

原子力発電・核燃料サイクル勉強会

(軽水炉・高速炉サイクル)

平成 24 年 2 月 2 日 (木)

配布資料

# 「ステップ1の技術選択肢の組合せ」の 設定に関するコメント

- 「ステップ2の検討シナリオに比較表」の内容を埋める前に、「ステップ1の技術選択肢の組合せ」をしっかり議論すべき。2/2の勉強会での議論はそこに集中すべきではないか(先に表を埋めても作業が無駄になる)。
- 「ステップ1の技術選択肢の組合せ」に対するコメントは以下の通り。
  - ✓ 「短中期」を10～20年とするのは、非現実的。将来に向けた判断をもっと早く実施しないと後戻りできない選択肢もある。例えば、FBR導入の判断から考えれば、0～数年とすべき。
  - ✓ 短中期の選択肢と長期の選択肢の整合性の議論が重要。その点をしっかり議論できる表を作成すべきではないか。
  - ✓ 「ステップ1の技術選択肢の組合せ(案)」では、現実的でない組合せに○が付いている。以下、改訂案を参照のこと。

# 選択肢の組合せ

- ・P1にコメントした通り、10～20年は長すぎる。
- ・短中期的には、RRPしか稼働しないので、「LWR-MOX」と「LWR-MOX限定」は同一の選択肢
- ・短中期的には、「FBR」も「ワンスルー（直接処分）」も実用化されておらず、選択肢から除くべき。
- ・よって、短中期的には、RRP有り無しでの2つのオプションに絞られるし、オプション数が少ない方が議論しやすい。

ようなプロジェクト／開発が必要な組合せをグループ

長期的に中間貯蔵するシナリオは無意味なので削除。

て 代表シナリオとして選定する。

		長期技術選択肢					
		LWR-MOX グループ2	LWR-MOX 限定	LWR-FR グループ1	FBR	ワンス スルー グループ3	当面貯蔵
短 中 期 選 択 肢 0 ～ 数 年 程 度	<del>LWR-MOX</del>	⊖ シナリオ2	⊖	⊖	⊖ シナリオ1	⊖	⊖
	LWR-六ヶ所 再処理あり	○ シナリオ2	○	○	○ シナリオ1	○ シナリオ3	⊖ <del>シナリオ3</del>
	<del>LWR-FR</del>	×	×	×	×	×	×
	<del>FBR</del>	×	×	×	×	×	×
	<del>ワンス スルー</del>	×	×	×	×	⊖ シナリオ6	×
	LWR-六ヶ所 再処理なし (当面貯蔵)	×	×	○	○ シナリオ4	○ シナリオ5	⊖ シナリオ5

一旦RRPをやめて、L再を復活するのは非現実的

新たに代表的なシナリオとして設定。

## 「ステップ2の検討シナリオ案 評価表」へのコメント

- 「FBR/FR 開発との組合せ」の欄は、以下の3つの記述のどれかが入ることになります。ただし、現状設定されているシナリオ1～6が、どのような時期に、どのような判断をすることを意図しているか良く理解できていないので、それぞれのシナリオにどの記述を入れるのが適切か、判断しかねます。
  - ① 従来計画通りの規模で開発を継続し、多少開発の遅れがあったとしても、実証炉を経て、2050年頃実用炉の導入を目指す。
  - ② 現路線から政策変更した場合でも、直ぐに復帰できるレベルで開発を継続し、産業界の技術力を維持（但し、目標が不明確のまま長期に亘って技術力を維持することは困難：数年が限度）
  - ③ 開発は行わず、研究機関での基礎・基盤的研究のみを継続し、産業界の技術維持は行わない。将来、高速炉を建設する場合は、海外から技術を導入する。

以上

# 加速器駆動核変換システム (ADS: Accelerator Driven System)

【特徴】 核破砕ターゲット及び冷却材:鉛or鉛/Bi、熱出力:~800MWth

○未臨界状態の原子炉における核分裂の連鎖反応を加速器中性子源で維持する概念。

○マイナーアクチノイドを大量に含む燃料を安全に核変換することが主目的。

【メリット】

○未臨界のため、加速器を停止すれば連鎖反応が即座に停止。

○マイナーアクチノイドの高速中性子による核分裂反応で効果的な核変換を達成。

○核変換で生じる熱で発電し、加速器へ給電するとともに、外部へ売電することも可能

○核変換が主目的なので、冷却系の高温化による高発電効率の追求は不要であり、冷却材による鋼材腐食の影響を緩和できる。

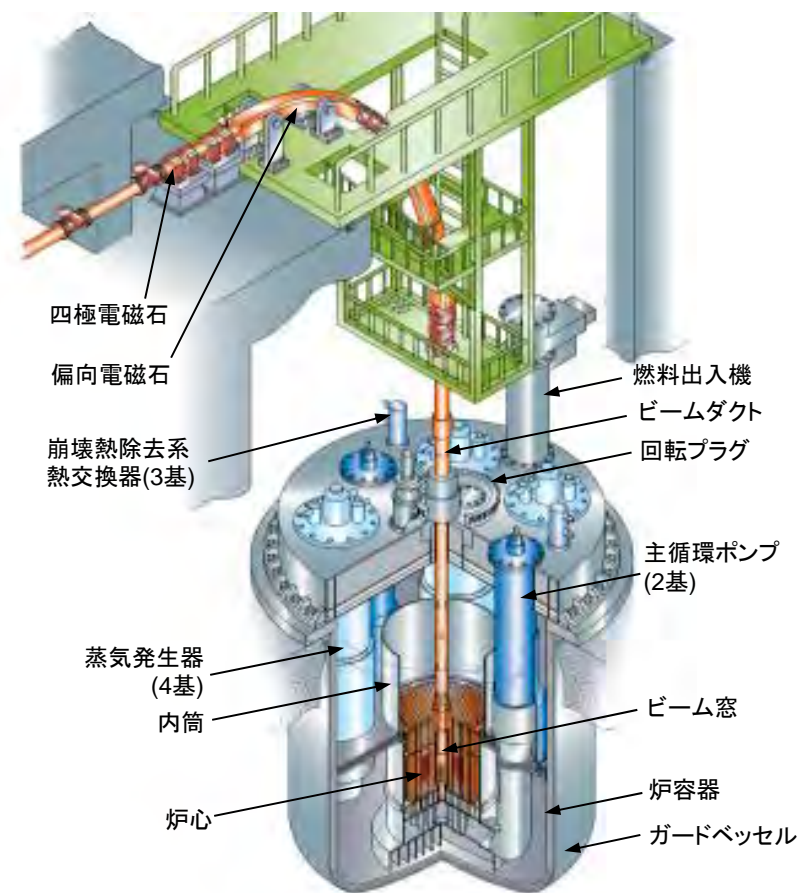
【課題】

○加速器の停止頻度低減、ビーム窓部の工学的成立性の確証、未臨界炉心の運転制御等の固有の技術課題が存在。

○マイナーアクチノイド燃料の製造、照射挙動、照射後処理等に関する研究開発が課題。

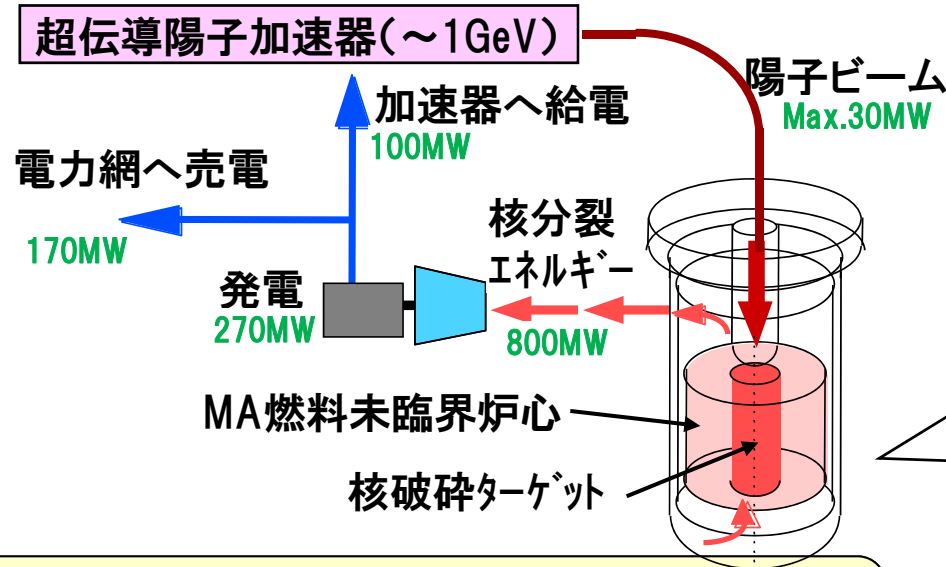
○鉛/Bi(ビスマス)を用いる場合は放射化が課題。純鉛を用いる場合は冷却系の高温化が課題。

日本ではJ-PARCで基礎的な実験の計画があり、ベルギーでは実験炉級施設建設の計画がある。



# (参考資料) 加速器駆動核変換システム(ADS)

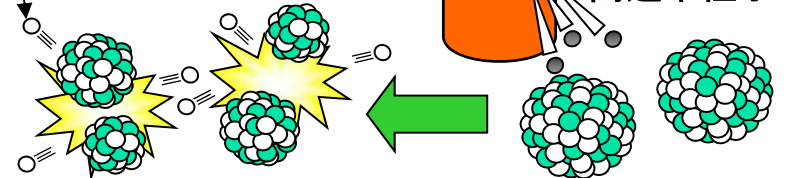
## ADSの原理



## ADSによる核変換の原理

未臨界状態での核分裂の連鎖反応を利用

核分裂中性子



### ADSの仕組み:

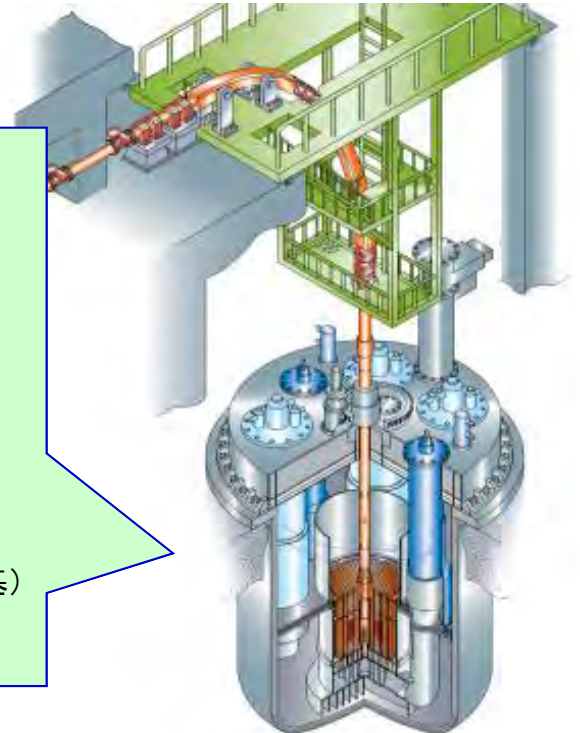
- ・超伝導加速器で大強度の陽子を高効率で加速。
- ・陽子はビーム窓を通過して鉛・ビスマス(Pb-Bi)に入射。
- ・Pb-Biは核破砕ターゲットと炉心冷却材を兼ねる。
- ・燃料の主成分はマイナーアクチノイド(MA)。
- ・陽子はPb-Biとの核破砕反応で大量の中性子を発生。
- ・その中性子によりMAを核分裂反応で核変換。
- ・さらに核分裂で発生した中性子も核変換に使用。  
→核分裂の連鎖反応で、1個の中性子を20個に増倍。
- ・核分裂で発生する熱で発電し、加速器に供給。

### ADSの特徴:

- ・加速器を止めれば連鎖反応は停止 →安全性が高い。
- ・通常の原子炉(臨界炉)でMA燃料を用いると安全上の問題が生じるが、ADSでは影響が小さいため使用可能。
- ・Pb-Biは化学的に不活性。

### ADSプラントの概念

- ・陽子ビーム : 1.5GeV、最大30MW
- ・核破砕ターゲット : Pb-Bi
- ・冷却材 : Pb-Bi  
入り口 : 300°C、出口 : 407°C
- ・最大  $k_{\text{eff}} = 0.97$
- ・熱出力 : 800MWt
- ・MA初期装荷量 : 2.5t
- ・燃料組成 :  
(MA + Pu)N + ZrN
- ・核変換効率 :  
10%MA / 年 (250kgMA/年・基)  
⇒ 約4基で六ヶ所工場規模の再処理に対応



5. FRとFBRは技術的観点から大きく異なるのではないか、その技術情報を提示すべき。(伴委員)

(回答)

○FR（高速中性子炉）は総称であり、その中で増殖比が1を越えるものをFBRと呼ぶ。炉心の増殖比を調整するためにブランケット部分の追加・削除などを行う以外は同一のプラント仕様でFRにもFBRにもなる。技術的観点で大きく異なるものではない。

○FRを専焼炉として用いる場合には、プルトニウムを主とするアクチノイドの消費率をさらに高めるための工夫を施した炉心概念も種々検討されている。それらでは、高富化度燃料や希釈材ピンまたは希釈材集合体を使用したり、炉心を非均質な構成にしたりなどの方法が提案されている。

<参考1> 「常陽」の炉心

- ・ 「常陽」MK-I 炉心のイメージ図を示す。これは増殖炉心であるが、ブランケット燃料集合体の部分を反射体に置き換えることで照射用炉心に変更することが可能である。

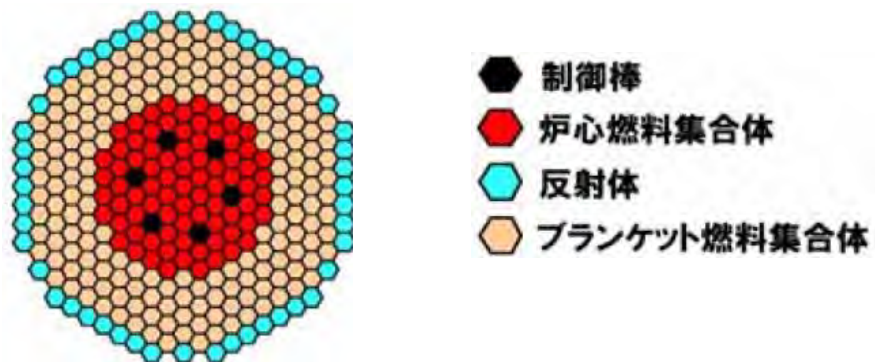


図 A-1 「常陽」MK-I 炉心の水平断面図

(参考文献)

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 原子炉設置変更許可申請書(昭和61年1月29日 変更 その10まで).
- 2) 「常陽」利用検討委員会、“(独)日本原子力研究開発機構の高速実験炉「常陽」の役割と今後の必要性に関する検討報告書”(2009年4月).



<参考 2> FR と FBR の説明例

(A. E. Walter, D. R. Todd and P. V. Tsvetkov, "Fast Spedctrum Reactors," Springer, pp231-233.)

Thus, the fast spectrum reactor has the flexibility to operate either as breeder to achieve the net creation of fissile fuel or operate as a transmuter to convert the long lived minor actinides and other radioisotopes to short lived ones.

(訳)

すなわち、高速中性子炉は運転に際し、核分裂性核種の増殖炉としても、長半減期のマイナーアクチニドやその他の核種を短半減期の核種に消滅する炉としても使えるという柔軟性を有している。



15. フランスのフェニックスで発生した制御できない出力変動の原因調査を  
教えて欲しい。(伴委員)

(回答)

- フェニックスでは、1989年8月及び9月に計3回、1990年9月に1回の計4回にわたり、炉心の反応度（中性子検出器の信号）が急激に低下（負の反応度投入）し、その後の振動を経て原子炉が自動停止するという反応度異常現象が観測された。
- その後、これらの現象の原因について詳細な検討が行われ、炉心を構成する集合体が径方向外側に変形するという炉心フラワリングがもっとも考えられる原因であると結論された。
- これまでのところ、炉心フラワリングを引き起こすメカニズムは明らかにされていないが、DACと呼ばれる試験用集合体（コバルト層を減速材である水素化カルシウムが囲む）とその周囲のブランケット集合体との間で核的及び熱的な相互作用を生じることが、有力なメカニズムの一つと考えられている。
- フェニックスでは、2009年3月6日の運転停止後、解体を前にして、反応度異常現象の解明に資するため、上述のDAC-ブランケット間の相互作用や炉心フラワリング効果を把握するための試験が行われ、詳細な分析が行われている。
- なお、フェニックスの炉心は非拘束型設計であるのに対して、日本の高速炉炉心は拘束型設計であり、炉心フラワリングは抑制される。

参考文献

- (1)D. DALL'AVA, L. MARTIN and B. VRAY, "35 years of operating experience of PHENIX NPP Sodium cooled Fast Reactor," *Proceedings of the 17<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17)*, Brussels, Belgium, July 12-16, 2009.
- (2)J. F. SAUVAGE, "Phenix, 30 years of history: the heart of a reactor," pp.98-105.
- (3)A. VASILE, et al., "The Phenix Final Tests," *Proceedings of ICAPP2011*, Paper 11298, Nice, France, May2-8, 2011.
- (4)P. DUMAZ, et al., "New investigations of the Phenix negative reactivity events," Abstract of ICAP'12, Chicago, Illinois, USA, June 24-28, 2012.

(参考：15) フェニックスで発生した計4回の反応度異常現象について

## 1. 現象の特徴

以下、Reference (1), (2) の記載に基づき、概要を整理

- ① 4回の現象の発生日、運転時の原子炉出力は以下の通り
  - ・ 1回目：1989年8月6日、原子炉出力 580MWt
  - ・ 2回目：1989年8月24日、原子炉出力 580MWt
  - ・ 3回目：1989年9月14日、原子炉出力 580MWt
  - ・ 4回目：1990年9月9日、原子炉出力 500MWt
- ② 異常な変動を示した中性子検出器は、いずれも原子炉容器下部に設置
- ③ 4回の現象のいずれにおいても、信号値低下を示す2回の振動が観測されており、その特徴は以下の通り（図15-1）
  - ・ 約50msecの間、ほぼ直線的に急激な信号値低下を生じた後、負の反応度投入制限を超えたことにより原子炉自動トリップが働く
  - ・ 信号値が初期レベル以下のある値まで増加
  - ・ 再び信号値低下（但し、1回目の低下よりも低下幅は小さい）
  - ・ 再度信号値が増加し、事象発生から約200msec後に初期状態をやや上回る信号値ピークを形成
  - ・ トリップ信号に基づく制御棒挿入に伴い、出力がゼロに向かって低下
- ④ 4回の各事象で見られた信号の低下幅は以下の通り。
  - ・ 1回目：正確な出力変動記録はなし
  - ・ 2回目：正確な出力変動記録はなし
  - ・ 3回目：出力低下 28%
  - ・ 4回目：出力低下 45%
- ⑤ 観測された信号変化を反応度変化で表すと、最大の負の反応度変化は -320pcm (約-0.98\$\*)、その後に形成された初期レベルをやや上回る正の反応度は 37pcm (約0.12\$\*) (\* 1\$=325pcmより算出)

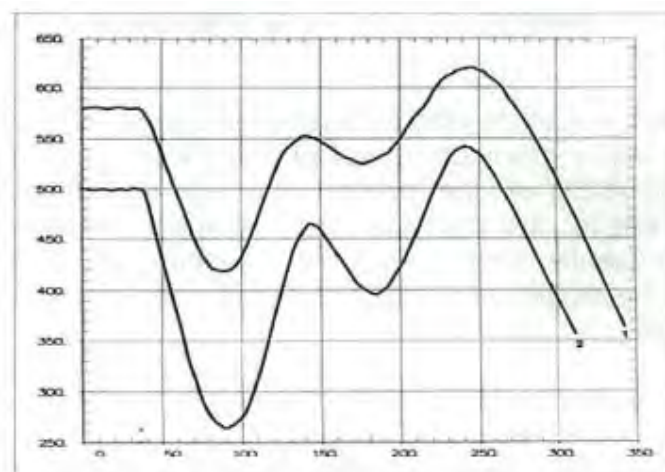


図 15-1 フェニックスで観測された中性子検出器の信号

## 2. 試験用集合体 (DAC)

Reference(3)の「Figure 5 – “Blanket -DAC” configuration」に下図が記載されている。

この図に見られるように、DAC は針 (Aiguilles) 状のコバルトの層の周囲を水素化カルシウムが円周状に取り囲み、その外側の六角管との間にナトリウムが存在する構造となっている。なお、Reference(4)によれば、DAC はコバルト 60 生成専用の試験用集合体(an experimental sub-assembly (the “DAC” sub-assembly, dedicated to Co60 production))との記載がなされている。

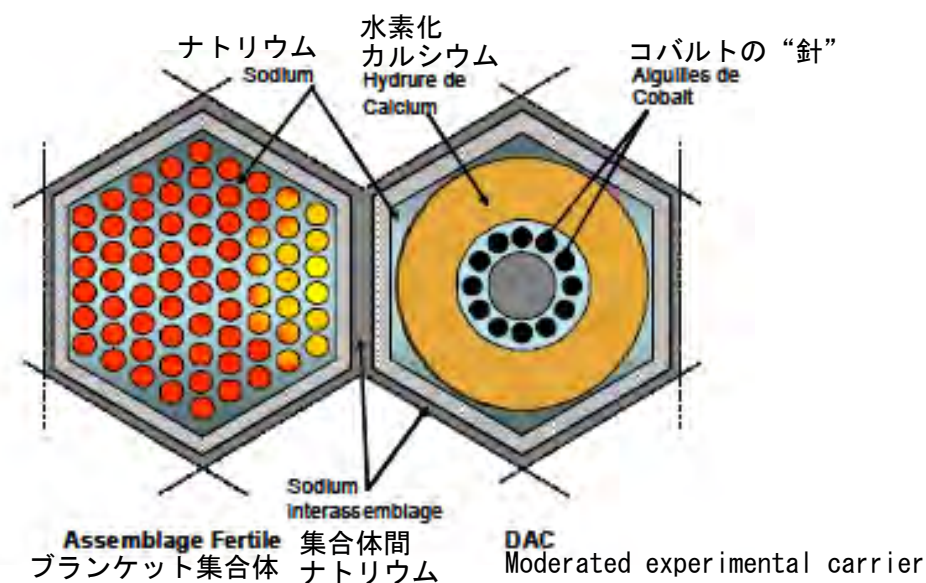


図 15-2 ブランケット集合体と DAC の水平断面形状

## サイクルオプションの評価の視点関連Q&amp;A-JAEA分-

(安全の確保)

Q1 福島事故を踏まえ、FBR実証炉を含め更なる安全性向上が確保されるのか

(答)

- 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震と津波に対して多重性と多様性を持たせた安全対策強化により十分な裕度を確保するとともに、炉停止後の長時間の電源喪失に対しても炉心と使用済み燃料の冷却性を確保する。すなわち、ナトリウム冷却高速炉の特性を活用し、動力電源を用いずにナトリウムの自然循環のみで炉停止後の崩壊熱除去から大気放熱までを可能とする。これにより、福島第一原子力発電所の状況を想定しても冷却性を失うことなく安全性を確保できる。

(耐震性)

・地震に対しては、原子炉冷却系が高温・低圧となるFBRでは容器や配管が薄肉であるが、軽水炉に対するものと同じ耐震設計指針を適用し、支持構造や振れ止め構造を適切に設置する等の対策を取り入れることで既設軽水炉並みの地震条件でも余裕を持った耐震性を確保できる。

もんじゅについては、平成18年9月に全面改定された耐震設計審査指針に基づくとともに、新潟県中越沖地震によって得られた知見も考慮した耐震バックチェックを実施し、耐震性を確認している。

もんじゅと比較して大型化していく場合にも、原子炉建屋の免震化、原子炉容器の厚肉化（壁面の熱影響緩和対策を取り入れることで可能となる）、サポート構造の設置の設計方策により耐震性が確保できる。

また、配管等の破損を想定しても原子炉の停止及び炉心冷却が可能な

ように安全設計を行っており、炉心が損傷して大事故となる事態は防止できる。

#### (安全設計の考え方)

・安全設計の考え方の点では、高速炉も軽水炉と同様深層防護の考え方に基づいた安全設計としており、多重に用意された複数の防護手段が同時に機能喪失しないように設計する。それぞれの防護手段は、同時に機能喪失しないように、機能、動作原理、構造等が異なるものを取り入れる（多様性をもたせる[注]）。重大事故が起こりうるとの前提での対策も取り入れている。このため重大事故が起きた場合の環境影響が軽水炉以上に大きくなることはない。次世代の高速炉では、さらにシビアアクシデント対策も考慮して深層防護のレベルを強化しており、その有効性を十分評価する。

[注]例：検出系によって異常を検出して制御棒を挿入するためのシステムを作動させて制御棒挿入する。このような原子炉停止系を独立に 2 系統備える。これに加えて、検出と作動システムが不作動の場合にも炉心冷却材温度上昇に対して受動的に応答して制御棒を挿入する。さらに、これらが機能せず炉心損傷した場合にも閉じ込められるようにする)。

#### (炉心冷却)

・ナトリウム冷却炉の炉心冷却で重要な点は、炉心を冷却材であるナトリウムで満たした状態を維持することと、冷却材の循環を確保することであり、原子炉容器が破損した場合にも、炉心をナトリウムで満たし続けることができるように原子炉容器を覆うガードベッセルを備えるとともに、伝熱性の高いナトリウムの自然循環を用いて崩壊熱を大気に放熱するシステムを備えており、福島第一原子力発電所事故の状況を想定しても炉心冷却可能である。

## Q2 もんじゅの老朽化対策如何

(答)

- 「もんじゅ」は昭和60年に建設工事着工し、平成3年に機器据付完了。その後、20年が経過しているが、その間、継続的なメンテナンスと計画的な更新により、新品同等の状態を維持しているところ。
- 平成21年の試運転再開前には、「もんじゅ」設備の健全性について国の確認を受けている。
- 平成20年に発生した屋外排気ダクトの腐食孔に対しては、平成23年に屋外排気ダクトの更新工事を終了した。
- 今後も、保全プログラムに基づく点検、部品交換及び設備更新を実施していく。

### 「もんじゅ」の設計、設備について

0

「もんじゅ」は昭和60年に建設工事着工し、平成3年に機器据付完了。  
その後、20年が経過し、本格運転に至っていない。  
設備、設計が古くなっており、次のステップ開発への意義が薄れているのでは？

- 「もんじゅ」で確認すべき発電システムの基本的な技術要素は、実証炉/実用炉と共通です。  
さらに、最新知見を適宜、反映しています。
- 設備の継続的なメンテナンスと計画的な更新により、健全性は維持向上しています。  
また、必要な安全機能を試運転再開前に国が確認しており、以降、ステップを踏んで使用前検査を受けています。

# 「もんじゅ」の設計、設備の妥当性

1

- ✓ 「もんじゅ」は昭和60年に建設工事着工し、平成3年に機器据付完了。その後、20年が経過。
- ✓ 一方、高速増殖炉の実用化に向けた「高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCTプロジェクト)」では、経済性を追求・実証し安全性を両立させるため、革新技術を開発中。

## 「もんじゅ」の設計は古いのか

- 「もんじゅ」で確認すべき発電システムの基本仕様は、実証炉/実用炉で共通。さらに、最新知見を適宜反映。

- 「もんじゅ」は、耐震性・保守性に優れるループ型炉で世界唯一の発電炉。
- 「もんじゅ」は、発電システムの基本となる、ループ型炉の発電性能及び信頼性・安全性の実証が目的。
- ナトリウム漏えい対策、蒸発器安全性能の改善、アメリカウム含有炉心の評価など最新知見を設計に反映。
- 実証炉/実用炉は、経済性を追求・実証する革新技術を取り込んで設計。

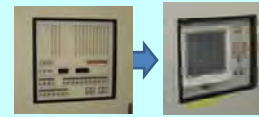
## 「もんじゅ」の設備は老朽化しているのか

- 継続的なメンテナンスと計画的な更新により、新品同等の状態を維持。その状態を、試運転再開前に国が確認済。

- 保全プログラムに基づく点検、部品交換及び設備更新を実施。
- 現時点で定格出力40日相当の運転実績。
- 約14年間の長期停止期間中、長期停止の設備への影響なく、維持・管理。



1次冷却系主循環ポンプ点検



デジタル制御盤の更新前後の例



### Q3 将来のFBRサイクルの安全確保如何。

(答)

- FBRの安全確保は、異常発生未然防止、異常の拡大防止、事故影響の制御といった深層防護の考え方に従う。これに加えて、将来のFBRは重大な炉心損傷への進展防止と影響緩和を積極的に設計で対応する。仮に、シビアアクシデントに至った場合を想定しても、原子炉容器内で終息し、その影響を格納容器内に閉じ込める設計としており、敷地外の避難を不要とするよう安全確保が図られている。
  
- FBR燃料サイクル施設については、軽水炉サイクル施設と同様の安全対策により、安全確保は可能である。具体的には以下のとおり。
  - プルトニウム等の取扱いについては、閉じ込め（放出抑制・防止）、臨界防止、遮蔽、除熱など装置の安全設計を多重性・多様性をもって施すことにしている。
  - 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全対策として、全交流電源の喪失を想定し、非常用発電機の更なる多重化などにより、更に高い施設の安全性を確保している。

---

(炉の安全性)

- 大型FBRは正の冷却材ボイド反応度を有するが、深層防護の考え方に基づく安全設計によって安全性を確保できる。それにも関わらず、事故状態をこえて冷却材が沸騰する事態を想定したとしても、冷却材ボイド反応度を抑制した炉心設計とすることで、即発臨界となることはなく、冷却材沸騰に至った場合でも溶融した燃料を閉じ込める機能を失うことはない。

(ナトリウム漏えい)

- ナトリウムを扱う高速炉では、通常運転状態においてナトリウムの燃焼等の化学反応が発生しないように設計するとともに、万一ナトリウムが漏えいしたり蒸気発生器の伝熱管が破損したりした場合にも、その化学反応の影響が炉心に及ぶことがないように設計する。
- ① Na-水反応の影響が炉心の安全に影響することを防ぐため、炉心の冷却を行う1次冷却系（原子炉冷却系）と発電に用いる水-蒸気系の間に2次冷却系を設置
- ② 微少段階から漏えい検知することで、炉心を保護するとともに大規模なNa-水反応や大規模漏えいへ至ることを防止。

(Pu 等取扱い)

- FBR 燃料サイクル施設については、軽水炉サイクル施設と同様の安全対策により、安全確保は可能である。具体的には以下のとおり。
- プルトニウム等の取扱いについては、閉じ込め（放出抑制・防止）、臨界防止、遮蔽、除熱など装置の安全設計を多重性・多様性をもって施すことにしている。
- 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全対策として、全交流電源の喪失を想定し、非常用発電機の更なる多重化などにより、更に高い施設の安全性を確保している。
- なお、燃料サイクル施設内にある使用済燃料及び新燃料は原子炉内での運転中及び停止中の状態に比較して格段に低い発熱量・温度となっている。

(技術的成立性)

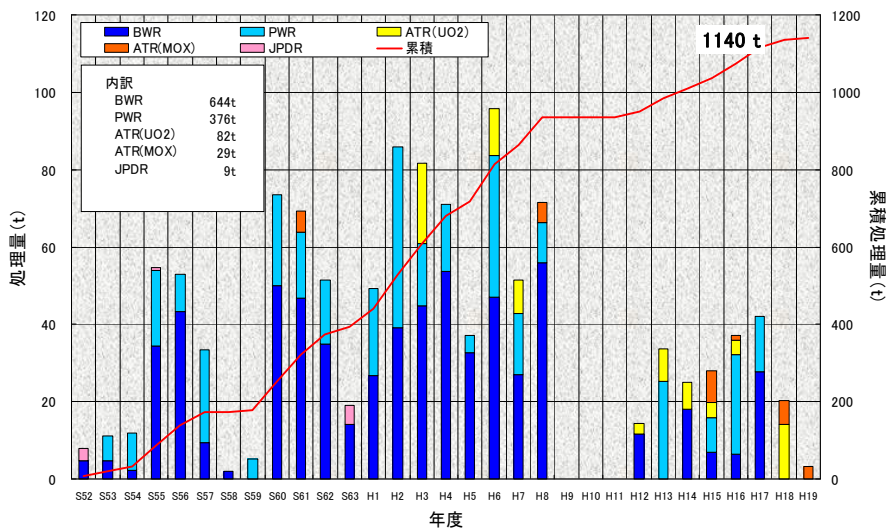
**Q4 使用済MOX燃料や高燃焼燃料の再処理は可能なのか。**

(答)

○使用済MOX燃料の再処理について

東海再処理施設において、昭和 61 年から平成 19 年の間に、新型転換炉「ふげん」の使用済MOX燃料（初装荷時のプルトニウム富化度は軽水炉型MOX燃料と異なる）約 29 トンを安全に安定して再処理した実績がある。

東海再処理施設の処理実績



また、フランスにおいては平成 4 年から平成 20 年の間に、使用済MOX燃料約 75 トンを再処理した実績がある。

処理時期	施設名(所在地)	処理量(tHM)
1992	APM(マルクール)	2.1
1992	UP2-400(ラ・アーグ)	4.7
1998	UP2-400(ラ・アーグ)	4.9
2004	UP2-800(ラ・アーグ)	10.6
2006	UP2-800(ラ・アーグ)	16.5
2007	UP2-800(ラ・アーグ)	31.3
2008	UP2-800(ラ・アーグ)	5.1

参考: 第 5 回新大綱策定会議(平成 23 年 3 月 8 日) 参考資料第 2 号

### ○高燃焼度燃料の再処理について

原子力機構の第2期中期計画では、燃焼度の高い軽水炉型ウラン使用済燃料の再処理試験を計画しており、東海再処理施設では溶解液をウラン溶液で希釈し、軽水炉型ウラン使用済燃料と同じウランとプルトニウムの比率にして処理することを検討している。

Q5-1 高速増殖炉サイクルが本当に成立するのか。

(答)

- 高速増殖炉は、原型炉クラスのプラントの開発によって、技術的実現性は確認できている。商業利用に向けた経済性向上といった課題の解決に向け、高速炉技術は既の実証・実用段階への移行期にある。このため、各国は実証炉クラスの技術開発を積極的に進めている。
- 日本は、「常陽」「もんじゅ」の設計、建設、運転等により、高速増殖炉の技術的成立性を確認しており、原子力機構を中心に進めた「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」により安全性、経済性等の性能目標を達成するための革新的技術の成立見通しが得られている。これにより、我が国は実証炉の概念設計に着手可能な段階にある。仏や露国では既に原型炉クラスの実機プラントの豊富な運転経験を有し、現状、経済性を確認する実証炉クラスの開発を進めている。また、中国やインドでも早期の実用化を目指し、高速炉の開発を積極的に進めている。
- 燃料サイクルに関して、MOX 燃料製造技術については、「常陽」及び「もんじゅ」の MOX 燃料製造を通じて遠隔自動化による量産技術の基盤を既に確立しており、経済性向上や廃棄物発生量低減に向けた技術開発が進められている。また、再処理技術については、既に確立している六ヶ所再処理工場の技術をベースに、工学規模での試験段階にある高速炉再処理特有の技術を付加することにより、技術的には十分成立し、経済性向上や廃棄物発生量低減に向けた技術開発が進められている。

---

### <高速増殖炉>

(海外の開発状況)

➤ Q5-3 参照。

(日本における研究開発の現状)

➤ ナトリウム冷却高速増殖炉については、「常陽」、「もんじゅ」の設

計、建設、運転等により、その技術的な成立性は確認できている。

- 2006年から2010年までの「FBRサイクル実用化研究開発（FaCT）」によって、実用施設への採用を目指す革新技術の採用可能性を判断するとともに、それらの成果を反映した実用化プラント概念が提示されている。また、上記プラント概念について、原子力委員会が提示した性能目標（安全性や経済性など）に対する中間的な達成度評価を行い、概ね達成していることを確認するとともに、今後の研究開発の方向性に係る課題等が抽出・整理されている。

### <燃料サイクル>

- MOX燃料製造技術については、「常陽」及び「もんじゅ」のMOX燃料製造を通じて遠隔自動化による量産技術の基盤を既に確立しており、経済性向上や廃棄物発生量低減に向けた技術開発が進められている。
- 再処理技術については、既に確立している六ヶ所再処理工場の技術をベースに、工学規模での試験段階にある高速炉再処理特有の技術を付加することにより、技術的には十分成立し、経済性向上や廃棄物発生量低減に向けた技術開発が進められている。

Q5-2 もんじゅの開発において、開発体制、体質自体に問題があったのではないか。失敗への反省はないのか。

(答)

- 「もんじゅ」事故は当時動燃の不適切な対応により社会的な事件へと発展した。この不適切な対応の一因に動燃の体質・組織があるとの指摘を受け、その反省を踏まえ、二度の改組を経て体質や組織・体制の改善を図った。今後も改善の効果を確認しつつ、必要な改善に努めていく。
- 実用化に向けた推進体制としては、原子力機構がエンドユーザーである電力の参画も得て研究開発を進めており、原子力機構のプロジェクトリーダがプロジェクト全体を俯瞰して戦略的にマネジメントを行う体制も整備した。また、開発の進め方については関係五者で継続的に認識の共有を図っている。さらに、高速炉開発については、エンジニアリング機能を中核企業・FBR 開発会社を集積する体制も構築されている。

- 
- 「もんじゅ」における2次系ナトリウム漏えい事故は放射線被ばくには至らなかったものの、当時の動燃の情報の取扱いにおける不適切な対応により社会的な事件に発展した。このため、動燃及び国は原因究明・総点検、安全性確認等の技術的対応に加え、動燃の組織・体質にも事故の一因があるとの指摘・反省を踏まえ、動燃改革検討委員会を経て、経営の刷新、事業の重点化、安全確保の機能強化、社会に開かれた体制の観点からサイクル機構へと改組が行われた。
  - また、サイクル機構を経て原子力機構となった現在に至るまでも、体質や組織・体制の改善に努めてきた。特に、平成22年の炉心確認試験再開前には、電力会社の協力の下、経営の関与強化、もんじゅ組織見直し（3部2室体制へ移行）など、更なる組織運営の品質保証改善を図り、その結果、同年7月に炉心確認試験を計画どおり完遂した。



- 実用化を目指した研究開発体制としては、「FBR サイクル実用化戦略調査研究」（1999～2005 年度）以来、国費による研究開発の遂行に責任を持つ原子力機構が、エンドユーザーである電気事業者の協力を得て研究開発を実施している。また、原子力機構では、プロジェクトリーダーがプロジェクト全体を俯瞰して戦略的にマネジメントを行う体制を整備した。さらに、五者協議会を設置し、常に関係五者で開発の進め方を確認している。特に、高速炉技術の開発については、中核企業（三菱重工）1社に責任と権限を集中し、中核企業が設置した FBR 開発会社（三菱 FBR システムズ）にエンジニアリング機能を集積する体制も既に構築・維持している。

- 
- ・平成7年のナトリウム漏えい事故後、「もんじゅ」では、安全性総点検での指摘事項に対する改善（「設備改善」、「品質保証体系・活動の改善」、「運転手順書、運転管理体制の改善」、「安全研究等の反映」）に取り組むと共に、設備改善、品質保証体系・活動の改善を踏まえたナトリウム漏えい対策等の改造工事を計画通り完了することができた。
  - ・原子力施設の安全確保には、設備の設計、製作、施工、及び運転の各段階における品質保証が重要な役割を果たすが、「もんじゅ」は長期間停止した状態にあり、その間は、設計審査、最新技術情報の反映等の視点の品質保証活動を重点に行ってきており、その後実用炉においてますます品質保証活動が重要視される中、設備を稼動状態にて適切に維持する保守管理など試運転再開に備えるという観点での品質保証活動が不十分であった。その問題が、平成20年3月の1次メンテナンス冷却系ナトリウム漏えい検出器の警報（誤警報）発報事象やその後のナトリウム漏えい検出器の点検作業において顕在化した。
  - ・ナトリウム漏えい検出器の点検状況を確認するため保安院が行った特別な保安検査において、「もんじゅ」に対する経営の関与不足など品質

保証上の課題が指摘され、原子力機構は経営が率先し、現場と一体となって行動計画を策定し、組織の総力を挙げて改善に取り組んだ。

- ・ 経営が積極的に現場の状況を把握し、迅速な経営判断と指示・命令ができる仕組みを整備し、それを機能させることにより、経営は予算・人員など「もんじゅ」の運営管理に必要な資源の確保を迅速に行った。「もんじゅ」の保安管理組織のマネジメント範囲を適正化し、保守管理部門の組織強化（3部体制）を行うと共に、所長による一元管理体制とした。これにより、所長は、保安活動を統括する者として強いリーダーシップを発揮し、試運転再開に向けた準備への対応、工程管理のみならずより幅広いプロジェクト管理に係る事項などの重要課題に対し、迅速かつ的確な指示・命令を発することができた。
- ・ 試運転再開の実現に向けては、「もんじゅ」の改善状況並びに諸準備の状況を確認するため、理事長は臨時マネジメントレビューを実施し、「もんじゅ」は試運転を再開できる状況に至っていることを確認すると共に、「もんじゅ」全職員に向け「「もんじゅ」は試運転再開を果たし、安全・安定に運転することにより、高速増殖炉の実用化につなげ、将来のエネルギー安定確保に貢献するという大きな使命を果たして行かなければならない。そういった自らの立ち位置を改めて現場の職員一人ひとりが再認識し、高いモチベーションと誇りを持ってプロフェッショナルとしての仕事をするように」との、トップとしての明確な方針、決意表明を行った。
- ・ これらの活動を通じて、経営レベルも含めた「もんじゅ」運営のためのPDCAサイクルが自律的に回る組織を整備してきた。
- ・ 「もんじゅ」は平成22年5月に試運転再開を達成したが、今後も、理事長をはじめとする経営の強いリーダーシップの下、現場と一体となり、安全を第一に、透明性を確保しながら、改善活動を継続し性能試験の実施に確実に取り組んでいく。更には「もんじゅ」から得られる貴重な運転・保守技術の蓄積、ナトリウム取扱技術の集大成を高速増殖炉の実用化に着実に結び付けていく。

### Q5-3 海外はどうか。

(答)

- 高速炉サイクル技術については、これまでに欧米各国や日本・インド等で開発が進められ、世界のナトリウム冷却高速炉の累積運転年数は、2011年現在までに約400炉・年に達している。米国は多くの実験炉の建設・運転経験を蓄積後、原子力政策再考により原型炉開発を中断したが、フランス、英国、ロシアは「もんじゅ」クラスの原型炉であれば実機プラントとしての豊富な運転経験を既に蓄積しており、技術的成立性は十分にある。現在は、市場競争性の獲得を目指した経済性の向上、および福島事故の教訓を反映した安全性の向上に向けた検討が各国で進められている。

(参考)

- ・高速炉サイクルの開発を推進している各国(フランス、ロシア、インド、韓国、中国)は、福島事故後も原子力政策および高速炉開発計画を堅持し、持続可能性(資源確保、環境負荷低減)の観点から高速炉サイクル技術を重要なエネルギー源と位置付け、各国の原子力利用計画の中でその技術開発を国策として積極的に推進している。
  - 資源小国のフランス、韓国は、高速炉サイクルの開発を積極的に推進。特にフランスは、第4世代炉国際フォーラム(GIF)の場も活用して研究開発を進め、安全性等に優れた第4世代炉の実証炉を2020年代に実現する計画。
  - ロシアやインドは、より早期の実用化を指向し、既存技術をベースに積極的な技術開発を推進。2010年代に原型炉/実証炉を建設し、2020年代には商用炉を導入する計画。
  - 中国は、国内エネルギー需要の急激な増加に対応するため積極的な技術開発を推進。2011年に実験炉CEFRが初送電。ロシアからの技術導入により、原型炉をスキップして2020年代に実証炉を複数基(ロシア技術導入型に加えて自主技術型も計画)実現する計画。
- ・高速炉サイクルの開発を進める国々の間では、2国間協力や多国間協力

等、実用化に向けた技術開発の国際協力が活発化しており、第4世代炉としての高い安全性・信頼性を世界規範として実現するための協力も進められている。

Q6 海外で直接処分の技術開発が進み、我が国で実施するハードルは低下したのではないか。

(答)

○そもそも、基本的な技術はガラス固化体の地層処分技術を流用でき、我が国でも使用済燃料の直接処分を実施することは技術的に可能

○ただし、直接処分の信頼性向上に向けて、工学技術や安全評価上の課題に対して我が国の地質環境を踏まえ、研究開発 16 課題（工学技術 9 課題、安全評価 7 課題；うち重要課題は 11 課題）及び詳細な安全評価を着実に実施する必要がある。

### 使用済燃料の直接処分について

－ガラス固化体と比較した直接処分に関する課題－

工学技術上の課題	安全評価上の課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>① 寸法(約3倍)、重量(約7倍)が大きくなることに対する処分坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討</li> <li>② 発熱量(約1.6倍)が大きくなることに対する処分場設計への影響評価</li> <li>③ 放射線量が大きくなることに対する遮へい対策</li> <li>④ 放射線分解による酸化還元フロントに対する対策(キャニスター設計の際、必要に応じた見直し)</li> <li>⑤ 臨界を避けるための検討(燃料受入基準、中性子吸収剤の利用等)</li> <li>⑥ 非収着性核種(C-14)に対する被ばく低減化対策</li> <li>⑦ 地上施設の詳細検討</li> <li>⑧ 操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策</li> <li>⑨ 使用済燃料は有用資源のため、回収可能性を考慮した人工バリアシステム等の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 直接処分で評価上考慮するシナリオの選定</li> <li>② 臨界回避・評価(UやPuの集積を仮定した場合等の臨界回避・評価)</li> <li>③ 燃料や構造材からの核種の瞬時放出挙動の把握と影響評価</li> <li>④ UO<sub>2</sub>マトリクス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動およびそれらの影響</li> <li>⑤ 放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響</li> <li>⑥ 廃棄体が大きくなることによる掘削影響領域の拡大等の挙動と影響</li> <li>⑦ 非収着性核種(I, C等)の移行挙動や移行特性</li> </ul>

数字入り○印は、特に重要と思われる課題。表中の課題の多くは、ガラス固化体及びTRU廃棄物の地層処分の技術をベースとして活用可能。

1

(資源節約性及び安定供給性)

Q7 (特に、減原子カシナリオ下では) 軽水炉サイクルでは二回リサイクルがせいぜいで、また使用済MOX燃料の処理施設も確保できておらず、ウラン備蓄の方に分があるのではないか。また、海水からのウラン回収技術などでも十分ではないか。

(答)

軽水炉部分については電事連側に依頼済

- 高速炉サイクルは、プルトニウムの劣化(高次化)の影響もなく何度でも燃料をリサイクルでき、エネルギーセキュリティ向上の観点から重要であることから、その開発と導入を着実に進めるべきである。なお、高速炉サイクル技術については、軽水炉サイクル技術の高度化を通じて十分な実現性がある。

Q8 減原子力シナリオ下でも高速増殖炉サイクルは成立し、その意義があるのか。

(答)

- 減原子力シナリオ下でも、一定規模の原子力発電が存在する場合、高速炉サイクルの開発・実用化は、資源輸入価格の安定化、高レベル放射性廃棄物処分場面積や潜在的有害度の低減、および海外輸出による利益確保といった観点からの意義は変わらず大きい。また、高速炉サイクルが担う発電量に応じて、エネルギーセキュリティ向上や産業基盤の維持強化等にも貢献する。
  
- なお、減原子力シナリオ下であっても、一定規模の原子力発電が存在する場合、再処理を継続して回収されるプルトニウムと高速炉導入に必要なプルトニウムをバランスさせる等サイクル上の諸量バランスを取ることは可能である。この点から、高速増殖炉サイクルを成立させることは可能である。

(解説)

- 今後、世界的には中国やインドでの急激な原子力発電の増加が、ウラン価格の高騰や在来型ウラン資源入手の不安定性を助長する可能性があり、海外資源に依存している日本ではウランの安定供給確保がより一層困難になる懸念がある。<sup>\*1)</sup>
  
- 高速炉サイクルは、ウラン資源輸入に依存しない持続的な大規模基幹電源であり、2050年頃までに実用化できれば、ウラン資源供給面の不安を払しょくできると共に、経済性に対してウラン資源価格がほとんど影響しないという特長を持つ。そのため、エネルギーセキュリティ向上の観点から高速炉サイクルは大きな意義がある。また、高速炉サイクルの存在が資源調達にあたって交渉力となることで、



資源輸入価格の安定化も期待できる。これらが、わが国産業基盤の維持強化や持続的な経済成長に貢献する。

- 高速炉サイクルが世界各国に導入されるのに伴って、関連産業分野の国際市場も飛躍的に成長すると考えられる。もし、わが国が、2050年頃までに高速炉サイクルを実用化できれば、炉プラント等の関連技術を輸出することによって大きな利益を得ることも可能である。
- ・高速炉サイクルでは、軽水炉サイクル及び直接処分と比較して、高レベル放射性廃棄物の発生量と処分場面積を低減し、環境への負荷を抑えられる。さらに、アクチニドリサイクルの実施により潜在的有害度を大きく低減できる。

\*1) OECD/IEA WE02011

2035年時点での長期的な世界の一次エネルギー需要は2009年に比べ1.2~1.5倍に増え、原子力発電設備容量も2009年の約1.4~2.2倍に拡大すると見込まれている。

(環境適合性)

Q サイクルオプションごとの放射性廃棄物の物量（レベル別にそれぞれ）、有害度、処分場面積、リスク、技術動向等如何（減原子カシナリオ下でも本当に直接処分にデメリットがあるのか。地上管理はどうか）。

(答)

⇒今回のQAではなく別途、今後のサイクルオプションの検討の中で内閣府より条件を提示、それを基にJAEAが作成

Q9 FBR開発プロセスなど斟酌してなお二酸化炭素発生量は限定的なのか。

(答)

- エネルギー源からの二酸化炭素発生量を示す場合、開発プロセスを合算して示すことは通常行われていない。
- 将来、高速炉サイクルを導入した場合の二酸化炭素発生量の試算がある。全電源平均（2009年度）の $412\text{g-CO}_2/\text{kWh}$ \*1)に対し、ウラン濃縮過程を必要としない高速炉サイクルは $8.1\text{g-CO}_2/\text{kWh}$ \*2)と小さい。高速炉1基（100万kWeの実用炉）あたりでは、年間約354万t-CO<sub>2</sub>の削減効果となる。

(参考)

- 開発段階にある「もんじゅ」の1年あたりの二酸化炭素発生量については、次の通り。もんじゅからの年間発生量は、将来の実用炉1基を導入した場合の二酸化炭素発生量の削減効果と比較しても、非常に小さい。

**【停止期間における電気使用量】**

原子炉停止状態における年間使用電力量（平成21年度の例）

・電気使用量 8,603万9,800kWh

（電気料金支払い実績額約 11億円）

**【二酸化炭素排出量】**

例えば、北陸電力HP掲載「FACT BOOK 2011」資料(P34)において、kWhあたりの「CO<sub>2</sub>排出源単位の推移」のデータを基に2009年(平成21年)のクレジット前の値を用いて計算すると；

$0.374\text{kg-CO}_2/\text{kWh} \times 8,603\text{万}9,800\text{kWh} = \text{約}3.2\text{万t-CO}_2$

- \*1) 電気事業連合会、電気事業における環境行動計画 (2011)、『クレジットを反映していない CO2 排出量および使用端 CO2 排出原単位を参考として記載した』使用端 CO<sub>2</sub> 排出原単位相当。
- \*2) 電力経済研究\_ No. 37\_原子力発電新技術のライフサイクル分析

(政策変更コスト)

Q10 もんじゅの開発費、実現可能性など斟酌してなお経済性があるのか。

(答)

(研究開発費用を外部コストとして経済性を評価するのがよいのかという前提等、調整が必要であるため、現時点での回答案作成を保留)

(核不拡散性)

Q11 サイクルオプションごとの内在的核不拡散性を高める技術開発の  
動向如何

(答) (高速炉サイクルに対する回答)

- 我が国は、六ヶ所再処理工場に対応した大規模再処理施設保障措置システムを構築する等、統合保障措置への対応が可能なプルトニウムリサイクル技術を有しており、現状よりさらに多くのプルトニウムを利用する高速炉サイクルシステムに対しても、これらの技術的経験・ノウハウを活用することで、現行の保障措置システムの適用は十分に可能であると考えられる。
  
- 高速炉サイクルの核不拡散性については、国際原子力機関（IAEA）による保障措置等の制度的措置に加え、内在的障壁としてプルトニウムを常にウランやマイナーアクチニドと共存させ、単離しないプロセスを採用することや、保障措置適用性を考慮した施設設計を行うこと等により、技術面からも核拡散抵抗性を高めることを検討している。

(参考) 核拡散抵抗性の研究に関する最近の動向(国内外)

1. 国際的な動向

2000年前後から開始した次世代原子力システムの核拡散抵抗性評価手法開発はGIF、INPROの2大国際的枠組みによる活動に集約された。次世代原子力システムの開発を志向する国々は、これら国際的枠組みを利用して評価手法開発、適用性研究を行う姿勢である。適用研究が進むにつれ、システム設計者と核不拡散（核拡散抵抗性+核物質防護）専門家の間の対話・共同作業・連携の重要性が認識されてきた。

### (1) GIF 核拡散抵抗性と核物質防護ワーキンググループ (GIF PR&PPWG)

次世代原子力システム設計者と PR&PP 専門家間の共同研究が進捗している。評価手法開発は開発の段階から、設計へ適用し、そこから得られる知見をどのように設計に反映させるかを検討する段階にきている。そこには、システム設計者と PR&PP 専門家が共同で作業をすることが必要であり、本 WG は GIF 内の炉型ごとのシステムステアリングコミッティと共同で予備的な評価を実施し、設計者の評価手法に対する理解、PR&PP 専門家の設計上の特徴に対する理解が進捗した。一方で JAEA 内のシステム設計者と PR&PP 専門家間の共同作業の結果も PR&PP WG の活動に大きく影響を与えた。JAEA 内の共同研究からは、設計ガイドラインの策定を巡る設計者と PR&PP 専門家間のギャップの存在が指摘されたが、その一方で、原子炉システムの核拡散抵抗性を向上させるために、保障措置適用性について両者が共同で作業することの重要性が認識された。これを受けて、GIF PR&PPWG では、保障措置適用性、言い換えれば「設計による保障措置」(Safeguards by Design) に検討の主軸を置く方向での検討を始めた。

### (2) INPRO

INPRO と GIF PR&PP WG はハーモナイゼーション活動と称する連携活動を行っている。このため、INPRO においても、評価手法開発、適用研究の段階から、保障措置適用性の検討に進捗している。2012 年からは Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment (PROSA) と呼ばれる保障措置適用性を評価する試みを開始した。

## 2. 国内の動向

JAEA は 1990 年代から核拡散抵抗性研究を開始してきたが、2007 年頃から次世代原子力システム設計者と核不拡散専門家間の共同研究が行われてきた。2011 年 2 月には GIF PR&PPWG と共に東京において公開のワークショップを開催し、その結果が示され、GIF PR&PP WG メンバーを含めた討論が行われた。その結果、両者の共同研究が今後も非常に重要で核拡散抵抗性検討の中核をなすべきであり、設計者が評価結果を設計に反映するためにはガイドライン等が必要であることが理解された。ガイドライン等の策定は簡単ではないが問題を分解した上で PR&PP WG 議論をベースに追及していくことが策定につながる可能性がある。保障措置適用性をその分解された問題の 1 つととら

え、両者が共同で検討していくことが1つの具体的な方向性であるとされた。

従来国内においては JAEA が中心となって核拡散抵抗性研究を行ってきたが、ワークショップ等の努力もあり、JAEA 以外でも核拡散抵抗性研究が行われ始めた。東京工業大学が核物質の物質としてのバリアに重点を置く研究を置いてきたが、東京大学では GIF PR&PP 評価手法を参考に、より広範な政治的ファクターも交えた評価手法の検討や PR&PP 評価手法の適用研究、核拡散抵抗性向上のための保障措置アプローチの検討等が行われている。2011 年 2 月に原子力学会核不拡散・核物質防護・核セキュリティ連絡会が主催した小規模のワークショップでは大学や産業界から多くの参加者があり、国内での核拡散抵抗性研究のすそ野の広がりが見られた。



(技術力維持)

Q12 研究施設での技術開発などを続ければ十分で、商業運転を目指す必要はない技術力は十分に維持できるのではないか。(←Q 一部変更)

(答)

- 研究機関における研究施設を使った基盤研究のみの継続では、国内産業界におけるプラント設計・製造技術の衰退・消滅を招き、結果として国内産業界の技術力の維持は不可能となる。
- 仮に、基盤研究のみを継続したのちに高速炉を導入しようとした場合、国内産業界のプラント設計・製造技術を一から立ち上げる必要があり、導入時期の大幅な遅れや莫大な追加費用の発生は必至である。
- このように、基盤研究の継続のみという選択肢は政策変更に対する柔軟性を著しく欠くことから、取るべきオプションではないと考える。

- 
- 研究機関での基盤的研究の継続により、安全審査に使用可能な解析コード類の検証・整備等は可能と考えられるが、実証炉設計に必須の発電システムとしての性能実証(炉心特性、機器/システム性能等の確認)は「もんじゅ」の運転経験無くして容易に達成できない。
  - また、国内産業界の活動をその移転先や時期等を明確にすることなく基盤レベルで継続することは困難であり、結果として高速炉技術分野からの撤退を招き、産業界のプラント設計・製造技術(大型機器、構造部材、弁・バルブ等のナトリウム部品等の製作技術)の維持は不可能となる。さらに、炉心・燃料設計の能力も失うことになる。
  - このような状態で、仮に、自主開発により高速炉の実用化を目指すとした場合、改めて炉心、燃料設計、大型機器開発等が必要となるが、散逸した産業界のプラント設計・製造技術の再立ち上げが必要であり、実用化までには多大な費用と期間を要することになる。

また、海外技術の導入を図るにしても、工事認可の関係で工法の妥当性確認のための試作試験等が必要となり、同様に産業界の再立ち上げが必須となる。

---

更Q：アメリカでは、80年代はFFTFを細々と運転しつつ、基礎研究をやってきたが如何？

(答)

- 米国は、1940年代前半から1990年代前半にかけて、多くの高速実験炉の建設・運転経験を有しており、日本に比べて過去の技術力の蓄積は遙かに大きい。それでも、開発をスローダウンして長期間を経ており、技術者の引退やメーカーの撤退等により、すでに多くの技術的知見や経験は維持されているとは言い難い状態にある。
- そのため、GIF等の場を通じて国際的な高速炉の開発状況を適切に把握すると共に、枢要技術については国内で長期的研究活動を行いつつ、国研を中心に技術を維持している状態であり、国際的な動向に応じ高速炉開発に復帰する準備は怠っていないものの、そのまま実用化開発に進める段階にあるとは言えない。
- 米国では、R&Dは原則国研がすべて担っており、基礎・基盤から概念設計に必要な技術レベルまで、国研に蓄積してきている。また、民生用研究から軍事用研究まで幅広く行っている。一方日本では、国研と産業界でR&Dを分担実施してきており、基礎・基盤に限定したら、米国と同レベルの研究を行うことは難しい。さらに、米国でも実用化に向けて、十分な技術的知見や経験が維持されているとは言えない状況であり、従って日本が米国にならって開発を進めることは難しい。

(国際貢献)

Q13 もんじゅなどの状況に関わらず本当に国際貢献は可能なのか。

(答)

- 福島事故を踏まえ、世界が安全性・信頼性の高い原子力技術の確立を目指す中、日本は、これまでに培った高い技術レベルを生かし、高速炉サイクルについて高水準の安全性・信頼性を世界規範として共有すべく国際的な安全設計クライテリアの構築等を先導している。今後とも、このような活動を通じた国際貢献は十分に可能である。
- 一方、「もんじゅ」は、OECD 加盟国で現在運転されている唯一の高速増殖炉プラントであり、世界に開かれた研究開発の中核施設としての運用が国際的にも期待されている。今後、「もんじゅ」の運転が再開すれば、運転・保守等の経験の蓄積と合わせて、「もんじゅ」を研究開発ツールとして国際的な活用を図ることで、日本としてより多くの国際貢献が可能となる。

(参考)

- 日本は、これまでに、実験炉「常陽」の豊富な運転経験の蓄積と共に、原型炉「もんじゅ」の設計・建設、及び実用化に向けた高い安全性・信頼性等を達成するための革新技术の研究開発（FaCT プロジェクト）を着実に推進し、2010 年度までに工学規模の技術実証を開始できる段階に到達した。
- このような高い技術力をベースに、日本は、多国間の技術協力の枠組みである「第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）」では、議長国として中核的役割を果たしている。また、日本は、2カ国/3カ国間及び GIF 等の多国間の国際協力の枠組みを駆使し、高速炉の安全設計クライテリアの国際標準化や高速炉サイクルの技術開発をリードしている。

- 福島事故は、世界の原子力の開発・利用促進に多大な影響を及ぼし、高速炉サイクルについても、世界は事故を踏まえた安全性・信頼性の高い技術の確立を目指している。本状況を踏まえれば、福島事故の発生原因の徹底的な究明と所要の安全対策を含めた事故の教訓の世界への発信が、事故を起こした日本としての当然の責務であり、高速炉サイクルについても、日本がこれまでに培った高い技術力を生かし、高水準の安全性・信頼性を世界規範として共有すべく今後とも国際的な安全設計クライテリア構築等を先導する責務を有する。

Q14 我が国としてなぜ国際貢献を目指すべきなのか。(例えば、巨費を投じて大型の商業施設を動かすよりも、特定の先進的なFBR技術、再処理技術の研究開発に特化してはどうか。)

(答)

- 「国際貢献を目指す理由」への回答は「Q13」の回答(参考)を参照。
  
- 「高速炉サイクル技術開発の規模を特定の分野のみに特化し、小規模な研究開発レベルに限定する」への回答は「Q12」を参照。