

## 参考文献

- 1) 高速増殖炉懇談会, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 2) 新計画策定会議, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 3) 原子力政策大綱, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 4) 佐賀山他, “将来のエネルギー問題解決の扉を開くー高速増殖炉サイクルの実用化への取り組みー,” 原子力 eye, 2004年9~12月号から抜粋, 日刊工業出版プロダクション.
- 5) 佐賀山, “エネルギー安全保障へFBR再発進ー実用化戦略調査研究フェーズIIの中間評価結果ー,” 月刊エネルギー特集版, 2004年2月, 日本工業新聞社.
- 6) 河田, “なぜ原子力開発をすすめるのか,” 月刊エネルギー特集版, 2004年5~8月号から抜粋, 日本工業新聞社.
- 7) Global Energy Perspectives, IIASA/WEC, 1998, <http://www.worldenergy.org/>.
- 8) 核燃料サイクル開発機構, 日本原子力発電株式会社, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズI 報告書,” JNC TN1400 2001-006 (2001).
- 9) 核燃料サイクル開発機構, “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 フェーズI,” サイクル機構技報, No. 12, JNC TN1340 2001-008 (2001).
- 10) 核燃料サイクル開発機構, “FBR システム技術検討書”, JNC TY9400 2001-012 (2001), “炉心・燃料(燃料形態)の技術検討書,” JNC TY9400 2001-011 (2001), “再処理システム技術検討書,” JNC TY9400 2001-014 (2001), “燃料製造システムの技術検討書,” JNC TY9400 2001-023 (2001), “総合評価技術検討書,” JNC TN9400 2001-061 (2001).
- 11) 核燃料サイクル開発機構, “平成13年度研究開発課題評価(中間報告)報告書 評価課題「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」,” JNC TN1440 2001-006 (2001).
- 12) 核燃料サイクル開発機構, 日本原子力発電株式会社, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII 中間報告書,” JNC TN1400 2004-004 (2004).
- 13) 核燃料サイクル開発機構, “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 フェーズII 中間取りまとめ,” サイクル機構技報, No. 24, JNC TN1340 2004-003 (2004).
- 14) 核燃料サイクル開発機構, “原子力プラントシステム技術検討書”, JNC TY9400 2004-035 (2004), “燃料サイクルシステム技術検討書,” JNC TY9400 2004-036 (2004), “総合評価技術検討書,” JNC TN9400 2004-052 (2004).
- 15) 大野他, “社会のニーズに適合したFBRサイクルの実用化を目指して FBR サイクル実用化戦略調査研究の進捗状況,” 日本原子力学会誌, vol. 46, No. 10 (2004).
- 16) 小竹他, “高速炉サイクルシステムの経済性評価手法,” 日本原子力学会誌, vol. 47, No. 2 (2005).
- 17) 核燃料サイクル開発機構, “平成16年度研究開発課題評価(中間報告)報告書 評価課題「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」,” JNC TN1440 2004-003 (2004).
- 18) Generation IV Nuclear Energy Systems, <http://gen-iv.ne.doe.gov/>.
- 19) Kotake, S., et al., “The Promising Fast Reactor Systems and Their Development Plans in Japan,” Proc. of 2005 International Congress on Advances on Nuclear Power Plants

- (ICAPP' 05), No. 5466 (2005).
- 20) Sakamoto, Y., et al., "Promising Fast Reactor Systems in The Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 50613 (2005).
  - 21) Kotake, S., et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems, Current Status of the FR System Design," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 435 (2005).
  - 22) Hayafune, H., et al., "Status of Development of an Integrated IHX/Pump Component," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 207 (2005).
  - 23) Fujii, T., et al., "Thermal-Hydraulic Design for Reactor Upper Plenum and Large Diameter Piping for an Innovative Sodium-Cooled Fast Reactor," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 50210 (2005).
  - 24) Mizuno, T., et al., "Advanced MOX Core Design Study of Sodium-cooled Reactor in Current Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System in Japan," Nuclear Technology, Vol. 46, pp. 155-163 (2004).
  - 25) Sugino, K., et al., "A New Concept of Sodium Cooled Metal Fuel Core for High Core Outlet Temperature," Proc. of 2004 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4029 (2004).
  - 26) Mizuno, T., et al., "Advanced Core Design Studies with Oxide and Metal Fuels for Next Generation Sodium Cooled Fast Reactors," Proc. of 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 05), No. 5195 (2005).
  - 27) Sagayama, Y., et al., "Overall Plan and Progress Situation of the Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp. 400 (2003).
  - 28) Ichimiya, M., et al., "A Promising Sodium-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp. 434 (2003).
  - 29) Kishihara, N., et al., "Innovative Sodium/Water Reaction Mitigating System for a Large-Sized Steam Generator of Fast Breeder Reactor," Proc. of 2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP' 03, No. 3103 (2003).
  - 30) Sagayama, Y., et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (1) Current Status of the Phase-II Study," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 380 (2005).
  - 31) Konomura, M., et al., "A Promising Gas-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan,"

- Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp. 57 (2003).
- 32) Mizuno, T., et al., "Conceptual Core Design Studies of Helium Cooled Fast Reactor with Coated Particle Fuel," Proc. of 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 05), No. 5197 (2005).
  - 33) Okano, Y., et al., "Conceptual Design Study of Helium Cooled Fast Reactor in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 412 (2005).
  - 34) Hayafune, H., et al., "Conceptual Design Study of Pb-Bi Cooled Fast Reactor Plant System in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 457 (2005).
  - 35) Mizuno, T., et al., "A Comparative Design Study of Pb-Bi Cooled Reactor Cores with Forced and Natural Convection Cooling," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 36611 (2003).
  - 36) Sanda, T., "Conceptual Design Study of Pb-Bi Cooled Fast Reactor Core in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 423 (2005).
  - 37) Aoto, K., et al., "Corrosion Behavior of High Chromium Martensitic Steel in LBE," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp. 2113 (2003).
  - 38) Furukawa, T., et al., "Effect of oxygen concentration and temperature on compatibility of ODS steel with liquid, Stagnant  $Pb_{45}Bi_{55}$ ," Journal of Nuclear Materials 335, pp. 189-193 (2004).
  - 39) Furukawa, T., et al., "Corrosion Behavior of FBR Candidate Materials in Stagnant Pb-Bi at Elevated Temperature," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 41, pp. 265-270 (2004).
  - 40) Okubo, T., et al., "Design Study on Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) Core for Plutonium Multiple Recycling", Proc. of GENES/ANP2003, No. 1145 (2003).
  - 41) Ohnuki, A., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (1) -Master Plan-, " Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4055 (2004).
  - 42) Kureta, M., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (2) -Large-scale Thermal/Hydraulic Test and Model Experiments-, " Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4056 (2004).
  - 43) Yoshida, H., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic

- Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (3) -Current Status of Development of Three-Dimensional Two-Phase Flow Simulation Method-,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 04), No. 4057 (2004).
- 44) Okubo, T., et al., “Investigation on Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (RMWR) - (2) Recycle Characteristics,” Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 359 (2005).
  - 45) Chikazawa, Y., et al., “Feasibility Study of a Compact Loop Type Fast Reactor without Refueling for a Remote Place Power Source,” Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 044 (2005).
  - 46) Usui, S., et al., “Conceptual Design Study of Small Sized Sodium Cooled Reactor,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 05), No. 5103 (2005).
  - 47) Chikazawa, et al., “System Design Study of Hydrogen Production Plant with Sodium Cooled Reactors”, Proc. of 15th World Hydrogen Energy Conference, No. 30J-08 (2004).
  - 48) Chikazawa, Y. et al., “Conceptual Design of Hydrogen Production Plant with Thermochemical and Electrolytic Hybrid method using a Sodium Cooled Reactor,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 05), No. 5084 (2005).
  - 49) K. Sato, et al., “Conceptual Design Study and Evaluation of Advanced Reprocessing Plants in the Feasibility Study on Commercialization of Fast Reactor Cycle Systems in Japan,” GLOBAL2005 (2005).
  - 50) K. Sato, et al., “Design and experimental study on advanced aqueous reprocessing,” submitted to Nucl. Eng. Des.
  - 51) T. Namekawa, et al., “Development of Simplified Pelletizing Fuel Fabrication Technologies,” submitted to Nucl. Eng. Des.
  - 52) T. Washiya, et al., “Development of engineering scale centrifugal contactor system in JNC,” GLOBAL2005 (2005).
  - 53) K. Yano, et al., “Pu behavior under the Condition of Uranium Crystallization from Dissolver Solution,” Proc. ATALATE2004. Nimes, France, June 21-24, P1-66.
  - 54) T. Shimada, et al., GLOBAL2003, New Orleans, USA (2004).
  - 55) K. Sato, et al., “Conceptual Design on an Integrated Metallic Fuel Recycle System,” Proc. of GLOBAL2003, pp. 744, Nov. 16-20, 2003, New Orleans, USA (2003).
  - 56) T. Uozumi, et al., “Electrochemical behaviors of uranium and plutonium at simultaneous recoveries into liquid cadmium cathodes,” J. Nucl. Mat., vol. 325, pp34-43 (2004).
  - 57) T. Kato, et al., “Distillation of cadmium from uranium-plutonium-cadmium alloy,” J. Nucl. Mat., vol. 340, pp259-265 (2005).

- 58) K. Kinoshita, et al., "Separation of Actinides from Rare Earth Elements by Means of Molten Salt Electrorefining with Anodic Dissolution of U-Pu-Zr Alloy Fuel," J. Phys. and Chem. of Solids, vol. 66 No. 2, pp619-624 (2005).
- 59) T. Koyama, et al., "Integrated experiments to demonstrate electrometallurgical pyroprocessing of oxide fuels and metal fuels," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No. 440 (2005).
- 60) Y. Kihara, "Current Status of Vibro-Packed Fuel Fabrication Process Development," JNC TN1340 2004-003 No. 24, p. 193-204 (2004).
- 61) Y. Tomita, et al., "Fuel microsphere fabrication tests for sphere-pac fuel by external gelation process," GLOBAL2005, 9-13 October (2005).
- 62) M. A. Pouchon, et al., "Fabrication and Characterization of MOX Microspheres for the FUJI Project," GLOBAL2003, 16-20 November 2003, p. 653-657 (2003).
- 63) K. Ishii, et al., "Expansion of vibration-based sphere-pack technology to a binary mixture including irregular particles," Japanese Journal of Applied Physics, to be printed (2005).
- 64) Ch. Hellwig, et al., "Sphere-pac Filling for Irradiation Tests of the FUJI Project," GLOBAL2003, 16-20 November 2003, p. 1348-1353 (2003).
- 65) K. Fujii, et al., "Conceptual Design on Oxide Electrowinning Method for FBR Cycle," Proc. GLOBAL2003, pp756-762 (2003).
- 66) T. Kobayashi, et al., "Plutonium precipitation in the MOX co-deposition tests for the oxide electrowinning process," J. Nucl. Sci. Technol. 42, 295-300 (2005).
- 67) T. Kobayashi, et al., "Low current efficiency in MOX deposition tests," J. Nucl. Sci. Technol. 42, 861-868 (2005).
- 68) Y. Nakazono, et al., "Nitride formation behavior of actinides recovered into liquid Cd cathode by electrorefining," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No. 456 (2005).
- 69) K. Minato, et al., "PROMINENT - program on research and development of nitride fuel cycle technology," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No. 362 (2005).
- 70) H. Shiotani et al., "The Multidimensional Evaluation on FR Cycle Systems (The FS Phase II Evaluation)", GLOBAL2005, No. 485, Tsukuba, Japan (2005)
- 71) R. Nakai et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (2) Prospect of Promising FR Cycle Concept and its Development Scenario", GLOBAL2005, No. 388, Tsukuba, Japan (2005).
- 72) 総合資源エネルギー調査会需給部会, "2030年のエネルギー需給展望(中間とりまとめ)", 2004年10月.
- 73) 原子力安全・保安院, "実用発電原子炉施設における高経年化対策の充実について", 平成17年8月31日.
- 74) 原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会, "基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書", 2004年11月.

表-序-1 実用化戦略調査研究にかかわるサイクル機構予算の推移

単位 億円

	フェーズⅠ		フェーズⅡ				
	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度
高速増殖炉システム (炉心・高速増殖炉プラント)	5	8	15	15	15	15	12.7
設計研究	5	7	9	6	6	6	5.5
要素技術開発	0.1	0.4	6	8	8	9	7.2
燃料サイクルシステム	13	17	21	18	17	17	15.1
設計研究	3	5	3	3	3	3	3.1
要素技術開発	10	12	18	16	15	14	12.0
統合・評価	2	5	3	2	2	2	2.1
合 計	20	30	39	35	34	34	29.9

表-序-2 実用化戦略調査研究フェーズⅡの開発目標

開発目標

- 安全性 : 社会の既存のリスクに比べて小さいこと
- 経済性 : 将来の軽水炉の発電単価に比肩すること
- 環境負荷低減性 : 放射性廃棄物による負荷を低減すること
- 資源有効利用性 : 持続的に核燃料を生産するとともに、多様なニーズへ対応できること
- 核拡散抵抗性 : 核物質防護及び保障措置への負荷軽減

表-序-3 高速増殖炉サイクルの設計要求

開発目標	高速増殖炉の設計要求	燃料サイクルの設計要求
<p>安全性</p>	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上（異常の発生要因を極力排除、異常の拡大防止など）</li> <li>●施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を<math>10^{-6}</math>/プラント・年未満に抑制し、その事象を想定しても、施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計</li> </ul>
<p>経済性</p> <p>高速増殖炉サイクル全体としての発電原価 4円/kWh</p>	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●再処理・燃料製造費 0.8円/kWh</li> <li>●処分費などを含む燃料サイクル費としては 1.1円/kWh</li> </ul>
<p>環境負荷低減性</p>	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●発電量あたりの放射性廃棄物の発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下を要求、1/10に削減することを目指す</li> <li>●U及びTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下(目標)</li> <li>●長寿命核種の分離核変換技術の採用などにより処分負荷低減の可能性を追求</li> </ul>
<p>資源有効利用性</p>	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●U及びTRU回収率99%以上</li> </ul>
<p>核拡散抵抗性</p>	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●核物質防護、保障措置への対応を考慮した設計 プルトニウムが単体の状態で存在しないこと</li> <li>●低除染・TRU燃料の使用に伴う高線量化による接近性の制限</li> </ul>

表-序-4 フェーズIIで主たる検討対象とした再処理技術－燃料製造技術の組合せ  
 に対応する高速増殖炉システムと燃料形態

再処理 \ 燃料製造	筒素化ペレット	振動充填	射出鑄造	被覆粒子
先進湿式	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">酸 Na</div> <div style="text-align: center;">酸 水</div> <div style="text-align: center;">窒 PB</div> </div>	<div style="text-align: center;">酸 Na</div>	-	<div style="text-align: center;">窒 He</div>
酸化物電解	-	<div style="text-align: center;">酸 Na</div>	-	-
金属電解	<div style="text-align: center;">窒 PB</div>	-	<div style="text-align: center;">金 Na</div>	-

酸 酸化物燃料

金 金属燃料

窒 窒化物燃料

N-15濃縮窒素回収や窒化などの  
 工程を付加することで適用

Na ナトリウム冷却炉

He ヘリウムガス冷却炉

PB 鉛-ビスマス冷却炉

水 水冷却炉



表-I-1 ナトリウム冷却炉の仕様比較

項目	単位	Na冷却大型高速増殖炉*	「常陽」(MK-Ⅲ)	「もんじゅ」
電気出力 / 熱出力	MW	1,500 / 3,530	- / 140	280 / 714
熱効率	%	42.5	-	39
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1,000 / 5,400	500 / 800	930 / 1,800
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	7	8
増殖比	-	1.10 ~ 1.03	-	1.2
運転サイクル期間	日	約800(約26ヶ月)	60	148
1次系冷却材温度	°C	395 / 550	350 / 500	397 / 529
2次系冷却材温度	°C	335 / 520	300 / 470	325 / 505
冷却ループ数	-	2	2	3
原子炉容器高さ / 内径	mm	21,200 / 10,700	10,000 / 3,600	17,800 / 7,100
1次冷却材配管内径	mm	1,238	491	788
1次冷却材流量	t/h	65,400(32,700×2)	2,700(1,350×2)	15,300(5,100×3)
崩壊熱除去系	-	自然循環 DRACS×1+PRACS×2	強制循環 1次系補助冷却設備 ×1 2次系補助冷却設備 ×1	強制循環 2次系補助冷却設備×3
蒸気発生器	-	二重伝熱管直管型 蒸気発生器×2	-	貫流分離、ヘリカル型×3
燃料取扱系	-	単回転プラグ、 マニピュレータ方式	二重回転プラグ、 垂直動方式	単回転プラグ、 固定アーム方式

※炉心に関しては酸化物燃料の仕様を記載

表-I-2 各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	資源重視	経済性重視		
安全性		受動的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			
	高速増殖炉にすべ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	燃料費削減	燃焼度	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

表-I-3 金属燃料の利用によるナトリウム冷却炉の炉心性能の向上

増殖比		1.03(1.03)	1.11(1.10)	1.19(1.20)	1.26
初装荷炉心に必要となる核分裂性物質質量		5.1 (5.8)t/GWe	4.9 (5.7) t/GWe	3.9 (4.4)t/GWe	3.9t/GWe
燃焼度	炉心平均	15.3 (15.0) 万MWd/t	14.9 (14.7) 万MWd/t	9.5 (15.4) 万MWd/t	9.6万MWd/t
	全体平均 (ブランケットを含む)	15.3 (11.5) 万MWd/t	13.4 (9.0) 万MWd/t	6.5 (5.5) 万MWd/t	5.5万MWd/t
連続運転期間		約22 (26)ヶ月	約22 (26)ヶ月	約22 (18)ヶ月	約22ヶ月
特徴		酸化物燃料に比べ3割 平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ5割 平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ2割程度 平均燃焼度が高い	軽水炉と同程度の燃焼度 で高増殖が可能

( )内は酸化物燃料(原子炉出口温度550°Cの設計条件)を用いた場合の値

- 金属燃料炉心(原子炉出口温度550°C、連続運転期間22ヶ月の設計条件)では、
  - ・軽水炉並の燃焼度で最高の1.26程度の増殖比(MOXでは1.20程度)を達成可能(今後、熱設計成立性の確認が必要)
  - ・増殖比1.20程度までは、酸化物燃料を用いた場合に比べ、燃焼度が20~50%向上、初装荷核分裂性物質質量が10%以上低減可能
- FBRへの移行に関する諸量評価では、例えばFBRを2030年導入開始と仮定すると、MOX燃料(増殖比1.20)に比べ、金属燃料(増殖比1.26)では天然ウラン累積需要量を2割程度削減可能と見込まれる

表-I-4 ナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類		主要課題	2005	2010	2015	2020
設計研究		実用炉概念の構築		概念設計	最適化設計	
燃料		燃料集合体の開発		燃料集合体流動・耐久試験		新型燃料集合体実証照射(常陽/もんじゅ)
		TRU燃料の照射健全性		TRU酸化物燃料照射(常陽)		
				日米仏グローバルアクチニドサイクル(もんじゅ)		
		ODS鋼の開発		ODS燃料ピン実証照射(25万MWD/t)(常陽)		
		金属燃料の開発		金属燃料ピン高温照射(常陽)		
安全		炉心損傷時の再臨界回避	再臨界回避 炉外試験(EAGLE計画)(IGR)		デブリ冷却保持 炉外試験(IGR)	デブリ冷却保持 炉外試験(金属燃料)(IFR)
		燃料安全性評価技術	破損限界・破損後挙動試験(TREAT)		破損限界・破損後挙動試験・高燃焼度(金属燃料)(TREAT)	
原子炉	原子炉停止系	炉停止系信頼性の確認	SASS照射試験(常陽)		炉停止系信頼性確認試験	
1次主冷却系	原子炉構造	切込型炉心上部機構開発		ストライピング評価試験(水、Na)		
	炉内熱流動	炉内熱流動試験		炉容器内熱流動Na試験		
	冷却系循環ポンプ/中間熱交換器/配管	ポンプ組込型中間熱交換器の開発	伝熱管の寿命確認試験		入ロプレナム流動試験	
		大口径高速流配管構造	流力振動試験(水)	Na中エロージョン試験(エルボなど配管要素試験/浸食発生条件試験)		
2次主冷却系	蒸気発生器	二重伝熱管直管型蒸気発生器の開発	長尺二重伝熱管開発		水リーク挙動試験・評価技術開発	
					伝熱流動試験	
原子炉補助施設 他	燃料取扱系設備	新型燃料移送系の開発・確認	除熱性能、交換機確認		出入機、EVST内移送機性能確認	
			ガス中落下試験			
	計測・制御	原子炉計装、Na計装、SG水漏えい検出系		超音波流量計、FFDL、微小Na漏えい検出系、SG水漏えい検出系開発		
その他	耐震及び免震設計	3次元免震確認試験		免震構造開発・試作/免震構造確認試験		
	材料/高温構造設計	高温構造設計方針		基準要素技術開発(クライテリアなど)	設計方針策定/適用性確認試験	設計方針の適用範囲拡大
		高クロム鋼構造材料の開発		設計用データ取得(強度基準値、非弾性評価値など)	評価手法長時間妥当性評価データ取得/交換補修手法整備	
	供用期間中検査と補修	ナトリウム中構造物の検査・補修		革新的検査装置の開発(Na中目視試験装置、Na中体積試験装置)		
				炉内補修技術の開発		
		二重伝熱管直管型蒸気発生器の検査・補修		検査技術の開発		補修技術の開発

表-I-5 ガス冷却炉の仕様比較

項目	単位	ヘリウムガス冷却高速増殖炉	炭酸ガス冷却高速増殖炉	HTTR(熱中性子炉)
電気出力/熱出力	MW	1,500 / 3,200	1,500 / 3,600	- / 30
熱効率	%	47	42	-
運転サイクル期間	日	約540(約18ヶ月)	約730(約24ヶ月)	-
炉心・燃料	-	被覆粒子型 U,Pu混合窒化物燃料	被覆管型 U,Pu混合酸化物燃料	被覆粒子型 U酸化物燃料
炉心高さ/炉心等価直径	mm	1,000 / 6,290	1,200 / 5,900	2,900 / 2,300
燃焼度(炉心燃料部平均)	万 MWd/t	約12	15.5 ~ 16	2.2
増殖比	-	1.11 ~ 1.03	1.2 ~ 1.03	-
平均炉心出力密度*	W/cc	103	110	3
ループ数	-	4	4	1
1次系冷却材温度	°C	460 / 850	266 / 530	395 / 850 (高温運転時950°C)
1次系冷却材圧力	MPa	6	4.2	4
1次系ガス循環機	-	高圧コンプレッサー×4 低圧コンプレッサー×4	ガス循環機×8	ガス循環機×4
蒸気発生器	-	-	蛇行コイル貫流型×12	-
タービン	-	直接ガスタービン×4	蒸気タービン×1	-
所内負荷率	%	3.0(44MW)	13.6(205MW)	-
免震方式	-	3次元免震	-	-

\* 平均炉心出力密度= 炉心高さ×3.14×(炉心等価直径)<sup>2</sup>÷4

表-I-6 ヘリウムガス冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類	主要課題	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
ヘリウム炉固有技術(燃料・再処理)	被覆粒子燃料開発	炉外スクリーニング 粒子被覆形成試験	模擬燃料製作試験、 照射試験許可	模擬粒子照射試験*				
	新型燃料集合体開発			被覆粒子照射試験*				
	燃料安全性試験	炉外スクリーニング 流動特性試験	燃料集合体製作性試験、 試作	集合体流動・耐久性試験 集合体部材照射試験*	集合体照射試験*			
	脱被覆技術			燃料安全過渡試験(IGR)				
	再処理技術	プロセス選定、 検証	要素技術開発、工学試験、性能評価		＜工学規模ホット試験施設＞ 建設、コールド試験、ホット試験、リサイクルシステム実証			
安全	受動安全			受動安全性試験*				
	溶融燃料冷却性 (コアキャッチャ) 再臨界回避		概念設計 燃料溶融挙動基礎特性試験	溶融挙動 コアキャッチャ機能確認試験				
原子炉	原子炉停止系/ 制御棒駆動機構		概念設計、構造材 料試験、製作	部分機能試験(空中)、 高温耐久試験、要素試験				
	主冷却系	原子炉格納容器	概念設計、 基本計画	材料適用性評価、格納容器 貫通部耐圧試験				
		単軸縦型ガスタービン		概念設計、 基本計画	要素試験(タービン・軸受など)、 総合試験			
伝熱流動・崩壊 熱除去系	補助炉心冷却系	概念設計、 基本計画	製作、特性 試験	スケールモデル製作、試験、 実機解析				
原子炉補助施設	燃料取扱系 設備	新型燃料移送系 開発・検証	概念設計、 要素開発	除熱性試験、出入機能検証(耐震性)、 落下試験				
	計測・制御	原子炉計装の開発	流量計、炉内計装、NIS付属 機器の開発・検証					
その他	免震設計	3次元免震検証試験		概念・要素検討 /要素試験	免震構造開発・試作/免震 構造検証試験			
	材料/高温構造 設計	高温構造設計方針		方針暫定案	基準要素技術開発設計/方針策定 /適用性確認試験			
		耐高温材料開発		材料開発、試作(断熱材など)	プラント設計用データ取得/評価手法長時間妥当性 評価データ取得/交換補修手法整備			
供用期間中 検査と補修	構造物の検査・補修	ISI方針、ISI装置 設計、試作、改良	模擬 試験					

\* 照射試験を実施する候補施設としては、常陽+HTTRまたは仏国He冷却実験炉が考えられる。

表-I-7 鉛ビスマス冷却炉の仕様比較

項目	単位	鉛ビスマス冷却高速増殖炉	ナトリウム冷却中型高速増殖炉
原子炉型式	—	強制循環冷却 タンク型	強制循環冷却 ループ型
電気出力 / 熱出力	MW	750 / 1,980	750 / 1,765
熱効率	%	38	42.5
運転サイクル期間	日	約550 (約18ヶ月)	約800 (約26ヶ月)
炉心・燃料	—	Pu,U混合窒化物	Pu,U混合酸化物
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	700 / 4,430	1,000 / 3,800
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	約15
増殖比	—	1.10 ~ 1.03	1.10 ~ 1.03
燃料バンドル部流速	m/s	2	約5
被覆管最高温度	°C	570	700
1次系冷却材温度	°C	285 / 445	395 / 550
1次主循環ポンプ	—	縦置き機械式遠心ポンプ×3	縦置き機械式遠心ポンプ×2
蒸気発生器	—	一体貫流ヘリカル型×6	二重伝熱管直管型×1
免震方式	—	3次元免震	水平免震

表-I-8 鉛ビスマス冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類	主要課題	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
鉛ビスマス固有技術	高耐食性材料/腐食抑制技術開発	腐食特性評価、腐食防護技術の安定性評価	耐食材試作、基礎特性確認	高耐食性材料長時間域材料特性確認				
	流動PbBi計測制御技術開発	基礎データ取得、設計、試作、性能評価	流動PbBi計測制御システム開発	流動PbBi計測制御耐久性評価・改良				
	PbBi洗浄技術開発	情報収集、基礎データ取得、試作、技術評価	洗浄・廃液処理技術改良、実用化					
	PbBi冷却系保守技術整備			PbBi冷却系保守・維持技術開発、整備				
	Po除去技術開発	基礎データ取得	Po物性、移行特性把握	ソースターム評価手法開発及び妥当性確認、工学試験施設によるシステム確認				
燃料	窒化物燃料の開発	短尺ピン照射、照射試験準備	燃料ピン照射(常陽)	燃料集合体バンドル照射、低除染、TRUなど(常陽)				
安全	炉心損傷評価技術	基礎データ取得	窒素解離、FCI挙動把握	再臨界回避技術開発(IGR)				
	燃料安全性評価技術			デブリ冷却保持 炉外試験				
	SG安全	生成物質基礎特性把握	SGTR評価手法開発、モデル試験による妥当性確認	SGTR評価手法高度化				
原子炉	遮へい	高性能遮へい体の開発	Zr-H遮へい体開発					
	原子炉停止系/制御棒駆動機構	高比重制御棒開発	高比重制御棒流動試験	高比重制御棒耐久試験				
主冷却系	炉構造、主冷却系機器、燃取設備など	主要機器の設計開発	主要機器予備・調整設計、型式の選択	実験炉主要機器の基本計画	実験炉主要機器の詳細計画			
	伝熱流動・崩壊熱除去系	主要機器確認試験	基礎データ取得	主要機器要素技術開発	長時間耐久性、耐震試験など、主要機器確認試験			
	自然循環崩壊熱除去	基礎データ取得	自然循環崩壊熱除去特性把握、崩壊熱除去システム確認試験					
原子炉補助施設	計測・制御	原子炉計装の開発	炉内計装、FFDL、気泡検出、NIS付属機器の開発・検証					
	建屋	矩形SCCV設計基準整備		矩形SCCV設計基準整備				
その他	免震設計	3次元免震確認試験	概念・要素検討/要素試験	免震構造開発・試作/免震構造確認試験				
	材料/高温構造設計	高温構造設計方針	方針暫定案	基準要素技術開発設計/方針策定/適用性確認試験				
	供用期間中検査と補修	PbBi中構造物の検査・補修	ISI方針・装置試作	ISI装置確認	炉内補修技術の開発・確認			



表-I-9 水冷却炉(BWR型)の仕様比較

項目	単位	水冷却炉(BWR型)	ABWR(熱中性子炉)
電気出力 / 熱出力	MW	1,356 / 3,926	1,356 / 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
炉心部取出燃焼度* / 炉心取出燃焼度**	万MWd/t	5.4 / 4.5	4.5 / 4.5
炉心部高さ	m	0.845	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.8	5.2
出口クオリティ	%	51	14.5
炉心部平均ボイド率	%	69	43
炉心圧損	MPa	0.043	0.18
MOX部Pu富化度 / 炉心部Puf富化度	wt%/HM	32.0 / 9.3	— / 3.8(ウラン濃縮度)
Puf装荷量	t	15.4	—
増殖比	—	1.05	—
最大線出力密度	kW/ft	16	12
MCPR	—	1.3	1.3
ボイド反応度係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-0.5	-8
連続運転期間	month	18	13
MOX部MA含有率	wt%/HM	2.1	—
MOX部FP含有率	wt%/HM	0.04	—

\* : MOX部+内部ブランケットの平均燃焼度

\*\* : MOX部+全ブランケットの平均燃焼度

表-I-10 水冷却高速増殖炉(BWR型)の研究開発計画

分類	主要課題	2005				2010				2015				2020				2025			
		基本設計		安全解析・実証試験		詳細設計		建設		運転											
設計研究	先行導入炉の構築																				
燃料要素・材料	材料特性評価	機能的特性・前照射性データ取得試験 クリーブ疲労相互作用・副摩耗性評価																			
	炉内照射試験	燃料被覆材&炉心材料の高速炉条件下照射試験																			
	評価コード整備	燃料棒の低減速炉模擬照射試験・RIA試験																			
	高燃焼度燃料開発	燃料ふるまい解析コード、燃料集合体/炉心材料長期耐久性評価コード整備																			
		高燃焼度燃料集合体先行照射試験																			
燃料集合体・炉内構造	燃料棒・燃料集合体機械特性評価	燃料要素の束力・ボウイング解析 クリーブ疲労試験・腐蝕性評価試験																			
	燃料集合体・炉内構造総合健全性試験	モックアップ炉心熱流動・構造試験																			
		制御棒挿入試験																			
稠密格子炉心の熱水力特性	検証データの取得	大規模バンドル限界出力試験																			
	熱流動設計手法の開発	限界出力設計式開発																			
		サブチャンネル解析手法の検証																			
低減速炉心の炉物理特性	核設計手法の評価	臨界実験データによる設計手法検証																			
安全技術	評価技術	システム解析・事故解析コードの整備・改良、		安全審査用解析・試験																	
	炉心損傷時の影響緩和対策	炉心損傷事象推移解析・事象説明実験及びアクシデンスマネジメント対策		ステンレス被覆燃料炉心の安全性検討																	

表-I-11 高速増殖炉システム候補概念の技術総括結果

炉型 評価項目	ナトリウム 冷却炉	ヘリウムガス 冷却炉	鉛ビスマス 冷却炉	水冷却炉
設計要求への 適合可能性	すべての設計要求に対して、高いレベルで適合する可能性がある。金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上が見込める。	すべての設計要求に対して適合する可能性があり、高温熱源としての魅力を有する。	すべての設計要求に対して適合する可能性がある。	資源有効利用性及び環境負荷低減性に制約が有る。上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性はある。
技術的実現性	開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能	実現性を見通すためには、概念成立性にかかわる課題を解決することが必要		実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 〔GIFでの活動が活発で、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、共同開発による革新技術のブレークスルー、開発分担による効率的開発が期待できる。〕	国際協力を期待することが可能 〔GIFでの活動により、国際標準の概念に発展していく可能性がある。また、概念成立性にかかわる課題が解決されれば、技術的実現性をより向上させることができる。〕	国際協力を期待することが困難 〔GIFでの活動において開発を主導する国が無く、概念成立性にかかわる課題をブレークスルーできる可能性が低い。〕	国際協力を期待することが困難 〔GIFでの候補概念に取り上げられていないため、現状では基盤的な研究協力内容に限定される。〕

表-I-12 小型炉概念の基本仕様

項目	単位	遠隔地電源型	需要地立地型	経済性追求型
電気出力 / 熱出力	MW	50 / 120	165 / 395	300 / 714
原子炉型式	—	ループ型	タンク型	ループ型
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1180 / 1820	1270 / 2930	1000 / 2630
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約7.4	7.7	8
増殖比	—	1.08	1.06	1.03
運転サイクル期間	年	30	20	2
1次系冷却材温度	°C	395 / 550	395 / 550	395 / 550
2次系冷却材温度	°C	335 / 520	335 / 520	335 / 520
冷却ループ数	—	1	1	1
原子炉容器高さ / 内径	mm	13400 / 2800	25350 / 5320	17600 / 6100
1次冷却材流量	t/h	2200	7243	13090
崩壊熱除去系	—	自然循環 貫通型DRACS×2+ IRACS×1	自然循環 PRACS×2 IRACS×1	自然循環 貫通型DRACS×2+ IRACS×1
蒸気発生器	—	貫流ヘリカル型 蒸気発生器	二重伝熱管直管型 蒸気発生器	貫流ヘリカル型 蒸気発生器
燃料取扱系	—	燃料交換なし	UIS引抜方式	単回転プラグ 固定アーム方式

表-I-13 先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の一体型プラントの仕様

	先進湿式法		簡素化ペレット法
受入燃料	酸化物燃料 (ペレット)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	酸化物中空ペレット
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	82%
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
前処理操作	バンドルせん断(短尺)	転換操作	マイクロ波加熱直接脱硝法
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	Pu富化度/MA添加 率調整操作	不要
操作温度	0~95°C	O/M調整操作	H <sub>2</sub> ガス還元
セル雰囲気	空気雰囲気	焼結操作	必要
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	使用試薬など	ステアリン酸亜鉛
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	操作温度	室温~1700°C
		セル雰囲気	空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	形状管理/質量管理/本数・体数 管理

表-I-14 超臨界直接抽出法再処理の仕様

	超臨界直接抽出法
受入燃料	酸化物燃料 (ペレット、スフェアパック)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体
年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下
前処理操作	燃料粉化(化学式)
分離操作原理と 使用媒体	超臨界直接抽出 (TBP/BTP、超臨界CO <sub>2</sub> ) 晶析
操作温度	0~95℃ (超臨界操作時40~60℃)
操作圧力	約20MPa(超臨界操作時)
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)

表-I-15 各燃料サイクルシステムの設計要求への適合可能性

設計要求		先進湿式法 +簡素化ペレット法		金属電解法 +射出鑄造法		先進湿式法 +スフェアパック		酸化物電解法 +パイパック		
		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	資源重視	経済性重視	
安全性		設計要求への適合が可能 (現行の指針などを踏襲できる) ※超臨界直接抽出法では、高圧流体の取扱などを考慮した設計により設計要求への適合が可能		設計要求への適合が可能 (質量管理と化学形態管理を組み合わせた臨界管理、高温融体、活性金属などの取扱いを考慮した設計)		設計要求への適合が可能 (現行の指針などを踏襲できる)		設計要求への適合が可能 (塩素ガス、高温融体、活性金属などの取扱いを考慮した設計)		
経済性	再処理+燃料造) ≤ 0.8円/kWh	大型プラント[200t/y]	約60%	約45%	約65%	約55%	約80%	約65%		
		小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約135% (約120%)	約105% (約95%)	約80%	約75%				
	輸送・貯蔵・処分費 ≤ 0.3円/kWh	大型及び小型プラント (超臨界直接抽出法)	約100% (約95%)	約95% (約90%)	約145%	約140%	約100%	約95%	約120%	約110%
		燃料サイクル ルコスト ≤ 1.1円/kWh	大型プラント[200t/y]	約70%	約60%	約85%	約80%	約85%	約75%	
	小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約125% (約115%)	約100% (約95%)	約100%	約90%			約115%	約95%	
資源有効 利用性	U及びTRUの 回収率 ≥ 99%	基礎試験データから、99%以上を回収可能なプロセスの設計が可能						設計できる可能性がある (MA回収率確認が必要)		
環境負荷 低減性	再処理	高レベル固化体体積 ≤ 0.5L/GWh	ホウケイ酸ガラス: 約60%		人工鉱物: 約110%		ホウケイ酸ガラス: 約60%		リン酸ガラス, 合金: 約80%	
		TRU及び高βγ廃 棄物量 ≤ 1.6L/GWh	約85%		約35%		約85%		約60%	
核拡散 抵抗性	Puが単独で存在しない		U,Pu,Npの共回収		U,TRUの共回収		U,Pu,Npの共回収		U,Puの共回収	
	難接近性の確保		低除染化による難接近性の確保							

表-I-16 先進湿式法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発										
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025									
	▼チェック&レビュー										▼技術体系整備										
主工程プロセス開発																					
溶解、清澄、晶析、共除染・逆抽出、MA回収												溶解方式(短尺せん断-連続溶解槽/粉体化溶解)の選定 ホット試験データの蓄積: 溶解率、スラッジ挙動、晶析回収率や結晶洗浄効果、 低濃度領域の抽出挙動、MA分離など									
主工程機器開発												一体型解体せん断機、溶解装置、スラッジ回収機器、 晶析装置、遠心抽出器、抽出クロマトグラフィ装置等 試験用機器の設計(小型機器の試作・試験を含む)					各試験機器の製作、 性能確認試験(U試験あるいはコールド試験)				
プロセス全般に係る技術開発																					
廃液処理												試験廃液の処理試験・廃液二極化に関するデータ取得(ホット試験)、濃縮装置等の機器開発									
設計評価																					
プロセスフローシート												溶解方式選定、晶析試験、共除染・逆抽出試験、MA回収技術開発等に基づくフローシート再評価									
実用プラント設計研究												安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究				
FBRサイクルへの移行検討												プロセスフローシート、必要な設備等の検討									
工学規模ホット試験→実証試験												概念検討/詳細設計/安全審査					設備整備			工学規模ホット試験	



表-I-17 簡素化ペレット法燃料製造システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
	▼チェック&レビュー										▼技術体系整備	
製造プロセス開発 Pu富化度調整 脱硝・転換・造粒 ダイ潤滑成型、焼結・O/M調整	プロセス開発のための小規模システム設計/ 再現性確認のための簡素化MOXペレット試作試験 /MA、FPの影響評価					簡素化ペレット法による照射燃料製造/照射試験						
遠隔保守・量産対応機器開発 Pu富化度調整、脱硝・転換・造粒 ダイ潤滑成型、焼結・O/M調整 ペレット仕上・検査 ピン加工・検査、集合体組立	概念設計～詳細設計					機器製作・据付		遠隔製造、量産試験			一部機器使用	
プロセス全般に係る技術開発 基礎物性データ蓄積	MAおよび模擬FP含有酸化物の各種物性測定、物性評価											
遠隔保守・補修	(各工程の機器開発にて技術開発)											
保障措置設備						保障措置設備の調査、試作試験、概念設計					設計反映	
設計評価 プロセスフローシート	脱硝・転換・造粒の新型装置概念、仕様緩和、O/M低減等の革新技術の検討											
実用プラント設計研究	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究						
工学規模ホット試験						計画検討/概念設計					詳細設計/許認可/施設整備/MOX試験	

表-I-18 金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造の一体型プラントの仕様

	金属電解法		射出鑄造法
受入燃料	金属(U-TRU-Zr合金)燃料	受入原料	U-TRU-Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)
再処理製品	Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)	中間製品	U-TRU-Zr合金スラグ
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	人工鉱物固化体 (ガラス結合ソーダライト)	燃料スミア密度	70/75% (内側燃料/外側燃料)
年間処理能力	50tHM/y	年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	U側製品: ほぼ0% TRU側製品: 約2%	製品へのFP混入率	0.3wt%
前処理操作	ピンせん断(短尺) ボンドNa除去	転換操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	電解還元(LiCl-KCl溶融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留	Pu富化度/MA添加 率調整操作	射出鑄造工程時に混合調整
操作温度	500~1400°C	使用試薬など	Zr Na(ボンド材)
セル雰囲気	Ar雰囲気	操作温度	~1400°C
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修	セル雰囲気	Ar雰囲気
臨界管理方式	質量管理を基本とし、工程に応じて 化学形態管理を併用。	運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

表-I-19 金属電解法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発		
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025	
						▼チェック&レビュー					▼技術体系整備		
各工程の技術開発													
せん断						せん断刃耐久性試験							
ボンドNa除去	模擬FPとNaによる除去率確認試験												
電解精製(全般)	サンプリングや電極操作など 運転操作性確認		電解槽設計最適化、Cd除極るつぼ材耐久性試験など機器開発										
(10g規模ホット試験)	照射済金属燃料の電解精製試験(国外)												
TRU還元抽出	必要能力確認	操作性を考慮した機器開発											
固体/Cd除極処理	連続式の成立性検討、モックアップ機器設計					るつぼ耐久性、処理速度等確認のためのモックアップ試験							
商業物処理	基礎試験	固化体製造プロセス試験、塩リサイクル試験性			許認可対応方策検討、浸出率データ取得								
プロセス全般に係る技術開発													
オフガス系	HM・揮発性FP移行率評価、処理設備の具体化												
Arガス純化系						PSA純化方式の性能確認試験							
物質移送	高温融体移送試験												
保守・補修	機器の除染方法の検討、遠隔保守・補修技術開発(機器モジュール化など)、高温融体漏洩対策												
保障措置・工程管理	非破壊分析方法等の検討、各工程でのサンプル代表性検討、他												
設計評価													
安全性	臨界安全設計方針確立、火災等事故対策検討、他												
プロセスフローシート	最適操業条件の検討												
実用プラント設計研究	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究							
小規模ホット試験	設計検討					詳細設計/許認可/工事・装置製作					U試験/ホット試験		
工学規模ホット試験						計画検討/概念設計					詳細設計/許認可/工事・装置製作/U試験/ホット試験		

表-I-20 射出鑄造法燃料製造システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	〈フェーズⅢ〉					〈フェーズⅣ〉					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025
						▼チェック&レビュー					▼技術体系整備	
鑄造プロセス開発												
成分調整						るつぼコーティング技術開発						
射出鑄造・モールド除去・剪断						射出成型スラグ製造試験、物性測定、照射試料製作						
成分分析						未溶解迅速分析手法の開発						
遠隔保守補修対応の機器開発												
スラグ検査、ピン加工、Naボンディング、ピン検査						機器・システム検討・モックアップ装置設計					射出・ピン加工・ボンディング検査システム試験 (各種検査能力、遠隔操作性等確認、操作時間評価、製品均質性確認等を目的としたコールドあるいはU試験)	
集合体組立											発熱影響評価、縦型集合体組立装置の開発	
プロセス全般に係る技術開発												
不純物管理						るつぼ・モールドからの物質移行量評価						
計量管理技術						計量管理技術開発						
設計評価												
臨界安全性の確認											設備の詳細設計検討による確認	
実用プラント設計研究						安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究	
工学規模ホット試験											計画検討/概念設計	
											詳細設計/許認可/工事・装置製作/U試験/U-β試験	

表-I-21 先進湿式法再処理と振動充填法燃料製造(スフェアパック)の一体型プラントの仕様

	先進湿式法		振動充填(スフェアパック)
受入燃料	酸化物燃料 (スフェアパック)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	球状酸化物粒子 (80、800 $\mu$ m $\phi$ の二種類)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	80%
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
前処理操作	バンドルせん断(短尺)	転換操作	外部ゲル化法+焙焼
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	Pu富化度/MA添加率調 整操作	不要
操作温度	0~95 $^{\circ}$ C	O/M調整操作	H <sub>2</sub> ガス還元
セル雰囲気	空気雰囲気	焼結操作	必要
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	使用試薬など	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール イソプロピルアルコール アンモニア水溶液
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	操作温度	室温~1700 $^{\circ}$ C
		セル雰囲気	空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全形 状寸法)/本数・体数管理

表-I-22 振動充填法燃料製造(スフェアパック燃料)システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
						▼チェック&レビュー					▼技術体系整備	
各工程の技術開発												
原液調整						工学規模試験による粘性溶液の計量・混合性の確認						
ゲル化転換						工学規模試験による複数ノズルからの滴下安定性の確認						
焼結・O/M調整	低除染燃料の発熱対策(再酸化防止)の検討											
振動充填	低除染燃料の発熱対策(再酸化防止)の検討											
ピン組立	上部罐柱溶接技術開発、溶接部検査方式(超音波探傷)の確認											
集合体組立	小規模試験による被覆管健全性保証温度の確認、工学規模試験による低除染燃料集合体組立可能性確認											
プロセス全般に係る技術開発												
遠隔自動、遠隔保守・補修	コールドモックアップ試験による遠隔自動運転技術の確立											
保障措置・工程管理	粉末の飛散防止および回収技術の開発、セル内ホールドアップ測定および核物質質量検閲技術開発											
設計評価												
実用プラント設計研究	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究						
工学規模ホット試験	試験規模に適した装置条件や設計パラメータの評価											
						機器・設備設計、施設設計、許認可、製作、据付、コールド試験					MOX燃料製造装置の開発と検証	

表 - I - 23 酸化物電解法再処理と振動充填法燃料製造(バイパック)の一体型プラントの仕様

	酸化物電解法		振動充填(バイパック)
受入燃料	酸化物燃料 (バイパック)	受入原料	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)
再処理製品	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)	中間製品	不規則形状酸化物粒子 (粒径に応じて5分級)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	鉛リン酸ガラス固化体 フツリン酸ガラス固化体	燃料スミア密度	82%
年間処理能力	50tHM/y	年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	1.4wt%	製品へのFP混入率	1.4wt%
前処理操作	燃料粉化(機械式)	転換操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	塩素化溶解 電解還元(NaCl-CsCl熔融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留 酸化転換	Pu富化度/MA添加率調 整操作	混合調整
		O/M調整操作	酸素ゲッターの添加
		焼結操作	不要
		使用試薬など	ウラン金属微粒子
操作温度	650~1000°C	操作温度	室温
セル雰囲気	空気雰囲気、Ar雰囲気	セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修	運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
臨界管理方式	質量管理	臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

表-I-24 酸化物電解法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025
						▼チェック&レビュー					▼技術体系整備	
各工程の技術開発												
脱被覆	脱被覆方式選定(ロール矯正法-ハンマ打撃/破砕-磁気分離)					工学規模モックアップ試験						
ZrO <sub>2</sub> 方式/ハル熔融方式						脱被覆方式も考慮したハル洗浄方式選定→ホット試験					モックアップ試験	
同時電解	材料選定・構造検討→U試験					操作性、保守性のモックアップ試験						
NM分離						耐久性等を考慮したコーティング仕様検討						
MOX共析	塩リサイクル時のMOX電解除染能力向上					除染能力・処理速度の向上						
MA回収	MA回収方式の選定→ホット試験					操作性、保守性のモックアップ試験						
熔融塩リサイクル工程						沈殿物、余剰塩の回収方法選定 → 機器開発モックアップ						
プロセス全般に係る技術開発												
除塩回収物の処理						塩含有率制限の設定、塩蒸留法の性能評価 → 機器開発、ホット試験						
リン酸塩、余剰塩の処理	固化マトリクス選定 → 処分体の安定性等の評価 → 固化装置の開発											
NM除種析出物						固化方式の選定→処分体の安全性評価→固化装置の開発						
塩素ガスリサイクル						塩素ガスリサイクル装置の開発、安全性確認試験						
物質移送・保守・補修	自動遠隔対応の機器開発(粉体・顆粒取扱、輸送容器等取扱、除染、保守・補修、脱着・交換) → モックアップ試験											
免震装置						免震床構造の具体化 → モックアップ試験						
保障措置・工程管理	サンプリング均一性(誤差)の確認、酸化物電解法に適した分析技術開発、新たな保障措置概念の検討											
設計評価												
安全性	熔融塩・塩素ガス漏洩対策、高温装置の安全性、臨界管理、火災・爆発防止、電源喪失時対策											
プロセスフローシート	前処理法/同時電解/MOX共析/MA回収/機器開発等に基づくフローシート再評価											
工学規模ホット試験	装置概念の具体化					工学規模試験設備の概念設計/詳細設計					許認可	施設整備



表-I-25 振動充填法燃料製造(バイパック燃料)システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025
	▼チェック&レビュー										▼技術体系整備	
各工程の技術開発												
粉砕	粉砕装置の検討、選定 → 適切な粒度分布を得る粉砕条件把握に関する試験											
分級	最適充填率を得る選合比の確認 → 機器開発											
顆粒混合・振動充填	ブランケット燃料85%TD充填の小規模試験による確認、ゲッタ均一充填技術開発											
溶接溶接	溶接部検査方法の選定、溶接部研削方法の検討											
ピン組立	Pu・充填密度軸方向分布測定技術開発											
プロセス全般に係る技術開発												
発熱対策	制御温度・雰囲気等検討、MA単独原料の貯蔵設備検討、強制冷却方法検討 → 除熱確認試験											
歩留まり	粉砕装置選定後、払出間隔等取合条件検討・歩留評価											
計量管理	現行技術を参考としたセル内ホールドアップの測定技術開発											
遠隔保守・補修	コールドモックアップ試験による遠隔保守補修技術開発											
設計評価												
プロセスフローシート	粉砕装置選定/充填率改良/除熱システム開発/計量管理システム開発等に基づくフローシート再評価											
工学規模ホット試験	試験規模に適した装置条件や設計パラメータの評価											
	機器・設備設計、施設設計、許認可					製作、据付、コールド試験					MOX試験、処理深度実証、遠隔保守補修性見直し	

表-I-26 先進湿式法再処理と被覆粒子法燃料製造の一体型プラントの仕様

	先進湿式法		被覆粒子燃料
受入燃料	窒化物燃料 (スフェアパック)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	TiN被覆球状窒化物粒子 (0.86mφ)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	—
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14wt%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
六角ブロック集合体解体	機械的破壊(せん断など)	転換操作	外部ゲル化法+焙焼 +炭素熱還元
前処理操作	被覆除去 (機械的粉碎 or フッ化揮発) 酸化転換(N-15回収)	Pu富化度/MA添加率調 整操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	被覆操作	熱化学気相蒸着法
操作温度	0~95℃	六角ブロック集合体成型	振動充填+反応焼結法
セル雰囲気	Ar雰囲気+空気雰囲気	使用試薬など	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール イソプロピルアルコール アンモニア水溶液 炭素粉末 四塩化チタン
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	操作温度	室温~1700℃
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	セル雰囲気	Ar雰囲気+空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
		臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全 形状寸法)/本数・体数管理

表-I-27 燃料サイクルシステム候補概念の技術総括結果

組合せ 評価項目	先進湿式法と 簡素化ペレット法	金属電解法と 射出鑄造法	先進湿式法と 振動充填法 <sup>(※)</sup>	酸化物電解法と 振動充填法
設計要求への 適合可能性	すべての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があり、スケールアップ効果のため大規模施設の経済性が高い。	すべての設計要求に対して適合する可能性があり、小規模施設の経済性が高い。	すべての設計要求に対して適合する可能性がある。	すべての設計要求に対して適合する可能性がある。
技術的実現性	実現性を見通すことが可能	実現性を見通すことが可能だが、インフラ整備が必要なことから比較的長期の開発を要する見込み	実現性を見通すことが可能	技術的課題が多く開発に長期を要する
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 〔仏国ではホットラボなどによる関連研究を実施〕	国際協力を期待することが可能 〔米国ではホットラボなどによる研究を実施〕	国際協力を期待することが困難 〔積極的に開発する国はない〕	国際協力を期待することが可能 〔ロシアではホットラボなどによる関連研究を実施〕

(※) ヘリウムガス冷却炉用の窒化物被覆粒子燃料の製造には、この振動充填法の工程の一部である「ゲル化法」が用いられるが、対応する燃料サイクル概念の開発については、高速増殖炉システム開発の進捗により被覆粒子窒化物燃料の概念が固まった後に着手することが効率的である。

表-I-28 高速増殖炉サイクルの技術総括結果

対象概念		開発目標への適合可能性				
		安全性	経済性 (将来軽水炉の発電 原価以下)	環境負荷低減性 (放射性廃棄物、潜在的有害度(1000 年後)の低減、軽水炉からのMA受け 入れ能力)	資源有効利用性 (LWRからFBRへの移行完了 までの天然ウラン累積需要 量)	核拡散 抵抗性
FBR システム	燃料サイクル システム					
(a) Na冷却炉 (MOX燃料)	先進湿式法 + 簡素化 ペレット法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約60% (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 1.0 (相対値) (注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, Pu,Np の共回収
(b) Na冷却炉 (金属燃料)	金属電解法 + 射出鑄造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70% (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 1.7 (相対値) (注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 2.1 (相対値) (注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, TRU の共回収
(c) He冷却炉 (窒化物 被覆粒子 燃料)	先進湿式法 + 被覆粒子 燃料製造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70% (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 0.9 (相対値) (注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 2.1 (相対値) (注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 1.4 (相対値) (注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約6%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, Pu,Np の共回収

注(1): 将来軽水炉の発電原価に対する%を示す。(資源型炉心) 注(2): (a)の廃棄物発生量及び潜在的有害度を1とした場合の相対値を示す。