

高速増殖炉サイクルの研究開発に関して いただいたご質問について

平成17年1月28日

番号	委員からのご質問	回答
1 - 1	<p>「高速増殖炉」か「高速炉」か</p> <p>第16回策定会議に事務局が提出した第4号資料では「高速増殖炉」、核燃料サイクル開発機構の参考資料4では「高速炉」とされている。「究極の目的としては高速増殖炉を目指す、当面はプルトニウムを増やす必要はない」とか、「『高速増殖炉』が高速炉の特徴のすべてではない」とかの説明も聞か、 「高速増殖炉」開発の失敗を「高速炉」開発と言い換えることで糊塗している印象を拭えない。2000年長計策定会議においても「高速増殖炉」か「高速炉」かの議論が行なわれた。</p>	<p>現行長計策定の際には「高速増殖炉」と「高速炉」の表現の整理にかかる議論がありましたが(別添1参照)、柔軟性についても踏まえろという点において各委員のご主張に差はなく、表現の問題として扱われることとなり、結果として「高速増殖炉」が採用されました。この経緯を踏まえ、本資料では日本の研究開発の対象については「高速増殖炉」と表記しました。一方、世界においては「増殖」という点を謳わず、高レベル放射性廃棄物の減容等を重視した「高速炉」として研究開発が行われている場合もあることから、「高速炉」と表記しました。</p>
1 - 2	<p>表現の整理というよりも、目指すべき点を明確に整理することだと考えるが、この点では、事務局提出の資料第2号「高速増殖炉サイクルの意義」では、ウラン資源の利用効率を高められることと高レベル放射性廃棄物中の長期残留放射能を低減できることが意義とされているが、そのどちらを重視するのか、あるいはどちらも同等とするのか？ 増殖を重視すればマイナーアクチニドなどの不純物は少ない方がよいことを考えると両者は対立する方向であり、具体的な実用化計画に違いが出ることから、議論するためには「意義」を明確にしてほしい。</p>	<p>高速増殖炉サイクルの意義については、前回の第2号資料p2からp4の「特性と意義」にありますとおり、「軽水炉と比べてウラン資源の利用効率を飛躍的に高くできる可能性」と「高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射エネルギーを少なくし、発生エネルギーあたりの環境負荷を有意に低減できる可能性」の2つがあるところ、この両者を同時に達成することは可能と考えられています。</p> <p>核燃料サイクル開発機構の実用化戦略調査研究を通じて、現在想定される我が国の原子力発電の規模では、マイナーアクチニドを含んだ燃料を利用した高速増殖炉サイクルとしていくことで、原子力発電の持続的利用のための燃料増殖と、放射能低減を同時に満たす見通しが得られつつあります。</p>

2	<p>2000年長計にある「高速増殖炉サイクル技術はそのような技術的選択肢の中でも潜在的可能性がもっとも大きいものの一つとして位置づけられる」とあるが、比較対象となった技術的選択肢および、その中で潜在的可能性が最も大きいと分類された技術について列挙してほしい。</p>	<p>現行長計策定会議第三分科会の報告書においては、「将来の情勢の変化に備え、我が国にとって長期的に安定的なエネルギー源を技術的に確保していく必要があり、原子力はその点で有力な技術的選択肢と考えられます」とされ、さらに「省エネルギーを図るとともに自然エネルギーの利用を推進すべきですが、それだけでは十分でなく、非化石燃料源の重要な技術的選択肢の一つとして、原子力を今後とも開発して行くことが期待されています。」とされました。</p> <p>その上で、「先進国の中でも特に際だったエネルギー資源小国であるだけでなく、石油についても一番の中東依存国であるという我が国の特殊性からすれば、日本のためばかりでなく世界も視野に入れたエネルギー問題の解決に向けて資源節約型エネルギー技術を開発することにより将来の技術的選択肢を確保していくことが重要です。FBRサイクル技術はそのような技術的選択肢の中でも潜在的可能性が最も大きいものの一つとして位置付けられます。」とされました。</p>
3	<p>第16回策定会議で示された参考資料1の「各高速増殖炉の設計結果の比較」をみますと、資源有効利用の観点から「複合システム倍増時間」の根拠(諸前提、入力数値、計算式など)を示してください。</p>	<p>別紙参照</p>
4	<p>同参考資料3にまとめられている投資効果に関する詳しい論文があれば示してください。</p>	<p>関連する論文として以下のようなものがあります。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 平尾和則：FBR研究開発の進路を探る、原子力eye 2002年4月号 2. 塩谷洋樹他：FBRサイクル研究開発に関する投資対効果評価手法の開発、サイクル機構技報 No.16 (2002.9) 3. 塩谷洋樹他：高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 総合評価技術検討書 -、JNC TN9400 2004-052、(2004)
5	<p>技術の継承について</p> <p>技術の継承の必要性が折に触れ語られるが、2005年1月7日付朝日新聞福井版によれば、殿塚核燃料サイクル開発機構理事長は、「運転に携わった経験者は定年などで3分の1に減っている」と述べている。もんじゅ事故当時とそれ以降で、何人から何人に減ったのか具体的な数値を示してほしい。ここでは運転に携わった経験者についてのみ言及されているが、同様に、核燃機構での高速増殖炉開発に携わった人員の変化についても数値で示してほしい。</p>	<p>運転経験者ということでは、もんじゅ事故の平成7年当時、動力炉・核燃料開発事業団(現核燃料サイクル開発機構)の運転担当課には約70名の職員が在籍していましたが、現在、運転担当課職員のうち事故当時の運転経験者は約20名となっています。</p> <p>なお、ご指摘の朝日新聞の記事にもあるとおり、核燃料サイクル開発機構では、「もんじゅ」内にある運転訓練シミュレータやナトリウム取扱研修施設で、訓練を行うとともに、大洗工学センターの高速実験炉「常陽」への派遣を行うことで、運転要員のレベルの維持・向上を行っています。</p> <p>サイクル機構における高速増殖炉サイクル開発に携わっている職員は、平成7年度で約760名でしたが、平成16年度現在では約580名になっております。(参考：核燃料サイクル開発機構全体で、職員は平成7年度約2850人が、平成16年度では約2270名になっています。)</p>

6	<p>05年1月14日付福井新聞が報じたところによれば、核燃料サイクル開発機構は福井県の嶺南八市町村でつくる嶺南広域組合にJR小浜線利用促進事業の協力費として2001年度から年間7,400万円を負担していた。さらに、高速増殖炉「もんじゅ」の運転再開までは同額を負担していくと伝えている。核燃機構のどのような勘定科目から出されているのか、具体的に示してほしい。</p> <p>さらに、寄付行為が禁止されていることから名目を変えているようにも記事は読めるが、実態的に寄付行為ではないのか？</p>	<p>この経費は、核燃料サイクル開発機構補助金中の(項)事業運営費、(目)高速増殖炉研究開発費の広報活動費から支出されています。これは、「もんじゅ」の運転再開や原子力に関する理解促進のため、電力の大消費地である京阪神地域において広報活動を行うことを目的として予算措置されているもので、実際に広報活動に用いられています。</p>
7	<p>「もんじゅ」再開の意義が書かれているが、それに必要な費用は明確でないので、明確にしてほしい。またこれに関して、03年1月28日付日経新聞に「停止から7年、維持費900億円越す、廃炉でも1700億円必要に」との小見出しで、以下の記述がある</p> <p>「試算では、2020年に1兆円まで膨らむが、売電収入はわずか1800億円。廃炉の道を選んだとしても解体に1700億円かかる」。これは文科省の試算のようであるが、詳しい資料を出してほしい。</p>	<p>「もんじゅ」の運転再開までにどれほどの費用を要するかについては、改造工事開始や運転再開時期等によって変わるので一概にお答えすることはできませんが、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の維持管理等の経費(平成16年度認可は約72億円/年) ・ナトリウム漏えい対策等の改造工事を行うための経費(約180億円;うち約65億円は16年度までに措置済み) <p>のほか、原子炉施設の改修に伴う機能確認試験や、運転再開用燃料の製造のための経費や長期停止している機器等の詳細な点検のための経費等が必要となります。</p> <p>日経新聞の記事にあります「試算では2020年に1兆円」「売電収入1800億円」については、平成14年12月の文部科学省の原子力二法人統合準備会議において、核燃料サイクル開発機構より、「もんじゅ」に既に投入した分として7,881億円(1980～2002年)、また、運転維持費の実績等から仮定して試算した結果として、今後投入分として2,665億円(2003～2020年)、売電収入1890億円と報告がなされており(別添2参照)、これを引用したと考えられます。</p> <p>また、「廃炉でも1,700億円必要」とは、その根拠は正確にはわかりませんが、核燃料サイクル開発機構が平成13年に、「もんじゅ」の解体について、商業用の原子炉発電施設の解体に対する引当金の算出方法などを参考に、種々の仮定において、約1,740億円～1,760億円の費用を要すると試算したことがあり、これが記事になっているのではないかと考えられます。</p>

8	<p>「もんじゅ」の反応度価値・反応度係数について 炉心設計解析の精度と設計の妥当性を確認したと言うが、1994年11月2日付赤旗には「もんじゅ炉心に何がおきたか、設計と違う試験結果、技術の未熟さ明るみに」との見出しで炉心反応度が設計値と大きく食い違っており、設計ミスだと指摘されているという。同報道によれば「試験運転での炉心の反応度は0.037～0.057(平均0.04)と設計されているはずでした。ところが、実測値は0.032。設計値と大きく食い違っていることが分かりました。」 「プルトニウム燃焼の専門家らは『安全審査では、過剰反応度のうち、プルトニウムが運転期間中の核分裂反応で低下する分を0.025とみこんで設計している。一部のアメリカシウムがこれと同じような過剰反応度の大きな低下をひき起こすことというのはおかしい。基本的な炉心(198体燃料集合体)の設計ミスだ』と指摘します。」これについてはその後どのように解明あるいは解決されたか、説明を求める。</p>	<p>1994年11月2日付赤旗には、「もんじゅ」の反応度は0.037～0.057(k/k:反応度の単位)に設計されているのに、「もんじゅ」の性能試験の実測値は0.032(k/k)であり、「もんじゅ」の臨界が遅れたことにより燃料中のプルトニウム241がアメリカシウム241になることを考えても設計値と大きく食い違っており、設計にミスがあるのではないかという趣旨の記事が掲載されていますが、その事実関係は次の通りです。 「もんじゅ」の臨界時期は1992年10月から1994年4月になり、約1年半遅れました。もんじゅの炉心燃料に含まれるプルトニウム241は半減期が約14年で減少するため、この臨界の遅れにより反応度は低下します。 「もんじゅ」は1992年10月に反応度が約0.047(k/k)になるように設計されていましたが、この臨界の遅れによる反応度の低下により、核燃料サイクル開発機構では、1994年4月には反応度は約0.039±0.01(k/k)に低下すると予測していたところ、実測値は約0.032(k/k)であり、予測値の範囲内でした。核燃料サイクル開発機構では、設計は妥当と判断しています。</p>
---	---	---

<p>9</p>	<p>また、『原子力工業』1986年2月号に実験炉「常陽」でMK-I炉心の性能試験において「予測を上回る出力係数が一度だけ観測された」MK-II炉心の「平衡炉心に至る過程で出力係数が減少する傾向があった」との記述がある。これらの原因はきちんと説明されているのか？</p>	<p>[MK - I] 核燃料サイクル開発機構によると、「常陽」MK - Iの現象は、照射後試験結果等も含めた総合的な評価から、燃料ペレットの核分裂生成ガス放出によるものと説明されています。 すなわち、原子炉の運転中、燃料ペレットには核分裂生成ガス(Kr, Xe)が蓄積されますが、これがペレットの外に放出される割合は、低出力では小さく、一定出力を超えると大きくなります。本現象は、「常陽」MK - Iで、50MW運転を行った後、75MWに出力を上げた際のみ生じていますが、75MWへの出力上昇により、核分裂生成ガス放出のしきい値を超え、50MW出力運転中に蓄積されていた熱伝導の悪い(熱を伝えにくい)KrおよびXeガスが、燃料ペレットと被覆管の間に放出された結果、燃料ペレット温度が上昇し、これにより負の反応度(ドップラ反応度等)が加わり、出力係数が安全側に变化したものです。</p> <p>[MK -] 核燃料サイクル開発機構によると、「常陽」MK - で燃焼とともに出力係数が減少し、その後安定した現象は、その後行った照射後試験結果等も含めた総合的な評価から、運転初期に、この燃料ペレットの中心部の熱膨張が小さくなることによるものと説明されています。 すなわち、原子炉で出力が上昇し、燃料ペレットが軸方向に膨張すると、燃料の密度が低下しますが、高速増殖炉では、燃料密度が低下すると出力が低下します(負の反応度が入る)。新燃料においては、温度の高いペレット中心部が軸方向に大きく膨張しますが、運転を開始して数日経過すると、一定以上の高温に達した部分に中心空孔が生成し、組織変化が進み、この部分では上側のペレットを押し上げることができなくなります。その結果、ペレット外側の比較的温度の低い部分しか熱膨張で上側のペレットを押し上げられず、膨張量は新燃料時に比較して小さくなった結果、燃料密度の低下割合が下がり、出力低下が小さくなったものです。なお、「常陽」、「もんじゅ」の安全評価では、燃料膨張反応度をゼロとしていることから、安全上の問題はありません。</p>
----------	---	---

10 - 1	<p>海外の高速(増殖)炉の高稼働が説明されていたが、稼働率でなく設備利用率で示してほしい。</p> <p>フランスのスーパーフェニックスの高稼働は、極めて疑問。利用率の実績を示してほしい。</p>	<p>IAEA-TECDOC-1015 "Advances in fast reactor technology" April, 1998のp35では、以下が記載されています。 『4. スーパーフェニックスの運転(D. Clenment/NERSA, B.Mesnage/CEA) 4.1 1996年の概要 1996年は、スーパーフェニックスは一年を通じて、図(別添3)の発電量を示すグラフのように良好な運転実績(excellent operation)を達成した。この運転計画は、安全規制当局の許認可と、出力制限に従って実施された。すなわち、定格出力に対する30%、50%、60%、90%と種々の原子炉出力での試験、機器のデータ収集が行われた。 この1年を通じて、スーパーフェニックスは246日(ほぼ70%の期間)電源系統に組み込まれ、34億kWhの電力を供給した。計画停止期間を除く原子炉の利用率は95%であり、燃料の燃焼度は年末までに318.8定格出力換算日を達成した。』 上記の電力量(3400GWh)と定格出力(1240MWe)を基に設備利用率を試算すると約31%(= 3400GWh/[1240MWe*366日*24時間]*100)になります。(なお、1996年はうるう年のため366日で算出。)</p> <p>しかしながら、1996年当時は、スーパーフェニックスの運転認可に対し、規制当局から原子炉出力の制限が課せられ、種々の原子炉出力で所定のデータを収集しながら順次出力増加を進めていく必要がありました。このため、商用炉のように設備利用率で評価することは適当でないと考えます。</p> <p>「稼働率」、「設備利用率」の定義は以下のとおり。(参考資料;原子力辞典) 【稼働率】(Availability Factor) 1年間のうち発電所が稼働している時間と、全時間(365日×24時間=8760時間)との比率を百分率で示したもの。 $\text{稼働率} = \{365(\text{日}) \times 24(\text{時間}) - \text{停止時間}(\text{時間})\} / \{365(\text{日}) \times 24(\text{時間})\} \times 100(\%)$ 【設備利用率】(Capacity Factor) 発電所において1年間で実際に発生した電力量と、定格出力で1年間運転した場合の電力量との比率を百分率で示したもの。 $\text{設備利用率} = \{1年間の発生電力量(\text{kWh})\} / \{定格出力(\text{kW}) \times 365(\text{日}) \times 24(\text{時間})\} \times 100(\%)$</p>
10 - 2	<p>ロシアのBN-600ではモジュール方式の蒸気発生器が採用されており「故障が発生しても、その部分を隔離すれば運転継続が可能な点も特徴。それが設備利用率の高い要因ともなっている」と、1993年3月8日付電気新聞にある。また、「日本では、一台でも故障すれば運転を停止するが、ロシアでは運転を続けているということで、安全に対するフィロソフィーの違いも感じさせる」という。この説明で正しいか。</p>	<p>BN-600は、立地地域周辺に熱供給をしているプラントで、高いプラント稼働率が求められていました。また、同炉は1967年に着工された比較的古いプラントで、当時の技術では蒸気発生器の周辺での故障・損傷の発生を防止するのは難しいと考えられていました。このため、蒸気発生器回りの故障・破損の発生を前提に、モジュール型の蒸気発生器(3つの冷却系統のそれぞれに8基の蒸気発生器が設置)が採用され、蒸気発生器1基が故障しても、それを系統から隔離して継続運転できる設計としています。</p>

11	<p>ロシアの高速炉開発の動機は、他国と違うところがあるのではないか？</p> <p>1993年8月12日付日経産業新聞の記事によれば、イギリス貿易産業省原子力エネルギー部門の担当者は「西側の条件下では増殖炉の経済性は存在しない」と述べたと言う。「ロシアのように多数の原子力技術者を抱える国で失業の問題を考慮に入れれば増殖炉は採算に乗るが、西側諸国はその範疇にないとの論理だ」と武田忍記者は書いている。また、96年4月16日付東京新聞では、核兵器の解体によって取り出される大量の軍用プルトニウムの処理が「主目的」だとするロシア原子力省シドレンコ次官(当時)の見方を紹介している。</p>	<p>ご指摘の見方については判断できませんが、ロシアは以下の通り、原子力をエネルギー戦略の中に位置付けています。</p> <p>『2003年5月22日、ロシア連邦政府の閣議においてエネルギー省より「2020年までのロシア・エネルギー戦略」が報告され、基本的に承認されました。この「2020年までのロシア・エネルギー戦略」では、</p> <p>(1) 国と経済と国民に対し、手頃であると同時に節約を促す価格で、エネルギー資源を完全かつ確実に供給する。国のエネルギー供給において危機的状況が増大するリスクを減らし、また、危機的状況を生じさせない。</p> <p>(2) エネルギー資源の消費を合理化し、省エネ技術と装置を導入し、燃料エネルギーコンプレックスの製品販売、輸送、加工、採掘における損失を減らすことにより、エネルギー資源の生産と使用に対する支出比率を削減する。</p> <p>(3) 国の社会経済成長を確保するために、エネルギー部門の潜在能力の利用効率と財政的な安定を向上させる。</p> <p>(4) 経済的刺激の導入、生産設備の改善、製品の販売と消費、輸送、加工、採掘における新技術の導入を基本とし、エネルギー産業が環境に与える影響を最小限に抑える。</p> <p>ことを優先事項としています。</p> <p>具体的には、エネルギー輸送のための港湾ターミナルの建設・高度化、現在、天然ガスが主流となっている電力供給源の石炭、原子力、再生可能エネルギーへの転換促進の検討などを内容としています。』(2004年版エネルギー白書(経済産業省))</p> <p>高速増殖炉についても、以下の通り明確にエネルギー戦略の中に位置づけられているところです。</p> <p>『ロシア議会の電力・輸送・通信委員会は10月16日、現在、建設工事が中断されている高速増殖実証炉ベロヤルスク4号機(BN-800)の建設再開も含め、高速増殖炉と燃料サイクルによる持続可能な開発を骨子としたエネルギー戦略(2005～2010年)を承認した。』(日本原子力学会誌(Vol.46, No12(2004)))</p> <p>また、2004年2月27日に茨城県大洗町で開催された「FBRサイクルシンポジウム2004」において、ロシアの物理エネルギー研究所(IPPE)のポブラフスキー副所長は、「高速炉技術:現状と展望」と題した講演の中で以下のとおり述べています。</p> <p>『高速炉と燃料サイクルの研究開発動機として、確認済みの天然ウラン資源と在庫を考慮し、それを現状の軽水炉発電量(30基、20GWe程度)で燃やした場合80～90年分となる。』『一方、ロシアにおける原子力発電の伸びを1～2GWe/y程度と想定すると、21世紀半ばにはウラン資源の供給不足が生じる可能性が考えられることから、長期的なエネルギーの安定供給等の観点から高速炉と燃料サイクルの研究開発が必要。』</p>
12	<p>第16回策定会議の資料では、高速増殖炉サイクル、高速炉・核燃料サイクル、高速炉増殖炉サイクルの3通りの表現が見られます。時に混同しているようにも受け取れますので、これらの表現の意味を説明してください。</p>	<p>「高速増殖炉」と「高速炉」の使い分けについてはご質問1の回答のとおり、「高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル」を称して「高速増殖炉サイクル」、「高速炉及び関連する核燃料サイクル」を称して「高速炉サイクル」と使い分けることを意図しておりましたが、ご指摘のような標記の混乱があったため、見直しの上再度配布いたします。</p>

13	<p>高速増殖炉懇談会報告書に「原子力関係者以外の人々を含め広く国民の意見を反映した、定期的な評価と見直し作業を行なうなど、柔軟な計画の下に、進められることが必要です」とありますが、「広く国民の意見を反映した」定期的な見直し作業は、これまでどのように取り組まれてきたのでしょうか？ 具体的に示してください。</p>	<p>平成11年6月から平成12年11月にかけて開催された、原子力関係者のみならず、経済界、法曹界、立地地域、マスメディア等各界の有識者から成る長期計画策定会議において、幅広い議論、評価を頂き、また国民からのご意見募集及び全国3ヶ所で公開の下に開催いたしました「ご意見をきく会」でも一般の方々から多数のご意見を頂いた上で、高速増殖炉の研究開発を含め現行長期計画が策定されました。</p> <p>さらにそのおよそ5年後にあたる現在、幅広い分野の方々にご参加頂いております本策定会議の場でご議論頂いているところです。なお本策定会議を進めるにあたっては、国民各層から幅広いご意見を聴取するために、長計に関する意見募集を行うとともに、「長計についてご意見を聴く会」及び「市民参加懇談会」を開催いたしました。また長計に関して原子力委員会に寄せられた意見を全てホームページに掲載し、策定会議委員にもご紹介しています。その上で、しかるべきタイミングに新計画についてのパブリックコメントを行うこととしております。</p>
14	<p>「もんじゅ」増殖比が1.17～1.22と評価されています(第16回策定会議参考資料2、2-7)ここで言及されている性能試験で得られた反応率分布データを公表してください。</p>	<p>今までサイクル機構で実施してきた「もんじゅ」の炉心特性等の評価結果については、その評価のもとになった代表データも含め、その都度学会等で公表してきており、例えば以下のようなものがあります。</p> <ul style="list-style-type: none"> • S. Usami, et al., "Reaction Rate Distribution Measurement and the Core Performance Evaluation in the Prototype FBR Monju" ICONE-9, Apr., 2001. ・特集「もんじゅ」の試運転と臨界へのアプローチ」日本原子力学会誌Vol.37, No.1 (1995) <p>(これらの論文については策定会議のホームページに掲載予定)</p>

3. 第16回策定会議で示された参考資料1の「各高速増殖炉の設計結果の比較」をみますと、資源有効利用の観点から「複合システム倍増時間」の根拠（諸前提、入力数値、計算式など）を示してください。

複合システム倍増時間（複利システム倍増時間）の定義と計算式

(1) 定義

複合システム倍増時間とは、複数の高速炉を稼働させ、生成されるプルトニウムなどの核分裂性物質（燃料）が、1基の高速炉分だけ生成されたら、ただちに、1基の高速炉を稼働させ、さらにこの炉も加えて、次の1基の高速炉分生成されたら、また、1基の高速炉として稼働させるという方式を採用した場合、最初の複数の高速炉に装荷した燃料の2倍の燃料量が、核燃料サイクル全体として、高速炉内と再処理等のための炉外貯蔵量の合計量として生成されるまでの年数のことを意味します。

1基のみで燃料を倍増する場合に比べ、複利効果が期待できるため、約0.7倍（ $\ln 2$ ）となります。

(2) 前提条件

今回の試算の前提条件は以下の通りです。

- ・再処理・燃料製造期間（炉外滞在期間）：5年
- ・Pu-241の半減期：14.4年

(3) 計算式

$$\text{複合システム倍増時間} = \text{原子炉倍増時間} \div \text{稼働率} \times \frac{\text{炉外ファクタ}}{1 - P_{uf}\text{の炉外減少率}} \times \ln 2$$

ここで、

$$\text{稼働率} = \frac{\text{運転サイクル長さ}}{\text{運転サイクル長さ} + \text{燃交} \cdot \text{定検期間}}$$

$$\text{炉外ファクタ} = 1 + \frac{\text{炉外滞在期間}}{\text{炉内滞在期間}}$$

$$\begin{aligned} \text{炉内滞在期間} &= (\text{運転サイクル長さ} + \text{燃交} \cdot \text{定検期間}) \div 365 \times \text{燃料交換バッチ数} \\ &= \text{運転サイクル長さ} \div 365 \div \text{稼働率} \times \text{燃料交換バッチ数} \end{aligned}$$

$$\text{原子炉倍増時間} = \frac{\text{平衡装荷} P_{uf} \text{インベントリ} \times \text{燃料交換バッチ数}}{\text{平衡末期} P_{uf} \text{インベントリ} - \text{平衡初期} P_{uf} \text{インベントリ}} \times \frac{\text{運転サイクル長さ}}{365}$$

$$P_{uf}\text{の炉外減少率} = 1 - \frac{\text{平衡取出} Pu - 239 \text{インベントリ} + \text{炉外滞在后} Pu - 241 \text{インベントリ}}{\text{平衡取出} Pu - 239 \text{インベントリ} + \text{平衡取出} Pu - 241 \text{インベントリ}}$$

$$\text{炉外滞在后} Pu - 241 \text{インベントリ} = \text{平衡取出} Pu - 241 \text{インベントリ} \times \exp\left(-\ln 2 \times \frac{\text{炉外滞在期間}}{Pu - 241 \text{の半減期}}\right)$$

これらの計算式の入力項目は、各概念の設計から得らるもので、その一例を表1に示します。この数値を用いて算出した複合システム倍増時間が参考資料1に記載されたものです（ナトリウム炉：46年、ヘリウム炉：73年、鉛ビスマス炉：48年）。

表 1 入力項目と算出した複合システム倍増時間

	ナトリウム炉	ヘリウム炉	鉛ビスマス炉
平衡装荷Puf重量 [kg]	1646.9	1351.4	621.2
平衡取出Pu-239重量 [kg]	1793.4	1487.0	725.8
Pu-241重量 [kg]	132.6	107.9	43.0
平衡初期Puf重量 [kg]	7061.3	11844.7	4879.8
平衡末期Puf重量 [kg]	7348.1	12094.6	5027.4
運転サイクル長さ [日]	548	600	547.5
燃料交換バッチ数	4	8	7
炉外滞在期間 [年]	5	5	5
燃交・定検期間 [日]	45	45	45
稼働率 [%]	92.4	93.0	92.4
複合システム倍増時間 [年]	46	73	48

以 上

「高速炉」と「高速増殖炉」にかかる平成12年長期計画の策定会議における議論

2005/01/28

第13回長期計画策定会議（2000年7月24日）議事概要より引用

（秋元委員）

- ・ 高速炉と高速増殖炉の用語の使い方が混乱しているのではないか。第10頁に「ウラン資源を更に高い効率で利用するには、高速中性子の反応を主とする原子炉（高速増殖炉）」とあるが、これは明らかに高速炉であって、高速増殖炉ではない。高速炉であっても、プルトニウムを増殖しなければ、高速増殖炉ではないのである。
- ・ 高速炉開発では、究極の目的としては増殖炉を目指すが、今の軽水炉時代には、増殖性能よりはプルトニウムを効率的に燃やして軽水炉を助けていく機能が重視される。高速炉開発には様々なフェーズがあることに注意すべきである。
- ・ ロシアや中国も、差し当たって今すぐに増殖目的の高速炉の開発を行うとは言っていない。今の時期に高速増殖炉との表現は、プルトニウムを増やすとの政策を採っているのかとの誤解を受けかねないことに、特に留意すべきである。
- ・ 我々も、プルトニウムを増やすために高速炉開発を行うのではなく、将来のエネルギー源の問題を解決するため、更には軽水炉や解体核から生じるプルトニウムの問題を解決するために行うのである。こうした観点から、表現を再度整理していただきたい。

第14回長期計画策定会議（2000年8月11日）議事概要より引用

（鳥井委員）

- ・ 第13頁の「高度なウラン濃縮技術、・・・高速増殖炉、高レベル放射性廃棄物の分離変換技術等の核燃料サイクル技術」との部分で、核燃料サイクル技術の定義をしているが、高速増殖炉のみではなく、高速炉という考え方もあり得ると思う。括弧書きでもよいから、「高速増殖炉（高速炉も考え得る）」というような、高速炉をも含んだ表現を排除しない方がよい気がする。

（伊藤原子力調査室長）

- ・ 第三分科会のタイトルでも高速増殖炉という言葉が使われているが、御指摘の部分についても、基本的に第三分科会の表現に従って記述している。

（鳥井委員）

- ・ 将来を考えると、常に増殖をした方がよいかというと、必ずしもそうでもないところもあるだろう。高速中性子を使った炉という概念が出てくる可能性もあり、例えば、ある時期になったら、もんじゅからブランケットを外そうという考えが出てく

るかもしれない。そのようなことを考えると、広い概念の方が適切であるという感じがしている。

(鈴木委員)

- ・ 第三分科会座長として、分科会での議論を踏まえて申し上げたい。鳥井委員あるいは他の委員の中にも、高速増殖炉の増殖性にこだわることは将来の可能性を損なうという御意見があることは承知しているが、そうした可能性を追求することが今後大切であるという考え方は、第三分科会としても、研究開発における柔軟性を強調するといった部分に既に含まれていると思う。そのような可能性を考えていくに当たっても、現在の実験炉「常陽」や原型炉「もんじゅ」における技術開発の成果が重要であり、高速増殖炉研究開発を着実に進めていくことが必要である。そうした意味では、高速増殖炉というものを日本は着実に進めていくと述べるのが適切であると考えます。

(鳥井委員)

- ・ 先ほど鈴木委員には誤解があったかもしれないが、高速増殖炉を外せと言っているつもりは全くなく、括弧書きでよいから高速炉という考え方もあり得るとの記述を入れてはどうかと申し上げたつもりである。核燃料サイクル技術の定義において、高速炉という概念を外すというのは、少し行き過ぎだと感じる。

(鈴木委員)

- ・ 鳥井委員の御指摘の「高速増殖炉」との部分について、限定されるのが好ましくないのであれば、いっそ「高速増殖炉」との言葉を削除してもよろしいのではないかと。

(近藤委員)

- ・ 文章の構成について、鳥井委員が申されるように「高度なウラン濃縮技術、・・・高レベル放射性廃棄物の分離変換技術等の核燃料サイクル技術」との部分は定義であり、「例えば、使用済燃料を再処理して」以降の部分に現行のビジネスの世界に近い記述があり、「また、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術」以降の部分で研究開発について記述がなされていると思われる。第14頁の高速増殖炉サイクル技術の説明に当たる部分の記述において、鳥井委員が御指摘の趣旨が読めないと申されるのであれば、この部分に書き込むのが、むしろ合理的ではないかと。

(秋元委員)

- ・ 前回に高速炉と高速増殖炉と書き分けてくれと申し上げ、その後色々議論をして発見したことであるが、今までの我が国の開発計画の中には高速炉というイメージ

がなく、高速炉を含めて、全てを高速増殖炉という言葉で表現していたようである。
ところが一般の世界では、高速炉のイメージが広く、高速中性子を使えば全て高速炉であって、その中で最も理想的なものが高速増殖炉とされている。今さら全部言い直すのは混乱を招くので、やはり今まで使ってきた高速増殖炉という表現で、増殖をしない炉も含んでいると解釈するのが適切であると考える。定義の部分で、高速増殖炉、高速炉が全部落ちてしまうのは、燃料サイクルの要素が落ちるということになり、非常に不都合だと思う。

(森島座長代理)

- ・ 「高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術(以下、「高速増殖炉サイクル技術」という。)」の部分を、「高速炉・高速増殖炉及び・・・」とすれば、よいのではないかと。さらによい修正案があれば御指摘いただければ有り難い。

(神田委員)

- ・ 今回長期計画案の巻末に設けられた用語解説を活用し、そこに適切な説明を加えることで、この問題は解決できるのではないかと。

(森島座長代理)

- ・ 用語解説の内容について御意見をいただくとの件は後ほど改めてお願いするが、用語解説において「高速増殖炉」と「高速炉」の違いなどを明確にしていただけると有り難い。

(石橋委員)

- ・ 今の議論について、第1部は、原子力の研究開発利用の方向性についての国民に対するメッセージであると思うが、原子力の専門家間での議論というものが国民にどのように理解されるかということが考えられる。最近読んだリスクコミュニケーションに関する本によれば、専門的なことを一般の人に教えようとか、説得しようと思えば思うほど、逆にそっぽを向かれるということが書いてあった。したがって、森島座長代理が言われたように、多少解釈の違いがあるかもしれないが、なるべく分かりやすい書き方をお願いしたいと思う。

(佐和委員)

- ・ 先ほどからの問題について、原子力の専門家ではないが、国語の専門家として申し上げますと、鈴木委員の御提案で鳥井委員の意向も汲み取ることができると考える。「分離変換技術等の核燃料サイクル技術」と「等」が用いられていること、「高度なウラン濃縮技術、・・・高レベル放射性廃棄物」の部分に挙げられているのは、高速増殖

炉以外は全て現存する利用可能な技術であること、また今後開発される技術である高速増殖炉については、「また、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術・・・」以降に改めて紹介されていることを考慮すれば、「高速増殖炉」との言葉は削除するのが適当であると考え。

(伊藤原子力調査室長)

- ・ このような表現とした考え方について申し上げますと、基本的には鈴木委員の御説明にあるような第三分科会での考え方に基づいている。様々な組成のものを燃やせるといった、いわば高速炉としての柔軟性についても、第三分科会において十分な議論をいただいたが、第三分科会のタイトル「高速増殖炉及びその関連する核燃料サイクル技術」とあるように、「高速増殖炉」とはそうした考え方を踏まえたものだと承知している。第三分科会及び本策定会議での議論に基づき、政策の表現としては、高速増殖炉というものを日本は着実に進めていく、と述べるのが適当と考え、高速増殖炉という表現を用いている。
- ・ 経緯のみ申し上げれば、前回提出した版では、項目を列挙せずに、単に核燃料サイクル技術としていた。第二分科会報告書には、本案にあるように具体的な項目を列挙しそれを核燃料サイクル技術と定義している。今回、分かりやすいようにと記述を加えた。

(森島座長代理)

- ・ この問題はあくまで表現の問題であり、内容にかかわる重大な部分ではないため、再度事務局と図ることとして、御意見のあった委員に御相談の上、決定させていただきたい。

(村上委員)

- ・ 同様の提案を申し上げようと思っていたが、より簡単にするため、冒頭分科会座長は積極的に対応するとの御指導があったことも踏まえて、座長代理と第三分科会座長である鈴木委員にお任せしてはどうか。お二人とも、本日出された御意見を聞かれているので、それらを踏まえて検討いただけるだろう。

(那須座長)

- ・ この問題は各委員の主張に大差はなく、むしろ表現の問題であるので、私共に御一任いただくこととしたい。

握できていること、また、その技術基盤はナトリウム冷却炉以外の FBR 技術に対しても適用できるなどの発展性を有するものである。

「もんじゅ」及び関連燃料サイクルを利用して FBR によるプルトニウムリサイクルを実証し、軌道に乗せることは、我が国のプルトニウム利用推進に果たす役割は大きい。

「もんじゅ」は「常陽」に比較して、さらに広い領域で安定した高速中性子照射場を提供できる可能性があり、将来の照射施設利用において波及効果を発揮できる大きなポテンシャルを有している。
【添付 1.3-12 参照】

(5) 計画・体制・手法の妥当性

現行の原子力長計に記載されているように、原型炉「もんじゅ」は我が国における FBR サイクル技術の研究開発の場の中核と位置付けられており、早期の運転再開を目指すことが基本である。特に、FBR 発電炉として、安定、安全に運転実績を積み重ねることは、FBR 開発に対する国民の理解と支持を得るためからも不可欠である。

引き続き電気事業者の人的協力を受け、軽水炉技術の反映を図るとともに、将来 FBR サイクル技術の民間での実用化に確実につなげていくためにも、「もんじゅ」の運転実績は有益である。
【添付 1.3-13 参照】

(3)項で述べた運転開始後約 15 年間の運転計画は、原型炉としての所期の役割（プラント信頼性の実証、ナトリウム取扱技術の確立）及び実際の使用条件と同等の高速中性子を提供する場を活用した実用技術の実証（15 万 MWd/t の高燃焼度炉心燃料、低除染 TRU 燃料、運転保守技術の高度化）のために求められる必要最小限に限定し、費用対効果の観点から重点化したものである。また、これらの研究開発では「もんじゅ」の運転を通じて得る実プラントデータと運転実績を蓄積することに大きな価値がある。研究開発成果と計画については、適宜、原子力委員会等のチェックアンドレビューを受けつつ進めることとしている。加えて、「研究開発課題評価委員会」の評価を受け、柔軟に計画の見直しを行うこととしている。

実用化を目指す研究開発を進めるためからも、「もんじゅ」、国際技術センター及び大洗工学センターの研究開発部門との連携強化を図ることとしている。

国際的に貴重な施設であり、国内外に開かれた体制のもとで、試運転データの国際共同評価、照射場としてプルトニウム蓄積量調節や環境負荷低減の国際共同研究、海外プラントも含めた国際的データベース構築など、国際的拠点としての整備を進めていく。

(6) 費用対効果（資源配分の適切性）

これまでに投入した予算 7,881 億円（1980～2002 年）、うち政府支出金：6,499 億円
今後投入する予算：2,665 億円（2003～2020 年：売電収入 1890 億円、政府支出 765 億円）
「もんじゅ」は我が国の自主技術開発プロジェクトとして建設された原型炉であり、

運転によって得られた成果は我が国独自の貴重な成果である。また、「もんじゅ」を利用した研究開発成果は我が国の FBR サイクル実用化において不可欠である。一方で、求められる研究開発成果の多くは「もんじゅ」の本格運転を通じて初めて得られるものであることから、過去の大きな投資に対して所要の成果を得るためには早期に運転を再開することが最優先である。

(3)項で述べた運転開始後約 15 年間の運転計画は、原型炉としての所期の役割（プラント信頼性の実証、ナトリウム取扱技術の確立）及び実用技術の実証（15 万 MWd/t の高燃焼度炉心燃料、低除染 TRU 燃料、運転保守技術の高度化）のために求められる必要最小限に限定し、費用対効果の観点から重点化したものである。

「もんじゅ」は研究開発を進める一方で、発電収入が見込めることから、運転維持費に係わる政府支出の大幅な削減を目指すこととする。すなわち、運転サイクル期間を当初の 4 ヶ月から段階的に 12 ヶ月程度に延長、保守点検の合理化、燃料費削減等の方策を通じて、稼働率向上と維持費低減を図ることにより、発電収入により運転コストを賄うことを目標とする。ただし、発電収入の基礎となる売電単価については、電力市場の動向や電気事業者との契約交渉に依存する。

(7) 代替案との比較

FBR サイクル実用化に向けた研究開発の全体計画の中で、「もんじゅ」は他では代替できない重要な役割が期待されており、我が国が FBR サイクルを原子力政策の柱としている限りは「もんじゅ」は不可欠である。

「常陽」の役割分担については、「常陽」は照射後試験施設を併設する機動性のある照射施設であり、燃料・材料の基礎基盤技術開発や過渡試験などの安全性研究を担うのに対して、「もんじゅ」は、原型炉としての初期の役割に加えて、実用化が見通せる規模で実用化技術（特に、炉心燃料に係わる実用化技術）の確認を目的とする。

将来、電気事業者が FBR 導入を判断する場合、経済性につながるプラントの信頼性、すなわち、発電プラントとしての運転、保守、検査点検等の実績が国内に蓄積されていることが重要であり、そのための設備を備える「もんじゅ」に代わりうるものはない。FBR サイクルの技術体系は 2015 年頃を目処に確立することとしているが、これと並行して、FBR 用のプルトニウム利用技術を確認・実証しておくためには、実プラントとして運転できる「もんじゅ」を核とした燃料サイクル技術を整備し、実績を積んでおくことが不可欠である。

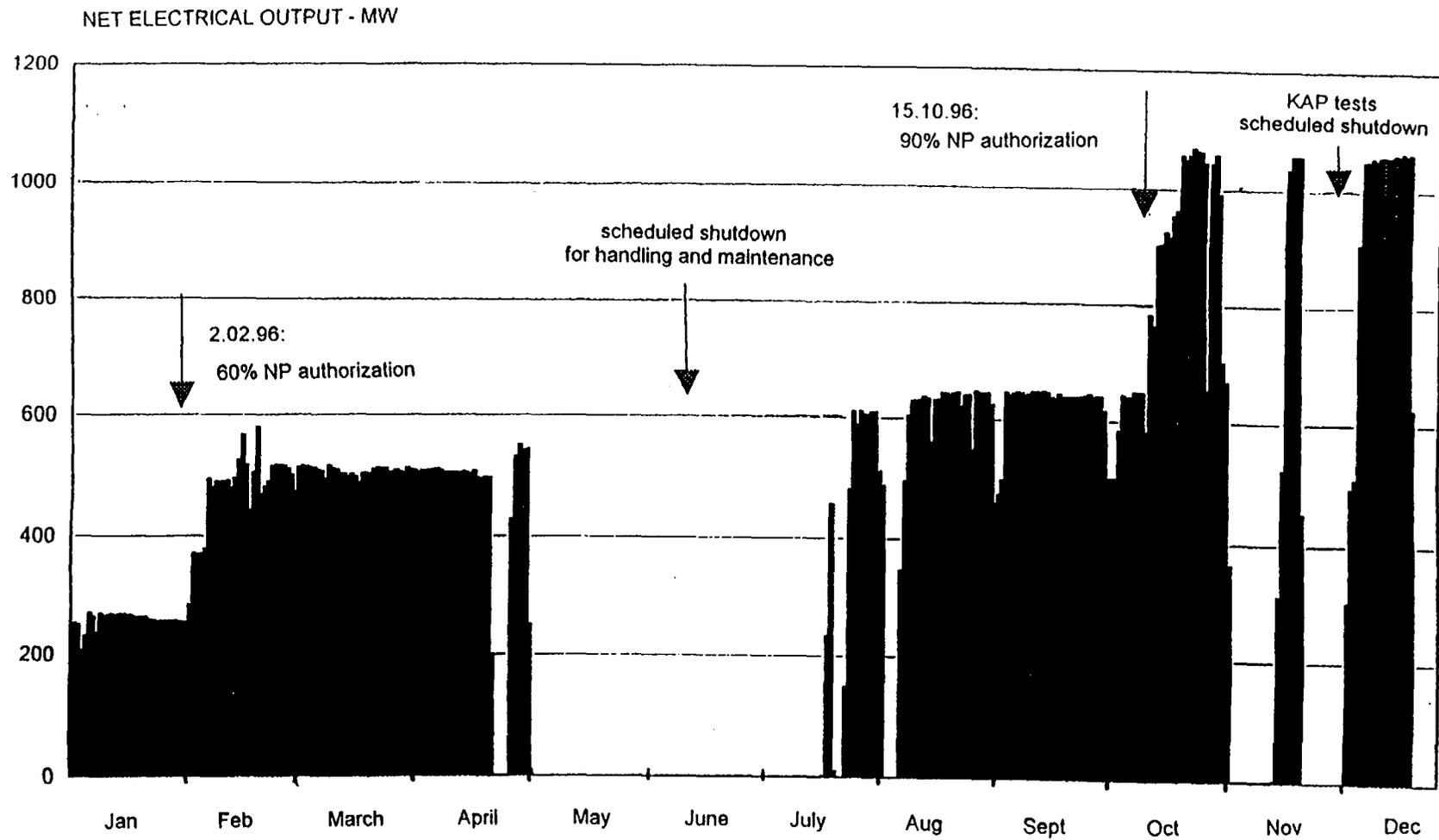


Fig. 4.1.

(出典 : IAEA-TECDOC-1015 "Advances in fast reactor technology" April, 1998)