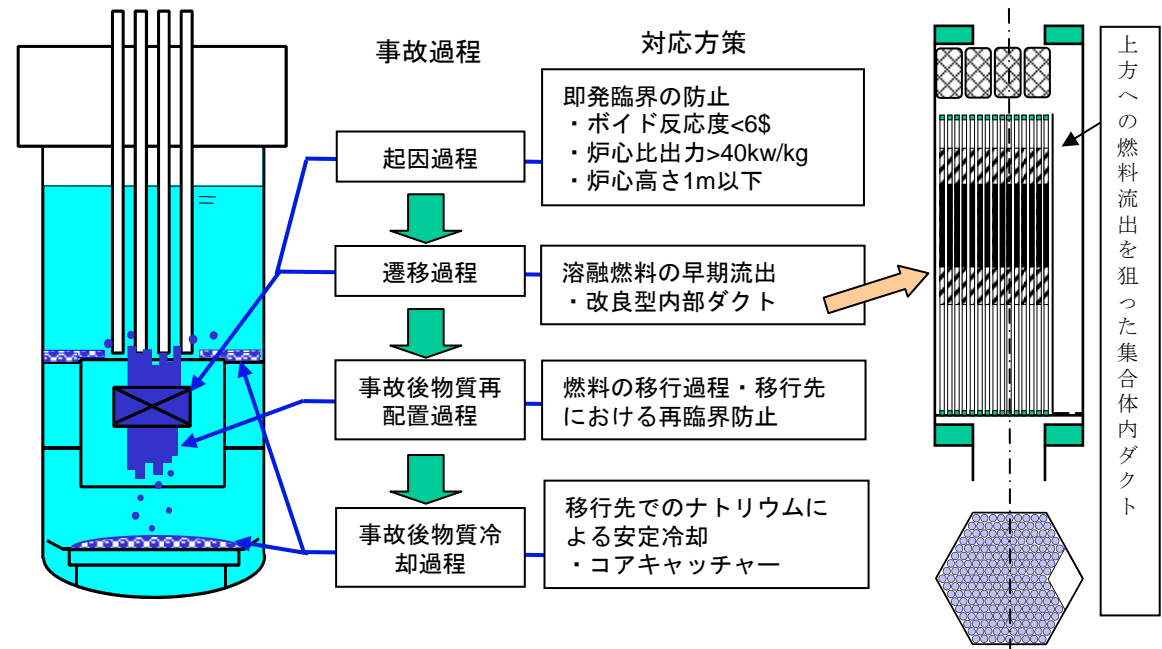


図 原子炉容器内事象終息のための対応方策

#### (2)金属燃料炉心

- ・ 起因過程については、CANISコードでの解析に基づく炉心設計対応（ボイド反応度8\$未満に制限）により即発臨界防止の見通しを得た。
- ・ 遷移過程については、SIMMER-IIIコードでの解析により、5cm程度に短尺化した下部軸ブランケットを通じた燃料流出によって、厳しい再臨界が回避できる可能性が示された。



## 安全性:ヘリウム冷却炉(1/3)

### － 炉心損傷の発生頻度 －

#### 評価の前提条件：

1. 評価範囲は出力運転時の内的起因事象による炉心損傷
2. 炉心損傷の発生頻度の評価手法は軽水炉と同じ。
3. ヒューマンエラー、軽水炉と同種機器の故障の確率は軽水炉と同じ評価手法・データに基づく。
4. ヘリウム冷却系機器は、高圧環境の軽水炉機器と同等の高い信頼性を有すると仮定
5. 高温での燃料耐性に大きな不確実さを有するため、炉心損傷の基準を複数想定  
(例：スクラム失敗でも熱除去できれば炉心健全性維持とみなす場合、減圧時に自然循環では除熱が不十分で炉心損傷に至るとみなす場合)

#### 評価の結果

炉心損傷の原因は下記(1)～(3)に分類され、各発生頻度の推定値は以下のようになった。なお、推定値の幅は、上記炉心損傷の基準、詳細な機器構成の違いによって変わりうる幅を表す。

- |                |                              |
|----------------|------------------------------|
| (1) スクラム失敗     | 約 $10^{-10}$ ～ $10^{-7}$ /炉年 |
| (2) 減圧時の背圧維持失敗 | 約 $10^{-8}$ ～ $10^{-7}$ /炉年  |
| (3) 崩壊熱除去失敗    | 約 $10^{-8}$ ～ $10^{-5}$ /炉年  |

崩壊熱除去系のグラビティダンパにおける共通原因故障防止への配慮等の適切な設計とすることにより、上記(1)～(3)を合計して得られる炉心損傷の発生頻度は判断基準 $10^{-6}$ /炉年未満を満足する見通しである。



## 安全性:ヘリウム冷却炉(2/3)

### — 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 —

#### 安全設計：

- (1)炉停止系については、独立2系統とした上で後備炉停止系に受動的な制御棒切り離し機構（SASS: Self Actuated Shutdown System）を設置して受動安全性の強化を図る。
- (2)崩壊熱除去系については、冗長性を持つ自然循環除熱能力を強化したシステム構成とし、動的機器への依存性を減らして信頼性向上を図る。
- (3)タービントリップ時の差圧を感知し（グラビティダンパ）、自動駆動可能な崩壊熱除去システムを採用する。

#### 安全設計の確認：

##### (1) SASSの有効性評価

- ・ 代表的な2種類の炉停止失敗事象（流量喪失型、過出力型）について、本概念に適用可能と考えられるSASSの条件を想定して解析を行った結果、両事象ともに判断目安である燃料最高温度2200℃を下回り、SASSの適用見通しを得た。
- ・ 本概念では、SASSを考慮しない場合にも炉心損傷が回避できる可能性が示された。
- ・ 本概念に適用可能なSASSは、今後開発する必要がある。

##### (2) 自然循環崩壊熱除去機能の評価

- ・ 全交流電源喪失事象を想定した解析を行い、4系統の崩壊熱除去系による自然循環除熱が可能な見通しを得た。





## 安全性:ヘリウム冷却炉(3/3)

### —炉心損傷時影響の格納施設内での終息—

#### 安全設計:

代表的な炉心損傷事象に対し、その影響の格納施設内終息を可能とする炉心及びプラント概念を追求する。

#### 安全評価:

炉停止状態での除熱喪失を想定した崩壊熱による炉心損傷過程を評価  
窒化物被覆粒子燃料の燃料溶融挙動に関する知見が乏しく、評価の定量化が  
難しい現状ではあるが、格納容器内にコアキャッチャーを設置することで影  
響の格納施設内終息ができる可能性がある。

#### (1)炉心部での再臨界性と燃料溶融進展

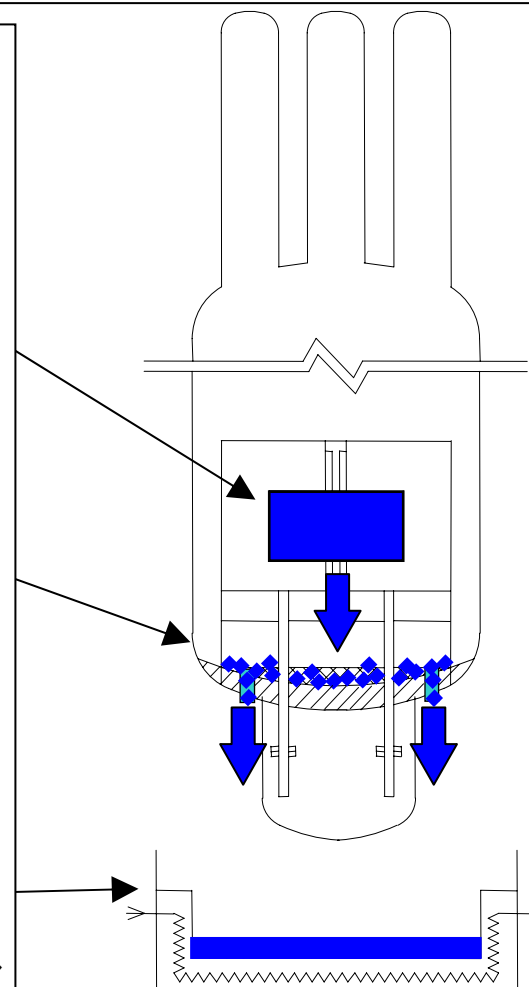
- ・ 炉心が溶融する過程で炉心部に蓄積されたガス圧力によって溶融燃料が炉心外へ流出する可能性がある。
- ・ 炉心部で燃料核が沈降していく過程での再臨界は否定できないものの、崩壊熱レベルでの緩慢な燃料集中によりゆっくり臨界へ近接していくので、再臨界の影響は厳しくないと予想される。

#### (2)原子炉容器底部での再臨界性と流出

- ・ 除熱手段の確保が困難であり、かつ、多量の燃料が堆積した場合、再臨界となるので損傷炉心の原子炉容器内保持は困難。原子炉容器底部破損に伴い溶融燃料が原子炉キャビティ内に落下する。
- ・ 溶融燃料の流出を促進するため、原子炉容器底部に溶融燃料流出ノズルを設ける方策が考えられる。

#### (3)コアキャッチャーによる燃料保持

- ・ 原子炉キャビティに落下した燃料はコアキャッチャー容器に収納され、保持・冷却される。
- ・ 窒化物燃料の全量が熱解離した場合にも、窒素ガス分圧上昇抑制効果のため、バウンダリの健全性評価上問題となることはない見通し。



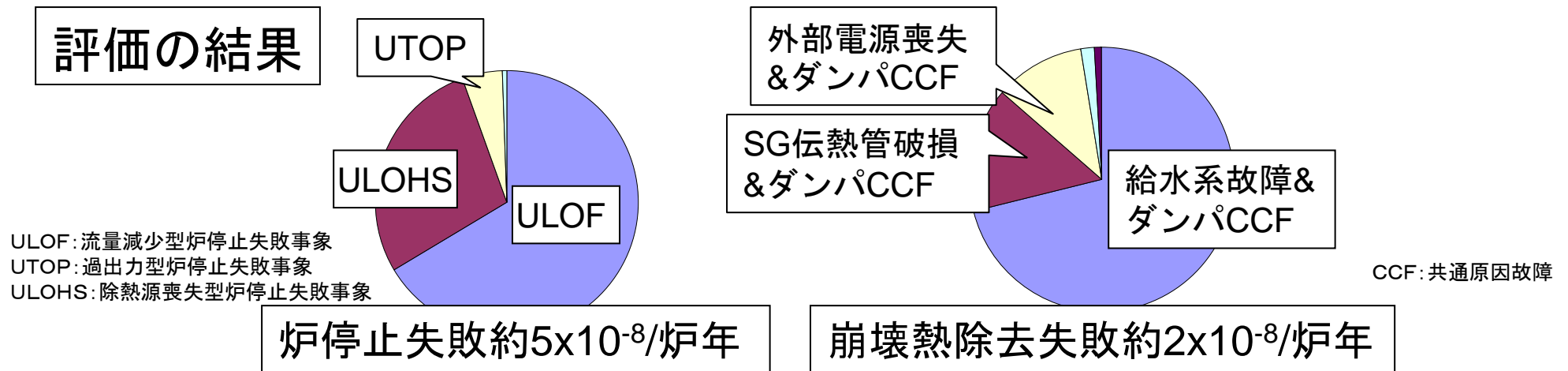
# 安全性:鉛ビスマス冷却炉(1/3)

## — 炉心損傷の発生頻度 —

### 評価の前提条件:

1. 評価範囲は出力運転時の内的起因事象による炉心損傷
2. 炉心損傷の発生頻度の評価手法は軽水炉と同じ。
3. ヒューマンエラー、軽水炉と同種機器の故障の確率は軽水炉と同じ評価手法・データに基づく。
4. 鉛ビスマス冷却系機器の信頼度は、ナトリウム冷却系機器の信頼度と同程度と仮定  
例: ポンプの運転信頼性、蒸気発生器伝熱管の健全性
5. 原子炉容器内に設置された蒸気発生器伝熱管破損が生じて、即発臨界に至るような大量の水蒸気(気泡)の炉心通過は工学的に起こり得ないと想定

### 評価の結果



- 炉心損傷の発生頻度は合計約 $7 \times 10^{-8}$ /炉年と推定。
- 判断基準 $10^{-6}$ /炉年未満を満足する見通し。



## 安全性:鉛ビスマス冷却炉(2/3)

### — 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 —

#### 安全設計：

- (1)炉停止系については、独立2系統とした上で後備炉停止系に受動的な制御棒切り離し機構（SASS: Self Actuated Shutdown System）を設置して受動安全性の強化を図る。
- (2)崩壊熱除去系については、冗長性を持つ完全自然循環によるシステム構成とし、動的機器への依存性を減らすことにより信頼性向上を図る。
- (3)タンク型の採用により、より簡素なバウンダリ構造とし、1次冷却材喪失の可能性低減を図る。

#### 安全設計の確認：

##### (1) 受動的炉停止能力の評価

- ・ 代表的な3つの炉停止失敗事象（流量減少型、過出力型、除熱源喪失型）に対して、ナトリウム冷却炉と同様のキュリー一点電磁石方式のSASSにより炉心損傷が防止できる見通しがある。
- ・ 鉛ビスマス環境下では、SASSの設計条件がナトリウムの場合と大きく異なるため、この違いを考慮したSASSの新たな開発が必要である。

##### (2) 自然循環崩壊熱除去機能の評価

- ・ 全交流電源喪失事象を想定した解析を行い、完全自然循環型の崩壊熱除去系による適切な除熱が可能であり、燃料、冷却材バウンダリともに健全性が確保される見通しを得た。



## 安全性:鉛ビスマス冷却炉(3/3)

### —炉心損傷時影響の格納施設内での終息—

#### 安全設計:

代表的な炉心損傷事象に対し、その影響の原子炉容器内終息を可能とする炉心及びプラント概念を追求する。

#### 安全評価

鉛ビスマス中での窒化物燃料の破損挙動に関する知見が乏しく、評価の定量化が難しい現状であるが、冷却材の比重が大きいことから、浮力によって損傷燃料が原子炉容器内を上昇分散する可能性があり、容器上部で損傷炉心物質を保持冷却する方策を具体化していくことによって原子炉容器内終息が達成できる可能性がある。



## 安全性:水冷却炉

### 炉心損傷の発生頻度

- ・ 炉心以外のプラントの安全特性はABWRと同じである。
- ・ 国内のABWRを対象に(財)原子力発電技術機構原子力安全解析所が実施した炉心損傷の発生頻度の評価結果はアクシデントマネジメント(AM)実施前で約 $2 \times 10^{-7}$ /炉年、AM実施後で約 $3 \times 10^{-8}$ /炉年である。
- ・ よって、本炉も判断基準 $10^{-6}$ /炉年未満を満足しうる見通し。

### 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化、事故管理方策の具体化

- ・ 炉停止機能は、現行軽水炉と同じ、高い信頼性を有する制御棒駆動機構によって達成され、炉停止失敗は炉心損傷リスクにおける支配的な寄与因子でない。炉停止失敗が生じたとしても異常発生から1時間程度の時間余裕があるので、運転員の介在により炉心損傷を十分回避できる。よって、受動的炉停止機構の設置は不要である。
- ・ 崩壊熱除去機能についても、現行軽水炉に対して整備されたAMを本炉の事故管理方策として活用することが十分可能である。

### 炉心損傷時影響の格納施設内での終息

- ・ 炉心で再臨界が生じる場合には冷却材の水が存在しないので、構造物の健全性を損なうような機械的エネルギーは生じがたいことが示されている。
- ・ 長期的には炉容器底部におけるデブリベッドの再溶融に伴う再臨界の可能性が残るものの、制御棒駆動機構からの注水等の再溶融防止のAMが可能である。また、下部プレナムへの中性子吸収材の設置対策も可能である。
- ・ 格納容器底部における再臨界の防止はホウ酸水注入等のAMの導入により十分達成可能である。
- ・ 現行軽水炉で整備されたAMを活用して放射性物質の閉じ込めを可能な限り炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を大幅に緩和することにより炉心損傷の影響を格納施設内で終息させることは十分可能と判断できる。

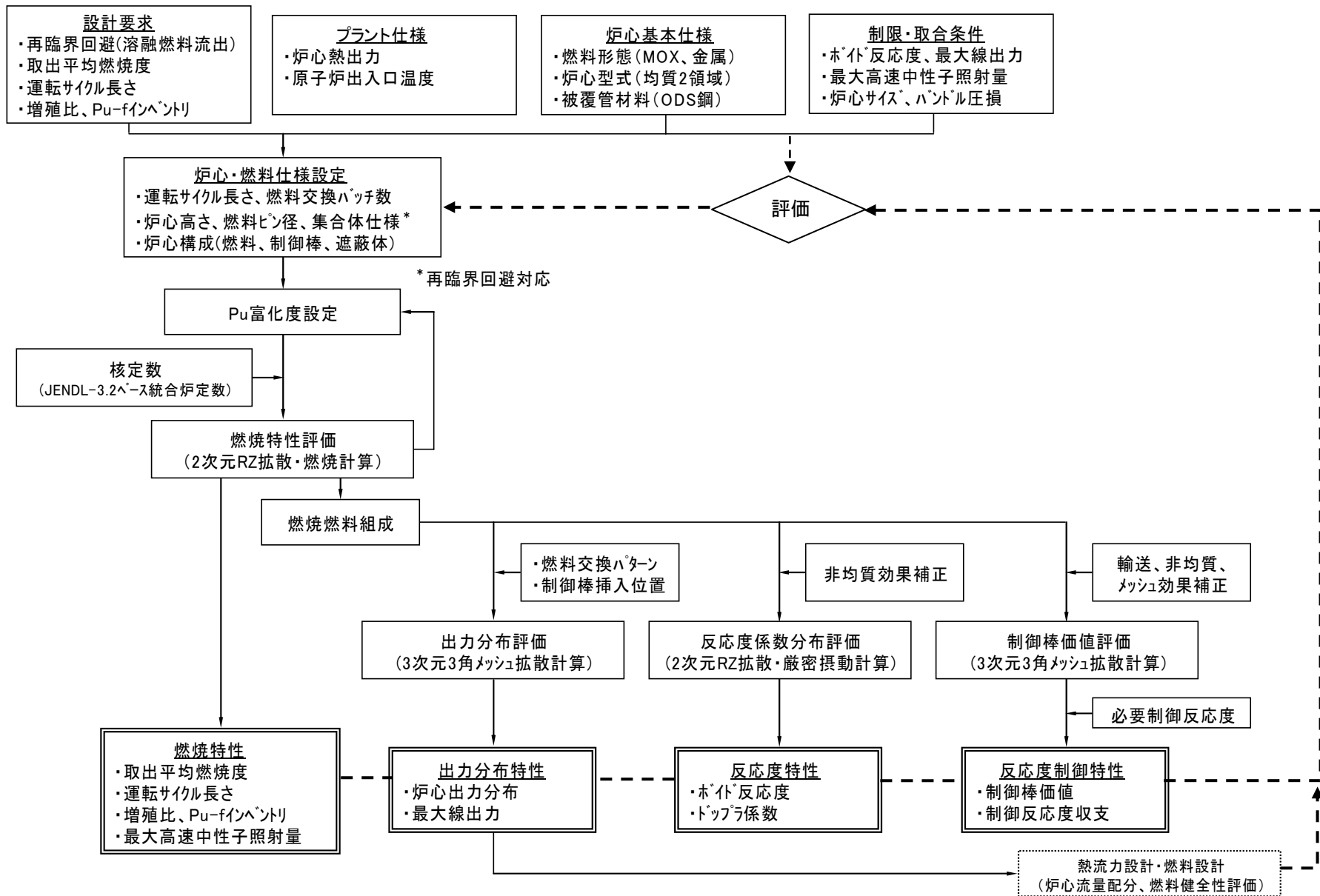


- ナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉、ヘリウムガス冷却炉
  - ・ 核定数：JENDL3.2に基づく統合炉定数ADJ2000R  
(臨界実験データを反映した70群修正炉定数)
  - ・ 燃焼特性：2次元RZ拡散燃焼計算(バッチ分散の燃料交換を模擬)
  - ・ 出力分布：3次元3角メッシュ拡散計算
  - ・ 反応度係数分布：2次元RZ拡散厳密摂動計算  
(ボイド反応度、減圧反応度、ドップラ係数)
  - ・ 制御棒価値：3次元3角メッシュ拡散計算(輸送、非均質、メッシュ補正考慮)
- 水冷却炉
  - ・ 核定数：JENDL3.2に基づく炉定数  
(190群モンテカルロ集合体計算による炉定数)
  - ・ 燃焼特性, 出力分布, 反応度係数, 制御棒価値：  
全集合体を各々独立に扱う3次元核熱結合12群拡散燃焼計算  
(バッチ分散の燃料交換を模擬)



# 資源有効利用性、経済性、環境負荷低減性: 炉心・燃料設計 (2/12)

## — 炉心核設計の流れ —





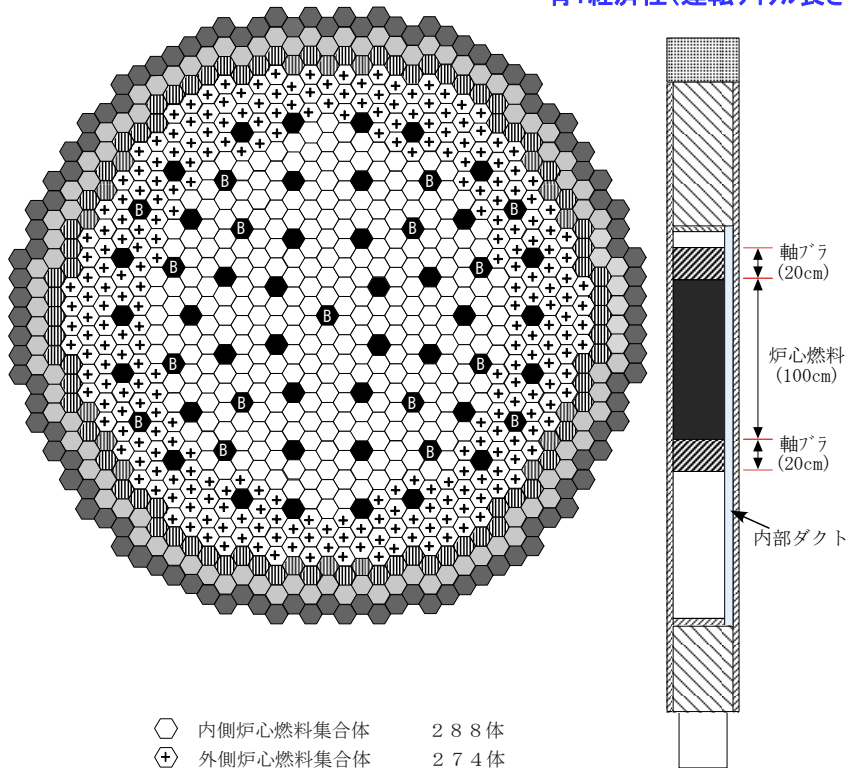
# 資源有効利用性、経済性、環境負荷低減性：炉心・燃料設計（3/12）

## － ナトリウム冷却大型MOX燃料炉心（資源重視型炉心） －

赤：資源有効利用性（増殖比、初装荷Pu-f）

青：経済性（運転サイクル長さ、取出平均燃焼度）

### 主要仕様及び炉心特性



○	内側炉心燃料集合体	288体
⊕	外側炉心燃料集合体	274体
▨	径方向ブランケット	96体
○	SUS遮へい体(1層)	102体
●	Zr-H遮へい体(1層)	108体
●	主炉停止系制御棒	40体
●	後備炉停止系制御棒	17体
合 計		925体

### 炉心配置構成

項 目	設計値	
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質2領域
	燃料形態	MOX(ペレット型)
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU *1
	燃料ピン径 (mm)	10.4
	炉心高さ (cm)	100
	軸方向ブランケット厚さ [上/下] (cm)	20 / 20
炉心特性	炉心等価直径 (m)	5.4
	運転サイクル長さ(ヶ月)	26.3
	燃料交換バッチ数 [炉心/径ブランケット]	4 / 4
	Pu富化度 *2 [内側/外側] (wt%)	18.3 / 20.9
	燃焼反応度 (% Δk/k')	2.3
	増殖比	1.10
	最大線出力 (W/cm)	398
	最大高速中性子照射量 [E>0.1MeV] (n/cm <sup>2</sup> )	5.0 × 10 <sup>23</sup>
	取出平均燃焼度 [炉心/全炉心 *3] (GWd/t)	147 / 90
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.7
炉心部ナトリウム沸点反応度 (\$)	5.3	
炉心部トッﾌﾟﾗ係数 (Tdk/dT)	-5.7 × 10 <sup>-3</sup>	

\*1 <sup>238</sup>Pu/<sup>239</sup>Pu/<sup>240</sup>Pu/<sup>241</sup>Pu/<sup>242</sup>Pu/<sup>237</sup>Np/<sup>241</sup>Am/<sup>243</sup>Am/<sup>244</sup>Cm/<sup>245</sup>Cm  
 = 1.1/54.1/32.1/ 4.3/ 3.9/ 0.5/ 2.0/ 1.0/ 1.0/ 0.0 (wt%)

\*2 Pu/重金属 \*3 ブランケット燃料を含めた燃焼度

### MA含有率変動の影響(環境負荷低減性)

項 目	高速炉多重リサイクルTRU	軽水炉使用済燃料回収TRU	
		LWR-ALWR混合	プルサーマル-LWR-ALWR混合
Pu富化度 * [内側炉心/外側炉心] (wt%)	18.3 / 20.9	17.8 / 20.9	18.0 / 21.6
MA含有率 * [炉心平均] (wt%)	1.0	4.1	5.3
増殖比	1.10	1.12	1.15
初装荷核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.7	5.6	5.3
ナトリウム沸点反応度 (\$)	5.3	5.8	6.0
トッﾌﾟﾗ係数 (Tdk/dT)	-5.7 × 10 <sup>-3</sup>	-4.6 × 10 <sup>-3</sup>	-4.2 × 10 <sup>-3</sup>
MA燃焼率 (%/年)	—	4.8	5.0

\* 重金属に対する割合





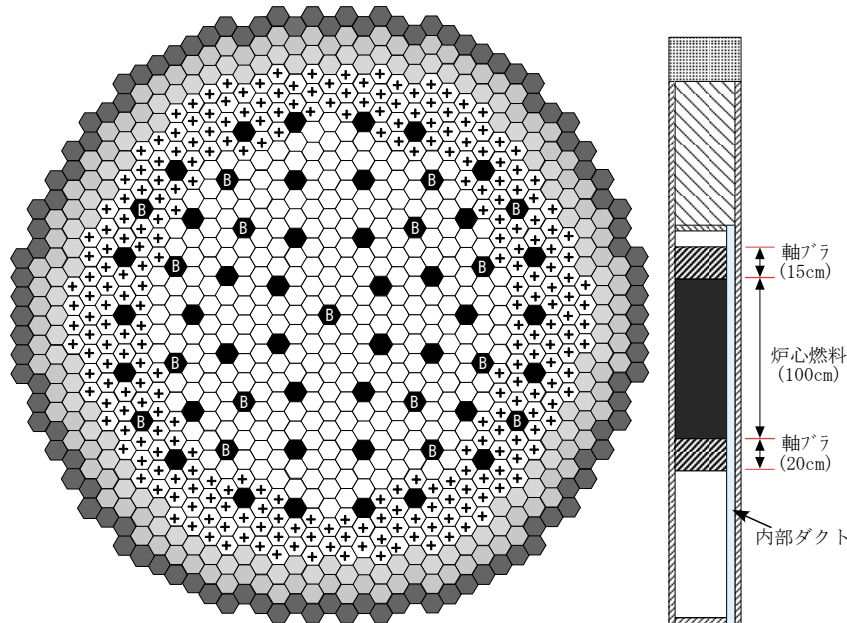
# 資源有効利用性、経済性：炉心・燃料設計(4/12)

## －ナトリウム冷却大型MOX燃料炉心(経済性重視型炉心)－

赤：資源有効利用性(増殖比、初装荷Pu-f)

青：経済性(運転サイクル長さ、取出平均燃焼度)

### 主要仕様及び炉心特性



○	内側炉心燃料集合体	288体
+	外側炉心燃料集合体	274体
⊖	径方向ブランケット	無し
⊘	SUS遮へい体(2層)	198体
⊙	Zr-H遮へい体(1層)	108体
●	主炉停止系制御棒	40体
⊕	後備炉停止系制御棒	17体
合 計		925体

### 炉心配置構成

項 目		設計値
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質2領域
	燃料形態	MOX(ペレット型)
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU *1
	燃料ピン径 (mm)	10.4
	炉心高さ (cm)	100
	軸方向ブランケット厚さ [上/下] (cm)	15 / 20
	炉心等価直径 (m)	5.4
炉心特性	運転サイクル長さ(ヶ月)	26.3
	燃料交換ハッチ数 [炉心/径ブランケット]	4 / -
	Pu富化度 *2 [内側/外側] (wt%)	18.3 / 21.1
	燃焼反応度 (% Δk/kk')	2.5
	増殖比	1.03
	最大線出力 (W/cm)	411
	最大高速中性子照射量 [E>0.1MeV] (n/cm <sup>2</sup> )	4.9 × 10 <sup>23</sup>
	取出平均燃焼度 [炉心/全炉心 *3] (GWd/t)	150 / 115
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.8
	炉心部ナトリウム沸点反応度 (\$)	5.3
炉心部トップフラ係数 (Tdk/dT)	-5.8 × 10 <sup>-3</sup>	

\*1 <sup>238</sup>Pu/<sup>239</sup>Pu/<sup>240</sup>Pu/<sup>241</sup>Pu/<sup>242</sup>Pu/<sup>237</sup>Np/<sup>241</sup>Am/<sup>243</sup>Am/<sup>244</sup>Cm/<sup>245</sup>Cm

= 1.1/54.1/32.1/ 4.3/ 3.9/ 0.5/ 2.0/ 1.0/ 1.0/ 0.0 (wt%)

\*2 Pu/重金属 \*3 ブランケット燃料を含めた燃焼度



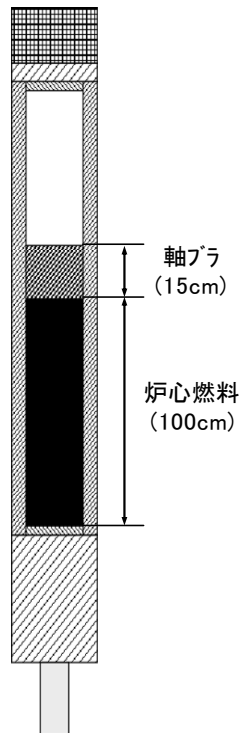
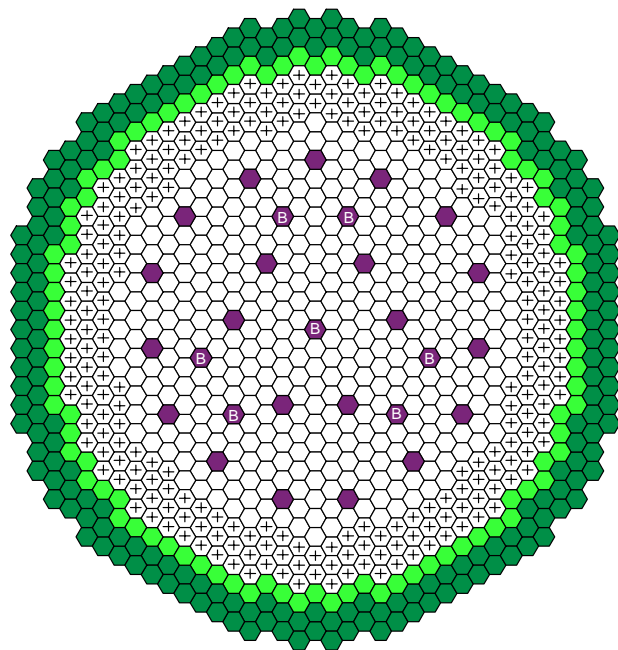
# 資源有効利用性、経済性、環境負荷低減性: 炉心・燃料設計(5/12)

## — ナトリウム冷却大型金属燃料炉心(資源重視型炉心) —

赤: 資源有効利用性(増殖比、初装荷Pu-f)

青: 経済性(運転サイクル長さ、取出平均燃焼度)

### 主要仕様及び炉心特性



- 内側炉心燃料集合体 (399体)
- ⊕ 外側炉心燃料集合体 (246体)
- Zr-H遮へい体 (210体)
- 主系制御棒 (21体)
- ステンレス鋼反射体 (96体)
- 後備系制御棒 (7体)

項目		設計値
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質重金属密度2領域
	燃料形態	U-TRU-Zr
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU *1
	燃料Zr含有率[内側/外側] (wt%)	10.0 / 6.0
	燃料スミア密度[内側/外側] (%TD)	70 / 75
	燃料ピッチ径 (mm)	8.2
	炉心高さ (cm)	100
	軸方向ブランケット厚さ [上/下] (cm)	15 / -
炉心等価直径 (m)	5.2	
炉心特性	運転サイクル長さ(ヶ月)	22
	燃料交換バッチ数 [炉心/径ブランケット]	6 / -
	Pu富化度 *2 [内側/外側] (wt%)	11.1 / 11.1
	燃焼反応度 (% Δk/k')	0.1
	増殖比	1.11
	最大線出力 (W/cm)	253
	最大高速中性子照射量[E>0.1MeV] (n/cm <sup>2</sup> )	8.5 × 10 <sup>23</sup>
	取出平均燃焼度 [炉心/全炉心 *3] (GWd/t)	149 / 134
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	4.9
	炉心部ナトリウム沸点反応度 (\$)	8.1
炉心部ドップラ係数 (Tdk/dT)	-3.9 × 10 <sup>-3</sup>	

$$*1 \text{ } ^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$$

$$= 1.1/66.0/25.2/2.4/2.4/0.4/1.6/0.5/0.4/0.1 \text{ (wt\%)}$$

\*2 Pu/重金属 \*3 ブランケット燃料を含めた燃焼度

### MA含有率変動の影響(環境負荷低減性)

### 炉心配置構成

項目	高速炉多重リサイクルTRU	軽水炉使用済燃料回収TRU	
		LWR-ALWR混合	プルサーマル-LWR-ALWR混合
Pu富化度 * [内側炉心/外側炉心] (wt%)	12.1 / 12.1	13.2 / 13.2	13.8 / 13.8
MA含有率 * [炉心平均] (wt%)	0.4	2.8	3.6
増殖比	1.10	1.13	1.14
初装荷核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	4.0	3.8	3.7
最大高速中性子照射量[E>0.1MeV] (n/cm <sup>2</sup> )	5.4 × 10 <sup>23</sup>	5.4 × 10 <sup>23</sup>	5.4 × 10 <sup>23</sup>
ナトリウム沸点反応度 (\$)	8.2	9.1	9.5
ドップラ係数 (Tdk/dT)	-4.2 × 10 <sup>-3</sup>	-3.2 × 10 <sup>-3</sup>	-2.9 × 10 <sup>-3</sup>
MA燃焼率 (%/年)	-	6.4	6.6

\* 重金属に対する割合



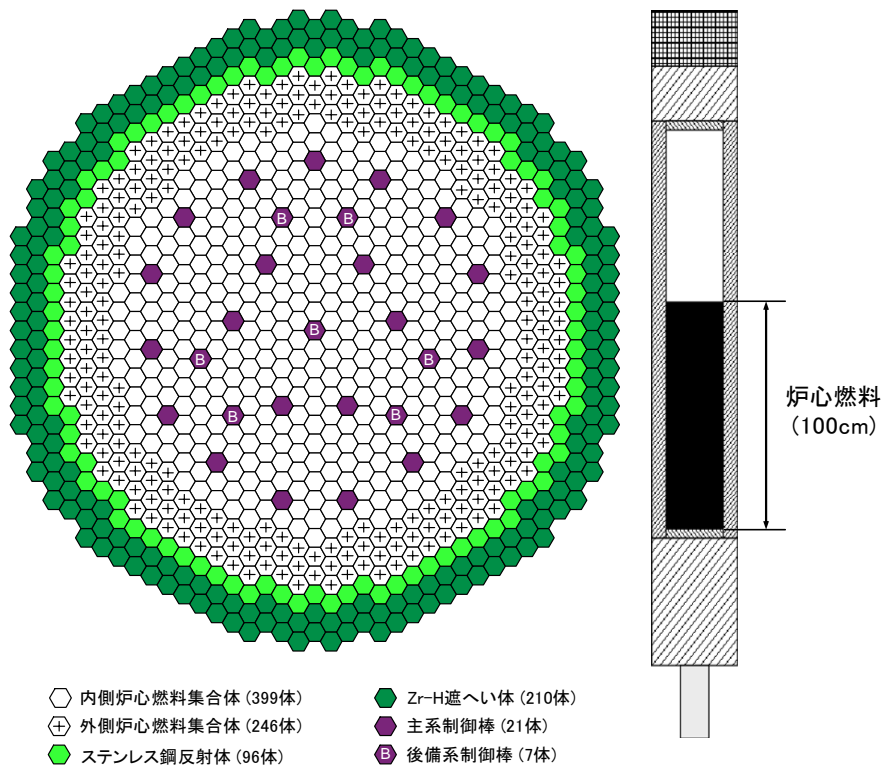
# 資源有効利用性、経済性: 炉心・燃料設計 (6/12)

## — ナトリウム冷却大型金属燃料炉心 (経済性重視型炉心) —

赤: 資源有効利用性 (増殖比、初装荷Pu-f)

青: 経済性 (運転サイクル長さ、取出平均燃焼度)

### 主要仕様及び炉心特性



炉心配置構成

項目		設計値
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質重金属密度2領域
	燃料形態	U-TRU-Zr
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU *1
	燃料Zr含有率[内側/外側] (wt%)	10.0 / 6.0
	燃料スミア密度[内側/外側] (%TD)	70 / 75
	燃料ピン径 (mm)	8.2
	炉心高さ (cm)	100
	軸方向ブランケット厚さ[上/下] (cm)	- / -
炉心特性	炉心等価直径 (m)	5.2
	運転サイクル長さ(ヶ月)	22
	燃料交換ハッチ数[炉心/径ブランケット]	6 / -
	Pu富化度 *2 [内側/外側] (wt%)	11.6 / 11.6
	燃焼反応度 (% Δk/k')	0.5
	増殖比	1.03
	最大線出力 (W/cm)	253
	最大高速中性子照射量 [E>0.1MeV] (n/cm <sup>2</sup> )	8.5 × 10 <sup>23</sup>
	取出平均燃焼度[炉心/全炉心 *3] (GWd/t)	153 / 153
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.1
炉心部ナトリウム沸点反応度 (\$)	7.8	
炉心部トップラ係数 (Tdk/dT)	-3.9 × 10 <sup>-3</sup>	

\*1  $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$   
 = 1.1/66.0/25.2/ 2.4/ 2.4/ 0.4/ 1.6/ 0.5/ 0.4/ 0.1 (wt%)

\*2 Pu/重金属 \*3 ブランケット燃料を含めた燃焼度



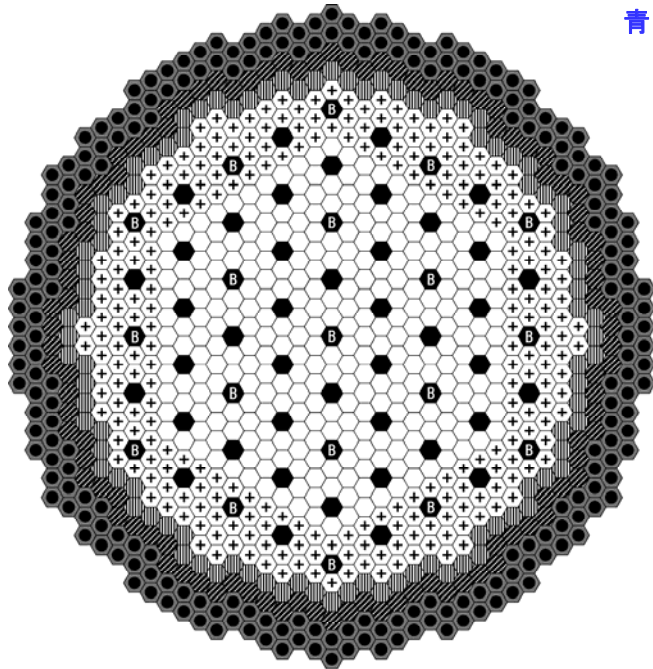
# 資源有効利用性、経済性、環境負荷低減性：炉心・燃料設計(7/12)

## － ヘリウムガス冷却窒化物燃料炉心(資源重視型炉心) －

赤:資源有効利用性(増殖比、初装荷Pu-f)

青:経済性(運転サイクル長さ、取出平均燃焼度)

### 主要仕様及び炉心特性



○ 内側炉心燃料集合体	294体
⊕ 外側炉心燃料集合体	258体
▨ 径方向ブランケット燃料集合体	96体
● SiC遮へい体	102体
● B <sub>4</sub> C遮へい体	222体
● 主系制御棒	42体
● 後備系制御棒	19体
合計	1033体

### 炉心配置構成

項目	設計値	
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,203
	原子炉出口/入口温度 (°C)	850 / 460
	炉心型式	均質2領域炉心
	燃料形態	窒化物被覆粒子燃料(ブロック型)
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU <sup>*1</sup>
	被覆粒子燃料外径[核/ハッファ層] (mm)	0.86 / 1.0
	炉心高さ (cm)	100
	径方向ブランケット厚さ[上/下] (cm)	25/25
	炉心等価直径 (m)	6.3
	炉心特性	運転サイクル長さ(ヶ月)
燃料交換パッチ数 [炉心/径ブランケット]		6 / 6
Pu富化度 <sup>*2</sup> [内側/外側] (wt%)		22.2 / 24.0
燃焼反応度 (%Δk/kk')		1.4
増殖比		1.11
取出平均燃焼度[炉心/全炉心 <sup>*3</sup> ] (GWd/t)		121 / 69
初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)		7.0
減圧反応度 (\$)		0.29
炉心部トップラ係数 (Tdk/dT)		-12 × 10 <sup>-3</sup>

\*1  $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$   
 = 1.1/54.1/32.1/ 4.3/ 3.9/ 0.5/ 2.0/ 1.0/ 0.0 (wt%)

\*2 Pu/重金属 \*3 ブランケット燃料を含めた燃焼度

### MA含有率変動の影響<sup>\*1</sup>(環境負荷低減性)

項目	高速炉多重リサイクルTRU	軽水炉使用済燃料回収TRU	
		LWR-ALWR混合	フルサーマル-LWR-ALWR混合
Pu富化度 <sup>*2</sup> [内側炉心/外側炉心] (wt%)	22.2 / 24.0	22.2 / 24.4	22.9 / 25.4
MA含有率 <sup>*2</sup> [炉心平均] (wt%)	1.1	4.9	6.4
増殖比	1.11	1.11	1.14
初装荷核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	7.0	7.0	6.8
減圧反応度 (\$)	0.3	0.4	0.4
トップラ係数 (Tdk/dT)	-11 × 10 <sup>-3</sup>	-8.3 × 10 <sup>-3</sup>	-7.4 × 10 <sup>-3</sup>
MA燃焼率 (%/年)	-	3.9	4.1

\*1 1124MWe炉心で評価

\*2 重金属に対する割合