

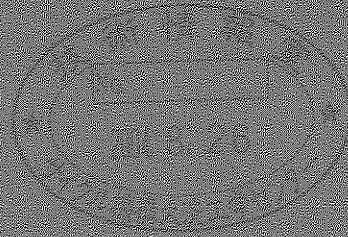


大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004

— 世界の進路と「常陽」、「もんじゅ」の役割 —

(会議報告)

2004年6月



核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地4-9
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,
Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2004

大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004

－世界の進路と「常陽」、「もんじゅ」の役割－

(会議報告)

小井 衛※ 望月 弘保※

要 旨

2月27日、大洗工学センターで、世界の進路と「常陽」、「もんじゅ」の役割をテーマに、大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004 を開催した。地域の皆様をはじめ、国内外の FBR サイクル技術開発の専門家や学生など約 400 名に参加いただいた。

午前の部では、小谷隆亮大洗町長、酒井長敬旭村長からご挨拶をいただいた後、近藤駿介原子力委員会委員長から「我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け」と題して特別講演をいただいた。続いて、大洗工学センターの永田敬所長が「FBR サイクル技術開発の役割と今後の展開」と題して基調報告を行った。

午後の部では、我が国をはじめ米国、露国、仏国、中国、韓国の専門家が、FBR サイクル技術の位置付けおよび取組状況について技術報告を行った後、座長に東京工業大学の二ノ方壽教授を迎え、FBR 開発の必要性、国際協力で解決すべき技術課題と「常陽」、「もんじゅ」の役割をテーマにパネル討論が行われた。

さらに特別企画として、地域の皆様など約 100 名に参加いただき、広報チームの女性職員による FBR の仕組みや特長についての分かりやすい紹介の後、地域の女性や広報の専門家を交えた活発な意見交換が行われた。

THE O-ARAI FR CYCLE SYMPOSIUM 2004

—The direction of the world in FR cycle development
and the role of “Joyo” and “Monju” reactors —

(Meeting Document)

Mamoru KOI* and Hiroyasu MOCHIZUKI*

Abstract

The O-arai Fast Reactor (FR) cycle symposium 2004 was held on the theme of the direction of the world in FR cycle development and the role of “Joyo” and “Monju” reactors in the O-arai Engineering Center (OEC) on 27 February 2004. Approximately 400 people including municipal people, specialists of FR cycle technology development in Japan and other countries, students, etc attended the symposium.

In the morning session, after having greetings from Mr. Takaaki KOTANI, the mayor of O-arai town, and Mr. Chokei SAKAI, the village chief of Asahi village, Prof. Shunsuke KONDO, Chairman of the Atomic Energy Commission of Japan addressed a special presentation entitled “Importance of FBR Technology Development in Nuclear Energy Policy of Japan”. Then, Mr. Takashi NAGATA, director of OEC/JNC, conducted a keynote address entitled “The direction of FBR cycle technology development and its perspective”.

In the afternoon session, the technical issues about the roles and programs of the FR cycle technology were presented by specialists from the U.S.A., Russia, France, China, Korea, and Japan. Then, Prof. Hisashi NINOKATA was invited as the chair person in order to conduct the panel discussion on the theme of technical issues which should be solved by international cooperation and the role of “Joyo” and “Monju” reactors.

Furthermore, approximately 100 people including municipal people participated in a special session. The female staffs of a public-relations team called “SUGARS” in OEC introduced intelligibly the structures and the features of FR, and an active opinion exchange between ladies of municipals and the specialists of public relations was performed.

* Research and Development Coordination Section, O-arai Engineering Center

目次

1. はじめに	1
2. 来賓挨拶	5
3. 特別講演	5
4. 基調報告	6
5. 技術報告	6
6. パネル討論	6
7. 特別企画	7
8. おわりに	7
9. 謝辞	8
10. 付録	9
(1) プログラム	11
(2) 講演者等略歴	17
(3) 講演要旨	27
(4) 講演スライド	67
(5) ポスターセッション	245
(6) ご質問(ご意見)及び回答	299
(7) アンケート及び集計結果	309

1. はじめに

2004年2月27日、大洗工学センターで、『世界の進路と「常陽」、「もんじゅ」の役割』をテーマに、大洗FBRサイクルシンポジウム2004を開催した。

本シンポジウムは、2月25日に敦賀本部国際技術センターで開催された「敦賀国際パネル」とシリーズで行われ、我が国をはじめ各国が進める実用化技術の確立を目指した技術開発の着実な推進に資するとともに、多くの方々にFBRサイクル技術開発の意義と「常陽」、「もんじゅ」の国際的役割をご理解いただくことをねらいとした。地域の皆様をはじめ、国内外のFBRサイクル技術開発の専門家や学生など約400名に参加いただいた。

午前の部では、小谷隆亮大洗町長、酒井長敬旭村長からご挨拶をいただいた後、近藤駿介原子力委員会委員長から「我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け」と題して特別講演をいただいた。続いて、大洗工学センターの永田敬所長が「FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開」と題して基調報告を行った。

午後の部では、我が国をはじめ米国、露国、仏国、中国、韓国の専門家が、FBRサイクル技術の位置付けおよび取組状況について技術報告を行った後、座長に東京工業大学の二ノ方壽教授を迎え、FBR開発の必要性、国際協力で解決すべき技術課題と「常陽」、「もんじゅ」の役割をテーマにパネル討論された。

さらに特別企画として、地域の皆様など約100名に参加いただき、広報チームの女性職員がFBRの仕組みや特長について分かりやすく紹介し、地域の女性や広報の専門家を交えた活発な意見交換が行われた。また、FBRサイクル技術の研究開発に関する核燃料サイクル開発機構の取り組みについて紹介したポスターセッションを行った。さらに、熱出力を1.4倍とする改造工事を終え、照射試験能力を大幅に向上させた「常陽」およびアメリカウムを含むMOXペレットを遠隔技術で製造することに成功した照射燃料試験室(AGF)を対象とした施設見学会を実施し、83名が参加した。

表1 プログラム

日時：平成16年2月27日（金）10:00～18:15 場所：大洗工学センター FBRサイクル国際研究開発センター 後援：東京工業大学、茨城大学、(社)日本原子力学会、(社)日本機械学会、電気事業連合会 (社)日本原子力産業会議、(社)日本電機工業会、大洗町、旭村、WIN-Japan、日本原子力研究所			
10:00～10:05	開会挨拶	核燃料サイクル開発機構 理事長	殿塚猷一
10:05～10:15	来賓挨拶	大洗町長 旭村長	小谷隆亮 酒井長敬
10:15～11:00	特別講演	我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け 原子力委員会 委員長	近藤駿介
11:00～11:30	基調報告	FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 所長	永田 敬
13:15～16:25	技術報告	(1) 米国における先進的核燃料サイクルイニシアチブと第4世代原子力システム 米国アイダホ国立工学環境研究所 革新原子力部長 (2) 高速炉技術：現状と展望 露国物理エネルギー研究所 副所長 (3) フランスにおけるガス冷却高速炉技術と関連した燃料サイクル 仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長 (4) 中国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術 中国原子能科学院 副主任技師 (5) 韓国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術 韓国原子力研究所 主席研究員 (6) 日本におけるFBRサイクル技術開発 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長	Ralph G. BENNETT Vladimir POPLAVSKIY Jean-Louis CARBONNIER Daogang LU Yoon Sub SIM 可児吉男
16:40～18:10	パネル討論	国際協力で解決すべき技術課題と「常陽」、「もんじゅ」の役割 座長：東京工業大学 教授 パネリスト：米国アイダホ国立工学環境研究所 革新原子力部長 露国物理エネルギー研究所 副所長 仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長 中国原子能科学院 主任技師 韓国原子力研究所 主席研究員 日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部長 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長	二ノ方 壽 Ralph G. BENNETT Vladimir POPLAVSKIY Jean-Louis CARBONNIER Mi XU Yoon Sub SIM 岩村公道 可児吉男
18:10～18:15	閉会挨拶	核燃料サイクル開発機構 副理事長	岸本洋一郎
特別企画 11:50～13:05	女性による実践・討論会 「は～とに届くPAって!？」		



写真1 シンポジウム会場の様子

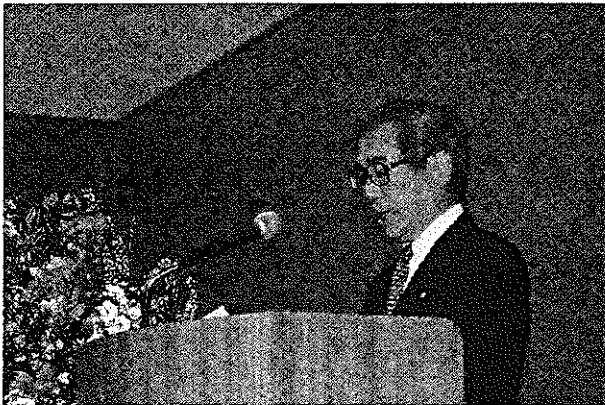


写真2 小谷大洗町長による来賓挨拶

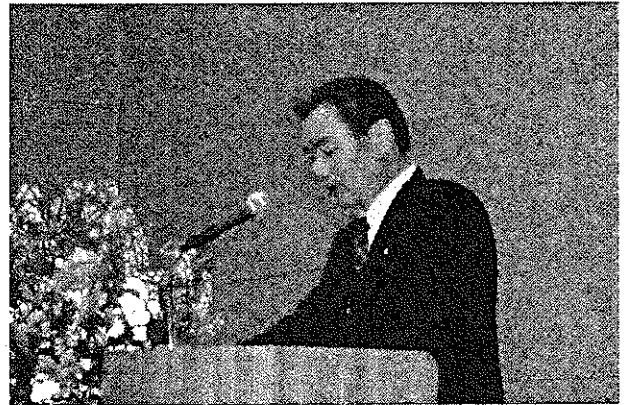


写真3 酒井旭村長による来賓挨拶

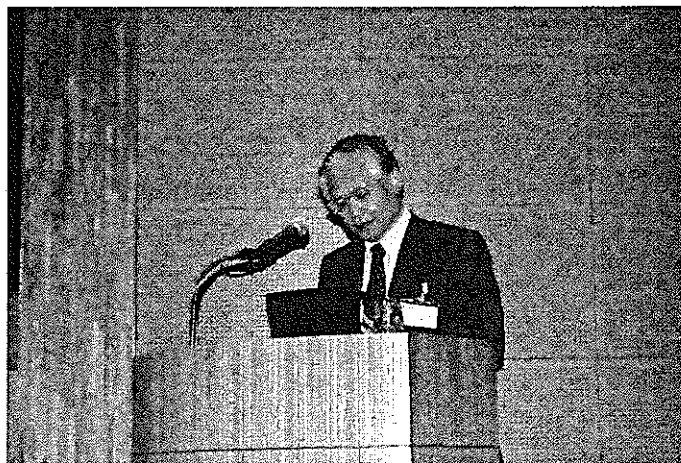


写真4 近藤原子力委員会委員長による特別講演

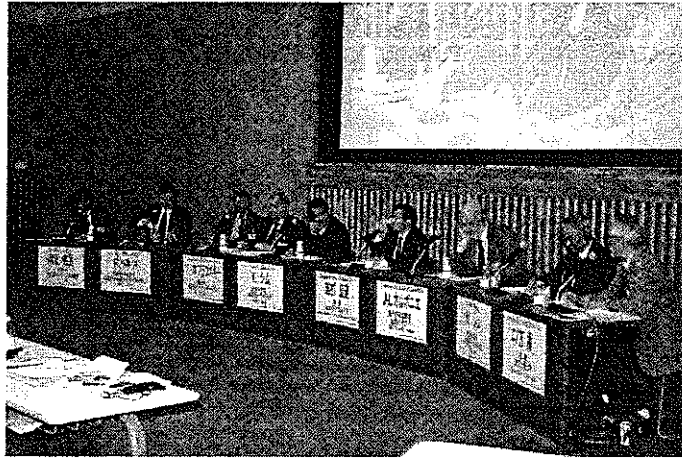


写真5 各国の専門家によるパネル討論



写真6 女性による実践・討論会の会場



写真7 PAの方法について討論



写真8 ポスターセッション

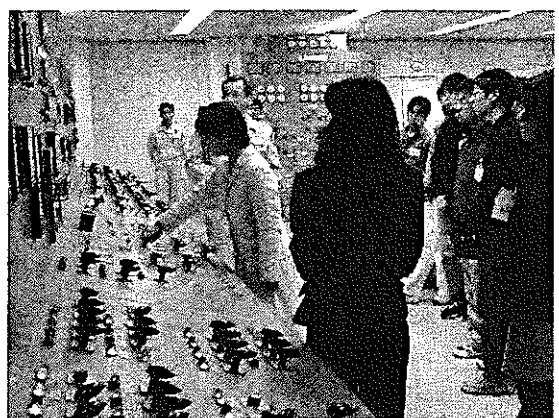


写真9 「常陽」における施設見学会

2. 来賓挨拶

小谷隆亮大洗町長、酒井長敬旭村長から来賓挨拶をいただいた。

小谷隆亮大洗町長からは、「大洗町は国策である原子力と40年にわたり共存共栄してきた。今後も我が町における原子力研究開発の大いなる発展を期待する」とのご挨拶をいただいた。

引き続き、酒井長敬旭村長からは、「研究施設が地域と一体化し、開かれた事業所としての基盤を構築してきた。今後も地域に根ざした研究施設として、さらなる安全、安心の確保に留意した発展を願う。「常陽」MK-Ⅲの順調な推進がなされ、高速増殖炉開発の核となる「もんじゅ」の早期運転再開を願う。」のご挨拶をいただいた。

3. 特別講演

近藤駿介原子力委員会委員長から、「我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け」と題し、特別講演いただいた。講演の主な内容は以下の通り。

- ・ 組織が持続的発展を目指すには、短期、中期及び長期課題への投資をバランスよく効果的に行うことが重要。
- ・ 短期的課題は、原子力委員会が年頭の所信において掲げた重点政策目標の第一、すなわち、原子力発電が長期にわたって基幹電源でありつづけることに努力するとともに合理的な核燃料サイクルシステムの実現を図ること。
- ・ 中長期課題は、重要政策目標の第二に掲げた、原子力エネルギー利用技術の一層の性能向上や利用分野の拡大を図る研究開発を、国際協力も活用して、効果的かつ効率的に推進すること。
- ・ 高速増殖炉とその燃料サイクル技術は原子力エネルギー利用技術に一層の性能向上をもたらし、人類の持続可能な発展に貢献する潜在的可能性が高く、将来において人類が採用するエネルギー供給技術の有力な選択肢になり得るので重要な中長期課題の一つ。
- ・ 新技術は、基礎研究段階、概念創出段階、初期技術開発段階、製品開発・導入段階、生産／販売段階を経て実用化されるといわれ、初期技術開発段階は、「悪夢の時代」や「ダーウィンの海」と呼ばれ、生き延びるのが困難な期間。
- ・ 高速増殖炉とその燃料サイクル技術は初期技術開発段階にあり、国が「常陽」、「もんじゅ」の設計、建設、運転および関連する燃料サイクル技術の研究開発を実施しているところ。
- ・ 現在行われている実用化戦略調査研究は国民の大事にする原則を満たす革新技術に至りつくため、「ダーウィンの海」を泳ぐ方策を示そうとするもの。原子力委員会は定期的に評価を行うが、実施者自らも技術の姿と進め方について広範な国民の理解と支持が得られているかを適宜チェックすべき。

4. 基調報告

「FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開」と題し、永田敬大洗工学センター所長より、「常陽」、「もんじゅ」、「実用化戦略調査研究」へと進めてきた我が国のFBRサイクル技術開発の歩みと将来展望について報告し、また各国の技術報告の概要を紹介した。

5. 技術報告

米国、露国、仏国、中国、韓国、日本（サイクル機構）の専門家が各国におけるFBRサイクル技術の位置付けおよび取組状況について技術報告を行った。

Ralph G. BENNETT氏(米国 INEEL)より、米国における第4世代原子力システム(Generation-IV)と革新的核燃料サイクルイニシアチブ(AFCI)への取り組みと国際協力の現状について報告された。

Vladimir POPLAVSKIY氏(露国 IPPE)より、ナトリウム冷却炉(BN-600、BN-800等)及び重金属冷却炉(BREST-300等)に関する高速炉技術の現状と展望について報告された。

Jean-Louis CARBONNIER氏(仏国 CEA カダラッシュ研究所)より、フランスにおけるガス冷却高速炉技術及びそれに関連した燃料サイクルについて報告された。

Daogang LU氏(中国 CIAE)より、現在建設中の実験炉CEFRを中心に中国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術について報告された。

Yoon Sub SIM氏(韓国 KAERI)より、現在設計研究中のKALIMER-600を中心に、韓国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術について報告された。

可児吉男(サイクル機構)より、サイクル機構が実施している高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の現状と「常陽」、「もんじゅ」の役割について報告された。

6. パネル討論

座長に二ノ方壽東京工業大学教授を迎え、『国際協力で解決すべき技術課題と「常陽」、「もんじゅ」の役割』をテーマに、討論を行った。

高速炉の必要性について、Mi XU氏(中国 CIAE)は、中国のエネルギー需要の予測から、2050年には240GWeの原子力発電容量が必要とされ、ウラン燃料を持続的に利用し、またマイナーアクチニド(MA)及び長寿命核分裂生成物(LLFP)を蓄積しないためにも、高速炉開発が重要と提言した。また、サイクル機構の可児は、世界的な評価においても、ウラン資源と廃棄物管理の観点から、高速炉は必要と補足した。

国際協力で解決すべき技術課題として、仏国のCARBONNIER氏は、フェニックス炉でのMA燃料の照射試験について紹介し、次の段階として「常陽」、「もんじゅ」をMA燃焼の実験に利用していきたい旨提案した。可児は、サイクル機構においてMA燃料の製造に成功し「常陽」で照射試験を計画している旨紹介した。また、長寿命燃料開発として、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼被覆管を開発しており、昨年より露国の高速炉BOR-60で照射試験を開始し、現在「常陽」での照射試験を

準備している旨紹介した。

「常陽」、「もんじゅ」の役割については、中国の XU 氏は、協力の第1段階として安全解析の経験や原子炉の運転前試験の経験に関する情報交換を、第2段階として燃料や材料の交換照射試験を提案した。露国の POPLAVSKIY 氏は、BOR-60 と「常陽」で燃料サイクルを含む共同研究について、また「もんじゅ」とは BN-600 用燃料の高燃焼度化達成のための研究協力を提案した。原研の岩村氏は、原研とサイクル機構の融合研究として協力している MA 燃料開発について加速器駆動未臨界炉用窒化物 MA 燃料の開発と「常陽」での照射計画について紹介した。

最後に座長の二ノ方氏は、継続的な研究開発の活動が必ず必要である、国際協力は今後も強く進めていく必要があり、緊密な連携の下、より成果のあがる国際協力プログラムを「常陽」、「もんじゅ」を利用して推進すべきとまとめた。

7. 特別企画

「は〜とに届くPAって!？」をテーマに、女性の理解促進活動について実践を交えながら討論を実施した。

サイクル機構の理解活動(PA)チームである大洗工学センターの“シュガーズ”、敦賀本部の“あっぷる”、東海事業所の“スイートポテト”に加え、原子力や放射線の業務・研究に携わる女性たちのグループで、原子力の理解活動を行っている WIN-Japan の活動紹介の後、シンポジウムに参加していた多くの方々の参加のもとに、“シュガーズ”が「FBRってなあに？」をテーマに一般の方々を対象とした説明の実践を行い、これを題材に説明内容、話し方、資料の観点から討論を行った。

説明内容については、お客様の声に耳を傾けて、それにあった情報を提供することが必要、話し方については、強調と間が重要、資料については、動きを入れるなど興味を引く内容とするが盛り込み過ぎないなどの意見が出された。最後にPAの現場はその場その場で正解が違うため、自分が得た情報を交換しあうことが有効であり、毎回チェックしながら進めていくことが重要とまとめられた。

8. おわりに

本シンポジウムを通じて、FBR サイクル技術開発の意義、各国における取組状況や「常陽」、「もんじゅ」の国際的役割について理解を深めることができた。

今後我が国をはじめ各国が進める実用化技術の確立を目指した技術開発を着実に推進するため、各国からの国際協力の提案を具体化して、「常陽」、「もんじゅ」の活用を含め国際協力を推進していく。

9. 謝辞

シンポジウムにご参加いただいた皆様、開催にご協力いただいた関係者に感謝し、お礼申し上げます。

〔後援機関〕

東京工業大学

(社)日本機械学会

(社)日本電機工業会

WIN-Japan

茨城大学

電気事業連合会

大洗町

日本原子力研究所

(社)日本原子力学会

(社)日本原子力産業会議

旭村

〔企画委員会〕

(委員長) 二ノ方 壽 殿

(委員) 白石 昌武 殿

高橋 務 殿

柴田 洋二 殿

岩村 公道 殿

山口 勝久

可児 吉男

東京工業大学 原子炉工学研究所 教授

茨城大学工学部 システム工学科 教授

電気事業連合会 原子力部 副部長

(株)日立製作所 電力・電機グループ

原子力事業部 事業主管 (燃料サイクル担当)

日本原子力研究所 東海研究所 エネルギーシステム研究部長

核燃料サイクル開発機構 敦賀本部 国際技術センター長

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 副所長

10. 付録

(1) プログラム

大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004

－世界の進路と「常陽」、「もんじゅ」の役割－

プログラム

日 時：平成 16 年 2 月 27 日（金）10:00～18:15
場 所：核燃料サイクル開発機構大洗工学センター FBR サイクル国際研究開発センター
（茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002）
主 催：核燃料サイクル開発機構
後 援：東京工業大学、茨城大学、(社)日本原子力学会、(社)日本機械学会
電気事業連合会、(社)日本原子力産業会議、(社)日本電機工業会、大洗町、旭村
WIN-Japan、日本原子力研究所
参加費：無料
通 訳：日・英同時通訳

司会：小川順子 WIN-Japan 会長

10:00 開会挨拶 殿塚猷一 核燃料サイクル開発機構理事長

10:05 来賓挨拶 小谷隆亮 大洗町長
酒井長敬 旭村長

10:15 特別講演 我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け
近藤駿介 原子力委員会委員長

11:00 基調報告 FBR サイクル技術開発の役割と今後の展開
永田 敬 核燃料サイクル開発機構

11:30 (昼 食)

13:15 技術報告

- (1) 米国における先進的核燃料サイクルイニシアチブと第 4 世代原子力システム
ラルフ G. ベネット 米国アイダホ国立工学環境研究所
- (2) 高速炉技術：現状と展望
ポプラスキー ウラジミール 露国物理エネルギー研究所
- (3) フランスにおけるガス冷却高速炉技術と関連した燃料サイクル
カルポニエ ジャンルイ 仏国原子力庁カダラッシュ研究所
- (4) 中国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術
ルー ダオガン 中国原子能科学院
- (5) 韓国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術
シム ユンスブ 韓国原子力研究所
- (6) 日本における FBR サイクル技術開発
可児 吉男 核燃料サイクル開発機構

16:25 (コーヒープレイク)

16:40 パネル討論
－国際協力で解決すべき技術課題と「常陽」、「もんじゅ」の役割－

座 長：
二ノ方 壽 東京工業大学
パネリスト：
ラルフ G. ベネット 米国アイダホ国立工学環境研究所
ポプラフスキー ウラジミール 露国物理エネルギー研究所
カルボニエ ジャン-ルイ 仏国原子力庁カダラッシュ研究所
シュ メイ 中国原子能科学院
シム ユンスブ 韓国原子力研究所
岩村 公道 日本原子力研究所
可児 吉男 核燃料サイクル開発機構

18:10 閉会挨拶 岸本洋一郎 核燃料サイクル開発機構副理事長

18:15 終了

○レセプション (会費制)

日時：18:30～20:00

会場：旭分室

特別企画

○女性による実践・討論会 「は～とに届く PA って!？」

日時：平成16年2月27日(金) 11:50～13:05

場所：1階ホール

内容：女性の理解促進活動について、実践を交えながら討論。

○ポスターセッション

日時：平成16年2月27日(金) 昼食時、コーヒープレイク時

場所：5階ロビー

内容：FBR サイクル技術の研究開発に関する核燃料サイクル開発機構の取り組みを紹介。

○施設見学会

日時：平成16年2月26日(木) 14:00～16:30

場所：高速実験炉「常陽」及び照射燃料試験室

内容：熱出力を1.4倍とする改造工事を終え、照射試験能力を大幅に向上させた「常陽」と、アメリカウムを含むMOXペレットを遠隔技術で製造することに成功した照射燃料試験室を見学。

THE O-ARAI FR CYCLE SYMPOSIUM 2004

-The direction of the world in FR cycle development and the role of "Joyo" and "Monju" reactors-

Program

Date: 10:00 - 18:15, 27 February 2004

Place: FBR Cycle International Research and Development Center
O-arai Engineering Center (OEC)
Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)
4002 Narita, O-arai, Ibaraki 311-1393, JAPAN

Sponsor: Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)

Supported by:

Tokyo Institute of Technology (TIT), Ibaraki University, Atomic Energy Society of Japan (AESJ), The Japan Society of Mechanical Engineers (JSME), The Federation of Electric Power Companies (FEPC), Japan Atomic Industrial Forum, Inc. (JAIF), The Japan Electrical Manufacturers' Association, Oarai Town, Asahi Village, WIN-Japan, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)

Fee: Free

* Symposium will be carried out with simultaneous translation between English and Japanese.

Chair person: Ms. Junko OGAWA, President, WIN-Japan

10:00 Opening Speech by Mr. Yuichi TONOZUKA, President of JNC

10:05 Addresses

10:15 Special Presentation

Importance of FBR Technology Development in Nuclear Energy Policy of Japan

Dr. Shunsuke KONDO, Chairman, Atomic Energy Commission of Japan

11:00 Keynote Address

The direction of FBR cycle technology development and its perspective
Mr. Takashi NAGATA, JNC, JAPAN

11:30 Lunch break

13:15 Technical Session

1) AFCI and Generation IV in the United States

Dr. Ralph G. BENNETT, INEEL, USA

2) FAST REACTOR TECHNOLOGY: CURRENT STATUS AND PROSPECTS

Dr. Vladimir POPLAVSKIY, IPPE, RUSSIA

3) Gas cooled Fast Reactors technologies and related cycle in France

Dr. Jean-Louis CARBONNIER, CEA, FRANCE

4) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

Dr. Daogang LU, CIAE, CHINA

5) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

Dr. Yoon Sub SIM, KAERI, KOREA

6) FBR Cycle System Development in Japan
Dr. Yoshio KANI, JNC, JAPAN

16:25 Coffee break

16:40 Panel Discussion

-Technical issues which should be solved by international cooperation and the rule of "Joyo" and "Monju" reactors -

Chair person:

Dr. Hisashi NINOKATA, TIT, JAPAN

Panelists:

Dr. Ralph G. BENNETT, INEEL, USA

Dr. Vladimir POPLAVSKIY, IPPE, RUSSIA

Dr. Jean-Louis CARBONNIER, CEA, FRANCE

Prof. Mi XU, CIAE, CHINA

Dr. Yoon Sub SIM, KAERI, KOREA

Dr. Takamichi IWAMURA, JAERI, JAPAN

Dr. Yoshio KANI, JNC, JAPAN

18:10 Closing Remarks by Mr. Yoichiro KISHIMOTO, Vice-President of JNC

18:15 Closing of the Symposium

18:30 – 20:00 Reception

Facility Tour

Fast Experimental Reactor "Joyo" :

You can see the "Joyo" reactor where the renovation to increase thermal power by 40% has been finished.

Alpha-Gamma Facility :

You can see hot cells where MOX pellets containing Am have been successfully fabricated by remote control.


Schedule

Time: 15:30 – 17:00

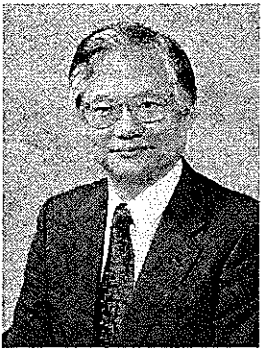
Date: 26 February 2004

(2) 講演者等略歴

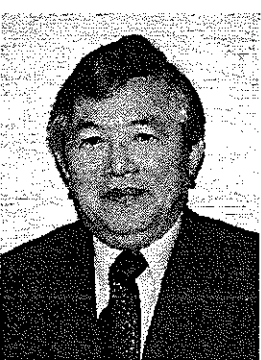
司 会

	小川 順子
	日本原子力発電株式会社 広報室 調査役 (副部長) WIN-Japan 会長
	1975年3月 慶応義塾大学文学部西洋史学科卒業 1975年4月～ 日本ニュークリアフュエル株式会社勤務 1998年9月 最終役職 総務部広報担当課長 1998年10月～ 日本原子力発電株式会社 広報室 調査役 (副部長) として現在に至る 2000年4月～ WIN-Japan を設立し、会長に就任。現在に至る 社外委員会 原子力委員会市民参加懇談会専門委員 アジア原子力協力フォーラム広報運営G委員など

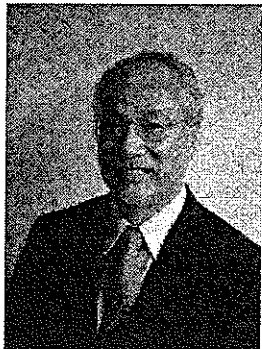
特別講演

	近藤 駿介
	原子力委員会 委員長
	1970年3月 東京大学工学院工学系研究科博士課程 (原子力工学専攻) 修了 工学博士 1971年4月 東京大学工学部助教授 (原子力工学科) 1984年4月 東京大学工学部教授 (附属原子力工学研究施設) 1988年4月 東京大学工学部教授 (原子力工学科) 1995年4月 組織変更に伴う配置換え 東京大学大学院工学系研究科教授 (システム量子工学専攻) 1999年4月 東京大学原子力研究総合センター長 (併任 2003年3月まで) 2004年1月 現職

基調報告


	永田 敬
	核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター所長
	1971年7月 東京大学工学部原子力工学科 卒業 1971年7月 動力炉・核燃料開発事業団 入社 1992年4月 同事業団 大洗工学センター機器構造開発部構造工学室長 1996年4月 同事業団 高速増殖炉もんじゅ建設所 担当役 1999年8月 核燃料サイクル開発機構敦賀本部国際技術センター長 2003年10月 現職

パネル討論座長


	二ノ方 寿
	東京工業大学原子炉工学研究所 教授
	1970年4月 東京大学教養学部基礎科学科 卒業
	1977年3月 東京大学大学院工学系研究科博士課程修了(原子力工学)
	1977年4月 (株)東京電力入社
	1980年6月 動力炉核燃料開発事業団 大洗工学センター出向
	1992年7月 同事業団大洗工学センター安全工学部 部長代理
1993年3月 東京工業大学原子炉工学研究所 現在に至る	

講演者

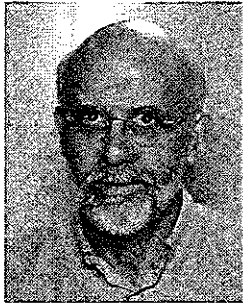
[技術報告・パネリスト]

	ラルフ G. ベネット
	米国アイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) 革新原子力部長
	1979年 マサチューセッツ工科大学博士課程(原子力工学専攻)修了
	1979年 マサチューセッツ工科大学助教授
	1981年 フォックスボロー社課長
	1985年 ジレット社グループマネージャー/主任技師
	1990年 アイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) 原子力技術課長
	1998年 同 戦略計画部長
	2000年 現職
	第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF) の技術部長 米国 AFCI/Gen IV システム解析国家技術部長

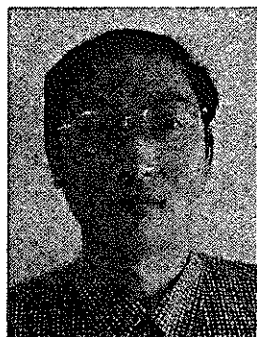
[技術報告・パネリスト]

	ポブラフスキー ウラジミール
	露国物理エネルギー研究所 (IPPE) 副所長
	1960年7月 トムスク技術大学動力工学科 卒業
	1960年8月 物理エネルギー研究所(オブニンスク)に技師として入社
	1962年 高速炉工学部 研究員
	1967年 主任技師
	1975年 主任科学者
	1979年 高速炉工学研究室長
1990年 原子力発電所部長	
1995年 現職	

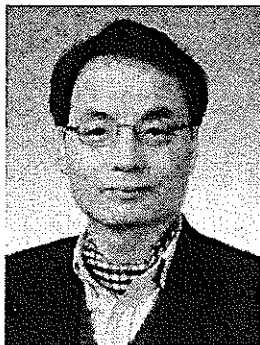
[技術報告・パネリスト]

	カルボニエ ジャン-ルイ
	仏国原子力庁 カダラッシュ研究所 原子炉研究部長
	1972年 バリ エコール セントラル 卒業
	1977年 バリ第6大学博士課程修了(理学博士)
	1977年 仏国原子力庁 ナトリウム炉研究
	1980年 ナトリウム炉構造力学グループリーダー
	1990年 加圧水型軽水炉技術課長
	1994年 核融合 トール スーブラ運転課長
	1996年 フェニックス安全性研究
	2000年 現職

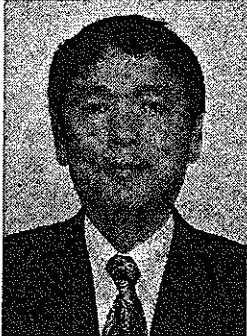
[技術報告]

	ルー ダオガン
	中国原子能科学院(CIAE) 副主任技師
	1988年7月 西安交通大学 原子力工学科 卒業
	1991年7月 中国原子能科学院 修士修了
	1995年9月 東京大学工学院工学系研究科博士課程(原子力工学専攻)修了
	1995年10月～1998年9月 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター博士研究員
	1998年10月 中国原子能科学院 中国高速炉研究センター 主任研究員、副主任技師

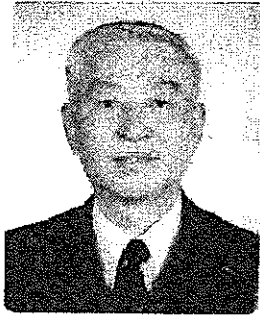
[技術報告・パネリスト]

	シム ユンスブ
	韓国原子力研究所(KAERI) 主席研究員(液体金属炉流動・計測制御系)
	1979年2月 ソウル国立大学原子力工学科卒
	1983年12月 ミシガン大学機械工学専攻博士課程修了
	1983年11月 韓国原子力研究所入所
	1986年 再装荷炉心熱水力設計課長
	1989年 加圧水型軽水炉原子力蒸気供給システム流動系設計課長
	1992年 革新炉流動系設計課長
	1995年 液体金属炉流動・計測制御技術開発計画課長
	2001年 現職

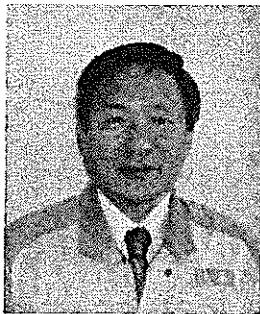
[技術報告・パネリスト]

	可児 吉男
	核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 副所長
	1976年 3月 東京大学大学院工学系研究科原子力工学博士課程 修了
	1976年 4月 動力炉・核燃料開発事業団 入社
	1989年 4月 同事業団 大洗工学センター技術開発部システム解析室長
	1996年 7月 同事業団 大洗工学センター基盤技術開発部長代理
	1998年 10月 核燃料サイクル開発機構 もんじゅ建設所改革推進 Gr. リーダー
	1999年 7月 同機構 大洗工学センターシステム技術開発部長
	2003年 4月 現職


[パネリスト]

	シュ メイ
	中国原子能科学院 (CIAE) 主任技師 (高速炉)
	1961年 清華大学原子炉工学科 卒業
	1961-1969年 中国原子能科学院の臨界装置で原子炉実験 高速炉開発研究及び全体設計
	1970-1987年 中国原子力研究所にて中国高速実験炉 (CEFR) の開発研究と 全体設を実施
	1987年-現在 CIAEにてCEFR技術課、設計、CEFR全体設計、FBR研究開発の 技術管理

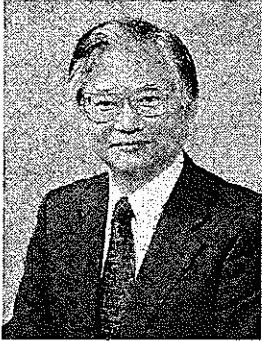
[パネリスト]

	岩村 公道
	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部長
	1976年 東京大学大学院工学系研究科原子力工学専攻修士課程修了
	1976年 日本原子力研究所入所、PWRの熱流動安全研究に従事
	1987年 工学博士学位取得 (東京大学)
	1989年 高転換軽水炉の限界熱流動実験に従事
	1994年 受動的な安全炉研究室長
	1996年 企画室
	1999年 将来型炉研究グループリーダー
	2002年 現職

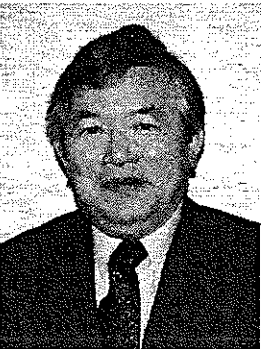
CHAIR PERSON

	<p>Ms. Junko OGAWA</p>
	<p>Executive Communicator, Public Relations Dept, The Japan Atomic Power Company President, WIN-Japan</p>
	<p>1975 Mar. B.A., Keio-Gijuku University, Faculty of literature 1975 Apr. - 1998 Sep., Japan Nuclear Fuel Company, Ltd. The final position was Manager, Public Relations Section</p>
	<p>1998 Oct. -, The Japan Atomic Power Company The present position is Executive Communicator, Public Relations Dept.</p>
	<p>2000 Apr. -, Created WIN-Japan, was inaugurated as President Committee: Member of Public Participation Meeting of Japan Atomic Energy Committee, etc.</p>


SPECIAL PRESENTATION

	<p>Dr. Shunsuke KONDO</p>
	<p>Chairman, Atomic Energy Commission of Japan</p>
	<p>1970 Mar., Ph.D.(Engineering) from The University of Tokyo, Nuclear Engineering 1971 Apr., Associate Professor, Department of Nuclear Engineering The University of Tokyo</p>
	<p>1984 Apr., Professor, Nuclear Engineering Research Laboratory The University of Tokyo</p>
	<p>1988 Apr., Professor, Department of Nuclear Engineering The University of Tokyo</p>
	<p>1995 Apr., Professor, Department of Quantum Engineering and System Science, The University of Tokyo (Change of Department's name)</p>
	<p>1999 Apr., Director, Research Center for Nuclear Science and Technology The University of Tokyo(Concurrent, ~2003 April)</p>
	<p>2004 Jan. 6th, Present position</p>

KEYNOTE ADDRESS


	<p>Mr. Takashi NAGATA</p>
	<p>Director, O-arai Engineering Center (OEC) Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)</p>
	<p>1971 Jul., B.S., the University of Tokyo, Nuclear Engineering 1971 Jul., Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation</p>
	<p>1992 Apr., Head of Structural Engineering Section, OEC/PNC 1996 Apr., Senior Staff, Monju Construction Office</p>
	<p>1999 Apr., Director of International and Technology Development Center, Tsuruga Head Office</p>
	<p>2003 Oct., Present position</p>

CHAIR PERSON OF PANEL DISCUSSION


	Dr. Hisashi NINOKATA
	Professor Research Laboratory for Nuclear Reactors Tokyo Institute of Technology
	1970 Apr., BA, Pure and Applied Sciences, the University of Tokyo 1977 Mar., Dr-Eng, Nuclear Engineering, the University of Tokyo 1977 Apr., Tokyo Electric Power Co. 1980 Jun., O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 1993 Mar., Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology

SPEAKERS

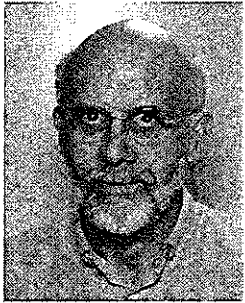
[Technical Session, Panelist]

	Dr. Ralph G. BENNETT
	Director, Advanced Nuclear Energy Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)
	1979, Ph.D., Massachusetts Institute of Technology, Nuclear Engineering 1979, Massachusetts Institute of Technology, Assistant Professor 1981, Foxboro Company, Section Manager 1985, Gillette Company, Group Manager/Principal Engineer 1990, INEEL, Manager, Nuclear Energy Technology 1998, INEEL, Director, Strategic Planning 2000, INEEL, Director, Advanced Nuclear Energy Also: Generation IV International Forum (GIF) Technical Director, and U.S. AFCI/Gen IV National Technical Director for Systems Analysis


[Technical Session, Panelist]

	Dr. Vladimir POPLAVSKIY
	Deputy Director General, State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering (IPPE)
	1960 Jul., Graduate Technological University of Tomsk, Power Engineering 1960 Aug., Enter as Engineer the Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk 1962, Researcher, Engineering Department on Fast Reactors 1967, Senior Engineer 1975, Senior Scientist 1979, Head of Laboratory of Engineering on Fast Reactors 1990, Director of Division of NPP 1995, Deputy Director General

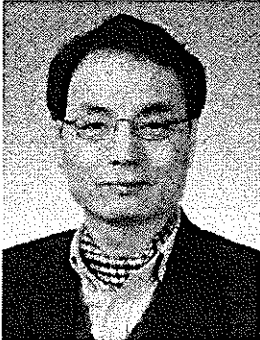
[Technical Session, Panelist]

	Dr. Jean-Louis CARBONNIER
	Head of Reactor Studies Department, CEA Cadarache
	1972, graduate Ecole Centrale de Paris
	1977, Doctorat es Sciences, Paris VI University
	1977, CEA, Sodium reactor studies
	1980, group leader: sodium reactors structural mechanics
	1990, head of service: PWR technology
	1994, Fusion: head of TORE SUPRA operating service
	1996, Phénix safety studies
	2000, present position

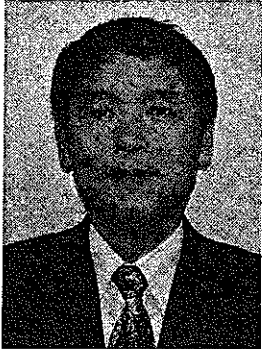
[Technical Session]

	Prof. Dr. Daogang LU
	Deputy Chief Engineer, China Institute of Atomic Energy (CIAE)
	1988 Jul., B.S., Department of Nuclear Engineering, Xi'an Jiaotong University
	1991 Jul., M.S., China Institute of Atomic Energy
	1995 Sep., Doctoral degree Department of Nuclear Engineering, the University of Tokyo
	1995 Oct. - 1998 Sep., Post-doctoral fellow, O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute
	1998 Oct., Senior scientist, deputy chief engineer, China Fast Reactor Research Center, China Institute of Atomic Energy

[Technical Session, Panelist]

	Dr. Yoon Sub SIM
	Principal Researcher, LMR Fluid and IC Systems Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI)
	1979 Feb., B.S., Seoul National University, Nuclear Eng.
	1983 Dec., Ph.D., the Univ. of Michigan, Mech. Eng.
	1983 Nov., Entered KAERI
	1986, Head of Dep't for Thermal-Hydraulic Reload Core Design
	1989, Head of Dep't for PWR NSSS Fluid System Design
	1992, Head of Dep't for Advanced Reactor Fluid System Design
	1995, Manager of LMR Fluid and IC Technology Development Program
	2001, Principal Researcher in LMR Fluid and IC Systems

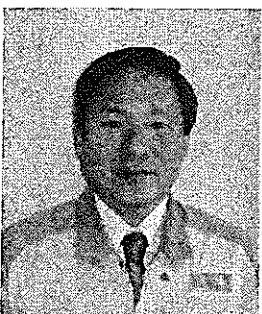
[Technical Session, Panelist]

	Dr. Yoshio KANI
	Deputy Director, O-arai Engineering Center (OEC) Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)
	1976 Mar., Complete graduate course (Doctor, Nuclear Engineering), the University of Tokyo
	1976 Apr., Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC)
	1989 Apr., Head of Systems Analysis Section, OEC/PNC
	1996 Jul., Deputy Director of Advanced Technology Division, OEC/PNC
	1998 Oct., Leader of Plant Modification Gr., Monju Construction Office, JNC
	1999 Jul., Director of System Engineering Technology Division, OEC/JNC
	2003 Apr., Present position

[Panelist]

	Prof. Mi XU
	Chief Engineer for Fast Reactor, China Institute of Atomic Energy (CIAE)
	1961, B.S., Tsinghua University for Reactor Engineering
	1961-1969, Reactor Experiments on Zero Power Facilities in the China Institute of Atomic Energy.
	1970-1987, Fast Reactor Development Study and Overall Design in China Nuclear Power Institute
	1987-, China Experimental Fast Reactor Technical Selections, Design Boundary Drawing up, CEFR Overall Design and FBR R and D Technical Administration in CIAE.

[Panelist]

	Dr. Takamichi IWAMURA
	Director, Department of Nuclear Energy System, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)
	1976, M.S., The University of Tokyo, Nuclear Engineering
	1976, Japan Atomic Energy Research Institute, Thermal-hydraulic experiments of PWR-LOCA
	1987, Doctoral degree from the University of Tokyo
	1989, Engaged in critical heat flux experiments of high conversion LWR
	1994, Head of Passive Safety Reactor Laboratory
	1996, Office of Planning
	1999, Group leader of Research Group for Advanced Reactor System
	2002, Present position

(3) 講演要旨

[特別講演]

- 我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け

原子力委員会 委員長

近藤 駿介

[基調報告]

- FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開

The direction of FBR cycle technology development and its perspective (英訳)

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター

永田 敬

[技術報告]

- (1) 米国における先進的核燃料サイクルイニシアチブと第4世代原子力システム (和訳)

AFCI and Generation IV in the United States

米国アイダホ国立工学環境研究所 革新原子力部長

Ralph G. BENNETT

- (2) 高速炉技術：現状と展望 (和訳)

FAST REACTOR TECHNOLOGY: CURRENT STATUS AND PROSPECTS

露国物理エネルギー研究所 副所長

Vladimir POPLAVSKIY

- (3) フランスにおけるガス冷却高速炉技術と関連した燃料サイクル (和訳)

Gas cooled Fast Reactors technologies and related cycle in France

仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長

Jean-Louis CARBONNIER

- (4) 中国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術 (和訳)

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

中国原子能科学院 副主任技師

Daogang LU

- (5) 韓国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術 (和訳)

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

韓国原子力研究所 主席研究員

Yoon Sub SIM

- (6) 日本におけるFBRサイクル技術開発

FBR Cycle System Development in Japan (英訳)

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長

可児吉男

[特別講演]

我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け

原子力委員会委員長

近藤 駿介

本日、ここで「我が国の原子力政策における高速増殖炉技術開発の位置付け」と題して講演する機会をお与えいただき、誠にありがとうございます。なお、以下の講演は委員会の見解ではなく、近藤個人の考え方をお話しするものであることをご了解いただきたく存じます。

原子力委員会は1月6日に「年頭の所信」を公表して、今後の原子力政策の基本姿勢を明らかにしました。ご存知のように、原子力基本法は、わが国における原子力の研究、開発と利用は、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、人類社会の福祉と国民生活の水準向上に寄与することを目的として行われるべしとしています。そこで原子力委員会はこの所信において、第一に、委員会がこれの民主的運営のために設立された組織であることに対して思いを新たにして、この目的を達成する政策を「民主的手続きなくして権威なし」を肝に銘じて策定・推進することとし、「広聴」を重視し、原子力利用の現場におられる市民、専門家を含む多方面の人々からその進め方について意見・提案をいただき、その上で、それらを踏まえて原子力利用の基本方針を決定し、それに基づく政策の策定・実施を関連行政機関に求め、民間にはそれに呼応することを期待するとしました。

また、第二には、委員会が政策を決定するにあたっては、国として大事にすべき原則を国民の意見を踏まえて明らかにし、提案された政策案がこれらの原則にどれだけ適合しているかを可能な限り定量的に評価して、採用すべき政策を決定するとしました。この国民が大事にする原則を現行の原子力長期計画から読み取ると、健康影響を受ける恐れが十分小さいことという安全性や、内外の事情によって自ら制御困難なエネルギー供給途絶等の事態が発生する可能性が小さいというエネルギーセキュリティ、エネルギー供給等のサービスが必要なときにいつでも利用できる安定性、そのサービスが国際的にみておかしくない値段で利用できる経済性、そのサービスが地域の自然環境や地球環境に悪影響を与えることなく供給されるという環境保全性などが考えられます。加えて最近の地方分権の議論も踏まえ、そのサービスを提供する組織や設備について自分達の仲間が決め、監視し、よいとしているという社会的正当性、自分の生き方にあっているという誠実性、そして、将来世代に「つけ」を残さないものであるという持続可能性なども重要になってきています。委員会としては、今後の各方面との意見交換を通じてこのリストを充実するとともに、それらの優先順

位や重みについても合意していく必要があると考えています。

所信の第三として委員会は、この数年のうちに発生した原子力施設における様々なトラブルの根本原因の考察に基づき、原子力利用に携わる者は、社会から信頼されるように、リスク管理をしっかりと行ってほしいとしました。人の活動は不確実な未来において何らかの目標を達成しようとするものですから、人が完全ではない故に過ちを犯すかもしれないし、その過程で自分で制御できないことに会うかも知れません。それにも関わらず原子力利用活動を継続できるためには、それらを可能な限り予測して、それがもたらす影響の大きさに応じて、その発生確率を下げたり、その影響を緩和する策を導入して、被害の発生する可能性を十分小さくする、いわゆるリスク管理活動を、確立された品質マネジメントシステムのもとで確実に行うべきであるのに、到底、知恵を尽くした活動がなされているとは言えないことに危惧の念を抱いたからです。

委員会は次に重要政策目標を掲げました。それらは、第1に、原子力発電が長期にわたって基幹電源であり続けるよう、その安全性、安定性、経済性、環境特性の維持・向上にむけて努力することを求めるとともに、合理的な核燃料サイクルシステムの実現を図ること、第2に、原子力エネルギー利用技術の一層の性能向上や利用分野の拡大を図る研究開発を、国際協力も活用して効果的かつ効率的に推進すること、第3に、放射線、核反応を人類社会の福祉と国民生活の水準向上及び科学技術の発展に効果的に利用する活動を推進するとともに、これに必要で効果的な研究開発及び教育を推進すること、第4に、人類社会の福祉の向上に役立つ原子力の研究、開発及び利用に関する国際共同活動、及び、相互裨益の観点に立った二国間及び多国間協力活動を推進すること、そして第5に、国際社会における原子力の平和利用の進展に寄与する、国際核不拡散体制の有効性の維持・強化に貢献することです。

ところで、経営学の教科書は、短期、中期、および長期課題への投資をバランスよくかつ効果的に行うことが持続的発展を目指す経営の要諦の一つとしています。ここで短期課題とは、現在利益を生み出している設備をできるだけ長く有効に活用するために効果的な創意工夫を見出し、これを施すことであり、中期課題とは、その設備の陳腐化に備えて、次に採用すべき革新的設備を選んで、それを実用に供するように準備しておくこと、そして長期課題とは、将来において利益を生み出す設備になるべき革新的設備の候補を探索して、これと思うものについて原型システムを開発して、実用化の問題点を把握することです。このような戦略は当然、国の政策設計においても有効であるはずであり、実際、私どもが第一の重点政策目標として掲げました「原子力発電が長期にわたって基幹電源であり続けるよう、その安全性、安定性、経済性、環境特性の維持・向上努力を求めると」というのは、まさしくわが国原子力界の短期課題に位置づけられるものであります。

アジア地域を中心とした今後のエネルギー需要の伸びや我が国の海外石油に対する高い依存度及び石油供給の高い中東依存度を踏まえると、エネルギーの安定供給の確保のためには、国産エネルギー等エネルギー源の多様化等が必要とされていますが、原子力発電所は海外からの燃料調達事情が急変しても電力供給を継続できますし、現在、わが国のエネルギー自給率は20%ですが、原子力を除くと4%にしかならないことからして、原子力発電はまさしく「エネルギーの安定供給の確保」に大きく貢献しています。したがって、この点から今後に求められることは、あらゆる機会を通じて原子力発電の寄与を増大するべく、新增設活動を継続するとともに、既設プラント性能の向上や寿命の延伸に向けて努力することです。

また、環境制約の観点からエネルギー技術に求められるのは、NOx、SOxのみならず、地球温暖化問題を悪化させないよう温室効果ガスを排出しないことです。このため、エネルギーセクターにおいては、省エネルギー対策に取り組んで消費の増大を抑制しつつ、非化石エネルギーの利用を促進することが効果的とされています。原子力発電は非化石エネルギーの代表的技術としてNOx、SOxは勿論、温室効果ガスであるCO₂の排出量がきわめて小さいのですが、風力や太陽光発電と違って放射性廃棄物を発生するので、環境に負荷を与える技術だと批難される方がいます。しかしながら、私どもの足元の地中には環境放射線や地熱の原因となっている大量の放射性物質があるにも関わらず、地上に住む我々は長く生存してきているのですから、適切な工夫をすることによって、人類が経験している現在の自然放射線環境に変化をもたらさないように放射性廃棄物を地中に処分することは十分可能であり、このことを確実かつ着実に実施していくことによって、原子力発電は環境制約に適合するものであり続け得ると判断しています。

一方、原子力発電所やその燃料サイクル施設には大量の放射性物質があるので、それを安全に管理するのは困難ではとの意見を耳にすることがあります。しかしながら、原子力発電所の安全設計においては、人間の過誤や設備の偶発故障が起きることを前提に、それによる異常が過度に進展しないよう、異常の早期発見や状態監視に基づく異常の時宜を得た治療の機能を設置するとともに、異常が過度に進展した場合に備えて、その影響を緩和する機能を設置するのが普通であり、その結果、これまでのところ、確かに過誤や偶発故障は予想通り発生していますが、いずれもこうしたアプローチを採用しているおかげで、重大な事態に発展しないうちに発見され、対策が講じられています。そこで、この方針を維持して原子炉等の施設が設計・建設・運転される限りにおいて、周辺公衆のリスクは引き続き低い水準に維持されるということができま

また、安定性に関しては、軽水炉発電所は、点検、補修、交換等の保全活動を適切に行うことにより、外部条件に左右されることなく、50年以上にわたって安全かつ

計画的に電力供給が可能ですし、前にも申し上げましたように、人間の過誤や偶発故障は必ず起きますが、異常の早期発見、状態監視に基づく異常の時宜を得た修復を行うことにより、安全・安定運転が可能であることは実証されています。しかしながら、定常状態を維持していくことはそう簡単ではありません。人は創意工夫が大好きですから、システムの状態が安定していると、何か変わったことを考えたくなるからです。それが結果を伴わない手抜きであることもあります。それが異常修復ルール違反であったり、それにより異常の過度な進展に至ってしまうと、地域社会の信頼を失い、運転継続や停止後の運転再開が難しくなり、電力供給施設としての信頼性を損ねることになります。したがって、常に厳格な品質保証活動を行うとともに、新知見をふまえてルールの見直しをタイムリーに行うなど従業員の創意工夫を促す職場環境を維持することが安定運転には欠かせないことを経営者は知るべきでありましょう。

次に、原子力発電の経済性ですが、世界各地の状況を調べますと、天然ガスを産出し、あるいはこれをパイプラインを通じてスポット価格で購入できる国では、原子力発電より天然ガス火力発電の方が経済性がよいようです。ところが、我が国の場合、天然ガスは液化して海外から輸入されるので、利用端では国際相場と比べて値段が高く、したがって原子力発電と天然ガス火力は経済性に差がないといってよい状況です。ただ、近い将来、北方から我が国に向けて天然ガスがパイプラインで供給されるようになりますと、液化が不要になりますから、その価格が国際水準に低下する可能性があります。したがって、原子力界は、その時期の到来に向けて、原子力発電の経済性向上に向けて努力する必要があることを忘れてはいけません。

これに関連して、原子炉のバックエンド事業をどのように推進するべきかについても議論があります。原子炉から排出される使用済燃料にはプルトニウムなど燃料に使える成分が含まれていますが、現在のウラン価格では、再処理で回収したものをを用いて作る燃料はコストが高いからです。このことから、欧米では使用済燃料を再処理しない方針を採用している国が多いことを理由に、わが国でもそうしてはどうかという提案もあります。しかし、我が国はウランを産出しないこと、いずれウラン価格は上昇すること、有用成分を回収利用すると地中処分すべき高レベル放射性廃棄物が少なくなること、この費用を入れてもいまのところ天然ガス火力発電所と比較して遜色のない経済性を達成できる見込みがあることから、電気事業者はこの技術を実用規模で利用し始めるという方針を選択しており、原子力委員会は、これを適切としてきております。

なお、先に述べた事業者によるリスク管理活動および品質保証活動の充実もまた、自由化時代の原子力発電にとってきわめて重要な短期的課題です。すでに申し上げましたように、未来は不確実ですから、常に危機の発生に備えて、事前、事中、事後の危機管理を十分に行うべきです。具体的には、1) 過誤や偶発故障が発生したときの

最も合理的な取り扱いをそのリスクに対する影響の大きさに応じてあらかじめ決めておき、実際にそれが発生した際には、それに従って措置すること、2) たとえ過酷な事故が発生したとしても、被害の発生を大幅に抑制できるよう、そのとき取るべき措置をあらかじめ知恵を尽くして準備し、適宜に発動できるようにしておくことが肝要であり、併せて、経営者は、品質（安全）目標が満たされるという信頼感を顧客（国民、地域社会）に提供できることに焦点を当てた品質保証活動を充実する必要があります。この品質保証活動は、品質マネジメントシステムを確立して目標、ルール、マニュアル、手順を文書化し、実施し、目標が満たされていることを確かにし、それらを利害関係者に説明するとともに、その有効性の改善を継続的に図るものですが、これは事業経営に対しても適用されるものです。

特に、バックエンド事業に関しては、これから、再処理工場の立ち上げ、MOX 燃料の製造、その再処理技術の実用化、そして事業の推進に伴って発生する放射性廃棄物の実用的な処分技術の確立など多くの課題を解決していかなければなりません。これらをタイムリーに解決することができるかどうかは原子力発電の持続的利用の成否を支配しますから、関係者の責任ある行動が求められます。が、そこには様々な不確実性があります。これらに係るリスクを分析し、事業リスクを合理的な水準に抑制できる対策を整備し、事態の進展に応じてこれらを見直していく事業リスク管理活動が高い品質で遂行されねばなりません。

さて、それでは、原子力のエネルギー利用における中期課題はなんでしょうか。この活動が目指すべきは、いわゆる次世代炉をいつでも実用に供することができるように準備することです。これは ABWR や APWR としてすでに建設できるようになっています。しかし、これの炉心特性を新しい環境に合わせて、たとえば全炉心に MOX 燃料を装荷するにしても、よりプルトニウムの消滅率を上げるなどの技術がプルトニウム管理の観点から合理性を有すると判断される可能性もありますから、これらをいつでも採用できるように準備することも、これらの一層の経済性向上努力と併せて継続して行われねばなりません。

委員会が重要政策目標②にとりあげた、原子力エネルギー利用技術の一層の性能向上や利用分野の拡大を図る研究開発を、国際協力も活用して、効果的かつ効率的に推進することには、上の中期課題に加えて、人類の持続可能な発展に対する原子力発電の役割を確かなものにする技術、廃棄物の蓄積で将来世代が希望を満たせないほどに環境が変ってしまうことのない技術、そして資源制約が小さく、将来世代も引き続きエネルギー供給技術として使える技術を探求して、その実用化に備えるという長期課題も含まれます。そして、この長期課題に分類される主要な課題のひとつが高速増殖炉（FBR）とその燃料サイクル技術の開発です。というのは、この技術は、1) 冷却材にナトリウムを用いているために高い熱効率を実現できる、2) 豊富な高速中性

子を活用してウラン資源を無駄なく利用できる、3) 超ウラン元素を分離回収して燃料とすることにより、高レベル放射性廃棄物の放射能を小さくして地層処分の負担を軽減できる、可能性を有しているので、原子力エネルギー技術に一層の性能向上をもたらし、人類の持続可能な発展に貢献する潜在的可能性が高く、将来において人類が採用するエネルギー供給技術の有力な選択肢になり得るからです。

ところで、新技術はいくつかの段階を経て実用化されるといわれています。具体的には、まず、基礎研究段階があり、ついで、それらの成果である知識基盤の上に、新技術の概念が生み出される概念創出段階があります。この段階の成果は、商業的価値のある技術概念の発明であり、ここでこれが特許化されます。それから、この概念に基づく革新的製品を開発し、その特性を実験室で特定し、その市場規模の見定めを行う初期技術開発段階が続きます。この段階の成果は実験・原型システムの実現です。ついで、狭いながらもそれが優位性を有する市場の一角（ニッチ市場と呼ばれることが多いのですが）に向けてその革新的製品が生産され、利用インフラの整備が開始される製品開発・導入段階がきます。そして市場環境が整備されると、本格的にその技術が普及する生産/販売段階に至ります。

このうち紙上の概念が実用技術候補として姿を現す初期技術開発段階は、かつて東大学長を勤められた吉川弘之先生が「悪夢の時代」よび、科学技術政策の文献では「死の谷」とか「ダーウインの海」と呼ばれ、資金を集め、生きながらえるに苦勞する段階です。概念の提出時には「夢の技術」ともてはやされたアイデアがなかなかものにならないということで人々から見放されたり、からかわれたりしながら、熱意をもった人々によって様々な工夫とその失敗が繰り返される、数十年間も続く期間です。そこで生き物の自然淘汰の現象に似た技術の進化の過程が繰り返され、これを生き残って製品化の岸にたどり着く技術が生まれたとき、開発は次の段階に移行するのです。

ところで、その成果が広く公開され各界で利用されることになる学術基礎研究活動に国が投資することは公益性の観点から問題がありませんが、この初期技術開発段階に国が投資を行うべきかどうかについては、いろいろな考え方があります。否定的な見解としては、それは特定の技術の開発に投資することを意味するから、結局、市場におけるテストを前に国が特定の技術を選ぶので市場の競争条件を歪めることになる、つまり政府の失敗の恐れがあるというものです。しかし、多数説は、1) ハイリスクだが、公共性が高くハイリターン予想される革新技術の初期技術開発、2) 多くの製品やサービス技術にその実用のためのインフラストラクチャーを提供するシステム技術の開発、3) 分野を横断して利用される可能性が大きい有望革新技術の開発に限っては、公共の利益があるにも関わらずその果実を十分に収穫できないことをもって民間が投資しないから過少投資になりがちなので、国が投資するべきとします。

この点で、高速増殖炉とその燃料サイクル技術は、1) 将来のエネルギー安全保障のみならず、人類の持続的発展に貢献するハイリターン技術となる可能性が少なくない。2) この初期技術開発段階は、新材料・新概念の機器・設備、それに相応しい規格の開発など複雑で多分野を総合する技術開発を必要とするから、所要金額が企業の開発投資能力を超えている、3) それを利用するためのサービス機能や訓練等のインフラ整備に時間が掛かることなどの理由から、その初期技術開発段階に国が投資することは妥当とされています。わが国で、これまでに合計約1兆5千億円を投入して、常陽、もんじゅの設計、建設、運転及び関連する燃料サイクル技術の研究開発を実施してきたのはその所以にほかなりません。

ここで、簡単に我が国の高速増殖炉開発の歴史を振り返ってみますと、その基礎研究が1960年代前半日本原子力研究所によって開始され、1967年10月に国のプロジェクトとしてその研究開発を行うことが決定されて、この活動を担う動力炉・核燃料開発事業団が設立されました。そして、この事業団の手によって高速実験炉「常陽」の建設が行われ、1977年4月に初臨界が達成され、以来、主として炉心の改良が行われて、現在は世界最高水準の照射場を提供するマークⅢ炉心を有するに至っています。また、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」は、事業団における高速増殖炉工学の総合的研究開発を経て1985年10月に着工され、1994年4月に初臨界を達成し、1995年8月に送電を開始しました。しかし、この年の12月に二次系でナトリウム漏えい事故が発生し、この事故の取り扱いに関して人々の不信をかって改良作業を施すことができないままに長い時間が経過し、最近に至り、ようやく改良方策についての工事計画の認可を得たところ、2003年1月には名古屋高裁において設置許可処分を無効とする判断が下され、国は現在、最高裁に上告しているところです。今後は、裁判の行方に注目しつつ、地域社会の理解を得ながら、ナトリウム漏洩対策工事を実施して運転を再開し、信頼性のあるナトリウム冷却発電炉技術の確立を目指すことが予定されています。

プルトニウムとウランとの混合酸化物(MOX)燃料の製造技術については「ふげん」「常陽」「もんじゅ」の燃料製造を通じてこれを確立し、現在は、民間の軽水炉のプルサーマル用のMOX燃料製造工場の計画に技術支援を行う傍ら、より経済性の高いFBR燃料技術の核として様々なアイデアを探索し、実用化について検討しています。また、この燃料の再処理技術については、「常陽」の燃料の再処理を試みて成功し、今は実用的な再処理技術の候補として先進湿式再処理や、乾式再処理技術の研究開発を行っています。併せて、FBRサイクルの実用化戦略調査研究を行って、市場競争力のある技術ができるかをサーベイしているところです。

なお、これらの研究開発活動に関しては、様々な国々と協力活動を展開しており、今日の会合におきましても、このあといくつかの国からの専門家と技術討論がなされ

ます。原子力委員会としては重要政策目標の4番目に人類の社会の福祉の向上に役立つべしという原子力基本法の目的を達成する観点から、国際共同活動とか2国間、多国間協力活動を積極的に推進すべしとしました。FBR開発は人類社会の福祉の向上に役立つこと、その解決に諸国と共同投資を行っても、短中期の商業的利益を損ねることはなく、他方、研究開発の経済性、政治的産業的なつながりの強化の点で相互に利益が大きいので、可能な限りその国際共同作業の実施を追求するべきであり、今日の催しはまさしくそうした目標に応えるものと考え、この会議の成功をお祈りし、その準備にご尽力されました関係者にこの機会に深く敬意を表したいと思えます。

ここで、このFBR研究開発の今後をどうするかについて私見を申し上げます。私は、民間には開発できない高度の技術を開発、普及させるためのこの国のイニチアティブとして、このFBR研究開発活動の目標と到達点をどうするのが適切かは、常に問い続けられるべきと考えています。上に紹介した実用化戦略調査研究は、国民の大事にする原則を満たす革新技術に至りつくためのダーウインの海の地図を描こうとするものでしょう。したがって、この問答においては、まずは「そこで国民が大事にする原則に適合する革新技術が誕生したといえるか？」と問いましょ。そして、この問いに対する答えがイエスなら、それを売り出す民間企業がいるかと問い、いなければ、市場整備を行うために政府が実証に乗り出すべきかどうかを判断します。新技術が市場性を有するには、技術のみならず、それを生み出す技能と経験、それを生み出す生産、試験施設、そして経営と組織が必要であり、これは実証活動を通じて整備すべきだからです。

一方、最初の問いに対する答えが否の時は、「今後、この海を泳ぎまわっていて市場性のある革新技術が誕生する可能性があるといえるか」と問い、答えがイエスなら、その誕生へのロードマップを求め、同等の公共性を有する革新エネルギー供給技術候補を生み出す活動と比較しつつ、これを競争力の点で誤った勝者を選ばないことに留意して吟味して、比較優位性が認められる限りにおいて、できる限り民間の費用分担を求めつつ、このダーウインの海で実証段階へ移行可能な技術探索活動を継続させることとなります。この探索には実用化に動機付けられた大学と国研での基礎研究が有用ですから、相互裨益のネットワーキングをより強化することも求めることになると思えます。

ここで強調しておきたいことは、この実用革新技術探索活動を多面的に行い得るためには、この技術が国家利益にとって枢要であること、そして、この探索を国の事業としてそのように実施することについての広範な政治的支持が必須だということです。もちろん、原子力委員会にはこの研究の定期的評価に基づいて、この活動の枢要性を説明していく責任があるわけですが、実施者自らも、その活動にいかなる困難をも乗り越える決意を裏付けるほとばしる熱意・熱情を、実用化すべき技術の姿のみ

ならず、その進め方についても、広範な国民の理解と支持が得られているかどうかを絶えずクールにチェックし、必要なコミュニケーション活動を行うプロジェクトリスク管理活動にも振り向けることを忘れないでいただきたいと考える次第です。

最後に、やや話題が飛びますが、このFBR研究開発活動をめぐる外部環境として常に気配りを忘れてはならない核不拡散体制をめぐる最近の動きについて、所見を述べたいと存じます。ご承知の方が多いと存じますが、昨秋にはエルバラダイ IAEA 事務局長から、今月にはブッシュ大統領から、このことをめぐって新しい提案が国際社会に向けてなされています。たとえば、ブッシュ大統領は、1) 拡散安全保障イニシャティブ (PSI) の拡大、2) 国連安保理による不拡散決議案の迅速な採択、3) G8 グローバルパートナーシップ適用範囲の旧ソ連諸国以外の地域への拡大、4) NPT の抜け穴の遮断のため、民生用燃料の提供保証を通じて新たな国の核兵器製造に転用される得る核物質製造 (濃縮・再処理) への参入防止、5) IAEA 追加議定書署名の義務化、6) IAEA 理事会の下に保障措置・検証特別委の設置、を提案しています。

NPT 締約国である我が国は、国際社会における原子力の平和利用の進展に寄与する、国際核不拡散体制の有効性の維持・強化に貢献するとの方針に則って今後とも、機会ある毎に、NPT 非加盟国に対して加入の重要性を説得することや、追加議定書の締結・履行を呼びかけていくことにしているところ、これらの提案を、この方向にモーメンタムを与えるものという点で、評価します。また、今般、パキスタンの核関連技術流出に関する調査、また、リビアによる大量破壊兵器の放棄決定等の結果、広範な国際的な「闇市場」における活動が具体的に明らかになりつつあるところ、これらの情報は当然、今後の内外の不拡散政策に反映されるべきであり、特に、国際的な不拡散枠組みがあつたにも係わらず、このような「闇市場」を通じた拡散が行われたことは深刻に受け止めるべきで、国際不拡散体制の一層の強化のために関係国と協力して適切な措置を講じるべきと考えます。ただし、これらを超えて核保有国と非保有国等の差別を一層深くし、あるいは主権を制限する国際的制度によって核不拡散の目的達成を行おうとする場合には、NPT 上不当な制約でないことを確認した上で、そのフィージビリティや費用効果比を十分に吟味する必要があると考えています。

以上、わが国の原子力政策との関係においてFBR研究開発活動について現在私が考えているところの一端をお話させていただきました。終わりにあたって、ご清聴を感謝申し上げますとともに、本日のシンポジウムが実り多いものであることをご祈念申し上げます。

[基調報告]

FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター
永田 敬

1. FBR サイクルとその意義

エネルギー資源の約 80%を輸入に頼るわが国にとって、原子力開発利用はエネルギーの安定的確保と地球環境の保全の両面から重要であり、使用済燃料をリサイクルしウランやプルトニウムなどを分離・回収する「核燃料サイクル」の実用化が期待されている。

「核燃料サイクル」には、軽水炉サイクルと FBR サイクルとがあり、軽水炉サイクルは既に実用段階にあって、日本原燃が青森県六ヶ所村で再処理工場の建設と MOX 燃料加工工場の建設準備を進めている。一方、FBR サイクルは、未だ開発段階にあるが、ウラン利用効率を数十倍にして確認済みのウラン資源だけでも今後千年単位でエネルギーを供給するとともに、超ウラン元素や長寿命核分裂生成物を積極的にリサイクルし放射性廃棄物を数百年程度で天然ウランの水準にまで抑制するといったポテンシャルを持っている。

2. 日本の FBR サイクル開発の現状

わが国初の高速炉として、「常陽」は、1977 年 4 月に初臨界を達成して以来、四半世紀に渡り順調な運転を続け、その間、増殖性能の確認、FBR プラントの運転・保守技術の習得、燃料製造技術の習得、「もんじゅ」や実用化を目指した燃料・材料の開発等の成果を挙げるとともに大学等の外部の利用にもあててきた。2003 年 11 月 27 日には照射性能を 4 倍に向上させる改造工事(MK - III計画)を終え、本年 2004 年からは本格的に照射試験を再開し、世界最先端の燃料や材料の開発等を継続的に進めようとしている。

「もんじゅ」は 1994 年に初臨界を達成したが、試運転中 1995 年 12 月に 2 次系ナトリウム漏えい事故が発生し、現在停止している。事故直後の原因究明・再発防止策の検討・安全総点検から、改造工事許認可取得に必要な作業など、現在に至るまで大洗工学センターを含め全社一丸となって 1 日も早いその運転再開を目指し努力を続けている。

燃料製造については、「ふげん」、「常陽」及び「もんじゅ」用の燃料製造を通して、MOX 燃料製造技術の開発を進めてきた。開発は着実かつ成功裏に進み、これまでに東海事業所で製造した約 1500 体の燃料集合体を使用してきたが、一体の破損もなく健全に利用してきている。

また、東海再処理工場で培った軽水炉使用済燃料の再処理経験を活かし、FBR 使用

済燃料再処理技術の開発も進めている。

3. 世界の動向と今後の FBR 開発

我が国では、1999年7月より、核燃料サイクル開発機構と電気事業者が電力中央研究所、日本原子力研究所、大学、メーカーなどと協力し、2015年頃に実用化技術体系を確立することを目的に「実用化戦略調査研究」を開始した。そのフェーズⅠとして、2001年3月までには革新的技術を含む幅広い技術的選択肢の検討・評価を行い、有望な実用化候補概念を抽出した。2001年4月からは、そのフェーズⅡとして5ヵ年計画で第2段階の検討を進め、現在その中間とりまとめを行っている。

今後の研究開発計画は、現状に則しアカウンタビリティを備えた計画として中間とりまとめに対する外部のご意見をいただきつつ作成していく。今後の計画の中では、「もんじゅ」を1日も早く運転再開し、FBR発電プラントとしての技術実証やナトリウム技術の確立を経て、実用規模の高速炉炉心として活用していくことが重要な役割を持つ。

FBR開発の世界的動向について、急増するエネルギー需要に対応する手段としてロシア・中国・インドで旺盛な開発意欲が示される一方、欧米先進国では一時開発が停滞する傾向も認められたが、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)など、地球環境保全と両立し得るエネルギー供給策として、原子力エネルギー利用とそこでの燃料サイクル技術を改めて重視する動きが近年注目される状況になってきている。

サイクル機構としては、こうした新たな潮流も考慮に入れ、国際協力を活用したFBRサイクル技術開発を追求していく予定である。

4. おわりに

原子力開発利用に係る事業が、社会、とりわけ立地地域の理解と支援なくして行い得ないことは今更いうまでもありません。わたしたちは、地域社会の一員としての責務を果たしつつ、「水と緑を愛し」つつ「原子の火を育てる」とする大洗町民憲章の理念に基づきFBRサイクル技術の実用化を目指した開発を進めていきたいと考えている。

[KEYNOTE ADDRESS]

The direction of FBR cycle technology development and its perspective

Takashi NAGATA

O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)

1. FBR Cycle and its importance

In both stand points of stable energy supply and maintaining environment, the development of nuclear power energy is important to our country who imports approximately 80% energy resources. Hence, the commercialization of the nuclear fuel cycle which reprocesses spent fuels in order to separate and recover uranium and plutonium.

There are two nuclear fuel cycles, light water reactor (LWR) and fast breeder reactor (FBR) cycles, which use light-water reactors and fast-breeder reactors, respectively. The LWR cycle is in a practical stage, and Japan Nuclear Fuel Limited is constructing a commercial reprocessing plant and a MOX fabrication plant at Rokkasho in Aomori prefecture. On the other hand, the FBR cycle is in a development stage. However, it can increase the efficiency of uranium utilization up to several ten times of LWR cycle, and can supply energy for more than thousand years using the discovered uranium resource. Furthermore, it has a capability to recycle TRUs and LLFPs positively and to decrease the radio-toxicity of radioactive wastes to the level of natural uranium within several hundred years.

2. Status of FBR Cycle Development in Japan

The "Joyo" as a first fast reactor is in operation successfully for 1/4th centuries since the first criticality in April 1977. It has been used for the plural objectives such as the confirmation of breeding characteristics, the mastering the FBR operation, the inspection technology and the fuel fabrication technology. Furthermore, it has contributed to develop fuels and materials for "Monju" and future commercial reactors, and also for use of outside organizations such as universities. The MK-III program that is the renovation of "Joyo" in order to increase the irradiation capability up to 4 times was finished on 27th November 2003, and the irradiation test is re-started in 2004 in order to develop advanced fuels and materials.

The "Monju" reactor achieved the first criticality in 1994. However, it stops by the sodium leak accident from a secondary loop occurred in December 1995. All staffs in JNC are making efforts to restart it as soon as possible by investigating thoroughly the cause of the leak, discussion of countermeasures to prevent the accident, and checking up the safety of the whole plant just after the accident and by doing necessary works for obtaining the application to change the design and work plan.

In terms of fuel fabrication technologies, the development of the MOX fuel was developed through the experiences of "Fugen", "Joyo" and "Monju". The development is successfully conducted and approximately 1500 fuel assemblies fabricated in the Tokai Works were loaded and used in these reactors without any single failure.

The technology of reprocessing for FBR spent fuels is developed on the basis of the experience of reprocessing for light water reactors at the Tokai Works.

3. Trend of Nuclear Power in the World and FBR Development

In order to establish the technology for commercialization by around 2015, JNC and utilities in Japan have started a feasibility study (FS) from July 1999 with the cooperation between CRIEPI, JAERI, universities, makers, etc. In phase-1 of FS, promising conceptual candidates were extracted in March 2001. The next five year plan called phase-II was started from April 2001, and an intermediate report of phase-II is under compiling now.

From now on, the R&D program which conforms to reality is planned as a program with accountability, taking into account of comments about the above compilation. In the future plan, it is important to re-start "Monju" reactor as soon as possible and use the reactor as a commercial scale fast reactor core via the demonstration of technologies for a FBR electricity generation plant and the establishment of sodium technology.

In fast reactor development, Russia, China and India show their enthusiasms of development. In developed western countries nowadays, the development of nuclear energy has stagnated in a certain period; however, the Generation-IV International Forum (GIF) attaches great importance on the utilization of nuclear energy and the establishment of nuclear fuel cycle.

JNC is going to seek the development of the FBR cycle technology applying international cooperation and taking into account of the current tendency.

4. Conclusion

It goes without saying that the business relating nuclear development and utilization cannot be conducted without understanding and supporting of the society particularly the region of construction site. As a member of the local society, we would like to develop the commercialized FBR cycle technology according to the philosophy of the charter of O-arai town such as "raising nuclear power" loving clean water and plants.

【技術報告】

米国における先進的核燃料サイクルイニシアチブと第4世代原子力システム

米国アイダホ国立工学環境研究所

ラルフ G. ベネット

本講演では、米国エネルギー省が主宰する国内向けの2つのリーディングプログラム、すなわち先進的核燃料サイクルを含む次世代原子力システムの開発の現状について述べる。「第4世代原子力システム計画」は、先進的原子力システムの開発と実証をその目的としており、安全性、持続可能性、環境適合性、経済性、核拡散抵抗性を兼ね備えた信頼することのできるエネルギーの確保という、将来の需要を満たすためのものである。「先進的核燃料サイクルイニシアチブ」は、安定性、長期性、環境適合性、経済性、及び政治的観点のいずれにおいても受容されうる先進的核燃料サイクルへの移行を可能とするための技術の開発と実証をその目的としている。本講演では、国際協力プログラムの現状についても紹介する。

[Technical session]

AFCI and Generation IV in the United States

Dr. Ralph G. BENNETT

Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)

This presentation will consider the current status of the two leading programs of the U.S. Department of Energy to develop next generation nuclear energy systems, including advanced fuel cycles, for the U.S. The Generation IV program is aimed at developing and demonstrating advanced nuclear energy systems that meet future needs for safe, sustainable, environmentally responsible, economical, proliferation-resistant, and physically secure energy. The Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) is aimed at developing and demonstrating technologies that enable the transition to a stable, long-term, environmentally, economically, and politically acceptable advanced fuel cycle. The presentation will also focus on the status of international collaborations of the programs.

[技術報告]

高速炉技術：現状と展望

ロシア物理エネルギー研究所
ポプラフスキー ウラジミール

1950年代の終わりに形成された高速炉発電プラント概念は、3ループの熱除去システムおよび蒸気タービンを有し、ナトリウムを冷却材に使用したものであった。

今までにナトリウム高速炉技術は、(いろいろなオプションで) 10カ国で経験されてきた。この間、30基の実験炉、実証炉、実用炉が開発された。この中で18の原子炉が建設された。世界での高速炉の総運転時間は、300炉年に及ぶ。

高速炉の基本特性、特に燃料増殖性能は、実験的に確認された。研究は、フェニックス炉、BN-350で行われ、その他の炉でも増殖比の設計値の確認が行われた。

ロシアの高速炉(BR-10, BOR-60, BN-350, BN-600炉)で実証された主要機器の長い寿命、稼働率(22年間のBN-600の平均値は74%)、低い被ばく線量(BN-600従業員の集積線量は、0.3人・Sv)、事故管理で得た経験と補修技術の高度な習得等、これらは運転信頼性、安全基準の観点から、ナトリウム高速炉技術が実際に習得されてきたことを示している。一方、高速炉の建設費は、軽水炉に比べて高くなっている。したがって、今日における高速炉技術の最も重要なものは、競争力を確実にすることである。

ナトリウム高速炉の現状は、ベロヤルスク発電所4号基BN-800炉を建設することが重要となっている。BN-800炉の設計は、BN-600炉で使用された基本手法と長年の運転で得られたすべての経験を引き継いでいる。一方、安全性と競争力を高めるためのいくつかの革新的な取組みがBN-800炉の設計には取り入れられている。

近い将来の見通しとして、ロシアや他の国での高速炉(BR-10, BOR-60, BN-350, BN-600, Phenix, Superphenix)の設計・運転経験の分析やBN-800, BN-1600, PFRの設計によって、ナトリウム高速炉技術が、技術的、経済的、そして安全パラメータの更なる向上に対して、非常に多くの余地があることが分かった。

技術的な改善の主な分野は、次の通りである。

- ・ 原子力発電所熱特性の改善(高温ナトリウムと超臨界蒸気圧の使用)
- ・ 燃料燃焼度の向上(高耐照射材料の使用)
- ・ 受動的な作動原理に基づく工学的安全系と組み合わせた固有の安全特性の効果的な使用
- ・ 冷却系統合と機器合体の増進(原子炉と蒸気発生器)
- ・ 燃料取替え機器および補助システムの単純化
- ・ 炉寿命の延長

上記の提案を考慮することによって、ロシア原子力省（MINATOM）で改良大型ナトリウム冷却炉 BN-1800 の設計に着手された。予備評価の結果、技術および経済性の改善を狙って提案された設計取り組みが高い効率を有することが確認されている。

表1 ナトリウム高速炉の比較

諸量	BN-600 運転中 (BNPP)	BN-800 建設中 (BNPP)	BN-1800 概念設計
出力, MW			
- 熱	1470	2100	4000
- 電気	600	880	1780
技術的・経済的特性 (BN-600 に対して)			
- 物量比 (t/MWe)	1	0.7	0.33
- 建設費比 (1991 年のループル/kWe) (1基あたり)	1	0.9	0.48

ロシアでは、BN-800 炉がペロヤルスク原子力発電所のサイトで建設中である。ペレットとバイパックの2つのタイプの燃料がこの原子炉に使われる予定である。BN-800 の燃料サイクルの概念には、原子炉が閉鎖にいたるまでの開発手順が含まれている。

このような視点から、BOR-60、「常陽」、BN-600、BN-800、「もんじゅ」を用いて、閉じた燃料サイクルの主要点を開発する共通の計画を準備することが非常に有益であると思われる。

近年、高速炉に鉛、鉛-ビスマス合金のような重金属冷却材の導入を狙った多くの研究開発が行われてきた。SVBR-75/100 と BREST-OD-300 がその例である。この冷却材は、水と空気中の酸素に対して化学的に不活性であり、安全系を単純化することが容易である。しかしながら、原子炉技術はさらに複雑なものになり、これが有効であるかは、実験炉を用いて検証される必要がある。

[Technical session]

FAST REACTOR TECHNOLOGY: CURRENT STATUS AND PROSPECTS

V. POPLAVSKIY,
State Scientific Center of the Russian Federation
Institute for Physics and Power Engineering

The temper of NPP with fast reactors that was formed by the end of 1950-ies, implied the use of sodium cooled fast reactor (SFR) with three-circuit heat removal system and steam turbine cycle.

By now, SFR technology has been mastered (to various extent) by 10 countries. During this period, 30 designs of experimental, demonstration and commercial reactors have been developed. Out of these, 18 reactors have been constructed.

Total time of fast reactor operation all over the world is 300 reactor-years.

The basic property of fast reactors, namely: their capability of fuel breeding was confirmed experimentally. Studies performed on Phenix, BN-350 and other reactors confirmed design value of breeding ratio.

High lifetime of the main components of fast reactors demonstrated by the Russian fast reactors (up to 300 th. hours – operating experience of BR-10, BOR-60, BN-350 and BN-600 reactors), load factor (average value of the BN-600 reactor for 22 years of operation is 74%), low radiation dose rates (collective dose rate of the BN-600 personnel is within 0.3 man.Sv), positive experience gained in accident control and high degree assimilation of repair technologies – all these factors provide the basis for the statement that SFR technology has been practically mastered with respect to operating reliability and safety criteria. On the other hand, specific capital cost of fast reactors is higher as compare to that of LWR.

Therefore, the most important task related to this nuclear technology today is to assure its competitiveness.

On the current stage of SFR technology development, construction of 4th power unit of Beloyarskaya NPP with the BN-800 reactor is of high importance.

BN-800 reactor design inherits all basic approaches used in the BN-600 reactor and, hence, the whole experience gained for many years of the BN-600 reactor operation. On the other hand, some innovative approaches have been used in the BN-800 reactor design in order to improve SFR safety and increase their competitiveness.

As regards near-term prospects, analysis of experience of design and operation of fast reactors in Russia and other countries (BR-10, BOPR-60, BN-350, BN-600, Phenix and Superphenix) and design of BN-800, BN-1600 and PFR reactors has shown that SFR technology provides significant reserves for further improvement of technical, economical and safety parameters.

The main areas of technology improvement are as follows:

- improvement of NPP thermodynamic characteristics (using higher sodium temperature and supercritical steam pressure);
- increase of the fuel burn-up value (by the use of materials with higher radiation resistance);
- effective use of inherent safety characteristics in combination with engineered

- safety systems based on passive operation principle;
- increase of integration of circuits and components (reactor and steam generators);
 - simplification of reactor refueling components and auxiliary systems;
 - extension of power unit lifetime.

Taking into account the above propositions, design proposal has been prepared by the Minatom of Russia on the advanced large-size sodium cooled fast reactor BN-1800. Preliminary estimates have confirmed high efficiency of proposed design approaches aimed at the improvement of technical and economical characteristics of this nuclear technology.

Table 1. Comparison of specific characteristics of sodium cooled fast reactors

Parameters	BN-600 in operation (BNPP)	BN-800 under construction (BNPP)	BN-1800 conceptual design studies
Power, MW			
- thermal	1470	2100	4000
- electric	600	880	1780
Technical and economical characteristics (with respect to those of the BN-600 reactor)			
- specific metal consumption (t/MWe) of reactor plant	1	0.7	0.33
- specific capital cost (rouble'91/kWe) of NPP (one power unit)	1	0.9	0.48

In Russia, construction of the BN-800 reactor is under way on the site of Beloyarskaya NPP. Two types of fuel (pellets and vipac fuel) are considered as applied to this reactor. The concept of fuel cycle of the BN-800 reactor implies development of approaches to its closure.

In this view, it would be rather useful to prepare the common program of development of elements of closed fuel cycle using BOR-60, Joyo, BN-600, BN-800 and Monju reactors.

Recently, comprehensive R&D work programs have been performed aimed at the introduction of heavy metal coolants (Pb and Pb-Bi eutectic) to fast reactor technology, SVBR-75/100 and BREST-OD-300 designs being the examples.

The use of coolant, which is chemically inert with respect to water and air oxygen, facilitates simplification of safety systems. However, reactor technology becomes much more complicated, so the effectiveness of such innovations is still to be proved using experimental plants.

[技術報告]

フランスにおけるガス冷却高速炉技術と関連した燃料サイクル

フランス原子力庁 原子力部
カルボニエ ジャン-ルイ

フランスの将来の原子力システムに関する研究開発は、次の2大戦略に沿って、革新炉、燃料と燃料サイクルについて行われている。

- 改良加圧水型炉 (PWR)
 - 経済性と安全性
 - プルトニウムと可能ならマイナーアクチニドのリサイクル
 - サイクルの改良：マイナーアクチニドの分離
- 第4世代原子力システム
 - 持続可能性
 - 経済性および安全性の向上
 - 核不拡散性
 - 発電以外への適用：水素、脱塩

整合性のあるガス冷却システムのセット

高速中性子、閉じた燃料サイクルと高温という授かった重要な意味合いに関して、CEAは整合性のあるガス冷却システムに特別な興味を持ってきた。

- 2020年頃の国際市場に対する高温(850°C)のモジュラー型原子炉
- 水素の大量生産に対する超高温(950°C)の改良型炉
- 持続的原子力技術をにらんだ燃料リサイクル型高速中性子システム

ガス冷却高速炉 (GFR) 設計ゴール

安全性

- 敷地外への核分裂生成物 (FP) の放出ゼロ
- 高いFP閉込め性能を有する耐熱性燃料
- 炉心溶融を除外する方策

持続性

- 全ウランの利用と廃棄物の最小化：全アクチニドの完全リサイクルと増殖比がゼロ近傍の自立型炉心
- 50~100 MW/m³の間の炉心出力密度

核不拡散の目的とクライテリア

- 物質の分離をさける

技術実証実験炉 (ETDR)

熱出力が 50MW 程度の実験炉が高温ガス冷却高速炉の成立性を実証するために必要であることが明確になった。それによって、燃料集合体を開発し、性能評価を行うためや、最初の安全解析を検証するため、また、関係する計測器を開発・評価することに決定的な貢献をすると期待される。

第 4 世代フォーラムに關係する次の主要な投資

- －GFR システムの性能と実現可能性を確認すること、また、2005 年にリファレンスとなるシステムの種類を選ぶこと (DHR システム、燃料形状、サイクル…)
- －GFR の燃料とサイクルに関する国際協力を構築すること
- －GFR の国際的な実証を行う炉として、EDTR を強化すること

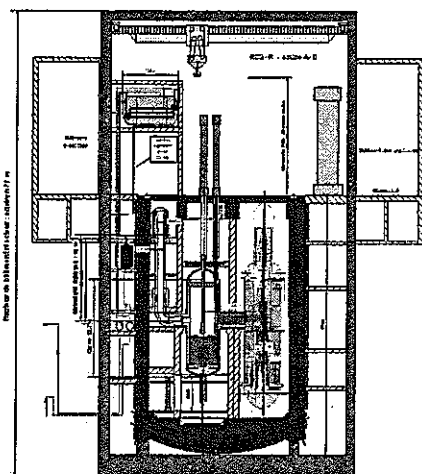
軽水炉から第 4 世代システム燃料サイクルへの推移

第 3 世代と第 4 世代の原子炉は、21 世紀の間は共存しなければならない。プルトニウムのリサイクル、マイナーアクチニドの貯蔵とリサイクルが共存する手法が考えられなければならない。第 4 世代高速炉での軽水炉から発生するマイナーアクチニドのリサイクルは、工業規模で実証されなければならない。「常陽」と「もんじゅ」は、この実証に間違いなく貢献できるものである。

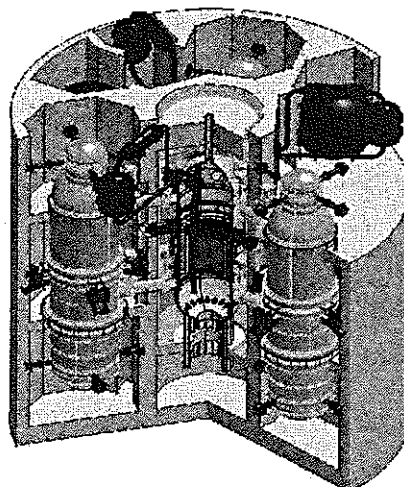
実験炉のセットが幅広い開発研究を行うのに必要である

- －材料や燃料を選択するための材料試験炉：ジュール・ホロピッツ炉は 2013 年に開始する。
- －高速中性子束実験炉：ナトリウム冷却の炉は、高い中性子束強度を提供する。
- －原子炉の型の実証に貢献する原子炉
 - －ヘリウム冷却熱中性子システムに貢献する HTR 10, HTTR
 - －HTR の以前の研究の利点を生かし、水素製造実証に貢献する NGNP
 - －主にガス冷却高速炉 GFR の実証に貢献する ETDR

GFR 600 MWth



GFR 2000 MWth



[Technical session]

Gas cooled Fast Reactors technologies and related cycle in France

Jean-Louis CARBONNIER
French Atomic Energy Commission (CEA)
Nuclear Energy Division

R&D on future nuclear energy systems in France applies to innovative reactor, fuel and the fuel cycle technologies following two major strategic axes:

- Innovations for pressurized water reactors, PWRs :

- economy and safety
- recycling of Pu and possibly the M.A.
- improvements in cycle: partitioning of M.A.

- 4th generation nuclear energy systems

- sustainability
- improved economy and safety
- non proliferation features
- other applications than electricity : hydrogen, desalination ...

a consistent set of gas cooled systems

Given the significance of fast neutrons systems, closed fuel cycles and high temperature, the CEA developed a specific interest in a consistent set of gas cooled systems:

- a modular reactor with high temperature (850 °C) for the international market around 2020,
- an up-graded version to very high temperature (>950 °C) for the massive production of hydrogen, and
- a system with fast neutrons with full recycling as a vision of sustainable nuclear technology

Gas cooled Fast Reactor (GFR) designs goals

Safety

- No off-site FPs release.
- refractory fuels with a very high capacity of fission products confinement
- Core Melt Exclusion Strategy

Sustainability

- Full use of uranium and waste minimization: integral recycling of all actinides and self-generating cores with a breeding gain close to zero
- Core power density between 50 and 100 MW/m³

Non-proliferation goals and criteria

- Avoid separated materials

Experimental and Technology Demonstration Reactor (ETDR)

An experimental reactor with a thermal power around 50 MW appears to be necessary to demonstrate the feasibility of a high temperature Gas cooled Fast neutron Reactor. Its contribution will be determinant to develop and qualify sub assembly conception, to validate a first safety analysis, to demonstrate core operation and control, and to develop and qualify associated instrumentation.

Next major stakes within the Generation IV Forum include:

- to confirm the viability and the performances of the GFR system and to pre-select reference system options in 2005 (DHR system, fuel form, cycle...)
- to make the international collaboration on GFR fuel and fuel cycle a success
- to reinforce the EDTR as international demonstrator of GFR technologies

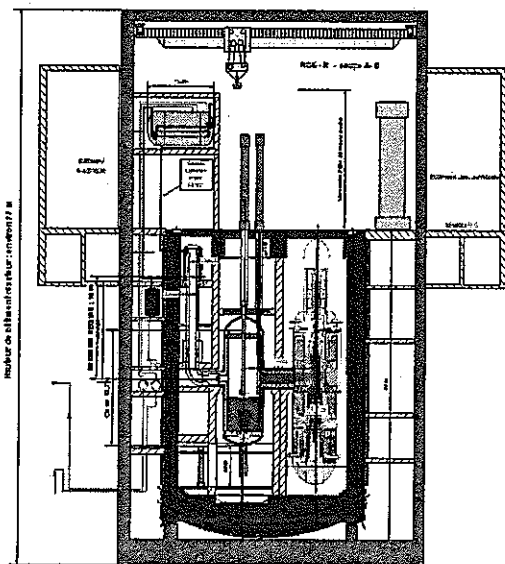
Transition from LWRs to Generation IV systems fuel cycle

Third and fourth generation reactors have to coexist during 21st Century: items such as Pu recycling, Minor Actinides storage and recycling have to be considered in a symbiotic approach. Recycling of Minor Actinides from the LWRs in the generation IV fast reactors has to be demonstrated at an industrial scale. JOYO and MONJU are able to bring determinant contribution to these demonstrations.

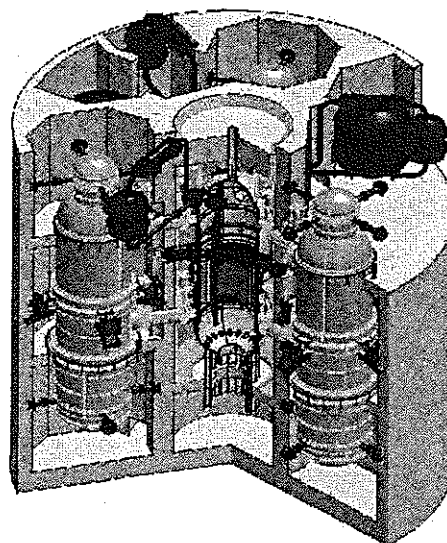
A set of experimental reactors are needed to perform such wide R&D

- MTRs to perform materials and fuel screening tests: Jules Horowitz Reactor will start in 2013
- Fast flux experimental reactors: Sodium cooled reactors allows higher flux intensity
- reactors devoted to a reactor type demonstration:
 - HTR 10 and HTTR devoted to thermal helium cooled reactors systems
 - NGNP, taking profit of previous HTR works and devoted to hydrogen production demonstration
 - ETDR mainly devoted to GFR demonstrations.

GFR 600 MWth design



GFR 2000 MWth design



〔技術報告〕

中国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術

中国原子能科学院 (CIAE) 中国高速炉研究センター
ルー ダオガン、シュ メイ、ヤン ホンギ

1. はじめに

中国には 8 基の原子炉が運転中であり、総発電設備容量は 6.1GWe である。これらの原子力発電所の安全、安定した運転は、政府と社会に更に開発をさせている。これまでは、中国政府による原子力エネルギー開発の国家計画がありませんでしたが、中国の原子力エネルギー研究開発は、PWR から FBR そして核融合炉の 3 段階を経ること、そして核燃料サイクルが基本であることは明白である。中国の FBR 開発が 3 段階計画になっていることが常識となっていることも明白である。最初のステップとして、中国実験炉 (CEFR: 熱出力 65MW) が現在建設中である。CEFR の初臨界は、2005 年末に予定されている。もちろん FBR は、核燃料サイクルの中で最も重要な部分である。FBR に関連して、MOX 燃料開発、使用済燃料の再処理研究、高速炉や ADS を用いた MA の核変換研究、高レベル廃棄物の地層処分研究などの開発は、基礎的な段階にある。

2. 開発の現状と進展

2.1 高速炉の開発

原子力エネルギーの継続的な開発とウラン資源の有効利用を図るため、FBR 開発は、最大の工学プロジェクトとして 1986 年に開始されたハイテク「863 計画」に挙げられた。必要な計算コードの収集と準備そして主要な技術選択肢の決定の後、CEFR の概念設計が 1990 年に始まり、1993 年に完了した。基本設計は 1995 年初めに始まり、露国 FBR 連合体 (IPPE, OKBM, アトムエネルギープロジェクト) の協力を得て 1997 年 8 月に完了した。中国による詳細設計は 1998 年始めに開始され、現在継続している。

原子炉建家 (床総面積 40000m², 高さ 57m) の建設は、2002 年 8 月に完工した。現在コンクリート建設の 90% を終えている。鋼製ライナと換気配管を据付中である。詳細設計の 95% と安全設計の実証試験の 90% が終わっている。1 次系、2 次系、3 次系そして燃料取扱系を含む機器・設備の 100 以上の契約が締結された。回転プラグ、原子炉容器、炉内構造物とプレナムを含む大きな構造物は、国内工場で製造された。いくつかは、輸入された。機器と系統の設置後の試験計画、炉物理試験そして最終の安全解析報告が準備中である。4 人の上級の運転員を含む 25 人の運転員が訓練を受けている。2005 年 9 月に燃料装荷開始、2005 年末に初臨界達成を予定している。

2.2 MOX燃料開発

MOX燃料製造の実験施設が、CEFR燃料集合体の製造のために計画された。プルトニウムは、中国の原子力発電所に建設された試験施設から供給される。製造能力は年間500kgである。実験施設は2005年末に操業開始予定である。2007年には照射試験用のMOX燃料ピンが製造される予定である。照射試験用のMOX燃料集合体は、2010年に製造される予定である。

2.3 使用済燃料の再処理

中国では、閉じた燃料サイクルの方策が採用されており、民生用使用済燃料再処理の研究開発計画を進めている。使用済燃料の中間貯蔵用に、550tHMの容量を持った中央湿式貯蔵施設が最近完成した。試験施設は現在建設中で、2003年末までには、ホット許認可試験が開始される。更に原子力発電を増加させる必要性を考慮すると、大規模の商用再処理施設を2020年頃に運転開始させる必要性がある。

2.4 高速炉とADSを用いたMA及びLLFPの核変換

高速炉を用いたMA及びLLFPの核変換に関しては、幾つかの理論的な研究だけを行ってきました。MAを更に効率的に変換することができる加速器駆動未臨界システム(ADS)に関する5ヵ年計画が、国家の枢要基盤研究開発計画の支援の下、開始された。設計研究が実施され、そして概念設計が30mA陽子電流と1GeVを目標に完了した。

2.5 高レベル廃棄物の処分

甘粛(Gansu)省の北山(Beishan)地域は、地殻が安定しており、高レベル廃棄物処分場として予備的に選定された地域である。現在、8つの花崗岩のブロックが調査されてきた。

その中の一つのJiuqingブロックに、708.3mと500mの深さの二つのボーリング穴があげられた。用地を特定した地下研究施設が2005年に計画される予定である。

3. 国際協力

CEFRの基本設計は、中国と露国の共同設計にて完了した。詳細設計、CEFRの建設と運転段階では、中国はロシアと緊密な関係を継続して行く予定である。炉物理、熱流動そして構造解析の理論的な計算については、仏国から多大の協力を得てきた。また、日本とも情報交換を継続している。日本と技術的な情報交換や協力を拡大すること、「常陽」、「もんじゅ」の経験を、とりわけ高速炉の安全性のため活用することを期待している。

4. 将来計画

中国の2段階目のFBR計画として、電気出力300MW-600MW規模の原型炉(PFBR)が検討されている。政府に提出するために、関連する計画が検討されている。

[Technical session]

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

Daogang LU, Mi XU and Hongyi YANG
China Fast Reactor Research Center
China Institute of Atomic Energy (CIAE)

1 Introduction

Presently in the mainland of China there are 8 units of reactors with the total capacity of 6.1 GWe in operation. The successful operation of these nuclear power plants has being encouraged the Government and society continuously to develop more. Even though so far there is no national program on nuclear energy development issued by the government of China, it is clear that the R&D of nuclear energy in China is following a 3-step strategy of PWR-FBR-Fusion reactor and the nuclear fuel cycle principle. It is also clear that a 3-step program of FBR development in China has become the common sense. As the first step China Experimental Fast Reactor (CEFR), 65MWt is under construction. The first criticality of the CEFR is planned in the end of 2005. Of course FBR is the most important key element in the closed cycle of nuclear fuel. Around FBR some of the other developments are also being preliminarily carried on, such as the development of MOX fuel, the reprocessing research of spent fuel, the transmutation research of MA using FR and ADS, the geologic disposal research of high level radioactive waste and so on.

2 Present status and progress

2.1 *Development of fast reactor*

For the continuously development of nuclear energy and the effective utilization of the uranium resource, the development of fast breed reactor was listed in the national Hi-Tech "863 program" started in 1986 as the largest engineering project. After the collection and preparation of necessary computer codes and the decision of main technical selections, the conceptual design of CEFR was started in 1990 and completed in 1993. The preliminary design was started in the early of 1995 and finished in August 1997 with the cooperation from Russia FBR association (IPPE, OKBM and Atomenergoproekt). The detail design by Chinese-self was started since the early 1998, and now still continued.

The construction of reactor main building (57 meters above the ground) with about 40,000m² floor surface was completed in August, 2002. Presently 90% of the concrete constructions have been completed. The steel liner and the ventilation pipes are being installed. About 95% detail design and 90% safety-related design demonstration tests have been carried out. More than 100 contracts for components and equipments have been signed, including main ones of primary, secondary and tertiary circuits and fuel handling system. The large part of components including rotating plugs, reactor main vessel, internal structure and diagrid plenum are made by domestic factories. Some are imported from foreign companies. The test program after installation of components and systems, physical start-up program and final safety analysis report are all under preparation. Presently 25 operators including 4 senior operators are accepting training. It is expected to begin fuel loading in September 2005 and the first criticality before the end of 2005.

2.2 Development of MOX fuel

An experimental facility of MOX fuel has been planned for production of CEFR fuel assemblies. The plutonium will be from the pilot reprocessing factory built for NPP spent fuels in China. The production capacity of the facility is 500 kg per year. The facility will start operation in the end of 2005. In 2007 MOX fuel pins for radiation test will be produced. MOX fuel subassemblies for irradiation test will be produced in 2010.

2.3 Reprocessing of spent fuel

In China, the strategy on the closed fuel cycle is adopted, the R&D programs on the civilian spent fuel reprocessing have been implemented. A central wet storage facility with the capacity of 550 tHM for intermediate storage of the spent fuel has completed recently. The pilot plant is under construction and its hot commissioning will be initiated by the end of 2003. Considering the needs of further development of nuclear power, a large-size commercial reprocessing plant will be put into operation possibly around 2020.

2.4 Transmutation of MA and LLFP using FR and ADS

Only some theoretical researches have been performed in the transmutation of MA and LLFP using FR. While a five years program on Accelerator Driven Sub-critical System (ADS), which could transmute the MA more efficiently, has been launched under support of national key basic research development program. The design study has been carried out and a conceptual design has been completed with a target of 30mA proton current and 1GeV energy.

2.5 Repository of high level radioactive waste

Beishan area in Gansu province China is the pre-selected area for the high level radioactive waste repository, where the crust is very stable. Presently 8 granite blocks have been investigated. In one of them Jiuqing block two bore holes have been drilled with a depth of 703.8 meters and 500 meters separately. It is expected that a site-specific underground research laboratory will be planed in 2005.

3 International cooperation

The preliminary design of CEFR was completed by China-Russia joint design. In the stages of detailed design, construction and even the operation of CEFR, China are keeping close relations with Russia. As for the theoretical computation in physics, thermal-hydraulics and structural analysis, we have got much cooperation from France. We also keep information exchange with Japan. We wish to enlarge the technical exchange and cooperation with Japan and to utilize sufficiently the experience of "JOYO" and "MONJU", especially for the safety of FR.

4 Future program

As the second step of FBR program in China, a 300MWe-600MWe Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) has being considered. A relative proposal has been considered to submit to the government.

[技術報告]

韓国におけるナトリウム冷却高速炉燃料サイクル技術

韓国原子力研究所

シム ユンスプ、ハーン ドヒー

液体金属炉 (LMR) は、固有安全の特徴による高い安全性、核拡散抵抗性のあるアクチノイドリサイクルによる超ウラン元素 (TRU) の削減、使用済燃料貯蔵問題を解決する可能性を持っている。これから、LMR は最も将来有望な原子力の選択肢であり、LMR の開発計画は韓国原子力委員会 (KAEC) により 1992 年に国家長期研究開発計画として承認された。原子力委員会は、競争力のある経済性と高い安全性をもち、また長期間にわたりエネルギーを供給するものとして役立つ LMR を開発することを目標として液体金属炉の開発と建設を決定した。原子力委員会の決定に従い、韓国原子力研究所 (KAERI) は KALIMER (韓国先進的液体金属炉) を開発してきた。原子力委員会によって承認された 1997 年の国家原子力促進計画では、KALIMER-600 の基本設計は 2006 年までに完了することとなっており、建設の可能性は 2010 年代中頃に検討する事となっていた。

原子力委員会決定及び計画に基づき、液体金属高速炉 KALIMER-150 の概念設計の開発が完了し、現在出力を増加した KALIMER-600 炉の設計概念が開発されている。また、長期的には複数の代替液体金属高速炉型に関する新しい技術についても開発している。

KALIMER-600 の開発

KALIMER-600 は、高速中性子炉でありナトリウムを冷却材としている。それは電気出力 600MW であり、一次冷却系、二次冷却系、蒸気発生器、タービン発電器と関連システム、計測系、制御系、補助冷却系、その他の設備から構成されている。

炉心には、金属合金燃料が挿荷される。高い核拡散抵抗性は、KALIMER-600 の概念開発の重要な設計目標の一つであり、ブランケット集合体なしに転換率がわずかに 1 を越えるように設計されているため、高品位のプルトニウムは生産されず、核分裂性物質を外部から供給する必要もない。一次冷却系はプール型であり、大きなナトリウムプールで構成されている。この設計の特徴は、配管破断による冷却材喪失の可能性を排除するとともに、大きな熱的制動を備えているため、事故時におけるゆっくりとした過渡変化や長い操作不要時間をもたらし、これによりプラントの安全性を向上させる。二次冷却系は、二つの全く同じループで構成され、この特徴はプラント運転の柔軟性及び通常手順による崩壊熱除去の信頼性増加に寄与する。

KALIMER-600 の安全系は受動的な概念に基づいており、事故時には崩壊熱が完全なる受動的崩壊熱除去系によって除去される。これは KALIMER の独特な設計の特徴である。

開発された KALIMER-600 の概念設計は、さらに進んだ LMR システムの設計技術開発のための参照設計として、また将来の LMR の建設のための可能性のある選択肢の一つとして利用される。

代替設計のための革新技术の開発

LMR の経済性と核拡散抵抗性を向上するため、超長寿命炉心 (ULLC) の研究が行われている。ULLC は、長い燃焼期間と燃焼した燃料を再処理しないで燃料補給するという特徴がある。燃料補給なしで約 10 年から 30 年以上運転可能である。補給する燃料は燃焼した燃料からプルトニウムを分離することなくすべての核物質をいっしょに混ぜ合わせることで単純に調合し、混合した核物質を燃料ピンに入れる。

蒸気発生器の中に現在の LMR の設計の二次冷却系を合体させた革新的な蒸気発生器の設計についても開発研究を実施している。蒸気発生器の構造によって、ナトリウム水反応の発生の可能性が事実上排除されている。この方法により、高価なすべての二次冷却系とナトリウム水反応の緩和系のすべて、そしてナトリウム水反応発生の懸念が完全に取り除かれる。これらの結果を通じて、建設費は大いに削減され、プラントの安全性が向上できた。

もんじゅの再開と高速炉サイクル技術開発

近い将来のエネルギー供給に対処するために必須である高速炉技術の産業適用性に関して、より多くの運転データや経験がもんじゅの再開によって蓄積される。運転経験の蓄積は、日本ばかりではなく世界にとっても大いに役立つ。

[Technical session]

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

Yoon Sub SIM, Do Hee HAHN
KAERI

A liquid metal reactor (LMR) has the potential of enhanced safety by utilizing inherent safety characteristics, transuranics (TRU) reduction and resolving the spent fuel storage problems through proliferation-resistant actinide recycling. From this, LMR will be the most promising nuclear power option and the LMR development program was approved as a national long-term R&D program in 1992 by the Korea Atomic Energy Commission (KAEC)[1], which decided to develop and construct a liquid metal reactor with the goal of developing an LMR that can serve as a long term power supplier with competitive economics and enhanced safety. Based upon the KAEC decision, the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) has been developing KALIMER (Korea Advanced LIquid METal Reactor). According to the revised National Nuclear Energy Promotion Plan of 1997 approved by KAEC[2], the basic design of KALIMER-600 was to be completed by 2006 and the possibility of construction was to be considered sometime during the mid 2010s.

Based on the KAEC decision and the plan, development of the conceptual design for the liquid metal fast reactor KALIMER-150 was completed and now the design concept of the uprated reactor of KALIMER-600 is being developed. Also evolutionary technologies for alternative liquid metal fast reactor types are being developed on a long term basis.

Development of KALIMER-600

KALIMER-600 is a fast neutron spectrum reactor and cooled by sodium. It has a net plant capacity of 600MWe and consists of primary and intermediate heat transport systems, steam generation system, turbine/generator and related systems, instrument and control system, NSSS auxiliary systems, and other BOP systems.

The core is loaded with metallic alloy fuel. Enhancing proliferation resistance is one of the important design goals in the KALIMER-600 concept development and the core is designed to have conversion ratio slightly larger than unity without blanket assemblies so that high grade plutonium is not produced while eliminating the need of the external feeds of fissile materials. PHTS (Primary Heat Transport System) is a pool type and constructed in a big sodium pool. This design feature eliminates the possibility of coolant loss by pipe break and also provides a large thermal damping of the system which yields a slower transient, longer grace time at an accident, and eventually increases plant safety. The IHTS consists of two identical loops and this feature contributes to the flexibility of plant operation and increases the reliability of the decay heat removal by the normal procedures.

The safety systems of KALIMER-600 are based on the passive concept and the decay heat is removed at an accident by the complete passive system PDRC(Passive Decay heat Removal Circuit System) which is an unique design feature of KALIMER.

The developed conceptual design of KALIMER-600 can be used as a reference design for further LMR system design technology development and also as one of the possible options for future LMR construction.

Development of Evolutionary Technologies for Alternative Designs

To enhance the economics and the proliferation resistance of an LMR, a study on the ultra-long-life core (ULLC) is being made. ULLC is characterized by the long burning period and the refueling without reprocessing of the burned fuel. It can operate from about 10 years up to more than 30 years without refueling. The refueling fuel is prepared from the burned fuel simply by mixing all the nuclear materials from the burned fuel together without separating Pu and then recladding the mixed nuclear material.

Development work is also being carried out on the evolutionary design of a steam generator which integrates the IHTS(Intermediate Heat Transport System) of the current LMR designs into the steam generator. The SG structure is made so that the possibility of SWR occurrence is practically eliminated. By this approach, the expensive, whole IHTS and mitigation system for SWR and also the concern on SWR occurrence can be completely eliminated. Through these effects, the construction cost can be substantially decreased and the plant safety can be enhanced.

Restart of Monju and FR Cycle Technology Development

More operational data and experience can be accumulated by restart of Monju in industrial application of the fast reactor technology which is essential in coping with the energy supply in the near future. The accumulation of operation experience will be very beneficial not only to Japan and but also to the world.

【技術報告】

日本におけるFBRサイクル技術開発

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター
可児吉男

1. はじめに

原子力の開発においては、資源の枯渇を回避し地球環境を長期に保全しうる持続型エネルギー供給の貢献に明瞭な展望を示すことが、未来に向けた社会の要請に応えるものとして最も重要な使命であると考えられる。FBRサイクル技術は、核分裂エネルギーの潜在力を最大限に引き出し、資源の節約とそれによる廃棄の最小化を効果的に行う能力において、具体的な解決に貢献しうる最も有望な技術のひとつである。また、この能力の下に発電のみならず水素製造や淡水化などへの利用拡大も期待される。

日本では、自主技術開発により高速実験炉「常陽」を設計、建設、運転し、次いで高速増殖原型炉「もんじゅ」を設計、建設し、40%出力運転まで達成しており、また実証炉の設計検討及び関連研究開発も電気事業者を中心に行われた。そして、1999年よりJNCと電気事業者がCRIEPI、JAERI、大学、メーカー等と協力しオールジャパン体制による研究開発プロジェクトとして“FBRサイクル実用化戦略調査研究(Feasibility Study on Commercialization of FBR Cycle System、以下FSと称する)”を進めている。ここでは、最新の技術知見に基づき、持続型のエネルギー供給が可能で将来のニーズに応え得るFBRサイクルのシステム概念を構築し、併せて実用化に向けた技術開発計画(ロードマップ)を2005年度末に提示することを目指しており、現在中間とりまとめを行っている。

2. 目指すシステムと開発アプローチ

FBRサイクル開発に対する主要な要求事項として、①基幹エネルギーとしての役割発揮、②省資源・小廃棄を実現する効率的システム、③現状システムからの共存・移行の可能なスキーム、④将来の需要とマーケットへの展開能力等、が挙げられる。システム開発においては、これらの要求に応え、安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性からなる5項目の技術開発目標を設定した。

これらの技術開発目標の達成に向けて、FSのフェーズI(1999-2000)において革新的技術を含む幅広い技術選択肢の検討・評価を行い有望な実用化候補概念の抽出と性能特性把握を実施し、フェーズ-II(2001-2005)においては原子炉システムと燃料サイクルの整合性を図りながら代表的なシステム概念の構築と枢要な要素技術の研究開発を進めており、実用化の目標システムとして有望な概念の明確化とその研究開発計画の策定を行うこととしている。2015年頃をひとつの到達点としてFBRサイクルの技術体系を確立することを狙いとしている。

上記の要求事項と技術的要件を満たす上での基本的なシステム概念として、TRU(超ウラン元素)の燃焼機能を具備したりサイクル方式が有望な目標像であり、プルトニウムに加えてMA(マイナーアクチニド)を含む低除染サイクルを採用することにより、資源の有効利用とよりクリーンな廃棄を実現するとともに核拡散への抵抗性を高めることを目指している。

3. 主要な技術開発の現状と展望

原子炉と燃料サイクルの各候補概念について、システムの性能達成と工学的成立性の判断に影響の大きい枢要技術を重点に、システム設計と要素技術開発の両面から検討を行っている。

原子炉については、特に、高い安全性を具備したプラントのコンパクト化及び効率的な燃料サイクルに向けた炉心・燃料の最適化が、経済性及び資源、環境の面から重要な強化点となる。ナトリウム冷却炉は、低圧条件で高出力炉心に適した冷却機能を活用し、新型材料の採用等による構造・機器配置のコンパクト化及び燃焼性能向上とリサイクルを両立する炉心構成の柔軟性を確保でき、総じて高い目標指標を視野に成立概念を描きうること、また、鉛-ビスマス冷却、ガス冷却の各概念は、高い性能を達成できる可能性はあるが、燃料、材料及び安全性の技術について成立性に係わる課題があり、更に探求と基礎的知見の蓄積が必要であること、水冷却炉は豊富な軽水炉の設計・運転経験が活用できるが高速炉としての炉心性能に限界があること等が明らかになりつつある。プラントのコンパクト化の具体像としては、高流量・短縮配管によるナトリウム冷却大型2ループ概念により、従来のFBRと比べ、原子炉本体、建屋ともに大幅なコンパクト化が見込めると考えており、これにより建設コストの改善が期待できる。今後、ISI&R(検査・保守補修技術)、高信頼性SG等の課題解決に向けた検討を進めていく。

燃料サイクルの技術開発は、TRUの低除染サイクルにおける高い回収率の達成と質・量両面での廃棄物の低減及びサイクルコスト低減に向けた効率の高いプロセス開発とシステムの簡素化が重要な要素であり、先進的なシステム概念の検討をプロセスの開発と平行して進めている。先進湿式システムについては、幅広い蓄積技術を応用しつつ晶析、MA抽出等に新たな技術を適用するとともに、機器及びプロセスの試験研究を通じてシステムの具体化が図られ、目標とする概念が見通し得る段階に至っており、今後さらにコスト低減を目指し直接抽出技術等の採用によるプロセスの簡素化を進める。乾式再処理については、システム設計と並行して基礎試験等によるR&Dを進めており、概念の全体像と主要な課題を描き出す段階にあり、MAの回収機能等につき検討を深め廃棄物の特性を含め技術的な展望を明らかにしていく。燃料製造技術に関しては、Amを加えたMOX燃料の製造試験等の知見および簡素化ペレット製造システムの具体化検討から、基本的な仕様を満たす燃料製造が可能であるとの見通しを得つつある。また、振動充填法(酸化物燃料)及び射出成型法(金属燃料)に関する機器試験等を実施し基礎的な知見を蓄積しており、今後TRU燃料への適用を含めた課題を踏

まえて各方式の性能とシステム化への適合性を明らかにしていく。

これまでの成果に基づき FBR サイクルシステムを構成することにより、経済性、ウラン資源利用効率の向上、システム外への廃棄物排出量及び長期放射性毒性の低減等に係る技術開発目標が達成され、目指すシステムの構築が見通し得る段階に来ていると考える。

4. 研究施設の役割と国際協力

実用化に向けた今後の研究開発においては国内外の既存の研究インフラを有効に活用して着実に進める必要がある。特に、「常陽」、「もんじゅ」は開発の場面展開に応じて相互にその目的を補完し不可欠な機能を果たす駆動輪の役割を担う。国際協力の活用は、開発資源の節約、効率的な推進および知見の集約度を増強する意味において、また、技術解決策の共有化と各国間の開発モメンタム高揚の観点から、今後ますます重要となり、Gen-IV プロジェクト等において研究インフラの相互利用や開発の役割分担等につき適切なスキームの下で進展させることが有効であると考えられる。

[Technical session]

FBR Cycle System Development in Japan

Yoshio KANI

O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)

1. Introduction

In the nuclear development for brightening next generations' society, it would be our prime mission to establish a clear perspective on the sustainable energy supply, avoiding resource exhaustion and preserving global environment. The FBR cycle technology is one of the most effective measures to give a concrete solution, which substantiates fully the fission energy potential achieving the resource-saving and waste-minimum system. With these functions it may also extend utilizations such as for hydrogen production and desalination in addition to electricity generation.

In Japan, under its own national development program, the experimental fast reactor "Joyo" has been designed, constructed and operated, and the power plant technology developed for prototype fast breeder reactor "Monju" has attained its 40% power operation. Meanwhile, the design study and associated R&D for the demonstration reactor has also been performed mainly by Japanese utilities. In conjunction with these activities, JNC and utilities have organized and conducted, since 1999, a joint R&D project, "The Feasibility Study on Commercialization of FBR Cycle System (FS)", under all-Japan scheme collaborating with CRIEPI, JAERI, vendors etc. In this project, promising system concepts as the sustainable energy suppliers with evolutionally adaptive performances for future demands are pursued in the light of the most up-to-date technologies, and a development plan (road map) in visible time range for target system and associated key technologies are to be proposed by early 2006.

2. Target System and Approach

In the FBR cycle development, major requirements are set as a framework for profiling system concepts, that is, (i) workability as major energy-supplying system, (ii) priority to efficiency in resource saving and waste minimization, (iii) smooth system introduction in cohabitation phase with the present energy infrastructures and (iv) capability of flexible deployment to drive future markets. Accordingly as indices to measure the conformity with the future needs, five technical goals are specified for the target system, featuring safety, economy, resource, environment and nonproliferation aspects.

In pursuing firm technical perspectives to achieve these goals, FS Phase-I (1999-2000) involved the extraction of candidate system concepts for commercialization surveying and characterizing wide options with innovative technologies. Then in Phase-II (2001-2005), representative concepts with emphases on the system consistency between reactor and fuel cycle are being constructed in parallel with development of key element technologies, and promising concept(s) will be nominated as commercial target system with development plans, where we aim, as major milestone, at establishing the FBR cycle technology framework around 2015.

Through the study we reached a guiding principle that, as a basic system in the

target domain the full-TRU-burning function in multiple-recycling scheme should provide an effective solution for the future requirements, realizing the conversion of heavy-metal waste into fuel and thereby promoting the clean discharge out of the system. This scheme employs the low-decontamination cycle including MA and the homogeneous core loading, both of which enjoy the merit of hard spectrum core for easy burning and enhance the proliferation resistance.

3. Present Status and Perspectives on Key Technology Development

The present study allocates main design and R&D efforts to reinforcement of key technologies essential to judge the feasibility and achievement level of the target system.

In the field of the reactor system, how the compact plant shape is attainable with high safety performance and how the fuel cycle flow is optimized in reactor core concepts are the highlighted concerns in the sense of the economic, resource and environmental requirements. On this subject, the present status leads to a rather clear picture that the sodium-cooled reactor gives the most promising performances in fulfilling widely the requirements, mainly because of the inherent nature of cooling capability under low pressure for high power density cores, applicability of advanced materials and core/fuel design flexibility to be compatible with fuel cycle. Also clarified is that as for the Pb-Bi- and gas-cooled reactor concepts, fundamental knowledge on fuel and material technologies as well as safety performances should further be accumulated so as to draw their potential gains, whereas the water-cooled system exhibits limitations in core performances as fast reactors in contrast to wide applicability of the plant design experiences in LWRs. A concrete image of the compact reactor is now materialized as an advanced large-scale sodium-cooled 2-loop design concept applying high-flow and short-piping configuration, and it can achieve a significant reduction in plant scale. This implies such the advanced technology would contribute directly to sizable reduction in the plant construction cost. The next step research will also address the focus to ISI&R (in-service-inspection and repair) and steam generator technology advancements.

In the area of fuel cycle technology, high efficiency processes and simplified system integration are the main concerns to establish the advanced system achieving high recovery of TRU in low-decontamination cycle and clean discharge of wastes in both quantity and quality as well as the reduction of cycle cost. For this purposes, design effort on fuel reprocessing and fabrication systems is on-going along with R&Ds of key process technologies. In the development of the advanced aqueous technology, which employs newly bulk extraction of heavy metal (uranium crystallization) and improved MA recovery process based on wide process and component tests as well as research experiences accumulated so far, the system concept is well materialized and reaching the stage to envision the target system. Further improvement by introducing a new direct extraction method is tried for the system simplification. Concerning the dry reprocessing technology, the design study on various concepts and basic experiments on main processes are in progress and now at the stage for depicting a whole picture of the concepts and main technical issues. Therefore, in the next step another effort will be directed to make clear perspectives especially on performances related to the waste reduction and MA recovery functions. As for the fuel fabrication technology, knowledge from recent fabrication test of Am-added MOX fuel combined with system design effort for the

simplified palletizing method is making a good prospect in realizing basic specifications of oxide TRU fuels. Also technical bases for alternative methods by vibration packing (for oxide fuel) and injection casting (for metal fuel) are accumulated through component testing, and system applicability of these methods are to be scrutinized clarifying performances in TRU utilization.

Current knowledge obtained from the wide research strengthens general perspectives on the major performances of FBR cycle system, that is, technical goals such as economic competitiveness, uranium utilization efficiency, the amount of system discharge of wastes and the radio-toxicity in long-lived waste materials would be achieved now in the visible range with the target system.

4. Roles of Research Facility and International Collaboration

The advanced system development towards commercialization actually needs a wide spectrum of knowledge and thick technical evidences, and thus steady and effective utilizations of research infrastructures available in both domestic and overseas domains are highly required. To establish vital technologies for the target system Joyo and Monju, in particular, should act as indispensable two propulsion wheels with mutually compensating roles in different development scenes. The international collaboration becomes increasingly important to augment the economization of development resources, research efficiency and collective knowledge, and to activate the movement towards future deployment in various countries. Collaborations such as mutual exploitation of infrastructures and work share in developments should be promoted under adequate international scheme e.g. in the GEN-IV project.

(4) 講演スライド

[基調報告]

○ FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開

(英訳) The direction of FBR cycle technology development and its perspective

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 永田 敬

[技術報告]

(1) AFCI and Generation IV in the United States

米国アイダホ国立工学環境研究所 革新原子力部長 Ralph G. BENNETT

(2) FAST REACTOR TECHNOLOGY: CURRENT STATUS AND PROSPECTS

露国物理エネルギー研究所 副所長 Vladimir POPLAVSKIY

(3) Gas cooled Fast Reactors technologies and related cycle in France

仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長 Jean-Louis CARBONNIER

(4) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

中国原子能科学院 副主任技師 Daogang LU

(5) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

韓国原子力研究所 主席研究員 Yoon Sub SIM

(6) 日本におけるFBRサイクル技術開発

(英訳) FBR Cycle System Development in Japan

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長 可児吉男

[パネル討論]

(1) 世界の高速炉

東京工業大学原子炉工学研究所 教授 二ノ方 壽 (座長)

(2) Consideration of Long Term Fast Reactor Development Program in China

中国原子能科学院 主任技師 Mi XU

(3) CEA R&D programme on transmutation

仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長 Jean-Louis CARBONNIER

(4) JAERI-JNC Integrated Program

Fabrication and Irradiation Tests of Fuels and Targets for Minor Actinide Transmutation

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部長

岩村公道

(5) Effects of FBR Cycle Deployment 他

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長

可児吉男

[基調報告]

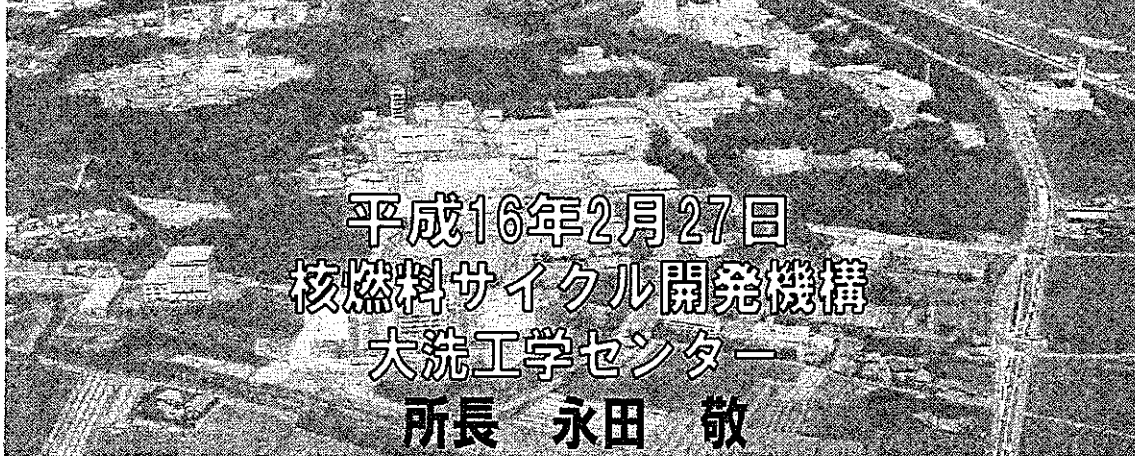
F B R サイクル技術開発の役割と今後の展開

(英訳) The direction of FBR cycle technology development and its perspective

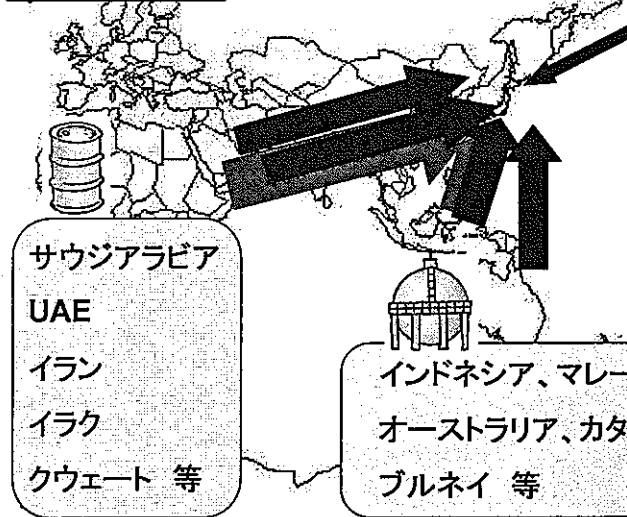
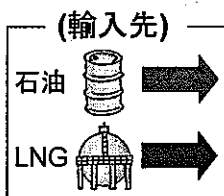
核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター

永田 敬

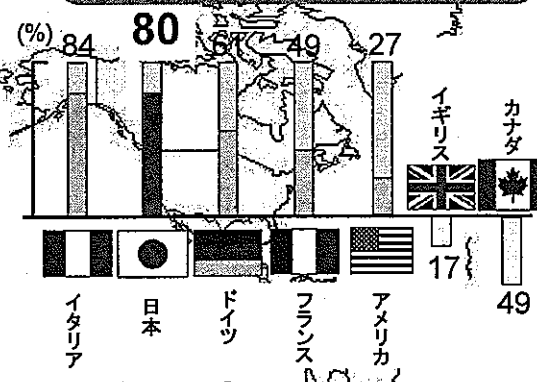
FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開



エネルギー安定供給



エネルギー輸入の割合



出所: OECD ENERGY BALANCES (1999-2000)

最近の話題



最後の一杯にしんみり

吉野家、牛丼販売を停止

松屋も15日まで

閉店された牛丼が売り切れ、取り外された牛丼のメニューは「牛丼」から「牛丼」に変更された。

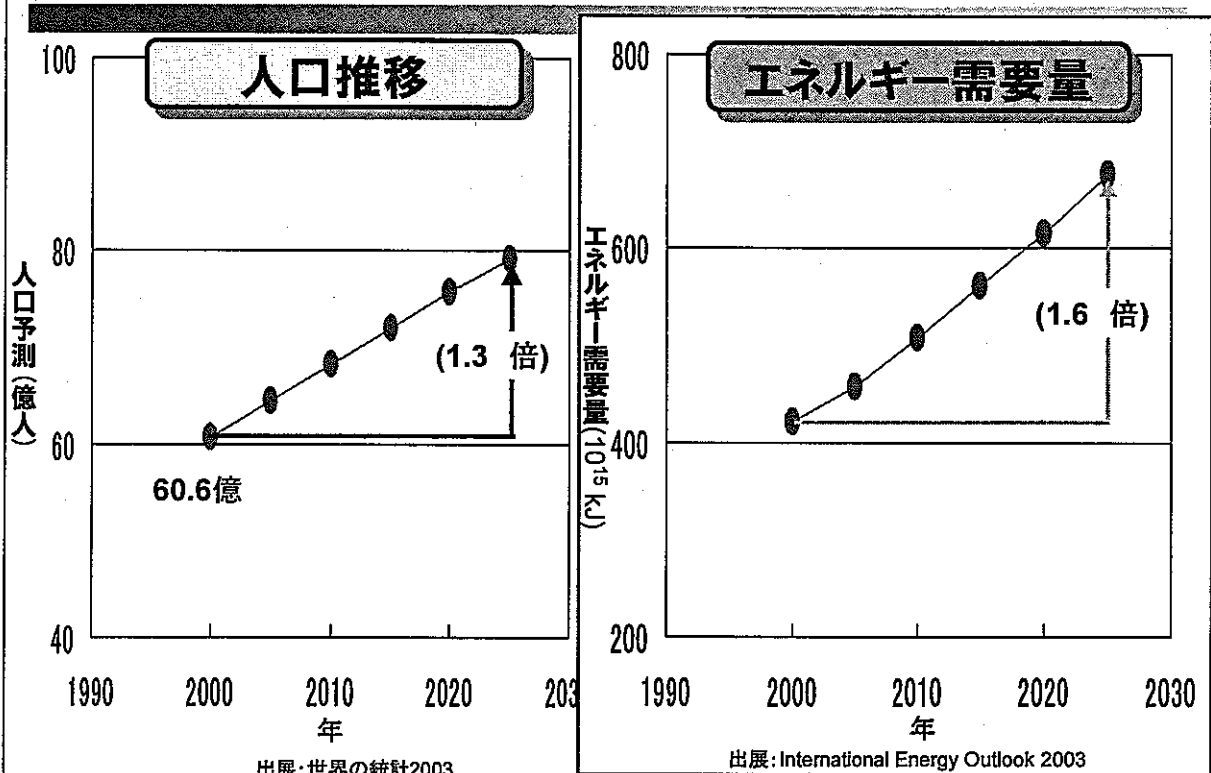
水戸市内も早朝売り切れ

水戸市内でも吉野家(近江町)など、牛丼が売り切れ、水戸市内の店舗でも、牛丼の取り外しが行われた。

平成16年2月12日
茨城新聞(23面)

3

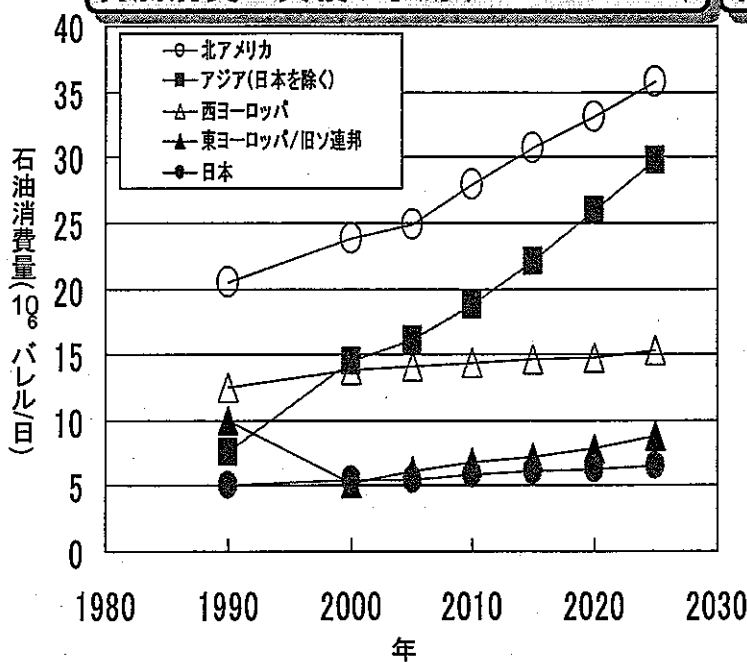
世界の人口とエネルギー需要(予測)



石油消費の実績と予測



石油消費の実績と予測 (1990-2025)



石油消費国 2002 (ベスト10)

国名	総石油消費量 (10 ⁶ バレル/日)
アメリカ	19.7
日本	5.3
中国	5.3
ドイツ	2.7
ロシア	2.6
韓国	2.2
ブラジル	2.2
インド	2.1
カナダ	2.0
フランス	2.0

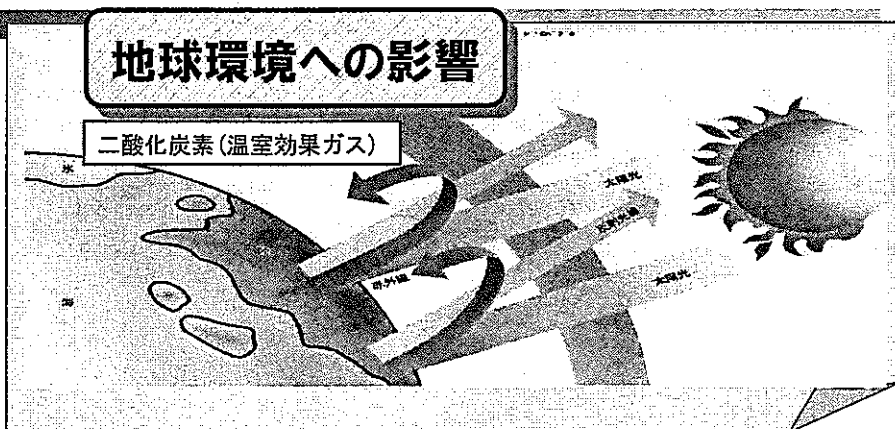
出展: International Energy Outlook2003

地球温暖化



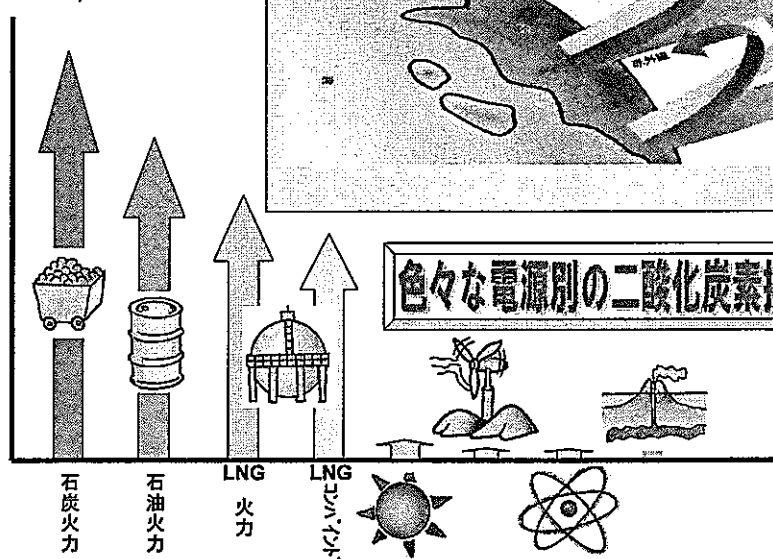
地球環境への影響

二酸化炭素 (温室効果ガス)



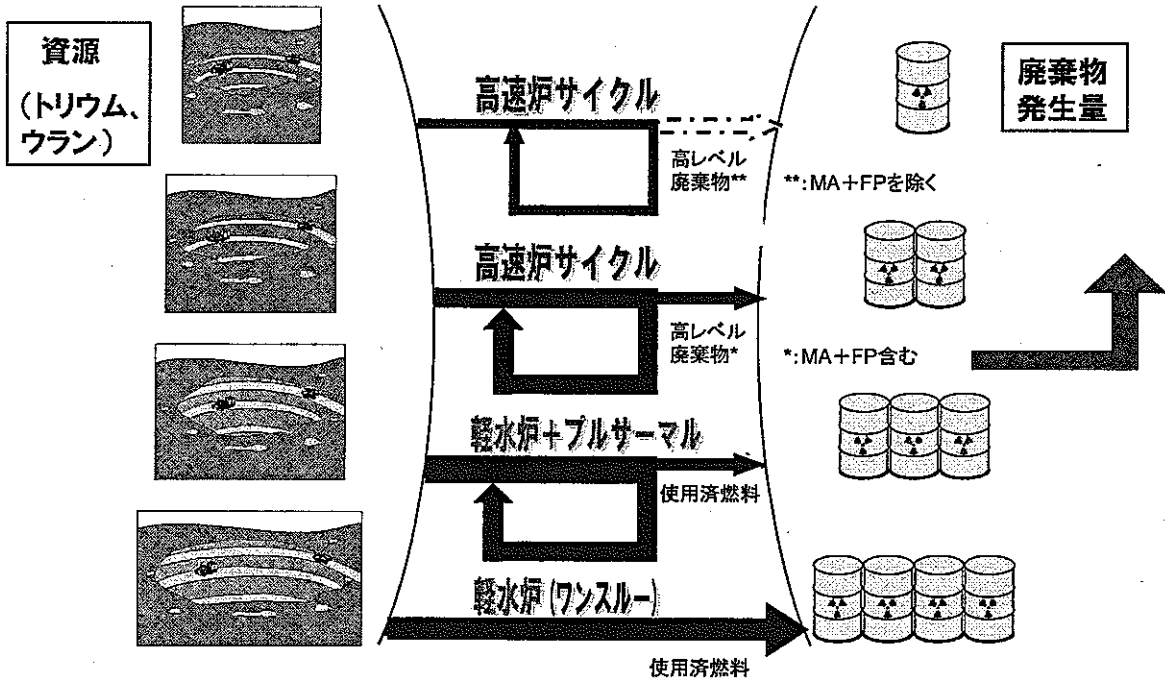
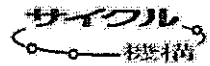
(g-CO₂/kWh)

1 kWh当りの二酸化炭素排出量



色々な電源別の二酸化炭素排出量

資源と廃棄物の関係

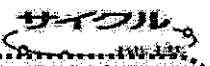


OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY
U. S. DEPARTMENT OF ENERGY



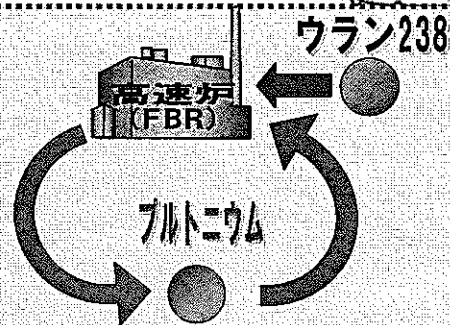
7

核燃料サイクル



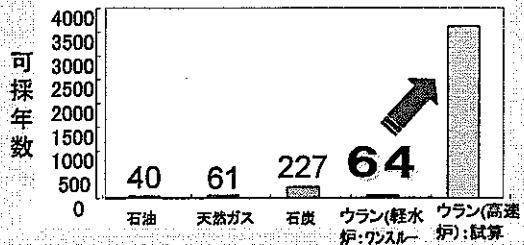
ウラン235 (燃えるウラン)
0.7% ← 軽水炉で利用

ウラン238 (燃えないウラン)
99.3%

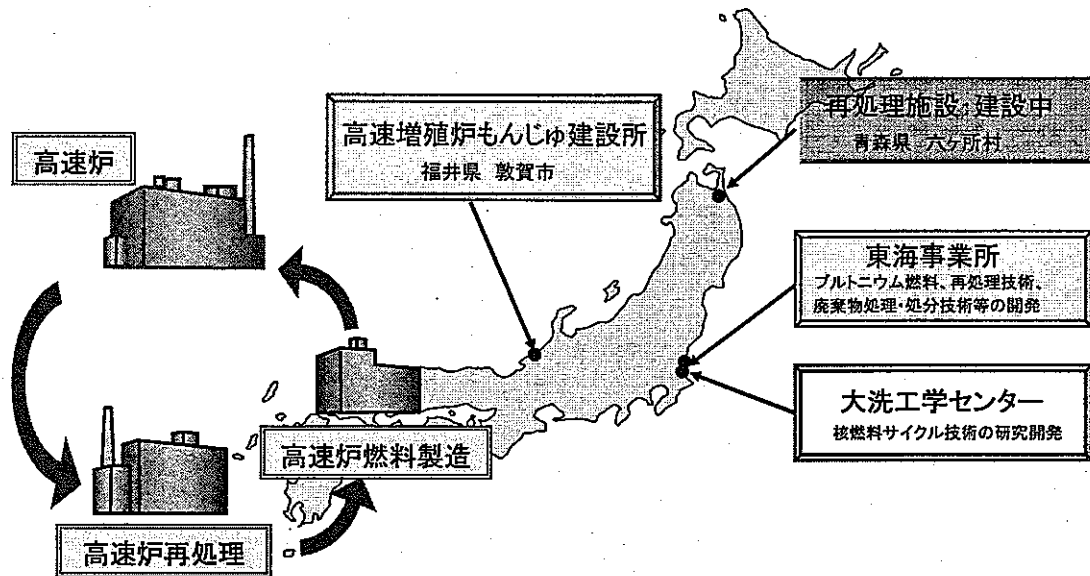
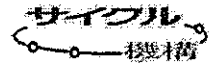


ウラン238をプルトニウムに換えて繰り返し利用
ウラン資源を最大限に活用

数千年



日本の高速炉サイクル施設



9

大洗工学センター



熱出力：14万kWt
冷却材：ナトリウム
燃料：MOX燃料

高速実験炉「常陽」

FBRサイクル国際研究開発センター

	原子炉施設、照射後試験施設
	機器・構造・材料試験施設
	炉心・プラント安全試験施設
	安全管理施設 一般施設
	廃棄物処理施設 他

10

「常陽」の役割



—原子力新時代の架け橋—

炉心の改造 (MK - III) : 照射能力の向上 (14万kWt)

①新しい燃料や材料の開発

- ・当面5～10年間—FBR開発を先導
- OMA(マイナーアクチニド)添加燃料など
- OODS(酸化物分散強化型)フェライト鋼

②新しい技術の実証

- OSASS(自己作動型炉停止機構)

③外部への開放

- 核融合材料の開発など

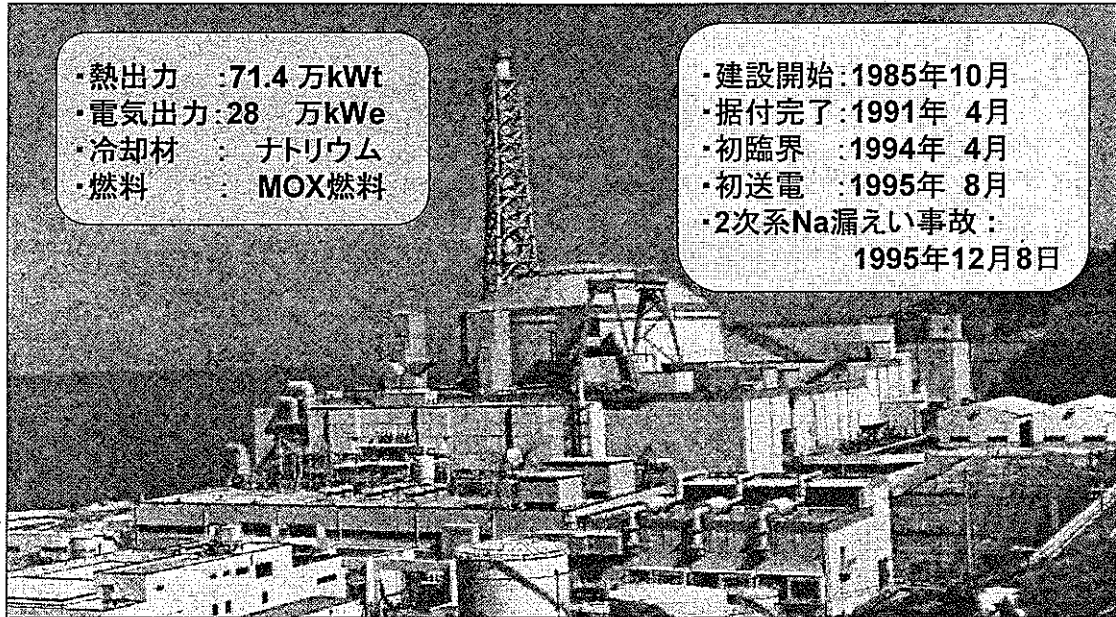
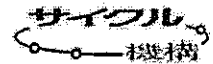
11

MA (マイナーアクチニド) 添加燃料の開発

Am-MOX燃料ペレット製作

12

「もんじゅ」



・熱出力 : 71.4 万kWt
 ・電気出力 : 28 万kWe
 ・冷却材 : ナトリウム
 ・燃料 : MOX燃料

・建設開始 : 1985年10月
 ・据付完了 : 1991年 4月
 ・初臨界 : 1994年 4月
 ・初送電 : 1995年 8月
 ・2次系Na漏えい事故 : 1995年12月8日

「もんじゅ」の今後



事故後

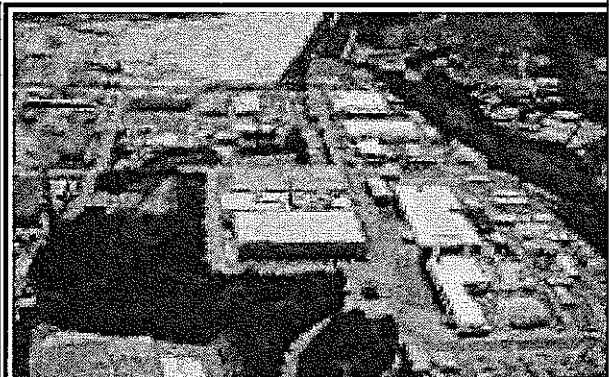
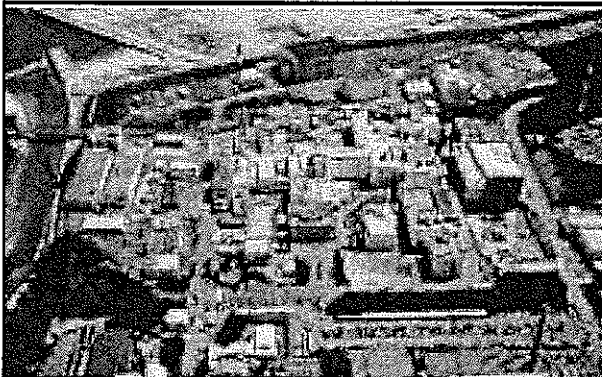
平成8年	9	10	11	12	13	14	15	16
▼平成7年12月8日 H9.2					▼H12.12.8 事前了解願い提出 H13.6.5 安全審査入りの了承	▼H15.1.27 控訴審判決	▼H15.1.31 3.27 上告受理申立理由書提出	
原因究明				安全性確認 (安全審査)		事前了解		改造工事 (約2年) 試運転
H8.12 安全総点検 再発防止対策		H10.5		H13.6.6申請		H14.12.26 設置変更許可 12.27 設計及び工事の方法の変更に係る認可申請		
H8.12~H11.11 県内35市町村地元説明会				H12.10 県内6箇所原子力長期計画説明会		H13.10~ さくらんぼミーティング		
理解促進活動				H14.4.25~26 第3回教育国際エネルギーフォーラム		10.31 シンポジウム福井		
				11.12 第4回 教育フォーラム		H15.8.26 シンポジウム福井		
				11.20 第5回 教育フォーラム				
もんじゅ安全性調査 検討専門委員会				H13.8 もんじゅ安全性調査検討専門委員会		9.16報告書まとめ(第18回) 9.19県議会への説明 9.24敦賀市議会への説明		11.10(第19回)最終とりまとめ 11.14知事への報告 12.13県民説明会
原子力政策に関する議論				H14.10.18 原子力安全委員会 福井原子力安全シンポジウム		H16.6.28 原子力委員会シンポジウム 「市民参加懇談会in敦賀」		
原子力政策円卓会議 高速増殖炉懇談会 新円卓会議 動燃改革				H12.11 原子力長期 計画の策定		7.16 文科省説明会(敦賀) 8.04 環境エネルギー懇談会(福井) 8.31 原子力との共生のミーティング(福井) 9.13 もんじゅのシンポジウム(福井) 10.25 もんじゅのシンポジウム(敦賀) 11.27 FBR国際ワークショップ(敦賀) 11.28 2003エネルギーフォーラムin敦賀		
				H14.2.15 新法人設立準備、平成16年度までに法案提出				

「もんじゅ」全体の安全性の確認 サイクル機構



東海 再処理施設等 サイクル機構

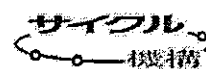
再処理、プルトニウム燃料製造、高レベル放射性廃棄物の処理/処分の研究開発



再処理施設

燃料製造(開発)施設

再処理施設(商業プラント)

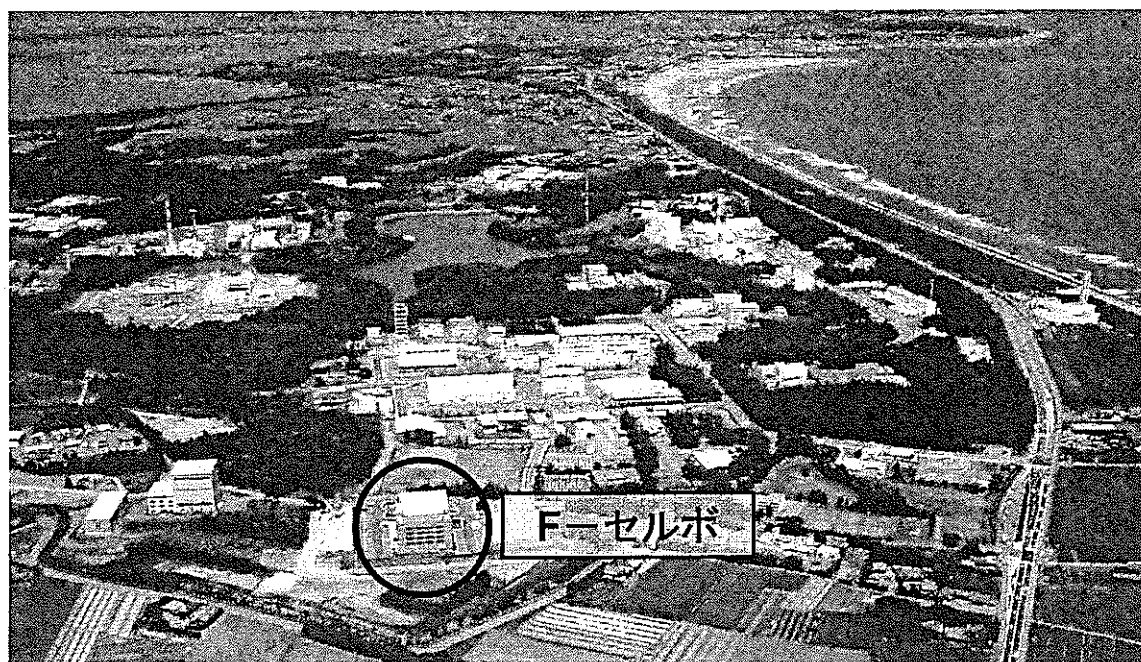
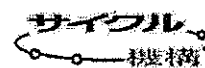


六ヶ所 再処理工場

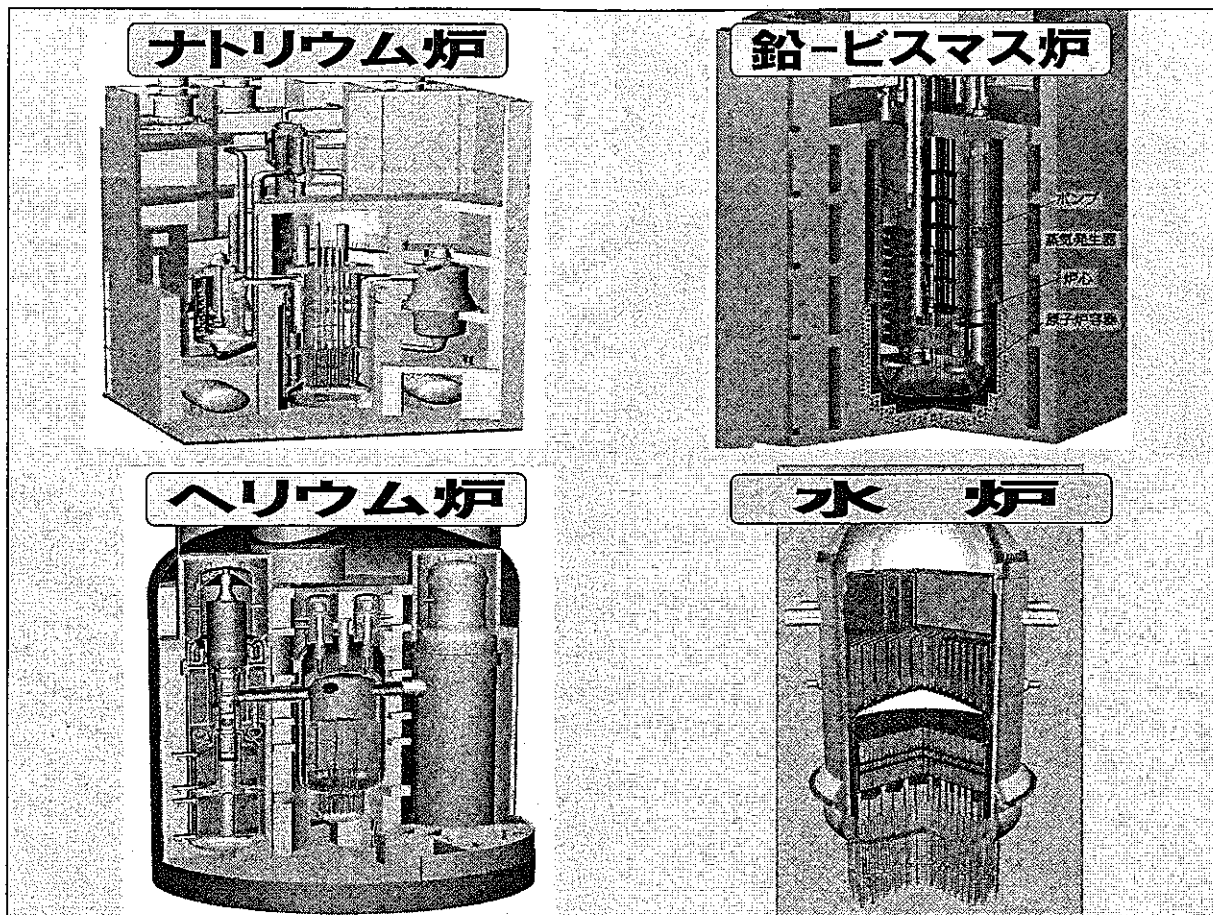


17

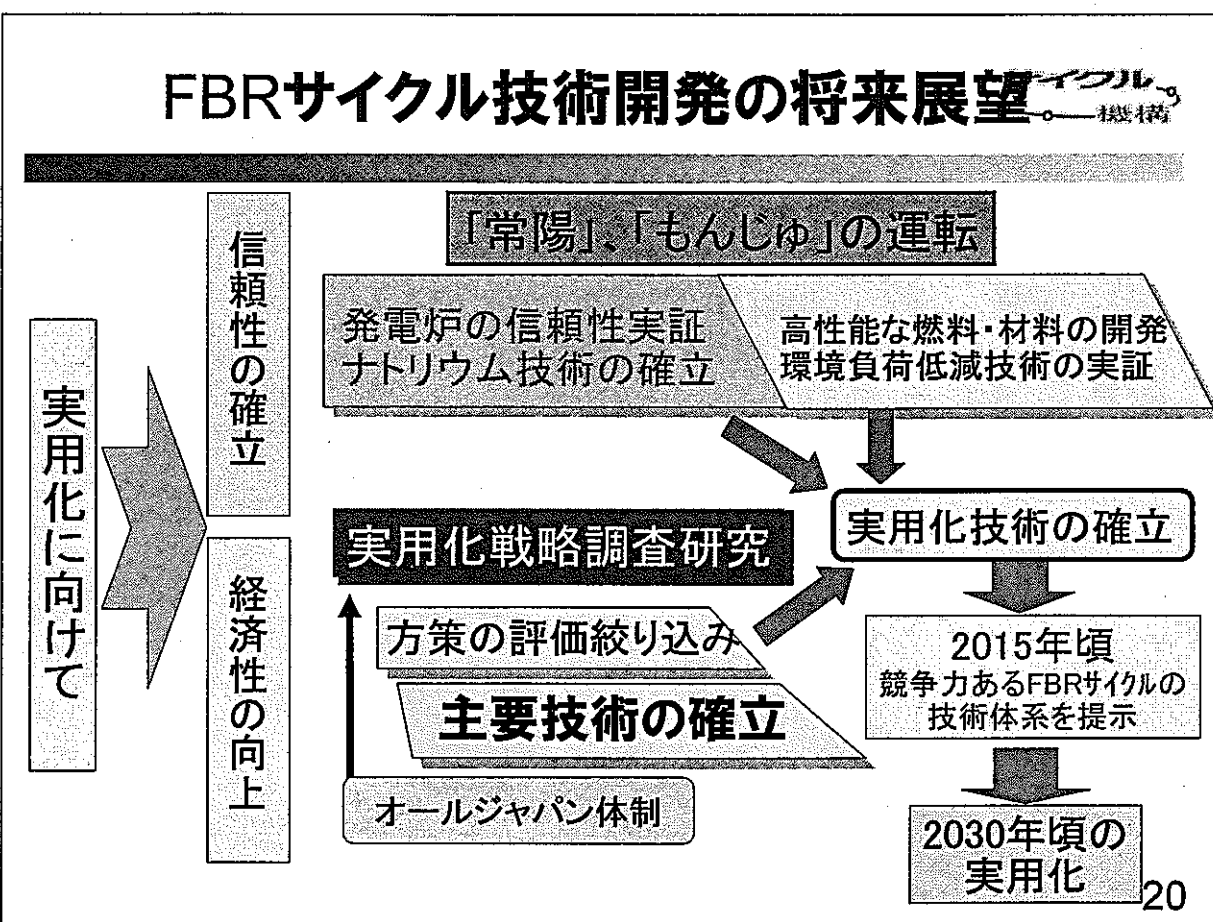
実用化戦略調査研究



18








FBRサイクル技術開発の将来展望 イカル機構



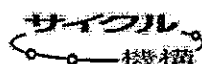
世界の高速炉の状況









日本 		
実験炉「常陽」	(14万kWt)	: 運転再開
原型炉「もんじゅ」	(28万kWe)	: 停止中
フランス 		
原型炉 Phenix	(14/25万kWe)	: 運転再開
ロシア 		
実験炉 BOR-60	(1.2万kWe)	: 運転中
原型炉 BN-600	(60万kWe)	: 運転中
実証炉 BN-800	(80万kWe)	: 建設中
インド 		
実験炉 FBTR	(1.3万kWe)	: 運転中
原型炉 PFBR	(50万kWe)	: 建設中
中国 		
実験炉 CEFR	(2万kWe)	: 建設中



21


国際協力









ヨーロッパ
 イギリス  ドイツ 
 フランス  スイス 

旧ソ連邦
 カザフスタン  ロシア 

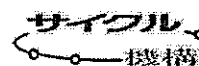
アジア
 中国  韓国 
 を合わせて9カ国

アメリカ 

人物紹介:
 ボブラフスキー ウラジミール 博士 
 カルボニエ ジャン-ルイ 博士 
 ルー ダオガン 博士 
 シム ユンスブ 博士 
 可児 吉男 
 ラルフ G. ベネット 博士 

22

アメリカ



人 口 : 2億9000万人 (世界第3位)

原子力発電所 : 104基

原子力の割合 : 20.3%

原子力政策 : 原子カルネッサンス
安定供給・核不拡散



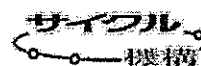
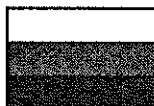
講演者 : ラルフ G. ベネット博士

【内 容】

- ・ 第4世代原子力システム計画
- ・ 先進的核燃料サイクルイニシアチブ

23

ロシア



人 口 : 1億4400万人 (世界第7位)

原子力発電所 : 30基

(建設中 : 3基)

原子力の割合 : 16.0%

原子力政策 : エネルギー安定供給
原子力産業の国際展開



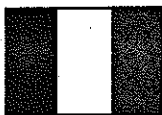
講演者 : ポプラフスキー ウラジミール博士

【内 容】

- ・ 実証炉 (BN-800 : ナトリウム冷却) の技術開発
- ・ 鉛-ビスマス冷却炉について

24

フランス



人 口 : 6000万人 (世界第 2 1 位)
 原子力発電所 : 58基
 原子力の割合 : 78.0%
 原子力政策 : エネルギー安定供給
 電力輸出



講演者 : カルボニエ ジャン-ルイ博士

【内 容】

第4世代原子力システム (ガス冷却高速炉技術)

25

中 国



人 口 : 12億9000万人 (世界第 1 位)
 原子力発電所 : 8基
 (建設中 : 4基)
 原子力の割合 : 1.4%
 原子力政策 : 電力需要対応
 (急激な経済成長)



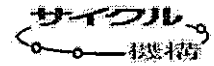
講演者 : ルー ダオガン博士

【内 容】

- ・核燃料サイクルの開発状況
- ・高速実験炉 (CEFR) と国際協力

26

韓国



人口 : 4800万人 (世界第26位)

原子力発電所 : 18基
(建設中 : 2基)

原子力の割合 : 38.6%

原子力政策 : エネルギー安定供給



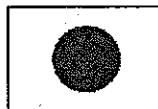
講演者 : シム ユンスブ博士

【内容】

ナトリウム冷却炉 (KALIMER-150、600) の開発

27

日本



人口 : 1億2700万人 (世界第9位)

原子力発電所 : 54基
(建設中 : 3基)

原子力の割合 : 34.5%

原子力政策 : エネルギー安定供給
環境適合性



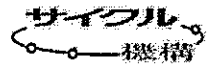
講演者 : 可児 吉男

【内容】

- ・ FBRサイクルの目指すもの
- ・ 技術開発の現状と展望

28

おわりに



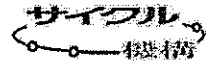
- 地元の皆様のご理解とご協力に感謝
- 世界の新しい原子力開発を牽引
- 国際協力の積極的な推進
- 高速炉サイクルの実現



大洗町民憲章

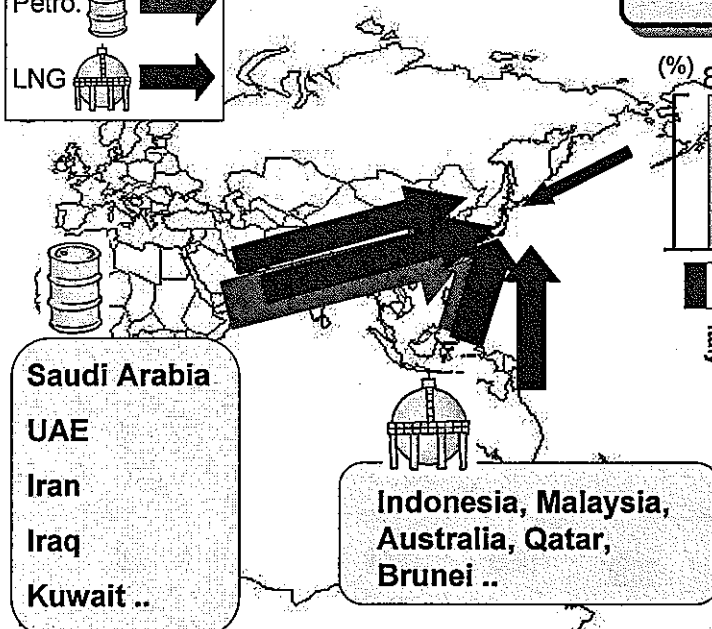
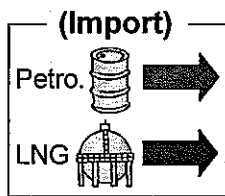
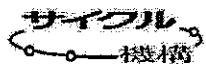


写真「光景」大図 民輝氏

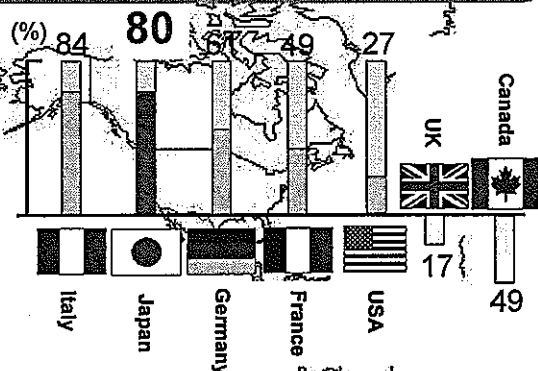


1

Energy Security



Percentage of Energy Import



Source: OECD ENERGY OUTLOOK (1999-2000)

Current Topic: Beef Supply Suspended



用済れた牛丼が売り切れ、取り外される牛丼のメニュー。11日午後、東京新聞

最後の一杯にしんみり

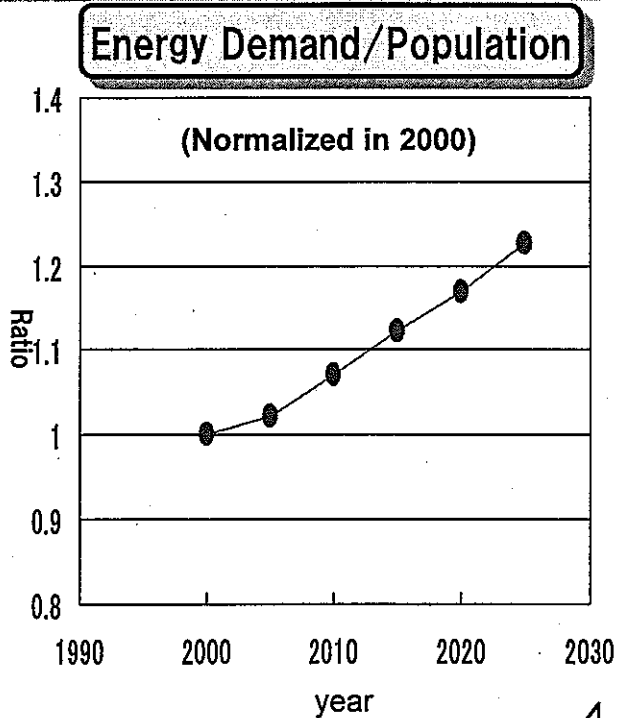
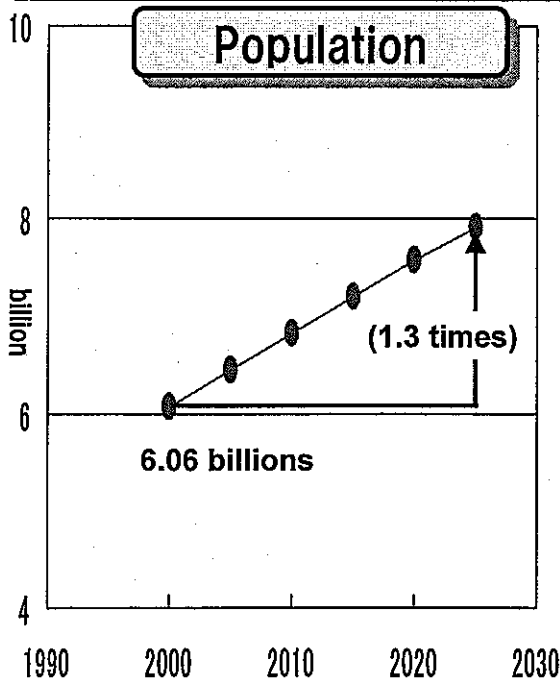
吉野家、牛丼販売を停止

松屋も15日まで

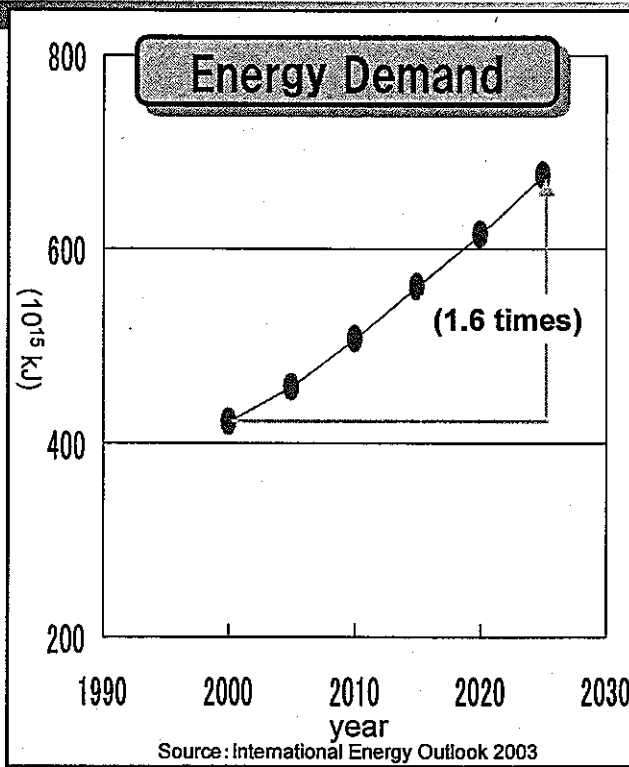
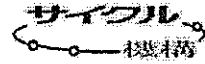
水戸市内も早朝売り切れ
 県内でも吉野家の店(吉野)など約20店、牛丼は売り切れし、水戸市内では、水戸市吉野家の店も早朝に「水戸新聞」の配達員に「水戸市内の店舗も早朝に吉野家の配達員に」

The Ibaraki Shimbun Press
 (12 Feb. 2004)

Future Prospect of the World

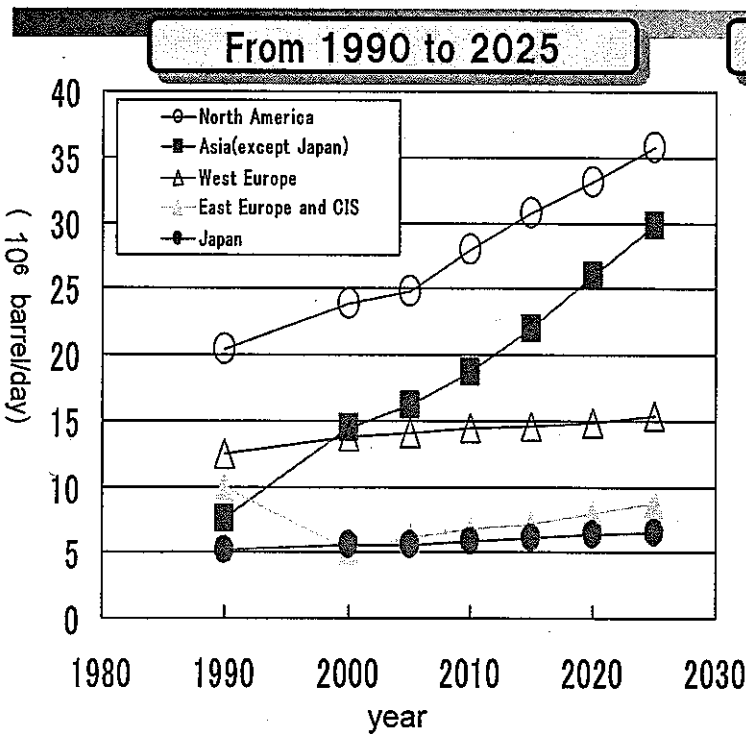


Future Prospect of the World













5

Trend and Prospect of Petroleum Demand

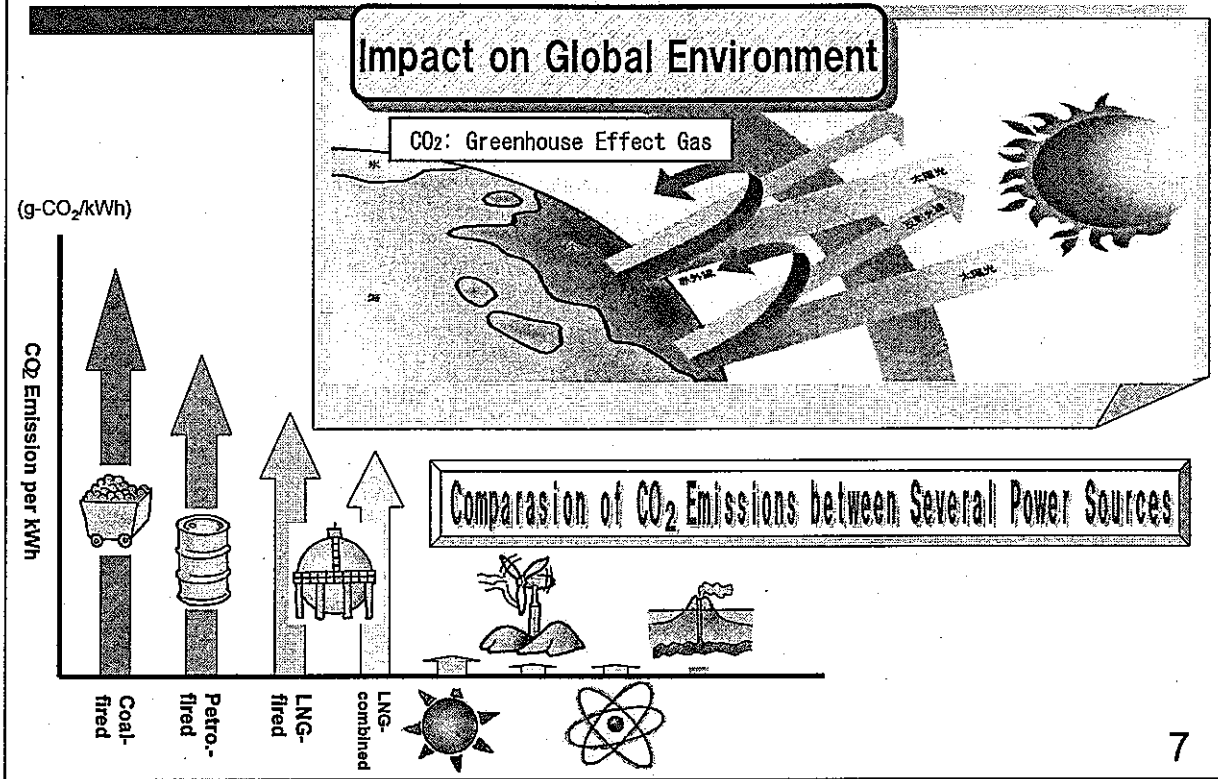
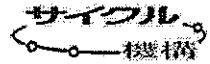


Top 10 Petro. User (2002)

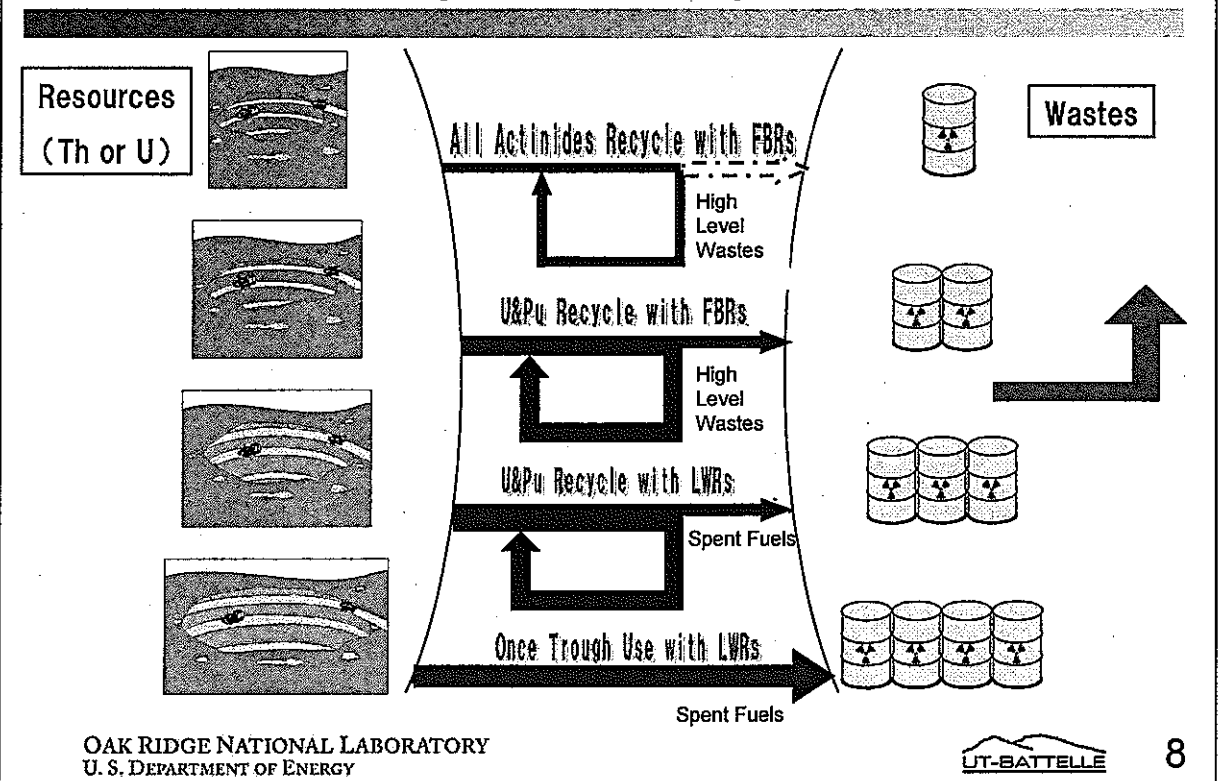
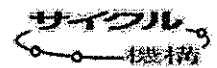
Country	Petroleum Consumption (10 ⁹ barrel/day)
USA 	19.7
Japan 	5.3
China 	5.3
Germany 	2.7
Russia 	2.6
Korea 	2.2
Brazil 	2.2
India 	2.1
Canada 	2.0
France 	2.0

6

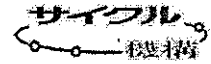
Global Warming Problem



Relationship between Resources and Wastes with Regard to Fuel Cycle Modes



Nuclear Fuel Cycle

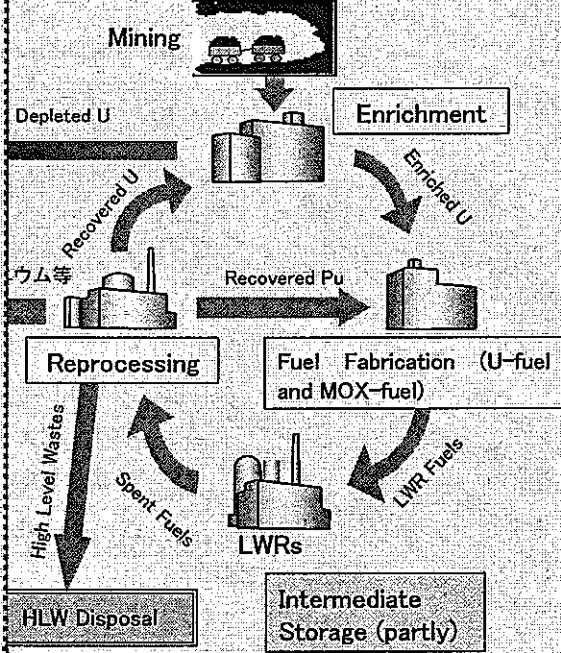


U-235 (burnable)
Only 0.7% Usable for LWRs

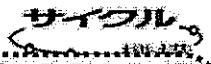
U-238 (directly unburnable)
99.3%



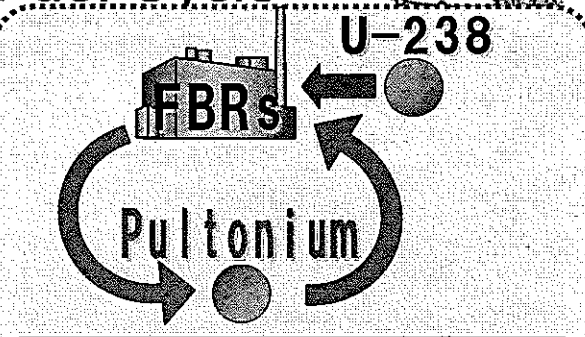
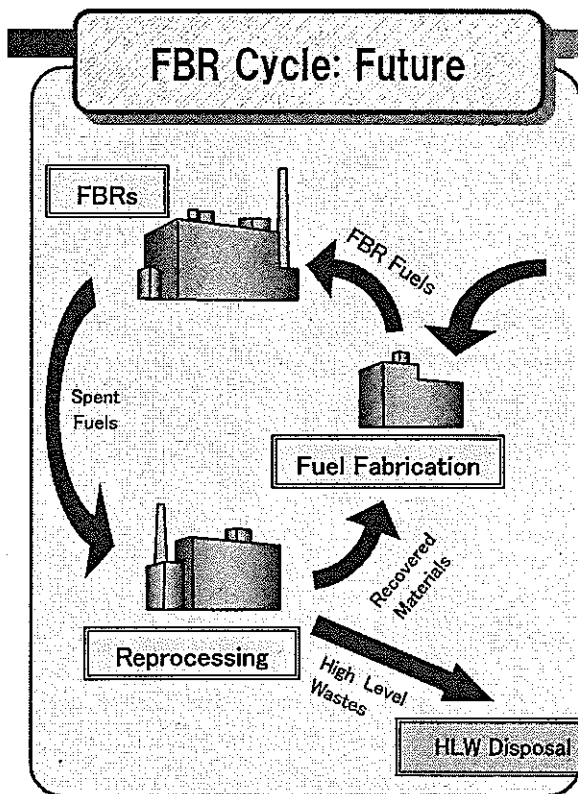
LWR Cycle: Present Situation (LWR-MOX Use and Intermediate Storage)



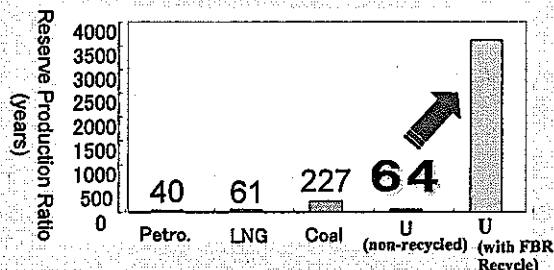
Nuclear Fuel Cycle



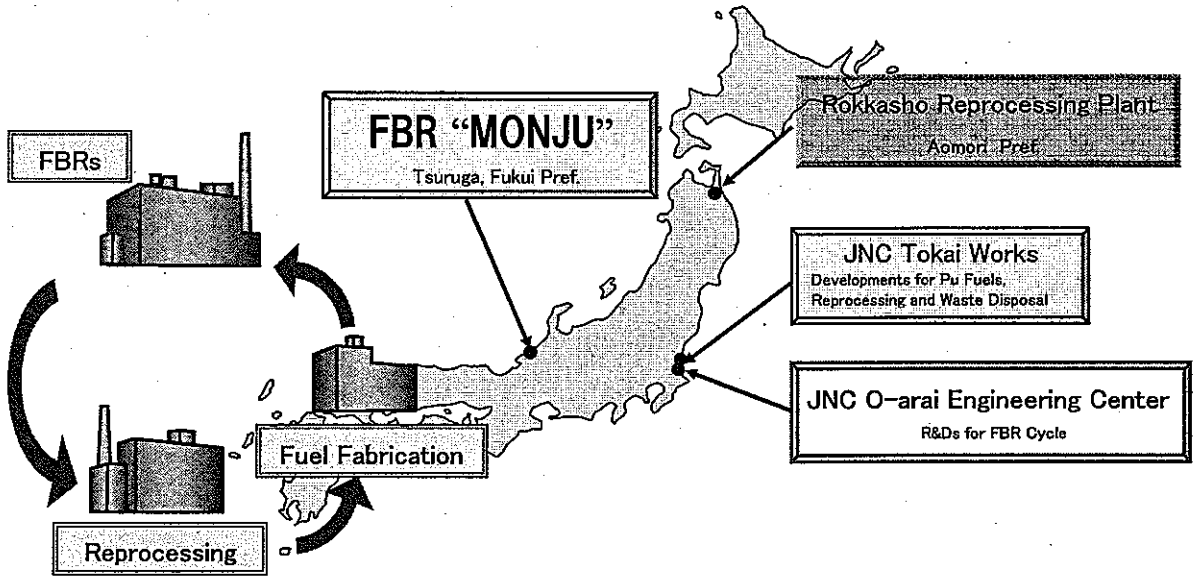
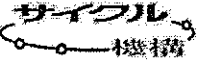
FBR Cycle: Future



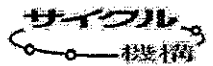
U-238 is converted into Pu and made full use
For Thousands Years!



FBR Fuel Cycle Installations in Japan

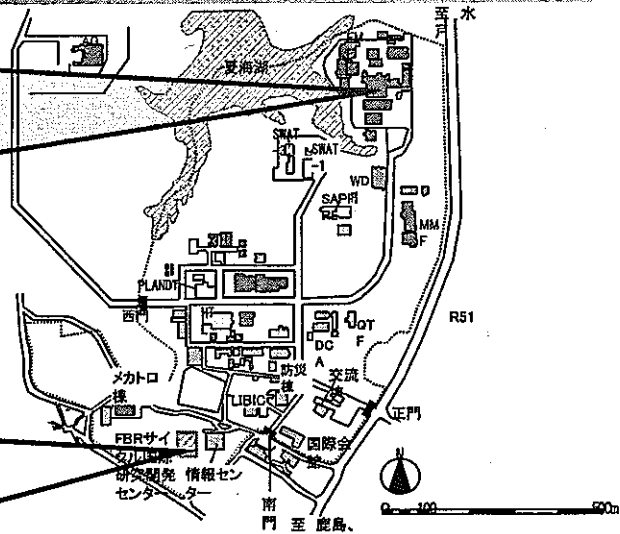


O-arai Engineering Center



• Thermal Power : 140 MWt	
• Coolant : Sodium	
• Fuel : U-Pu MOX	

Experimental Fast Reactor "JOYO"



- Reactor and PIE Facilities
- Facilities for Components, Structures, and Materials
- Facilities for Safety Technologies
- Administration
- Waste Treatment etc.

The Coming Roles of "JOYO"

— Pioneering the Epoch of Atomic Energy —

Renewal Core (Mk-III) : Improved Irradiation Ability (140MWt)

① R&Ds for New Type Fuels & Materials

• Near Term (5~10y): Leading R&Ds for FBR

- MA added Fuels
- Oxide Dispersed Steel etc.

② Confirmation of New Technologies

- Self Actuated Shutdown System

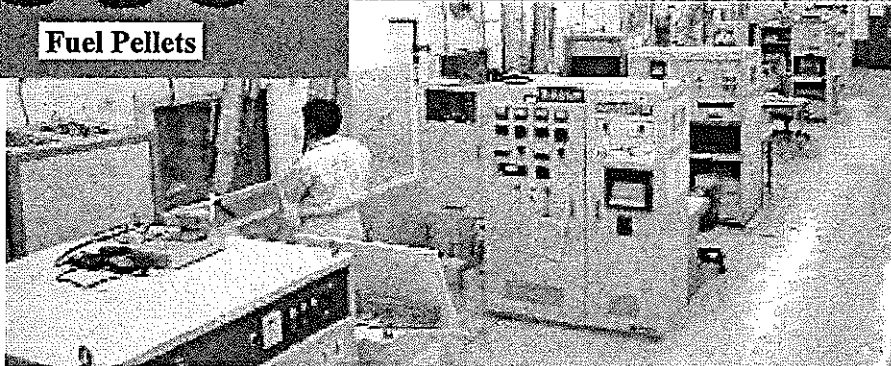
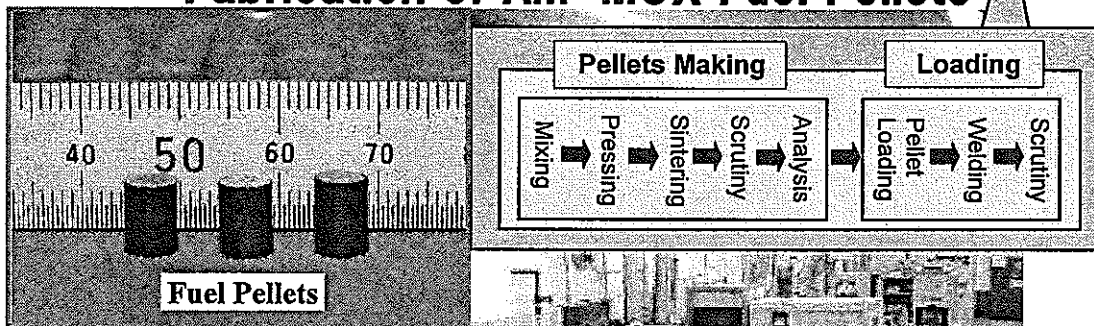
③ Irradiations for Public Users

- ex. Fusion Material R&Ds

13

R&Ds for MA Added Fuels

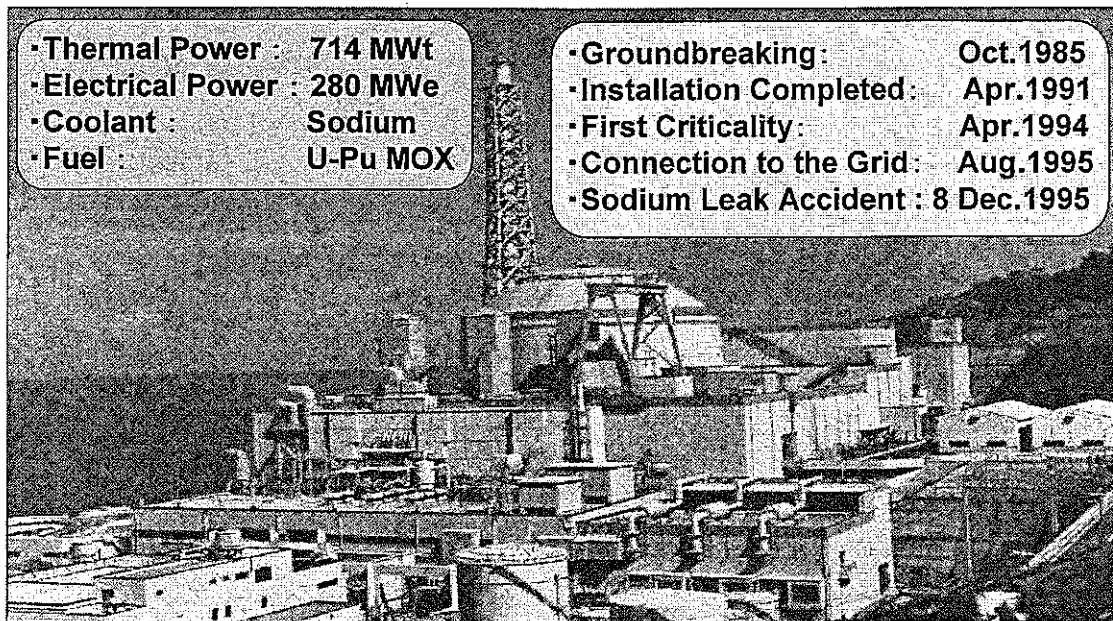
Fabrication of Am-MOX Fuel Pellets



14

Prototype FBR "MONJU"

<ul style="list-style-type: none"> • Thermal Power : 714 MWt • Electrical Power : 280 MWe • Coolant : Sodium • Fuel : U-Pu MOX 	<ul style="list-style-type: none"> • Groundbreaking : Oct. 1985 • Installation Completed : Apr. 1991 • First Criticality : Apr. 1994 • Connection to the Grid : Aug. 1995 • Sodium Leak Accident : 8 Dec. 1995
--	---

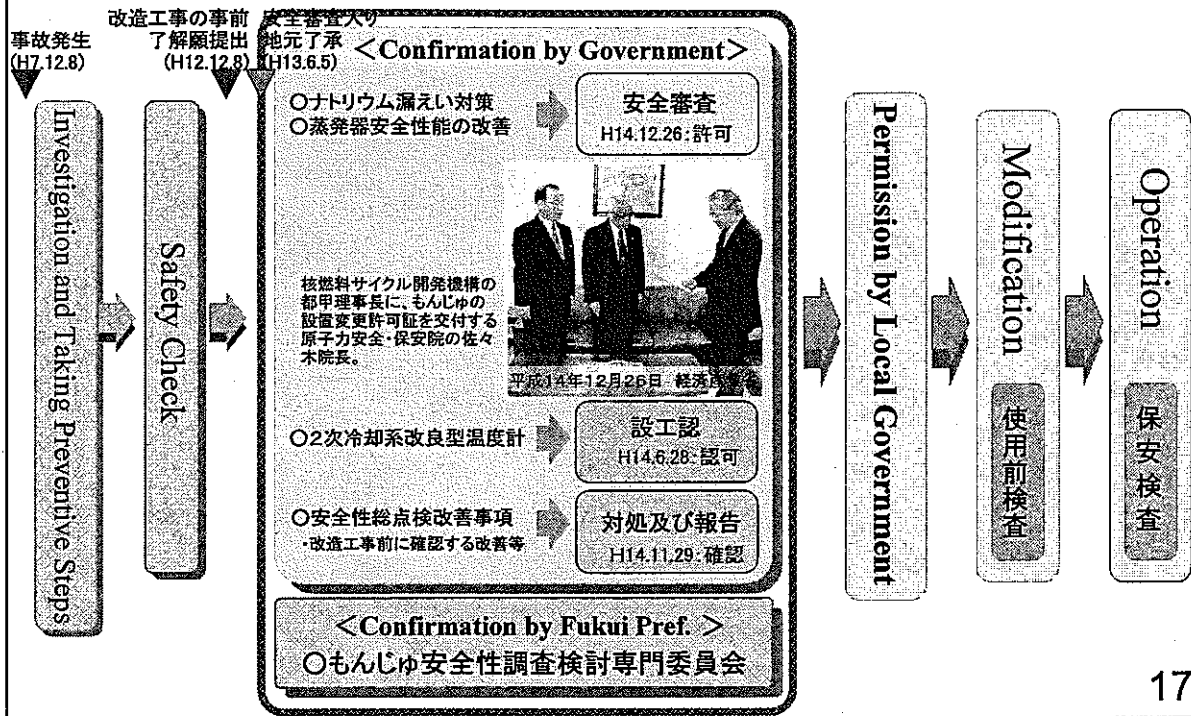


15

The Roadmap of "MONJU"

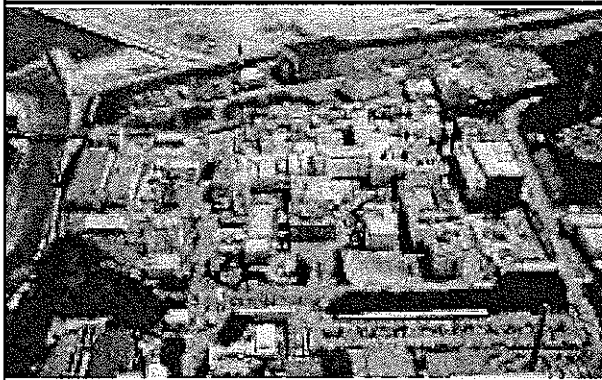
The Accident		1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004
▽	平成7年12月8日 H9.2									
▽	事前了解願い提出 H12.12.8									
▽	安全審査入りの了承 H13.6.5									
▽	H15.1.27 控訴審判決									
▽	H15.1.31 3.27									
▽	上告受理申立理由書提出									
Investigation	H8.12 Safety Check & Taking Preventive Steps	H10.5								
Confirmation of Safety	H13.6.6申請									
Modification	H14.12.26 設置変更許可 12.27 設計及び工事の方法の変更に係る認可申請									
Test Run										
PA Activities	H8.12~ H11.11 県内35市町村地元説明会									
	H12.10 県内6箇所原子力長期計画説明会									
	H13.10~ さいくろミーティング									
	H14.4.25~26 第3回教習国際エネルギーフォーラム									
	10.31 シンポジウム福井									
	11.12 第4回 教習フォーラム									
	H15.8.26 シンポジウム福井									
	11.20 第5回 教習フォーラム									
Deliberations of Monju Safety Council	H13.8 もんじゅ安全性調査検討専門委員会									
	9.16報告書まとめ(第18回)									
	9.19県議会への説明									
	9.24教習市議会への説明									
	*11.10(第19回)最終とりまとめ									
	*11.14知事への報告									
	*12.13県民説明会									
Discussion on Atomic Energy Policy	H14.10.19 原子力安全委員会 福井原子力安全シンポジウム									
	H12.11 原子力長期 計画の策定									
	日本原子力産業会議年次大会 H15.4.15~17 (教習・福井)									
	H15.6.28 原子力委員会シンポジウム 「市民参加懇話会in教習」									
	7.16 文科省説明会(教習)									
	8.04 環境エネルギー懇話会(福井)									
	8.31 原子力との共生フォーラム(福井)									
	9.13 もんじゅのシンポジウム(福井)									
	10.25 もんじゅのシンポジウム(教習)									
	11.27 FBR国際ワークショップ(教習)									
	11.28 2003エネルギーフォーラムin教習									
原子力政策円卓会議 高速増殖炉懇談会 新円卓会議 動燃改革										
	H14.2.15 新法人設立準備、平成16年度までに法案提出									

Safety Confirmation of "MONJU"

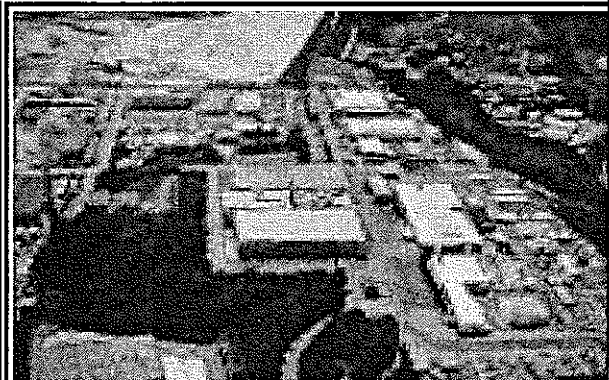


JNC Tokai Works

Reprocessing, Pu Fuel Fabrication,
and R&Ds for Disposal of High Level Waste

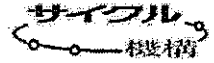


Reprocessing Plant



Fuel Fabrication Plants

Commercial Reprocessing Plant

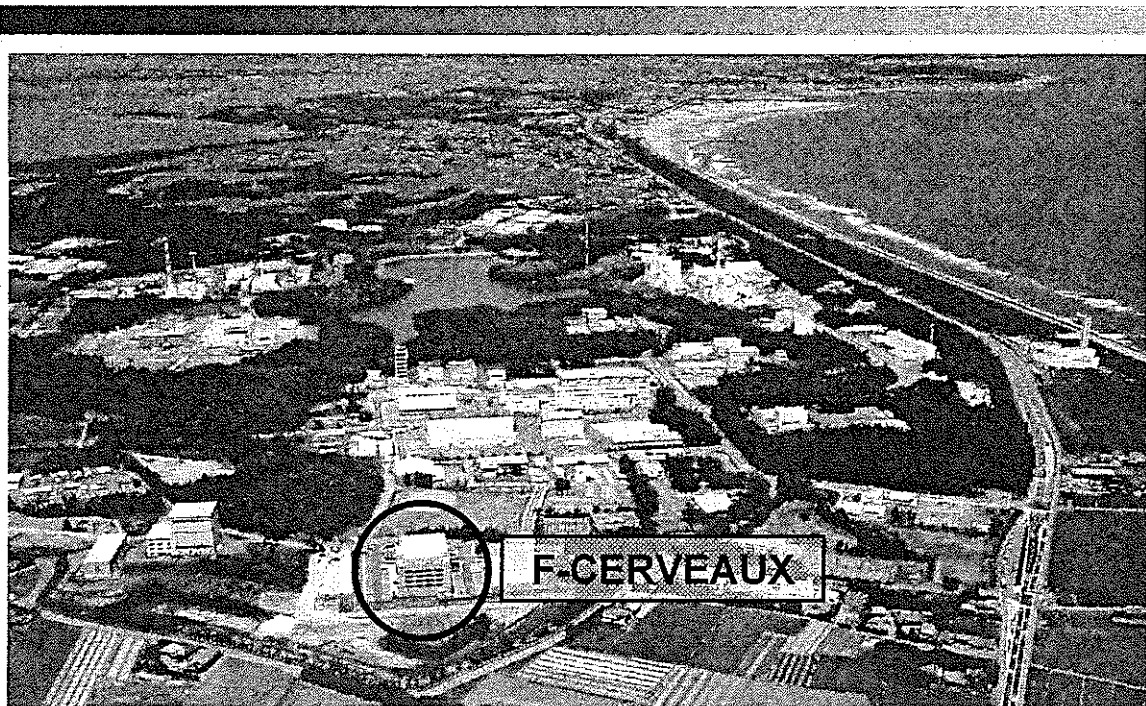


Rokkasho Reprocessing Plant (JNFL)



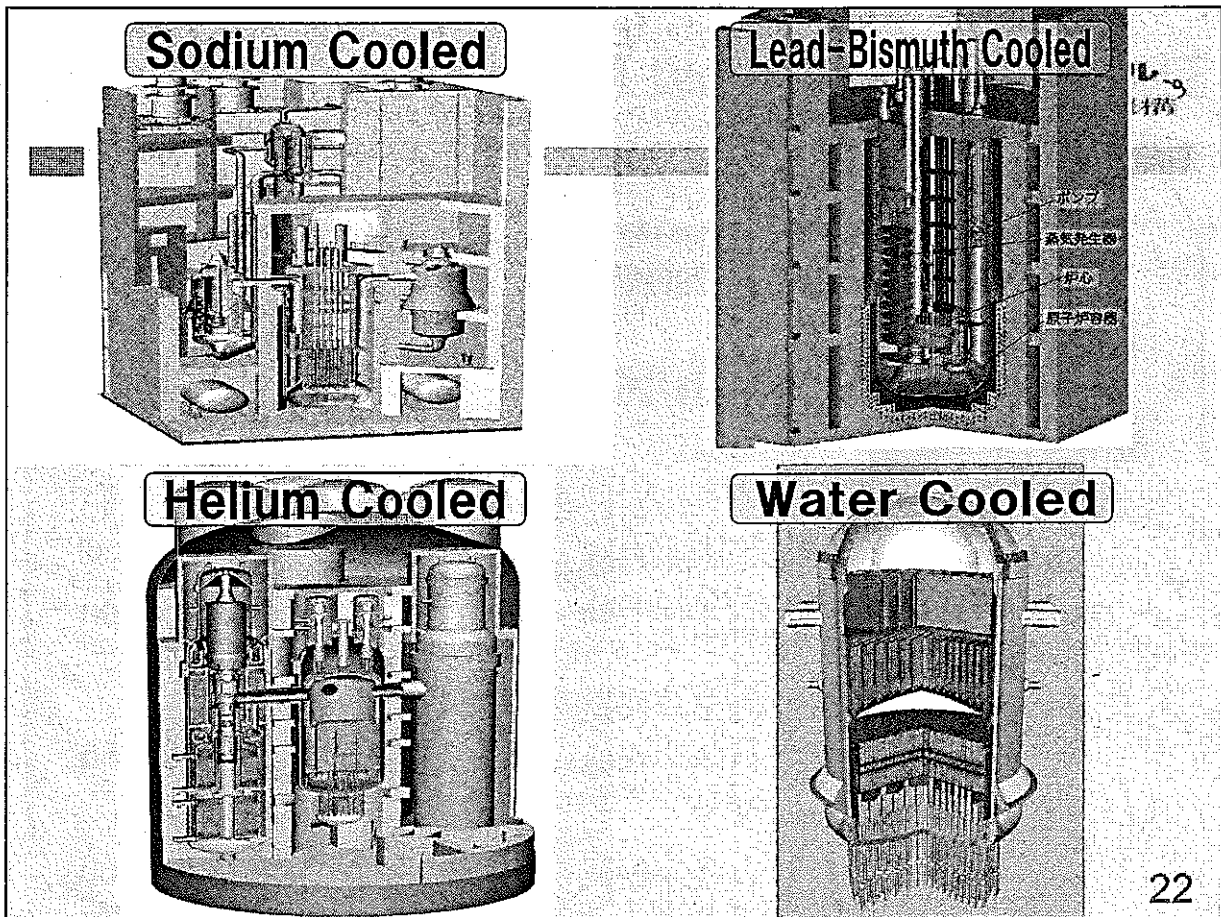
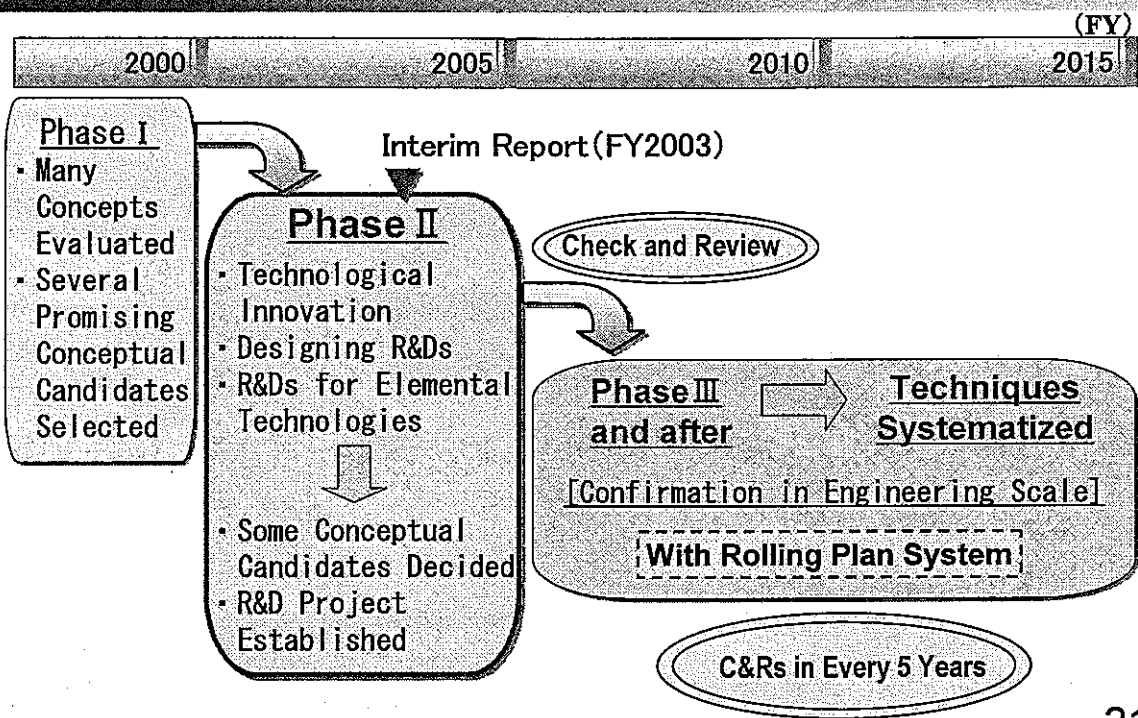
19

Feasibility Study (FS) on Commercialized FR Cycle Systems

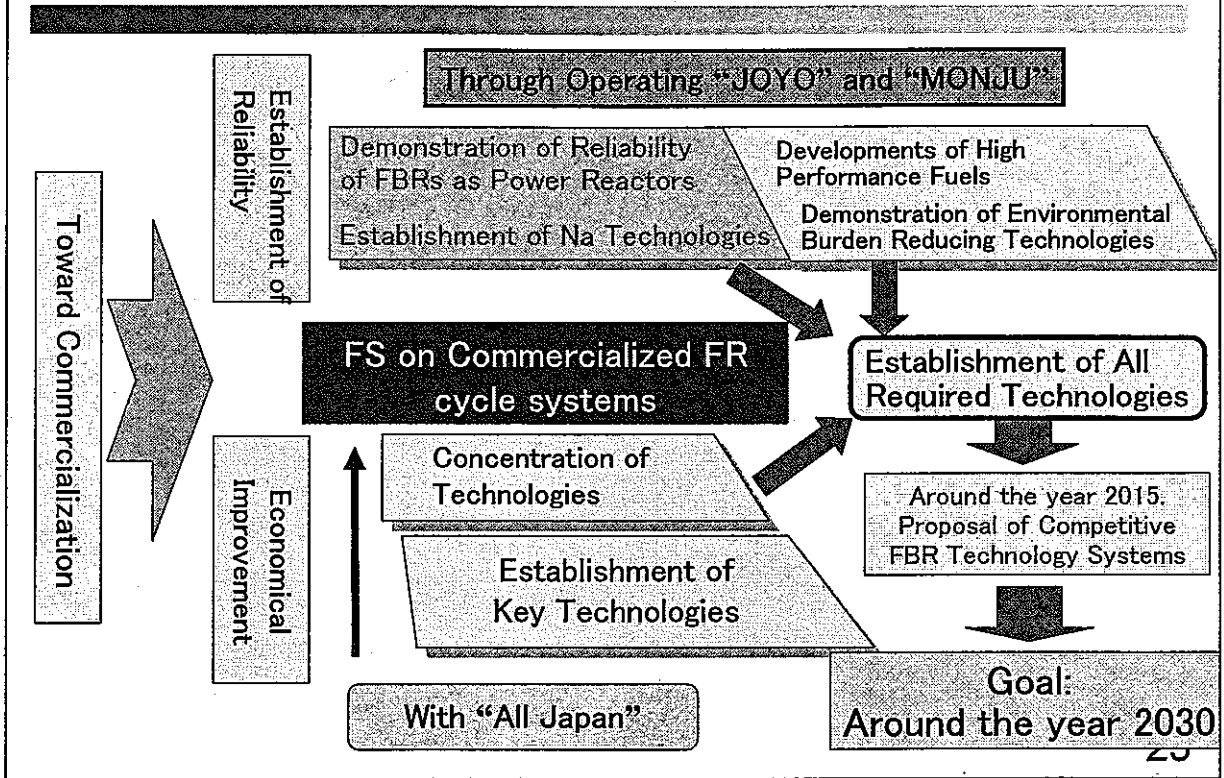
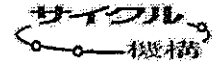


20






The Roadmap of the FS



The Vista of FBR System



The Statuses of Fast Reactors in the World

JAPAN 		
Experimental	"JOYO" (140MWe)	: Resumed (in 2003)
Prototype	"MONJU" (280MWe)	: Suspended
FRANCE 		
Prototype	"Phenix" (14/250MWe)	: Resumed
RUSSIA 		
Experimental	BOR-60 (12MWe)	: In Operation
Prototype	BN-600 (600MWe)	: In Operation
Demo	BN-800 (800MWe)	: Under Construction
INDIA 		
Experimental	FBTR (13MWe)	: In Operation
Prototype	PFBR (500MWe)	: Under Construction
CHINA 		
Experimental	CEFR (20MWe)	: Under Construction

International Cooperation



Europe
UK, Germany, France, Swiss

CIS
Kazakhstan, Russia

Asia
China, Korea, and 7 countries

USA

Dr. V. Poplavskiy

Dr. Jean-Louis Carbonnier

Dr. Daogang Lu

Dr. Sim Yoon Sub

Dr. Karl Yoshio

Dr. Ralph G. Bennett

The Circumstance: USA



Population : 290 Millions (the 3rd in the world)

NPPs : 104 Plants

Share of Electricity : 20.3%

Policy : "Atomic Renaissance"
Stability of Energy Supply
Non Proliferation



Presenter : Dr. Ralph G. Bennett

- 【Outline】**
- Generation IV Nuclear Energy Systems
 - Advanced Fuel Cycle Initiative

The Circumstance: Russia



Population : 144 Millions (the 7th in the world)

NPPs : 30 Plants
4 Plants (under construction)

Share of Electricity : 16.0%

Policy : Stability of Energy Supply
International Marketing of Atomic Industry

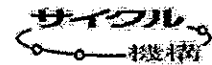


Presenter : Dr. Poplavsky V.

【Outline】

- R&Ds of BN-800 Sodium Cooled Demo-FR
- Lead-Bismuth Cooled Reactors

The Circumstance: France

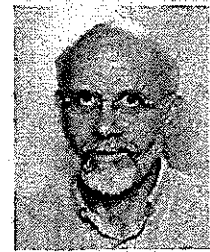


Population : 60 Millions (the 21th in the world)

NPPs : 58 Plants

Share of Electricity : 78.0%

Policy : Stability of Energy Supply
Electricity Export around Europe

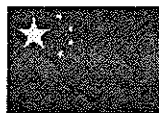


Presenter : Dr. Jean-Louis Carbonnier

【Outline】

- Generation-IV Nuclear Energy Systems (Gas Cooled FR Technology)

The Circumstance: China



Population : 1.29 Billions (the 1st in the world)

NPPs : 8 Plants

4 Plants (under construction)

Share of Electricity : 1.4%

Policy : Electricity Supply Sufficient
for Growing Demand



Presenter : Dr. Daogang Lu

【Outline】

- Status of Development of Nuclear Cycle
- CEFR Experimental FR and International Cooperation

The Circumstance: Korea



Population : 48 Millions (the 26th in the world)

NPPs : 18 Plants

2 Plants (under construction)

Share of Electricity : 38.6%

Policy : Stability of Energy Supply

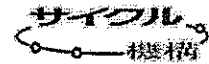


Presenter : Dr. Sim Yoon Sub

【Outline】

Development of KALIMER -150 and -600
Sodium Cooled Reactors

The Circumstance: Japan



Population : 127Millions (the 9th in the world)

NPPs : 54 Plants
3 Plants (under construction)

Share of Electricity : 34.5%

Policy : Stability of Energy Supply
Environmental Adaptability



Presenter : Dr. Kani Yoshio

【Outline】

- the Direction of FBR Cycle
- Situation and Prospect of R&Ds

31

Conclusions

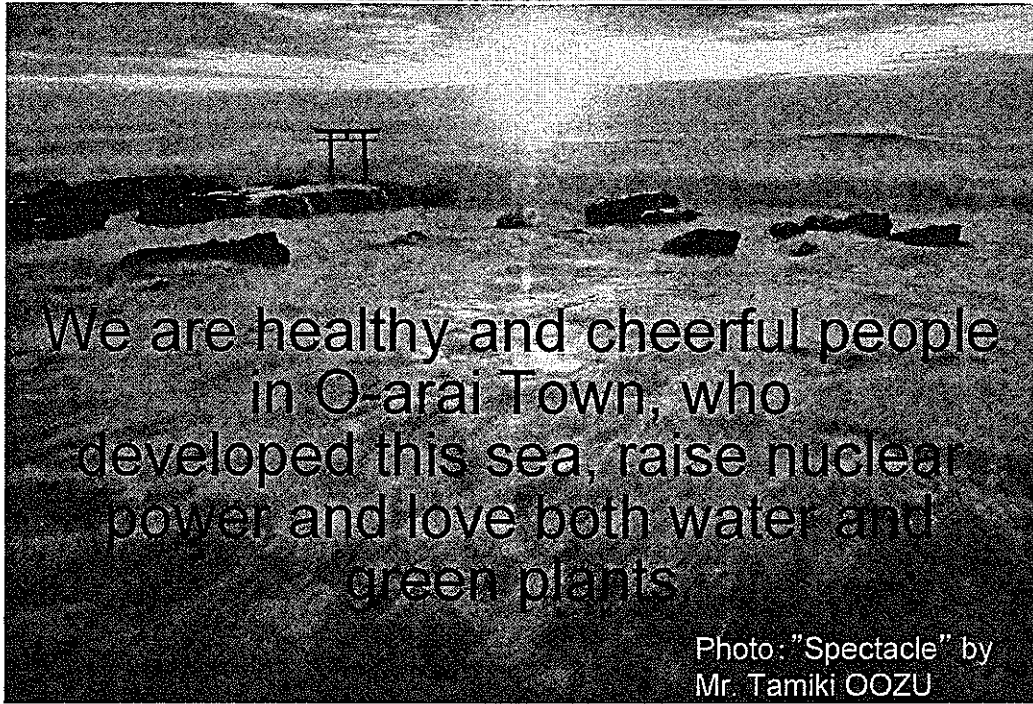
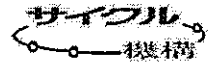


- Appreciation for the Understanding & Cooperation from the Community
- Leading R&Ds for Atomic-Energy Epoch around the World
- Promoting International Cooperation and Contributions
- Aiming to the Goal..
Realization of FBR Cycle!

32



The Charter of O-arai Town People



We are healthy and cheerful people
in O-arai Town, who
developed this sea, raise nuclear
power and love both water and
green plants.

Photo: "Spectacle" by
Mr. Tamiki OOZU

[技術報告]

(1) AFCI and Generation IV in the United States

米国アイダホ国立工学環境研究所 革新原子力部長

Ralph G. BENNETT

O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium 2004: The Direction of the World in Fast Reactor Fuel Cycle Development and the Role of the Joyo and Monju Reactors

AFCI and Generation IV in the United States

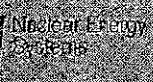
Dr. Ralph G. Bennett

*Director
Advanced Nuclear Energy, INEEL*

*National Technical Director for Systems Analysis
Advanced Fuel Cycle and Generation IV Initiatives, DOE-NE*

Technical Director, Generation IV International Forum

27 Feb 2004



AFCI and Generation IV in the U.S.

Outline

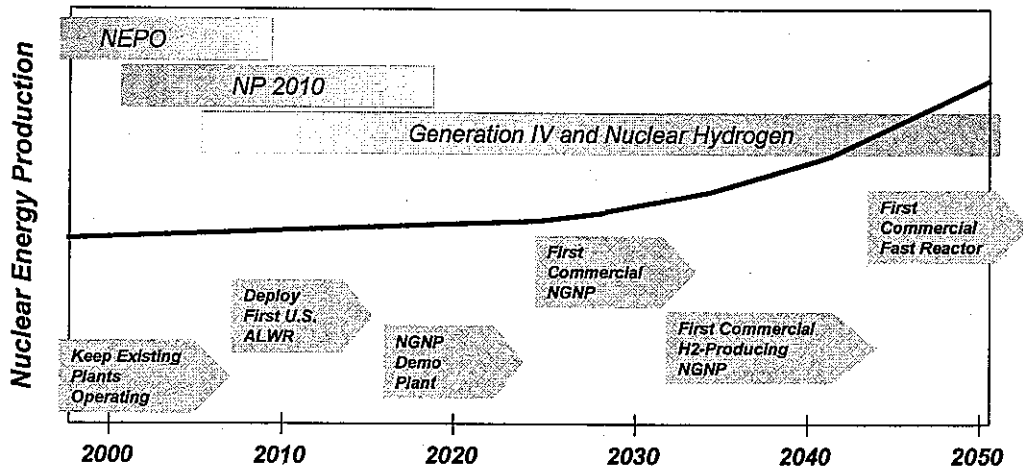
- **Programs with a vision to develop an advanced fuel cycle in the U.S.**
 - **Generation IV**
 - **Advanced Fuel Cycle Initiative**
- **Outlook for Collaborations**



AFCI and Generation IV in the U.S.

Generation IV Mission

Developing and demonstrating advanced nuclear energy systems that meet future needs for safe, sustainable, environmentally responsible, economical, proliferation-resistant, and physically secure energy.



O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

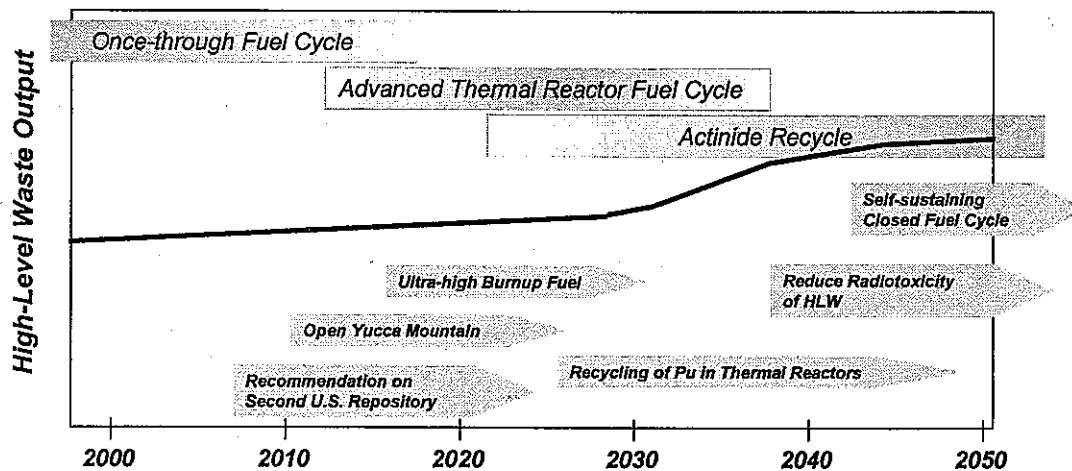
27 Feb 2003

Slide 3

AFCI and Generation IV in the U.S.

AFCI Mission

Developing and demonstrating technologies that enable the transition to a stable, long-term, environmentally, economically, and politically acceptable advanced fuel cycle.



O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

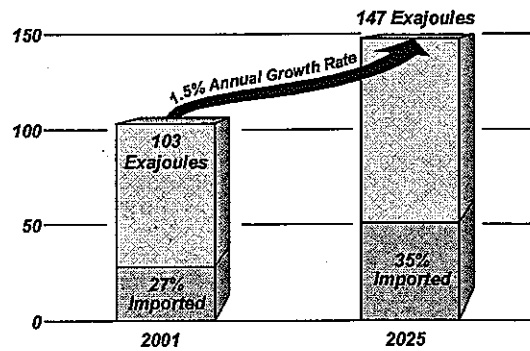
Slide 4

AFCI and Generation IV in the U.S.

Forecast for Energy Growth

- Annual outlook is 1.5% growth in U.S. energy to 2025
- Most growth is in natural gas and coal
- Imports will increase
- Nuclear can contribute if deployed in the near-term, but waste will become a major issue for significant growth

Growing U.S. Energy Demand and Imports
U. S. Total Energy Consumption (Exajoules)



O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

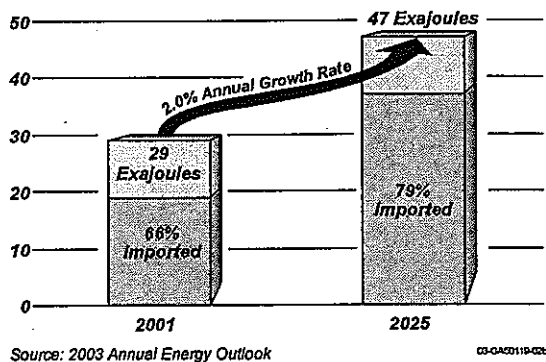
Slide 5

AFCI and Generation IV in the U.S.

Potential for Nuclear in Transportation

- Transportation sector growth leads electricity & heating
- Outlook is for a disproportionate increase in imports
- Increasing dependence on imports clouds the outlook for energy security and stability
- Hydrogen can contribute if production-distribution-end use issues can be successfully addressed

Growing U.S. Transportation Sector Energy Demand and Imports
U. S. Transportation Sector Energy Consumption (Exajoules)



O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

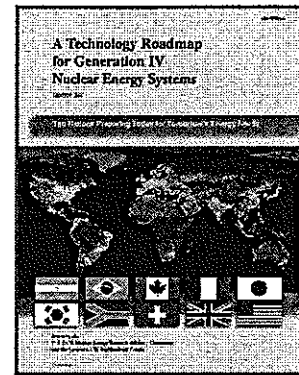
27 Feb 2003

Slide 6

AFCI and Generation IV in the U.S.

Generation IV Nuclear Energy Systems

- **Systems that are deployable by 2030 or earlier**
- **Six 'most promising' systems that offer significant advances towards:**
 - **Sustainability**
 - **Economics**
 - **Safety and reliability**
 - **Proliferation resistance and physical protection**
- **Summarizes R&D activities and priorities for the systems**
- **Lays the foundation for Generation IV R&D program plans**



<http://nuclear.gov/nerac/FinalRoadmapforNERACReview.pdf>

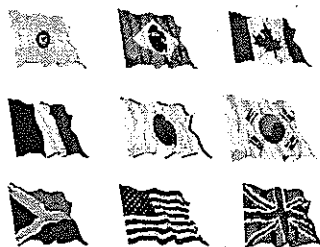
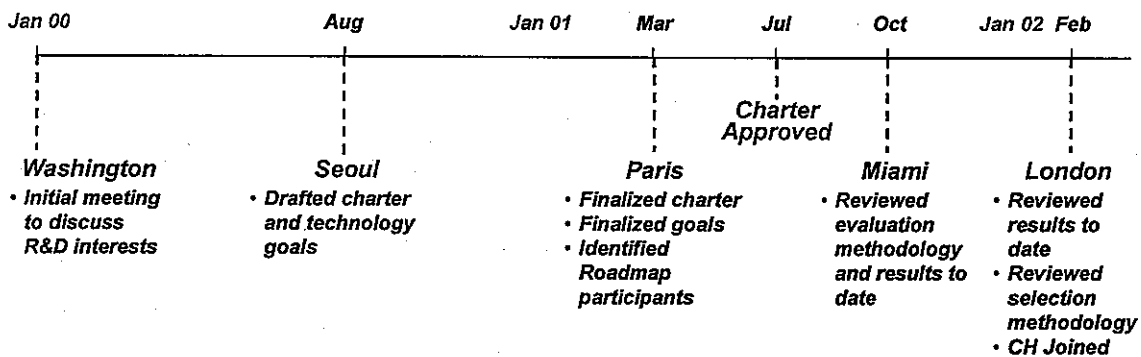
O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 7

AFCI and Generation IV in the U.S.

GIF Progress 2000 – 2002



Miami, 2001

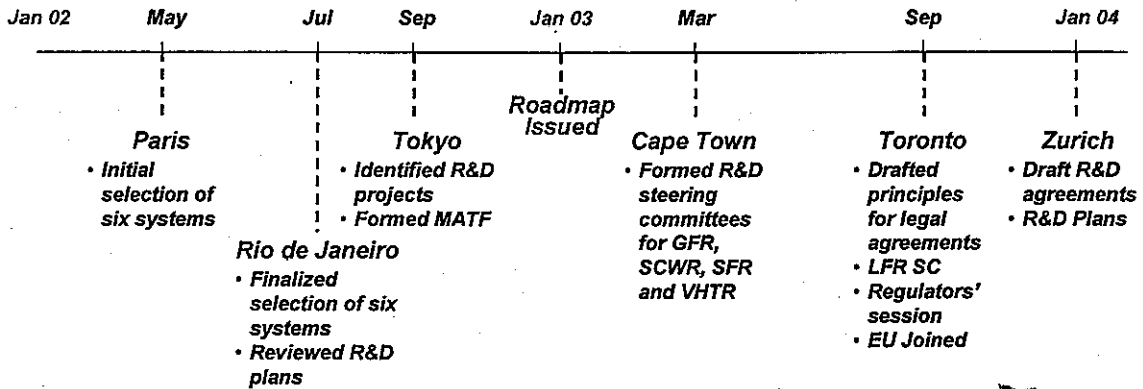
O-arai Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 8

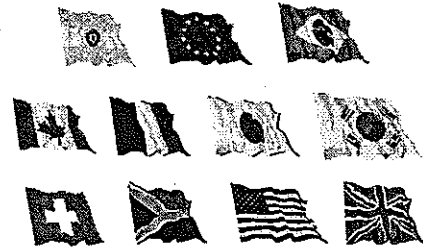
AFCI and Generation IV in the U.S.

GIF Progress 2002 – 2004



Rio de Janeiro, 2003

O-oral Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett



27 Feb 2003

Slide 9

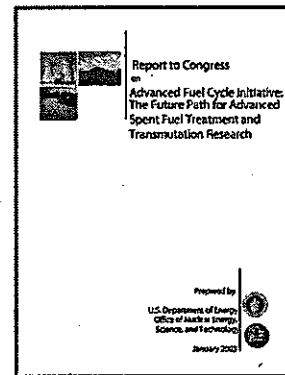
AFCI and Generation IV in the U.S.

Advanced Fuel Cycle Initiative



The goal of the DOE NE AFCI is to implement fuel cycle technology that:

- Enables more effective use of the currently proposed geologic repository so that it will serve the needs of the U.S. for the foreseeable future,
- Reduces the cost of geologic disposal of commercial spent nuclear fuel,
- Enables recovery of the energy value from commercial spent nuclear fuel,
- Reduces the toxicity of high-level nuclear waste bound for geologic disposal, and
- Reduces the inventories of civilian plutonium in the U.S.



http://www.nslclear.gov/AFCI_RptCong2003.pdf

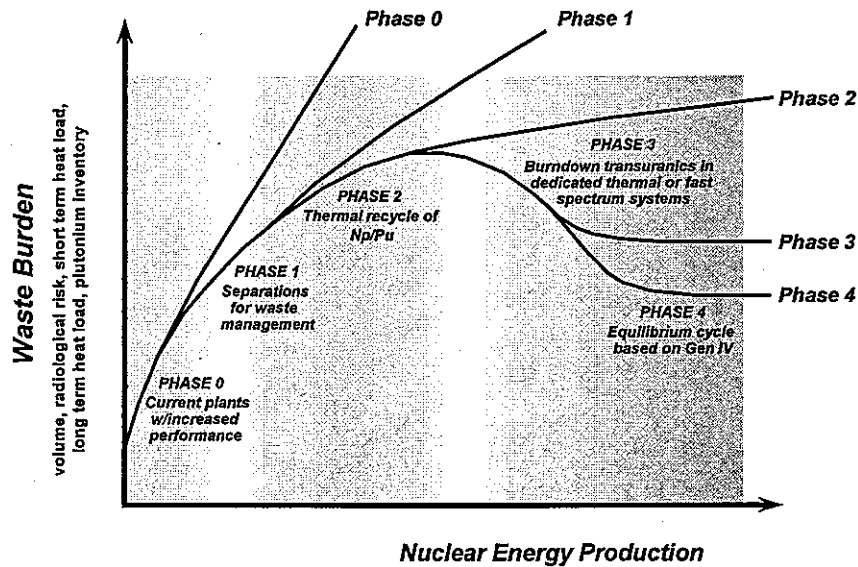
O-oral Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 10

AFCI and Generation IV in the U.S.

AFCI Phased Approach



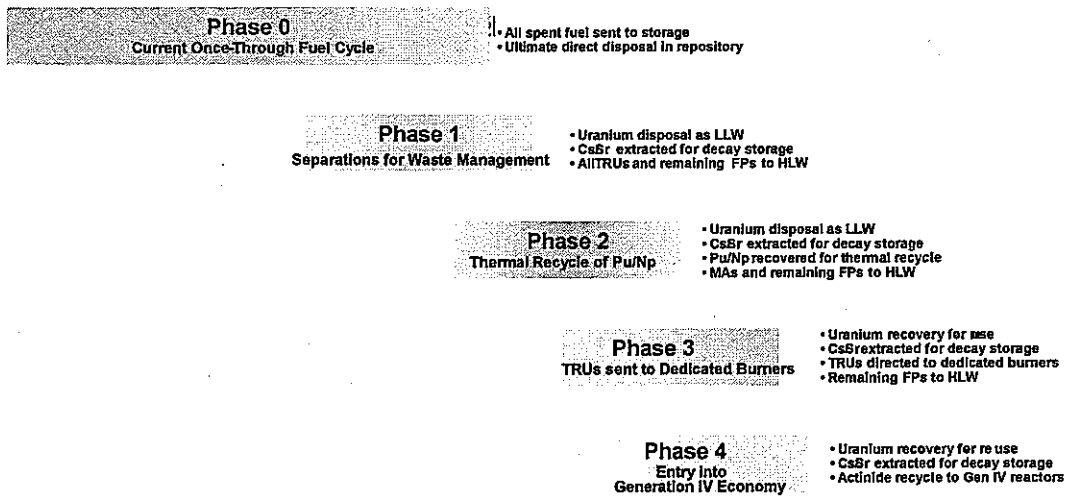
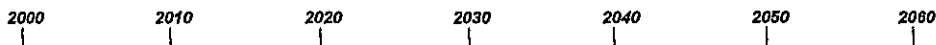
O-ara! Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 11

AFCI and Generation IV in the U.S.

Technologies in AFCI Phases



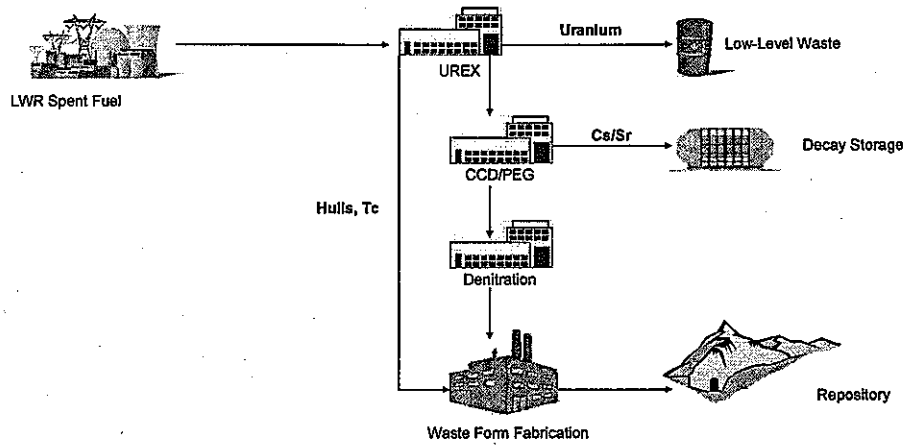
O-ara! Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 12

AFCI and Generation IV in the U.S.

Phase 1 Processing



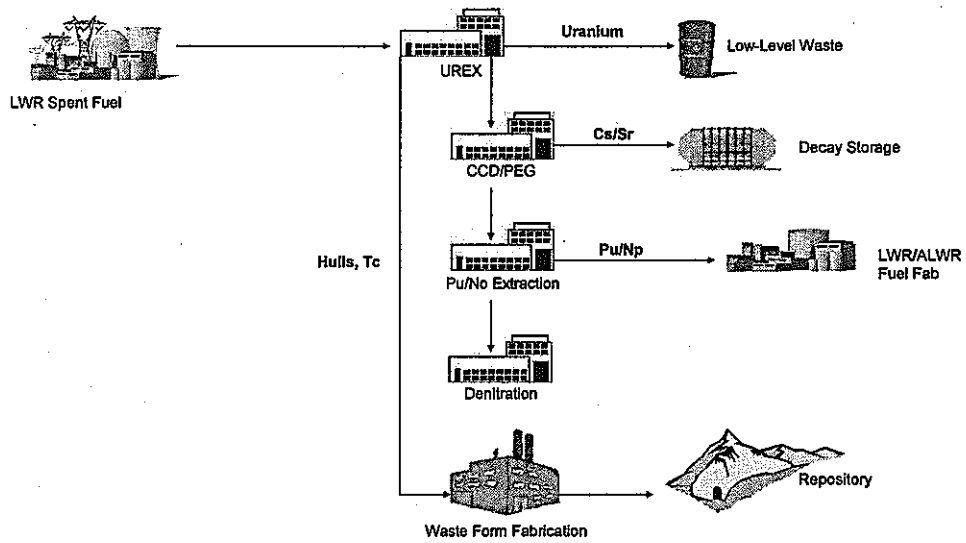
O-aral Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

27 Feb 2003

Slide 13

AFCI and Generation IV in the U.S.

Phase 2 Processing

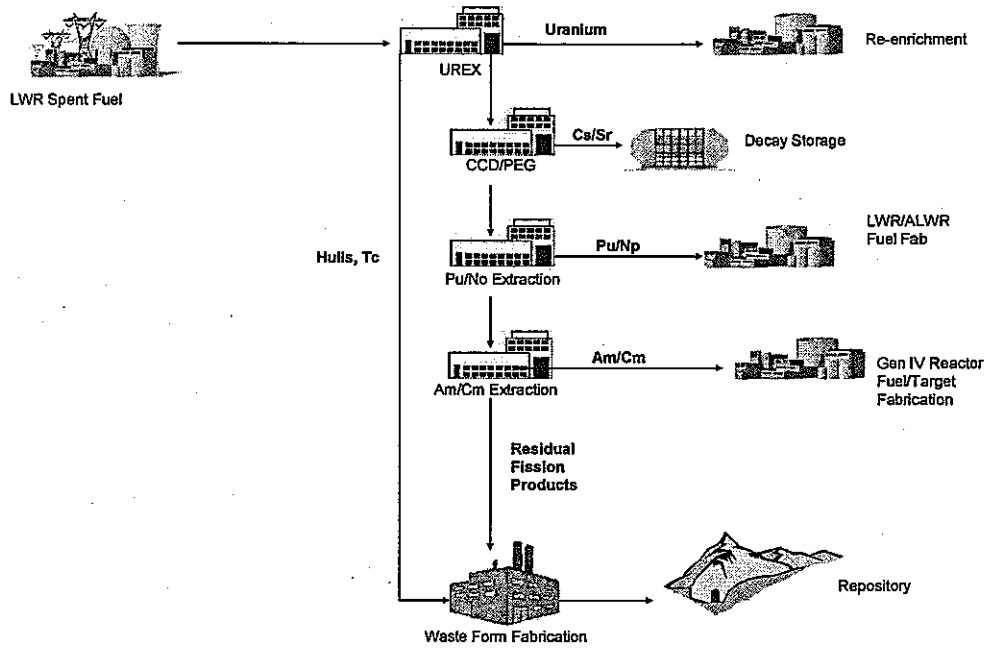


O-aral Fast Reactor Fuel Cycle Symposium/Bennett

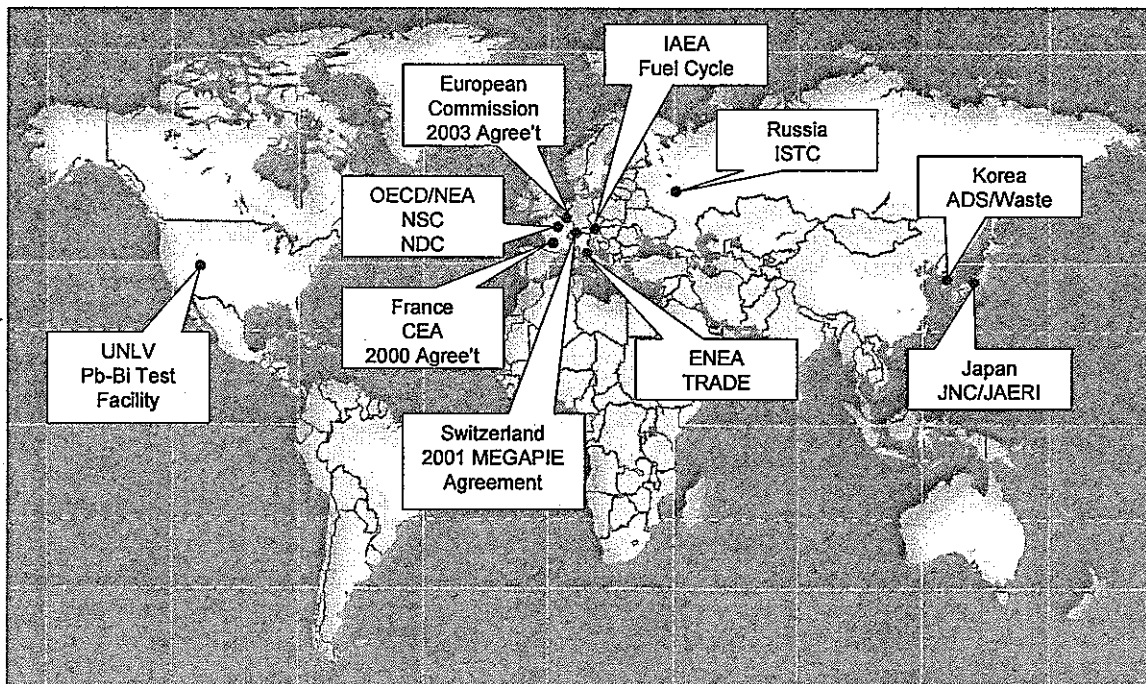
27 Feb 2003

Slide 14

Phase 3 Processing



AFCI International Collaborations



Highlights of AFCI Collaborations

- **CEA (since Sep 2000) Covering all areas of AFCI**
 - Fuels, materials, separations, systems, etc.
- **PSI (Dec 2001) MEGAPIE**
- **OECD/NEA ongoing participation in WPPT and other sub-groups**
- **EC (Dec 2003) just beginning, may include waste transmutation, inert matrix fuel (MILE) and coupled reactor/accelerator experiments**
- **ROK Interest in areas of ADS, pyroprocessing, and waste disposal; current collaborations in reduction of spent oxides, and safeguards development**
- **JNC/JAERI Joint Coordinating Committee (JCC) meetings ongoing**
 - Aqueous and pyroprocessing R&D
 - Advanced materials for reactors and ADS
 - Potential JPARC transmutation facility ~2006
 - Potential irradiations in JOYO
 - Potential technology demonstrations with MONJU

Summary

- **Two main programs are exploring an advanced fuel cycle in the U.S.**
 - Generation IV
 - Advanced Fuel Cycle Initiative
- **Both are collaborating on many activities with international partners**
- **The excellent facilities in Japan are a basis to expand collaborations on both programs**



[技術報告]

(2) FAST REACTOR TECHNOLOGY: CURRENT STATUS AND PROSPECTS

露国物理エネルギー研究所 副所長

Vladimir POPLAVSKIY

**FAST REACTOR TECHNOLOGY.
CURRENT STATUS AND PROSPECTS**

**V. POPLAVSKIY
IPPE, RUSSIA**

1

**BASIC TRENDS OF DEVELOPMENT OF NUCLEAR POWER
IN RUSSIA ARE PRESENTED IN**

**«STRATEGY OF DEVELOPMENT OF NUCLEAR POWER IN
RUSSIA IN THE FIRST HALF OF XXI CENTURY»**

Fuel base of Russian nuclear power:

- 1. Total power is kept at the current level
(20 GWe) – operation is assured for 80 to 90
years.***
- 2. Power increase rate 1-2 GWe/year – uranium
resources will be exhausted in the first half of
XXI century.***

**«Strategy» envisages development of fast reactors
and closure of fuel cycle**

2

I. THE MAIN STAGES OF DEVELOPMENT OF FAST REACTORS IN RUSSIA

- 1. 1940-ies – acknowledgement of unique properties of fast reactors**
- 2. 1950-ies – formation of requirements to the fast reactor and its aspect**
 - *reactor physics studies*
 - *overview and choice of coolants (liquid metals, steam or gas)*
- 3. 1980-ies and 1990-ies – development of sodium cooled fast reactors**
- 4. Recent years – reckoning up the first stage of FR development and looking for the ways to increase their competitiveness**

3

CURRENT STATUS OF FAST REACTOR TECHNOLOGY IN RUSSIA

Experience gained in mastering technology

(120 reactor-years – 40% of FR reactor-years all over the world)

Russia (USSR) – good results of mastering FR technology

<u>Experimental reactors</u>	<u>Demonstration reactors</u>	<u>Commercial reactors</u>	<u>NPP</u>	<u>Advanced reactor designs</u>				
BR-1 (1954) BR-2 (1956) BR-5 (1959)	→	BN-350 (1973)	→	BN-600 (1980)	→	BN-800 under construction	→	BN-1600 (basic design) BN-1800 (design proposal)

4

LIFETIME of FR COMPONENTS W/O MAJOR REPAIRS

Reactor (start-up)	BR-10 (1958)	BOR-60 (1969)	BN-350 (1973)	BN-600 (1980)
Components				
Non-replaceable components • reactor vessel • primary piping	150.000 300.000	200.000 200.000	170.000 170.000	130.000 130.000
Sodium pumps	170.000 (electromagnetic)	130.000 (centrifugal)	100.000 (centrifugal)	100.000 (centrifugal)
Intermediate heat exchangers	300.000	200.000	170.000	130.000
Steam generators	-	Various pilot SG designs	150.000	105.000

5

DEGREE OF TECHNOLOGY MASTERING

**Concentration of experience of R&D work
and operating experience
of BR-5, BR-10, BOR-60 and BN-350 reactors**



BN-600

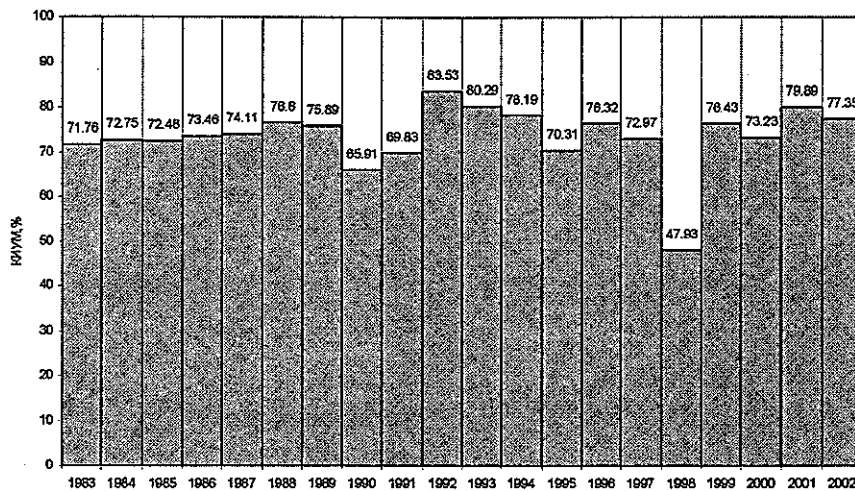


Reactor has been operated successfully during 1980 – 2003 period

**Reactor is bearing big scientific, technological and ideological
burden (any abnormal operating condition is estimated from the
standpoint of feasibility of FR technology justification)**

6

BN-600 reactor power diagram

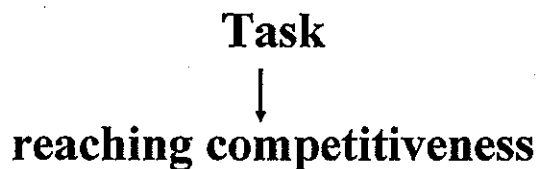


Average load factor for 22 years of operation - 74%
Load factor in 2002 - 77.35%
Load factor in 2003 - 75.7%

Conclusion can be drawn on that according to the following criteria:

- *operating reliability*
- *safety assurance*

technology has been almost mastered.



THE MAIN TRENDS
OF FR TECHNOLOGY DEVELOPMENT

BN-800 as current stage
of technology development

**In our opinion, construction of IV power unit of
BNPP**

***is not only consolidation of technological success
in Russia, but also significant component of
scientific and practical progress in FR technology***

9

Safety

- *passive safety systems*
- *sodium void reactivity effect*

Competitiveness

**Decrease by 35% of metal consumption of reactor plant
(as compared to that of the BN-600 reactor)**

Fuel cycle

- **implementation of program of weapons grade plutonium utilization**
- **demonstration of fuel cycle with high requirements from the standpoint of environment protection (MA incineration and reprocessing w/o Pu extraction)**

10

Short-term FR technology development

The main trends of technology modification are as follows:

- *improvement of NPP thermodynamics (increase of sodium temperature and use of supercritical steam pressure),*
- *increase of fuel burn-up (use of materials with improved radiation properties),*
- *effective use of inherent safety characteristics in combination with engineered passive safety systems,*
- *increase of integration of circuits and components (reactor and steam generator),*
- *simplification of reactor refueling system and auxiliary systems,*
- *extension of power unit lifetime.*

Based on the above provisions, design proposals were developed by the Minatom of Russia on advanced large size sodium cooled fast reactor (BN-1800)

11

THE MAIN TECHNICAL CHARACTERISTICS OF POWER UNIT WITH BN-1800 REACTOR

No.	Characteristics	Values
1.	Electric power	1780 MWe
2.	Thermal power	4000 MWth
3.	Primary sodium temperature, reactor outlet/inlet	575/410°C
4.	Secondary sodium temperature, IHX outlet/inlet	540/370°C
5.	Temperature in the third circuit, SG outlet/inlet	525/270°C
6.	Steam pressure at the SG outlet	25.0 MPa
7.	Reactor vessel diameter	17 m
8.	Fuel inventory (UPuN)	86 t
9.	Plutonium inventory	12 t
10.	Number of primary pumps	3
11.	Number of IHX	6
12.	Number of secondary loops	6
13.	Number of evaporators-superheaters	6
14.	Power of evaporator-superheater	536 MW
15.	Number of reheaters	6
16.	Power of reheater	131 MW
17.	Specific metal consumption of reactor plant	4.4 t/MWe

12

COMPARISON OF FR SPECIFIC INDICES

Parameters	BN-600 in operation (BNPP)	BN-800 under construction (BNPP)	BN-1800 (conceptual design studies)
Power, MW			
• <i>thermal</i>	1470	2100	4000
• <i>electric</i>	600	880	1780
Technical and economical characteristics (relative to the BN-600 reactor)			
• <i>specific metal consumption (t/MWe) of reactor plant</i>	1	0.7	0.33
• <i>specific capital cost (roubles'91/kWe) of NPP (one power unit NPP)</i>	1	0.9	0.48

13

POSSIBLE WAYS OF LONG-TERM DEVELOPMENT OF FR TECHNOLOGY

The main trends of modification:

- Further improvement of NPP thermodynamics on the basis of using high temperature potential of sodium
- Simplification of NPP design, use of two-circuit design with advanced ("carnotized") gas turbine cycle
- Expansion of area of use of FR technology (chemical industry, non-ferrous metallurgy and hydrogen power engineering)

Fundamental properties of fast reactors (fuel breeding and high friendliness to the environment) should be developed

14

Pb-Bi BASED FR TECHNOLOGY

It is assumed that:

- *High coolant boiling point and reactor-turbine arrangement will deterministically eliminate coolant loss accident;*
- *Chemical inertness of Pb-Bi alloy will eliminate the possibility of fire and hydrogen release in case of circuit leak.*

By now, design proposals on SVBR-75/100 reactor have been developed

15

THE MAIN CHARACTERISTICS OF SVBR-75/100 REACTOR

Characteristics	Values
1. Rated thermal power, MWth	280
2. Saturated steam pressure at the SG outlet, MPa	9.5
3. Primary coolant temperature (outlet/inlet) °C	482/320
4. Core dimensions, D x H, m	1.645 x 0.9
5. Average power density in the core, W/L	146
6. Average linear power of fuel element, kW/m	~24.3
7. Refueling interval, years	~8
8. Fuel inventory (UO ₂) in terms of uranium: mass, kg/enrichment, %	9144/16
9. Number of steam generator modules	2 x 6
10. Number of the main pumps	2
11. Core lifetime, eff. hours	53000
12. Amount of the primary lead-bismuth coolant, m ³	18

16

LEAD COOLANT BASED TECHNOLOGY
(BREST-OD-300 TYPE REACTOR)

Basic provisions of technology concept:

- *Improved safety and competitiveness required for advanced NPP*
- *Assurance of coolant resources for the large scale nuclear power (no Bi limitations)*
- *High radiation safety because of absence of polonium*

By now, design proposals on the NPP with BREST-300 reactor
have been developed

17

THE MAIN TECHNICAL CHARACTERISTICS
OF BREST-300 REACTOR

Characteristics	Values
Thermal power, MWth	700
Electric power, MWe	300
Number of fuel subassemblies in the core	185
Core diameter, mm	2300
Core height, mm	1100
Fuel element diameter, mm	9.1; 9.6; 10.4
Fuel	UN +PuN
Fuel inventory (U+Pu)N, tons	16
Core lifetime, years	5
Refueling interval, years	1
Core breeding ratio	1
Lead temperature (inlet/outlet), °C	420/540
Max cladding temperature, °C	650
Steam temperature at the SG outlet, °C	520
Steam pressure at the SG outlet, MPa	24.5
Net efficiency of power unit, %	43

18

It should be noted that by now, many studies have been performed on BREST-OD-300 reactor:

- *Mastering of coolant technology (control and removal of impurities, start-up and normal operation modes, accident conditions, etc.)*
- *Justification of reliability of materials (corrosion resistance at high temperature)*
- *Optimization of design approaches taking into account experimental results*

In general, it is supposed that declared economics and safety characteristics of NPP with fast reactors using heavy liquid metal coolants are still to be proved on the prototype reactors. Only after that conclusions can be drawn on the prospects of deployment of the above nuclear technology in the large scale nuclear power.

19

CONCLUSION

Considering current status and prospects of development of various nuclear technologies with fast neutron reactors the following points can be noted:

1. *Sodium cooled fast reactors have demonstrated their reliability and safety. Further modification of their technical and economical characteristics is required. Recent studies carried out in Russia, France and Japan have shown that there are considerable resources for increasing competitiveness of this technology.*
2. *Significant progress has been observed in the studies on technology of fast reactors using heavy liquid metal coolants (HLMC). In principle, considerable safety improvement and cost reduction of fast reactors with HLMC can be expected. However, it is still to be confirmed on the prototypes.*

20

INTERNATIONAL COOPERATION IN FR AREA

1. International cooperation in FR area has been always intensive
2. In the view of decrease of R&D work programs, consolidation of countries continuing development of FR technology is required
3. Establishment of international bilateral and multilateral programs on effective use of FR in operation is expedient
 - JOYO, Monju - Japan
 - Phenix - France
 - FBTR - India
 - BOR-60, BN-600 - Russia

21

POSSIBLE COOPERATION AREAS:

- *Studies on structural materials, fuel technology and fuel cycle;*
 - *Development of innovative high efficiency safety systems;*
 - *Modification of NPP components;*
 - *Increase of load factor.*
4. Reactors under construction, namely: BN-800 (Russia), PFBR (India), CEFR (China), can be involved into cooperation area.

Russia is open for discussion of the principle areas and forms of cooperation in R&D work programs on fast reactors.

22

[技術報告]

(3) Gas cooled Fast Reactors technologies and related cycle
in France

仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長

Jean-Louis CARBONNIER



**The O-Arai fast reactors cycle Symposium
February 2004**

**Gas cooled Fast Reactors technologies
and related cycle in France**

Jean-Louis Carbonnier
French Atomic Energy Commission (CEA)
Nuclear Energy Division

NUCLEAR ENERGY DIVISION The O-Arai FR Cycle Symposium February 2004 1

Summary



- Introduction
- The Generation IV systems
- The French position : a consistent set of gas cooled systems
- GFR design goals and criteria
- The on-going and scheduled work related to GFR
- Transition from LWRs to Gen IV Fast reactors
- Overview on experimental reactors

NUCLEAR ENERGY DIVISION The O-Arai FR Cycle Symposium February 2004 2

Introduction



- R&D on future nuclear energy systems in France applies to innovative reactor, fuel and the fuel cycle technologies following two major strategic axes:

- **Innovations for pressurized water reactors, PWRs :**

- economy and safety
- recycling of Pu and possibly the M.A.
- improvements in cycle : partitioning of M.A.

- **4th generation nuclear energy systems**

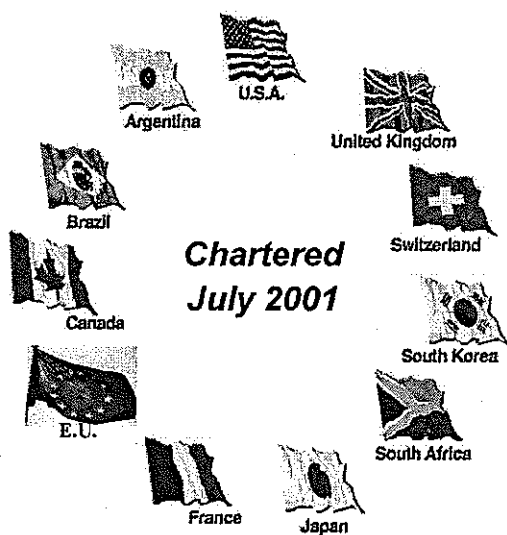
- sustainability
- improved economy and safety
- non proliferation features
- other applications than electricity :
 - Hydrogen
 - desalination

Missions of Generation IV systems

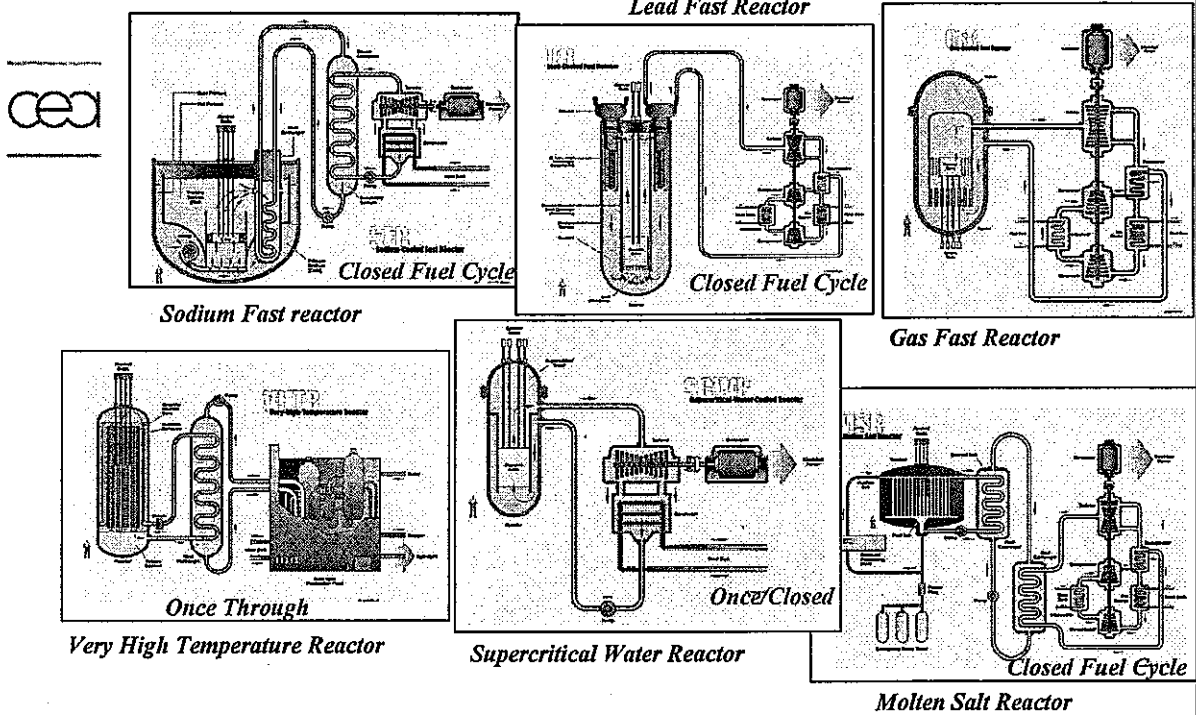


Development of future nuclear energy systems

- Deployable by 2030
- With significant advances in :
 - Sustainability
 - Safety and reliability
 - Proliferation and physical protection
 - Economics
- Competitive in various markets
- Designed for different applications
**Electricity, Hydrogen,
Desalinated water, Heat**



Generation IV : 6 innovative systems



a consistent set of gas cooled systems

CEA - Given the significance of fast neutrons systems, closed fuel cycles and high temperature to meet these goals, the CEA developed a specific interest in a consistent set of gas cooled systems :

- a modular reactor with high temperature (850 °C) for the international market around 2020,
- an up-graded version to very high temperature (>950 °C) for the massive production of hydrogen, and
- a system with fast neutrons with full recycling as a vision of sustainable nuclear technology

Participation to other systems



- Sodium Fast Reactor system (SFR)

The SFR, as an alternative, is of interest for the CEA because of the potential of the technology and the broad experience available, CEA intends to:

- share the expertise acquired in France on Rapsodie Phenix and Superphenix,
- participate in further investigations on key issues for sodium cooled reactors,
- contribute to the development of key technologies for the Generation IV version of this type of system

- Super Critical Water cooled Reactor (SCWR) :

- system and safety studies

- Molten Salt Reactor (MSR) :

- system and safety studies, molten salts reprocessing

GFR designs goals and criteria (1/2)



Safety goals and criteria

- No off-site FPs release
 - effectiveness and reliability of all physical barriers, containment, vessel
 - refractory fuels with a very high capacity of fission products confinement at high temperature (1600 °C) and robust structural materials
- Core Melt Exclusion Strategy

Sustainability goals and criteria

- Full use of uranium → integral recycling of actinides
- Waste minimization → integral recycling of all actinides
- Minimize feedstock usage with a self sustaining cycle only requiring depleted U feed → self-generating cores with a breeding gain close to zero (or greater if necessary)
- For GFR long term deployment → recommendation that total system Pu inventory not exceed 15 tons Pu per GWe

GFR designs goals and criteria (2/2)

Power density



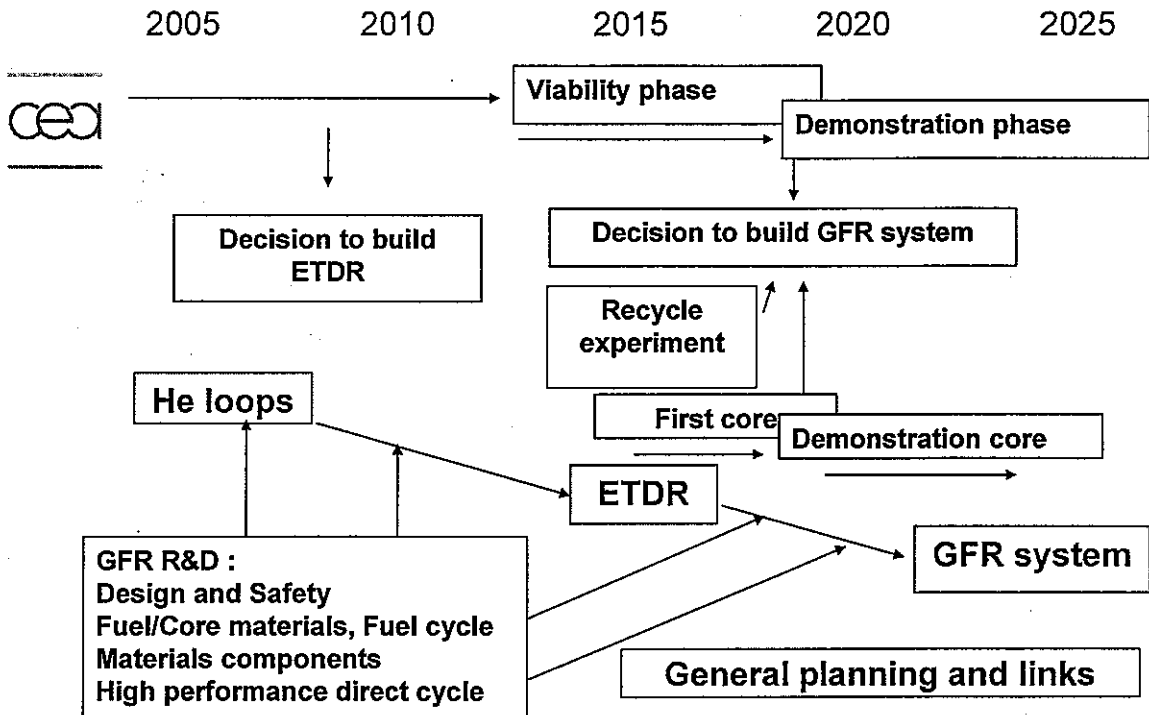
- Economics and sustainability → High power density (~100 MW/m³)
(Minimization of fuel inventory and needs for the deployment, dynamics of the fuel cycle)
- Safety approach → Moderate power density (~50 MW/m³)
(Decay heat removal in case of depressurization event)

→ Core power density between 50 and 100 MW/m³

Non-proliferation goals and criteria

- Avoid separated materials → minimize the use of fertile blankets
- Burn-up objective of 10-15 at% (economics) with an interim objective of 5-8 at% taking into account the challenging fuel design issues
- Unattractive spent fuel characteristics (high Bu, actinides recycling)
- Minimization of fuel transportation → on site fuel treatment as an option

Logic of the GFR R&D plan



Helium loops test facilities

HELIUM TECHNOLOGY LOOP (Helite)
(1 MW, Q ~ 0,4 kg/s, T < 950°C, P > 7 MPa)
REX from German loop KVK (10 MW)

> 2006: Components qualification
(recuperator, IHX, cooler, instrumentation)
Helium purification & quality control
Thermal transients, Modeling

2007-2012: Thermomechanical tests of HX
mock-ups (He/He recuperator, He/N₂ IHX)
- Thermomechanical behaviour
- Flow distribution & pressure drop
- Non destructive examinations
- Simulation of accidental transients
(Depressurization...)

OTHER TEST LOOPS

- Large air flow rate loop (> 3kg/s) to test large component sections
- 10 MW helium loop to test component mock-ups
- Small scale system loop for testing direct conversion cycle operating modes
- Collaborations : OKBM, JAERI, Von Karman Institute

CEA

NUCLEAR ENERGY DIVISION The O-Arai FR Cycle Symposium February 2004 11

GFR candidate fuel concepts

Composite fuel (ceramics)

Pin fuel with ceramic cladding

Advanced fuel particles

0 25 50

Gas : 40 %
Structures : 10 %

% of Actinides vol core content

CEA

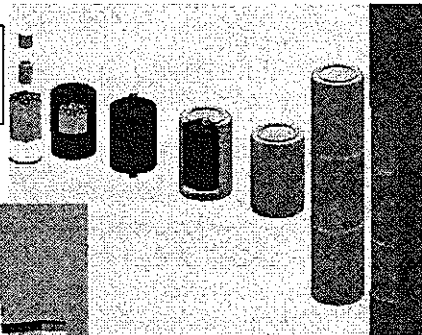
NUCLEAR ENERGY DIVISION The O-Arai FR Cycle Symposium February 2004 12

Fuel technologies for the GFR

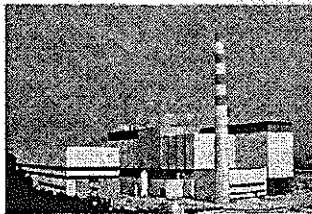
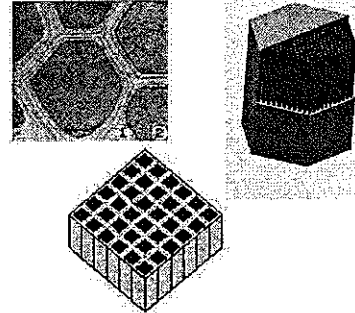
- Development of dense actinides fuels, fast neutrons & high temperature resistant,



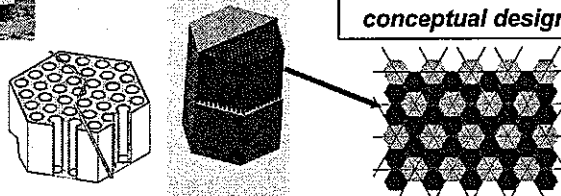
FUTURIX
irradiation test
pin in PHENIX



Dispersed fuels

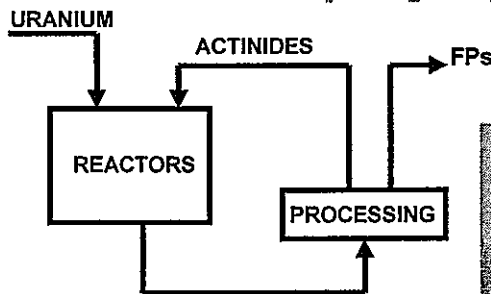
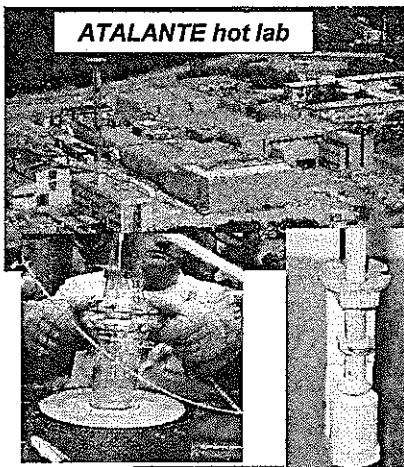
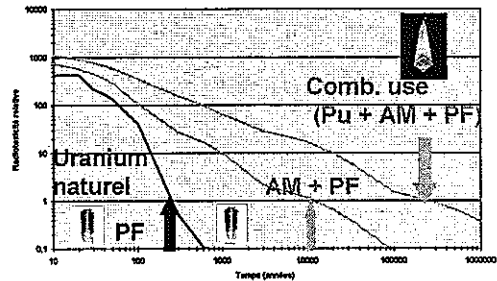


S/A :
conceptual design



Generation IV fuel cycle options

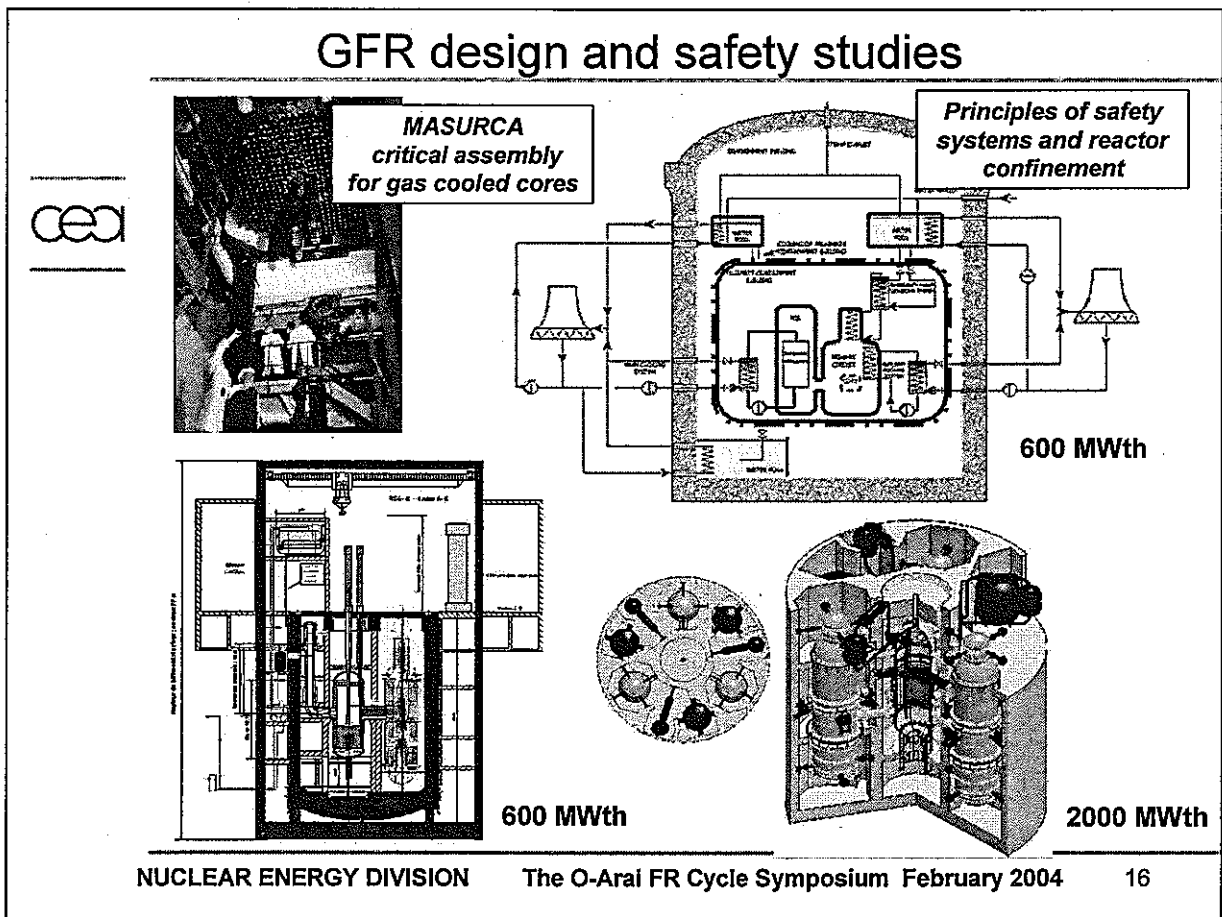
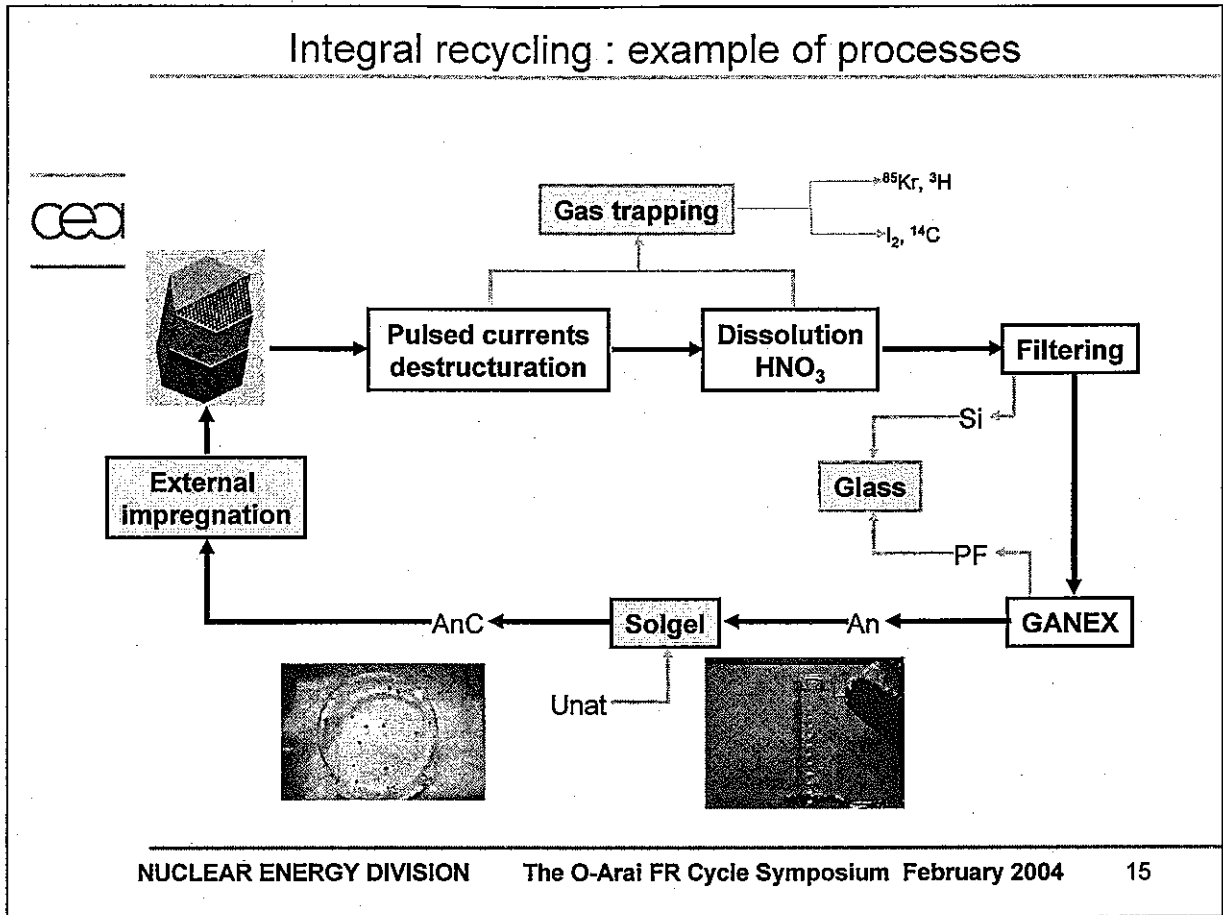
- Recycling of all Actinides
- Group separation of all Actinides
- Integration of treatment and re-fabrication processes and technologies
- Minimizing waste



Drastic reduction of ultimate waste long-term radio-toxicity

Le procédé de
"Géllification externe"





300 and 1200 MWe GFR possible options



Options	Plates of Carbide CERCER (50/50)	Carbide pins With SiC cladding	Blocks/plates Carbide CERCER (70/30)
Unit power	2400 MWt/h/1158 MWe		600 MWt/h/275 MWe
Pressure	70 bar		
Power density	100 MW/m ³		103 MW/m ³
Core outlet temperature	850 °C		
Core inlet temperature	480 °C		
Mass flow rate and He speed	1320 kg/s ; 66.4 m/s	1320 kg/s ; 42.4 m/s	330 kg/s ; 60 m/s
Core volume	24 m ³		5.8 m ³
Core pressure drop	0.59 bar	0.49 bar	0.4 bar
Structures/helium/fuel	10, 40, 50 %	15, 65, 20	10, 55, 35
Fuel	CERCER (U,Pu)C SiC (50/50)	(U,Pu)C solid solution and SiC cladding	CERCER (U,Pu)C SiC (70/30)
Max. fuel temperature	1200 °C	1500 °C	1135 °C
Heavy atoms mass (Pu + MA mass/GWe)	66 tons (8.7 tons/GWe)	53 tons (6.56 tons/GWe)	16 tons (9.3 tons/Gwe)
Core management	3 X 9260 EFPD	3 X 745 EFPD	3 X 441 EFPD
Burnup (%FIMA)	10 % FIMA	10 % FIMA	5 % FIMA
Reactivity coefficients Doppler/ β / He void (10 ⁻⁶)	-1290/341/+211	-968/352/+554	-1136/367/+356

Experimental and Technology Demonstration Reactor (ETDR)



A step towards a GFR prototype

- To develop and qualify GFR S/A conception
 - To validate a first Safety analysis
 - To demonstrate core operation and control
 - To develop and qualify associated instrumentation
- Feasibility of a high temperature gas cooled Fast neutron reactor*

A support to gas cooled reactors development

- To develop and save knowledge in design and operation
- To possibly add a demonstration of hydrogen production
- To qualify S/As for a thermal spectrum VHTR (flexibility, accelerated factor, ...)

The ETDR : major guide lines for design

General specifications consistent with GFR ones

ETDR specificities



- Small power size ≤ 50 MWth
- Primary system with circulators (similar to indirect cycle)

Safety

- main cooling function assured in all conditions by gas forced and natural convection
- not fully representative of the GFR (lower power density and improved fuel performance), yet will bring important references.

Specifications for a performing « irradiation tool »

- Flux/fluence : core with high volume power
- Experimentation : short cooling delay, adequate fuel handling under pressure

Evolutionary Core configuration

- 1- Starting core with known technology and few experimental S/A
- 2- Demonstrative core

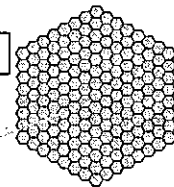
ETDR core evolution



> First core characteristics

- Volume 0.24 m^3 , 200 MW/m^3 , 50 MW , He T $\geq 850^\circ\text{C}$
- 47% Pu, CER-CER UPuC/SiC, AIM1 cladding
 - Back-up UPuO₂, 34%Pu
- Fast neutron flux $> 1.0 \cdot 10^{15} \text{ n/cm}^2/\text{s}$
- He Temp. $\geq 560^\circ \text{C}$

Starting Core

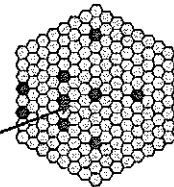


Experimental fuel for the demonstrative core : high density fuel

> Demonstration core

- Volume 0.24 m^3 , 210 MW/m^3 , 50 MW , He T $\geq 850^\circ\text{C}$
- 30% Pu, CER-CER UPuC/SiC, adanced fuel S/A with ZrC matrix
- Fast neutron flux $1.8 \cdot 10^{15} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ max.
- He Temp. $\geq 850^\circ \text{C}$

Demonstrative Core



Experimental fuel : AM enriched

Summary : GFR main features and technical challenges



- First GFR trade-off studies and developments of key technologies open promising prospects for the system's viability and performances

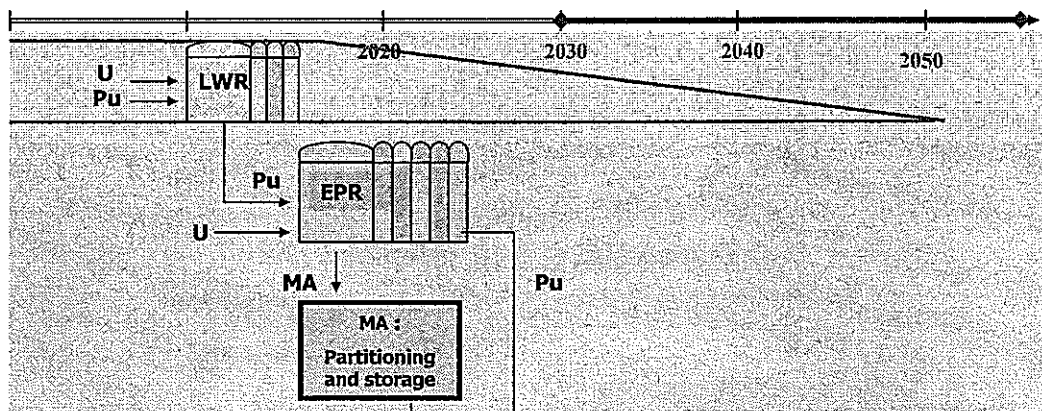
- This early work leads to consider a safety approach based on both active systems in the short term and passive systems in the longer term, and to set the unit power around 2400 MWth for a better economic competitiveness

- The initial work that benefited from bilateral collaborations with the US (I-NERI) and Japan (JNC) is to develop within the multilateral collaboration of the Generation IV International Forum with large synergistic R&D needs with the VHTR

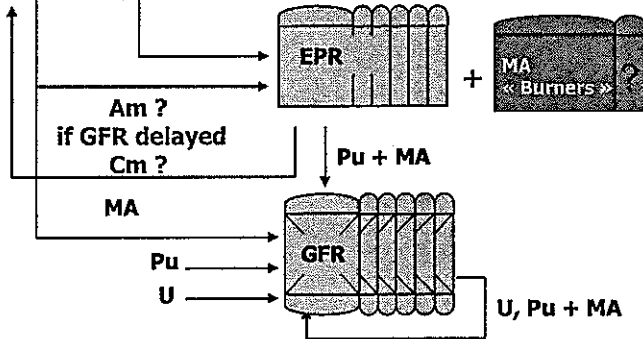
- Next major stakes within the Generation IV Forum include:

- to confirm the viability and the performances of the GFR system and to pre-select reference system options in 2005 (*DHR system, fuel form, cycle...*)
- to make the international collaboration on GFR fuel and fuel cycle a success
- to reinforce the EDTR as international demonstrator of GFR technologies

Transition from LWRs to Generation IV systems fuel cycle



- 2030/2040**
- **GEN III & GEN IV reactors**
 - 3rd generation Pu recycling
 - Full Pu recycling (GEN IV)
 - Recycling of stored MA
 - Dedicated MA burners if needed



How to manage MAs from LWRs



- French PWRs from 2015 to 2035, with Pu recycling, new partitioning facilities and Am and Cm storage, will produce :

~ 56 t of M.A. (38 t Am, 14 t Np, 5 t Cm)

- recycling of Am in PWR using the MOX fuel with enriched uranium (MOX UE) may be a way, but recycling in Fast reactors seems more promising and needs to be demonstrated.

- several ways to recycle Am in FR :

- homogeneous way in core with ~2,5 % Am (5 % Am to be investigated)
- homogeneous way in blanket (depleted U + 10 to 40 % Am), Am produces non proliferating Pu 238.
- heterogeneous way in moderated subassemblies (once through)

JOYO and MONJU are able to bring determinant contribution to these demonstrations

Overview of existing experimental reactors



several types of reactors are needed to develop generation IV systems :

- MTRs to perform materials and fuel screening tests:

- several does exist but are quite old.

- Fast flux experimental reactors :

- BOR 60, Joyo, Phénix, Monju devoted to test in realistic high fast flux conditions

- reactors devoted to a reactor type demonstration :

- HTR 10 and HTTR devoted to helium cooled thermal reactors systems

Experimental reactors for needs from 2015 to mid century

- MTRs to perform materials and fuel screening tests:

- Jules Horowitz Reactor will start in 2013



- Fast flux experimental reactors :

- Joyo, Monju, CEFR : Sodium cooled reactors allows higher flux intensity than gas cooled reactors and at that time the Monju's contribution for industrial size demonstrations will be very valuable.

- reactors devoted to a reactor type demonstration :

- HTR 10 and HTTR devoted to helium cooled thermal reactors systems

- NGNP, taking profit of previous HTR works and devoted to hydrogen production demonstration

- ETDR mainly devoted to GFR fuel assemblies, core, safety and technology demonstrations.

[技術報告]

(4) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

中国原子能科学院 副主任技師

Daogang LU

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technology in China

Daogang Lu, Mi Xu and Hongyi Yang

China Fast Reactor Research Center
China Institute of Atomic Energy (CIAE)

2004.02.27

1 Introduction (1)

Presently in the mainland of China there are 8 units of reactors with the total capacity of 6.1 GWe in operation.

The successful operation of these nuclear power plants has being encouraged the Government and society continuously to develop more.

NPP	Type	Power(MWe)	Commercial operation
Qinshan-1	PWR	300	1993
Daya Bay	PWR	2×900	Jan. and Jun., 1994
Qinshan-2	PWR	2×600	Apr. 2002 and 2004
Qinshan-3	PHWR	2×728	Dec., 2002 and Nov., 2003
Lingao-1	PWR	2×984	May, 2002 and Mar., 2003
Lian yungang	PWR	2×1000	2004 and 2005
Sanmen	PWR	2×1000	2010 (to be expected)
Lingao-2	PWR	2×1000	2010 (to be expected)
Yangjiang	PWR	2×1000	2010 (to be expected)



1 Introduction (2)

Even though so far there is no national program on nuclear energy development issued by the government of China, it is clear that the R&D of nuclear energy in China is following a 3-step strategy of PWR-FBR-Fusion reactor and the nuclear fuel cycle principle. It is also clear that a 3-step program of FBR development in China has become the common sense.

Reactor	Power(MWe)	Design Beginning	Commissioning
CEFR	25	1990	2006
PFBR	300~600	2005	2020
MFBR	n×300	(If needed)	
DFBR	1000~1500	2010	2025
CFBR	1000~1500	2018	2030



1 Introduction (3)

As the first step China Experimental Fast Reactor (CEFR), 65MWt is under construction. The first criticality of the CEFR is planned in the end of 2005.

Around FBR, the most important key element in the closed cycle of nuclear fuel, some of the other developments are also being preliminarily carried on, such as

- the development of MOX fuel
- the reprocessing research of spent fuel
- the transmutation research of MA using FR and ADS
- the geologic disposal research of high level radioactive waste

2 Present status and progress

2.1 Development of fast reactor (1)

For the continuously development of nuclear energy and the effective utilization of the uranium resource, the development of fast breed reactor was listed in the national Hi-Tech “863 program” started in 1986.

As the largest engineering project in “863 program” the CEFR project was approved by the government in 1995. Table 1 shows the milestone of the CEFR .

2.1 Development of fast reactor (2)

• Nuclear island (Fig.1)

Site	35km from the center of Beijing 1.5ha
Floor Surface of Buildings	43731m ²
Size of Main Building	78m × 68m × 57m(height)
Water Supply	4500 ton/day
Power Supply	3000kW
Thermal Power	65MW
Electric Power (net)	20MW
Plant Life	30years

2.1 Development of fast reactor (3)

- **System (Fig.2)**

2 Loops: 1 primary pump, 2 IHXs, 1 secondary pump, 1 expansion tank, 1 evaporator, 1 super-heater, 1 turbine and 1 generator in each Loop

Primary Circuit: 360°C/530°C inlet/outlet temp. of core

360°C/516°C inlet/outlet temp. of IHX

260 Ton quantity of Sodium

1328.4 Ton/h Flow Rate, totally

Secondary Circuit: 495°C/310°C inlet/outlet temp. of IHX

48.2 Ton quantity of Sodium

986.4 Ton/h Flow Rate, totally

Tertiary Circuit: 480 °C Steam Temp.

14 MPa Steam Pressure

96.2 Ton/h Flow Rate

2.1 Development of fast reactor (4)

- **Reactor block (Fig.3)**

Main vessel: standing on the skirt (diameter of 8m, height of 12m and thickness from 25mm to 40mm)

Two DHRS heat exchangers: hung from the shoulder of main vessel

Double rotational plugs: sitting on the neck of the main vessel

Control rod driving mechanisms: supported by the rotational plugs

Fuel handling machine: supported by the rotational plugs

2.1 Development of fast reactor (5)

•Core and fuel subassembly (Fig.4 Fig.5)

Activity zone height 45cm, diameter 60

First loading UO₂ (417 kg) ²³⁵U (236.6 kg enrichment 64.4%), Burn up 60000MWd/tU

Second loading MOX (Pu,U)O₂ ²³⁹Pu 65.76kg, ²³⁵U 92.33 kg (enrichment 36%), Burn up 100000MWd/tU

Operation cycle (min.) 73days

Linear power (max.) 430W/cm

Neutron flux rate 3.7·10¹⁵n/cm²/s

Cladding temp. in nominal operation (max.) 700°C

2.1 Development of fast reactor (6)

• Safety Characteristics

Small reactor large cooling capacity

Negative temperature coefficients, power coefficients and sodium void coefficients

Two independent DHRS in vessel (Fig.6 Table 2)

No any emergency intervention requirements for residents

States	GB6249-86	CEFR limits
Operational	0.25mSv/a	0.05mSv/a
DBA	5mSv/accident	0.5mSv/accident
BDBA	100mSv/accident	5mSv/accident

2.1 Development of fast reactor (7)

• Recent Status of CEFBR

Detail design is near completed. 85% components and systems have been ordered.

The systems below 16.8m are under installation since June, 2003.

About 300 components have been installed in the building.

The other buildings, such as turbine generator, cooling towers, gas station, desalination station, maintenance building are under construction.

Components from domestic enterprises share 70% equipment budgets) including mainly: Reactor Vessel and Internal Structure, Rotating plugs, Tanks and Valves , Piping , Reactor I & C Systems

FSAR and pre-operation testing documents have been started to develop.

25 CEFBR operators are under training

(Some pictures in construction site)



2.2 Development of MOX fuel

An experimental facility of MOX fuel has been planned for production of CEFBR fuel assemblies.

The plutonium will be from the pilot reprocessing factory built for NPP spent fuels in China.

The production capacity of the facility is 500 kg per year.

The facility will start operation in the end of 2005.

In 2007 MOX fuel pins for radiation test will be produced.

MOX fuel subassemblies for irradiation test will be produced in 2010.



2.3 Reprocessing of spent fuel

In China, the strategy on the closed fuel cycle is adopted, the R&D programs on the civilian spent fuel reprocessing have been implemented.

A central wet storage facility with the capacity of 550 tHM for intermediate storage of the spent fuel has completed recently.

The pilot plant is under construction and its hot commissioning will be initiated by the end of 2003.

Considering the needs of further development of nuclear power, a large-size commercial reprocessing plant will be put into operation possibly around 2020.



2.4 Transmutation of MA and LLFP using FR and ADS

Only some theoretical researches have been performed in the transmutation of MA and LLFP using FR.

While a five years program on Accelerator Driven Sub-critical System (ADS), which could transmute the MA more efficiently, has been launched under support of national key basic research development program. The design study has been carried out



2.5 Repository of high level radioactive waste

Beishan area in Gansu province of China is the pre-selected area for the high level radioactive waste repository, where the crust is very stable.

Presently 8 granite blocks have been investigated. In one of them Jiuqing block two bore holes have been drilled with a depth of 703.8 meters and 500 meters separately.

It is expected that a site-specific underground research laboratory will be planed in 2005.



3 International cooperation

The preliminary design of CEFBR was completed by China-Russia joint design. In the stages of detailed design, construction and even the operation of CEFBR, China are keeping close relations with Russia. As for the theoretical computation in physics, thermal-hydraulics and structural analysis, we have got much cooperation from France.

We also keep information exchange with Japan. We wish to enlarge the technical exchange and cooperation with Japan and to utilize sufficiently the experience of JOYO and MONJU, especially for the safety of FR.



At first, we would like to express our wish to the earliest restart of MONJU.

We also make the following proposals for cooperation with JOYO and MONJU

- **Biennial technical exchange meeting (taking turns in China and Japan)**
 - **Safety analysis.**
 - **Pre-operation test, physics start-up experience.**
 - **Operation experience.**



- **Irradiation of Chinese FR fuels and materials in JOYO.**
- **The helps with following subjects from JOYO or MONJU are expected:**
 - **Anti-earthquake analysis of CEFR core.**
 - **Total instantaneous blockage accident analysis.**
- **Welcome Japanese colleagues to use CEFR for testing or irradiation of fuels or materises when CEFR in operation.**

4 Future program

As the second step of FBR program in China, a 300MWe-600MWe Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) has being considered.

A relative proposal has been considered to submit to the government.



Table 1 Milestones of CEFBR Project

Before 1990	Fundamental R&D
1990	Start of the conceptual design and site selection
Dec. 1995	Approval of the project
1995	Start of the Sino-Russia joint preliminary design
1998	Start of the detail design
May 2000	Approval of the construction and the first barrel of concrete
Aug. 2002	Completion of the main building
Dec. 2005	The first criticality



Table 2 Parameter of the DHRS

Parameters	Working	Stand-by
Transfer Power MWt	0.525	0.052
Primary Na Flow Rate in DHX*) kg/s	5.8	1.66
Secondary Na Flow Rate in DHX kg/s	2.93	1.37
Air Flow Rate in Air cooler kg/s	2.4	0.11
Primary Na Temperature °C		
Inlet at DHX	516	516
Outlet at DHX	444	490
Secondary Na Temperature °C		
Inlet at Air cooler	514	515
Outlet at Air cooler	373	485
Air Temperature °C		
Inlet at Air cooler	50	50
Outlet at Air cooler	264	496
Secondary Na Pressure MPa	0.6	0.402

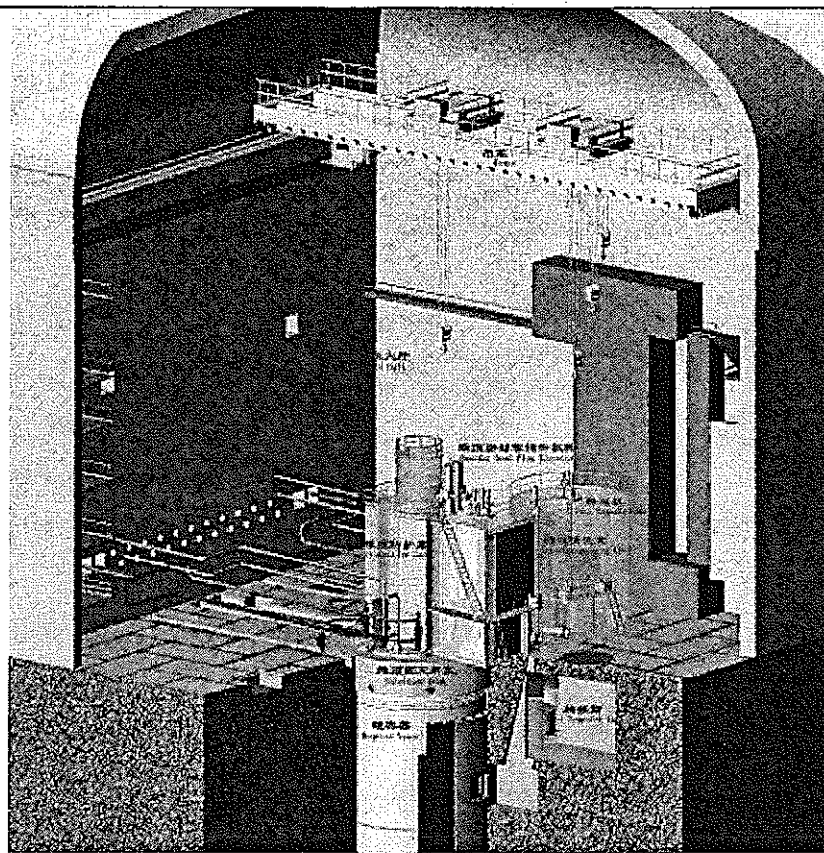


Fig. 1 Nuclear island of CEFR

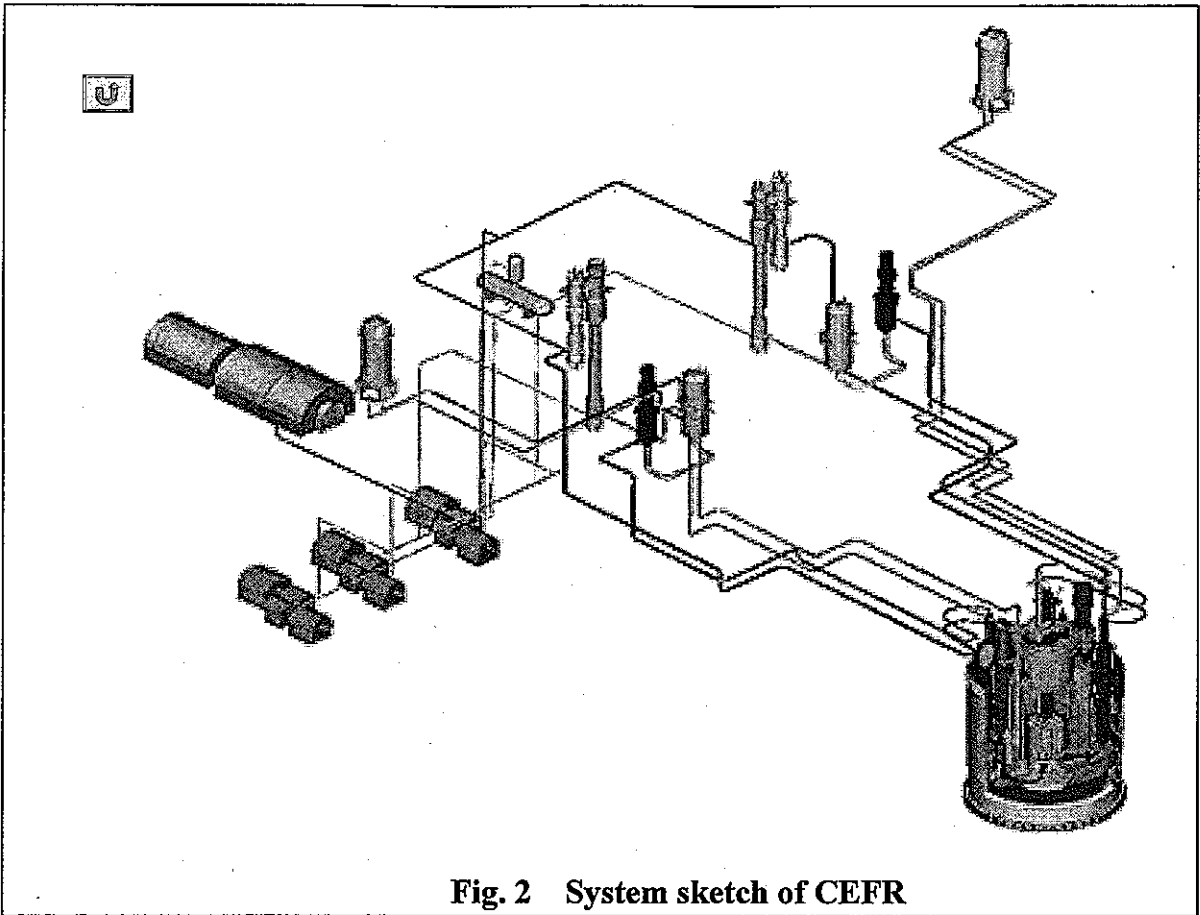


Fig. 2 System sketch of CEFR

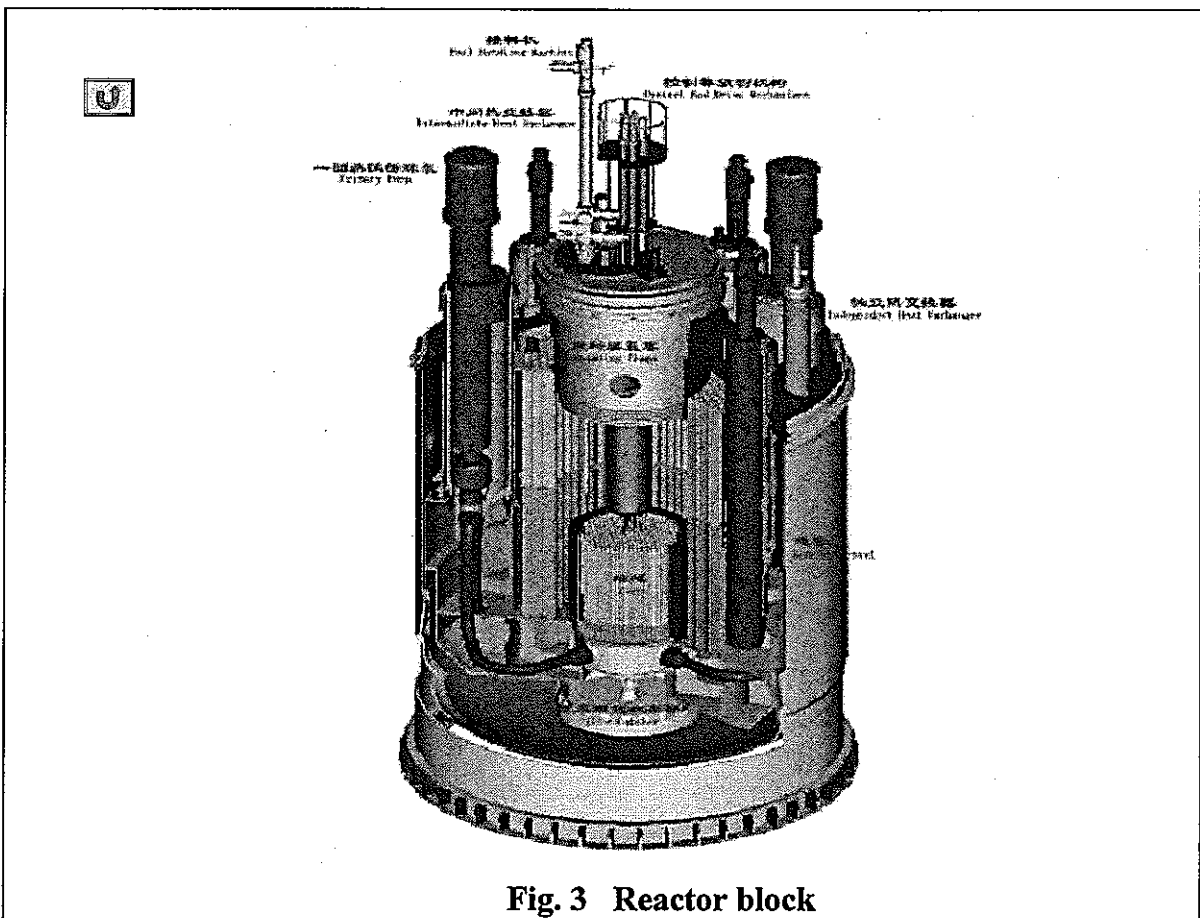


Fig. 3 Reactor block

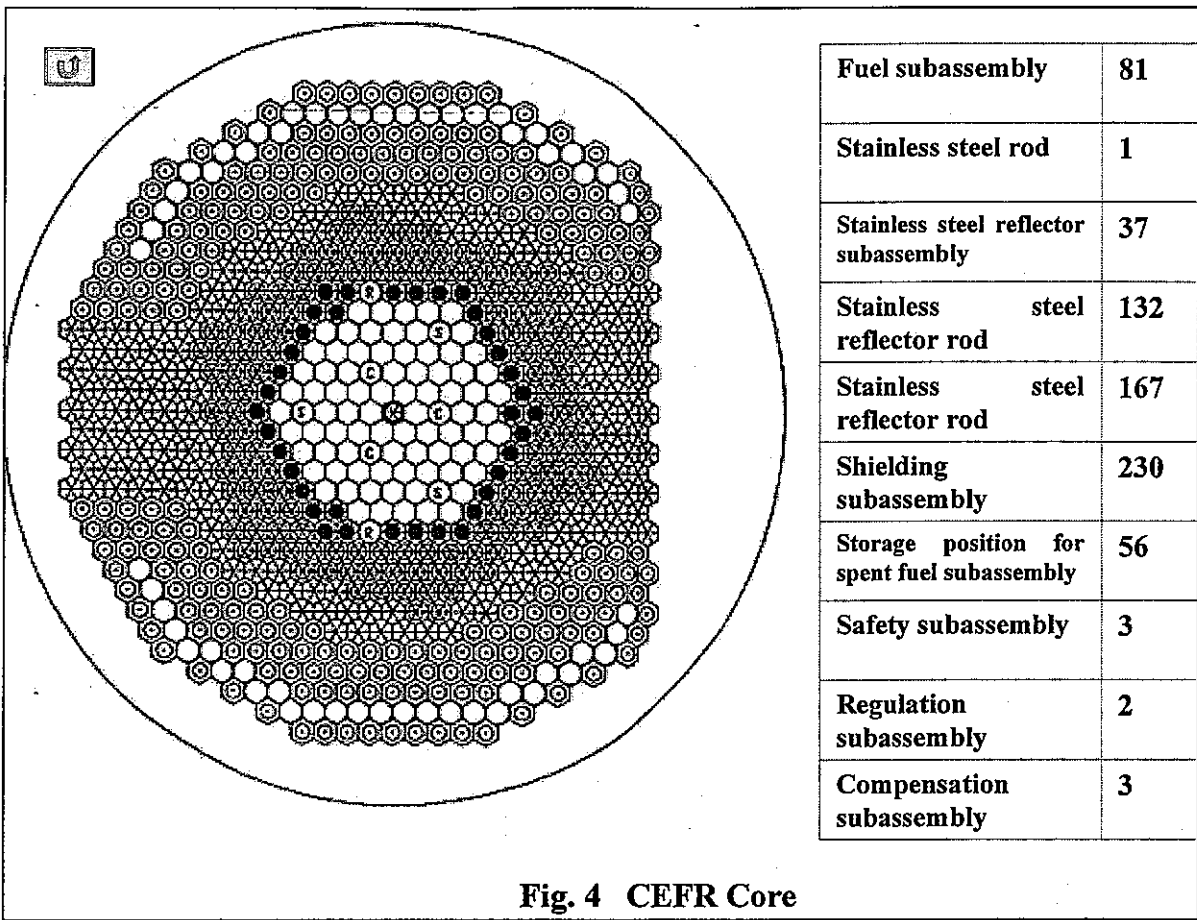


Fig. 4 CEFR Core

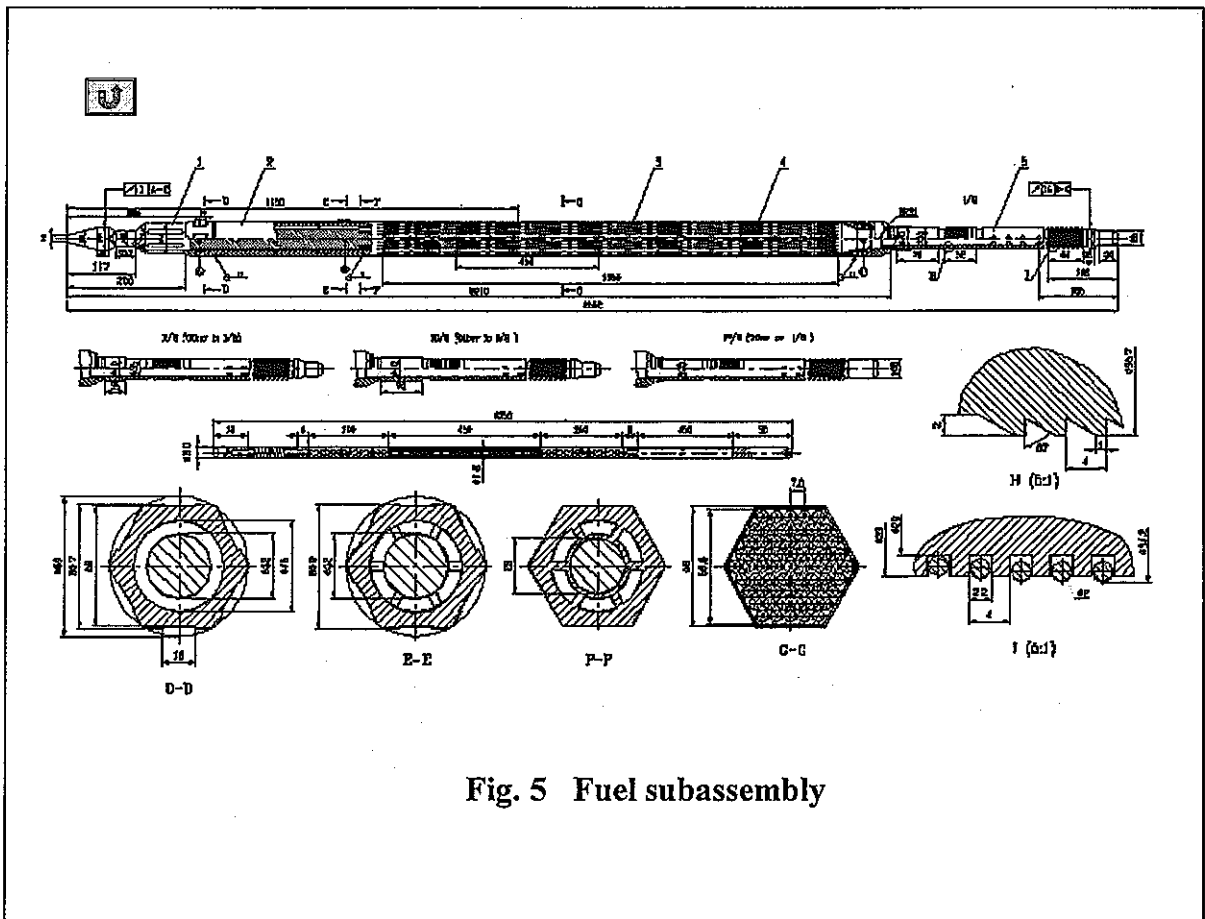


Fig. 5 Fuel subassembly

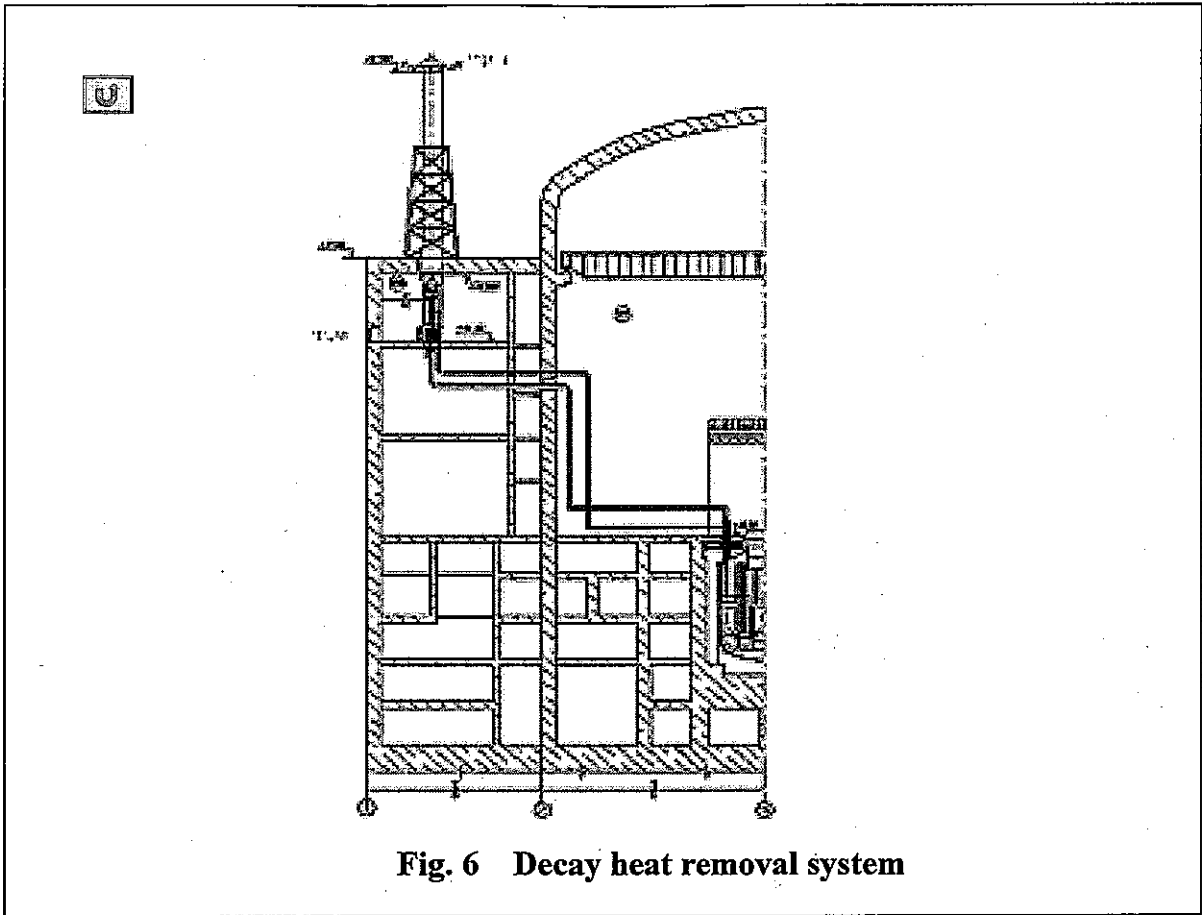
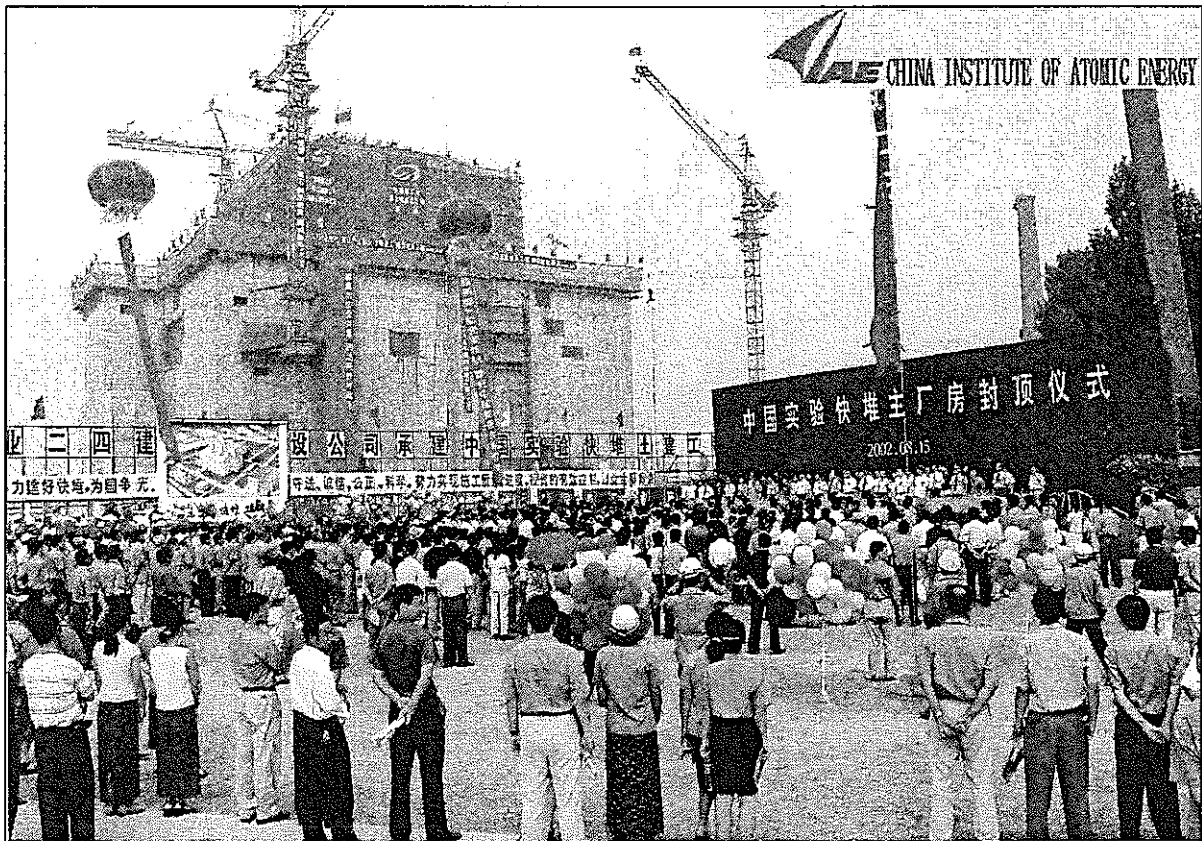
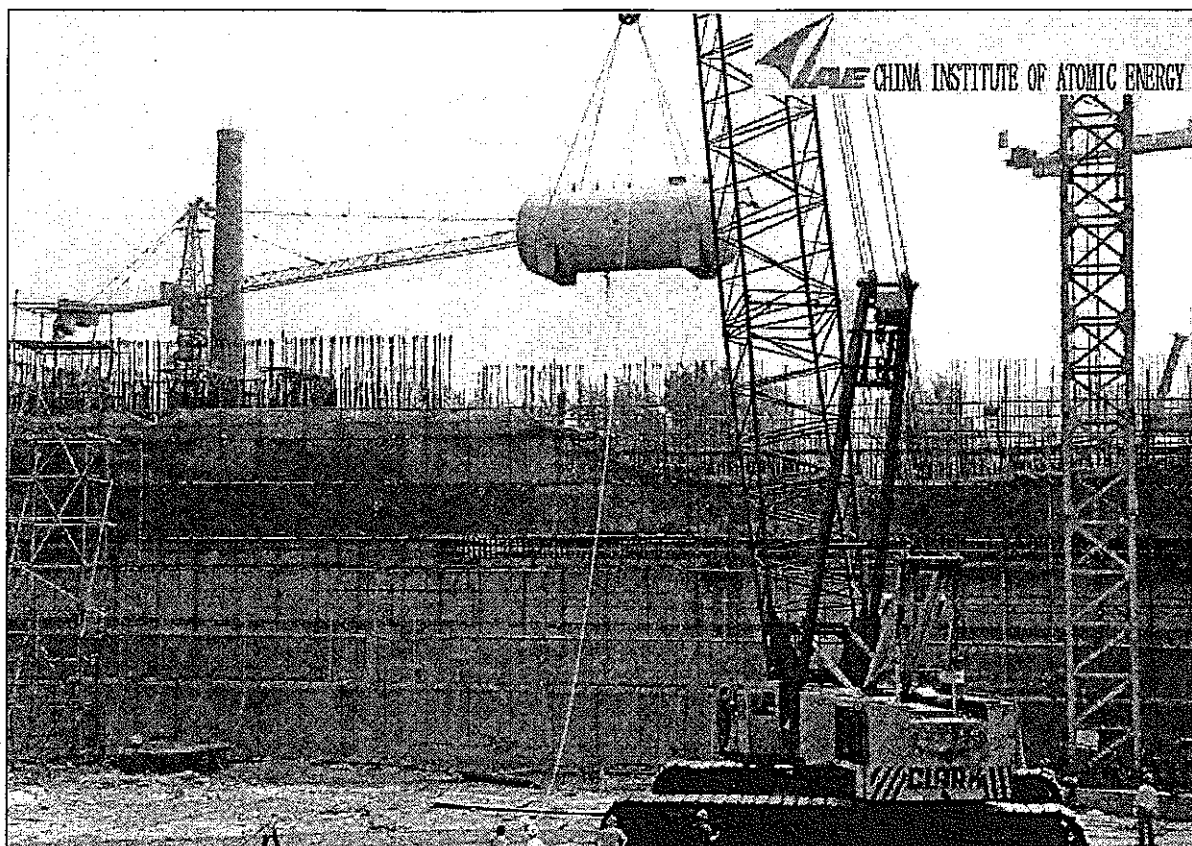


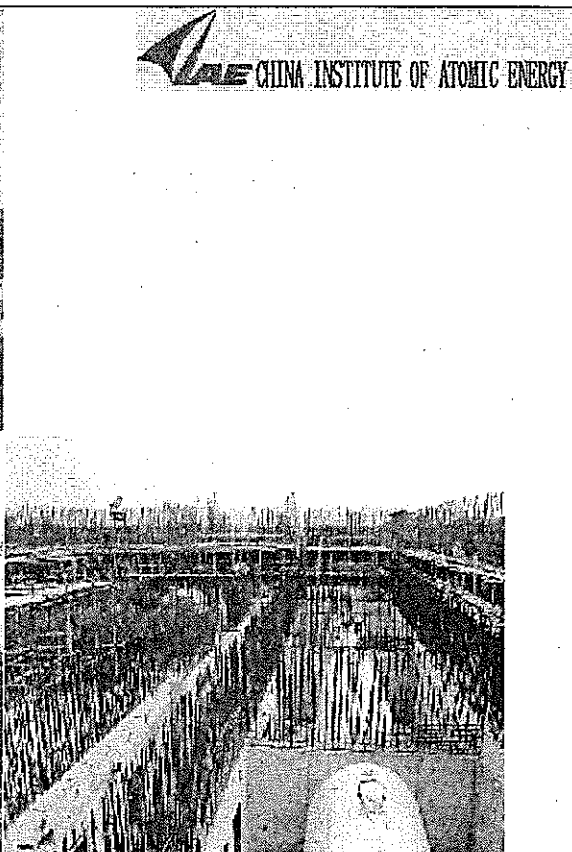
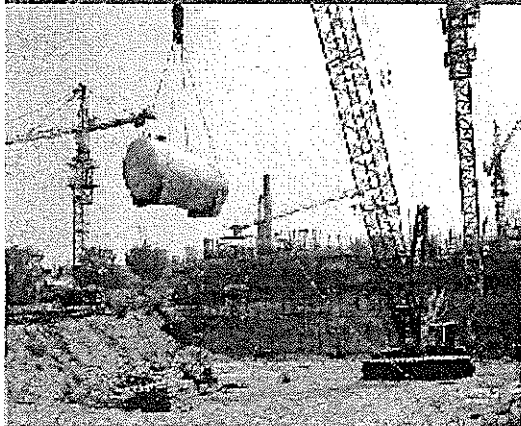
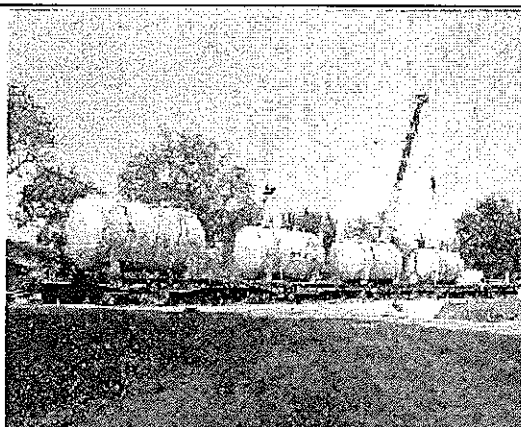
Fig. 6 Decay heat removal system



CEFR Reactor Building Completion Ceremony (2002.08.15)

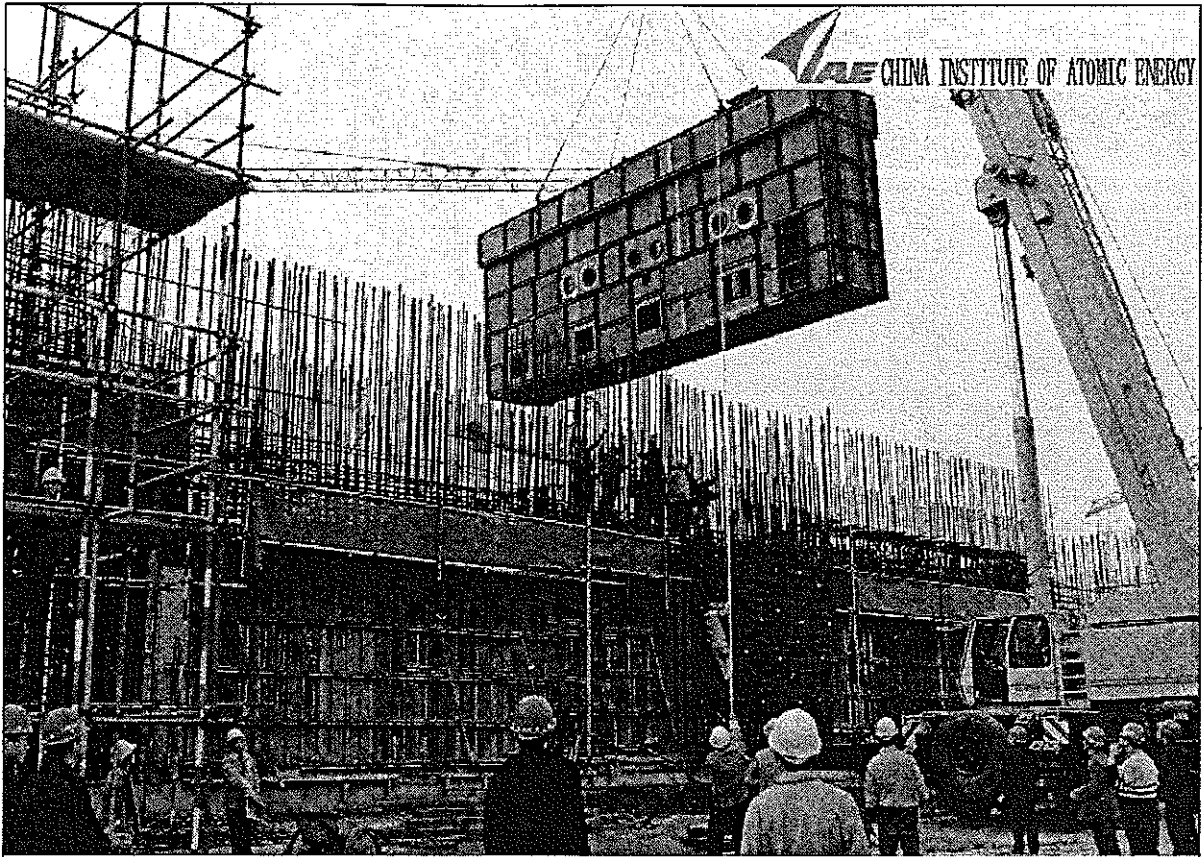


CEFR Sodium Storage Tank (2001.07.16)

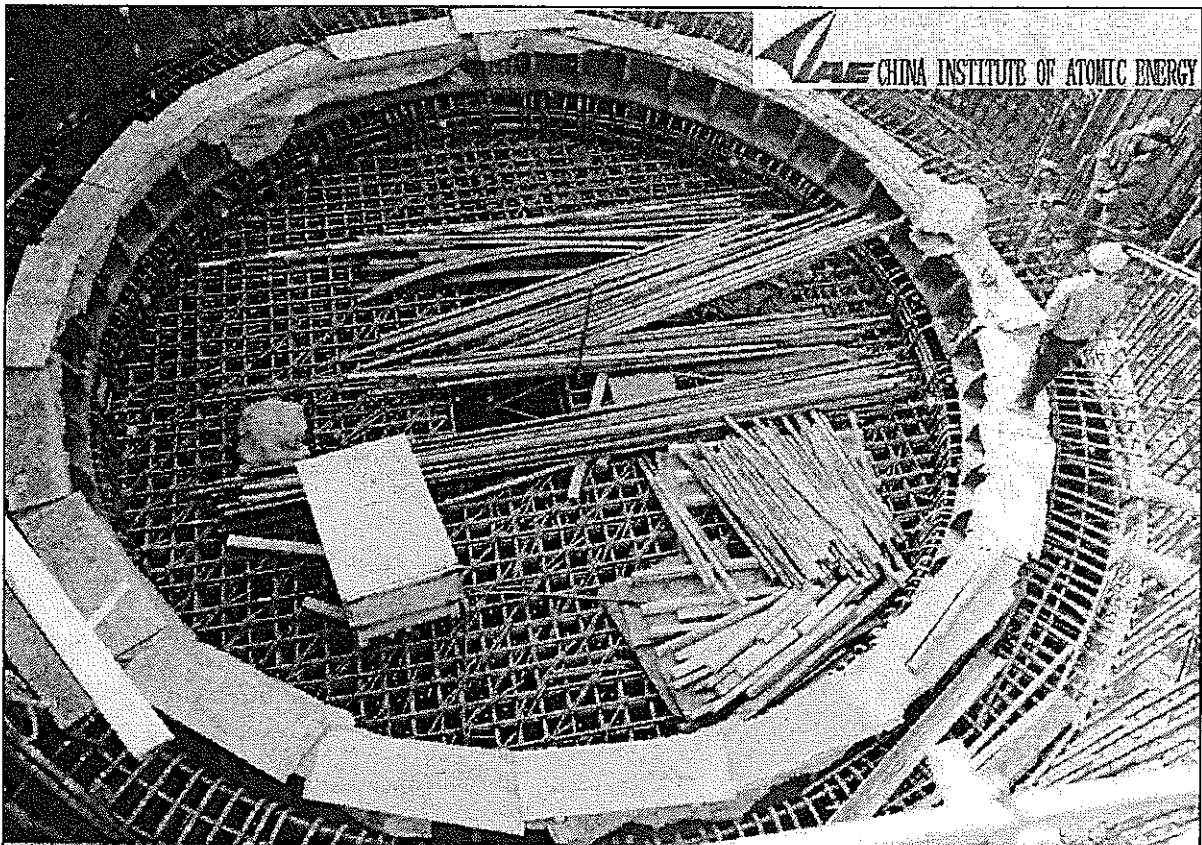


CIAE CHINA INSTITUTE OF ATOMIC ENERGY

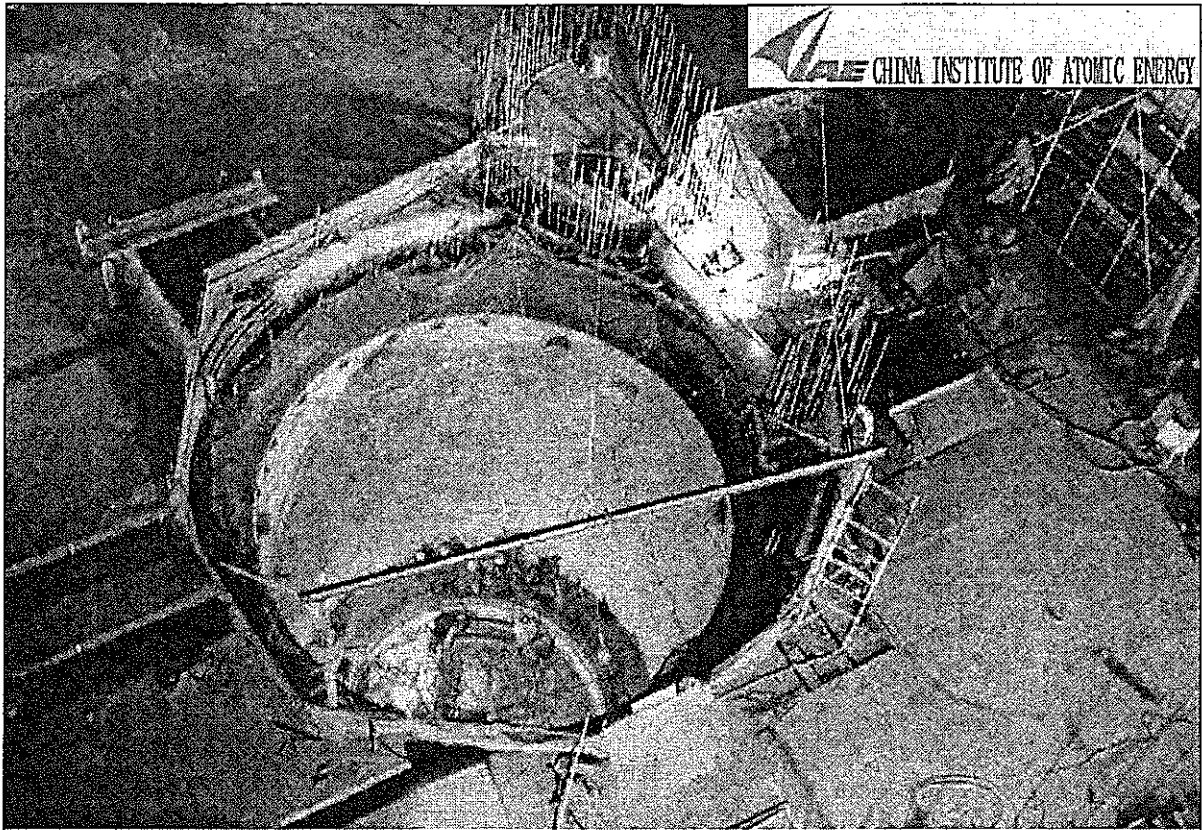
CEFR Sodium Storage Tanks (2001.07.16)



CEFR Hot Cell under Installation (2001.10.26)



CEFR Reactor Block Support Structure (2001.12.06)

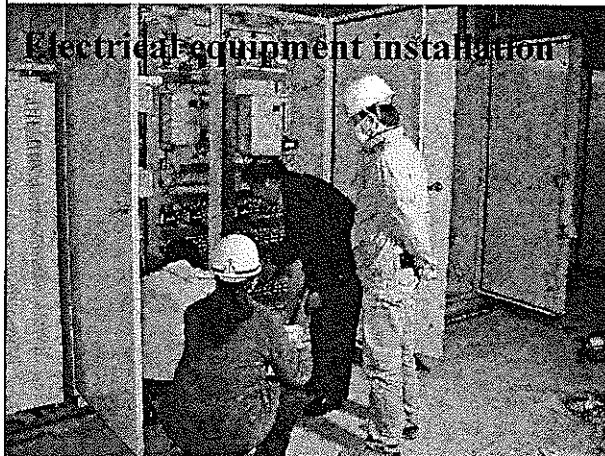


Stainless steel layer welding in Reactor Pit

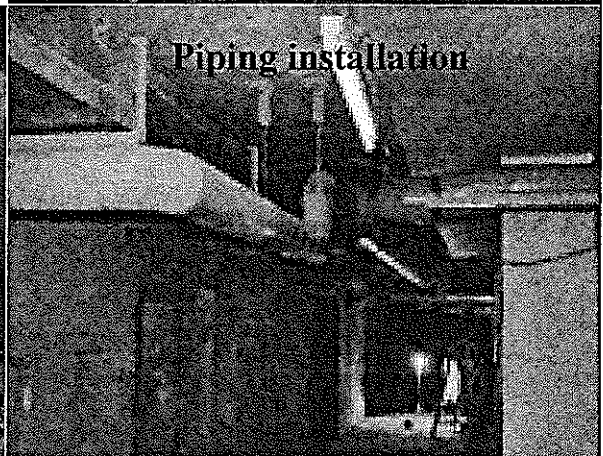
CEFR systems installation



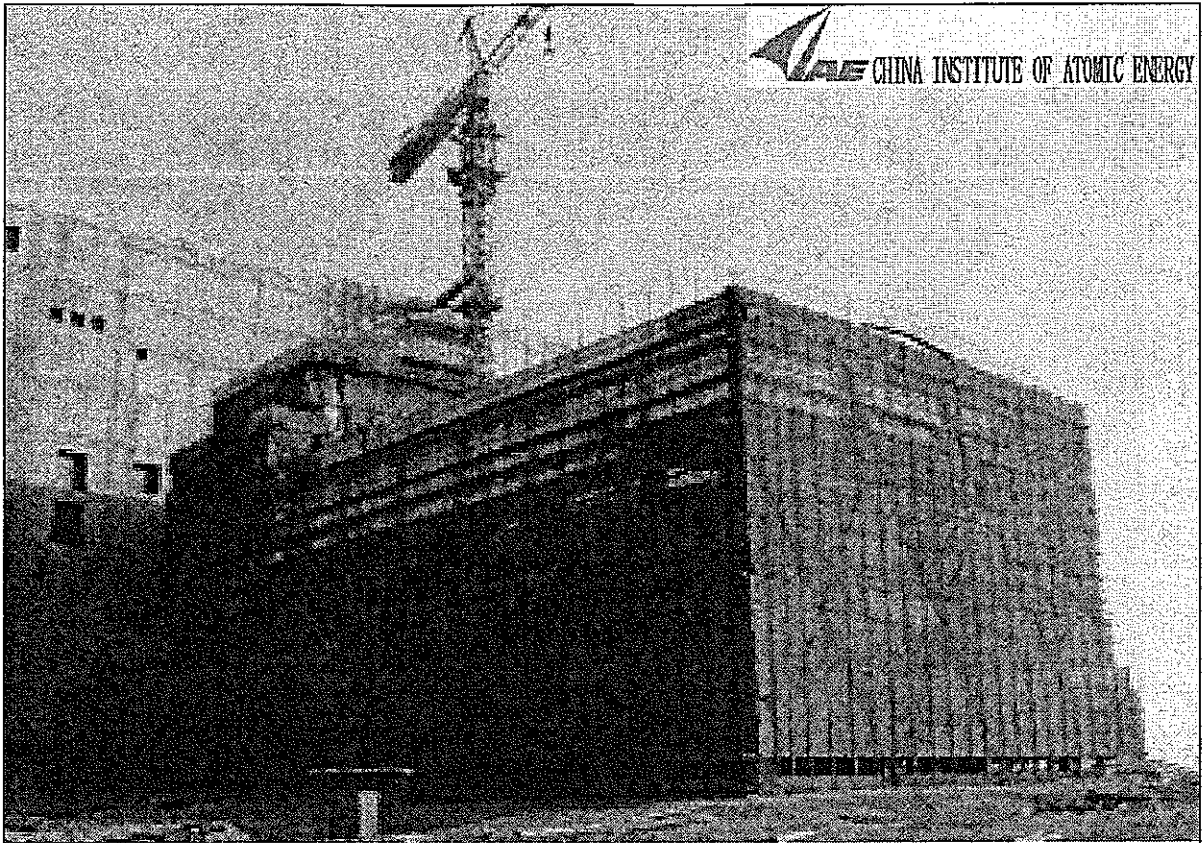
Cable support structure



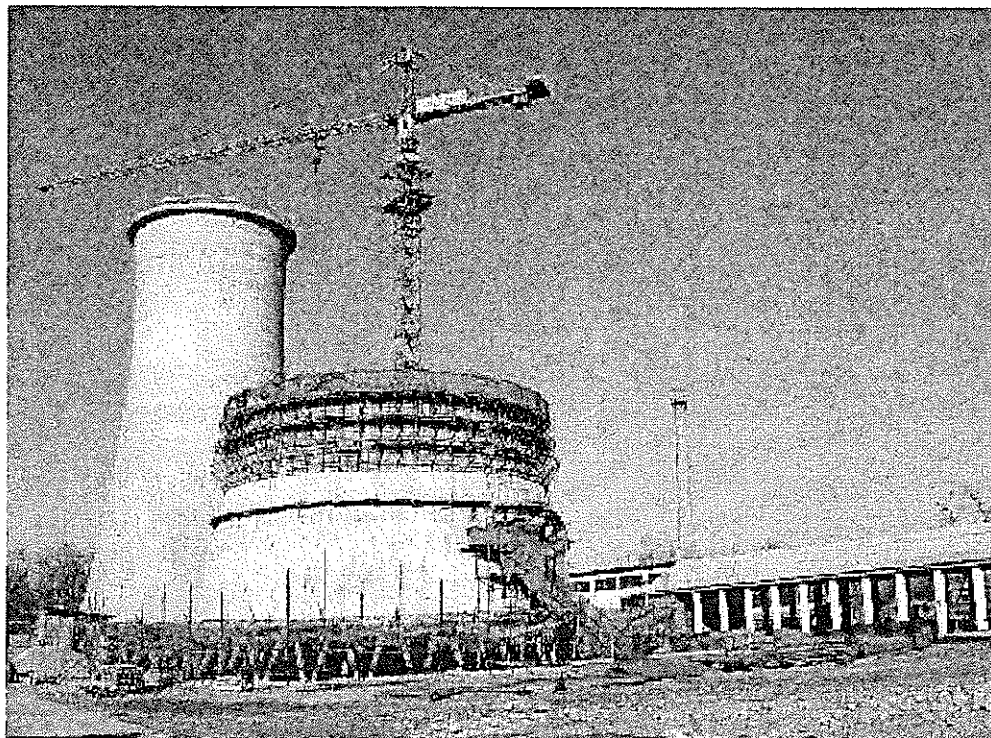
Electrical equipment installation



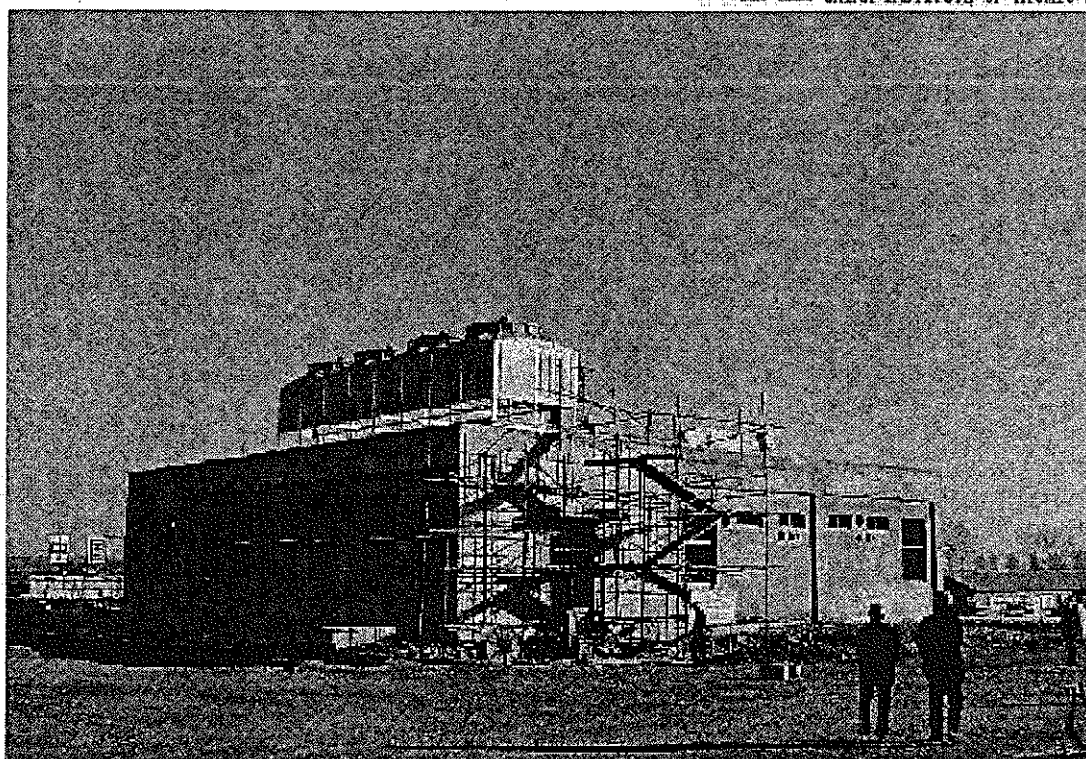
Piping installation



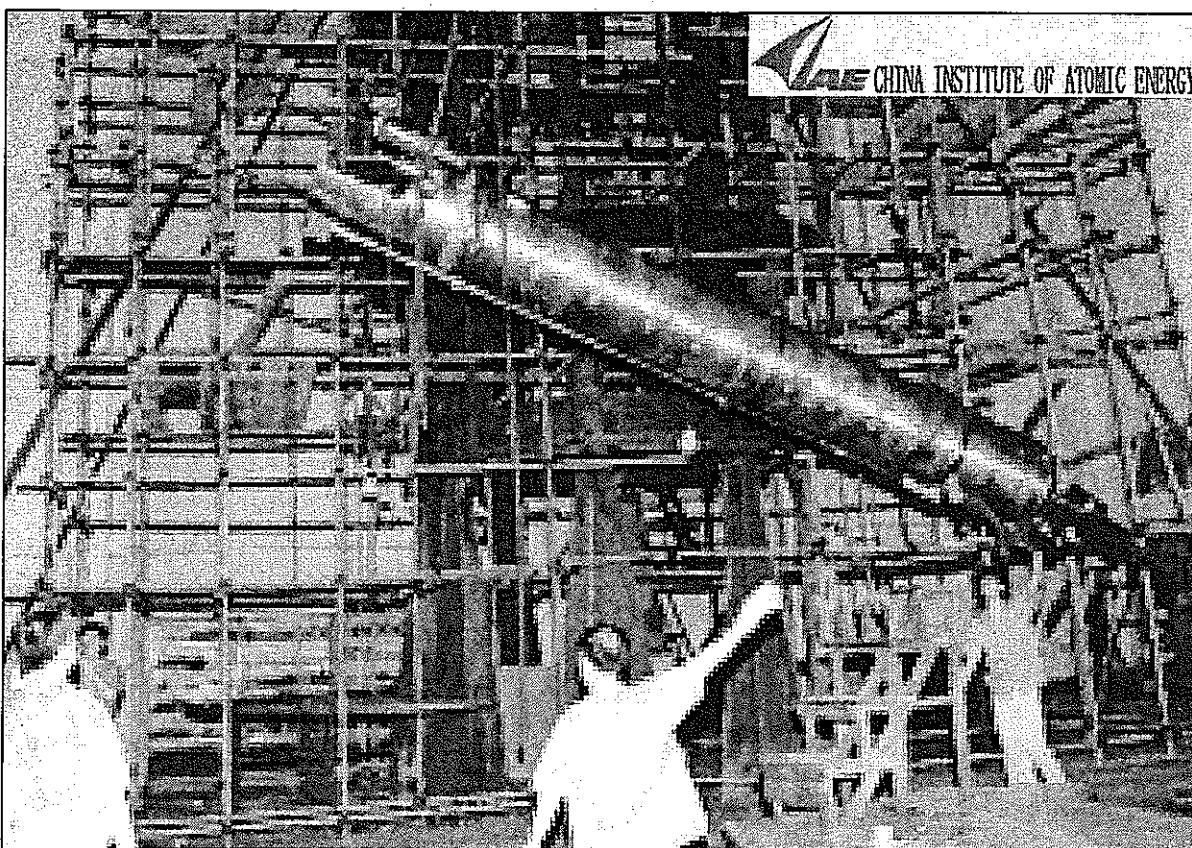
Turbine-Generator Building



Cooling Tower



Gas Station



A part of Fuel Transportation Machine (in China)

[技術報告]

(5) Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

韓国原子力研究所 主席研究員

Yoon Sub SIM

Sodium Cooled Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in Korea

The O-Arai Fast Reactor Cycle Symposium 2004
O-arai Engineering Center, JNC
February 27, 2004

Sim Yoon Sub, Hahn Dohee
Korea Atomic Energy Research Institute

1 The O-Arai FR Cycle Symposium 2004



Korea Atomic Energy Research Institute

Outline

- Korean Nuclear Power Program
- Development of KALIMER
- R&D Activities for Sodium Cooled Fast Reactor
- International Collaboration
- Re-start of Monju and Collaboration
- Summary

2 The O-Arai FR Cycle Symposium 2004



Korea Atomic Energy Research Institute

Status of Electricity Generation in Korea

□ Electricity Generation Installed Capacity in 2002

- Total: 53.8 GW
- Nuclear: 15.7 GW (29.2%)

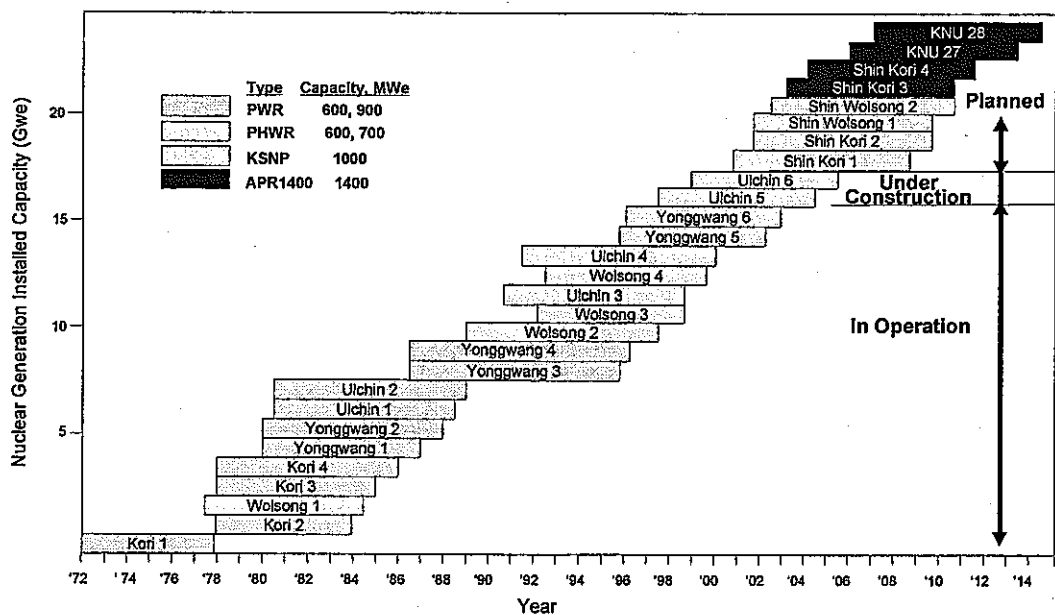
□ Electricity Generation in 2002

- Total: 306 TWh
- Nuclear: 119 TWh (38.9%)

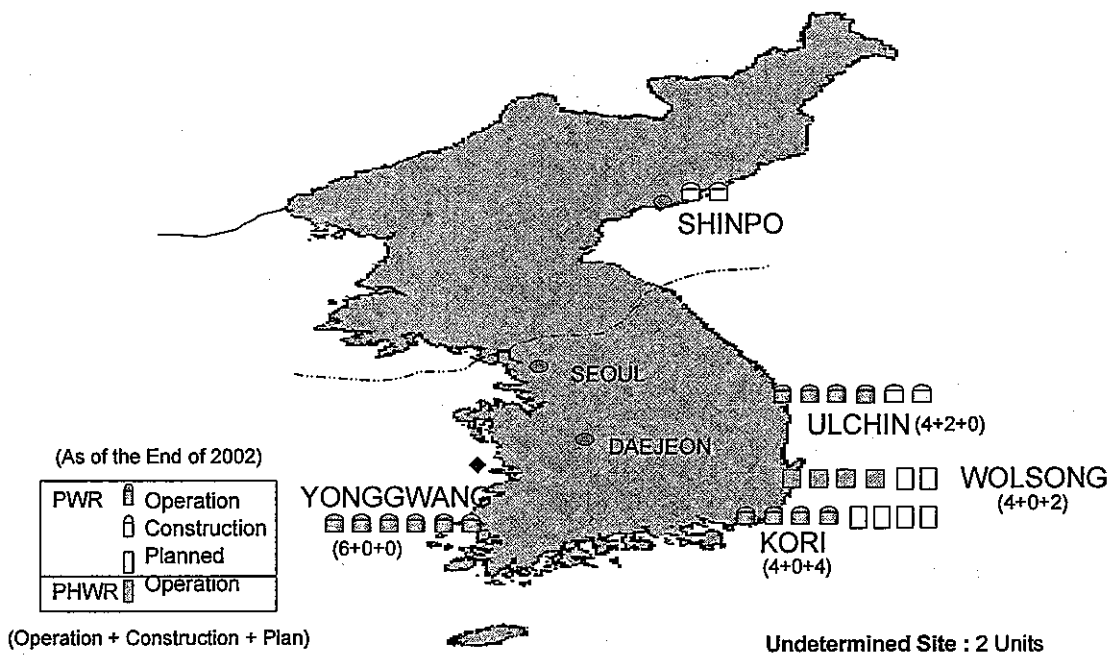
□ Nuclear Power Plants

- 18 Units in operation: 14 PWRs and 4 PHWRs
- 2 Units under construction
- 8 Units planned to start commercial operation by 2015

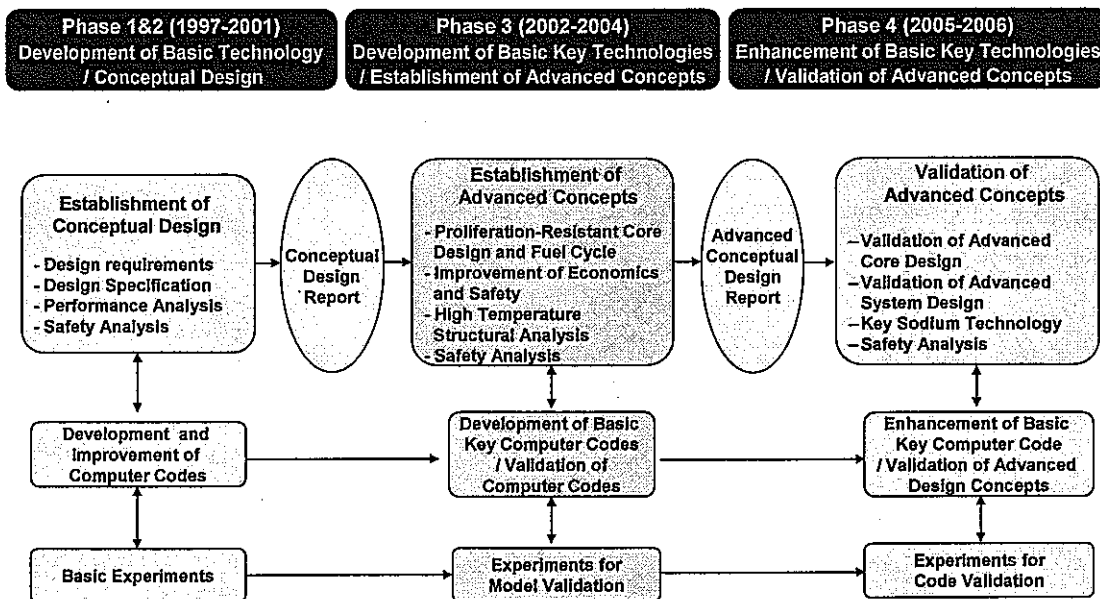
Nuclear Power Plant Construction



Nuclear Power Plants in Korea

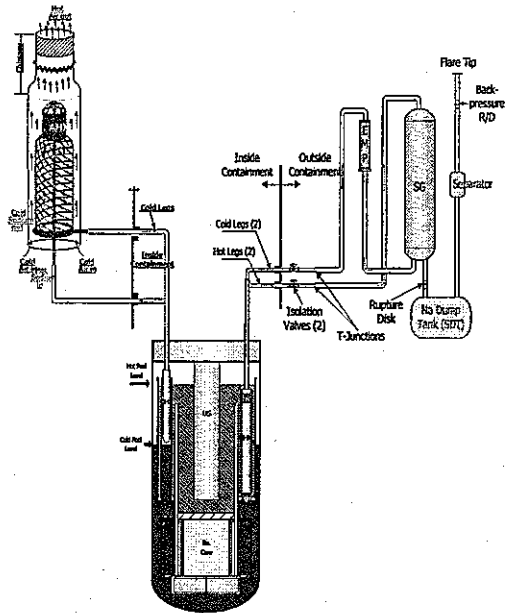


Fast Reactor Technology Development



Development of KALIMER

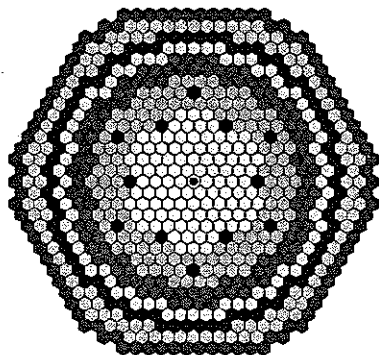
- Design Objectives
 - Sustainability
 - Safety
 - Economics
 - Proliferation Resistance
- Conceptual Design of KALIMER-150
 - Completed in 2002
- Development of KALIMER-600
 - Design concept
 - Key Design Features
 - Power : 600MWe
 - Plant efficiency : ~38%
 - Pool type reactor
 - 2-Loop IHTS
 - Passive RHRS : PDRC
 - Superheated steam cycle



Design Concept of KALIMER-600

KALIMER-600 Proliferation Resistant Core

- Sodium-cooled reactor core loaded with metal fuels
- Self-recycling of transuranics with minimum amount of excess Pu produced
- Enhanced proliferation resistance by removing blanket assemblies
- Design optimization to reduce sodium void effect: 4 ZrH₂ moderator rods/FA



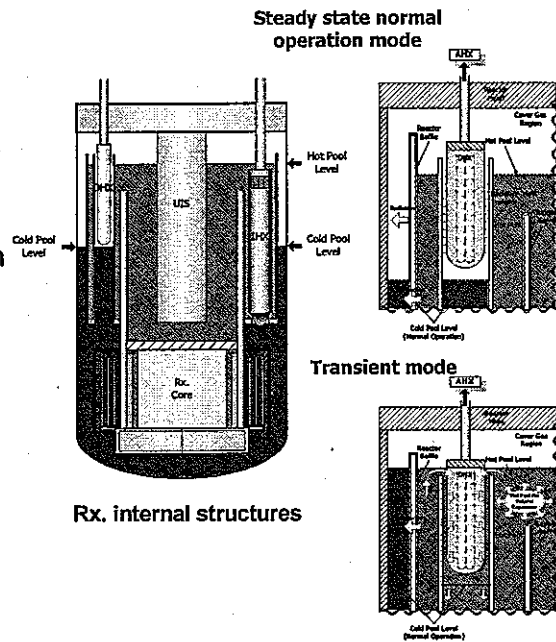
	Inner Driver	102
	Middle Driver	126
	Outer Driver	108
	Control rod	12
	U.S.S.	1
	Reflector	72
	B ₂ C Shield	78
	IVS	114
	Shield	80
Total		703

Electrical Output (MWe)	600
Active Core Height (cm)	100
Equivalent Active Core Diameter (cm)	320
Average Breeding Ratio	1.004
Refuelling Interval (month)	18
Fuel Composition	U-TRU-Zr
TRU in Heavy Metal (%)	16.1
Burnup Reactivity Swing (pcm)	2.0
Average Core Power Density (W/cc)	193
Average Discharge Burnup (MWD/kg)	66.6
Peak Fuel Discharge Burnup (MWD/kg)	97.4
Peak Discharge Fast Fluence (10 ²³ n/cm ²)	2.90
Sodium Void Effect (pcm)	1,992

PDRC: Passive Decay Heat Removal Circuit

□ Design Features

- 2-Loops with AHX and DHX
- Passive design concept
- No operator actions
- No emergency power
- No heat tracing for normal operation



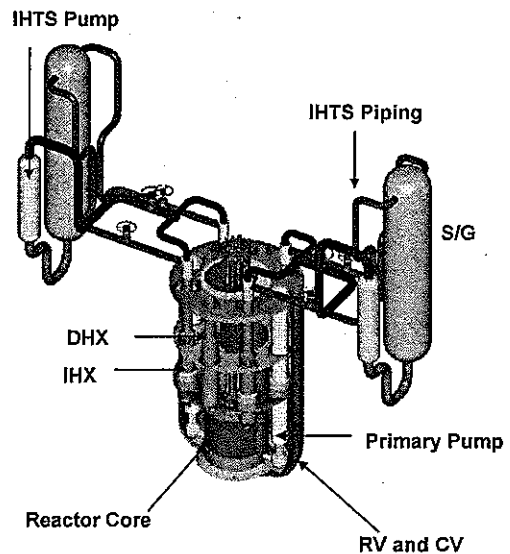
KALIMER-600 Mechanical Structure Design

□ Reactor system arrangement

- Reactor and containment vessels
- Reactor internal structures
- HTS piping arrangement against multiple failure at SWR

□ Structural design & analysis

- Evaluation of reactor structural integrity and feasibility
- Seismic isolation system design



KALIMER-600 Safety Analysis

Objective

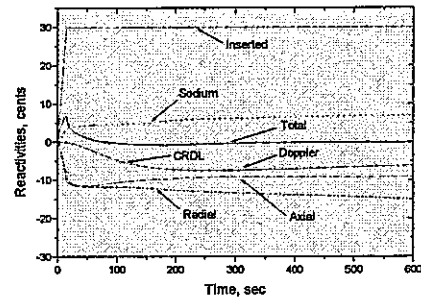
- Evaluation of safety performance for ATWS

ATWS Events

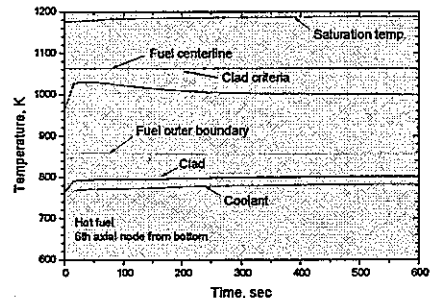
- UTOP: Unprotected Transient OverPower
- ULOF: Unprotected Loss of Flow
- ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink

Preliminary Results

- Fuel, clad and coolant temperatures within limits



UTOP: Reactivities



UTOP: Temperatures

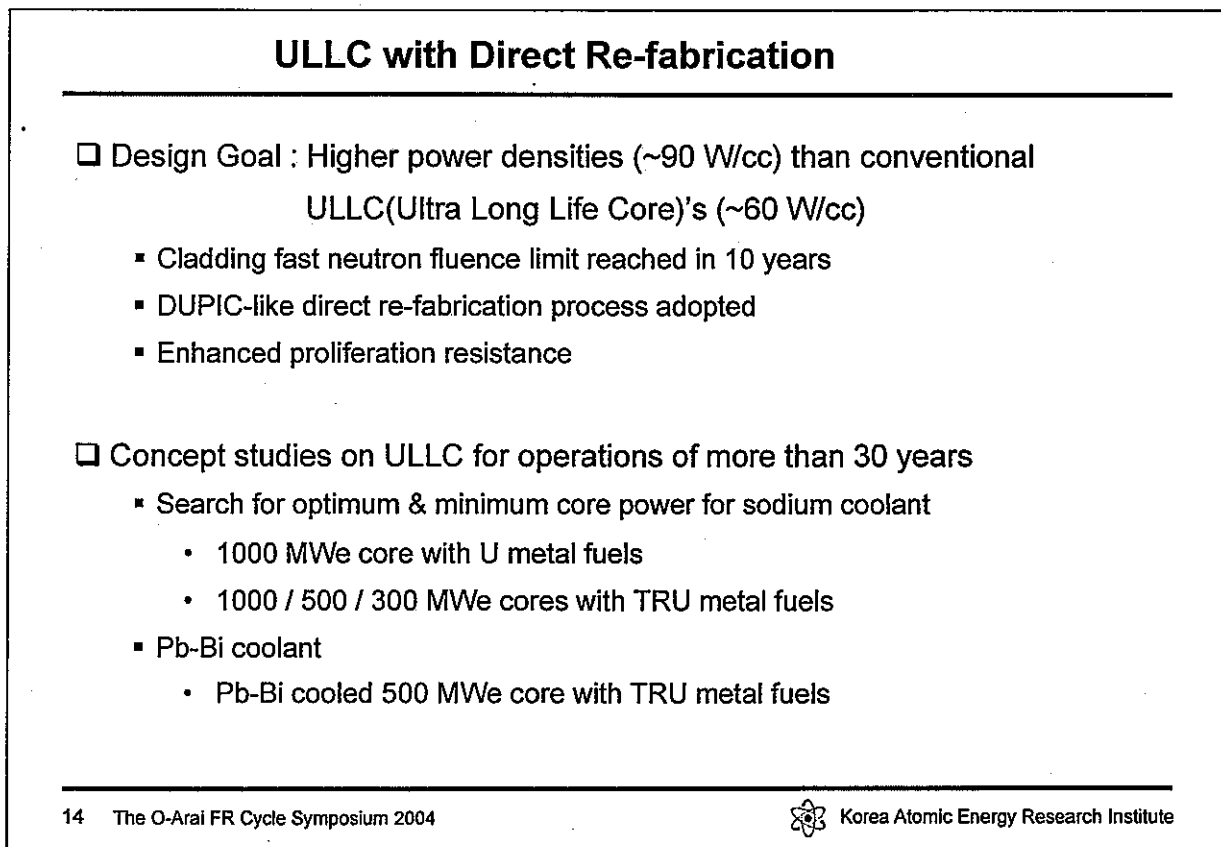
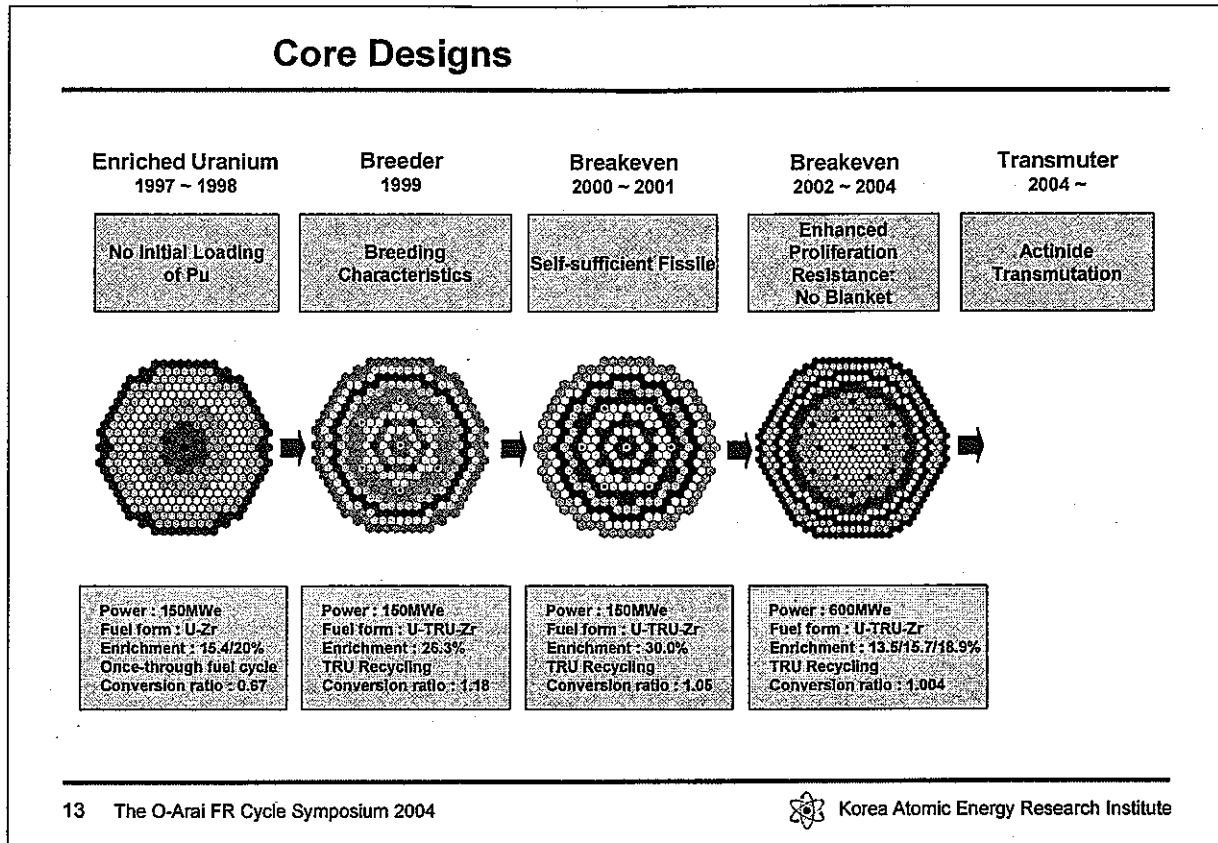
On-going R&D Activities for Sodium Cooled FR

Development of Application Technologies for Improvement

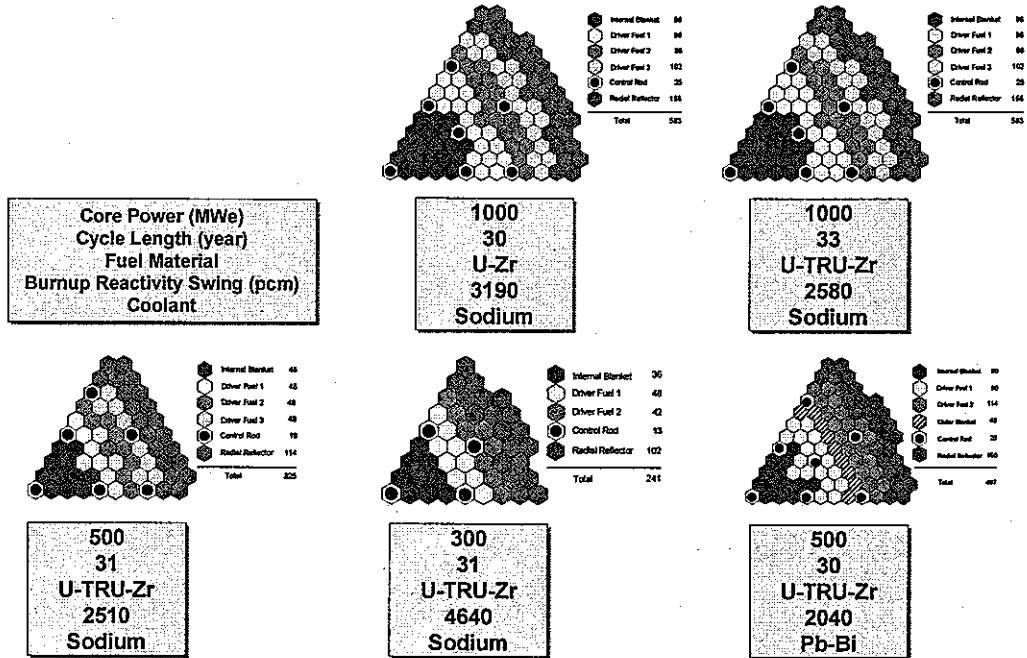
- Core Design Studies
- Development of Thermal Striping Analysis Methodology
- Development of Structural Integrity Assessment Technology for Elevated Temperature Structures
- Development of Water Leak Detection Technology
- Development of Computer Codes

Development of the Evolutionary Technologies for Advanced Designs

- Ultra Long Life Cycle Core with Direct Re-fabrication
- Development of Integrated IHX/SG



ULLC with Direct Re-fabrication (cont)



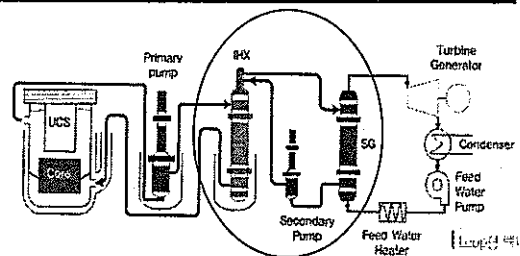
Development of Integrated IHX/SG

Objective

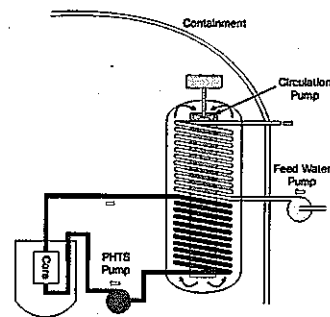
- Enhanced plant safety through elimination of SWR event in SG
- Reduced construction cost through simplification of IHTS

On-going Activities

- Development of integrated IHX/SG concepts
 - Tube arrangements
 - Flow paths for intermediate medium
- Evaluation of heat transfer capabilities
- Study on Configurations of NSSS with integrated SG
- Experiments on the basic features on integrated SG



Typical NSSS arrangements of Sodium-cooled LMR

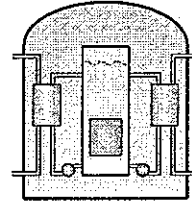
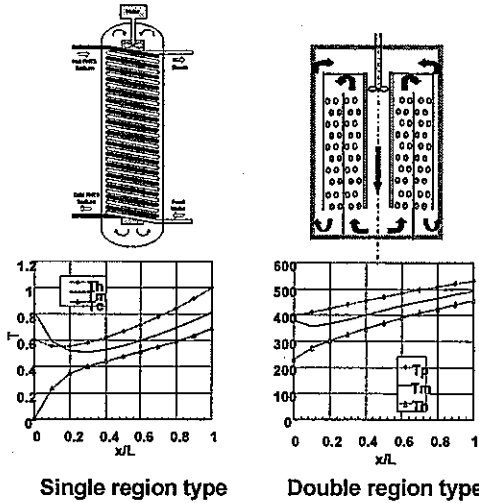


NSSS arrangements with integrated IHX/SG

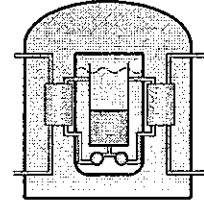
Development of Integrated IHX/SG (cont)

- o Tube Bundle configuration Study
 - Integrated configuration
 - . Single region .double region
 - Separated configuration
 - . radial .vertical

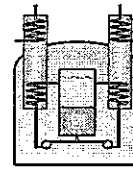
- o Configuration of NSSS with the New SG



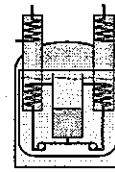
Basic loop type



Loop type with shortened sodium piping



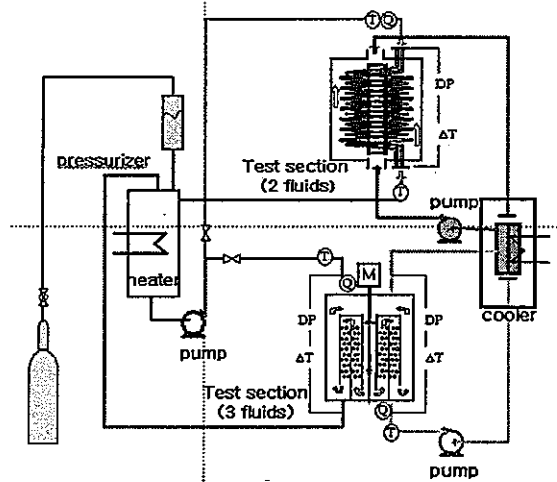
Loop Type with small containment



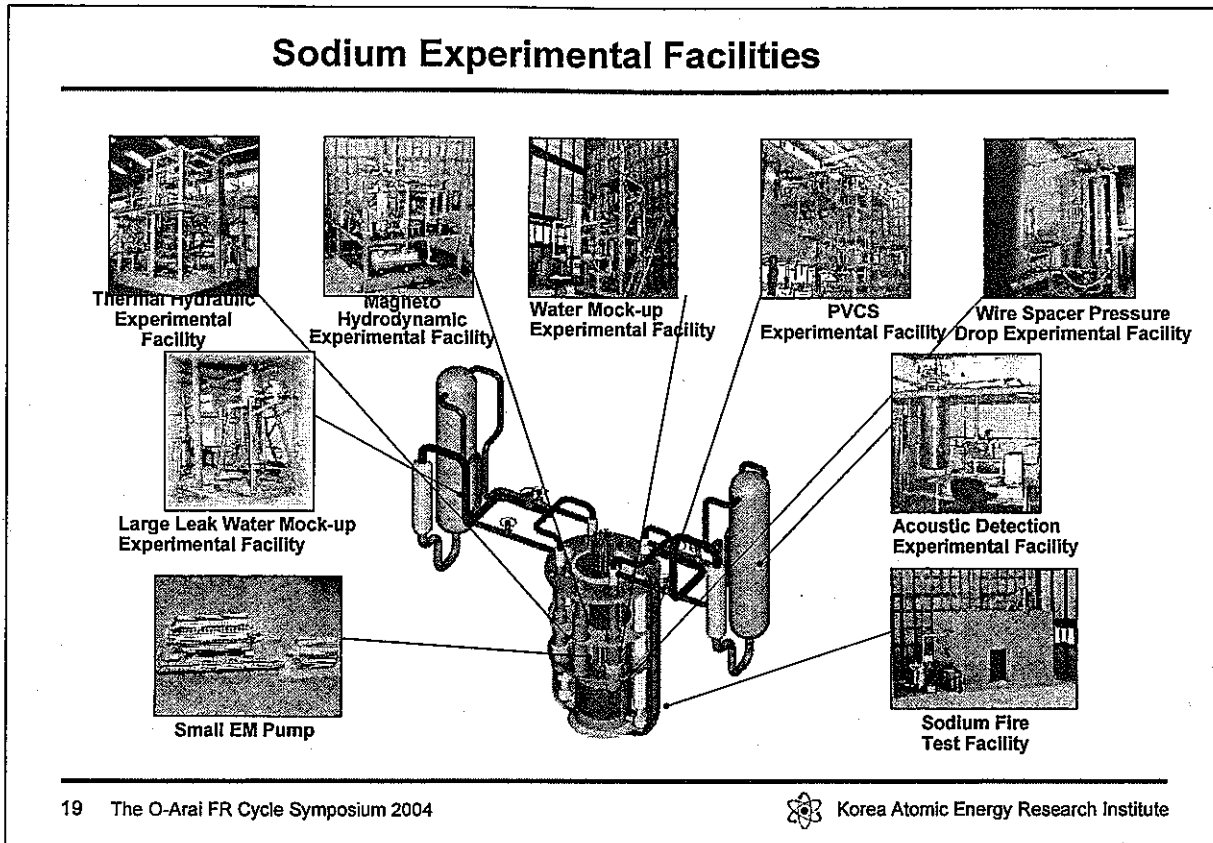
Pool type with small containment

Development of Integrated IHX/SG (cont)

- Objective of Experiments
 - Verification of the basic performance of the integrated SG
 - Measurement convective heat transfer coefficients
- Experimental Conditions
 - Heat transfer media
 - Wood metal / Wood metal / Water
 - Pressure : 0.8MPa
 - Temperature : 75~165 / 10~75°C
 - Heat transfer rate: 30 KW



Schematic Diagram of Test Facility



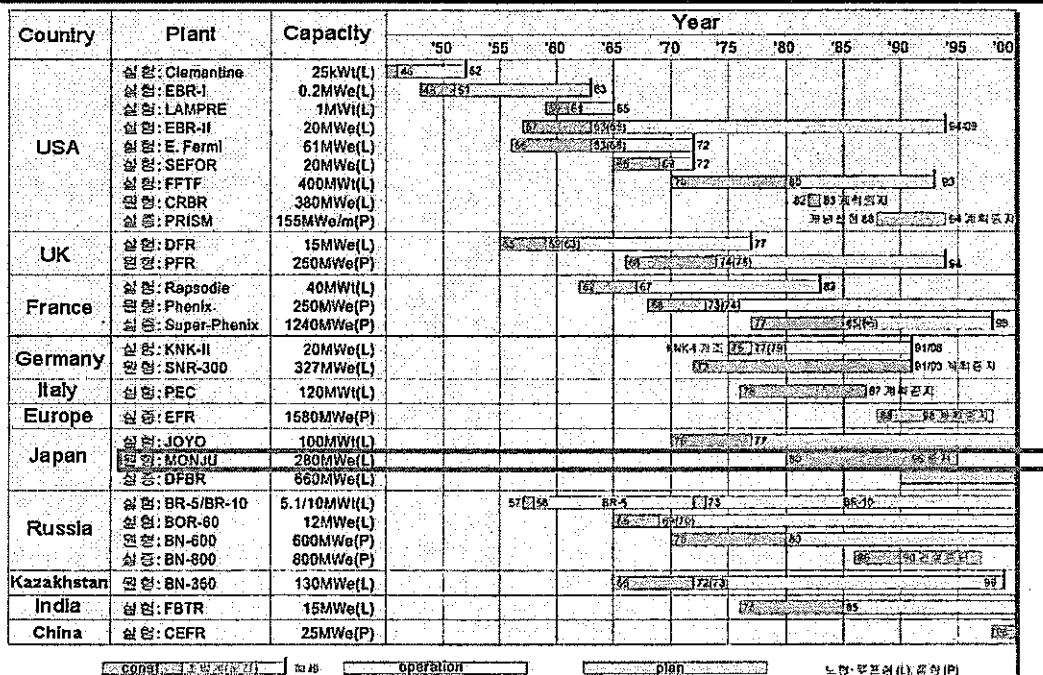
- ### International Collaboration
- Participation in the I-NERI and GEN-IV Projects
 - Passive Safety Optimization in LMRs
 - ENHS Core Design
 - IAEA Fast Reactor Knowledge Preservation
 - Establishment of a comprehensive, international inventory of fast reactor data and knowledge
 - Extra-budgetary contribution
 - OECD/NEA IRPhE Project
 - Establishment of international database of reactor physics experiments and measurements
 - Participation in the GEN-IV Projects
 - KALIMER has been selected as one of the two candidate reactor types for the future GEN-IV international activities in the sodium cooled fast reactor.
- 20 The O-Arai FR Cycle Symposium 2004 Korea Atomic Energy Research Institute

Re-start of Monju and Collaboration

- When the Monju plant is restarted, valuable operational data and experience can be accumulated from the fast reactor of the most recent technology. It will be very beneficial to the fast reactor technology development in the world.

- Potential collaboration items with Monju
 - Evaluation of new design features in Monju
 - Assessment and calibration of the design analysis codes using the operation data from Monju

Fast Reactors in the World



Summary

- ❑ The 3rd phase of LMR Design Technology Development Project started in 2002 with the goal of developing basic key technologies and advanced concepts.
- ❑ KALIMER-600 design concept is being developed.
- ❑ Studies on the evolutionary technologies for advanced designs are being carried out.
- ❑ International Collaborations
 - On-going: I-NERI, IAEA FR KP, and OECD/NEA IRPhE Projects
 - Planned: Gen-IV Participation
- ❑ Restart of Monju will be beneficial to the FR technology development also in Korea and the world.

[技術報告]

(6) 日本におけるFBRサイクル技術開発

(英訳) FBR Cycle System Development in Japan

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長

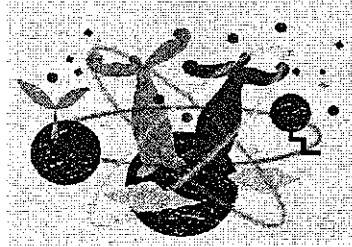
可児吉男

大洗FBRサイクルシンポジウム 2004

2004年2月27日

日本におけるFBRサイクル技術開発

- 目指すシステムと技術展望 -



可児 吉男

核燃料サイクル開発機構・大洗工学センター

1



FBRサイクルの必要性と意義

<p>持続型エネルギーへの転換は未来社会発展の鍵</p>	
<p>枯渇型資源利用からの脱却 長期環境保全機能 エネルギー供給の柔軟・持続・安定性 資源偏在性と不確定因子への保障</p>	<p>資源の徹底有効利用・高効率利用 省資源・小廃棄(資源リサイクル) エネルギー開発・利用のグローバル化 (汎用性、資源・環境・経済影響)</p>

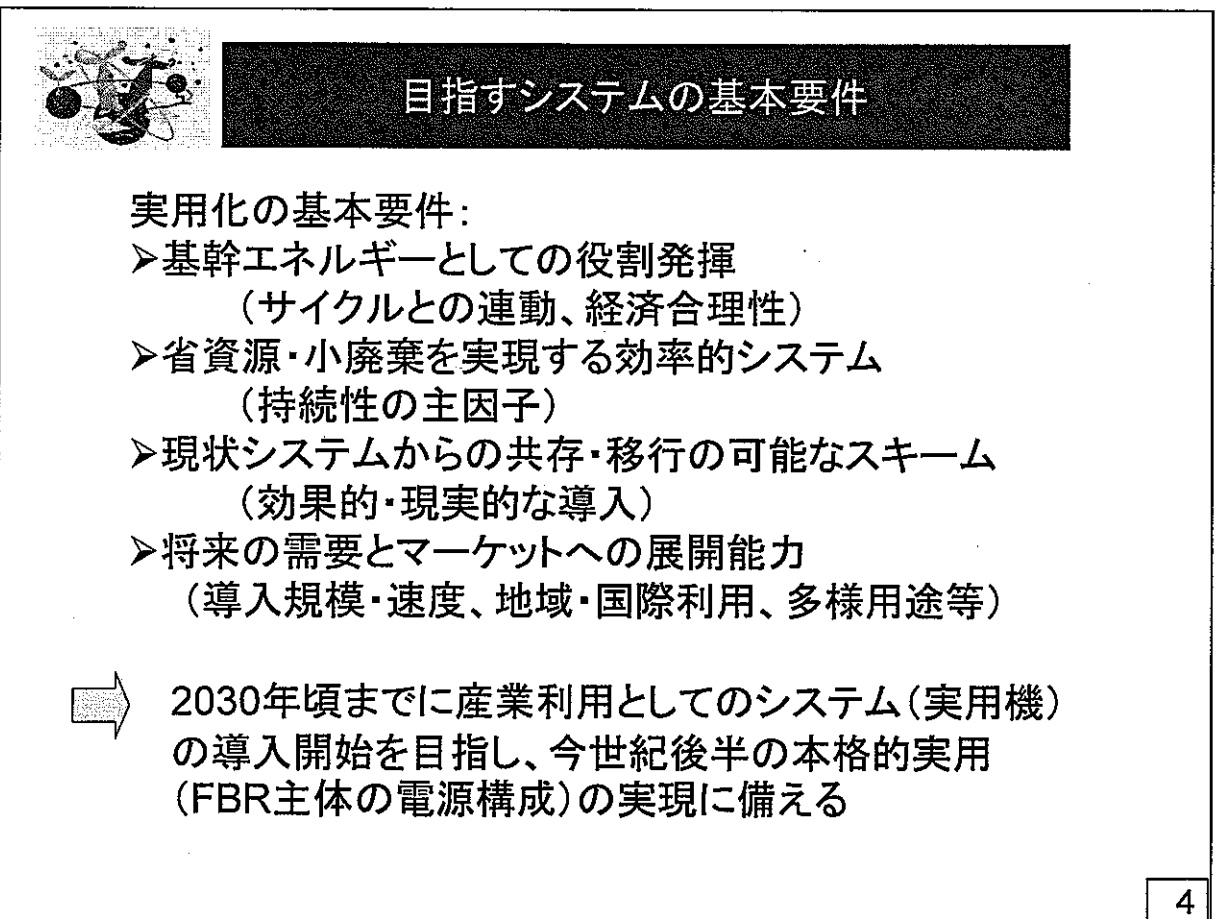
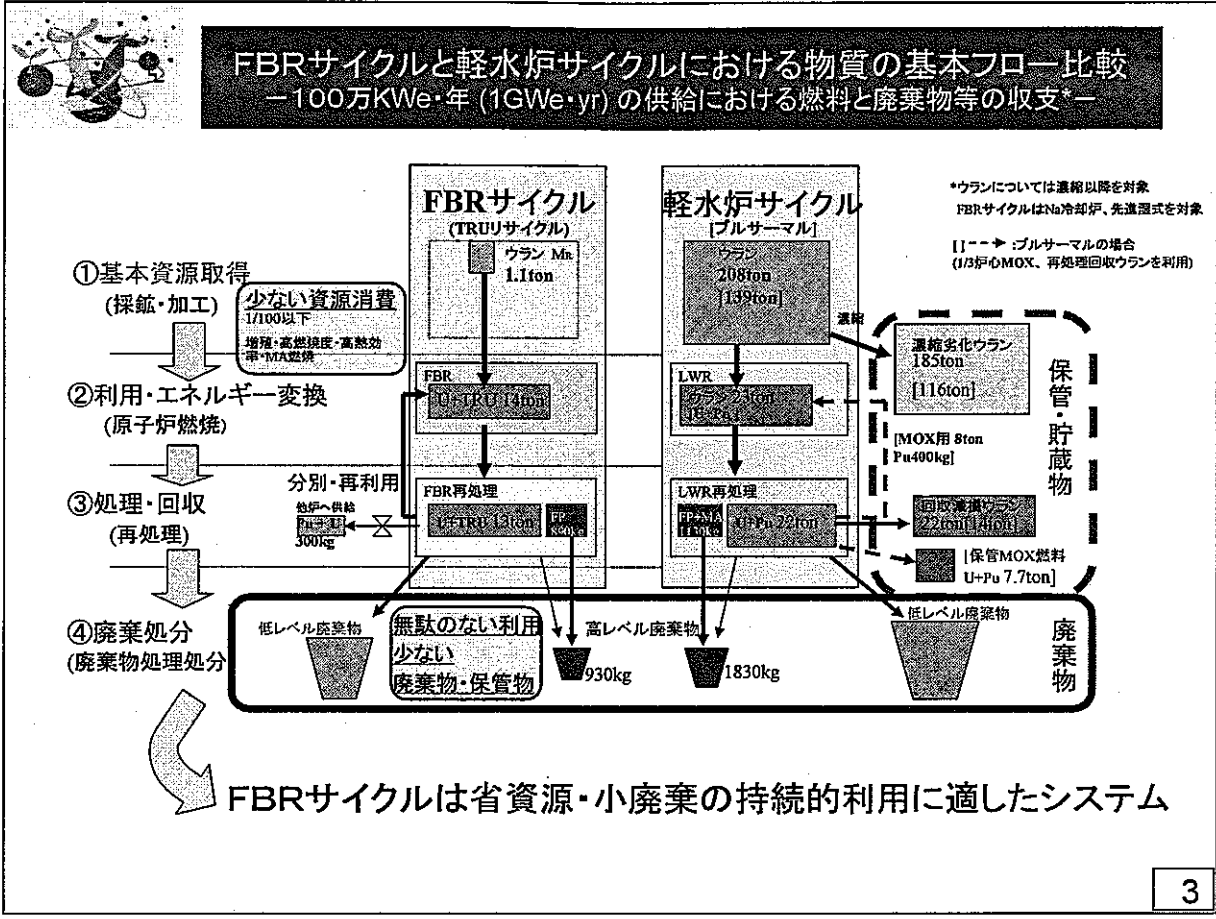
拡大消費型社会
(資源依存と短期ローカルな制御)

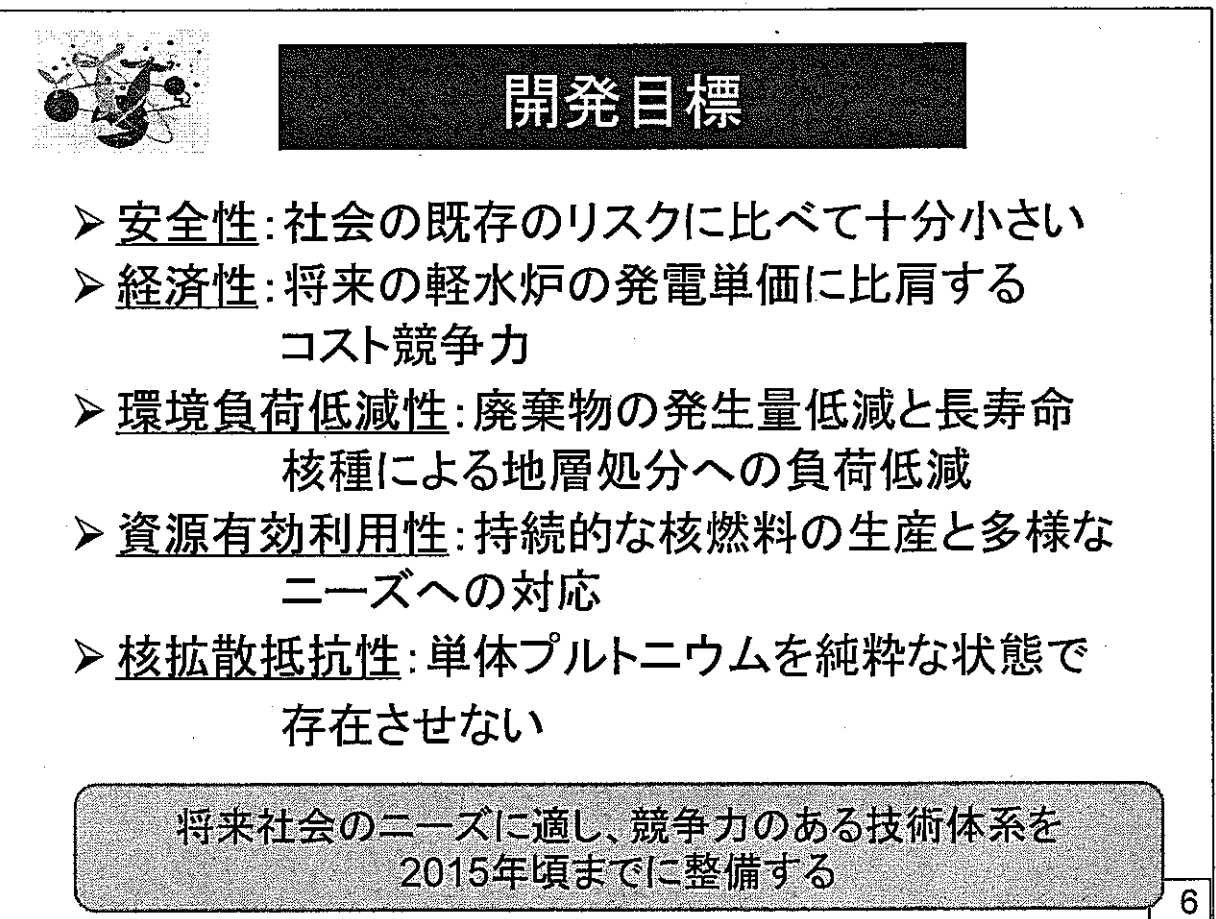
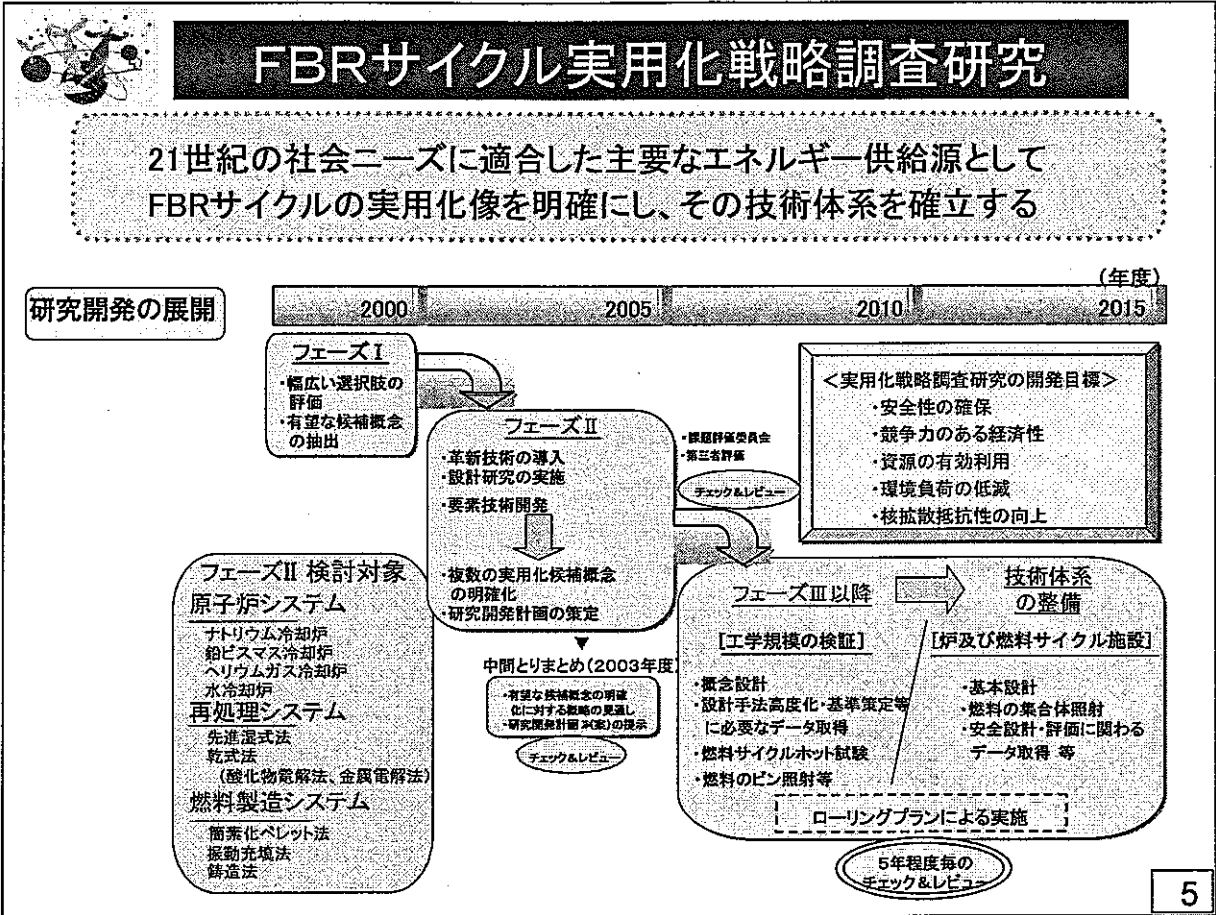


持続・調和型社会
(グローバルな循環と制御)

<p>FBRサイクルの役割と開発価値: 持続型エネルギー転換への現実的解答 セキュリティへの改善インパクト グローバル化への戦略技術 (先導、国内実践、広域展開・協調)</p>	<p>放射性廃棄物の量的・質的大幅低減 HLWの発生→1/2 ~ 1/10 放射性毒性 →1/100 ~ 1/1000 ウラン資源効率の飛躍的向上 利用効率→>>100倍 (1000年オーダーの利用への拡張)</p>
---	--

2

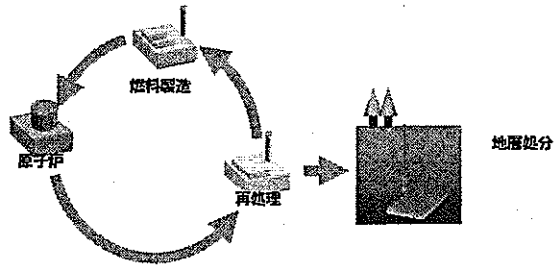






FBRサイクルの基本的な実用化像

- ◆ 全TRUの燃焼機能をもつ多重リサイクルを
MAを含む低除染均質サイクルの下で実現
 - TRUの高回収に加え、従来システムでは廃棄物となる
ウラン起源の重金属をFBRを介して燃料に転換
 - 長期の環境影響物質をシステム内に閉じ込め
- ⇒ 資源の有効化とよりクリーンな廃棄を実現
- ⇒ Puの単離を排し核拡散抵抗性を向上



7



システム開発の強化点

システム概念構築(設計研究)

キーテクノロジー開発

システム性能分析評価

原子炉

- ◆ 高い安全性の下にプラントのコンパクト化の達成
- ◆ 燃料サイクルの効率化に向けた炉心・燃料の最適化
 - ・異なる冷却媒体における炉の冷却機能と性能指標の相関
 - ・新型材料の適用性
 - ・燃料の高燃焼度化、及びサイクル技術との連動性

サイクル

- ◆ 高いTRU回収率の達成及び
- ◆ 質・量両面での廃棄の改善とサイクルコスト低減に
向けた効率の高いプロセス
 - ・コンパクトなプロセスと施設概念の構築
 - ・MA回収と元素分離性能
 - ・低濃度MA含有燃料の製造性と燃焼性能
 - ・新型プロセス技術の適用性と課題の明確化

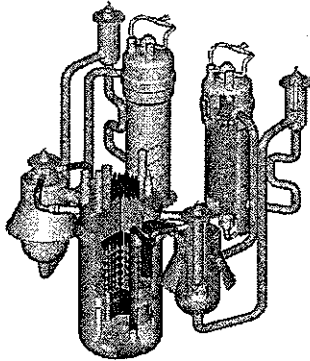
8

炉システム開発の現況(1)

ナトリウム冷却炉

技術の蓄積と革新技术の投入により、開発目標への適合性が高く、技術的実現性を見通しうる段階。

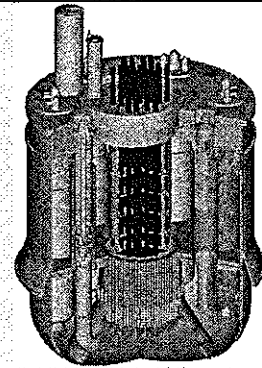
- ◆ サイクル技術と連携し、将来の利用展開に柔軟に対応可能な炉心性能を提供
- ◆ 主要課題: ナトリウム-水反応対策、保守補修技術の確立



鉛ビスマス冷却炉

特長を発揮しうるシステムの成立性を見極めるためには材料分野を中心に基礎的な知見の集積が必要。

- ◆ 3次元免震等の対策により中規模のタンク型炉でコンパクトなシステムを指向
- ◆ 重要課題: 腐食対策(耐性材料、純化技術)、窒化物燃料の開発



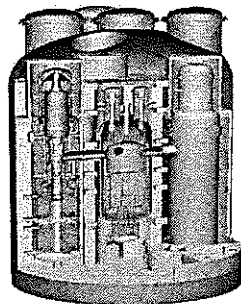
9

炉システム開発の現況(2)

ヘリウムガス冷却炉

特長を発揮しうるシステムの成立性を見極めるためにはサイクルと適合し冷却機能を強化した炉心・燃料の構築に基礎的な知見の集積が必要。

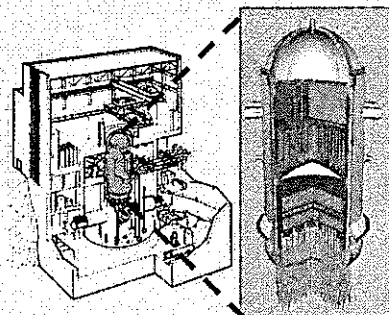
- ◆ 窒化物燃料炉心、直接ガスタービン等の適用によるコンパクトで高温利用可能なシステムを指向
- ◆ 重要課題: 耐熱性材料、窒化物燃料・炉心の開発、再処理・製造技術の開発



水冷却炉

軽水炉の豊富なプラント技術の活用が可能であるが高速炉の炉心性能としては他の概念に及ばない。

- ◆ 既存のABWRプラント技術を適用し稠密炉心構成の下で冷却性能の確保と安全機能の強化を指向
- ◆ 主要課題: 安全技術開発、被覆材料の開発



10

ナトリウム冷却2ループFBR概念の主要構成技術

【ねらい】 物量・建屋容積の削減によるコストダウンと、Na炉固有の課題克服による革新的高速炉概念 → GEN-IVの代表概念

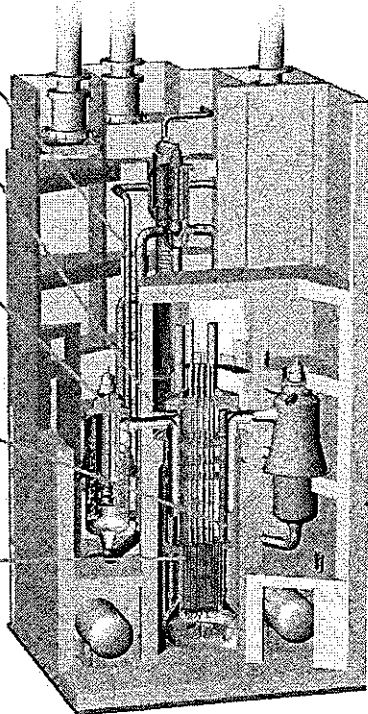
配管短縮
12Cr系鋼の採用

2ループシステム
機器と配管の大型化

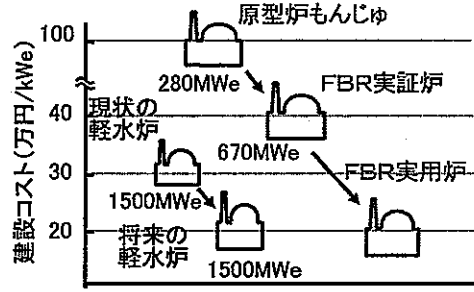
機器合体
ポンプ組込型HX

炉容器コンパクト化
炉心と燃料取扱方式

高燃焼度・長期運転
サイクル炉心
ODS被覆管の採用



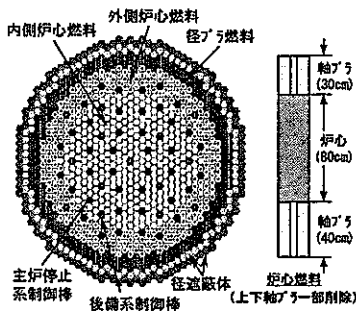
コンパクト化の効果



高信頼性蒸気発生器
ISI&R技術

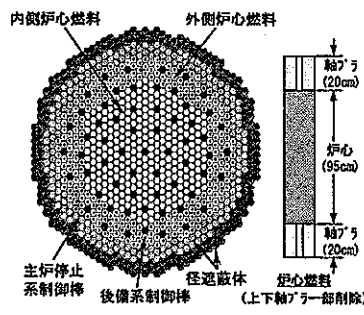
炉心設計研究: ナトリウム冷却炉心

MOX燃料増殖炉心
[導入期-高増殖機能]



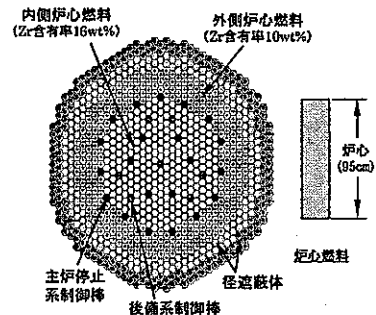
- > 径方向・軸方向ブランケット付きで増殖比1.1以上
- > ウラン資源の節約やエネルギー需要ののびに対応が可能

MOX燃料平衡増殖炉心
[拡大利用期-経済性向上機能]



- > 大径ピン採用により内部転換比を向上、径方向ブランケット削除し増殖比1.0以上を確保
- > 取出燃焼度伸張により燃料サイクル経済性を向上

金属燃料炉心
[拡大利用期-経済性向上または高増殖対応機能]



- > 炉心燃料仕様の工夫によりMOX燃料と同じ高出口温度を実現
- > 上部軸方向ブランケットの付加により高増殖要求に対応が可能

高性能でコンパクトな炉心が構築可能
共通のプラントのもとで将来のニーズ展開に柔軟に対応可能

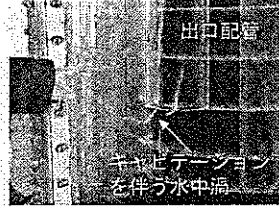
原子炉コンパクト化：容器上部プレナム内流動試験

課題

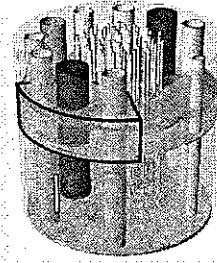
液面ガス巻き込みの抑制



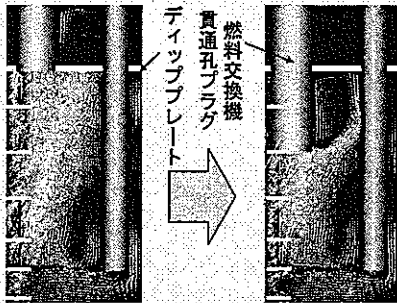
キャビテーションの抑制



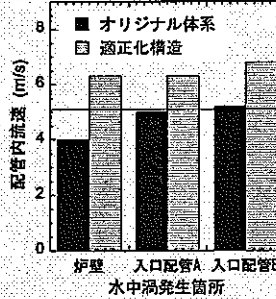
試験装置



試験結果



ディッププレート、貫通孔プラグ挿入による液面流速低減



整流用リップによる、キャビテーション発生流速の増大効果

炉上部の構造と配置の工夫により
ガス巻き込みやキャビテーションを
効果的に抑制可能

高流速による
コンパクトな炉容器
の実現

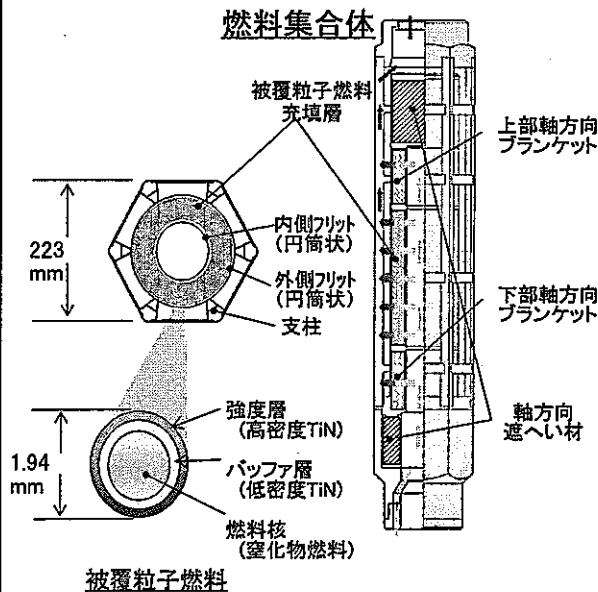
13

ヘリウムガス冷却炉心：冷却機能強化に向けた炉心燃料概念の検討例

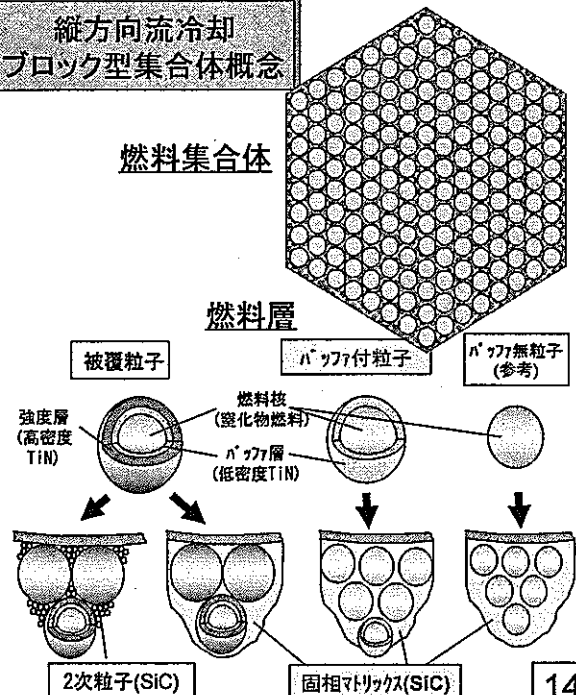
- > セラミックス被覆材/燃料集合体部材による耐熱性向上
- > 高圧で高い出口温度を達成
- > 減圧時にも自然循環で冷却が可能

- 基礎から応用までの広範な開発が必要
- > セラミックス材料開発、炉心特性・仕様最適化
- > 製造技術開発、再処理技術開発を含め長期開発課題

横方向流冷却集合体概念



縦方向流冷却
ブロック型集合体概念



14

鉛ビスマスの腐食特性評価試験

ODS鋼浸漬試験：鉛ビスマス中酸素 10^{-6} wt%

600°C-10,000h

550°C-10,000h

鉛ビスマス(白色部)

酸化皮膜

拡散層

母相

鉛ビスマスの浸入
(白色部)

母相

Acc.V Spot Magn Det. WD 60 μm
15.0kV 4.0 500x BSE 10.0 ODS 600Cx10000h

Acc.V Spot Magn Det. WD 60 μm
15.0kV 4.0 500x BSE 10.1 ODS 550Cx10000h



材料腐食試験装置(独・FZK)

得られた知見

~550°C: 酸化皮膜により母材は保護

600°C~: 鉛ビスマスが母材中に浸入
(570°Cを境に鉄の安定酸化物が変わることと関係)

炉に適用可能な材料温度上限が570°C程度に制限
冷却材純化技術強化の必要性

15

ナトリウム冷却炉を用いた水素製造技術の開発研究

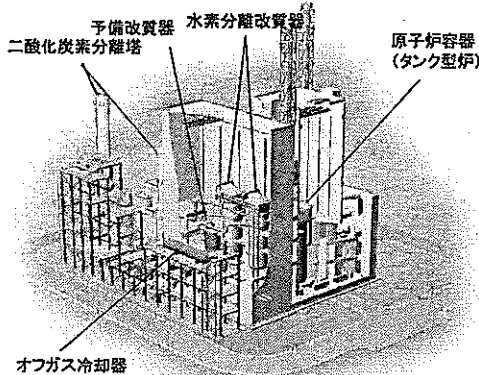
(膜分離型水蒸気改質法 及び ハイブリッド型低温熱化学法)

膜分離型水蒸気改質法

特徴: 水素分離膜の利用のメタンガス改質
高速炉の温度領域で水素製造が可能
二酸化炭素を生成

分離膜の技術は実用化段階で早期導入可
現状: プラント概念設計完了

分離膜を用いた長時間水素製造の実績
課題: 分離膜の高性能化 改質器のコンパクト化
二酸化炭素回収技術

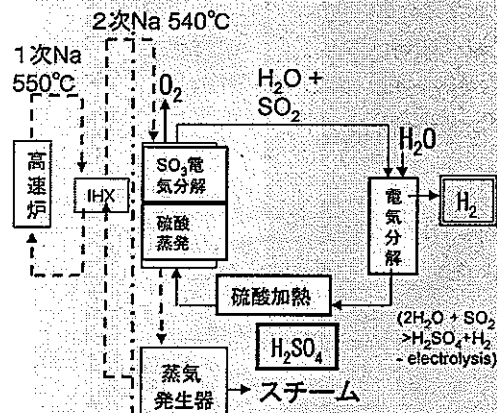


ハイブリッド型低温熱化学法

特徴: 熱化学法と電気分解法のハイブリッド型
高速炉の温度領域で水素製造が可能
二酸化炭素の生成なし

低温のため鉄系材料の適用、機器設計合理化等の利点
現状: プラント概念設計完了

実験室レベルの単サイクルのプロセス実証試験に成功
連続サイクルによるプロセス実証試験を計画中
課題: 電気分解器の高効率化



16

再処理システム開発の現況

先進湿式法再処理

燃料製造との一体化施設概念



使用済燃料を用いた
化学反応の実験装置



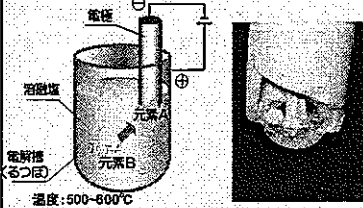
[酸化物燃料サイクル]

豊富な実績と知見に基づき、システムの開発目標への適合性と技術的成立性を見通せる段階。

<主要技術開発と課題>

- ◆ 工程簡素化と設備の合理化
 - ・ 晶析技術による大量のU粗取り
 - ・ 単サイクルでのU/Pu/Np回収
 - ・ 抽出クロマトグラフィーによるMA回収
- ◆ 小規模処理条件での経済性向上
超臨界直接抽出(代替技術)

酸化物電解法再処理



電解法

廃溶融塩の安定化

[酸化物燃料サイクル]

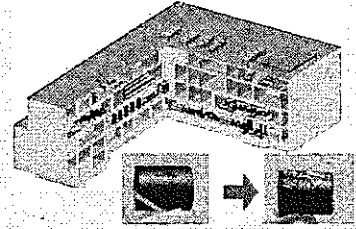
小型施設として基本概念が描ける段階。原理確認、システム構築に基礎的知見集積が必要。

<主要技術開発と課題>

- ◆ 簡素な低除染TRU回収技術
 - ・ 混合酸化物での製品回収法
 - ・ 振動充填燃料との適合性
- ◆ システム化と技術確認
 - ・ MA回収機能の原理確認
 - ・ 耐腐食材料の開発
 - ・ 廃棄物処理技術の構築

金属電解法再処理

燃料製造との一体化施設概念



酸化物燃料の金属への還元

[金属(&酸化物)燃料サイクル]

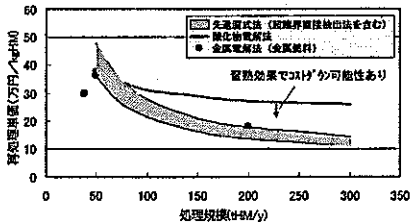
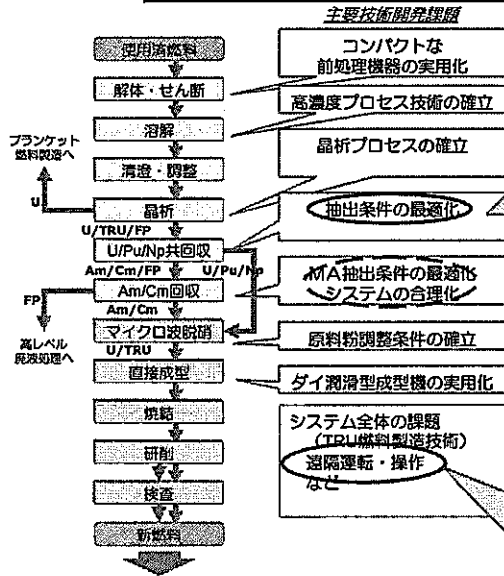
小型施設として金属燃料に適合する基本概念が描ける段階。システム性能見通しに幅広い技術集積が必要。

<主要技術開発と課題>

- ◆ 簡素な低除染TRU回収技術
 - ・ 抽出法によるTRU回収法
 - ・ 金属/酸化物での製品回収法
- ◆ システム化と技術確認
 - ・ ホット条件での基本技術実証
 - ・ 酸化物サイクルとの連続性
 - ・ 廃棄物処理技術の構築
 - ・ 海外協力による開発の効率化

17

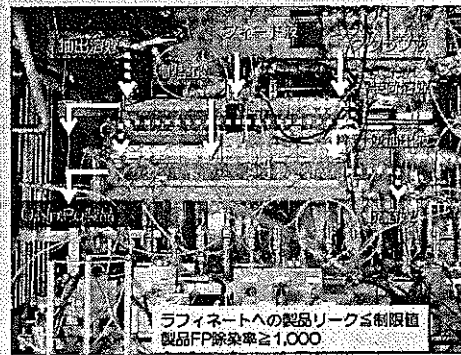
先進湿式再処理・ペレット燃料製造の技術開発



候補概念のシステム評価:
処理方式、規模の経済性等の目標指標との相関

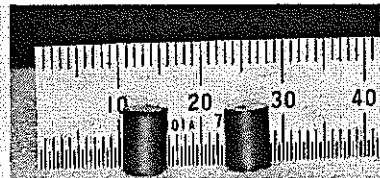
技術開発・試験研究

実使用済燃料を用いた抽出ホット試験 (GPF)
代表的フローシートの実験的確認



セル内遠隔燃料製造試験 (AGF)

遠隔操作によるAm含有MOXペレット (5wt%)の製作に成功



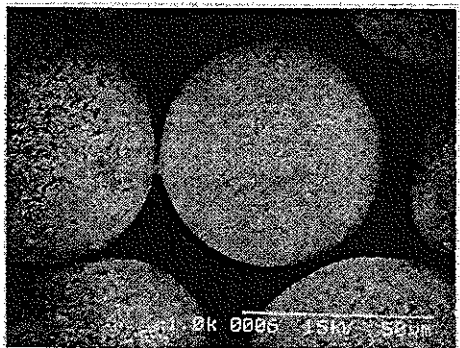
Am再分布の影響評価に向け2005年度より「常陽」で照射予定

18

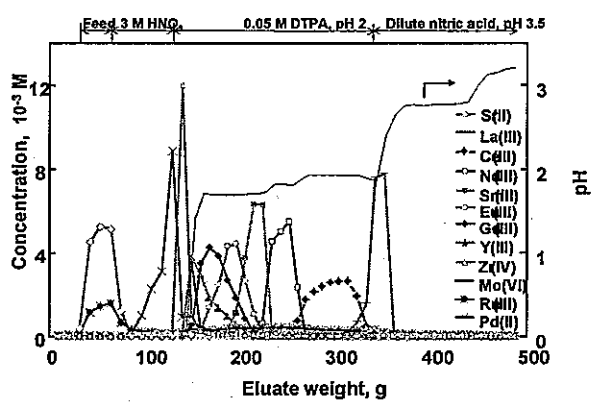
先進湿式再処理：MA抽出技術(TRUサイクル)

強化点：
 希土類元素の分離に優れ
 (多重リサイクルの成立性)
 希薄溶液系での効率を確保し
 システムの簡素化に効果的
 (資源効率と廃棄、経済性の向上)

TRUサイクルの要の技術：
 SETFICS法に新型クロマト技
 術を組み合わせた先進プロセ
 スが有望



多孔質吸着材の外観
 (産創研開発のクロマト)



SETFICS フローによる重希土類の
 相互分離機能の確認

金属電解法再処理・射出成型燃料製造の技術開発

金属電解法+射出成型法

電解精製技術開発 電中研・原研共研
 Cd陰極でのU、TRU回収機能確認

金属回収物

小規模プロセス試験 電中研・EU超ウラン元素研究所共研
 電解精製、多段抽出、Cd蒸留等のネット試験

ITUの試験装置 隔壁溶解したU-Pu-Zr合金

TRU回収技術開発 電中研・文科省委託
 工学規模模擬物質試験

試験装置

小規模Pu試験 電中研・JNC共研
 高純度Ar雰囲気試験

グローブボックス (OPFIに設置)

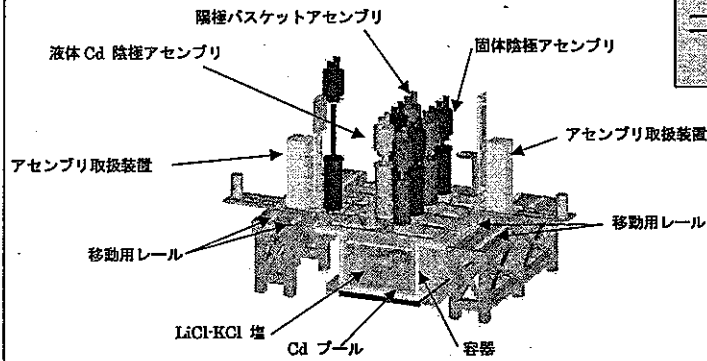
陰極回収技術開発 電中研・原研共研
 回収装置試作(塩、Cd蒸留除去)

陰極回収物精製装置 (原研に設置)

U-Pu-Zr合金射出成型試験 電中研
 模擬合金試験(Cu-Zr)

小型射出成型装置

金属電解法再処理: U・TRU回収技術



コンパクトでプロセス廃棄の小さい
効率の高いシステムを追求

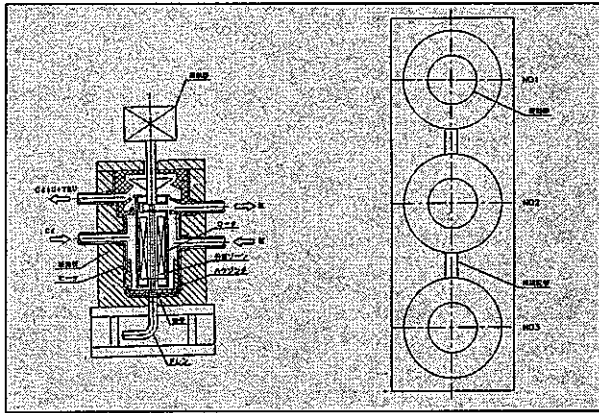
大型電解精製槽

4極対電極の
大型電解精製槽
固体陰極と液体Cd陰極の
同時運転

U・TRU回収速度の向上

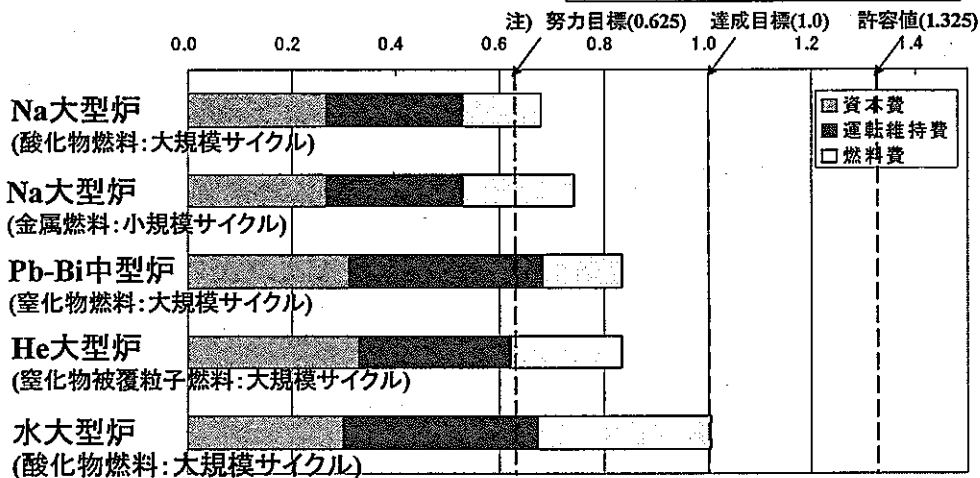
向流多段TRU抽出器

FP分離の前段で抽出器により
溶融塩中のU・TRUをLiで金属に
還元し、金属Cd中に抽出・回収

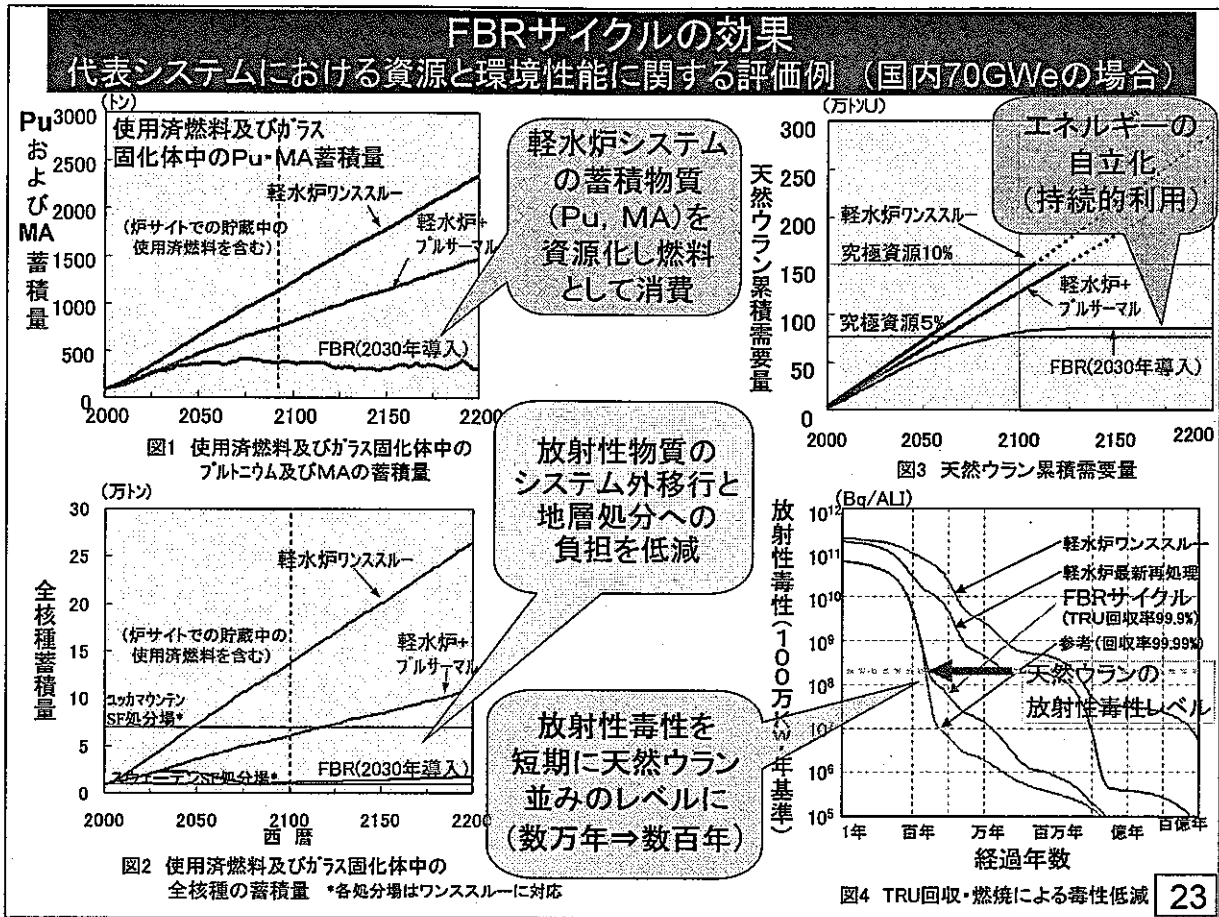


FBRサイクルシステムの特徴: 炉型に着目した経済性評価の例

発電単価(4.0円/kWhで規格化した相対値)



- ◆ Na冷却炉(酸化物燃料): 炉システムのコンパクト化、大規模の先進湿式再処理/簡素化ペレット法燃料製造システムと組み合わせることで、高い達成度の見込み
- ◆ Na冷却炉(金属燃料): 金属電解再処理/射出成型法燃料製造と組み合わせることで、小規模燃料サイクル施設でも相対的に高い達成度の見込み
- ◆ Pb-Bi冷却炉及びHe冷却炉(窒化物燃料): 先進湿式再処理/簡素化ペレット法燃料製造を適用することにより、達成目標を上回る見込み
- ◆ 水冷却炉(酸化物燃料): 燃焼度が低く燃料費が高くなるが、ほぼ目標は達成の見込み



研究施設の役割と機能: 常陽 と もんじゅ

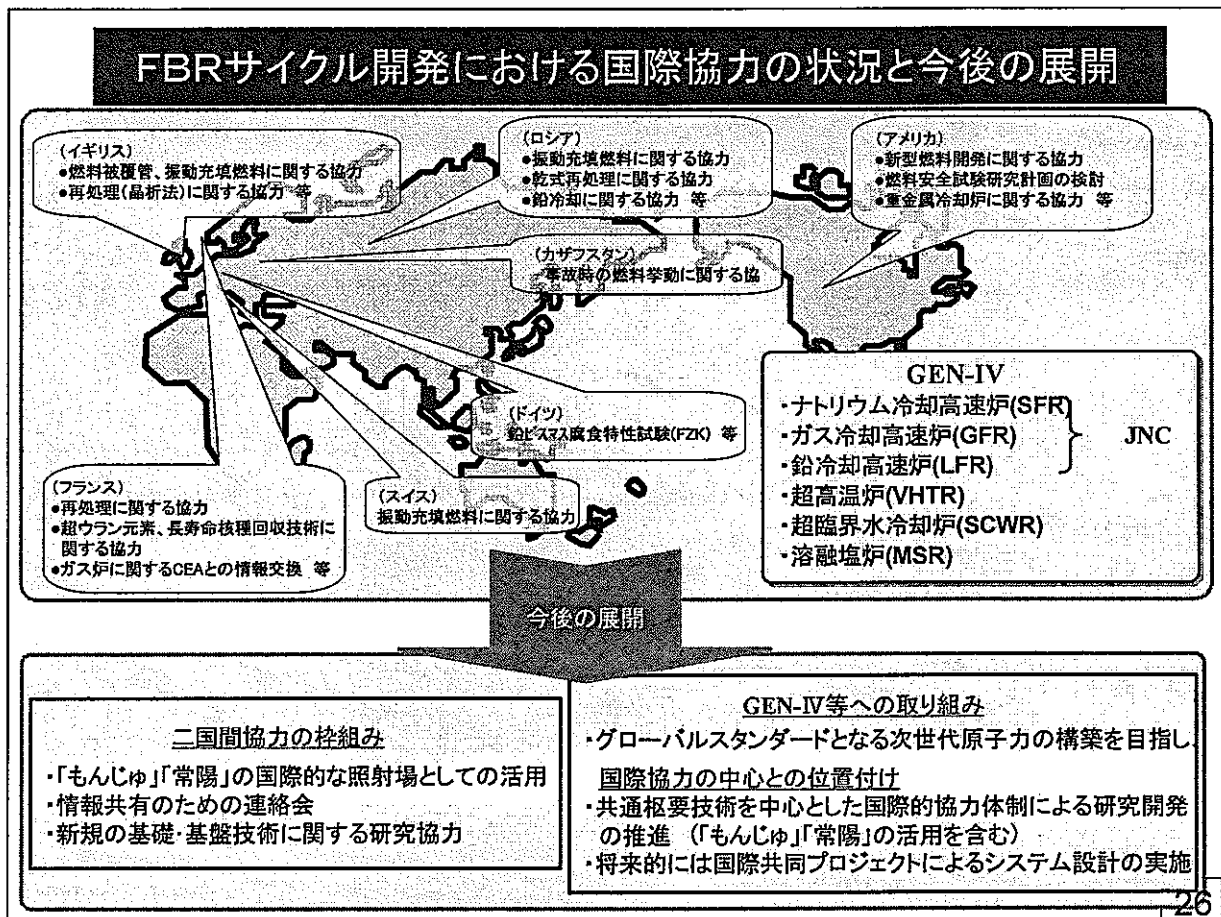
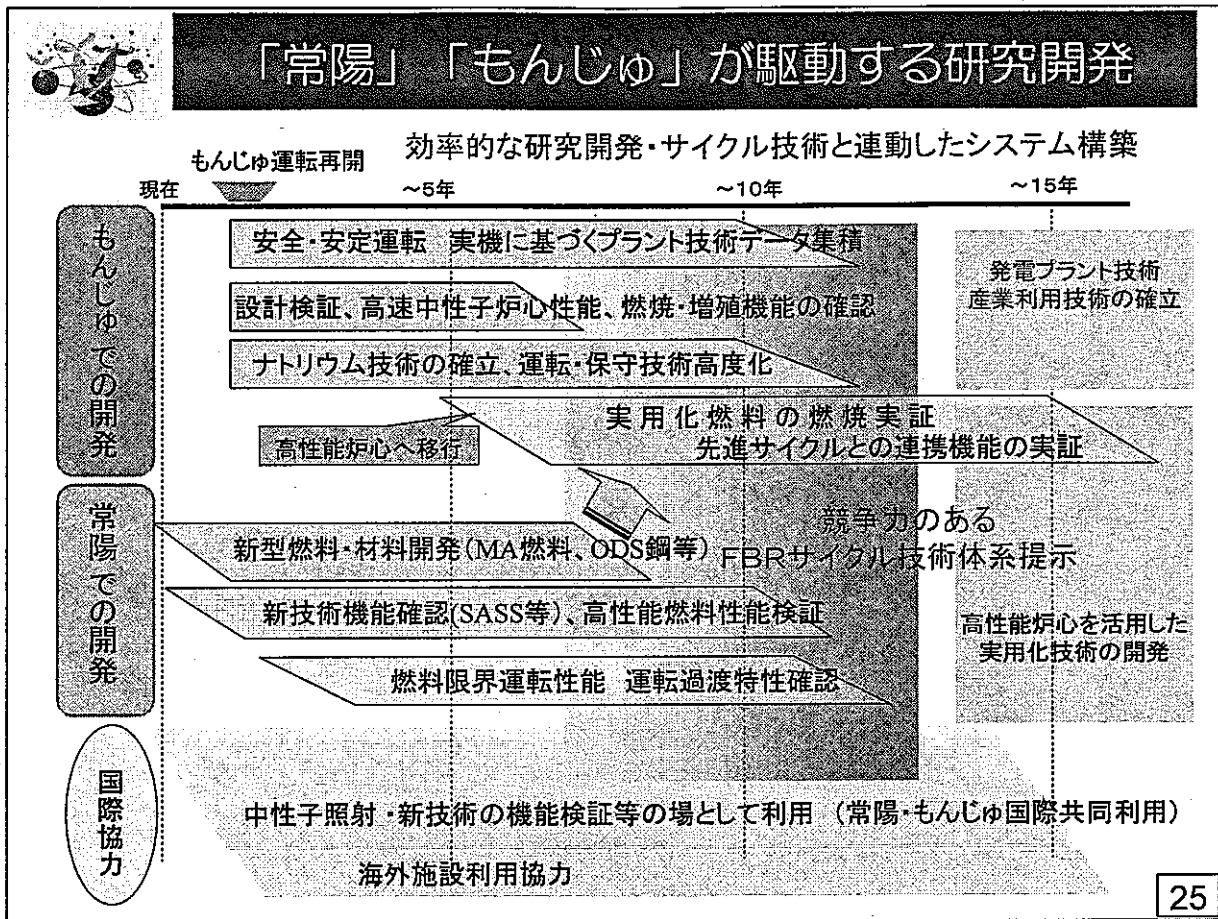
先進システムの実用化に求められる主要な機能と役割

- 新技術の特性確認と機能検証による技術革新の駆動・牽引
- システムレベルの実践と技術の体系化による産業化推進

*TRUサイクル実現の重要機能

	「常陽」 <small>多様・広範囲の試験環境 短周期のフィードバック</small>	「もんじゅ」 <small>システム実証機能 産業技術開発・実践</small>
技術革新の駆動 技術探査	技術のスクリーニングと選定* (TRU燃料、新型燃料・材料)	
システム化	有望技術の基本仕様最適化* 新技術の機能確認 燃料限界性能の確認	システム開発基本データ提供 サイクルと連動した炉心機能 の確認* (TRU燃焼等)
産業化推進 利用技術熟成		発電プラント技術の実践・集積 運転保守技術の開発・体系化

➡ 重要な局面で相互に不可欠な機能を果たす“2つの駆動輪”





まとめ

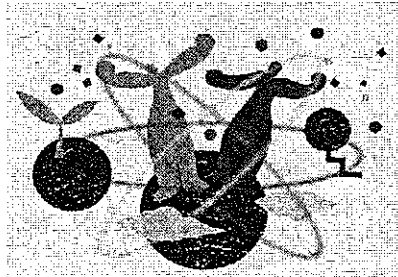
- 共通の開発目標の下で、幅広く候補システム概念の魅力を最大限引き出すことに努め、併せて、それを裏打ちする定量データの取得を目的に要素技術開発を推進
- これまでの成果に基づき、FBRサイクルシステムを構成することにより、技術開発目標が達成され、目指すシステムの構築が見通しうる段階に
- 目指すシステムの実現方策に関わる主要な課題が明らかとなり、次段階の開発展開、研究開発計画の明確化・具体化に取り組み中
- 特に、システムの要であるTRUサイクルについては、技術の具体化と平行して研究施設等の開発資源の効果的な利用が不可欠
- 実用化展開の明瞭化と効率化の観点から、国際協力による研究開発の推進や研究施設群の共同利用が重要に

THE O-ARAI FR CYCLE SYMPOSIUM 2004

27 February, 2004

FBR Cycle System Development in Japan

- Target System and Technical Perspectives -



Yoshio Kani

O-arai Engineering Center
Japan Nuclear Cycle Development Institute

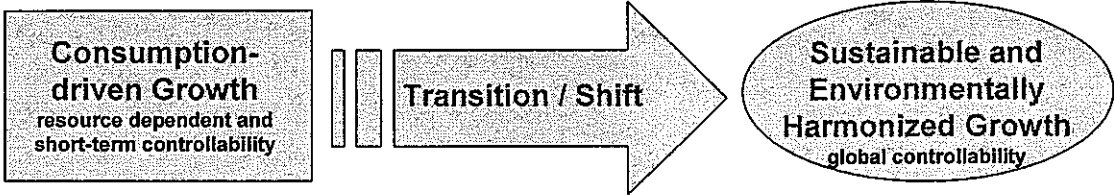
1



Needs and Significance of FBR-Cycle Technology

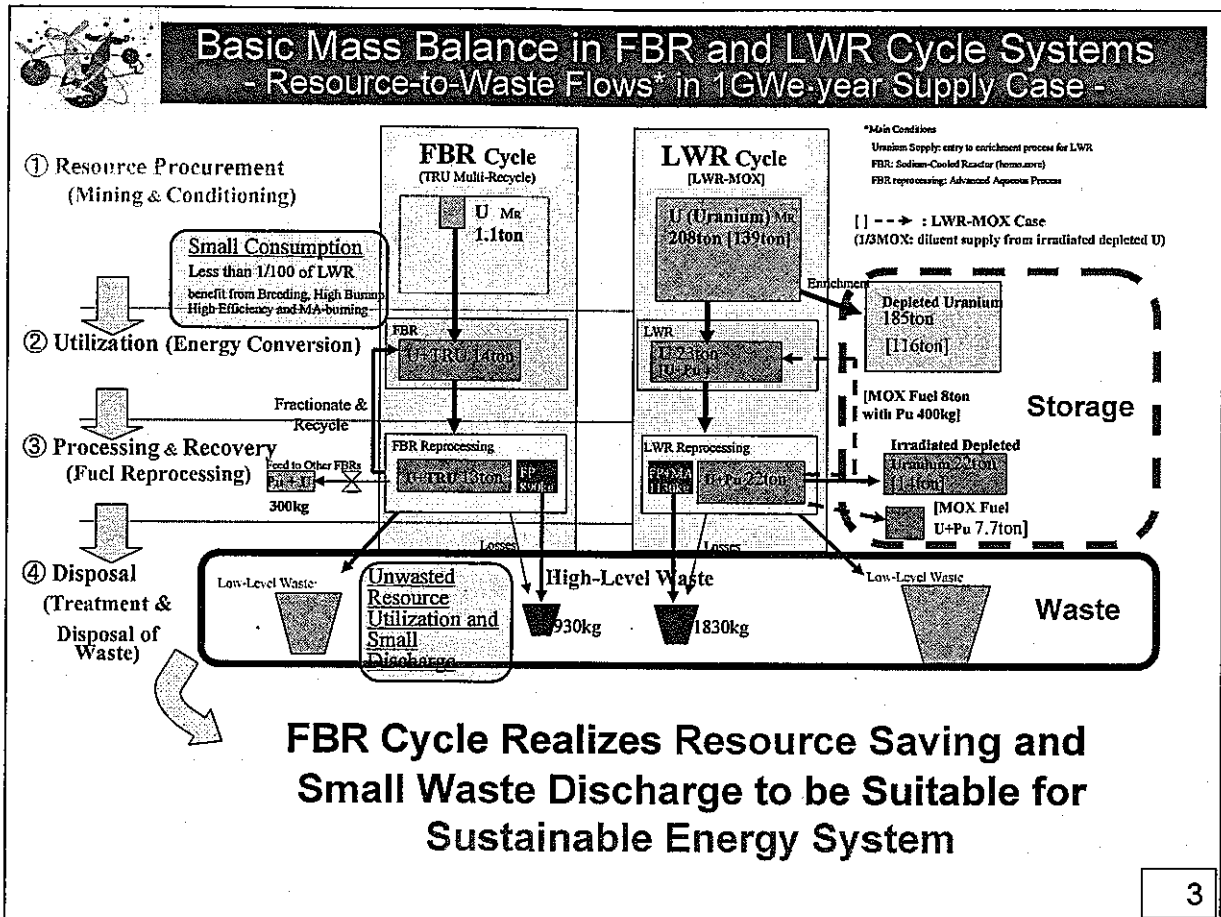
Sustainable Energy As A Key To Development of Future Society

Departure from Exhaustive Resource Utilization Long-term Environment Preservation Flexible, Stable and Sustained Supply Security against Maldistribution, Uncertainty etc.	}	Highly Efficient Resource Utilization Resource-Saving and Waste Minimization by Recycling Global Effects through Energy Technology (prevalence, effect on economy etc.)
---	---	---



<p>FBR Cycle: Role and Value Realistic Answer to Transition Needs Improving Security and Stability Providing Strategy for Technology Prevalence (domestic implementation to wide-area collaborative utilization)</p>	<p>Reducing Waste in Quantity and Quality HLW →1/2 ~ 1/10 Radio-toxicity →1/100 ~ 1/1000 Augmenting Resource Value Uranium Utilization Efficiency →>x100 (extension to 1000s year utilization)</p>
---	--

2



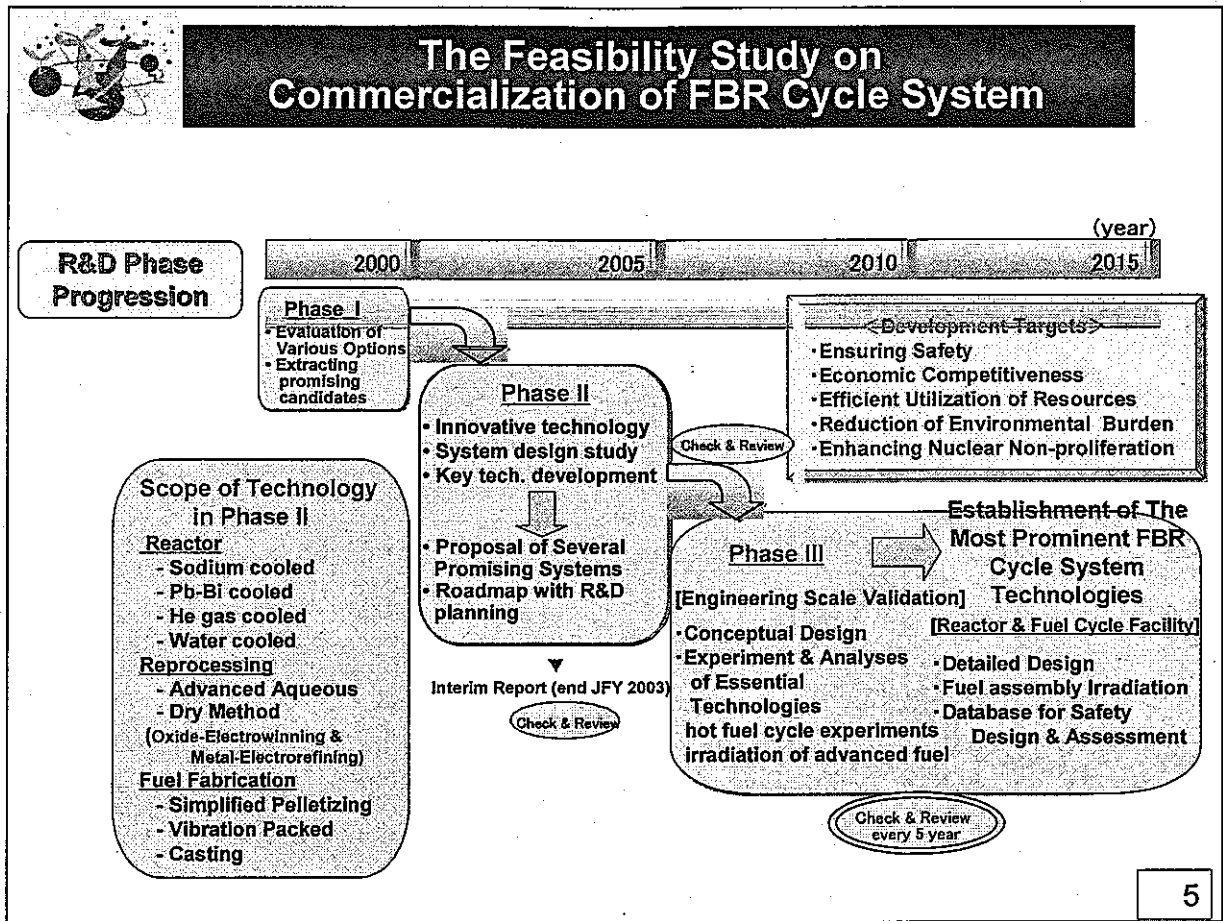
Principal Requirements for Target System

Commercialized System Should:

- Play major role in supplying Basic Energy Source (with reasonable economy),
- Attain high efficiency in Saving Resource and Minimizing Wastes (major attributes to sustainability),
- Construct effective Transitory Path and Scheme through co-habitation phase with existing system (for smooth and realistic introduction), and
- Provide Flexibility and Readiness for future demand and market deployment (scale/pace of introduction, regional/world-wide utilization and extended application needs)

for introducing 1st industrial system around 2030 and thereby being ready for extensive and full-fledged utilization in 2nd half of the century.

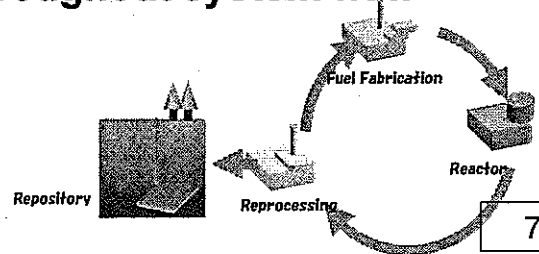
4



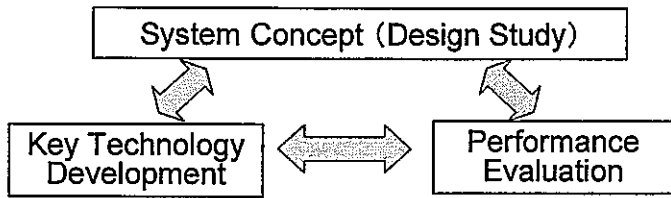


Target-System Concept of FBR Cycle for Commercialization

- ◆ **Multiple Recycling System to Burn All TRUs under Low-decontamination and Homogeneous MA-loading Cycle Scheme**
 - Converts uranium-derived heavy-metal wastes into fuel through FBR neutron power in combination with thorough recovery of TRUs
 - Confines long-lived elements giving environmental effects inside system
- ➡ **Realizes Resource Maximization and Clean Waste Discharge and**
- ➡ **Excludes pure-Pu state throughout system flow**



Keys to Realize Target System



Reactor System

- ◆ Pursuit for Compact Plant Architecture with High Safety Performance, and
- ◆ Optimization of Core and Fuel Design for Economizing Fuel Cycle
 - Cooling Capability to Enhance System Performance
 - Applicability of Advanced Materials
 - Achievability of High Burnup and Cycle Consistency

Fuel Cycle

- ◆ High Recovery of TRU, and
- ◆ High Process Efficiency to Improve Waste Generation and Cycle Cost
 - Compact/Simplified Process and Facility
 - Validation of Recovery and Separation Performances
 - Qualification of Fabrication and Irradiation of TRU fuel
 - Clarification of Innovative technologies (applicability and main issues)

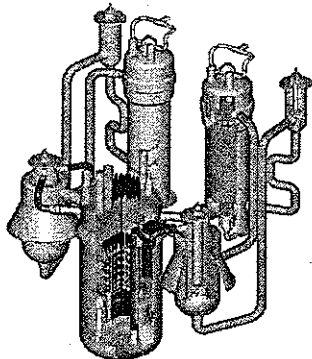
8

Present Status of FBR System Development (1)

Sodium Cooled Reactor

Most target-compliant and viable system integrating versatile and innovative technology based on rich experiences and knowledge

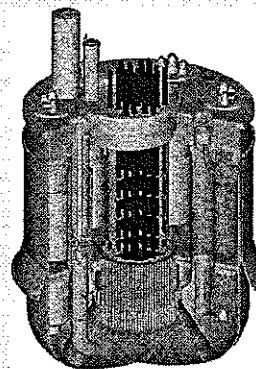
- ◆ Offers flexible core performances to future deployment on demands
- ◆ Main research subject: Improved measure to sodium-water reaction and ISI & Repair technology



Lead-Bismuth Cooled Reactor

Needs to accumulate basic knowledge mainly on material technology for bringing out potential system gains

- ◆ Design oriented to medium-scale tank-type reactor applying 3-D seismic isolation
- ◆ Critical subjects: Development of corrosion measures (material and filtration) and nitride fuel



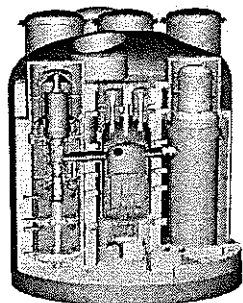
9

Present Status of FBR System Development: (2)

Helium Gas Cooled Reactor

Needs to accumulate basic knowledge on fuel/core technology for enhanced cooling capability and fuel-cycle compatibility

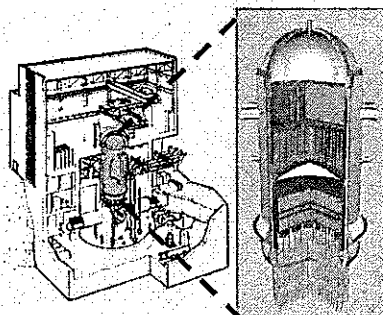
- ◆ Design oriented to multipurpose high-temperature utilization applying gas-turbine direct cycle
- ◆ Critical subjects: Development of high temperature-resistance material, nitride fuel and fuel cycle technology



Water Cooled Reactor

Adaptability of existing plant technology in ABWRs in contrast to attainable core performances inferior to other concepts as fast reactor

- ◆ Design oriented to close-packed core accommodating cooling capability and safety performances
- ◆ Main subjects: Development of safety technology and fuel cladding material



10

Main Technologies Employed in Sodium Cooled Reactor

Advanced 2-loop reactor concept to give effective solutions by incorporating innovative technologies

→ Generation-IV Reference Concept

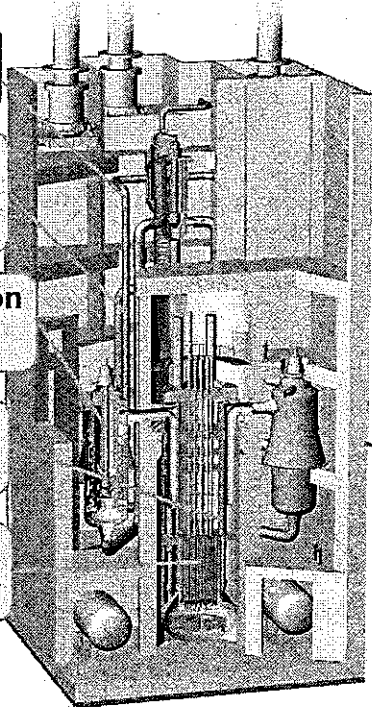
Shortening of piping
Adoption of 12-Cr steel

2-loop system
Large-dia. piping and high-capacity heat exchangers

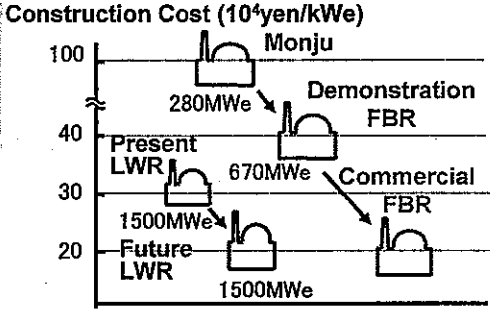
Components integration
IHX and 1ry pump

Compact reactor vessel and structure

High burnup fuel core
Adoption of ODS cladding



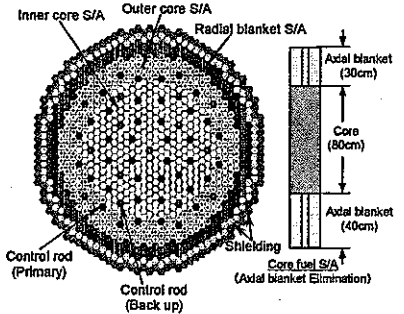
Effect of Compact Design



Reliability upgrade of Steam Generator
ISI & Repair technology

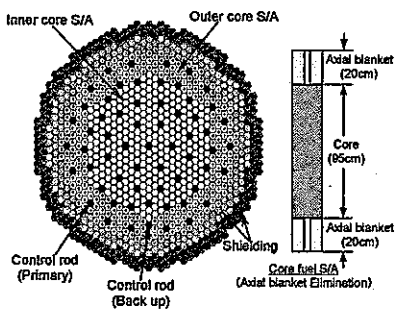
Core Design Study: Sodium Cooled Core

MOX fuel core
(High breeding type)
[FBR Introduction stage]



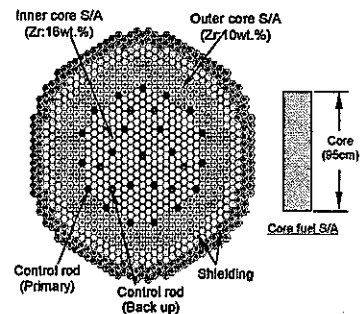
- > To attain high breeding, i.e. B.R. ≥ 1.1 (with radial and axial blankets)
- > To attain saving of U resource and flexibility to increase of energy demand

MOX fuel core
(Economical type)
[Equilibrium stage]



- > To attain breakeven (B.R. ≥ 1.0) without radial blanket using large-diameter fuel pin
- > To improve fuel cycle cost by increase of total burn-up

Metal fuel core
[High breeding or economical use in extension stage]



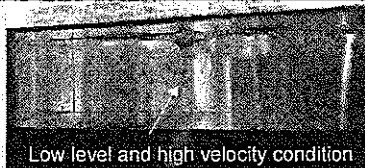
- > To attain high outlet temperature same as MOX fuel core by optimizing fuel design
- > To shift to high breeding core by installation of axial blanket

Sodium-cooled core concepts have capabilities to attain compact design and high core performance, and to provide flexibility for future demands under common plant design.

Compact Reactor Vessel : Flow Optimization Test

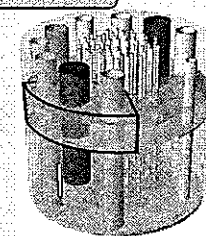
Theme

Gas Entrainment from Free Surface

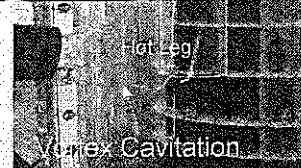


Low level and high velocity condition

Model

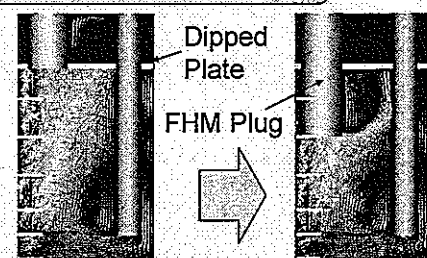


Vortex Cavitation



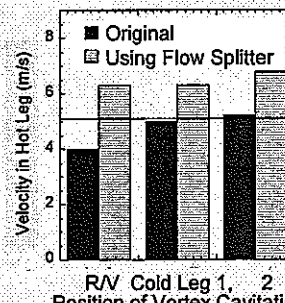
Hot Leg
Vortex Cavitation

Experimental Results



Dipped Plate
FHM Plug

Reduction of upward velocity by FHM plug and Dipped plate



Position of Vortex Cavitation	Original	Using Flow Splitter
1	~4.0	~6.0
2	~5.0	~6.5

R/V Cold Leg 1, 2
Position of Vortex Cavitation

Onset velocity of Vortex Cavitation by Flow splitter

Gas entrainment and vortex cavitation can be suppressed by Flow Optimization Devices

Realization of Compact Reactor Vessel

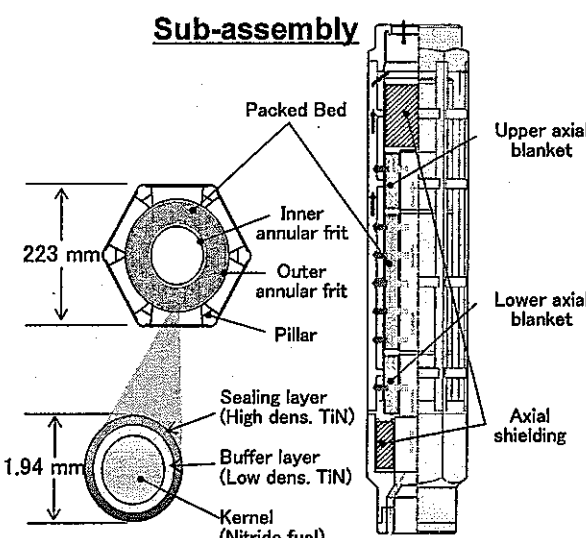
13

Core/Fuel Design Study: Helium Gas Cooled Reactor

- > Ceramic coating/material for high temp. resistance
- > High pressure/temperature helium at core outlet
- > Natural circulation cooling on depressurization event

- > Wide basic&applied-technology development required
- > Ceramic material dev.and Core design optimization
- > Fuel fabrication & reprocessing technologies

Horizontal-flow cooling compartment sub-assembly



Sub-assembly

Packed Bed

Upper axial blanket

Inner annular frit

Outer annular frit

Pillar

Lower axial blanket

Axial shielding

Sealing layer (High dens. TiN)

Buffer layer (Low dens. TiN)

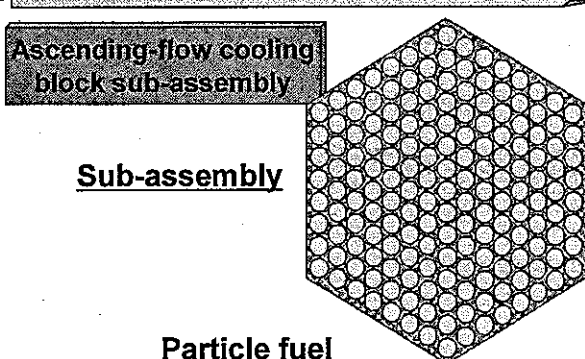
Kernel (Nitride fuel)

223 mm

1.94 mm

Coated particle fuel


Ascending-flow cooling block sub-assembly




Sub-assembly

Particle fuel


Coated particle



Particle w/ buffer



Particle w/o buffer



Sealing layer (High Dens. TiN)

Kernel (Nitride fuel)

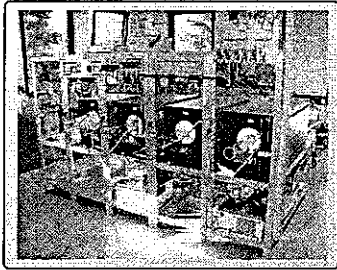
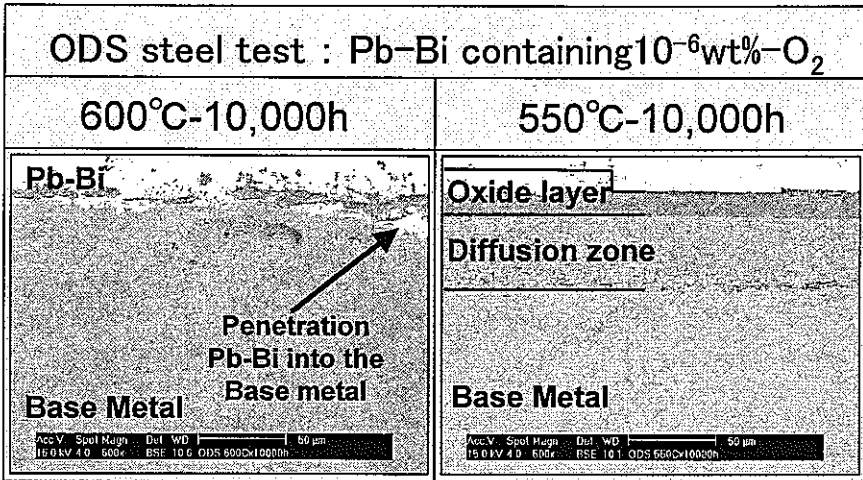
Buffer layer (Low Dens. TiN)

Additional particles (SiC)

Solid matrix (SiC)

14

Lead-Bismuth Corrosion Test



Corrosion test device (FZK, Germany)

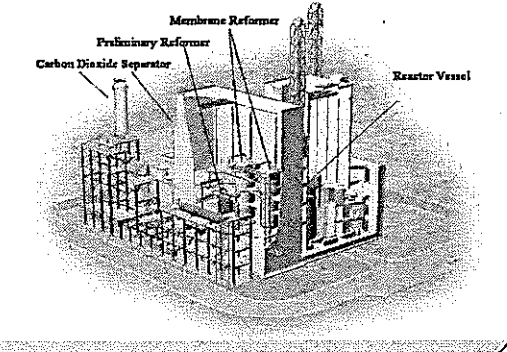
Up to 550°C: Base metal protected by the oxide formation.
 Over 600°C: No oxide formation observed on the surface.

Stable iron oxide <570°C: Fe_3O_4 (magnetite)
 >570°C: FeO (wustite)

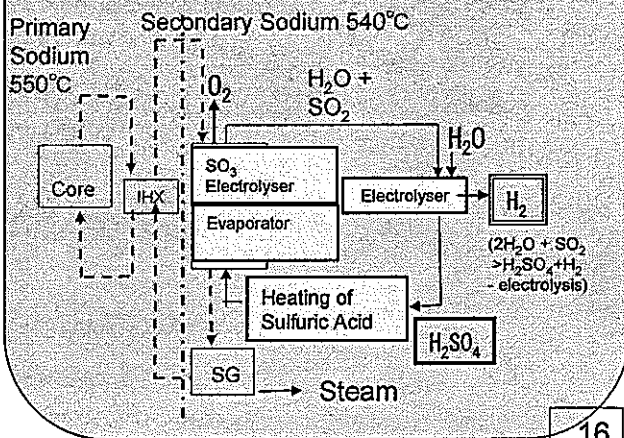
Upper limit on Max. temperature of fuel cladding material (hot spot): 570°C
 Importance of corrosion-prevention and coolant-filtering technologies

Development of Hydrogen Production Technology using Sodium Cooled Reactor (Membrane Reforming and Thermochemical-Electrolysis Hybrid Cycle)

➤ **Membrane Reforming**
Features: Methane reforming with hydrogen separation membrane, hydrogen production at temperature available in fast reactors, carbon dioxide generation and early employment
Status: Conceptual design and long time continuous operation of membrane reformer*
Research Subjects: Compact membrane reformer with high performance membrane and carbon dioxide fixation
 *: Mitsubishi Heavy Industries, LTD.



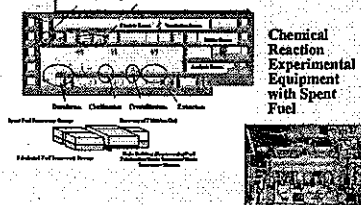
➤ **Thermochemical-Electrolysis Hybrid Cycle**
Features: Hybrid cycle at temperature available in fast reactor condition,
 No carbon dioxide generation and Applicability of steel components
Status: Conceptual design and success in laboratory scale experiment
Research Subject: Highly efficient electrolysis



Present Status of Reprocessing System Development

Advanced Aqueous Reprocessing System

(Integrated Facility with Fuel Fabrication System)



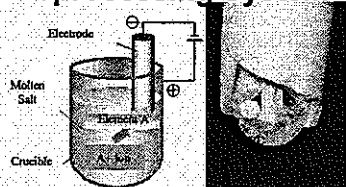
- Oxide Fuel Cycle -

Target-compliant concept with prospective view on technical viability supported by wide experiences and variety of R&D results

< Main Technical Efforts and Next Research Subjects >

- ◆ Process simplification and rationalization of facility scale
 - crude recovery of a large quantity of uranium by crystallization
 - co-extraction of U/Pu/Np by single cycle
 - recovery of minor actinides by extraction chromatography
- ◆ Economical improvement of small-scale plant
 - supercritical-fluid direct extraction (alternative technique)

Oxide-Electrowinning Reprocessing System



Operational Temp. 500-800°C
 Concept of Electrolysis Oxidation
 - Oxide Fuel Cycle -

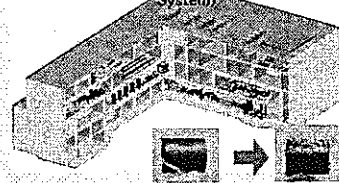
Concept fitting to small scale plant and needing accumulation of basic knowledge to validate process principles and to refine system engineering

< Main Technical Efforts and Next Research Subjects >

- ◆ Simplified low decontamination process for TRU recovery
 - recovering product as MOX
 - adaptability to vibropacked fuel fabrication
- ◆ System-level engineering and related basic technology
 - validation of MA recovery mechanism
 - development of corrosion resistant materials waste treatment method and

Metal-Electrorefining Reprocessing System

(Integrated Facility with Fuel Fabrication System)



Reduction of MOX to Metallic Fuel

- Metal (& Oxide) Fuel Cycle -

Concept fitting to small scale metal process and needing accumulation of wide and basic knowledge to clarify system performances

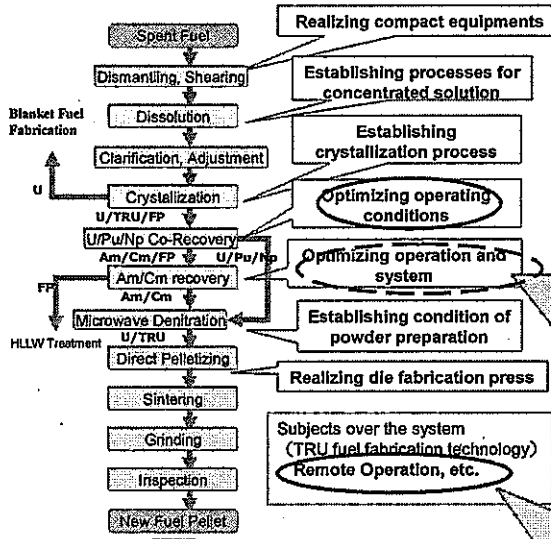
< Main Technical Efforts and Next Research Subjects >

- ◆ Simplified low-decontamination process for TRU recovery
 - TRU recovery by extraction process
 - recovering products as metal/MOX
- ◆ System-level engineering and related basic technology
 - validation of the basic technique under the hot condition
 - continuity with oxide fuel cycle
 - development of waste treatment method and related technology
 - efficient developments under international joint research

17

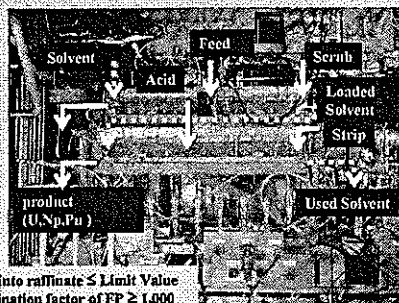
Advanced Aqueous Reprocessing and Pellet Fabrication Process

Main subject of Technical Development



Development of Elemental Technique

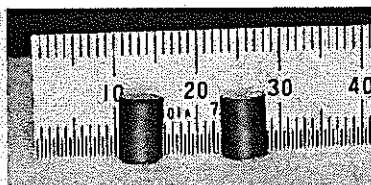
Hot Experiments using Irradiated Fuels at Chemical Processing Facility of Tokai Works (experimental confirmation of the represented flowsheets)



HM Leak into raffinate ≤ Limit Value
 Decontamination factor of FP ≥ 1,000

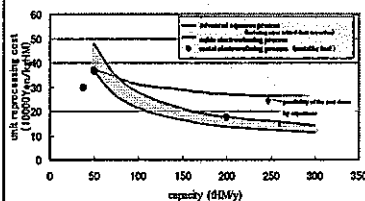
Remote Fuel Fabrication in Hot-Cell (AGF of OEC)

Succeeded in manufacturing Am-contained MOX pellet (3wt%) under remote control



Irradiation Programme for evaluation of the redistribution of Am in "JOYO" will start from 2005.

18



Evaluation of Unit Reprocessing Cost Relevant to Reprocessing Quantity

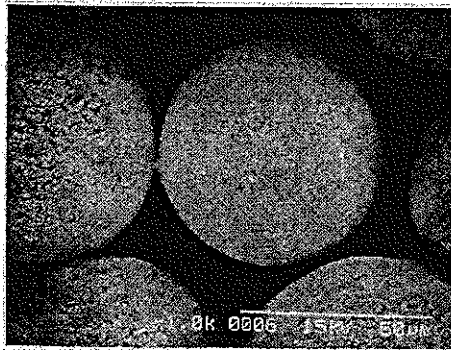
System evaluation of system candidates: correlation of targets index such as reprocessing method, economical scale-merit, etc.

Advanced Aqueous Reprocessing - MA Recovery Technique (TRU Recycle) -

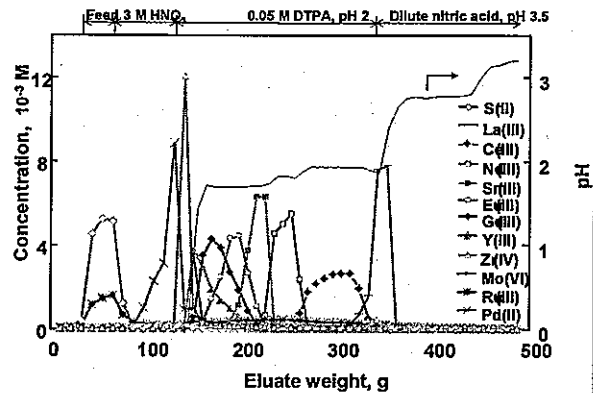
MA recovery technique requires:

- Separation ability for rare earth elements (realization of multi-cycle),
- High efficiency in dilute solution system and
- Effectiveness on system simplification (resources efficiency, waste management and economy)

Key Technology for TRU cycle:
Advanced process combining SETFICS with new chromatographic method as most promising technique

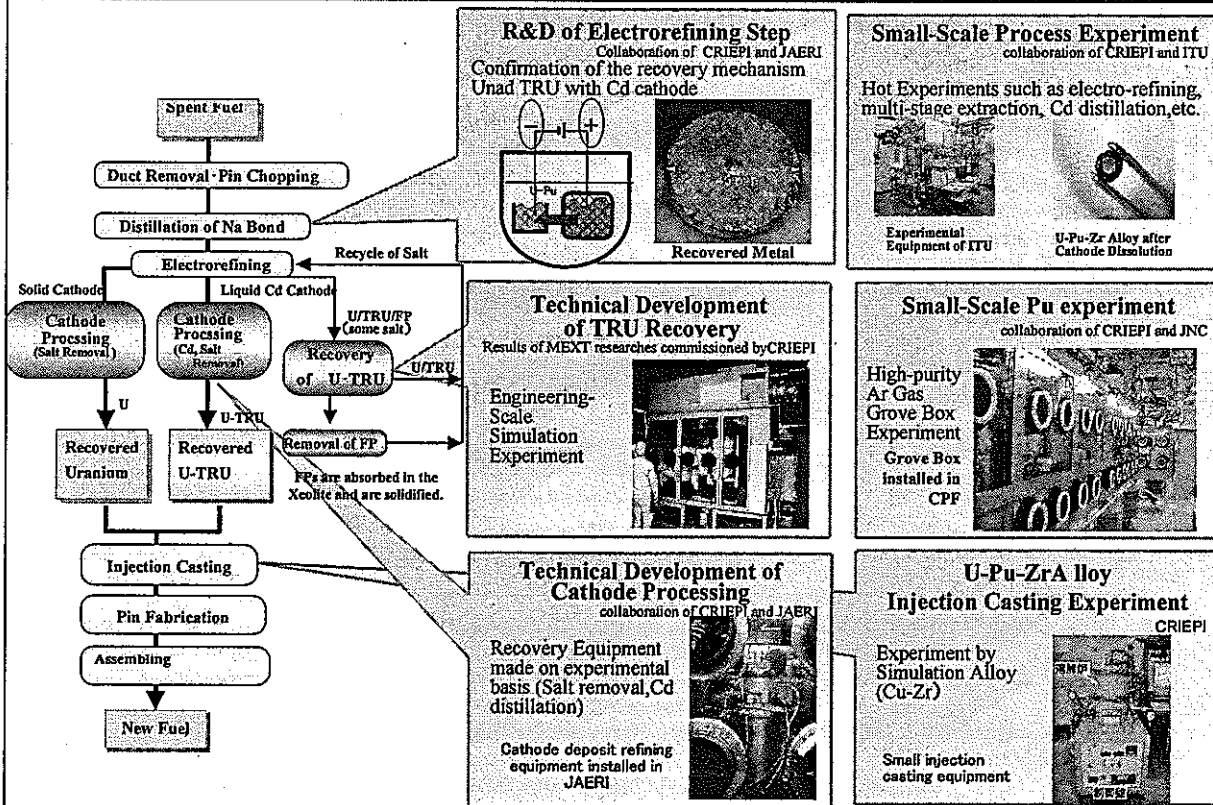


Appearance of Multi-Porous Adsorbent
(developed by Institute of Research and Innovation)

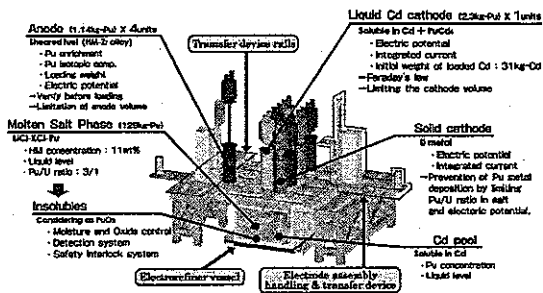


Separation Behaviour of Heavy Rare Earth Elements by SETFICS Flowsheet

Metal Electrorefining Reprocessing and Injection Casting Fabrication



Metal Electrorefining Reprocessing and Injection Fuel Fabrication -Recovery of U and TRU-



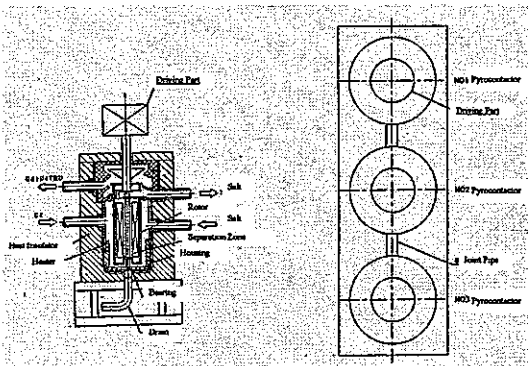
Requirement: compact-sized and efficient system generating less waste from the process

Large-Scale Electrorefining Equipment

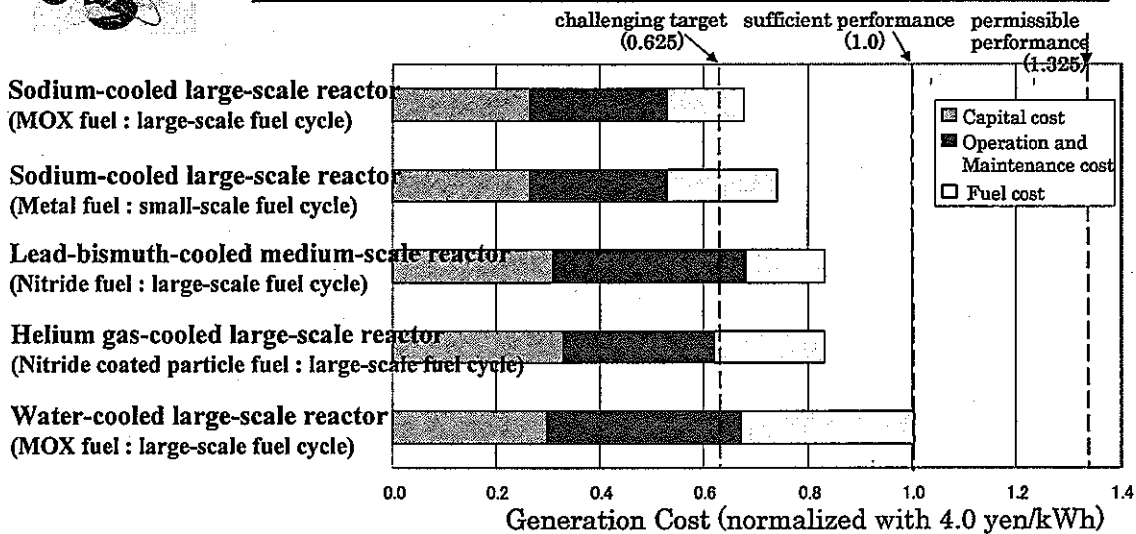
Improve the U and TRU recovery speed with large-scale electrorefining equipment, 4 pairs of electrodes and simultaneous usage of solid and liquid cathodes

Counter-Current Multi-Stage Pyrocontactors

Li Reduction of U and TRU in molten salt into metals with pyrocontactors before separation of FP, and subsequent extraction in metallic cadmium



Characteristics of Candidate Systems: Economic Competitiveness Evaluation



- Sodium-cooled reactor/MOX: High performance assisted by compact reactor design and scale effects from advanced aqueous reprocessing & pelletizing fuel fabrication.
- Sodium-cooled reactor/Metal: Potentially reaches relatively high performance in combination with metal electro-refining reprocessing and injection casting fuel fabrication.
- Lead-bismuth-cooled reactor & Helium gas-cooled reactor/Nitride: Potentially reach sufficient level
- Water-cooled reactor/MOX: Potentially reaches nearly sufficient performance, though its low burn-up largely affects fuel cost.

Effects of FBR Cycle Deployment
 Typical System Performances on Resource and Environment Aspects (Japan Case: Nuclear Capacity of 70GWe)

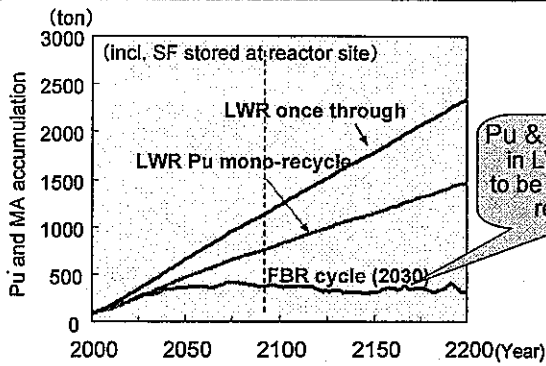


Fig.1 Pu and MA Accumulation in SF and HLW (vitrified glass)

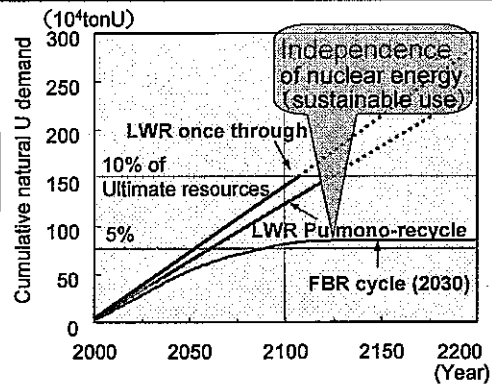


Fig.3 Cumulative natural U demand

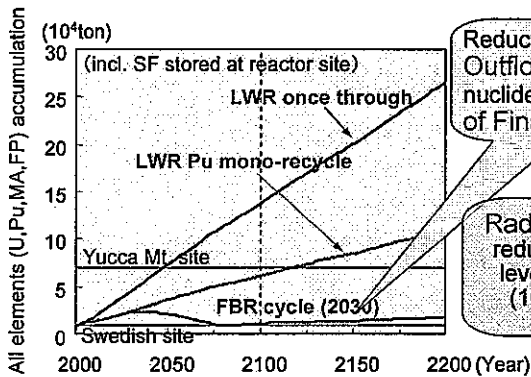


Fig.2 All elements accumulation in SF and HLW

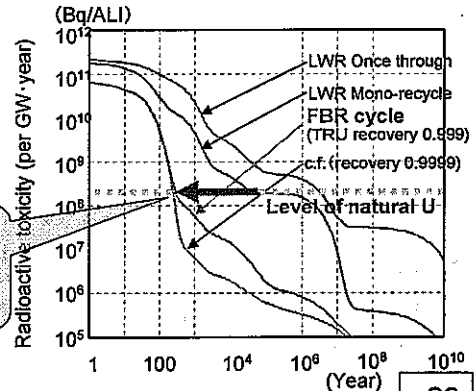


Fig.4 Toxicity reduction by TRU burning



Role and Function of "Joyo" and "Monju"

Major Roles of Research Facilities

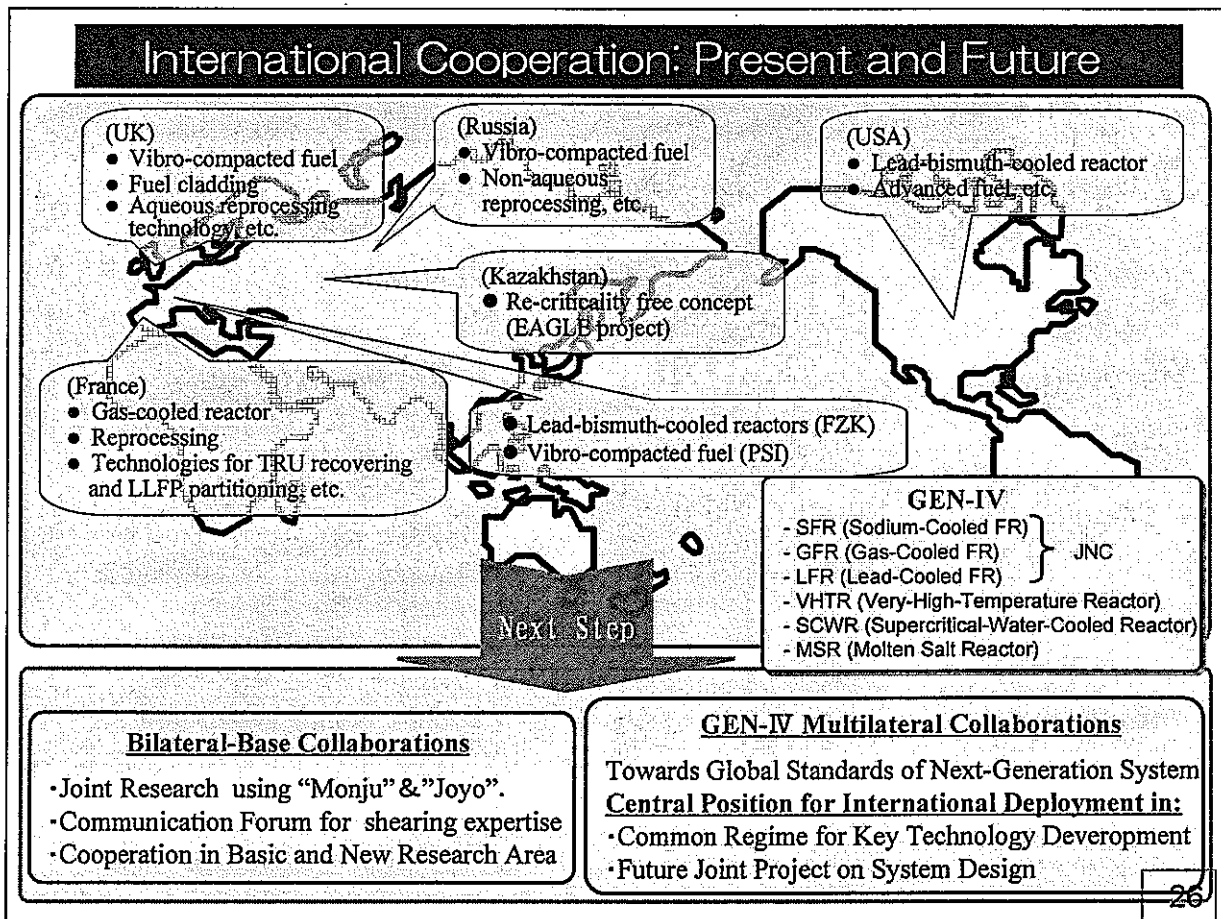
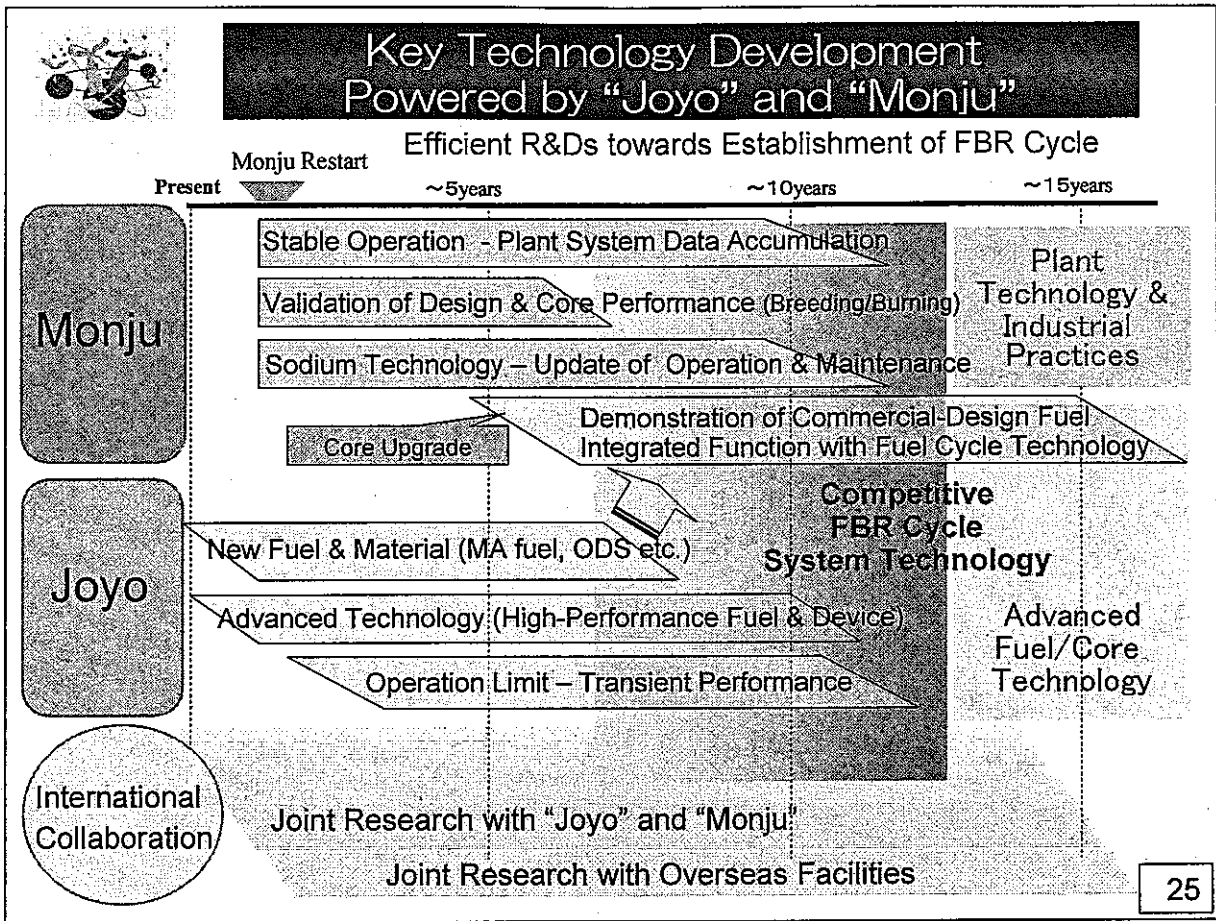
in Commercializing Advanced System Technology

- Driving Technology Innovation thru Functional Validation
- Promoting Industrialization in System-Level Implementation

*Crucial functions for realizing TRU cycle

	"Joyo" Wide & diverse scope Short-interval Feedbacks	"Monju" System demonstration Industrial tech. develop.
Tech.Innovation Exploration	Screens & Selects New Technologies* (TRU fuel, new materials etc.)	
Systemization	Optimizes Basic Specs. and Validates Functions of Promising Techs.* Identifies Fuel-Perform. Limits	Provides Basic System Data Validates Core-Design Characteristics in combination with fuel cycle techs. (TRU burning)
Industrialization Implementation Practice		Accumulates Power Plant Technology in Practices Develops & Systemizes Operation/Maintenance Techs.

"Two Propulsion Wheels" Acting in Essential Development Scenes





Conclusions

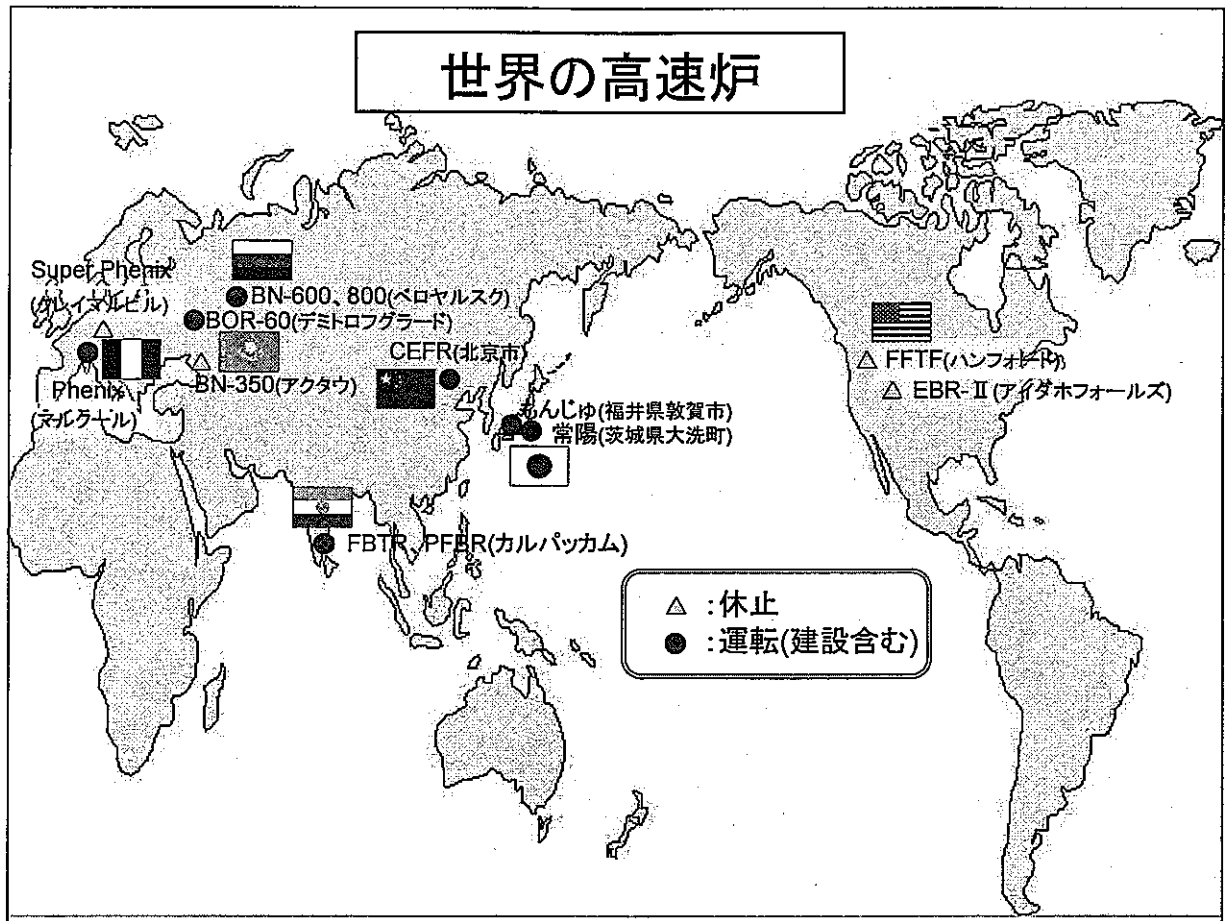
- Under common goal definition, system delineation on wide concepts and associated technology has been carried out with emphases on drawing out their potential merits, accompanied with key-technology development to accumulate supportive knowledge and database.
- The study reaches an advanced stage, giving a good outlook for the development, where target-compliant system can be drawn by composing FBR-cycle technology based on outcomes obtained so far.
- Main research subjects to materialize effectively such the system have also been clarified, and we are now elaborating next-step deployment with R&D planning.
- It should be noted, in particular, that in parallel with concretizing technology efficient utilization of research facilities and resources is indispensable to establish TRU-cycle, which is the vital key to the system.
- From the viewpoint of brightening the path to efficient commercialization, the international cooperation is increasingly highlighted such as in R&D promotion under international regime and joint utilization of research facilities.

[パネル討論]

(1) 世界の高速炉

東京工業大学原子炉工学研究所 教授

二ノ方 壽 (座長)



[パネル討論]

**(2) Consideration of Long Term Fast Reactor Development Program
in China**

中国原子能科学院 主任技師

Mi XU



Consideration of Long Term Fast Reactor Development Program in China

Xu Mi, Lu Daogang, Yang Hongyi
China Institute of Atomic Energy, Beijing

2004.02.10



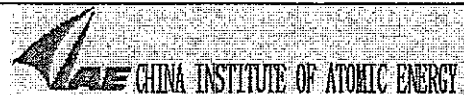
1. Introduction

- **Recently, in China the annual primary energy production per capita is only around one tonne standard coal equivalent (tsce), about half as large as the world average value or only one sixth of which in advanced developed countries.**
- **It is estimated that the annual primary energy production per capita should be increased to three tsce in the middle of this century.**



**Table 1 Envisaged Primary Energy Production
in China for 2050**

Energy	Exploitable In 2050	Standard Coal Equivalent (billion tsce)	Total Requirement (billion tsce)
Oil	$0.1 \times 10^9 \text{t}$	0.45	
Gas	$1500 \times 10^9 \text{m}^3$		
Hydraulic	260~370GWe	0.65	
Coal	$3.4 \times 10^9 \text{t}$	2.50	
Nuclear	240GWe	0.60	
Others		0.30	
Total		4.5	4.5



2. China Needs Fast Breeders

Due to the weak national investment capability and experience reasons, the Government takes a moderate nuclear development policy up to now, marked by only 8 NPP units with total 6.1GWe capacity in operation, 3 units in construction and another 4 units is waiting for approval in China mainland.



Alongside the steady growth of national economy and encouraged by successful operation of Qinshan -1 and Daya Bay NPPs and by smooth progress of NPPs constructed, the nuclear power development will progressively have a rather bigger steps, as programmed (to be approved by the government) to reach 32GWe in 2002 and proposed to have 45~50GWe in 2030.



As abovementioned, in China the nuclear power capacity should be developed to 240GWe in the middle of this century. If only PWRs to be deployed with a strategy fuel once-through cycle or Pu recycle in PWR, 240GWe PWRs need 1.45 or 0.94 million tones natural Uranium to support their fuel consumption for a 40 years operation. It is impossible to support so such huge Uranium consumption by internal resources or world.



Just by this reason, the fast breeder reactors and related closed fuel cycle will play a very important role in Chinese Nuclear Power Development.



In order to estimate the maximum contribution by matched PWR-FBR development, assuming:

- (1) the total capacity of PWRs in 2020 and 2030 will reach 32GWe and 50GWe respectively;**
- (2) In each period the capacity increases linearly;**
- (3) Large Fast Breeder Reactors will be deployed from 2030, and with metal fuel closed cycle.**

**Table 2 Nuclear Electricity Capacity Growth
by Matched PWR-FBR**

Year	PWRs(GWe)	U Requirement Accumulated(10^3 t)	PWR+FBR(GWe)
2005	8.5	5.5	8.5
2010	16.3	16.5	16.3
2020	32	54.9	32
2030	50	117.5	77
2040	47.9	186.0	160
2050	33.7	246.4	386

**Table 3 Estimated MA and LLFP Accumulation
from PWRs**

Year	PWRs(GWe)	MA(t)	LLFP(t)
2005	8.5	0.6	1.0
2010	16.3	2.0	3.2
2020	32	7.0	11.2
2030	50	15.4	24.7
2040	47.9	25.0	40.5
2050	33.7	34.0	54.0



Partitioning and Transmutation strategy has been basically decided in China. The fast reactor is a rather realistic burner for MA and LLFP. A preliminary analysis has shown that the middle size fast burner was suitable with advantage of safe and dynamic properties not much worse, and the support ratio could be 1:2.



So, matched PWR-FBR development and their related closed fuel cycle, the fission nuclear energy will be sustainable one to support the national economic development and public living standard improvement, and the nuclear could be really clean energy.



3. China FBR Development Strategy Study

Table 4 China FBR Development Strategy Study

Reactor	Power(MWe)	Design Beginning	Commissioning
CEFR	25	1990	2006
CPFR	300~600	2005	2020
CMFR	n×300	(If needed)	
CDFR	1000~1500	2010	2025
CCFR	1000~1500	2018	2030



Table 5 Technical continuity of Chinese FBRs

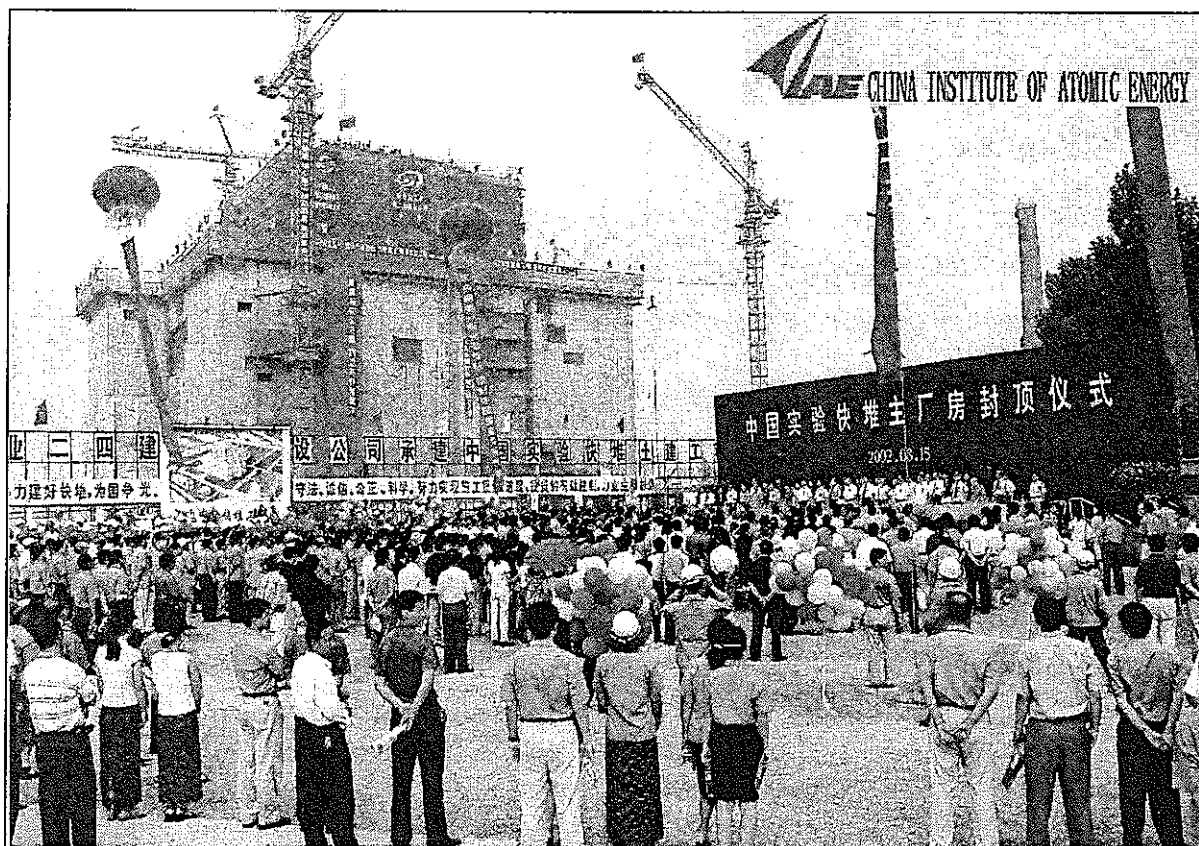
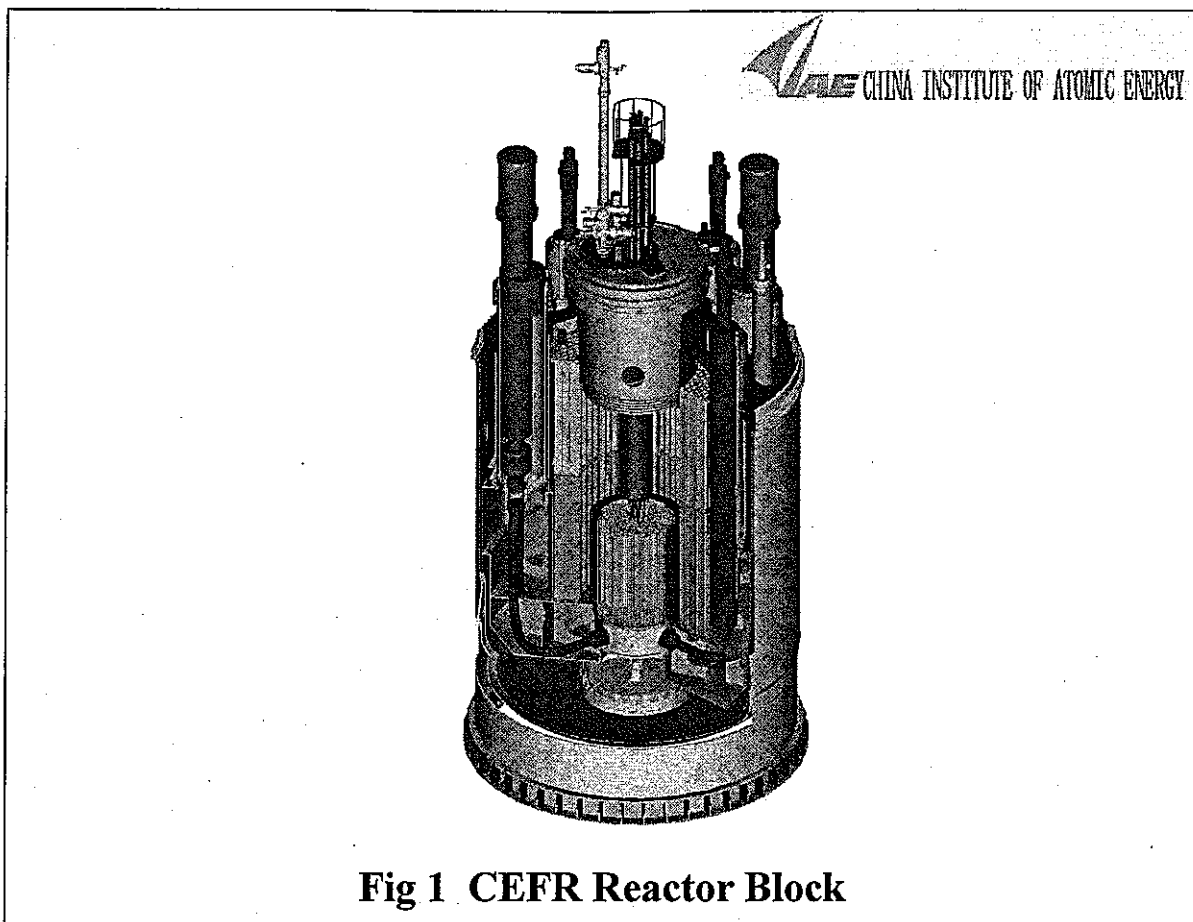
	CEFR	CPFR	CDFR	CMFR
Power MWe	25	300~600	1000~1500	4~6×300
Coolant	Na	Na	Na	Na
Type	Pool	Pool	Pool	Pool
Fuel	UO ₂ MOX	MOX Metal	Metal	MOX+Ac Metal+Ac
Cladding	Cr-Ni	Cr-Ni, ODS	Cr-Ni, ODS	Cr-Ni, ODS
Core Outlet Temp.°C	530	500~550	500	500~550
Linear Power W/cm	430	450~480	450	450



Burn-up MWd/kg	60~100	100~120	120~150	100
Fuel Handling	DRPs SMHM	DRPs SMHM	DRPs SMHM	DRPs SMHM
Spent Fuel Storage	IVPS WPSS	IVPS WPSS	IVPS WPSS	IVPS WPSS
Safety	ASDS PDHRS	ASDS+PSDS PDHRS	ASDS+PSDS PDHRS	ASDS+PSDS PDHRS



The China Experimental Fast Reactor (CEFR) with the power 65MWt matched with a 25MWe turbine generator is the first step of China fast reactor engineering development, Which conceptual design was started in 1990 and completed in 1993. The preliminary design was carried on from 1995 to 1997 when we have good cooperation with Russian Fast Reactor Association composed of ФЭИ, ОКБМ and АЭП. Now the detail design to be nearly completed.





4. Conclusion

(1) It could be summarized for the FR development in China: The CEFR project is under execution, CPFR is being prepared for making application to include it to the National Eleventh Five Year Plan and others are only suggestion.



(2) If we look at the energy resources in the world:

- the good conventional energy resources, oil, gas are exhausted day by day;**
- coal has CO₂ and local pollution problems;**
- among the new energy resources studied up to now, only nuclear energy, precisely to say, fission nuclear energy is safe, clean, economically acceptable, and could be used in large scale;**
- the country which is lack of energy resource needs large scale nuclear application, meanwhile the FBRs are necessary because uranium exploitable technically and economically is limited in the world.**

So, to develop the FR is an important human enterprise. The countries which develop the fast reactor technology are actually to make the important contribution to the sustainable world.



(3) The fast reactor development needs a long term period. It is very important to use FR experiences from other countries. From our side we wish more international cooperation with the FRs in the world including JOYO and MONJU.

[パネル討論]

(3) CEA R&D programme on transmutation

仏国原子力庁カダラッシュ研究所 原子炉研究部長

Jean-Louis CARBONNIER

CEA R&D programme on transmutation



Different options for transmutation

- Np, Am, Cm diluted in conventional PWR or FR fuels
- Am, Cm major component of a target (for once through strategy)
- Tc, I major component of a target
- Am, Cm major component of a " dedicated " fuel (ADS)

Concepts/Process

- Reference technology (powder metallurgy, wet reprocessing).
- Alternative (simplification of fuel fabrication).

Fabrication process

- Material Properties
- Behaviour under irradiation

1

Irradiations in Phénix



Goals

- PROFIL ⇒ Nuclear data
- ANTICORP1 ⇒ Technetium
- MATINA ⇒ Inert matrix and microstructures
- ECRIX et CAMIX-COCHIX ⇒ Americium targets
- METAPHIX ⇒ Metallic fuels
- FUTURIX ⇒ Specific fuels (ADS and Generation IV)

2

Nuclear data : PROFIL- R and PROFIL- M



•Objective

To improve the accuracy of the cross sections data of various interesting nuclei.

- ✓ PROFIL R (in PHENIX) : irradiated in a fast flux
- ✓ PROFIL M : irradiated in a locally moderated spectrum (optimized concerning transmutation efficiency)

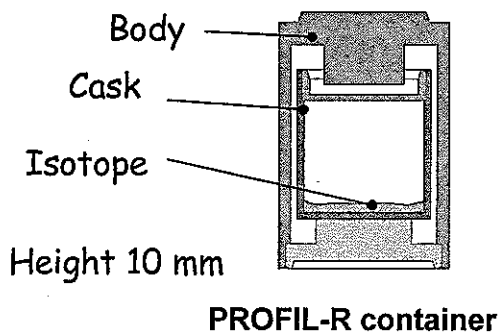
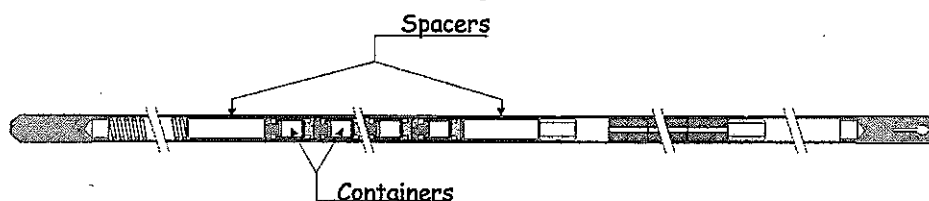
•Content

- ✓ Actinides (≈ 5 mg) : Th, U, Np, Pu, Am
- ✓ Natural Boron (Profil M)
- ✓ PF (≈ 20 mg) : Rb, Zr, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ar, I, Cs, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd

PROFIL – R Pins



PROFIL-R pins



Americium targets ECRIX, CAMIX COCHIX



To demonstrate the technical feasibility of the americium transmutation in an heterogeneous concept, in a locally moderated spectrum of a fast neutron reactor :

- ✓ ECRIX-B : Moderated by $^{11}\text{B}_4\text{C}$ → well known moderator
- ✓ ECRIX-H : Moderated by CaH_2 → enhanced transmutation efficiency
- ✓ CAMIX : Optimization of americium compound
- ✓ COCHIX : Optimization of microstructure (macromasses to decrease the volumic fraction of the matrix damaged)

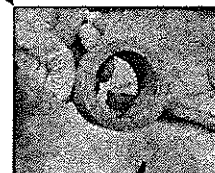
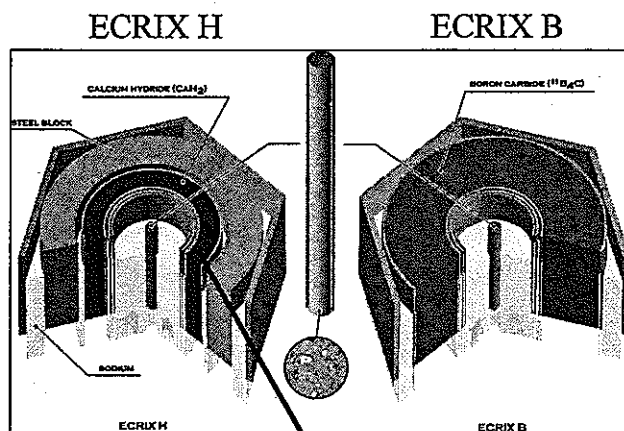
5

ECRIX B and H



-Column height :
200 mm ($\approx 2,75$ g of Am
with 95 % of ^{241}Am)
-Targets :
 $\text{AmO}_{1,6}$ -MgO microdispersed
 $\phi_{\text{Am}} < 100 \mu\text{m}$

- objective : Fission rate = 30 at%
- ECRIX B ($^{11}\text{B}_4\text{C}$) : irradiation time = 670 EFPD
⇒ Transmutation rate = 80 %
- ECRIX H (CaH_2) : irradiation time = 340 EFPD
⇒ Transmutation rate = 90 %

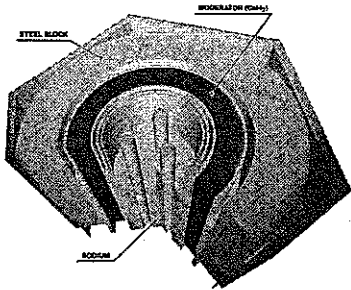


6

CAMIX COCHIX



- Content : 0,7 g Am/cm³, height of the target column = 100 mm
- ✓CAMIX 1 : Sol. Sol. (Am_{0.06},Zr_{0.78},Y_{0.16})O_{2-x}
- ✓CAMIX 2 : CERCER micro. (Am_{0.2},Zr_{0.66},Y_{0.14})O_{2-x} in MgO
particule size 40 < φ < 60 μm
- ✓COCHIX 3 : CERCER macro. (Am_{0.2},Zr_{0.66},Y_{0.14})O_{2-x} in MgO
particule size 100 < φ < 125 μm (30% vol of the matrix damaged)



•Objectif :

Fission rate = 30 at%

⇒ irradiation time = 340 EFPD

Transmutation rate = 90 %

7

Phenix irradiation experimental programme



Expérience	Durée JEPF	1988	1989	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
R&D - Conception - Fabrication														
ANTICORP1	720													
MATINA 1A	180	[138]						[42 JEPF 05/05]						
ECRIX B	670													
ECRIX H	340													
CAMIX COCHIX	360							[1104]						
MATINA 2 - 3	360							[1204]						
METAPHIX 1	120													
METAPHIX 2	360													
METAPHIX 3	600													
FUTURIX FTA	240										[1206]			
FUTURIX MI	240										[1108]			
FUTURIX Concept	240										[0508]			
PROFIL - R	240													
PROFIL - M	240								[0705]					

Remontée en puissance PHENIX →

Irradiation PFVL
Irradiation AM hétérogène
Irradiation AM homogène
Irradiation - Systèmes du futur
Irradiation support à la transmutation

8

Conclusions



•By 2006

- Important experience concerning inert matrix
 - ⇒MgO is today the reference matrix
- homogeneous mode :
 - usual technologies may be used with Am (demonstrated with Np)
 - Cm need simplified methods (thermal power 30 times Am, neutron activity = 3600 times Am)
- Irradiations including Am are loaded in PHENIX
 - ⇒Demonstration of the technical feasibility

•Between 2008 and 2010

- Post irradiation examination will allow
 - ⇒Conception optimization
 - ⇒Improvement of the performances

[パネル討論]

(4) JAERI-JNC Integrated Program

Fabrication and Irradiation Tests of Fuels and Targets
for Minor Actinide Transmutation

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部長

岩村公道

JAERI-JNC Integrated Program

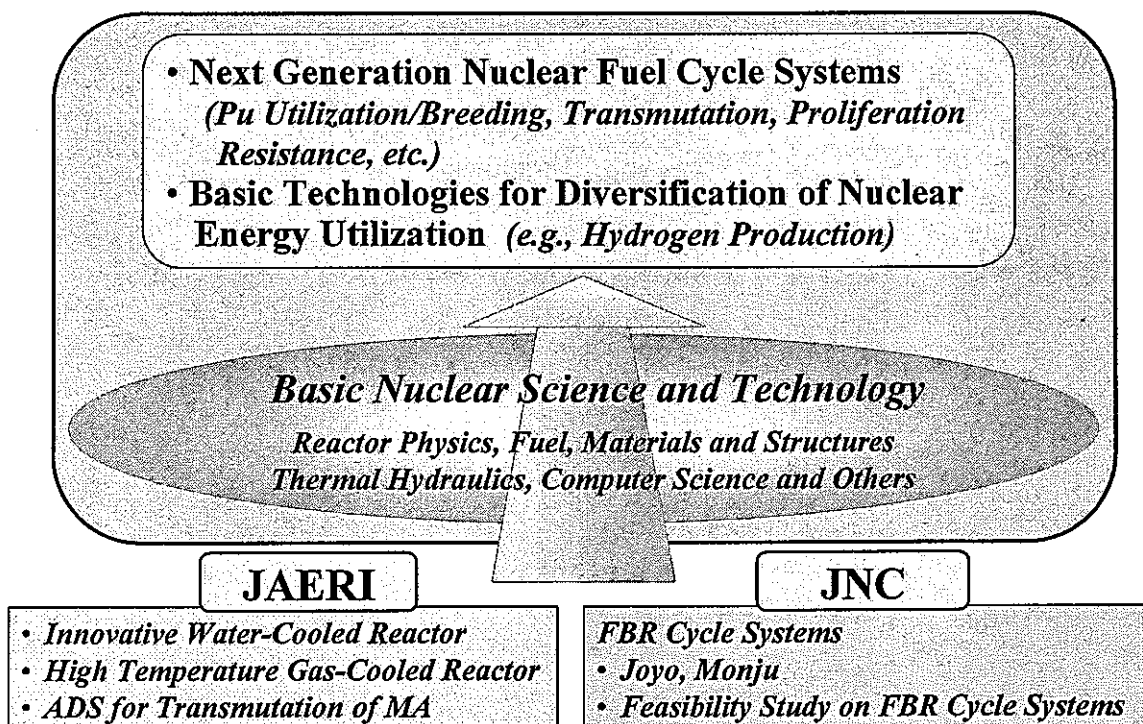
Fabrication and Irradiation Tests of Fuels and Targets for Minor Actinide Transmutation

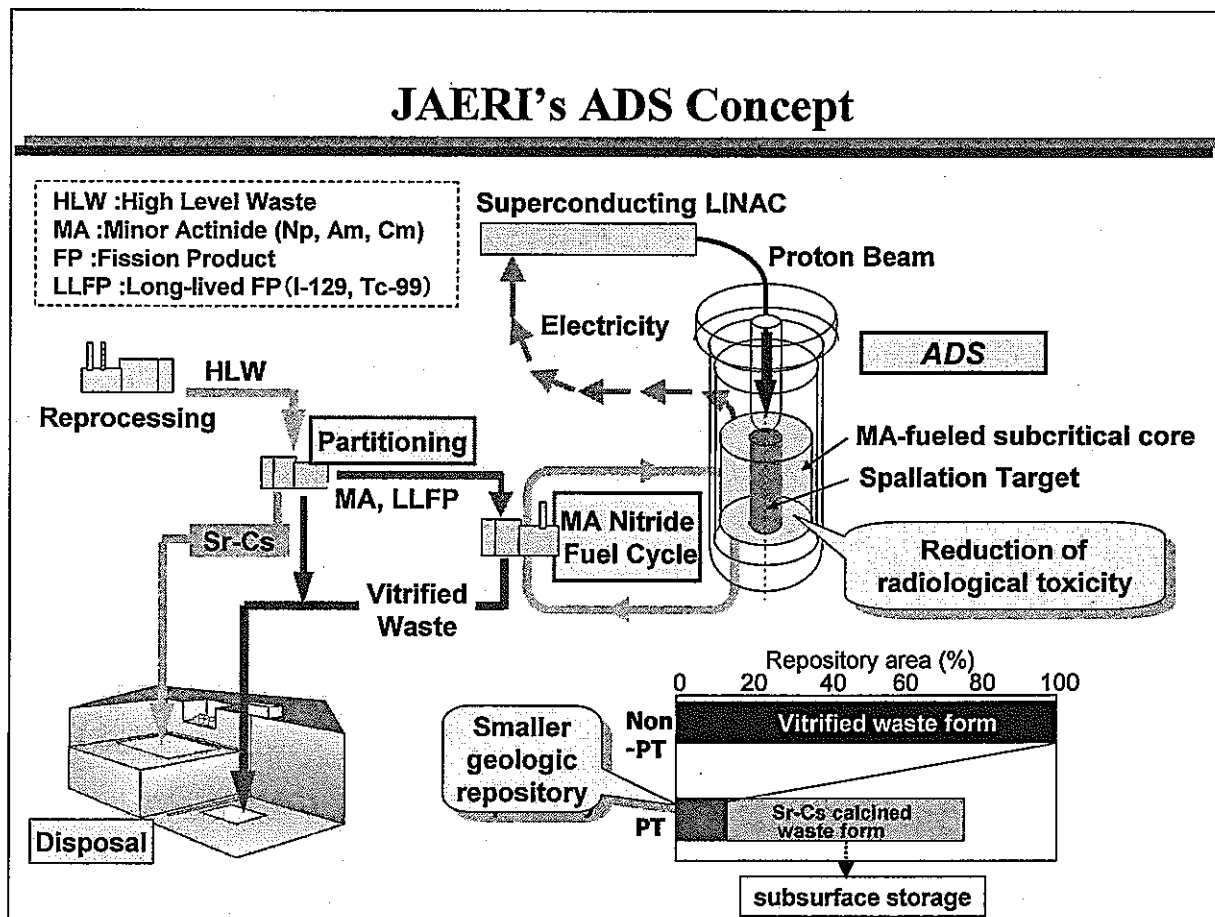
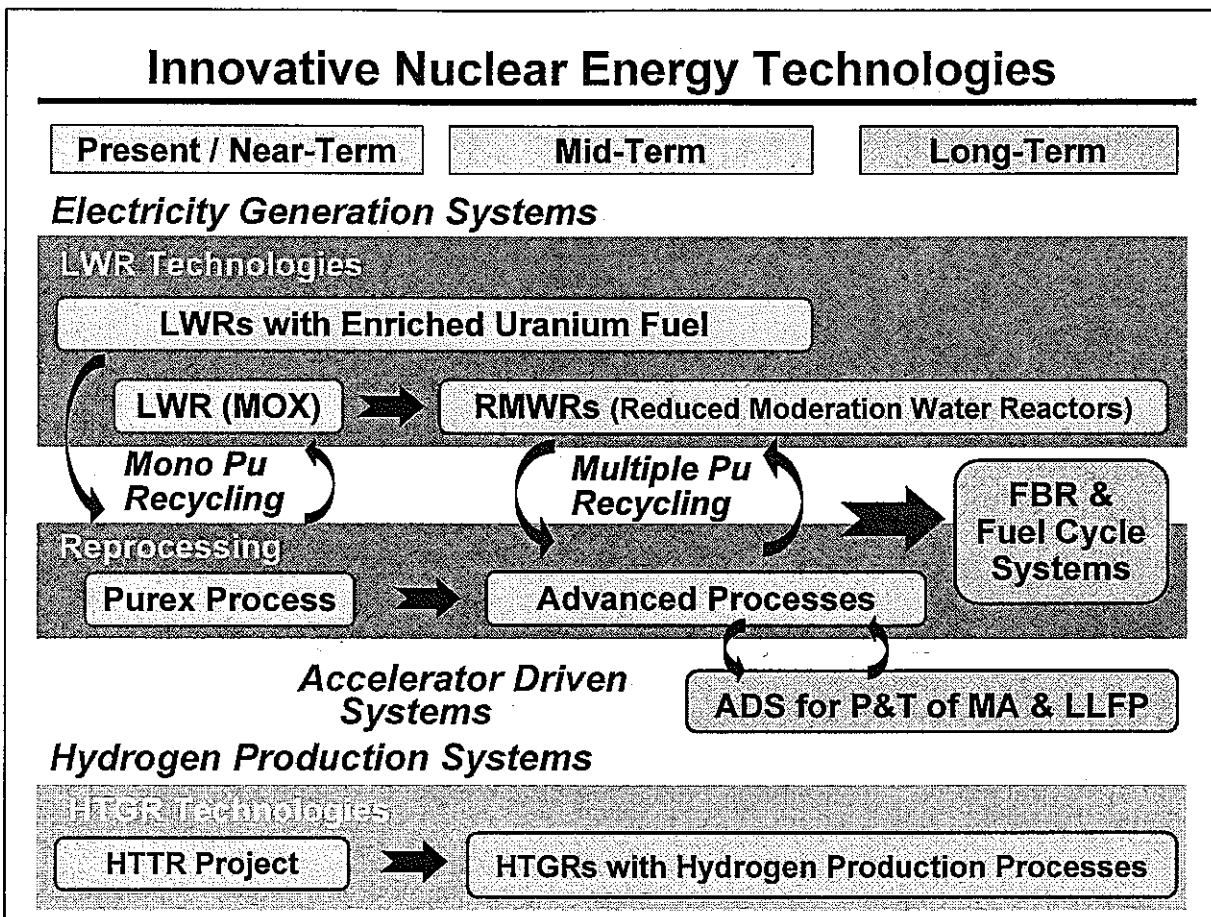
Takamichi Iwamura

Japan Atomic Energy Research Institute

The O-arai FR Cycle Symposium 2004
-The direction of the world in FR cycle development
and the role of "Joyo" and "Monju" reactors-
27 February, 2004, JNC O-arai, Japan

Integration of R&D for Nuclear Energy Systems



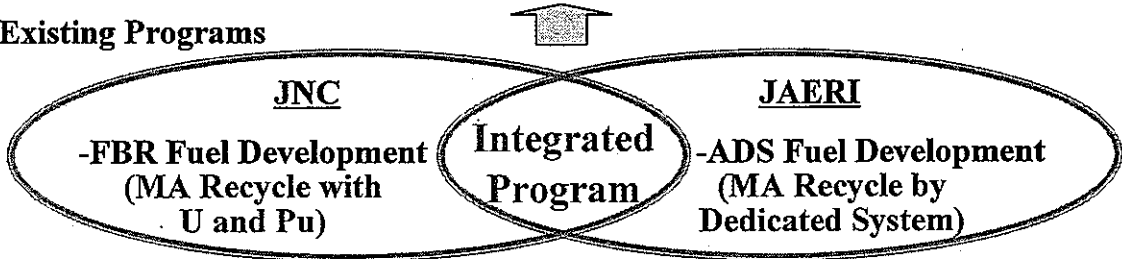


JAERI-JNC Integrated Program

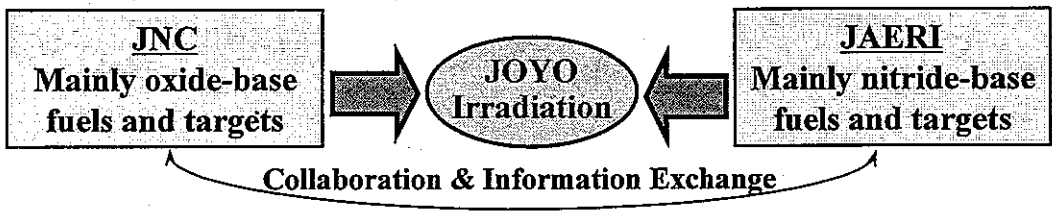
Integrated Program

Fabrication and Irradiation Tests of Fuels and Targets for Minor Actinide Transmutation
 - Contribute both FBR and ADS fuels (targets) development-

Existing Programs



Fabrication, Characterization, and Irradiation



Schedule of the Integrated Program

	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
Test Design	→						
R&D on Fabrication Processes		→					
Characterization and Property Measurements		→					
Preparation of Irradiation (incl. licensing process)		→					
JOYO Irradiation						→	
PIEs (FMF, AGF)							→

▲
Merger

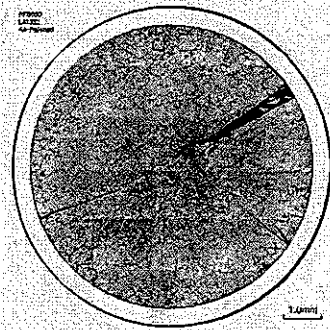
➤ Candidate Fuels and Targets under Consideration for Irradiation Tests

	JNC	↔	JAERI
Fuels	(U,Pu,Np)Ox		(U,Pu,Np)N
Targets	IM-(Pu,Am)Ox		IM-(Pu,Np)N, IM-(Pu,Np)Ox

IM = Inert Matrices such as MgO and ZrN

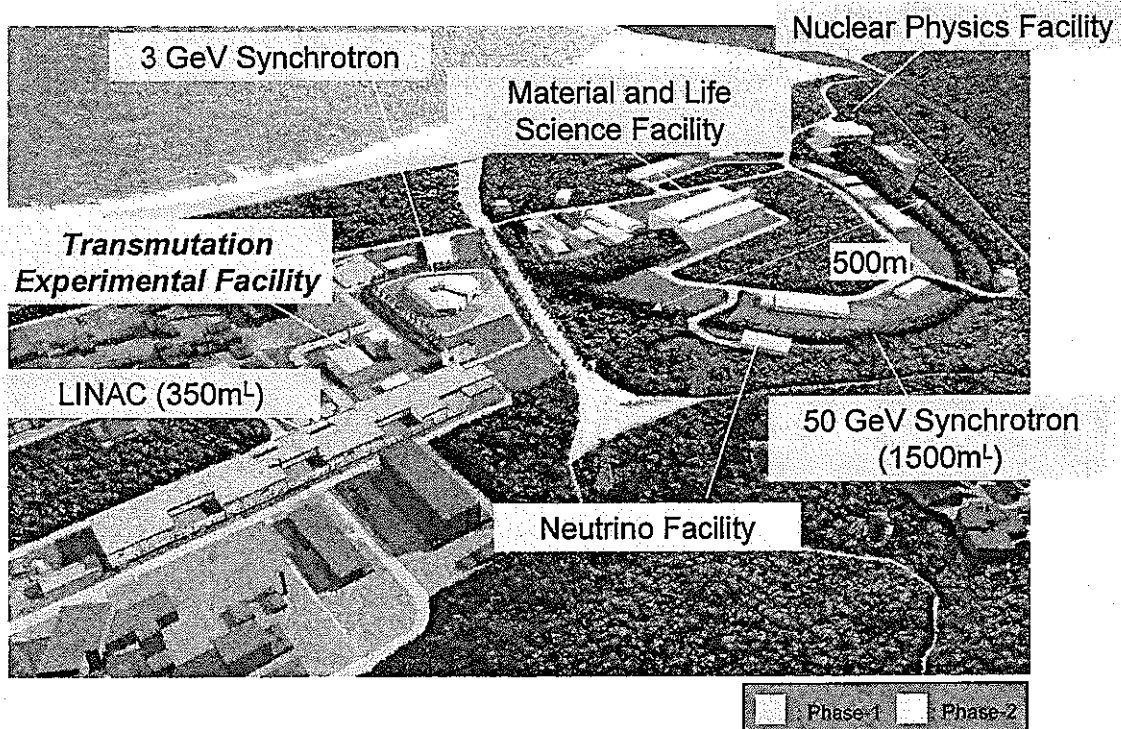
Expectation to JOYO

- For demonstrating effective transmutation of MA, irradiation tests under fast neutron circumstances are indispensable.
- JOYO MK III core has high performance for irradiation tests with several useful irradiation devices.
- There are three hot laboratories close to JOYO, in which elaborate PIEs for fuels and materials can be carried out.
- Licensing for irradiation tests of MA fuel is expected in the integrated program.



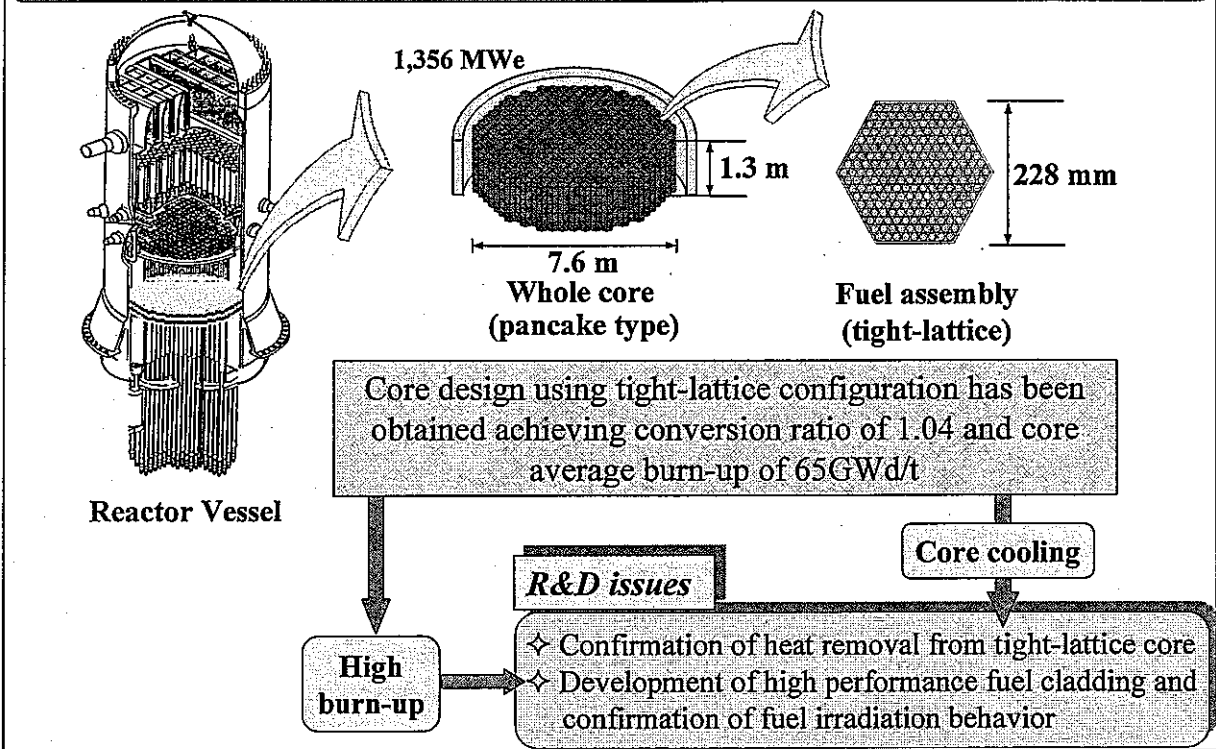
Cross section of (U,Pu)N fuel irradiated at JOYO under joint research JAERI and JNC

J-PARC : Japan Proton Accelerator Complex



Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)

Innovative concept for Pu multiple recycling based on LWR technologies



Overview of JAERI's HTTR Project

Reactor Technology (HTTR)	Hydrogen Production (Steam reforming)	Hydrogen Production (IS process)
<p>Reactor System</p>	<p>Hydrogen Production system</p>	<p>Bench scale facility</p>
<ul style="list-style-type: none"> ● Full power: 2001 ➢ Thermal power: 30MW ➢ Outlet temp.: 950 °C ● Operational experience ● Safety demonstration test 	<ul style="list-style-type: none"> ● Out-of-pile test : underway ● Isolation valve test : underway ● System connects with HTTR : planned 	<ul style="list-style-type: none"> ● Step1: Laboratory scale : completed ● Step2: Bench scale : underway ● Step3: Pilot scale ● Step4: Connects with HTTR

[パネル討論]

(5) Effects of FBR Cycle Deployment 他

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 副所長

可児吉男

Effects of FBR Cycle Deployment
 Typical System Performances on Resource and Environment Aspects (Japan Case: Nuclear Capacity of 70GW_e)

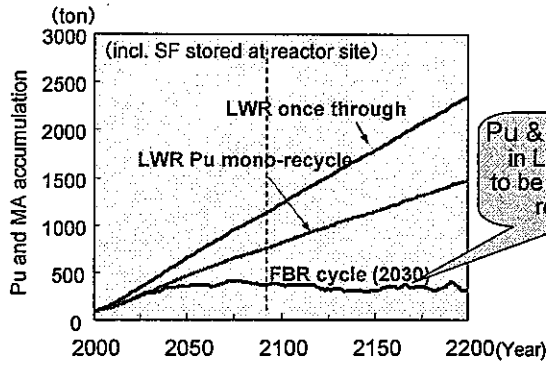


Fig.1 Pu and MA Accumulation in SF and HLW (vitrified glass)

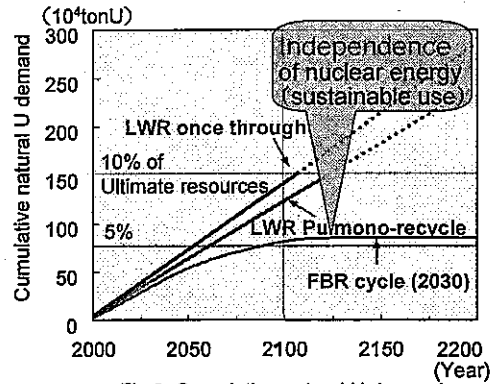


Fig.3 Cumulative natural U demand

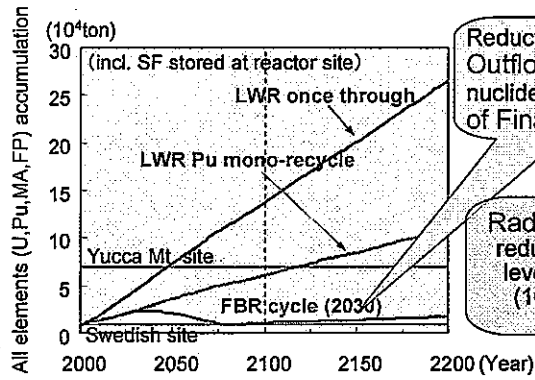


Fig.2 All elements accumulation in SF and HLW

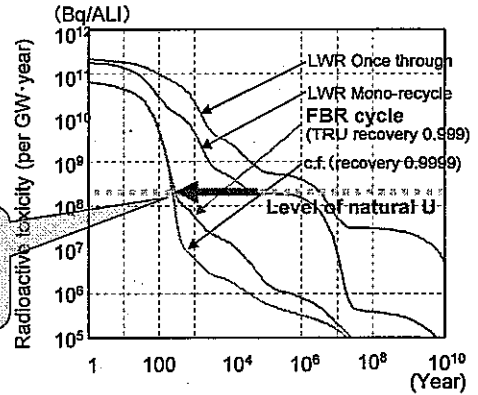


Fig.4 Toxicity reduction by TRU burning

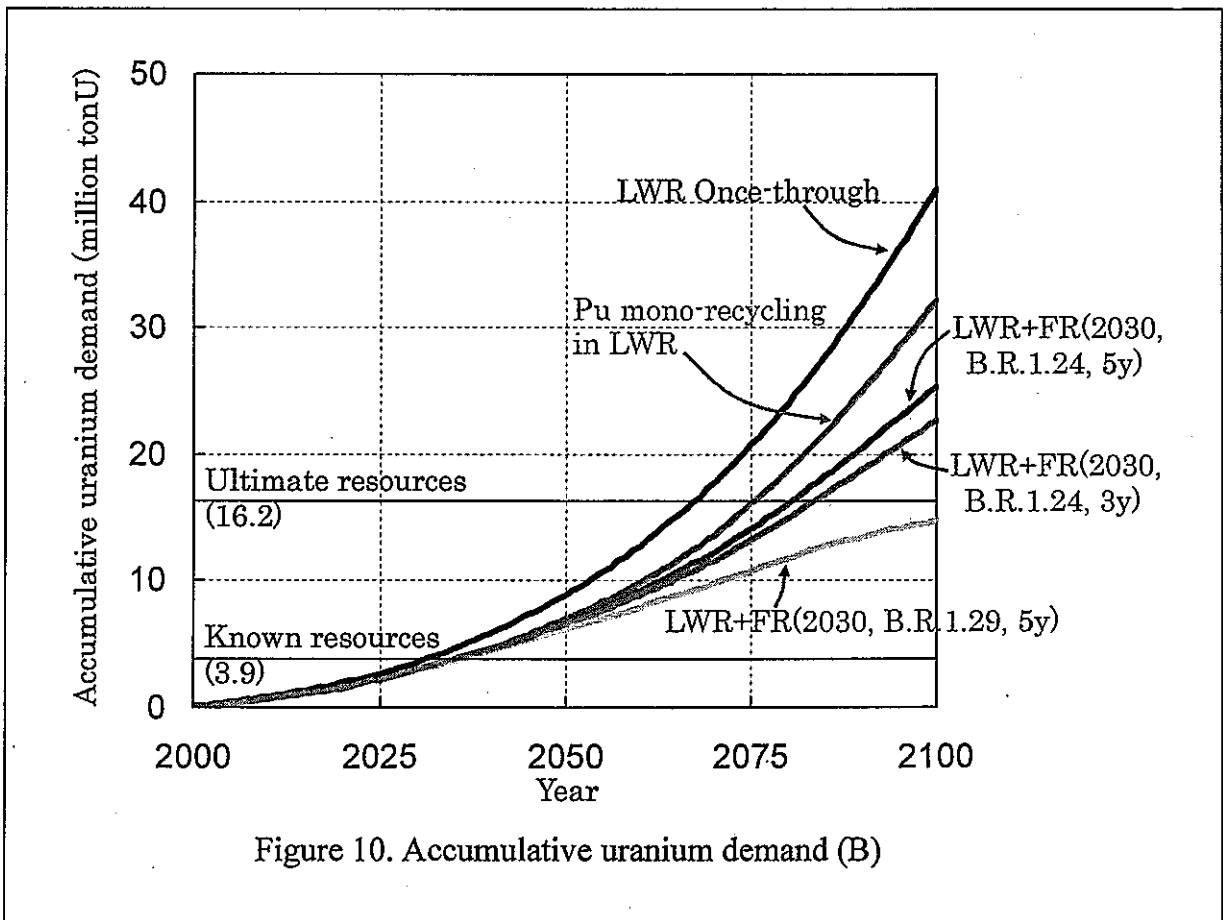


Figure 10. Accumulative uranium demand (B)

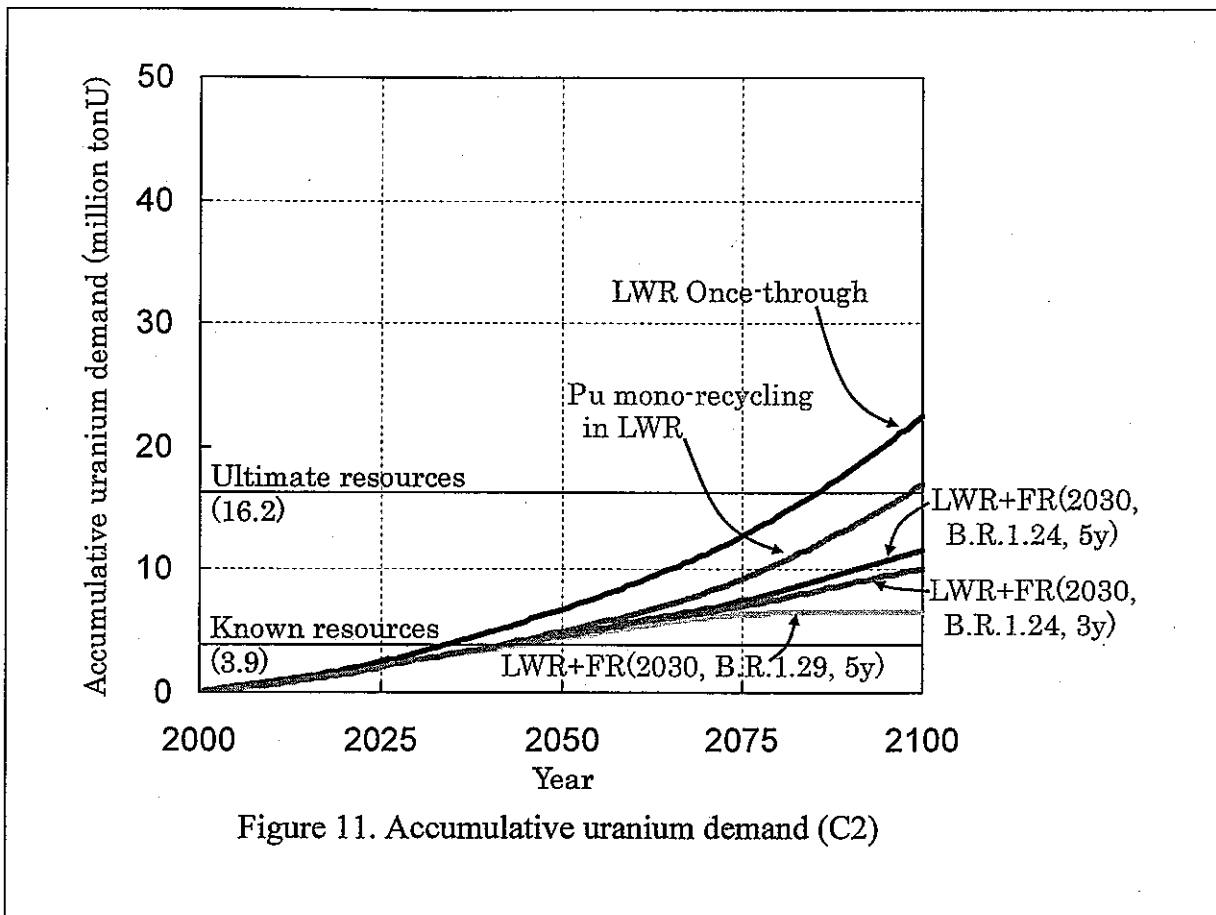


Figure 11. Accumulative uranium demand (C2)

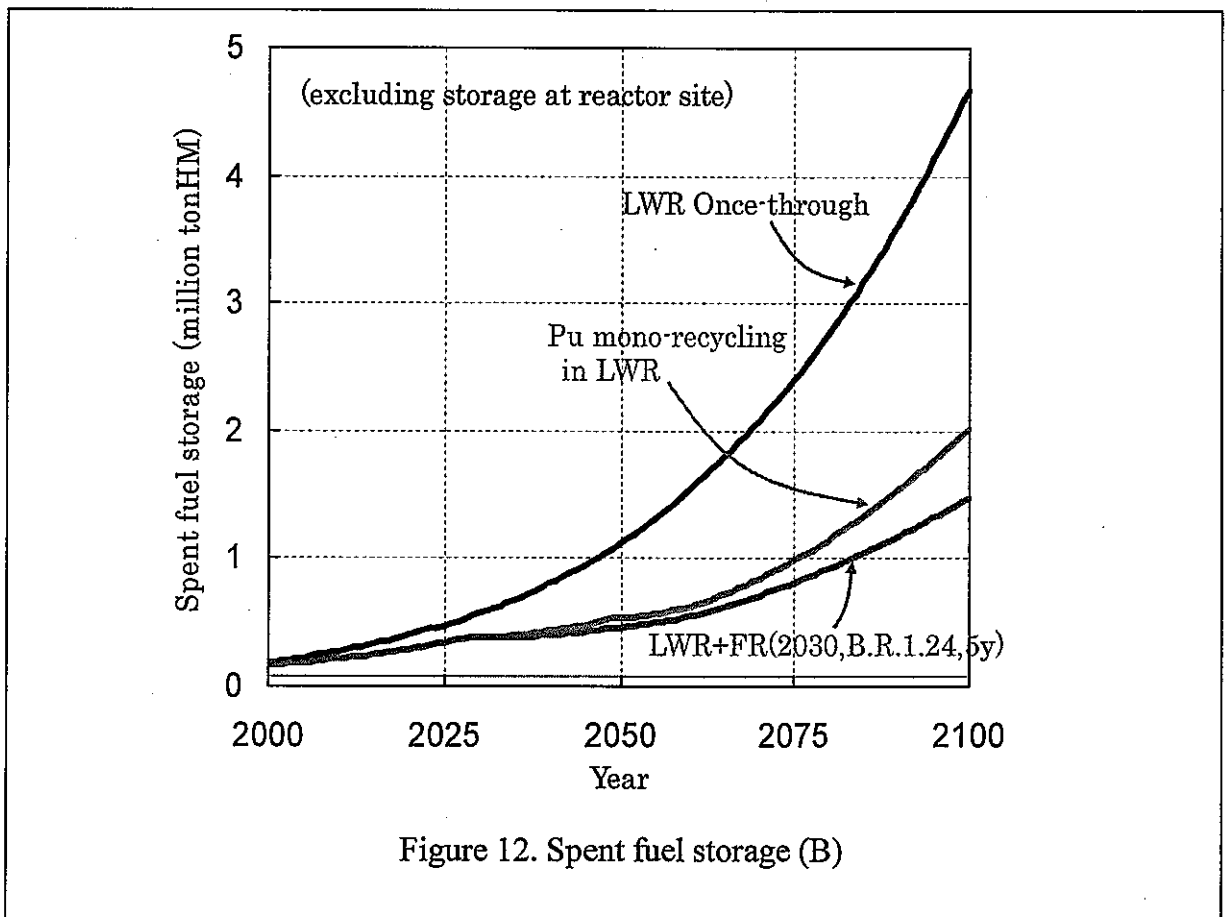


Figure 12. Spent fuel storage (B)

Conclusion (World Scenario)

- As same as the Japanese scenario, once-through scenario and Pu recycling in LWR scenario can not solve the issue of natural resources restriction basically.
- FR cycle can bring solutions for effective utilization of uranium resources and reduction of environmental impact on world nuclear energy.
- High breeding performance (BR 1.3, Ex-core time periods 5 years) are required in the world scenario.

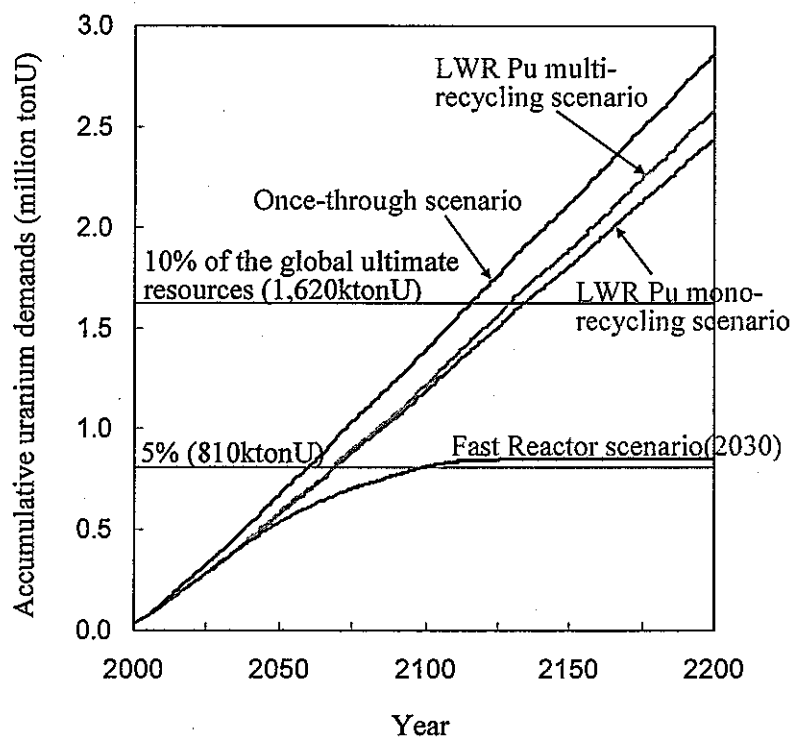


Figure 2. Accumulative natural uranium demand in Japan (Nuclear capacity : 70GW)

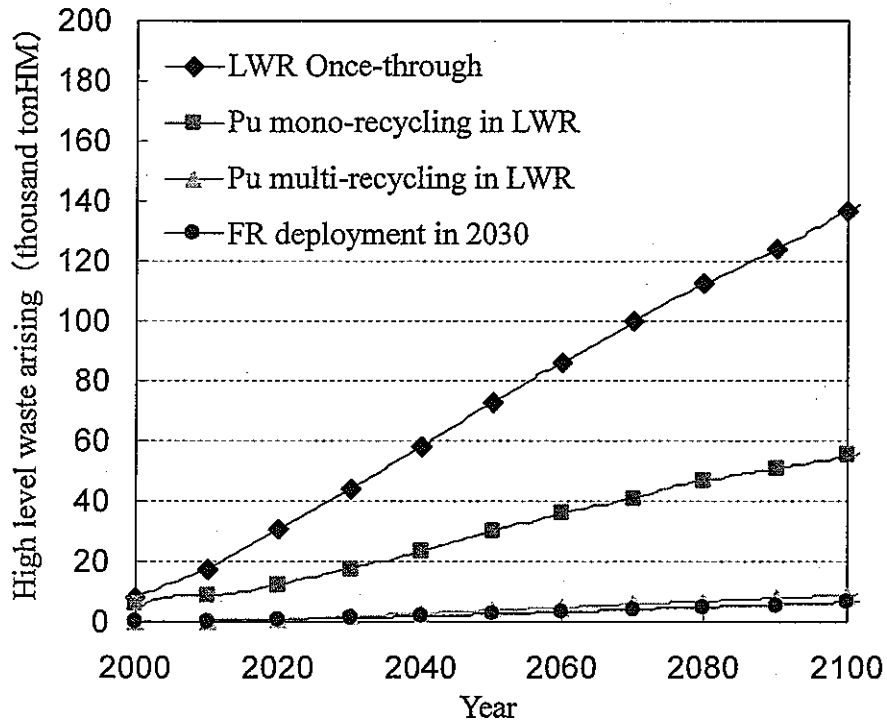


Figure 3. High level radioactive waste arising in Japan (Nuclear capacity : 70GW)

The aim of Fast Reactor (FR) development

Pu and Minor Actinide (MA) will be consumed as resources in FR cycle.

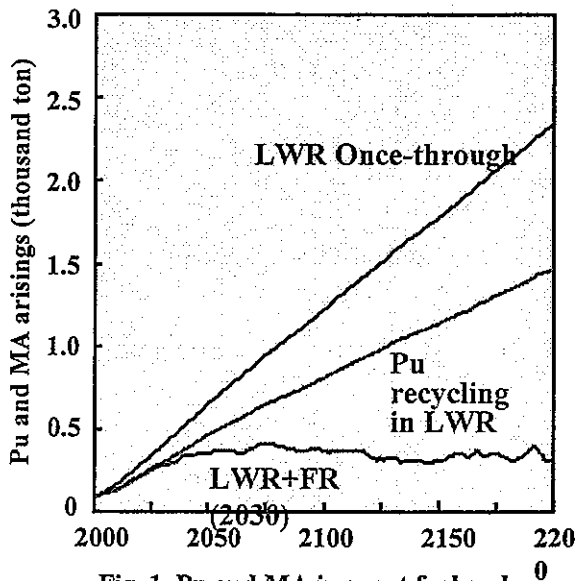


Fig. 1. Pu and MA in spent fuel and vitrified radioactive waste in Japan

Uranium import from overseas will be unnecessary by FR introduction in the future. (Energy independence)

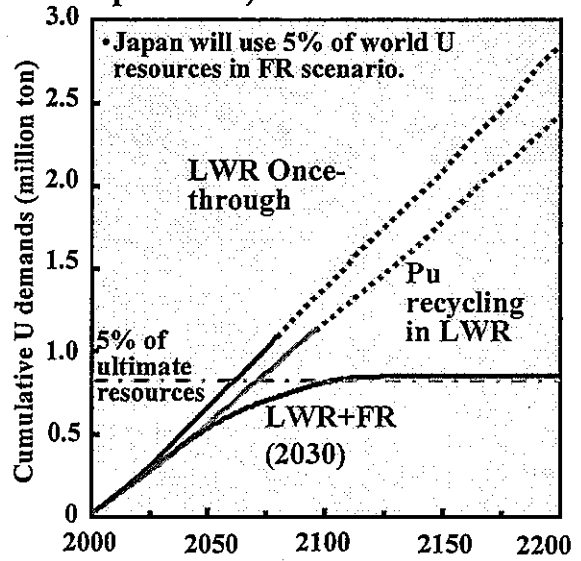


Fig. 2. Cumulative natural U demands in Japan

Why we develop FBR cycle technology ?

■ Japan is not blessed with natural resources.

- Secure energy during long term
- Develop self-supplying energy

Promote Nuclear Fuel Cycle utilizing FBR

1. Efficient Use of Uranium

- Efficiency of Uranium use is greatly enhanced by FBR
- Capability to utilize nuclear energy for thousands years (Efficient Use of Resources)

2. Management of High Level Waste

- Capability for reduction of long term radioactivity remained in HLW utilizing fast neutron (Transmute LLFP) (Reduction of Environmental Burden)



Develop FBR Cycle as a Promising Candidate for Future Energy

[Establish a Competitive FBR Cycle Technology by 2015]

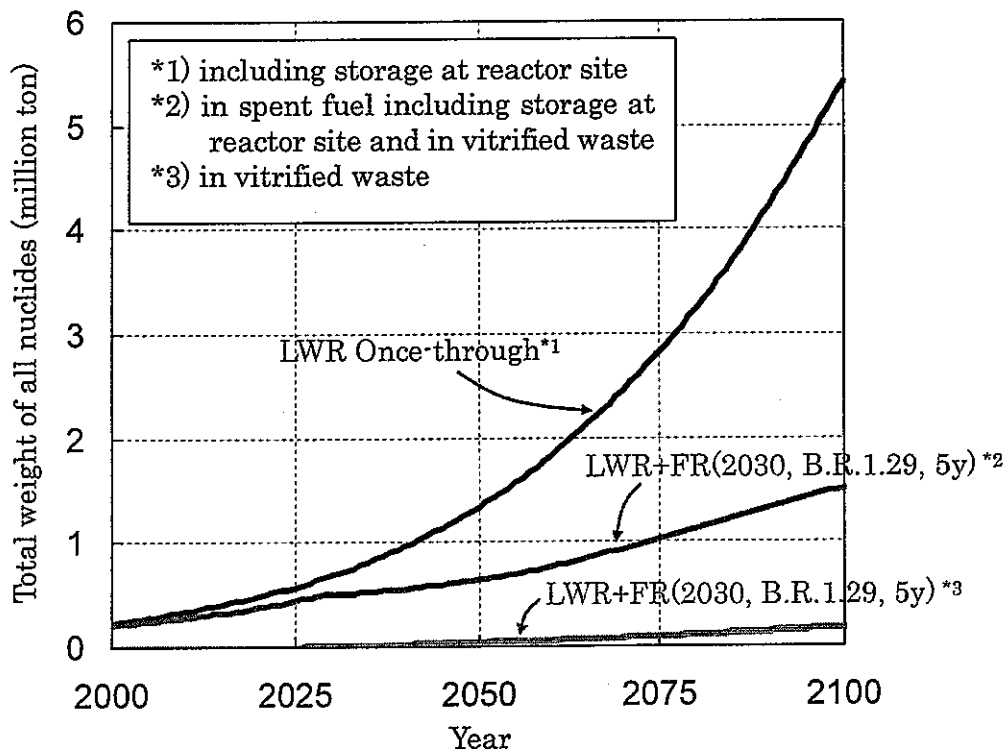
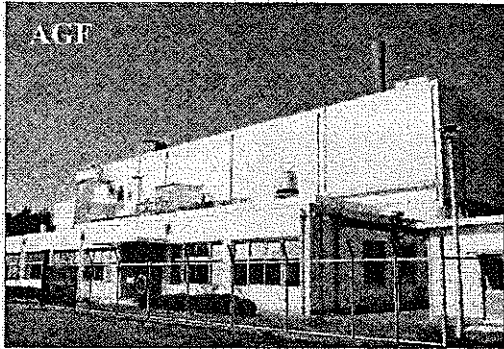
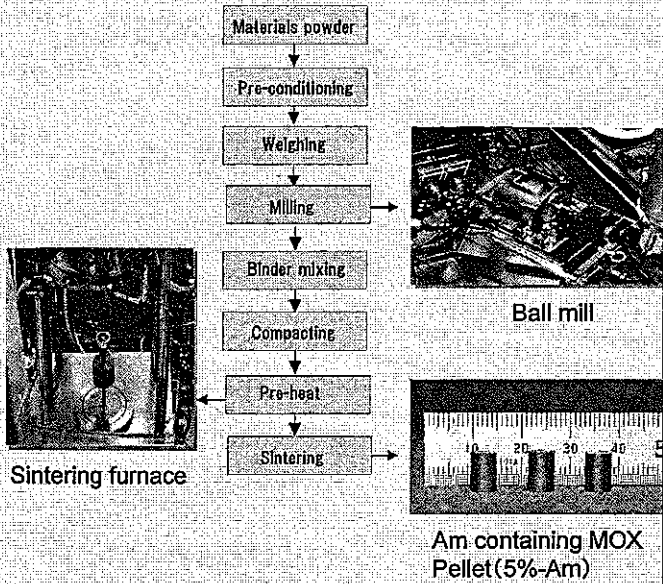


Figure 13. Total weight of all nuclides in spent fuel and vitrified waste (B)

5%Am-MOX production in Oarai



The Alpha-Gamma Facility (AGF) is a hot cell to conduct post-irradiation examinations of FBR fuel and fabrication test of MOX fuel containing TRU.



Remote-handling MOX fuel producing equipments are installed in AGF hot cells. Four short-length pins with MOX pellets containing max.5% Am are fabricated and will be irradiated at JOYO MK-III by 2005.

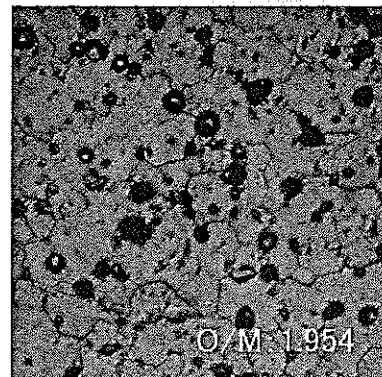
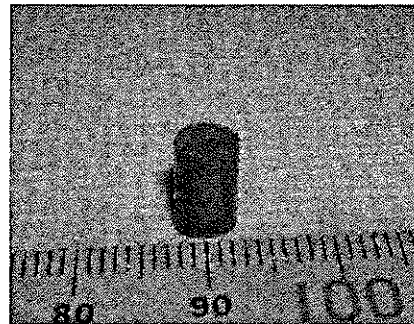
2%Am/2%Np-MOX production in Tokai

● Pellet production and sintering evaluation

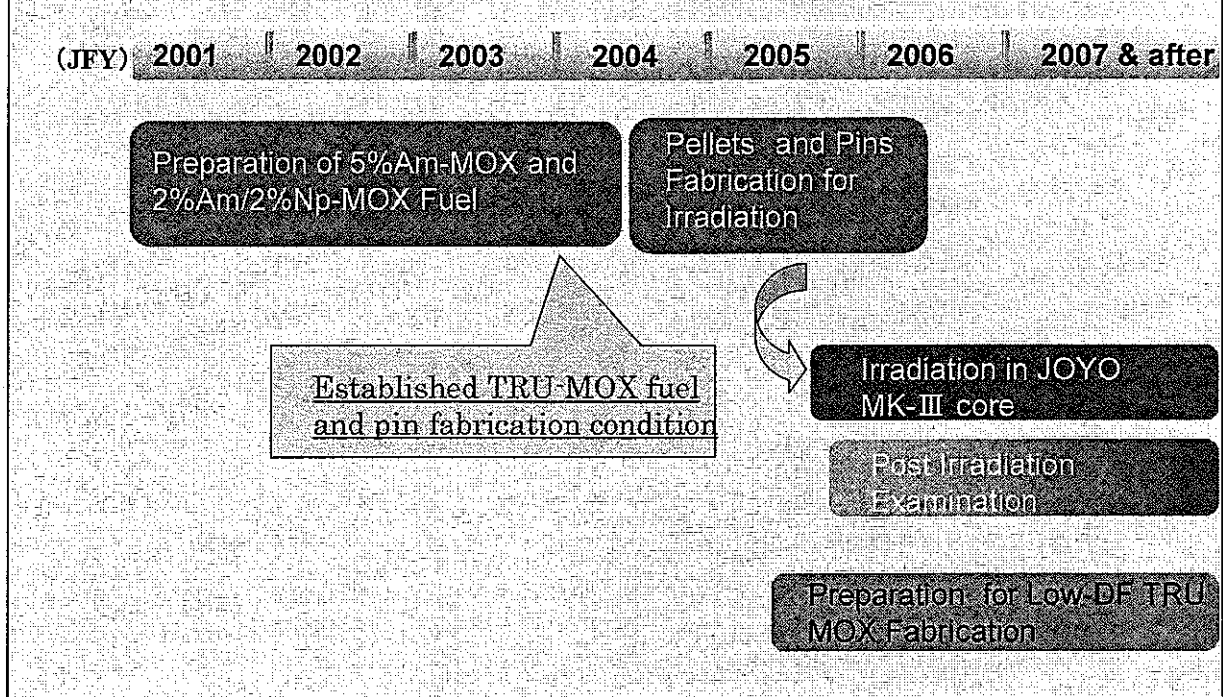
- homogeneous, high density
- O/M: 1.95
- Am, Np, simulated FP behavior

● Evaluation of physical properties

- Phase diagram
- Oxygen potential
- Melting point
- Thermal conductivity

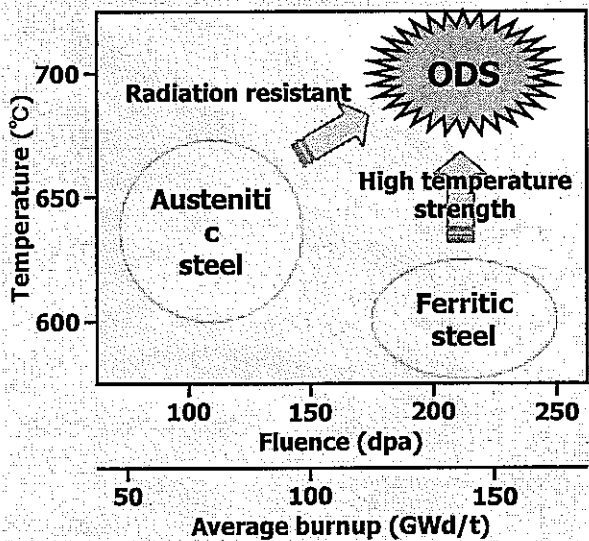


Development Schedule for TRU-MOX Fuels

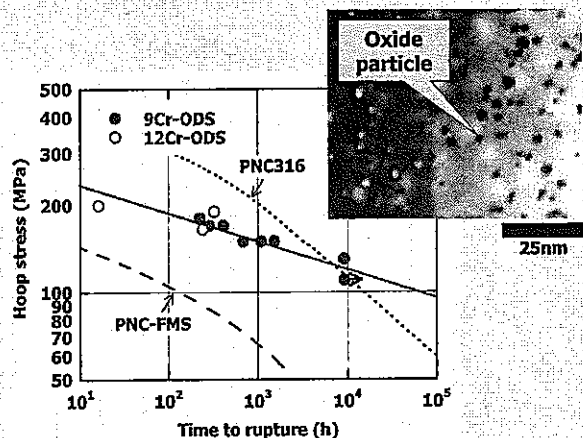


Development of ODS Ferritic Steel Claddings

To attain higher burnup and higher coolant outlet temperature, oxide dispersion strengthened (ODS) ferritic steels were developed as a long-life fuel cladding.



- Highest creep rupture strength in the world (Ferritic steel)
- Keeping excellent ductility



ODS Fuel Pin Irradiation in BOR-60

JFY	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
Irradiation Schedule (2FA)	▲Contract Design and fabrication		50GWd/t, 25dpa						0
		Irradiation-1	PIE-1		100GWd/t, 50dpa				
			Fuel pin fabrication	Irradiation-2	PIE-2		150GWd/t, 75dpa		
					Fuel pin fabrication	Irradiation-3	PIE-3		


- **Cladding temperature (mid-wall)**
 - 720°C > FS design hot-spot
- **Fuel**
 - Vibro-packed MOX fuel (Weapon-grade Pu)
- **February, 2004 (at present)**
 - Burnup : 30GWd/t
 - Fluence : 12dpa



ODS Fuel Pin Irradiation in JOYO

FS	Phase2		Phase3				Phase4	Phase5	
JFY	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011~	2016~
Cladding manufacturing	Cladding manufacturing for irradiation test		Development of large-scale manufacturing process				Development of mass production process		
Out of reactor test	High temperature mechanical property Sodium environmental effect		⇒ Material design base standard						
Material irradiation test		Irrad.(1)	Irrad.(2)	Irrad.(3)	Irrad.(4~)				
			↓ PIE(~30dpa)	↓ PIE(~70dpa)	↓ PIE(~110dpa)				
Fuel pin irradiation test			Irrad.(1)	Irrad.(2)	Irrad.(3~)				
				↓ PIE(~50GWd/t)	↓ PIE(~100GWd/t)				
Fuel assembly irradiation test								JOYO or MONJU	

- **Material irradiation test** ~250dpa ⇒ Irradiated Material Design Data Base
- **Fuel irradiation test** ~250GWd/t, ~250dpa ⇒ Demonstrate ODS Fuel Pin Endurance



Role and Function of "Joyo" and "Monju"


**Major Roles of Research Facilities
in Commercializing Advanced System Technology**

- Driving Technology Innovation thru Functional Validation
- Promoting Industrialization in System-Level Implementation

*Crucial functions for realizing TRU cycle

	"Joyo" Wide & diverse scope Short-interval Feedbacks	"Monju" System demonstration Industrial tech. develop.
Tech.Innovation Exploration	Screens & Selects New Technologies* (TRU fuel, new materials etc.)	
Systemization	Optimizes Basic Specs. and Validates Functions of Promising Techs.* Identifies Fuel-Perform. Limits	Provides Basic System Data Validates Core-Design Characteristics in combination with fuel cycle techs. (TRU burning)
Industrialization Implementation Practice		Accumulates Power Plant Technology in Practices Develops & Systemizes Operation/Maintenance Techs.

➔ **"Two Propulsion Wheels" Acting in Essential Development Scenes**



Key Technology Development Powered by "Joyo" and "Monju"

Efficient R&Ds towards Establishment of FBR Cycle

Present

Monju Restart

~5years

~10years

~15years

Monju

Stable Operation - Plant System Data Accumulation

Validation of Design & Core Performance (Breeding/Burning)

Sodium Technology - Update of Operation & Maintenance

Core Upgrade

Demonstration of Commercial-Design Fuel
Integrated Function with Fuel Cycle Technology

Plant
Technology &
Industrial
Practices

Joyo

New Fuel & Material (MA fuel, ODS etc.)

Advanced Technology (High-Performance Fuel & Device)

Operation Limit - Transient Performance

Competitive
FBR Cycle
System Technology

Advanced
Fuel/Core
Technology

International
Collaboration

Joint Research with "Joyo" and "Monju"

Joint Research with Overseas Facilities

- Irradiation Capability -

- Fuel
 - MOX, MN, MC Pellet using a conventional irradiation rig
 - Metal, Sphere Pac, Vi-Pac using a capsule type rig
 - Minor actinide containing MOX fuel (less than 50 wt. % of HM) using a capsule type rig
 - Burnup up to 200 GWd/t (pin average)
- Material
 - Precision temperature control using MARICO
 - Temperature range from 400 to 750 deg. C (possible up to 1000 deg. C)

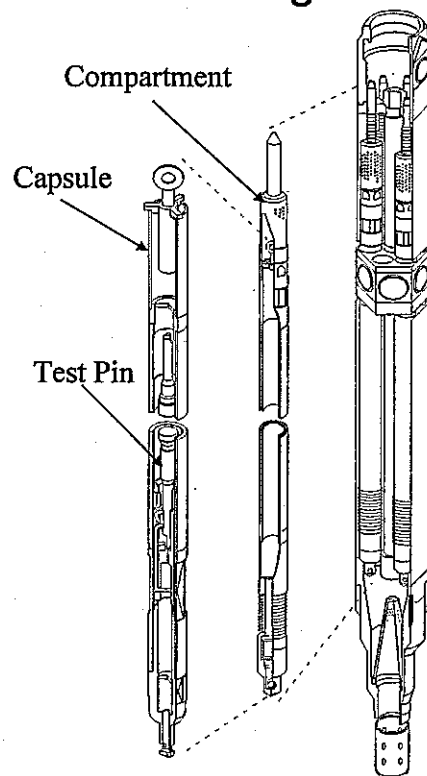
Development of Capsule-type Irradiation Rig

•Objective

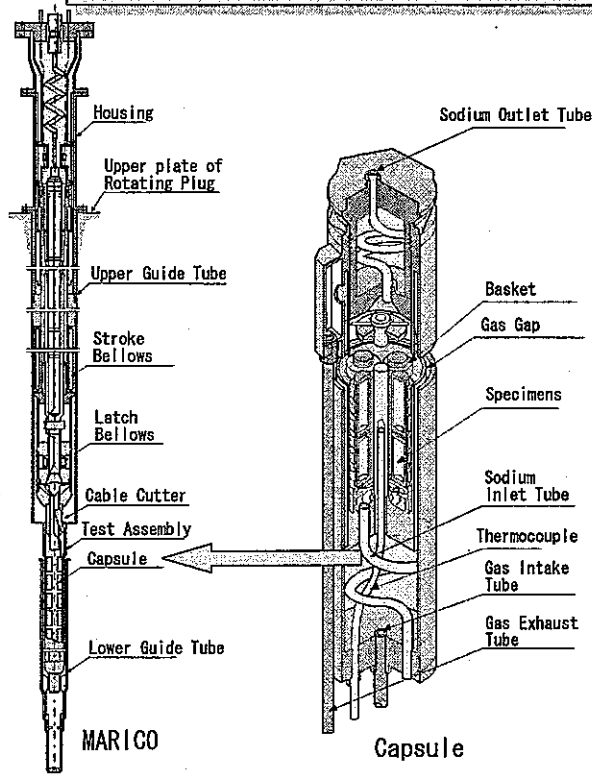
To enable irradiation tests of advanced fuel such as Vipac fuel, MA fuel, metal fuel, which are difficult to conduct under current Joyo license because of uncertainty of their irradiation behavior.

•Procedure

The compartment should be equipped with a capsule which has sufficient strength to withstand the stress which arises at fuel cladding failure, and with capability to catch fuel particle which is released from cladding breach.

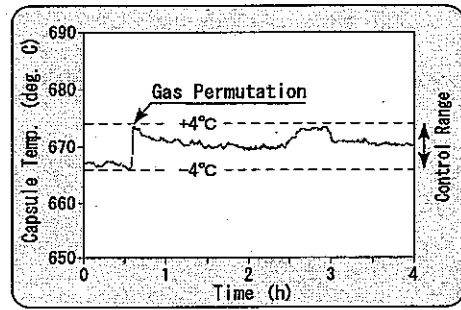


Joyo's Irradiation Rigs — Material Testing Rig with Temperature Control —



Special Feature

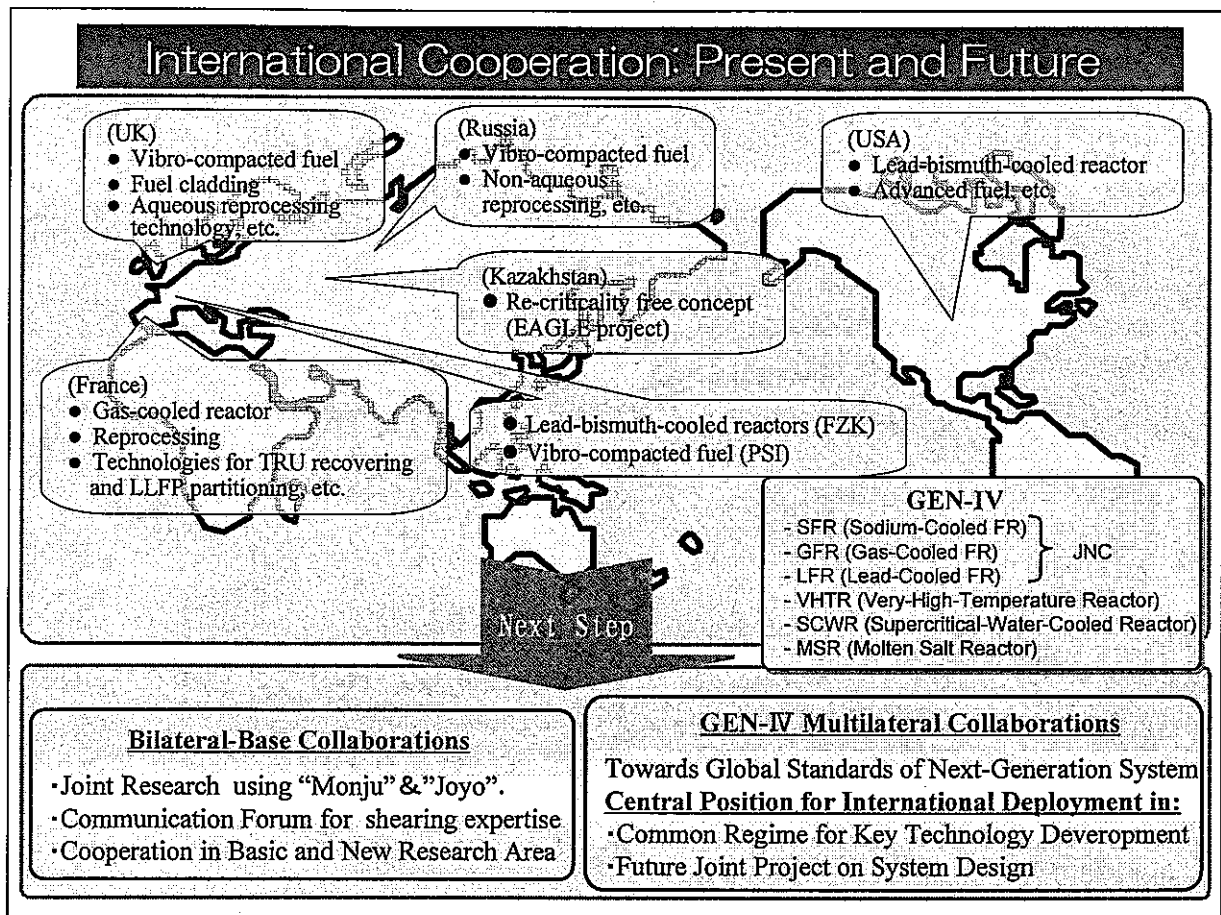
- Irradiation Temperature Control (Accuracy : ±4 deg. C)
- Heated by gamma ray or Electronic Heating
- Breach Detection for In-pile Creep Rupture Test by
 - Ultra High Sensitivity Tagging Gas (Xe, Kr) Analysis
 - Radioactivity Measurement of Cover Gas
 - Detection of Sodium Temperature Fluctuation by Thermocouple
- Reassembling and Reloading Capability



Temperature Control

Irradiation Tests Plan of JOYO

	JFY	2000	2005	2010	2015
	Joyo Operation	MK-II	MK-III		
1. Fuel & Materials Tests					
(1) Irradiation Test for High Burn-up Fuel					
•Development of ODS Cladding(200dpa)					
•Irradiation of High Burn-up Fuel					
•Run to Cladding Breach Test(RTCB)					
(2) Development for Fuel Fabrication					
•Vipac •Short Process Fuel					
(3) Irradiation Test for Long Life Control Rod					
•Sodium Bond Type					
2. Irradiation Test on MA and LLFP					
(1) Minor Actinide Added Fuel Irradiation Test					
(2) Long Life Fission Product Transmutation Test					
3. Test for FBR Safety					
(1) Self Actuated Shut Down System(SASS)					
(2) Fuel Transient Test					
(3) Demonstration Test for ISI&R etc.					
(4) Demonstration Test for Anticipated Transients Without Scram(ATWS)					



(5) ポスターセッション

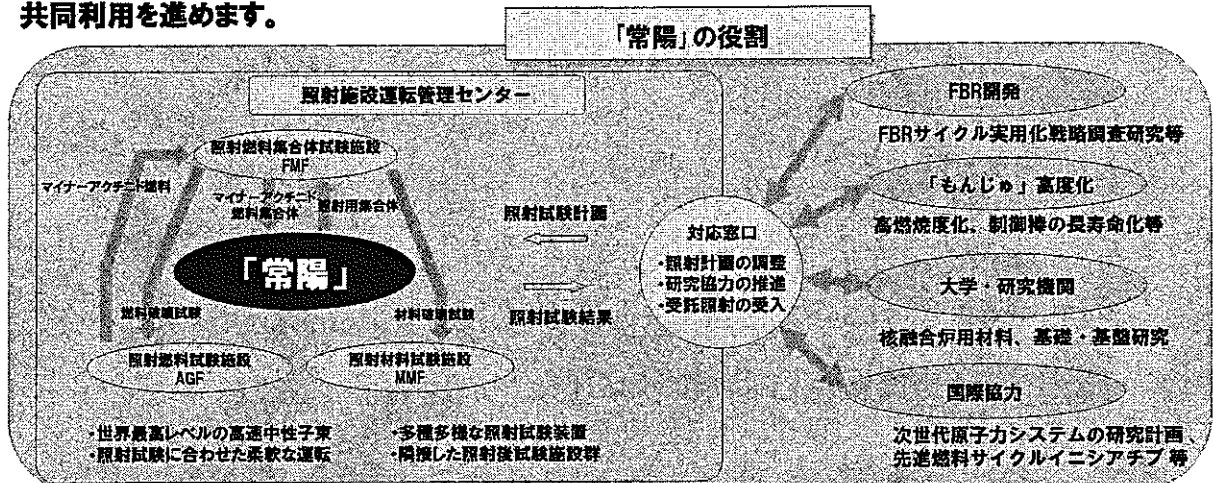
ポスターセッション ポスタータイトル一覧

1. 高速実験炉「常陽」
2. 「常陽」における照射技術の高度化
3. 照射・照射後試験技術の高度化
4. 高速増殖原型炉「もんじゅ」
5. 「もんじゅ」を用いた研究開発
6. リサイクル社会に調和したFBRサイクルシステムの開発
7. 未来のためへの準備
8. FBRサイクル実用化戦略調査研究
9. ナトリウム冷却高速炉
10. ①原子炉容器上部プレナム内流動の適正化
11. ②ポンプ組込型中間熱交換器の伝熱管摩耗／③高流速・大口徑配管内流動
12. ④FBR用高クロム鋼の開発／⑤酸化物分散強化型フェライト被覆管の開発／
⑥2次系簡素化概念の研究
13. 鉛ビスマス冷却高速炉
14. 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉
15. 多目的利用の小型高速炉
16. 先進湿式再処理
17. 超臨界直接抽出再処理
18. 簡素化ペレット燃料製造
19. 球状粒子振動充填燃料製造
20. 酸化物電解再処理・振動充填燃料製造
21. 金属電解再処理・射出成形燃料製造
22. 高速増殖炉サイクルの特性評価
23. 国際協力
24. 大学との研究協力・教育協力



高速実験炉「常陽」

照射能力を高性能化した「常陽」は、高速炉サイクルの実用化、もんじゅ炉心の高度化、国際的な共同利用を進めます。



「常陽」は、高速増殖炉(FBR)を開発するため、日本で最初に建設された実験用の原子炉です。「常陽」という名前は、江戸時代に「常陸の国」を中国風に呼んだものです。

「常陽」の概要

大東工学センター全景 主冷却機建物外観

中央制御室

原子炉容器上部

主送風機

「常陽」の炉心の高度化

従来の照射用炉心 (10万kW)

高性能照射用炉心 (14万kW)

炉心燃料集合体 内照射燃料集合体 外照射燃料集合体

制御棒 反留材

燃料用集合体

逃げし集合体 ショーラン 照射の本格化

キャプセル型 リークの低減

「常陽」の炉心の変遷

増殖炉心 (MK-I炉心)
プルトニウムの増殖を顕著するための炉心

照射用炉心 (MK-II炉心)
燃料、材料に中性子をあてて研究開発するための炉心

高性能照射用炉心 (MK-III炉心)
高性能化し、高速増殖炉実用化に向けた研究開発の促進を図ることを目的とした炉心

「常陽」のあゆみ

昭和 39年 設計

43年 竣工

45年

47年

49年

52年 初臨界

56年 増殖炉心

57年 照射用炉心

平成 9年 改造工事

15年 使用前検査合格

16年 高性能照射用炉心

炉心の高性能化

従来の照射用炉心と比較して

- 中性子束を約1.3倍
- 照射可能なスペースが約2倍
- 稼働率を約1.5倍 (燃料交換時間の短縮)

全体で照射能力を4倍にアップ

高性能

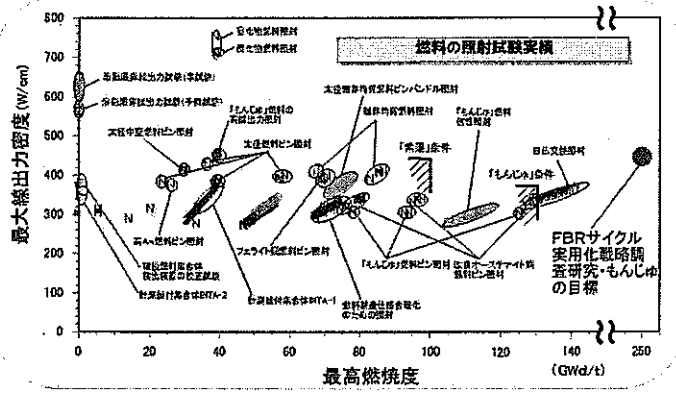
従来

径方向高速中性子束分布

「常陽」における照射技術の高度化



FBRサイクル実用化のための技術開発では、燃料の高線出力化や長寿命化及び新型燃料・新材料の開発等が重要であり、そのための多種多様な照射試験をより効果的に行っていくため、「常陽」では照射技術の高度化を進めています。

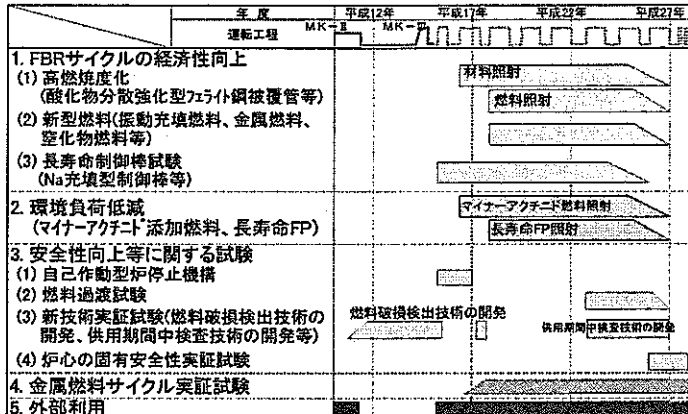


温度制御型材料照射試験装置(MARICO)

- 被覆管等の材料(照射試料)を一定温度下に制御して照射します。
- 材料の特性の変化をオンラインで測定します。
- 断熱キャプセルギャップ部のガス組成を変え、熱伝導率を変化させる方式及び電気ヒータを組み合わせて設定温度に対して±4℃以内で一定制御します。

温度制御曲線

縦軸: 温度(℃)
横軸: 時間(h)
目標: ±4℃以内



多種多様な照射試験を効果的に行うため、照射技術を高度化

「常陽」MK-IIIにおける試験技術

- 照射条件評価の高度化
 - 照射温度制御
 - 温度制御型材料照射試験装置(MARICO)
 - ヒーター制御の開発
 - 温度モニターの高精度化、国産化
 - 中性子照射量評価手法
- 照射リグの開発
 - 多様な照射ニーズへの対応
 - キャプセル型リグの開発
 - 長期照射への対応
 - リグの長寿命化、再組立技術の高度化
 - 照射期間の短縮化
 - シャトルリグの開発

中性子照射量評価手法

計算コードの高度化及び実測(放射化溶法、ヘリウム蓄積型フルエンスモニター)に基づく評価手法の開発を進めています。中性子照射量の計算値と実測値の比は、燃料領域で平均1.05で一致しています。

放射化溶法
放射化溶(コバルトワイヤー等) → キャプセル 集合体 → 原子炉 → 放射化溶 → ガンマ線を計測 → 反響率 → 中性子照射量

キャプセル型リグの開発

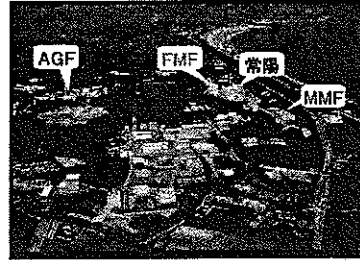
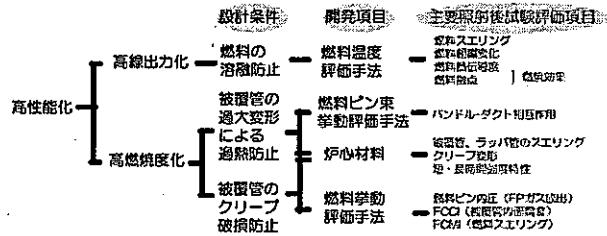
目的
照射試験データや照射実績が少ない振動充填燃料、MA燃料、金属燃料等の照射試験を行うため、キャプセル型リグの開発を進めています。

特徴
キャプセルは、試験用燃料要素の被覆管破損時に燃料片やFPの過度の放散を防ぐための構造であり、内部は除熱性能確保の観点からナトリウムが充填されます。

ハンドリンクヘッド
コンパートメント
燃料要素
放射体
エントランスノズル
オリフィス
冷却材流入孔
コンパートメント
照射燃料集合体

照射・照射後試験技術の高度化

燃料の高性能化と試験評価項目



大洗工学センター全景

FME 燃料集合体及び燃料ピンに対する試験技術

照射後試験用X線CT装置(世界初)

燃料集合体のX線CT技術の確立
→照射した燃料集合体の断面像を非破壊にて観察!
→構造評価、バンドルダクト相互作用評価へ反映!

照射装置再組立技術の確立

- 再組立技術の確立
→集合体の繰返し利用を可能!
- 温度制御型照射装置
→照射中の温度を制御!

温度制御型照射装置集合体概略図

AGF 燃料作製・試験技術開発

マイナーアクチノイド含有燃料の遠隔作製

燃料作製の工程: 原料粉末 → 熱処理 → 秤量 → 粉碎混合 → 添加剤混合 → 成形 → 予焼結 → 本焼結

原子炉内燃料溶融試験

性能限界の把握→高線出力化に反映!
超ウラン元素 Np核種の消滅特性

照射燃料の融点測定

融点測定後タングステンカプセル

物理的性質の把握→高燃焼度燃料設計に反映!

MMF 材料に対する試験技術開発

取束イオンビームによる電子顕微鏡観察試料の調整

非常に細いイオンビームによる試料の任意微小領域からの試料採取技術の確立
→顕微鏡観察が必要な特定領域から確実に試料を採取!
→局所的な組織変化挙動を評価!

ワイヤ中心部の組織 / ワイヤ表面近傍部の組織

電界放射形透過電子顕微鏡による微構造観察

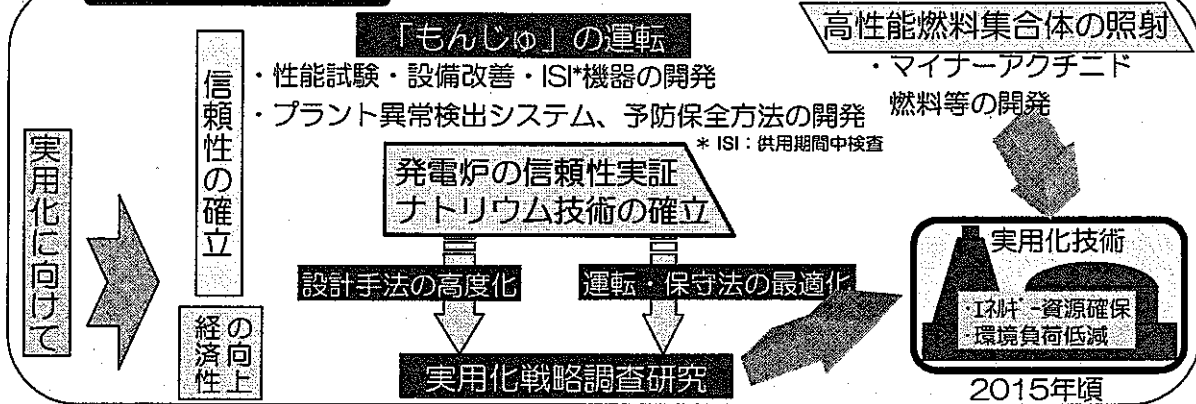
- 高分解能を有する電界放射形透過電子顕微鏡をFBRで用いられる材料の照射後試験に適用
- 原子炉内で生じる材料特性の変化を原子レベルで評価!

(a) 電界放射形透過電子顕微鏡
【基本性能】
加速電圧: 200kV
分解能(格子): 0.1nm

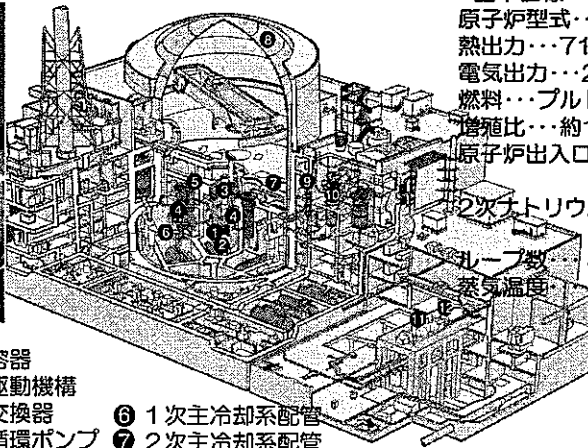
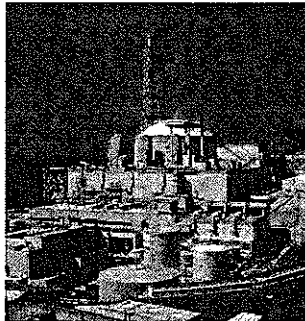
(b) 酸化物分散強化型フェライト鋼中に分散する酸化物粒子 (Y, Ti₂O₃) の結晶構造

高速増殖原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」の役割



高速増殖原型炉「もんじゅ」



基本仕様
 原子炉型式…ナトリウム冷却・ループ型
 熱出力…714MW
 電気出力…280MW
 燃料…プルトニウム・ウラン混合酸化物
 増殖比…約1.2
 原子炉出入口温度（入口/出口）…397/529℃
 2次ナトリウム系温度（高温側/低温側）…505/325℃
 ループ数 3
 蒸気温度 483℃

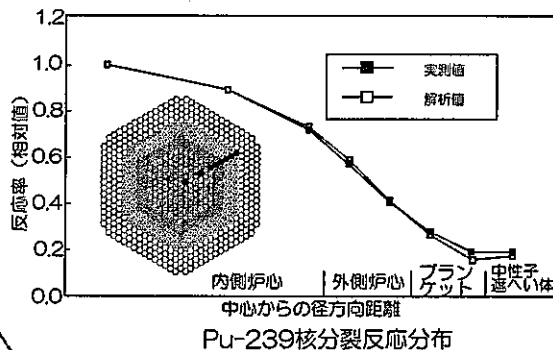
- ① 炉心
- ② 原子炉容器
- ③ 制御棒駆動機構
- ④ 中間熱交換器
- ⑤ 1次主循環ポンプ
- ⑥ 1次主冷却系配管
- ⑦ 2次主冷却系配管
- ⑧ 原子炉格納容器
- ⑨ 2次主循環ポンプ
- ⑩ 蒸気発生器（蒸発器）
- ⑪ 蒸気タービン
- ⑫ 発電機

開発経緯

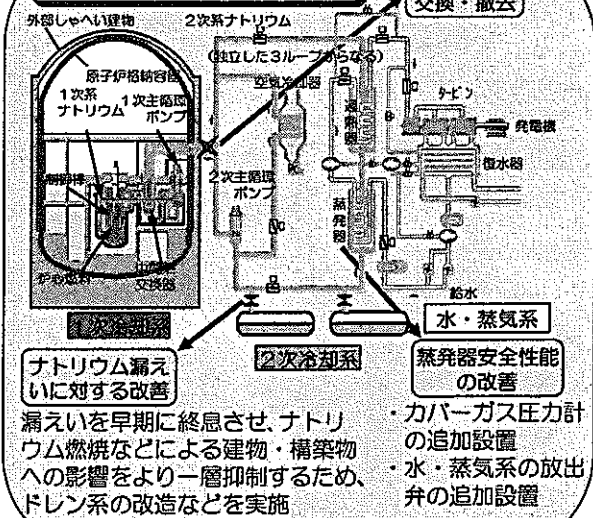
59年度	60年度	61年度	62年度	63年度	平成元年	2年度	3年度	4年度	5年度	6年度	7年度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	13年度	14年度	15年度	運転再開			
着工							燃料装荷	初臨界	初発電	ナトリウム漏えい事故										改造工事	試験運転	本格運転	
設計	建設	工事	試験	運転																			発電プラントとしての技術成熟

「もんじゅ」の性能試験成果の一例

・高速増殖炉の特徴：増殖性能
 炉心内にPu-239、U-235、U-238の金属箔を装荷し、反応率を測定。
 測定結果を解析と比較評価し、出力分布や増殖性能を確認



「もんじゅ」系統概要図 (改造工事計画)



- 「もんじゅ」を用いた研究開発 -

「もんじゅ」用 I S I 装置の開発

1次主冷却配管検査装置
 中間熱交換器
 一次主循環ポンプ
 走行レール
 循環ポンプ
 ガードベッセル
 中間熱交換器
 ガードベッセル

原子炉容器
 原子炉容器
 ガードベッセル
 原子炉容器
 ガードベッセル

蒸気発生器伝熱管検査装置の開発

既存センサの例
 蒸気発生器伝熱管 (EV) 外面用
 片側励磁RFセンサ
 励磁コイル
 検出コイル: ポビン

改良型センサの例
 コイル方式
 コイル寸法
 コイル間隔
 励磁周波数の改良
 励磁コイル
 EV外面用双方向
 励磁RFセンサ
 検出コイル: ポビン
 EV内面、過熱器伝熱管
 内外面用 ITセンサ

改良型 既-フォーカ
 (RF) センサ
 インテリジェント
 (IT) センサ

原子炉容器廻り
 検査装置
 管板位置決め
 装置
 原子炉容器
 検査ホット
 原子炉容器
 ガードベッセル

燃料交換装置
 燃料交換装置
 しゃへいプラ
 一次冷却材
 入口配管
 原子炉容器
 原子炉容器
 ガードベッセル

制御棒
 駆動装置
 一次冷却材
 出口配管
 原子炉容器
 原子炉容器
 ガードベッセル

渦電流検査プローブ

高速炉サイクル実用化に向けた研究開発

— 実用化炉心技術を燃料集合体規模で事前に実証 —

燃焼度向上: 10万MWh/t
 運転サイクル長期化: 6~10ヶ月
 照射スペース確保: 6~12体

燃焼度: 15万MWh/t (世界最高を目標)
 運転サイクル: 12ヶ月以上
 受動的炉停止機構、等

現行
もんじゅ炉心

第1期高度化炉心
 ・プルトニウム蓄積量の調節能力
 ・低品位プルトニウム燃料の燃焼

第2期高度化炉心
 ・環境負荷低減
 (TRU/LLFP燃焼)

燃料被覆管材料:
PNC1520鋼

燃料被覆管材料:
ODSフェライト鋼・PNC-FMS鋼

マイナーアクチノイド(MA)の燃焼

照射試験概念

MA混入燃料ピン
 Pu, U+Np, Am,
 Cm+FP(REとして
 全MAの20%)

○装荷体数 9体
 (炉心燃料領域)
 または 18体
 (ブランケット領域)

○年間燃焼率
 11wt%/年(炉心部9体装荷時)
 5wt%/年(径ブランケット部18体
 装荷時)

○OMA燃焼による炉心特性への影響は
 全体的に小さい(5%以下)
 特に径ブランケット部装荷時には
 ほとんど影響なし(3%以下)

プラント状態の迅速な把握を目指して

イントラネットを利用したプラントデータの活用

① プラントデータ収録

もんじゅ
イントラネット

③ 情報共有化

② 診断

- ・センサ故障
- ・機器特性変化
- ・モデルベース診断
- ・雑音、相関の監視
- ・長期傾向診断

分散型プラント異常診断システム
 (dMOni - Distributed MONJU Monitoring System -)

信頼性と設備利用率の向上を目指して

非破壊検査計画の合理化を目指したリスク援用技術の開発

試験 ← 建設

運転/保守 ← 検査/補修

構造健全性/信頼性評価

荷重、変形、割れの予測

地震発生後の点検・保守項目の連報システムの開発

地震発生

もんじゅ

加速度計(9箇所)

データ収録装置

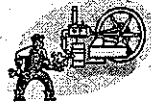
床応答曲線、発生応力
 点検・保守レベルの評価

19世紀社会に調和したFBRサイクルシステムの開発

原始時代



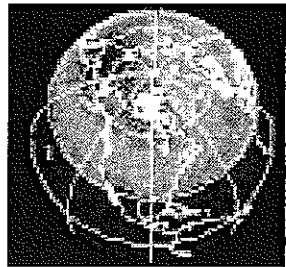
工業の発達



大量生産・大量消費社会



文明の発達と共に種々の問題が顕在化



地球環境問題



人口問題



地球環境との調和意識の高まり

持続可能な社会
に向けて！

Japan OriginalのFBRサイクル

目指しているのは・・・

安全は大前提！
安全性は全ての検討
の大前提

世界標準！
世界に通用する
コスト競争力

地球にやさしく！
ゴミの出ないクリーン
なエネルギー

いろいろ使える！
いろいろなニーズに対応
できるエネルギー源

平和目的限定！
兵器に転用しに
くい技術の開発

実用化戦略調査研究！

未来のためへの準備

商品として...

FBR

燃料費
資本費
運転費

現在のコスト

より優れたモノを目指す!

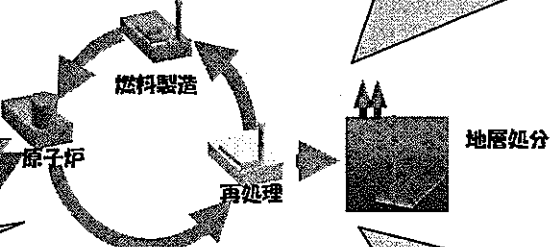
環境のために...

U.Puリサイクル U.TRUリサイクル 将来リサイクル

現在の实用技術

廃棄物の量を減らし、質を向上!

FBRリサイクル技術の確立



ポテンシャルを活かし...

宇宙で 水素製造に 水素

CO₂を排出しない水素製造

宇宙ステーション用 長寿命小型FBR

兵器解体に 長寿命化で! Puバーナーに!

高温を利用して! 発電に!

いろいろ使えるFBR!

平和のために...

確実な保障措置!

施設

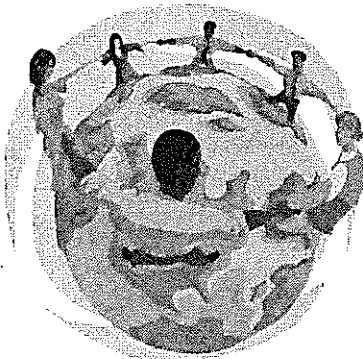
ちゅうい詰ま しか開けこめる

たとえ侵入できても...

侵入できない

触りたくない! 盗み難い!

Face0147.ico



Feasibility Study

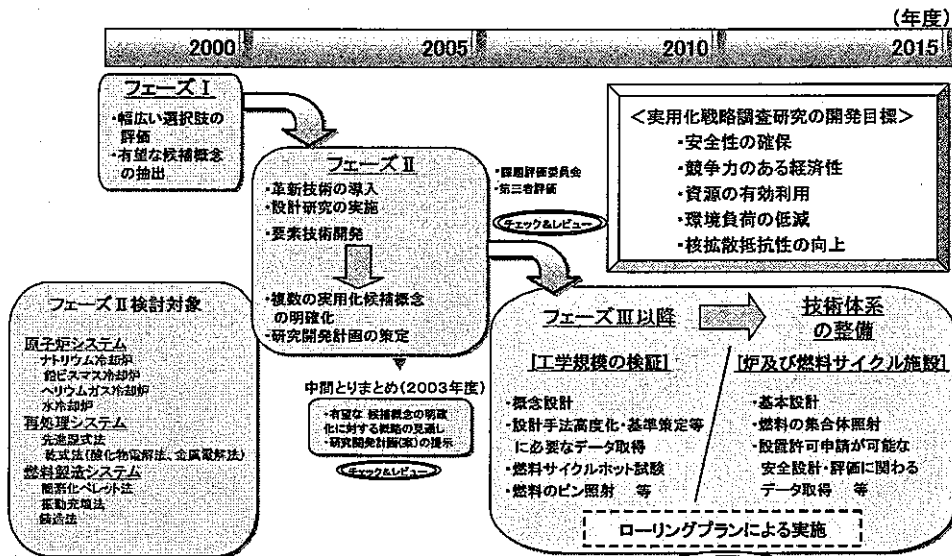
Present Creation for Next Generation

実用化戦略調査研究!

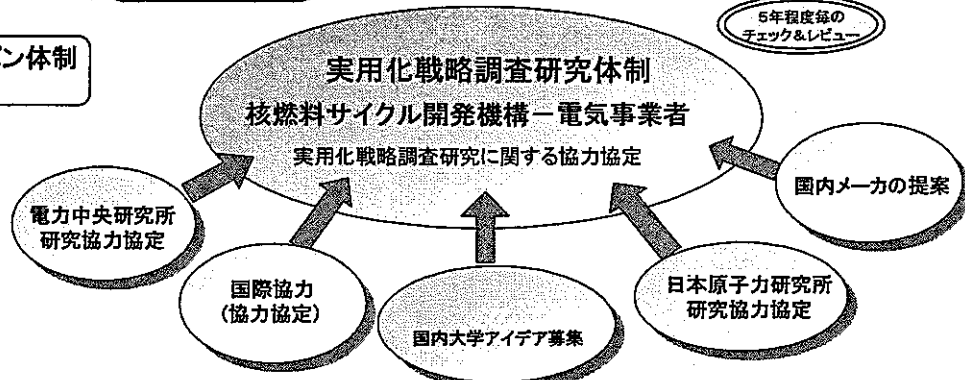
FBRサイクル実用化戦略調査研究

安全性の確保を前提に、軽水炉サイクル及びその他の電源と比肩する経済性の達成、資源・環境問題等にも柔軟に対応できるFBRサイクルの実用化像を明確にするとともに、21世紀のリサイクル社会に適合した主要なエネルギー供給源として、その技術体系を確立することを目的とする

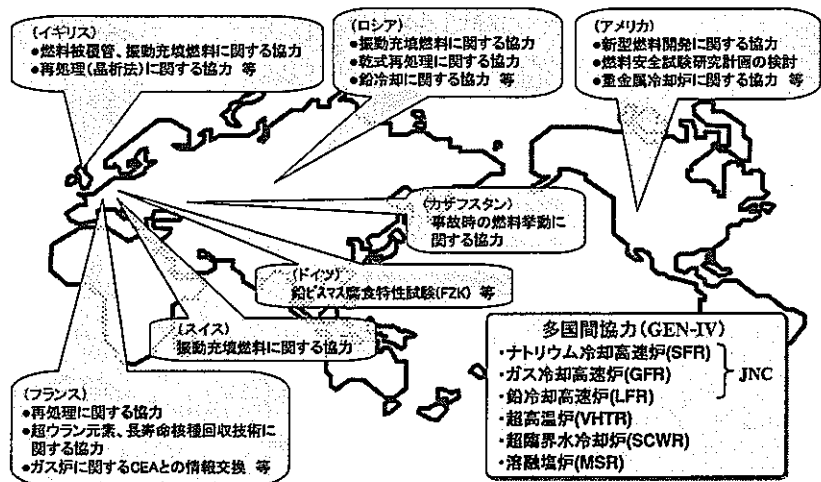
研究開発の展開



オールジャパン体制



国際協力



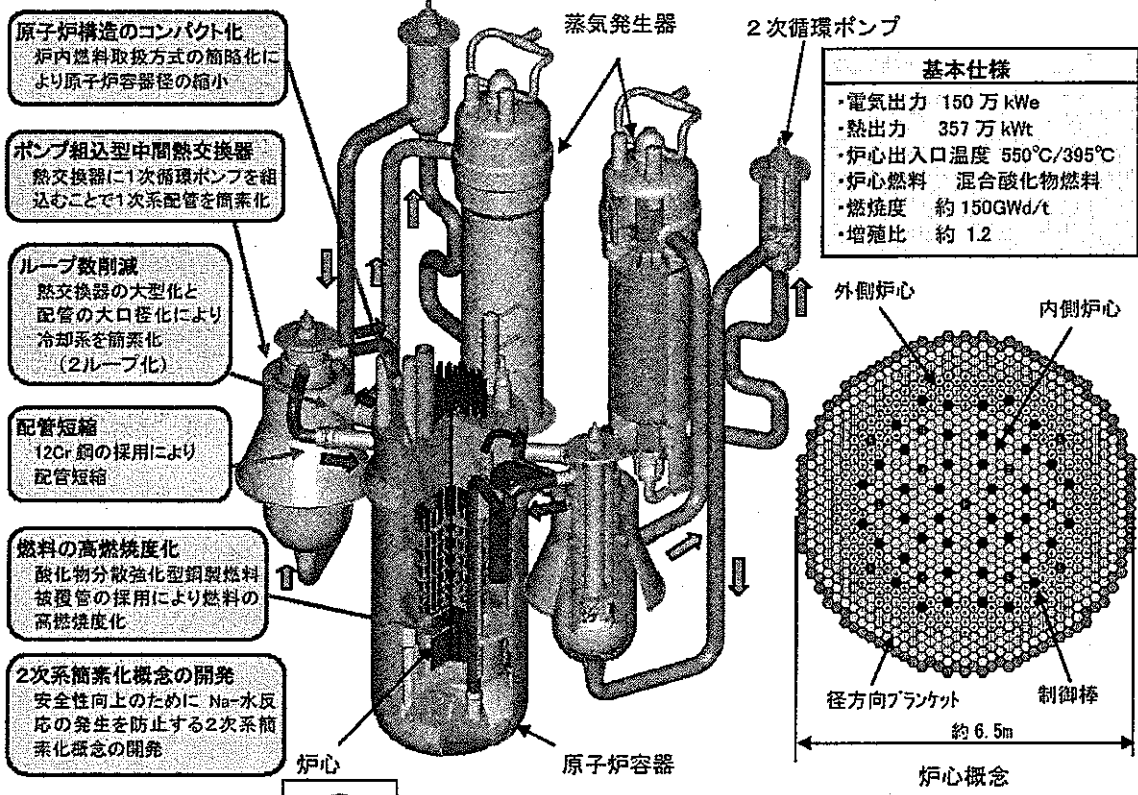
ナトリウム冷却高速炉

▶ 基本概念

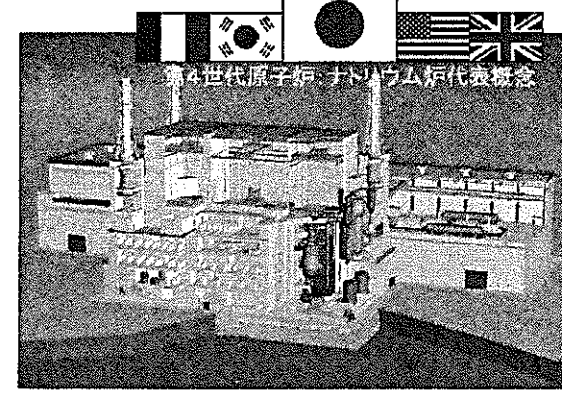
日本の高速増殖炉技術を継承、発展させたナトリウム冷却ループ型高速炉。経済性向上方策として、原子炉構造のコンパクト化、ポンプ組込型中間熱交換器、ループ数削減、配管短縮等の革新技術を採用し、さらなるコストダウンを図った概念

▶ 特長

- ① 経済性目標の達成…革新技術の採用によるシステムの簡素化で物量を削減
- ② 最速の実現性……常陽、もんじゅ及び実証炉での技術の継承・発展
- ③ 高い安全性……ナトリウムの特性を活かした高温・低圧システムであり、自然循環での崩壊熱除去が可能



基本仕様	
・電気出力	150万kWe
・熱出力	357万kWt
・炉心出入口温度	550°C/395°C
・炉心燃料	混合酸化物燃料
・燃焼度	約150GWd/t
・増殖比	約1.2



開発課題	内容
①原子炉上部プレナム内流動	ガス巻き込み防止及び流動安定化
②ポンプ組込型中間熱交換器伝熱管摩耗	ポンプの回転振動による摩耗に対する伝熱管の健全性確認
③高流速・大口徑配管内流動	ナトリウム流速の増加による配管の流力振動に対する健全性確認
④高クロム鋼開発	高強度・低熱膨張率を最大限に活かした12クロム鋼の開発
⑤酸化物分散強化型钢の開発	高温強度が飛躍的に扱れた高燃焼度燃料被覆管の開発
⑥2次系簡素化概念の開発	鉛ビスマス中間媒体によるナトリウム-水反応発生防止対策の検討

①原子炉容器上部プレナム内流動の適正化

背景と目的

炉容器コンバクト化

物量、配置スペース削減
●平均流速が増加（実証炉設計の2.5倍）

切り込みを有する炉心上部構造（UIS）

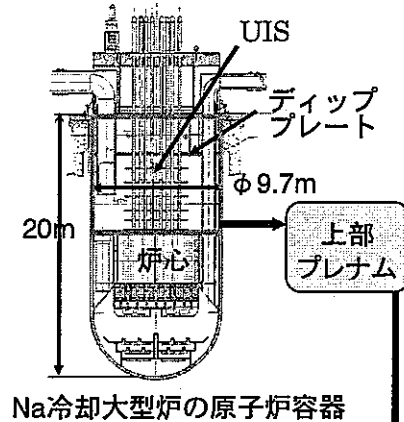
燃料取り扱い系の簡素化
●局所流速が大、液面に向かう流れ

2ループ化

機器の数、配置スペースの削減
●炉容器内でも局所流速が増加

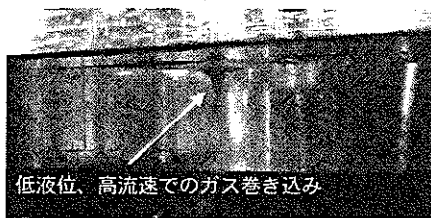
目的

水試験と解析により、炉内流動を適正化する構造を見出し、成立見通しを得る。



課題

液面からのガス巻き込み抑制



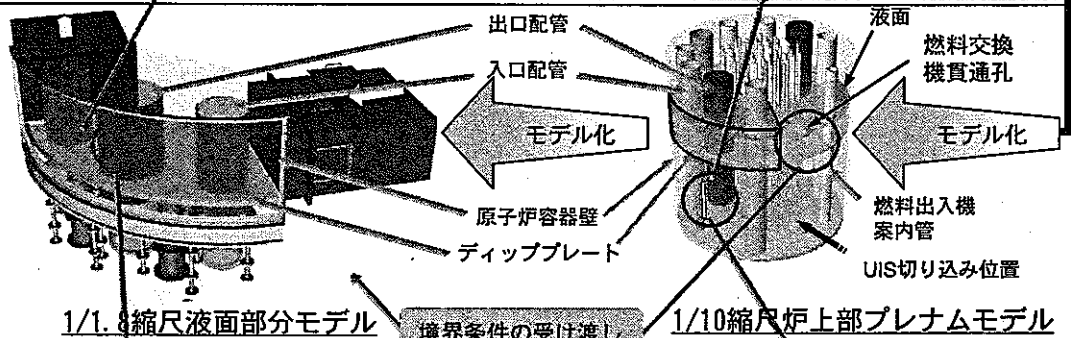
ガスが巻き込まれ、炉心を通ずると、炉心出力が変動する恐れがある。

キャビテーションの抑制

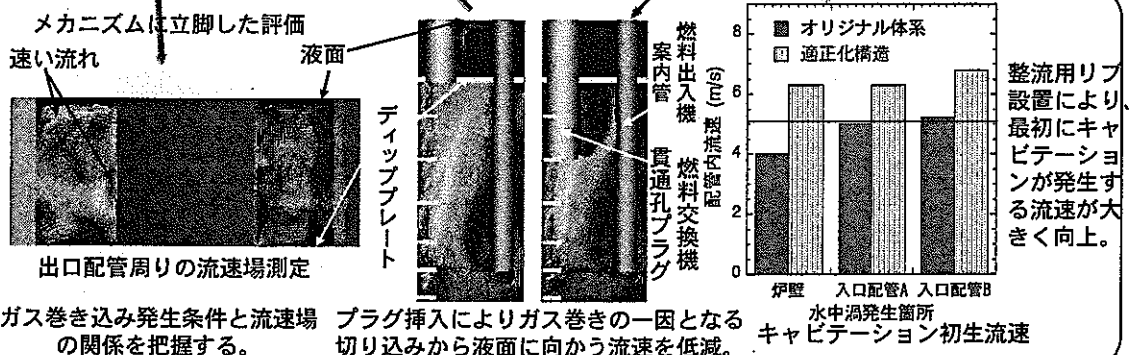


圧力低下により発生した気泡（キャビテーション）がつぶれる際に、振動や材料損傷の原因となる恐れがある。

試験装置



試験結果



これまでの成果：ディッププレート、燃料交換機貫通孔プラグ、整流構造の工夫などによりガス巻き込み、キャビテーションを抑制できることを明らかにした。

今後の課題：ガス巻き込み評価手法の開発

熱的な課題（温度成層化、サーマルストライピング、崩壊熱除去など）の評価

②ポンプ組込型中間熱交換器の伝熱管摩耗

試験目的

ポンプの回転振動が伝熱管に伝達し、支持板との繰り返し接触による摩耗に関する知見を取得する。

現在までの成果

振動解析からプラント寿命中の伝熱管摩耗深さ(0.05mm)は摩耗許容深さ(0.25mm)より小さく健全性を確保できる見通し。

ポンプ組込型中間熱交換器の構造

ワークレート(接触荷重と撓動振幅の積分値)の算出(0.4mmN/sec)

ワークレート(mmN/sec)

③高流速・大口徑配管内流動

1次冷却系ループ数の削減に伴い、大口徑配管を採用
 → Na 流速が従来設計より大幅に増加
 出口配管外径: 1.27m (もんじゆの 1.6 倍)
 管内平均流速: 9m/s 台 (もんじゆの 2.7 倍)

試験目的

エルボ近傍の流動・振動特性を把握し、1次系配管の構造健全性を確認

出口配管を 1/3 縮尺で模擬した水流動試験

可視化試験体 (内径 0.41m)

○試験条件: 流速 9.2m/s (最大レイルス数 $\approx 8 \times 10^6$)
 ○試験項目

- 可視化試験
 - 管内の流速分布/変動
 - 配管壁での圧力変動
- 振動試験
 - 固有振動モード
 - 配管壁での圧力変動
 - 振幅、振動応力

エルボの影響(はく離域、2次流れ)が顕著でないことを確認
 ⇒ 流速分布/圧力変動の詳細計測を実施中

原子炉容器

ポンプ組込型 IHX

平均流速 9.2m/s

インク注入

④ FBR用高クロム鋼の開発

高クロム (Cr) 鋼の特徴

(長所)	(短所)
<ul style="list-style-type: none"> 高強度 低熱膨張 高熱伝導 	<ul style="list-style-type: none"> 低延性 低靱性 溶接部の強度・靱性に難

FBR機器・配管への適用

開発目的 ↓ 期待 ↓ 改善

配管短縮
機器コンパクト化

開発課題

- 高温強度と延性・靱性の両立
- タングステン(W)に着目した成分検討
- 微量成分 (例: V, Nb) の最適化
- 溶接継手の特性把握
- 最適溶接施工法

成果

タングステン (W) に着目した成分検討

W量を抑制することにより、時効(材料の時間変化)後の靱性(粘り強さ)低下を抑制

FBR適用高Cr鋼仕様の提案

600°C-6,000h熱時効後の金属組織観察結果

組織観察結果に相違(左写真) ↓ 靱性低下はFe-W金属間化合物の析出挙動と相関 (左の写真で白く見える部分)

W無添加12Cr鋼 (0%W)
 W中添加到12Cr鋼 (0.4%W)
 火力用12Cr鋼 (1.8%W)

⑤ 酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼被覆管の開発

製造プロセスおよびマイクロ組織

原料粉末: フェライト鋼, イットリア, チタン

フェライト母相 + 酸化物粒子 (50nm)

メカニカルアロイング (10kgアトライターボールミル)

軟鋼製カプセル

メカニカルアロイング粉末

4回圧延 (外径8.5mm×肉厚0.5mm) → 蒸管 → 熱処理 → 冷間圧延 → 熱間押出 (1, 150°C)

内圧クリープ破断強度

▲ ODSフェライト鋼
● ODSマルテンサイト鋼
--- PNC316

強度目標: 700°C, 120MPa
試験温度: 700°C

世界最高の内圧クリープ強度達成
700°C, 1万時間で≧120MPa
長時間側ではODS鋼>SUS316
引張強さ, 1.2倍耐力, 伸び
ODS鋼>既存の高強度フェライト鋼

開発成果

製造技術見直し ↓ 照射特性評価 ↓ 量産技術開発

目標強度達成(炉外)

⑥ 2次系簡素化概念の研究 (PbBiとNaの反応挙動)

目的: 鉛ビスマス (PbBi) 中間熱媒体を採用した蒸気発生器はナトリウム (Na) 一水反応を回避できる。一方、ナトリウム伝熱管破損時に鉛ビスマスが一次系ナトリウムに移行し、炉心閉塞の発生が懸念されるもの、ナトリウムと鉛ビスマスの反応挙動についての報告は少ない。本研究ではナトリウム中での鉛ビスマスの移行挙動を明らかにすることを目的とした。

試験雰囲気

ヘリウム
ナトリウム温度 400°C
ナトリウム量 1.1kg
鉛ビスマス温度 400°C
鉛ビスマス量 40g (3.6wt.%)
鉛ビスマス液径 1~2mm

ナトリウムと鉛ビスマスの発熱反応に起因

① 試験開始 ② 試験終了

ナトリウム中への鉛ビスマス溶解量は、2元素の溶解度と良い相関
鉛: 0.6~1.0wt.%
ビスマス: 0.1wt.%未満

現在までの成果 (試験状況)

- ・ナトリウム中への鉛ビスマスの滴下により発熱反応が生じ、微細な生成物が生成。
- ・試験後のX線回折分析結果から、反応により生じる主な生成物はBiNa₃とPb₂Na₁₅と同一。

開発の方向性

- ・反応熱等を利用した鉛ビスマスリーク検出器の予備検討。
- ・ナトリウム流動場での反応生成物の移行挙動解明。

電子顕微鏡

Na Bi

観察した反応生成物からはナトリウムとビスマスを検出。

ナトリウム部分

サンプルングフィンガー内の反応生成物の観察分析結果

鉛ビスマス冷却高速炉

▶ 基本概念

鉛ビスマス冷却材の特徴である、水・空気との反応性がないこと、高沸点、優れた核特性を活用し、システム簡素化による経済性向上、安全性強化、及び炉心性能の向上を追求したタンク型鉛ビスマス冷却モジュール炉

▶ 特長

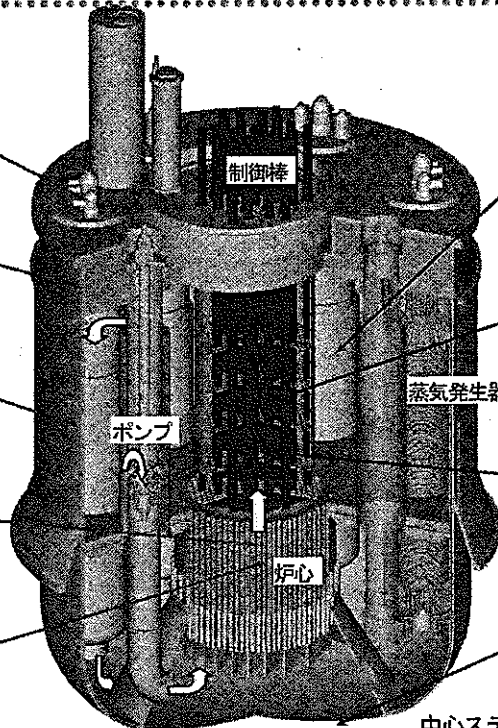
- ① 経済性向上…… 鉛ビスマスは水や空気と化学的反応性がないため、中間冷却系を削除し原子炉容器内に蒸気発生器を設置できる。これにより大幅なシステム簡素化を実現し建設コスト・運転コストを低減可能。
- ② 受動的安全性強化… 高熱伝導の窒化物燃料と高沸点の Pb-Bi 冷却材により炉心の固有安全性を強化する。さらに、自然循環前熱除去により受動的安全性も強化できる。
- ③ 優れた核特性…… 放射性核種の消滅処理等に柔軟に対応可能。

鉛ビスマス利点の活用

- 中間冷却系削除**
システム簡素化による物量削減
- タンク型システム**
格納容器のコンパクト化
漏洩対策設備の極小化
- 中型モジュール**
荷重条件緩和による耐震性向上
設備共用・量産効果
- 低圧力損失炉心**
鉛ビスマスの優れた核特性により実現
ナトリウム炉並みのポンプ動力
- 新材料の適用**
酸化物分散強化型鋼被覆管(高燃焼度実現)
12Cr系鋼構造材料(物量削減)

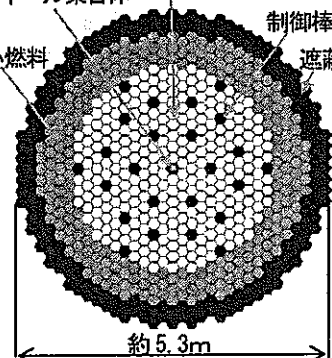
課題への対応

- 防食技術開発**
冷却材中酸素濃度制御
安定な酸化防護被膜の形成
腐食生成物除去
- 保守補修技術**
鉛ビスマスの特性(不透明、高温、構造材料腐食性)を考慮した検査部位、検査頻度の設定と検査技術の開発
- 安全技術開発**
受動的炉停止機構(SASS)
受動的炉心冷却(自然循環等)
炉心損傷時の臨界回避
蒸気発生器伝熱管破損事故
- 3次元免震**
荷重条件緩和による耐震性向上
冷却材重量が重い重金属炉では必須要件



原子炉概念図

中心スティール集合体 内側炉心燃料
外側炉心燃料 制御棒 遮蔽体



約 5.3m
炉心構成例

ドイツとの国際協力 (FZK材料腐食試験)

試験片配置 (500g/10mm²×15mm)

停留鉛ビスマス中腐食試験装置(COSTA)

基本仕様表

項目	
電気出力	71万 kWe
炉心出入口温度	445/285°C
蒸気温度/圧力	403.5°C/6.5MPa
炉心燃料	Pu, U 混合窒化物
燃焼度	約 15 万 MWh/t
増殖比	約 1.2
蒸気発生器形式	ヘリカルコイル型

開発課題	内容
① 防食技術の開発	・鉛ビスマスの炉心・構造材料に対する腐食特性の把握・腐食制御基礎技術の開発
② 3次元免震技術	・大容量かつ低固有振動の高性能3次元免震装置の開発
③ 保守補修技術	・供用中検査技術及び基準の開発
④ 燃料安全	・鉛ビスマス環境での窒化物燃料破損限界、挙動の把握
⑤ 再臨界回避技術	・燃料の溶融挙動の把握及び再臨界回避技術開発
⑥ ポロニウム制御技術	・ポロニウムエアロゾルの挙動把握等・ポロニウム除去技術開発

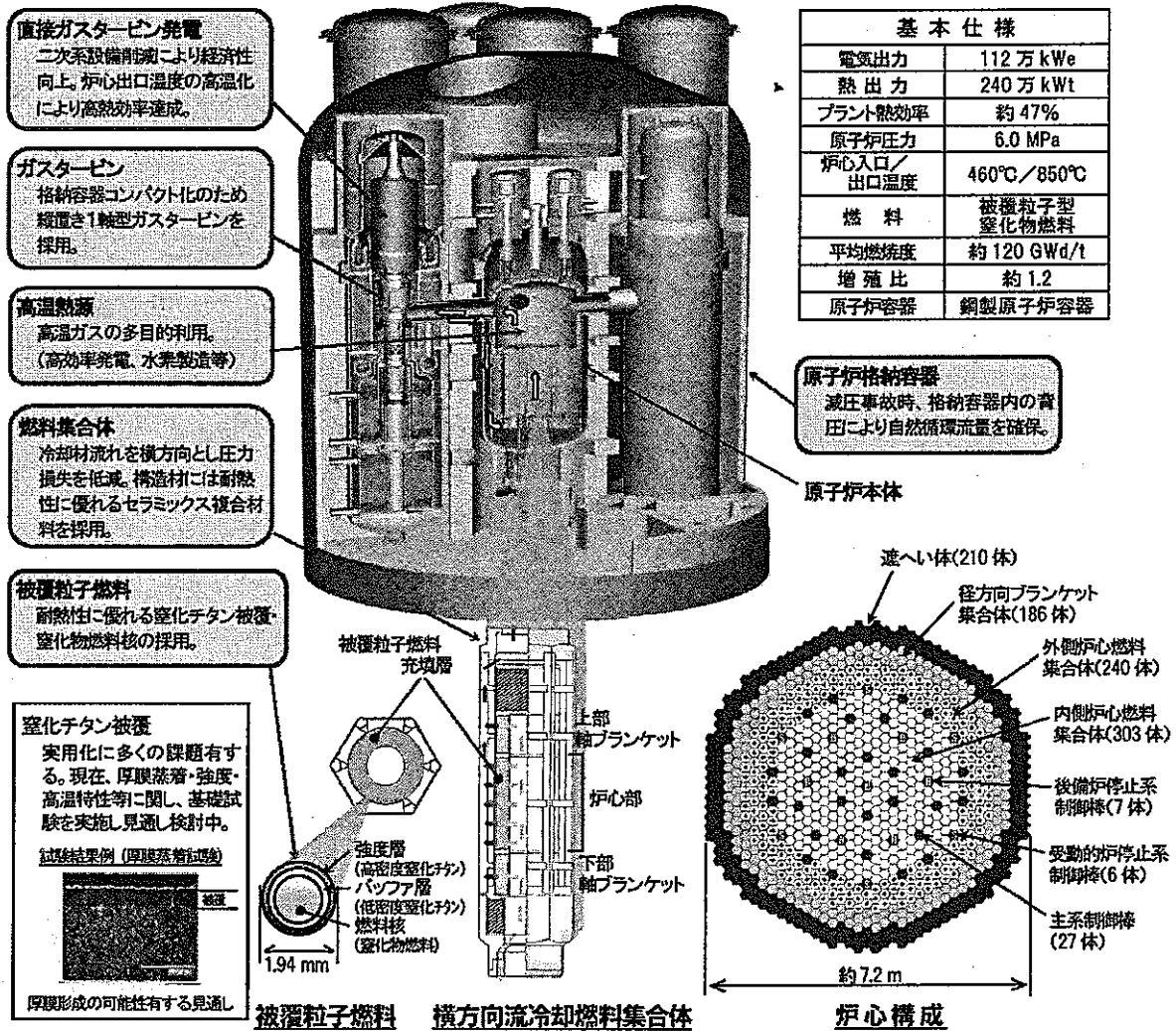
被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉

基本概念

ヘリウムガスの化学的安定性及び被覆粒子燃料の耐熱性を活かして、炉心出口温度を高温にし、直接ガスタービン発電を行うことにより、高いプラント熱効率とシステム簡素化による経済性を追求した概念

特長

- ① 高温・高熱効率…高温ガスの多目的利用(高効率発電、水素製造等)
- ② 優れた安全性…設計基準事象を超えるような苛酷な事故(減圧事故に加え、制御棒が挿入されない状況)においても、自然循環冷却により原子炉の静定が可能となる高い受動安全性を確保できるポテンシャルを有する
- ③ 経済性の向上…直接サイクル方式による二次系設備、タービン建屋削除、ツインプラント採用による設備の共有化



開発課題	内容
① 被覆粒子型窒化物燃料の製造	・大粒被覆粒子燃料核の製造性、量産可能な被覆加工等の技術開発
② 燃料集合体構造	・セラミックス複合材料構造物の製造性と照射健全性の確認 ・横方向流冷却燃料集合体の伝熱流動特性(圧力損失特性、減圧高温時の除熱性能)の確認
③ 縦置き1軸型ガスタービン	・ガスタービン各要素(タービン、圧縮機、磁気軸受、再生熱交換器等)の開発 ・保守、補修方法の確立

多目的利用の小型高速炉

▼ 基本概念

- 分散電源および水素製造などの多目的利用や社会的ニーズに対応した、受動安全性を確保し、長寿命炉心により長期運転サイクルを実現した小型高速炉概念

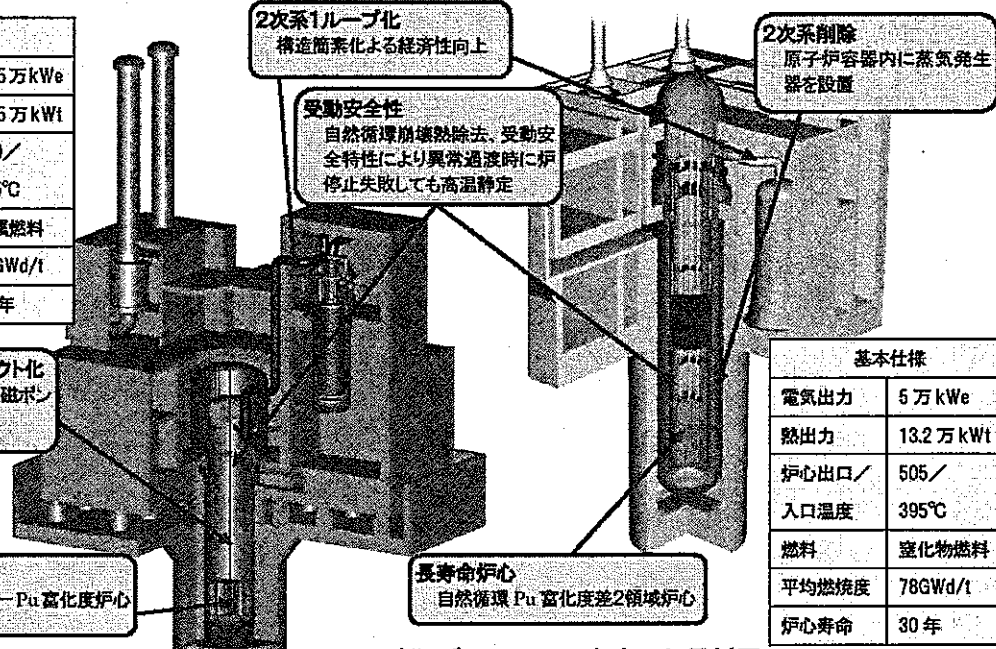
▼ 特長

- ①多目的利用……分散電源および高速炉を熱源とした水蒸気改質法、低温熱化学法による水素製造
- ②長寿命炉心……長期運転サイクル(20年以上)炉心により稼働率および核拡散抵抗性向上
- ③優れた安全性……自然循環による崩壊熱除去。受動安全特性により異常過渡時に炉停止失敗しても高温静定可能

基本仕様	
電気出力	16.5万kWe
熱出力	39.5万kWt
炉心出口/入口温度	550/395℃
燃料	金属燃料
平均燃焼度	77GWd/t
炉心寿命	20年

原子炉容器コンパクト化
中間熱交換器と電磁ポンプ合体

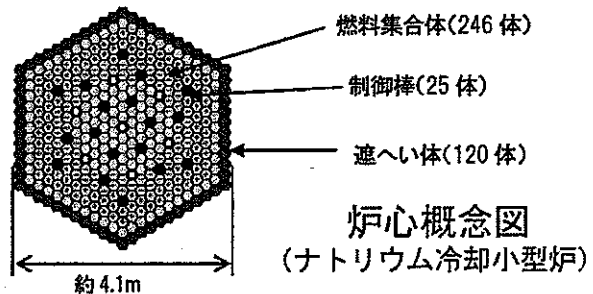
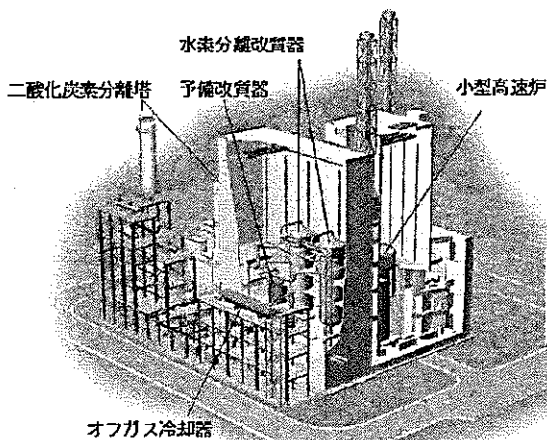
長寿命炉心
Zr密度3領域単一Pu富化度炉心



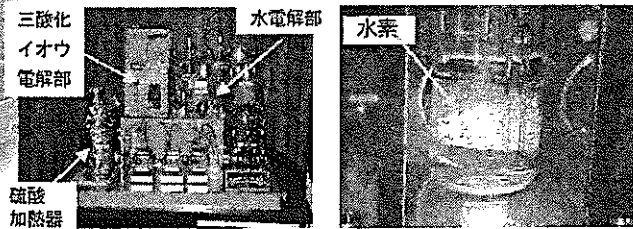
基本仕様	
電気出力	5万kWe
熱出力	13.2万kWt
炉心出口/入口温度	505/395℃
燃料	窒化物燃料
平均燃焼度	78GWd/t
炉心寿命	30年

鉛ビスマス冷却小型炉

ナトリウム冷却小型炉



炉心概念図
(ナトリウム冷却小型炉)



水素製造試験装置
低温熱化学法プロセス実証試験
(プロセス温度約500℃)

多目的利用小型炉

(メタンガスの低温水蒸気改質法の適用)

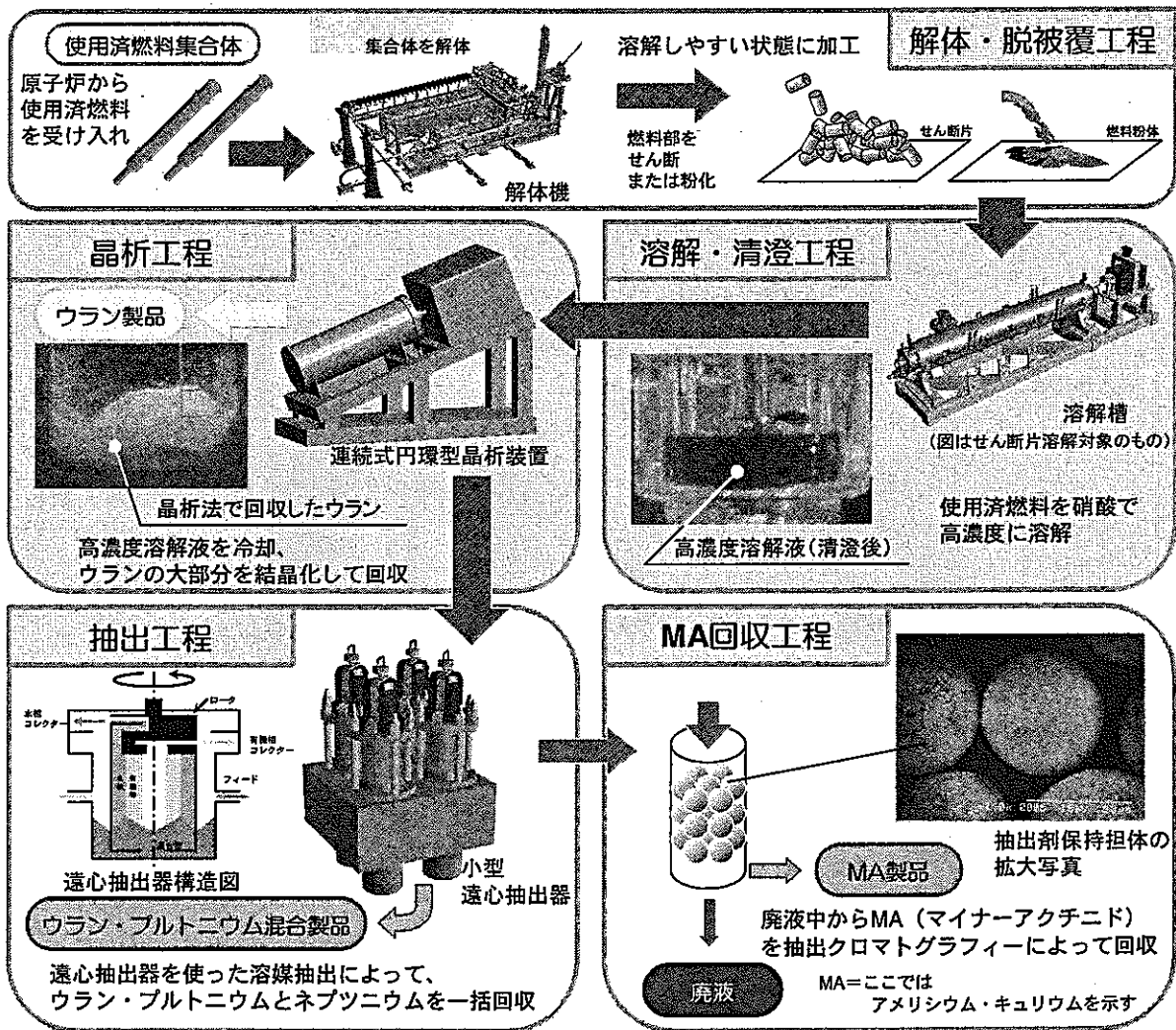
先進湿式再処理

○ 基本概念 ○

軽水炉燃料再処理システムとして実用化されている湿式再処理システムを基盤にして、新技術導入・処理の合理化によって、高速炉燃料再処理への適用を図るとともに高い付加価値をもたせたシステム

○ 特長 ○

- ① 経済性向上 機器・プラントの小型化、使用試薬の低減などによって低コスト化を実現
- ② 高い環境負荷低減性 廃液、廃棄物の低減によって環境にやさしいプロセス
- ③ 資源有効利用性の改善 新しい資源となりうる物質を回収し、より有効な資源利用
- ④ 核拡散抵抗性の強化 プルトニウムが単独になる工程を排除し、兵器転用が困難な状態での運用
- ⑤ 技術的実現性 既存技術の改良と単純な原理の組み合わせであり、もっとも実現性が高いプロセスのひとつ



開発課題	内容
化学プロセス研究によるシステムの最適化	高効率溶解方法の検討 晶析法開発 発生廃液の合理化 簡素化溶媒抽出、MA回収のフローシート条件最適化
機器設備・材料の開発、高度化	高濃度対応型連続溶解槽・晶析装置の開発 遠心抽出器開発 抽出剤保持担体の開発・検討
工学規模ホット試験による実証	実用化に向けたプロセス・機器システム全体の確認

超臨界直接抽出再処理 (代替補完技術)

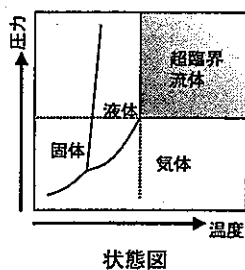
① 基本概念 ①

溶媒抽出の原理を元に、抽出剤の希釈に超臨界二酸化炭素を用いて使用済燃料から直接的に抽出を行う

① 特長 ①

- ① 経済性向上 再処理システムの一層の簡素化が可能のため、さらなる低コスト化
- ② 高い環境負荷低減性 超臨界二酸化炭素の使用により廃液、廃棄物が低減でき、より環境に配慮したプロセス構築が可能
- ③ 技術的実現性 核燃料再処理への実績はないためプロセス成立性評価の必要はあるが、一般産業界では実用化がなされており、原理的に十分可能

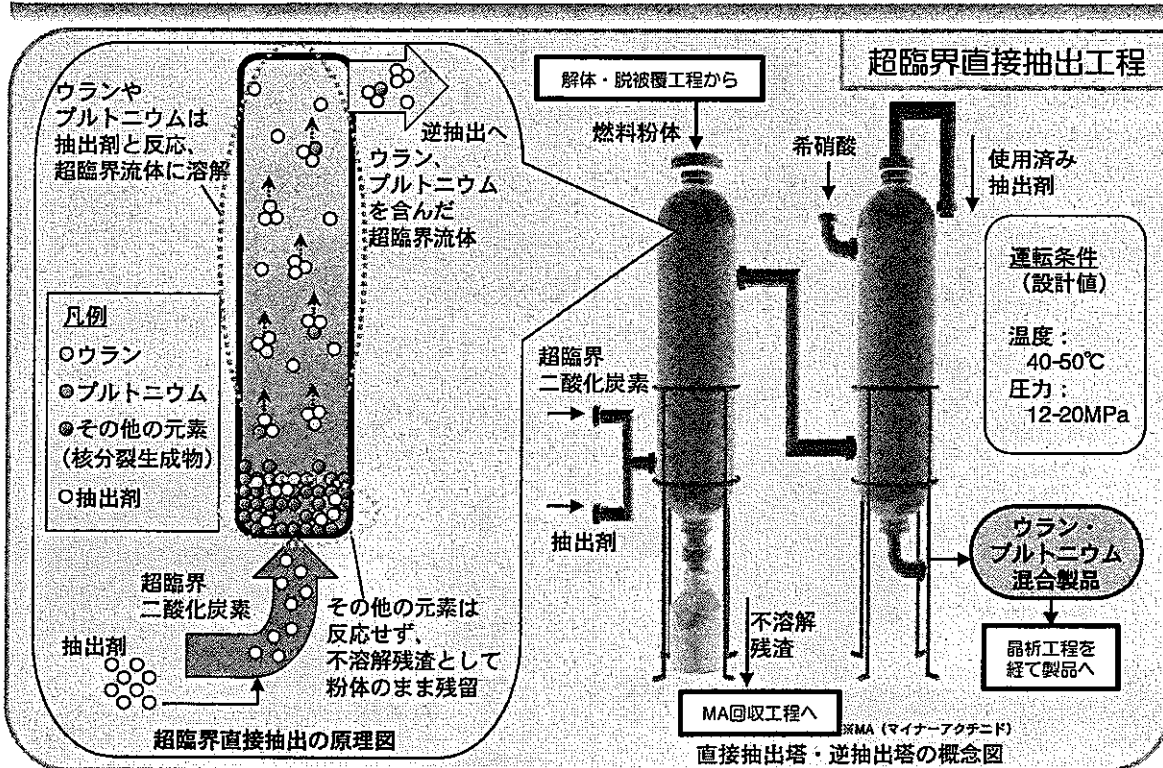
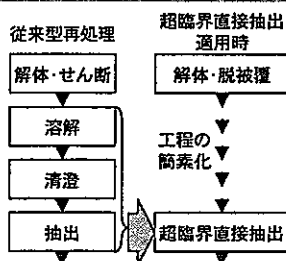
超臨界二酸化炭素とは



二酸化炭素をある温度 (31℃)、ある圧力 (7.5MPa) 以上にするると、液体や気体とは異なる性質の超臨界流体となる。

<<超臨界二酸化炭素を使うことによる利点>>

- ・浸透性が高い→固体に対しても高い効率で抽出ができる
 - ▶ 工程の簡素化が可能 (溶解・清澄・抽出の一括化)
- ・圧力を下げることで気体二酸化炭素として容易に分離
 - ▶ 廃溶媒の低減、廃液処理の縮小
- ・非可燃性
 - ▶ 従来の抽出工程における潜在的火災危険性の低減



開発課題	内容
化学プロセス研究によるシステムの最適化	直接抽出・逆抽出性能の確認 運転条件の確定
機器設備の開発	直接抽出塔の開発 燃料粉体ハンドリングの検討 付帯設備・周辺設備の検討
安全性確保	高圧対策
ホット試験による実証	実使用済燃料を用いた性能実証

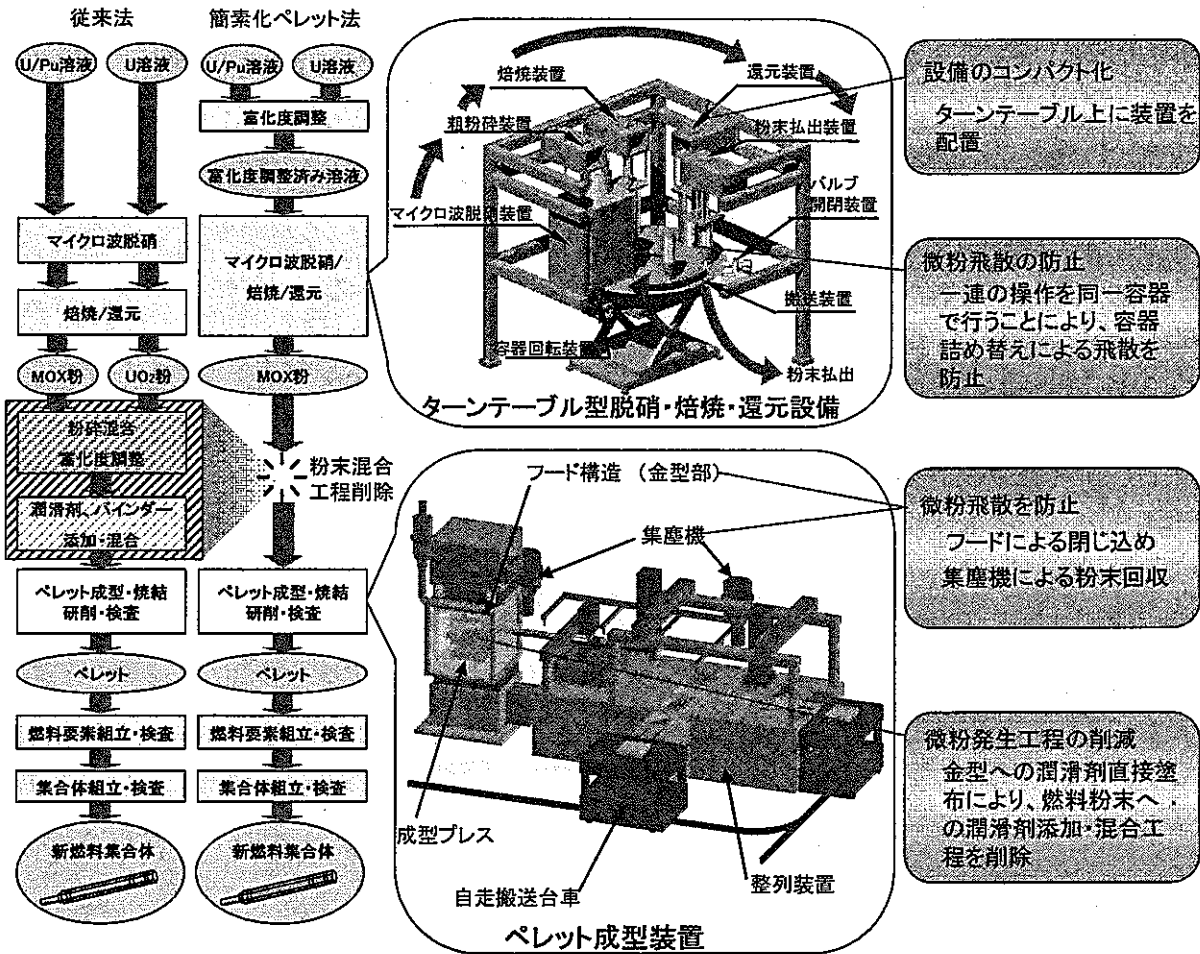
簡素化ペレット燃料製造

○基本概念○

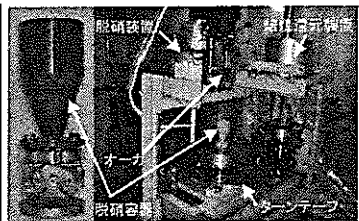
湿式再処理製品のPu富化度調整済み溶液を出発物質に、脱硝・転換により混合酸化物(MOX)粉末を生成し、ペレットに成型した後、被覆管に充填し燃料集合体に組上げる燃料製造システムである。

○特長○

- ①高い技術的実現性：高除染MOXペレットの製造実績、知見があり、他の燃料製造法に比べ、技術的成立性を見通すための課題は少ないと考えられる。
- ②経済性：硝酸溶液段階でのPu富化度調整により、複雑な粉末混合工程を削除
- ③高い遠隔製造性：粉末の取扱いを最小限とすることにより、廃棄物に付着して環境に移行する核燃料物質量が少ない。
- ④高い均一性：溶液での富化度調整により、Pu分布の均一性が高い。



工程名称	開発対象技術	主な技術開発課題
脱硝転換工程	粉末流動性改良技術	脱硝転換設備での粉末造粒による流動性改良技術の開発
ペレット加工工程	粉末充填技術	成型プレスダイスへの粉末高密度・高均質充填技術の開発
	焼結・熱処理技術	焼結・熱処理プロセス条件の最適化
全般	製造歩留り評価	マイナーアクチニド含有低除染燃料の製造歩留り評価
	保障措置技術	セル内機器の核物質質量測定技術の開発
	遠隔保守・補修技術、ホールドアップ対応技術	モックアップによる保守性およびホールドアップ対策効果の確認



ターンテーブル式脱硝/焙焼/還元小規模試験装置及びセラミック製脱硝容器

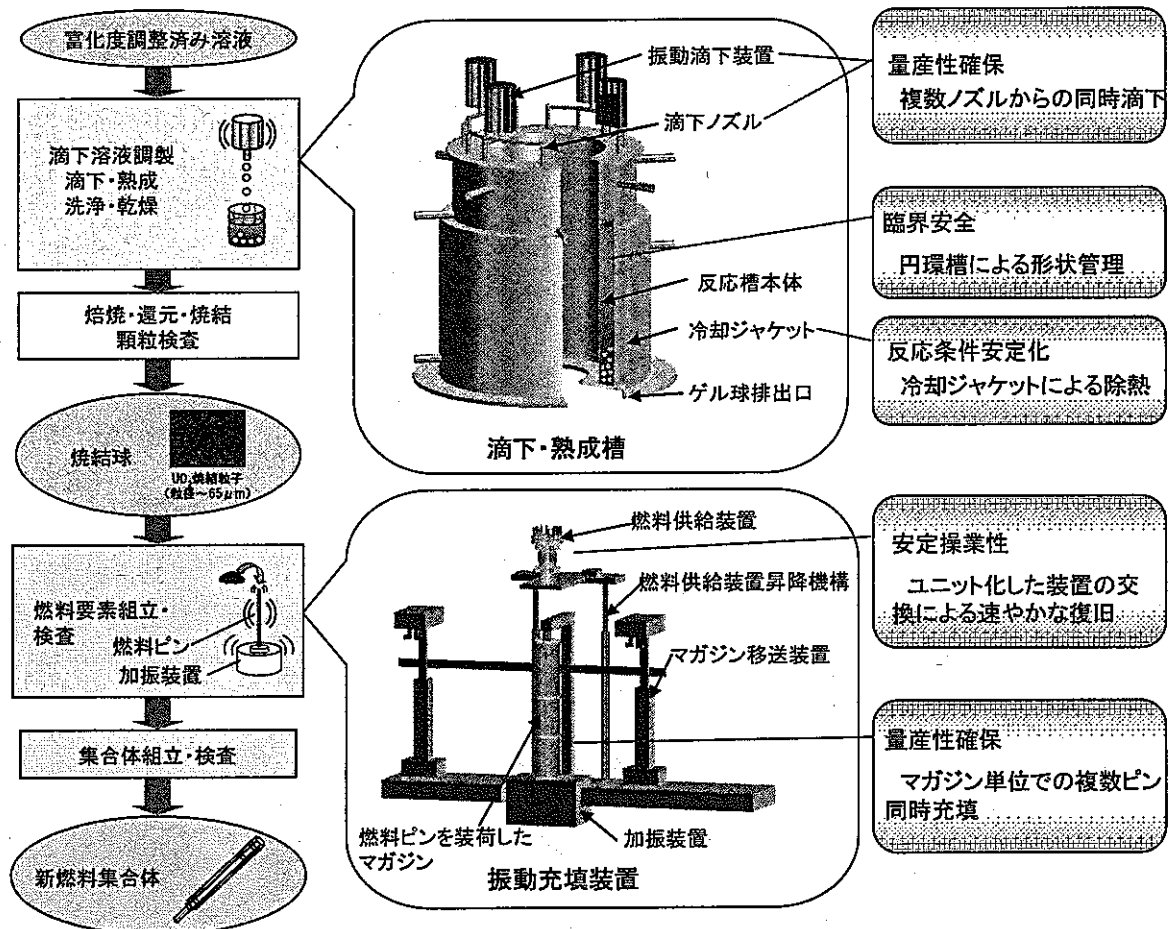
球状粒子振動充填燃料製造

○基本概念○

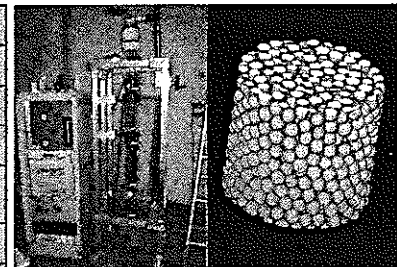
湿式再処理製品である富化度調整済み溶液に増粘剤を添加し、これをアンモニア水に滴下して球状ゲルを得、これを焙焼・還元・焼結して混合酸化物の球状粒子を調製し、これを被覆管に振動充填して燃料を製造するシステム概念で、燃料微粉発生を低減した。

○特長○

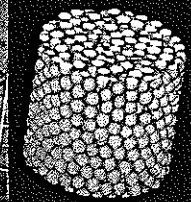
- ①核拡散抵抗性: 溶液・顆粒で核燃料物質を取り扱うため燃料微粉が発生・飛散しにくく、セル内への滞留が極めて少ない。
- ②高い環境負荷低減性: 燃料微粉が発生しにくく、廃棄物に付着して環境に移行する核燃料物質量が少ない。
- ③高い遠隔製造性: 核燃料物質を溶液および球状粒子の形態で取り扱うため流動性が高く、遠隔自動での取扱いに優れる。
- ④高い均一性: 溶液での富化度調整により、Pu分布の均一性が高い。



工程名称	開発対象技術	主な技術開発課題
滴下・熟成工程	ゲル化技術	多成分系での球状粒子化条件の確立
洗浄工程	ゲル球洗浄技術	洗浄廃水量の削減
燃料要素検査工程	密度分布測定技術	高線量の燃料に対する密度分布測定技術の開発
全般	製造歩留り評価	マイナーアクチニド含有低除染燃料の製造歩留まり評価
	保障措置技術	セル内機器の核物質質量確定技術の開発
	遠隔保守・補修技術、 ホールドアップ対応技術	モックアップによる保守性およびホールドアップ対策効果の確認



振動滴下試験装置



X線CTIによる充填状況の可視化

酸化物電解再処理・振動充填燃料製造

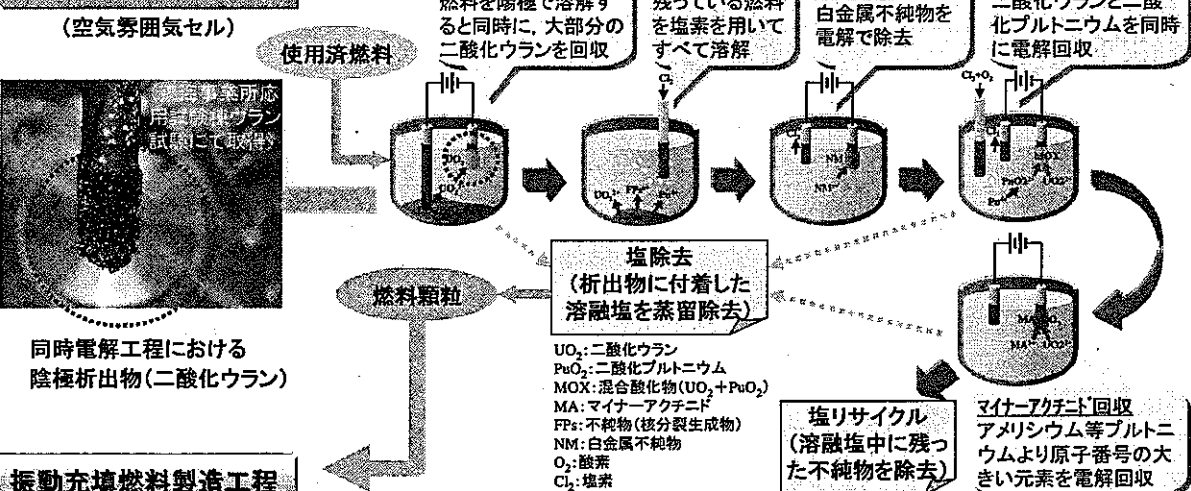
○ 基本概念 ○

電解分離法を中心とする乾式再処理工程と、振動充填装置を主体とした燃料製造工程とを一体化することにより、使用済燃料の再処理から、回収したウランやプルトニウムを酸化物燃料に加工するまでを一貫して行う、小型で優れた経済性を有し、かつ廃棄物発生量の低減化を図ったシステム概念

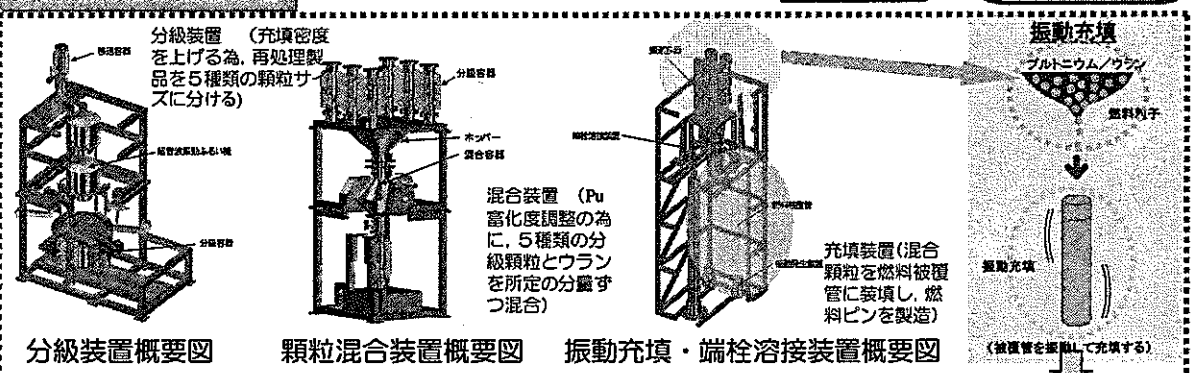
○ 特長 ○

- (1) 優れた経済性 : 比較的小規模な再処理と燃料加工を行う場合は、従来技術よりも有利
- (2) 高い安全性 : 万一、電解質（溶融塩）の漏洩が生じても、水溶液ではないので臨界になりにくく、また温度低下とともに、溶融塩が固化するため、放射性物質が飛散する恐れが低い
- (3) 核拡散抵抗性 : プルトニウムは低除染（不純物を多く含んだ状態）で回収するため核拡散抵抗性あり
- (4) 確実な実現性 : 高速増殖炉で用いる酸化物燃料の再処理に対応すべく、国内外で開発を進めてきたプロセスを改良、発展させたシステムであり、電解分離、溶融塩リサイクル、塩除去、燃料製造の4つの主要工程から構成。実現の可能性に向けた実験室規模試験を実施。

酸化物電解再処理工程



振動充填燃料製造工程



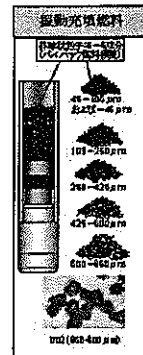
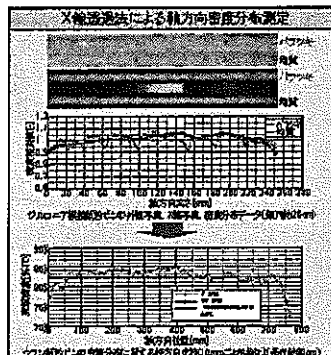
分級装置概要図

顆粒混合装置概要図

振動充填・端栓溶接装置概要図

○ 開発課題 ○

工程名称	開発対象技術	主な技術開発課題
前処理	機械式脱被覆	燃料を粉体化する技術の開発
再処理	同時電解	Pu存在下での電解挙動の確認 溶解速度の確認
	混合酸化物燃料回収	不純物存在下での電解挙動の確認 電解の運転制御性能の確認 析出物の性状の確認
	MA回収	MAの回収可能性の確認
燃料製造	振動充填	最適な振動充填の把握 検査技術の開発(燃料ピン中のPuの分布や密度を調べる技術の開発)



金属電解再処理・射出成型燃料製造

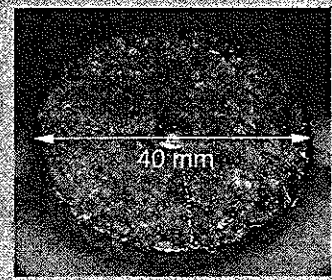
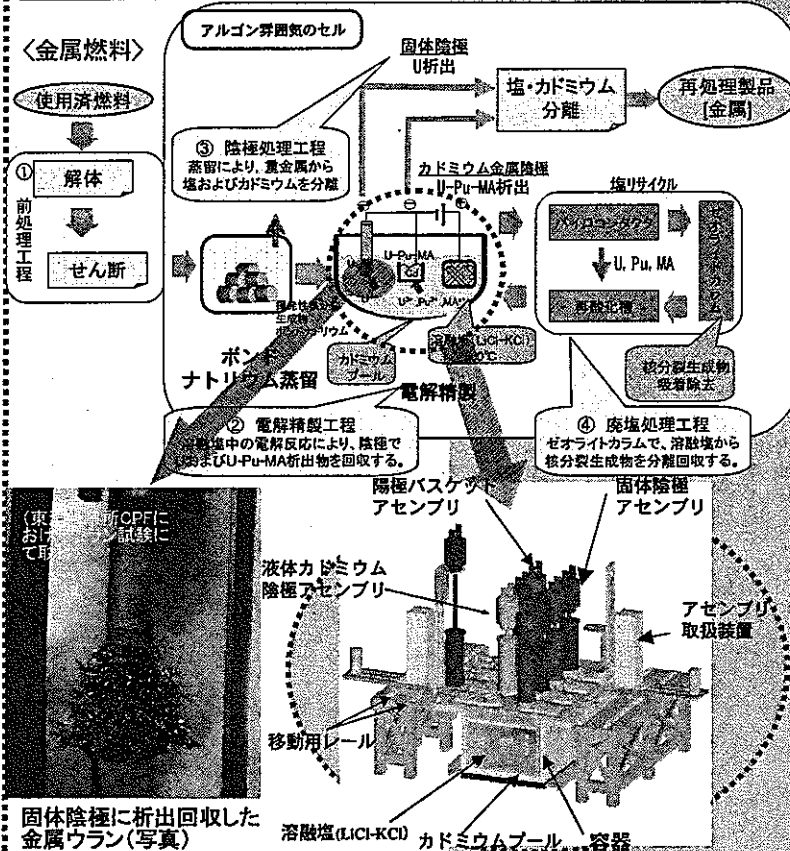
○ 基本概念 ○

ウラン・プルトニウム等を金属として回収する乾式再処理工程と、回収した金属を射出成型装置で金属燃料に加工する燃料製造工程と組み合わせることにより、小型で優れた経済性を有し、かつ廃棄物発生量の低減化を図った将来の再処理・燃料製造方式として期待されるシステム概念

○ 特長 ○

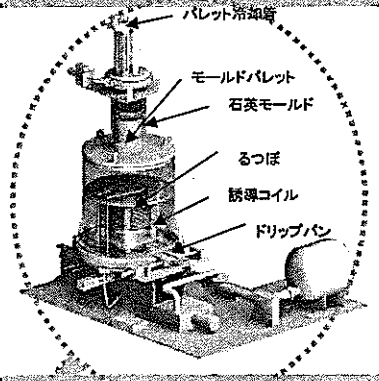
- (1) 優れた経済性: 金属燃料は、単位発電量あたりの燃料処理重量が少ないため、核燃料サイクル全体からみて経済的に有利
- (2) 高い安全性: 万一、電解質(熔融塩)の漏洩が生じて、水溶液ではないので臨界になりにくく、また温度低下とともに、熔融塩が固化するため、放射性物質が飛散する恐れが低い
- (3) 核拡散抵抗性: プルトニウムと高レベル放射性物質と混合した状態で回収を行うため、核拡散抵抗性あり
- (4) 確実な実現性: ①前処理工程、②電解精製工程、③陰極処理工程、④廃塩処理工程、⑤燃料製造工程の5つの実績のある工程から構成

金属電解再処理工程



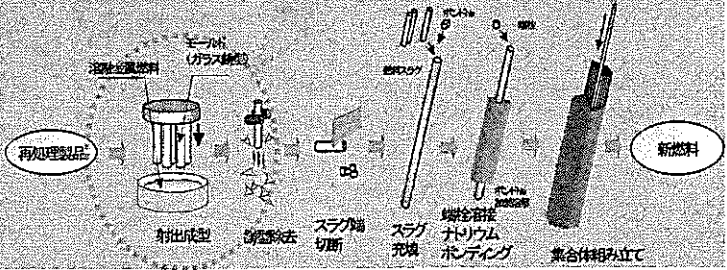
再処理製品(写真)

⑤ 射出成型燃料製造工程



射出成型装置概要図

(Pu-U-Zr合金の鑄造を行う装置)



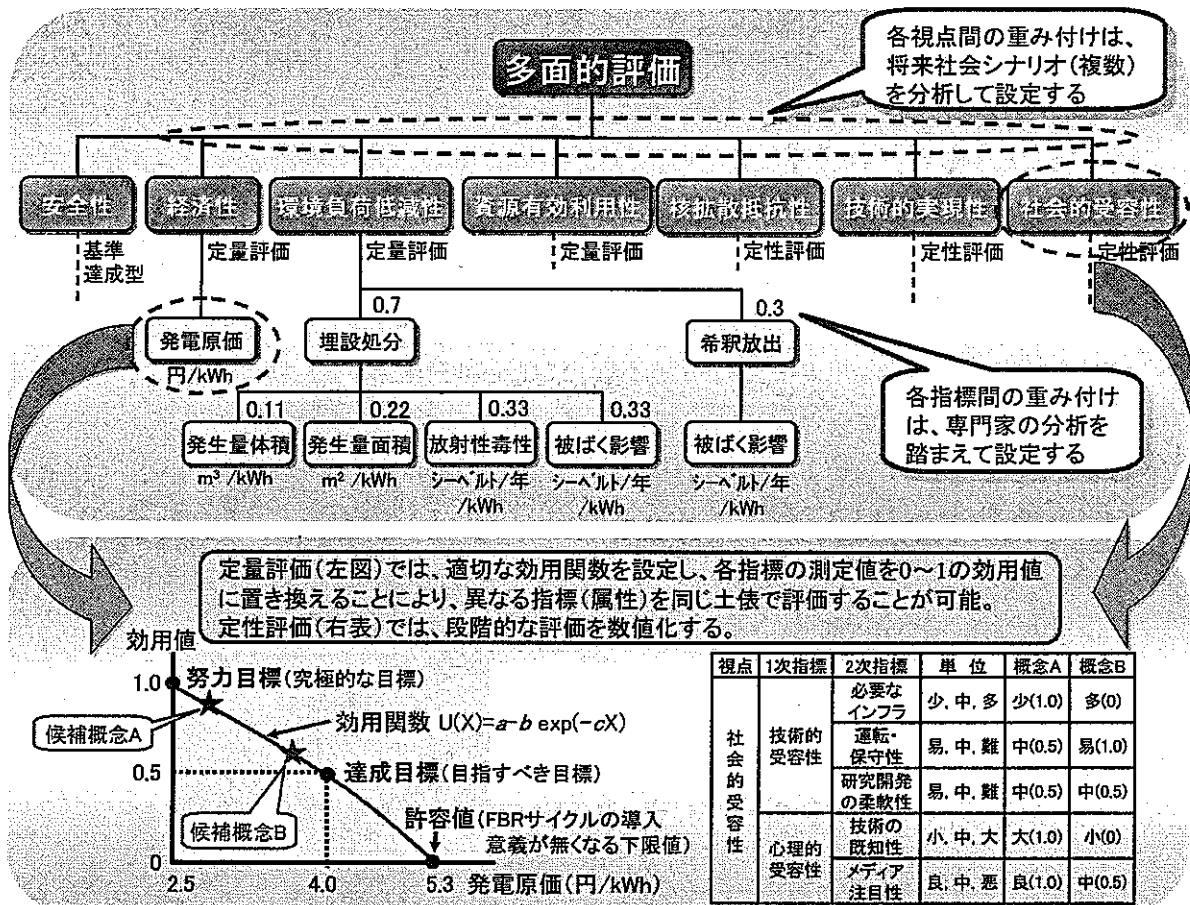
○ 開発課題 ○

溶融塩電解槽概要図

工程名称	主な技術開発課題
前処理 (解体・せん断)	機械式解体技術又はレーザ式解体技術の確立 ナトリウムボンド除去性能の検証とナトリウムボンド除去装置の実用化
電解精製	電解精製の開発 ウラン・超ウラン元素の電解精製、物質収率評価
廃塩処理	超ウラン元素還元抽出の最適性能の実証 ゼオライトの塩時吸着性能の実証
廃棄物 固化処理	廃棄物金属の溶融処理の実証 ハルの溶融固化、圧縮固化技術の実証
燃料製造	吸着ゼオライト、ナトリウム(融化物)の固化技術の実証確認 処分済廃棄物(浸出率)の実証 均質な組成を有する金属燃料製造の実証

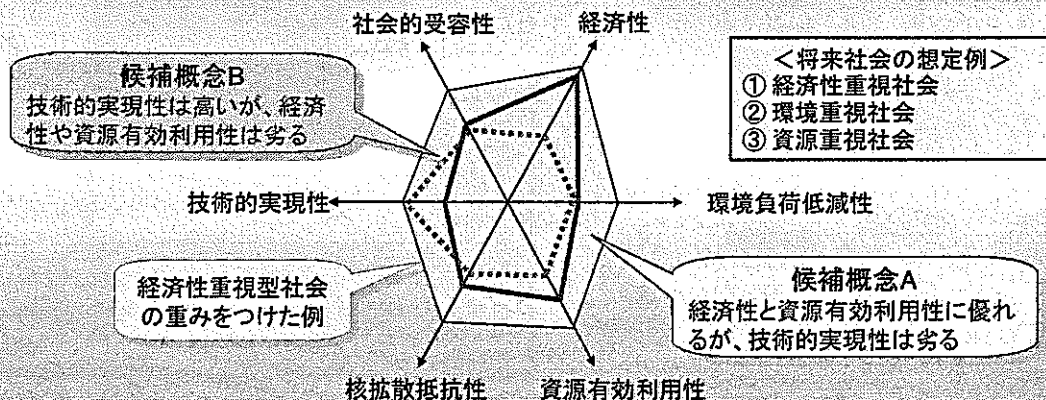
高速増殖炉サイクルの特性評価

代表的な「FBRサイクル候補概念」を対象に、安全性、経済性、社会的受容性等の7つの視点から多面的な評価を行い、実用化候補概念の特徴を明確にする。
 手法としては、効用関数を用いた定量評価や専門家の判断による定性評価などを用いる。



社会的ニーズに対応したFBRサイクル概念の明確化

将来社会のニーズに対応して、基準達成型の安全性を除く6つの視点の重み付けを行い、レーダーチャートを作成することにより、各候補概念の特長が明確になる。
 多角形の大きい候補概念Aの方が、より有望な概念と言える。



国際協力

二国間や多国間の協定などを通じて、FBRサイクルの実用化を効率的に進めるため、積極的な国際協力を進めています。

ナトリウムと蒸気の固体障壁銅接合型蒸気発生器に関する研究を実施中 (NNC社)

イギリス

鉛ビスマスによる材料の腐食特性に関する研究を実施中

カールスルーエ研究所

ドイツ

ODS鋼の照射試験をBOR-60で実施中

原子炉科学研究所

ロシア

解体協力 (BN-600 高速増殖炉)

世界で初めて国際協力による解体核プルトニウムを燃焼処分を完了(約20kg)

アメリカ

フランス

アジア諸国

国立原子力センター

原子炉を使用して燃料溶融時の炉心安全性試験を実施中

カザフスタン

フェニックス炉マイナーアクチニド燃料及び長寿命核分裂生成物の共同照射研究を実施中

(アルゴンヌ国立研究所)

低損傷速度条件で照射されたEBR-II 炉心構成材の変形挙動に関する共同研究を実施中

アジア諸国との協力

(研修生等の受け入れ)

(以下 受入れ人数:上位4カ国)

中国 インドネシア タイ 韓国

157 65 42 34

現在までに382名(9カ国)の技術者を教育

第4世代原子力開発

複数の原子力エネルギーシステムを10カ国で協力して開発

A Techn for Gen Nuclear

ナトリウム冷却炉開発の中心

「技術開発計画」(ロードマップ)を定め、国際協力の枠組みを議論中

大学との研究・教育協力

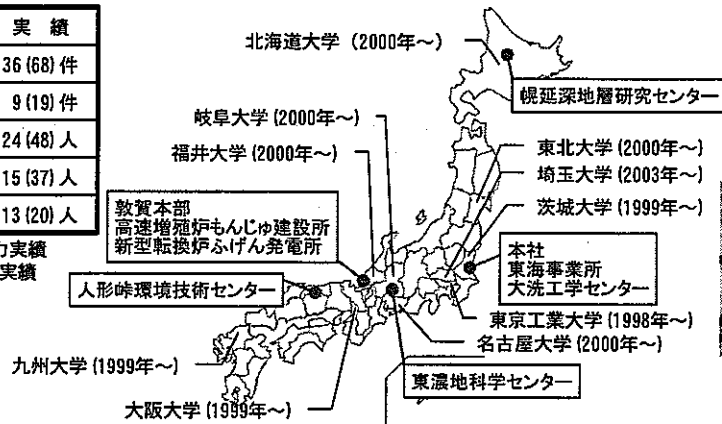
サイクル機構は開かれた研究開発機関を目指して、大学等の研究機関との研究協力制度を設けて研究協力の推進を行っています。また、サイクル機構の研究者や施設などの研究資源を活用して、次世代を担う大学生等の人材育成に協力しています。

研究協力に関する覚書に基づく研究協力・人材育成

サイクル機構は、研究協力に関する覚書を大学(2004年2月現在10機関)と締結し、研究協力及び人材育成をしています。

協力項目	実績
共同研究	36(68)件
委託研究	9(19)件
客員研究員等の受入	24(48)人
講師等の派遣	15(37)人
実習生の受入	13(20)人

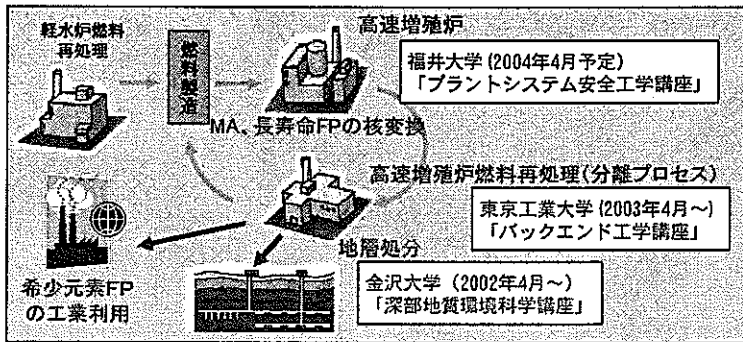
2002年度、10機関との協力実績
()内は大学全体との協力実績



高速実験炉「常陽」の模擬運転実習(実習生の受入)

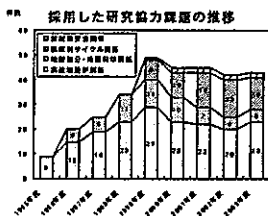
連携大学院講座による大学の教育研究への貢献

連携講座を開設して客員教授等に任命された研究者がサイクル機構の研究施設で大学院生の研究指導しています。



先行基礎工学研究

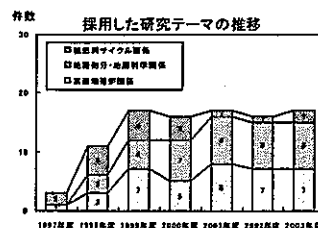
研究開発プロジェクトに先行した基礎工学研究について、サイクル機構が研究協力テーマを提示し、大学等の研究者から研究目的を達成するうえで必要な手法、アイデア等を研究協力課題として提案していただき、共同研究等を実施しています。



従来分離が困難であったAmとCmをイオン交換樹脂を用いて高純度で分離回収を実現(東工大との共同研究/特許出願中)

博士研究員制度

博士号の学位を有する若手研究者を2~3年間の任期で採用し、若手研究者はサイクル機構の先導的、基礎・基盤的な研究業務に関連した研究テーマを自主的に遂行し、研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図っています。



国際若手原子力会議2002で鉛ビスマス小型高速炉の安全性に関する論文を発表し最優秀発表賞を受賞

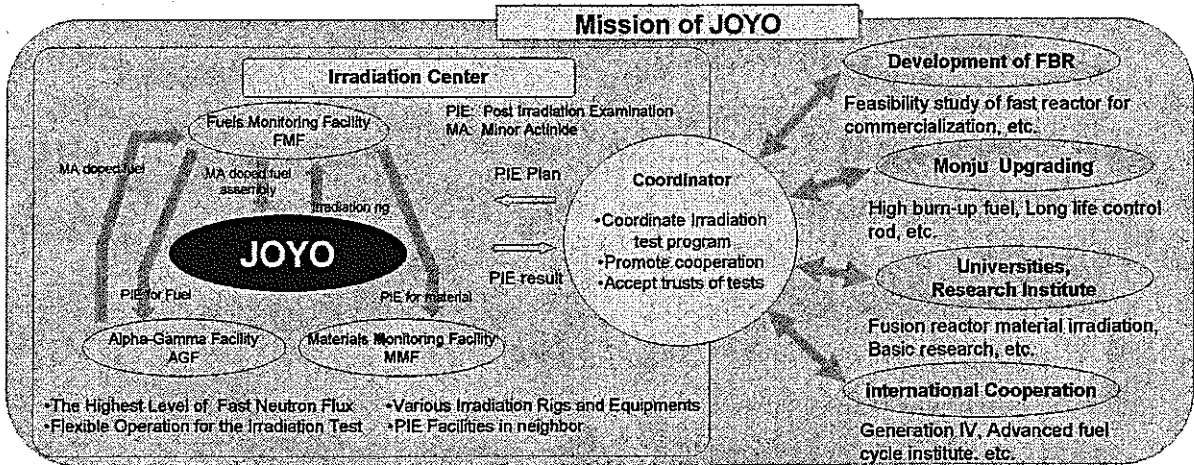
ポスターセッション ポスタータイトル一覧 (英文)

1. Experimental Fast Reactor JOYO
2. Advanced Irradiation Techniques in JOYO
3. Innovation of irradiation tests and post-irradiation examination technique
4. Prototype FBR "Monju"
5. R&Ds using Monju
6. FR Cycle System development harmonizing with Society & Earth
7. Preparation for the future
8. The Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System
9. Sodium-Cooled Fast Reactor
10. ① Flow Optimization in a Compact Reactor Vessel (R/V)
11. ② Tube Fretting wear of Integrated IHX/Primary Pump Component /
③ Flow in High Velocity and Large Diameter Piping
12. ④ Development of high-Cr steel FBR grade / ⑤ Development of Oxide
Dispersion Strengthened (ODS) Ferritic Steel Cladding /
⑥ Study on Simplification of Secondary Sodium Cooling System
13. Lead-Bismuth-Cooled Fast Reactor
14. Helium-Gas-Cooled FR using Coated Particle Fuel
15. Multi-Purpose Small Fast Reactors
16. Advanced Aqueous Reprocessing System
17. Supercritical Fluid Direct Extraction
18. Simplified Pelletizing Fabrication for Minor Actinide MOX Fuel
19. Sphere-pac Fuel Fabrication for Minor Actinide MOX
20. Electrowinning Reprocessing and Vibro-Packing Fuel Fabrication
21. Integrated Metallic Fuel Recycle System
22. Multi-criteria evaluation for Fast Reactor cycle concepts
23. International Cooperation
24. COOPERATION CONCERNING RESEARCH AND EDUCATION WITH UNIVERSITIES IN JAPAN



Experimental Fast Reactor JOYO

Irradiation-performance-upgraded JOYO MK-III will continue to contribute to the commercialization of Fast Breeder Reactor (FBR) cycle, the upgrading of Monju, and the international cooperation



JOYO is the 1st fast reactor constructed in Japan to develop FBR system. The origin of the name "JOYO" is traced to the name of the area where JOYO stands in the Edo era.

History of JOYO

- 1964: Design
- 1968: Construction start
- 1970: Construction start
- 1972: Construction start
- 1974: Construction start
- 1977: 1st criticality of Breeder core (MK-I)
- 1981: 1st criticality of Irradiation core (MK-II)
- 1982: 1st criticality of Irradiation core (MK-II)
- 1997: Core and plant Modification
- 2003: 1st criticality of Upgraded Irradiation core (MK-III)
- 2004: All inspection completed

Outline of JOYO

- Oarai Engineering Center
- Main Cooling building
- Main control room
- Top view of the reactor vessel
- Air blower

Core modification for the high neutron flux

Old Irradiation core MK-II core (100MWt)

New upgraded Irradiation core MK-III core (140MWt)

- Control rod
- Stainless steel reflector
- Irradiation rig
- Core fuel
- Inner core fuel
- Shielding assembly
- Broad utilization of on-line rigs
- Introduce Capsule-type rig
- Outer core fuel

Transition of the core

Breeder core (MK-I)

- Demonstration of the fuel breeding
- Evaluation of the basic characteristics of FBR

Irradiation core (MK-II)

- Irradiation tests to develop FBR fuel and materials.

Upgraded Irradiation core (MK-III)

- Upgrading of irradiation performance

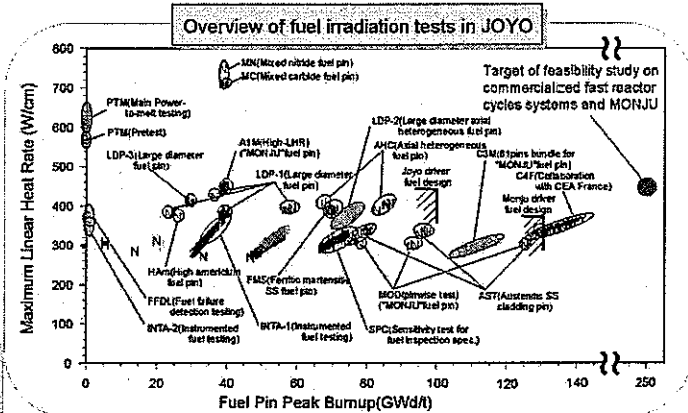
Fast Neutron Flux Distribution (In radial direction)

- Fast neutron flux X 1.3
- Space for Irradiation rigs X 2
- Plant availability factor X 1.5 (reduction of refueling period)
- Irradiation Performance X 4



Advanced Irradiation Techniques in JOYO

It is important for the commercialization of FBRs to develop advanced fuels and materials such as extended fuel burn-up and higher liner heat rate. Therefore the irradiation techniques have been upgraded to carry out various tests efficiently with accurate key parameter.



Material testing rig with temperature control (MARICO)

- MARICO was developed to carry out in-pile creep irradiation test with constant temperature.
- The temperature inside capsule is controlled to a precision $\pm 4^\circ\text{C}$ by using the gas gap method and electric heater capsule.

	JFY	2006	2006	2010	2015
	JoYo Operation	MK-III	MK-III		
1. Development of Future FBR Fuels and Materials					
(1) Irradiation Test for High Burn-up Fuel (Development of ODS Cladding etc.)					
(2) Development for Advanced Fuel (Vipac, Metal, Nitride Fuel etc.)					
(3) Irradiation Test for Long Life Control Rod (Sodium Bond Type)					
2. Irradiation Test on Minor Actinide (MA) and Long-Lived Fission Product (LLFP)					
3. Test for FBR Safety					
(1) Self Actuated Shut Down System (SASS)					
(2) Fuel Transient Test					
(3) Demonstration Test for FFDL, ISI&R etc.					
(4) Demonstration Test for Anticipated Transients Without Scram (ATWS)					
4. Demonstration Test for Metal Fuel Cycle					
5. External Utilization					

Advanced irradiation technique to carried out various tests efficiently

Advanced irradiation tests techniques in JOYO MK-III core

- High quality of irradiation tests
 - Irradiation temperature control
 - Material testing rig with temperature control (MARICO)
 - Development of electric heater capsule
 - Upgrading of thermal expansion difference off-line monitor, begin home production
 - Characterization of neutron field
- Development of irradiation test rigs
 - For various irradiation needs
 - Development of capsule type fuel irradiation rig
 - For long time irradiation
 - For long-lived Rig, upgrading to reassemble techniques
 - For short time irradiation arrangement
 - Development of shuttle rig

Characterization of neutron field

The neutronic calculation and reactor dosimetry (the multiple foil activation method and helium accumulation fluence monitor) have been developed. The ratios of the calculated neutron fluences to the measured values were about 1.05 in good agreement.

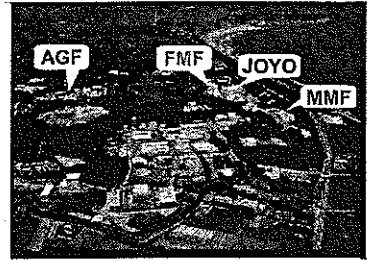
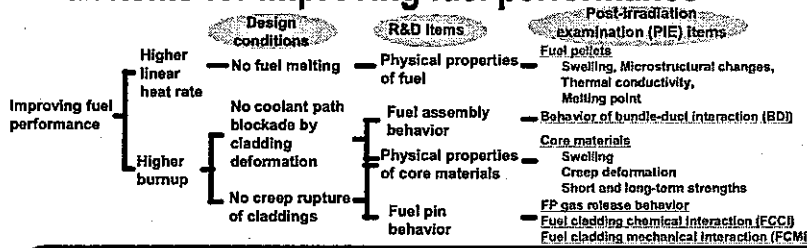
Multiple foil activation method

Development of capsule type fuel irradiation rig

Objective
To enable irradiation tests of advanced fuels such as Vipac fuel, MA fuel, metal fuel, which are difficult to conduct because of uncertainty of their irradiation behavior.

Procedure
The compartment should be equipped with a capsule which has sufficient strength to withstand the stress which arises at fuel cladding failure, and capability to catch fuel particle which is released from cladding breach.

Innovation of irradiation tests and post-irradiation examination (PIE) items for improving fuel performance



Panorama of Oarai engineering center

FMF The Examination Technology for Fuel Assembly and Pins

The X-Ray CT Equipment for PIE (First in the World)

Establishment of the irradiation Equipment

- Establishment of the reassemble technology
 - ⇒ Make it possible to repetition use of Assembly
- Material testing rig with temperature control
 - ⇒ Make it possible to control the temperature on irradiation!

Establishment of the X-Ray CT technology

- ⇒ Observation of a section image of the fuel assembly by non-destruction!
- ⇒ Reflect to structure and bundle-duct interaction evaluation!

CT image of Jooyo core fuel assembly

The situation of setting the Specimen in Basket

Outline of rig for material testing rig with temperature control

AGF Development of Fuel Production and Inspection

Am Containing MOX Pellet Production by Remote Handling

Fuel Melting Test in Reactor

Melting Temperature of Irradiated Fuel

Examine melting point for increasing power density

Examine physical property for developing high burn-up fuel

Transmutation behavior of ²³⁷Np

Evaluation of transmutation behavior of minor actinides

Change of melting temperature of MOX fuel with burn-up

MMF Innovation of Experimental Technique on Materials

Sample Preparation for Transmission Electron Microscopy using Focused Ion Beam Method

Microstructural Observation and Analysis using Field Emission Transmission Electron Microscope

Applying high-resolution transmission electron microscope with field emission type electron beam source for post-irradiation examinations on materials used in fast reactor

Changes in material characteristics under neutron irradiation would be evaluated in atomic scale.

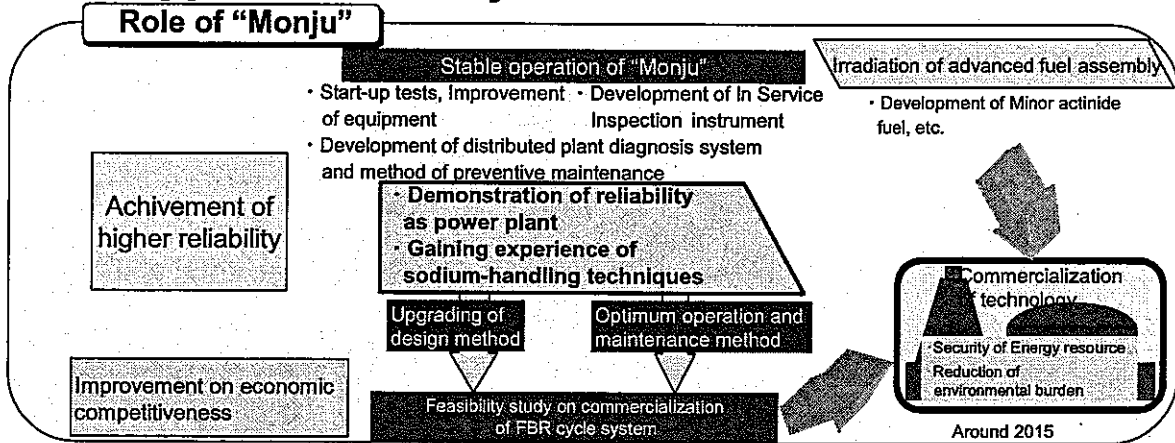
Microstructure of the central region of wrapping wire

Microstructure of the near surface area of wrapping wire

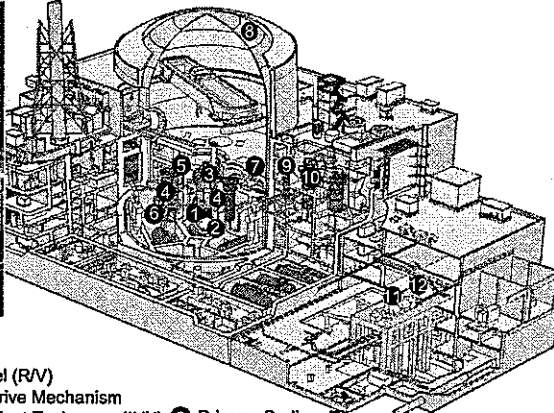
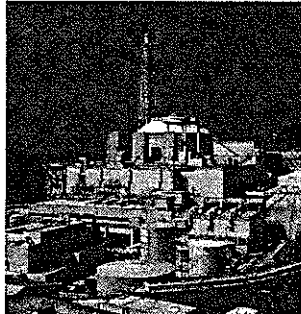
(a) Field emission transmission electron microscope [Spec.]
Acceleration voltage: 200kV
Resolution (Lattice): 0.1nm

(b) High resolution image of an oxide particle (Y₂Ti₂O₇) in oxide dispersion strengthened ferritic steel

Prototype FBR "Monju"



Prototype FBR "Monju"



Basic specification

Cooling system
 ... Sodium coolant, Loop type

Thermal output ... 714MW
Electrical output ... 280MW
Fuel ... Plutonium-Uranium mixed oxide
Breeding ratio ... 1.2 approx.
R/V temperature (inlet/outlet) ... 397/529°C
Secondary temperature (IHx inlet/outlet) ... 505/325°C
Number of loops ... 3
Steam temperature ... 483°C

- 1 Reactor core
- 2 Reactor Vessel (RV)
- 3 Control Rod Drive Mechanism
- 4 Intermediate Heat Exchanger (IHx)
- 5 Primary Sodium Pump
- 6 Primary Sodium Pipe
- 7 Secondary Sodium Pipe
- 8 Reactor Containment Vessel
- 9 Secondary Sodium Pump
- 10 Evaporator
- 11 Steam Turbine
- 12 Generator

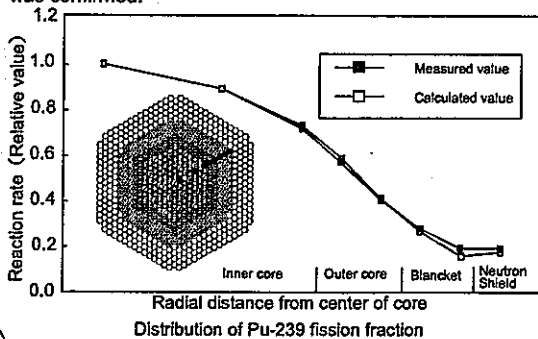
History of "Monju"													Restart of Operation								
1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003		
Start of Construction			Fuel Charging			Initial Criticality			Initial Generator Synchronization			Sodium Leakage			Improvement Works			Pre-Operational tests		Full-Power Operation Established Technology As Power Plant	
Design		Construction				Pre-Operational Tests				Shutdown											

Example of Results of Start-up Tests

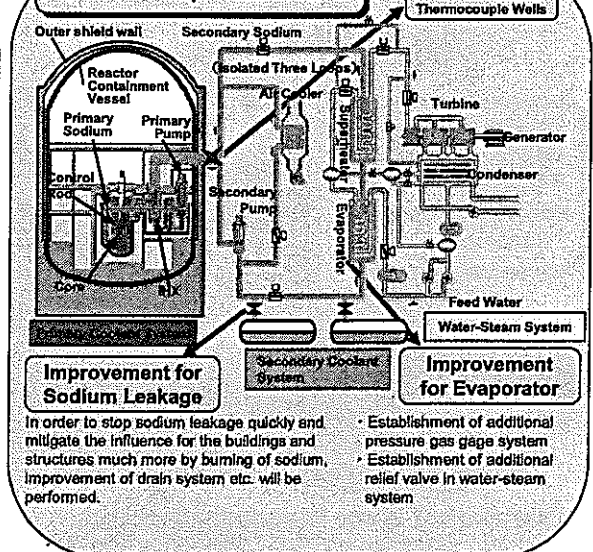
Characteristic of FBR : Breeding Performance

The reaction rates were measured by the foils of Pu-239, U-235 and U-238 placed in core.

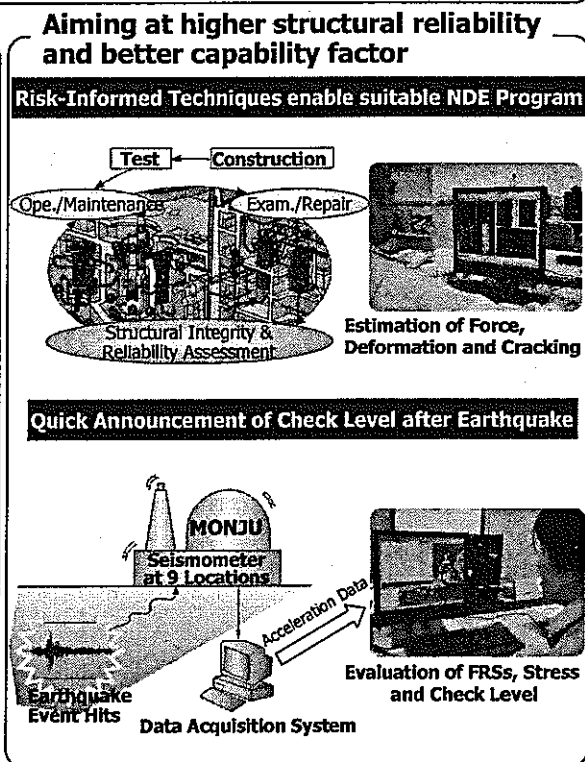
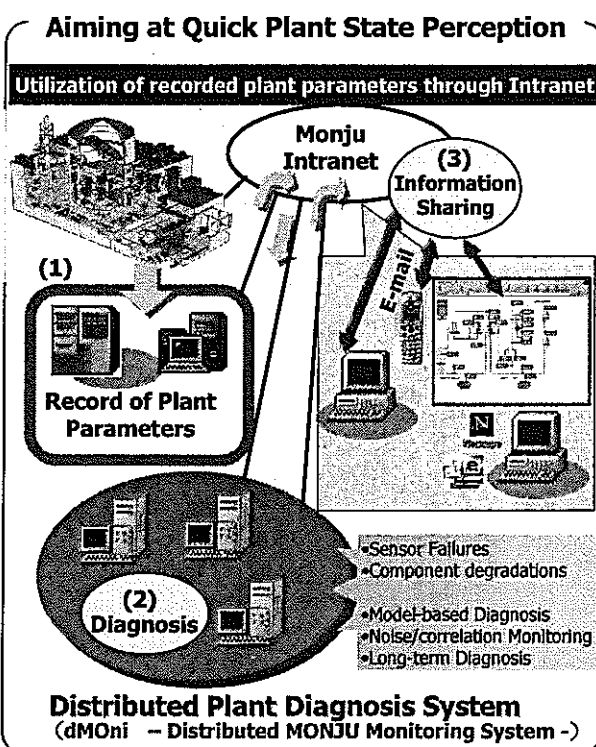
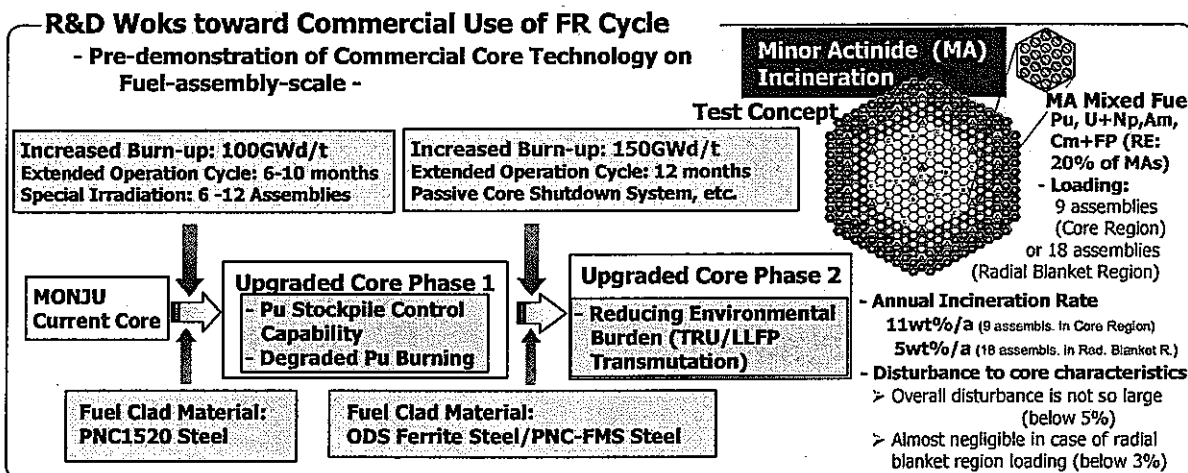
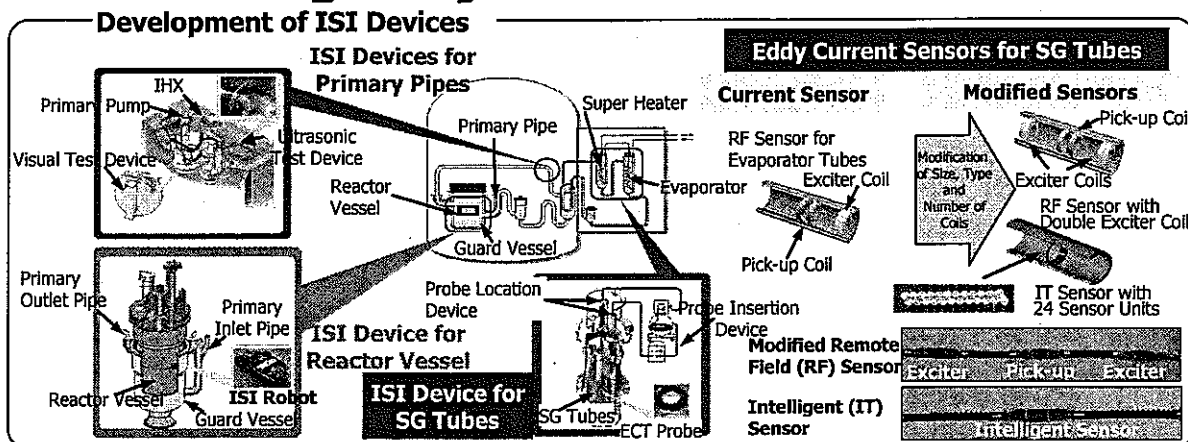
The measured value was compared with calculated value, and the power distribution and breeding ratio was confirmed.



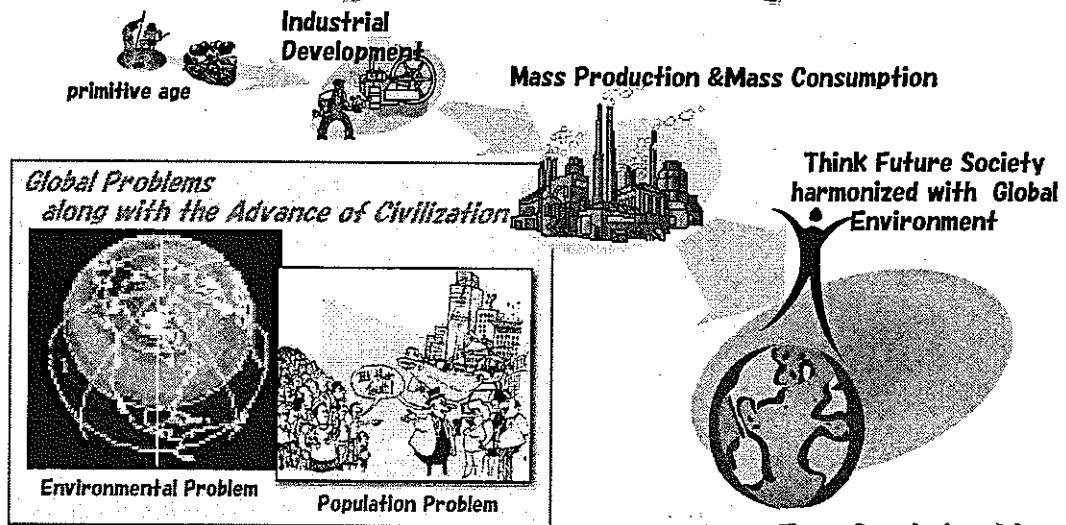
"Monju" Plant Summary (Plan of Improvement)



- R&Ds using Monju -



FR Cycle System Development harmonizing with Society & Earth



Japanese Original FR Cycle

Aiming at . . .

Safety Use !

Reliable Prevention of Accident

Global Use !

Global Cost Competitiveness

Friendly Use !

Clean Energy

Multipurpose Use !

Applicable to Other Technologies

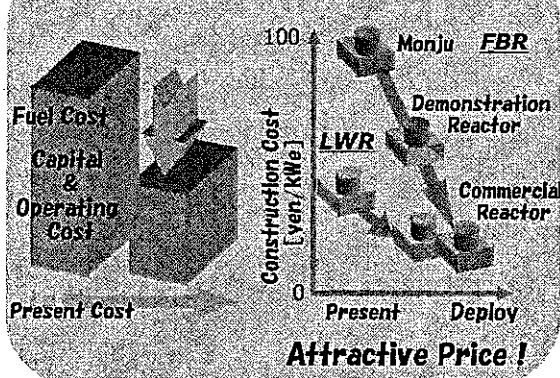
Peaceful Use !

Impossible to Get Weapon

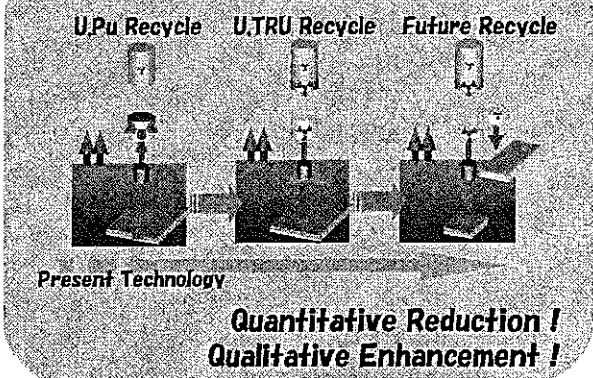
Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems !

Preparation for the future

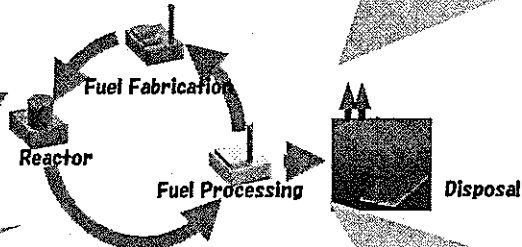
For Commercialization...



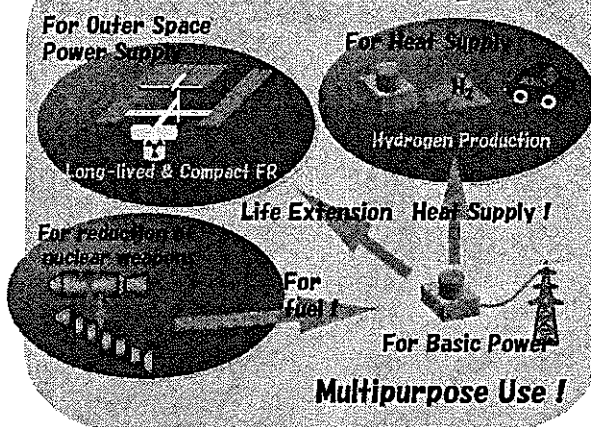
For Environment...



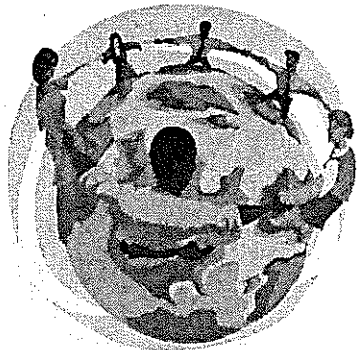
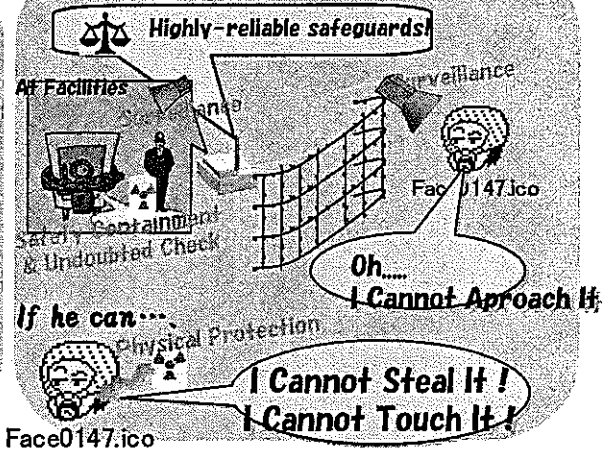
Establishment of Fast Reactor and Advanced Recycling Technology



For Other Technologies...



For Peaceful World...



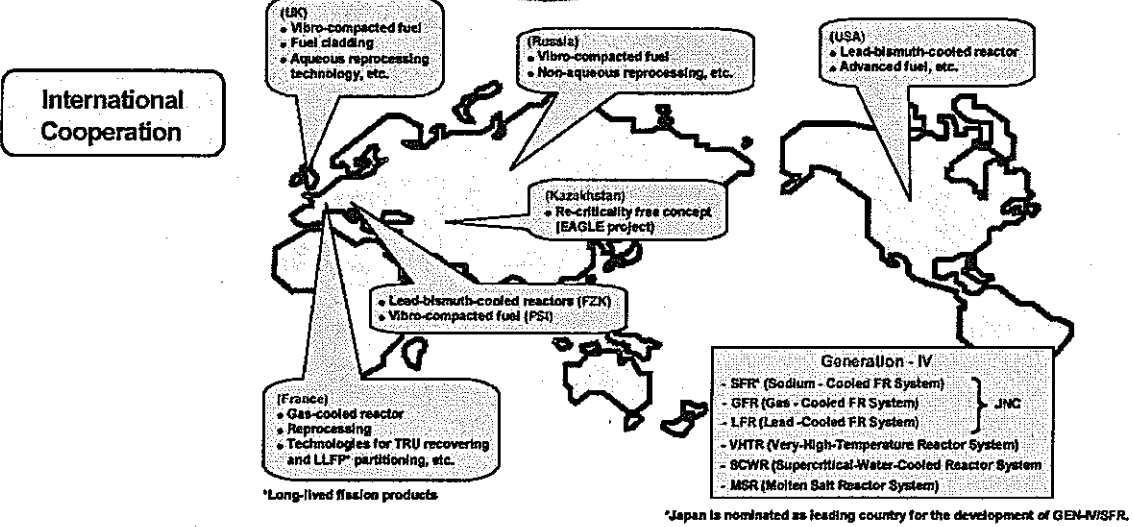
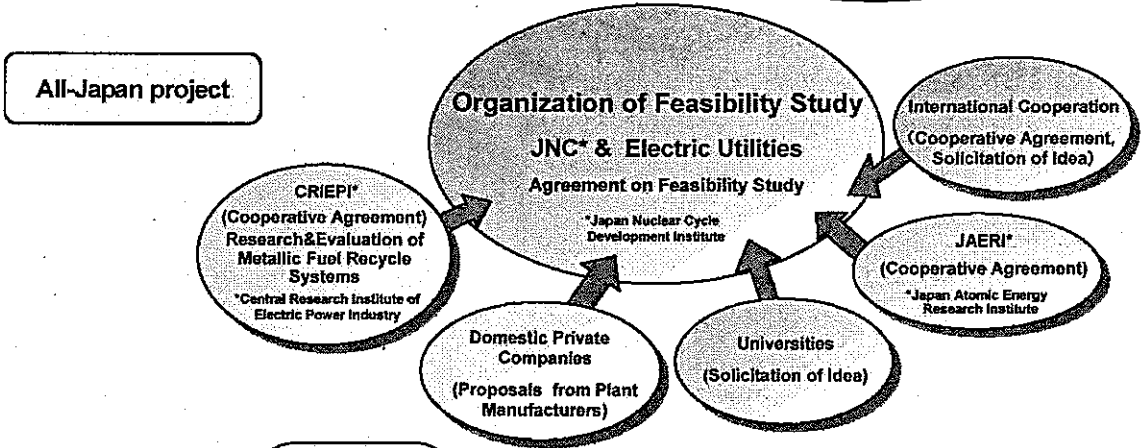
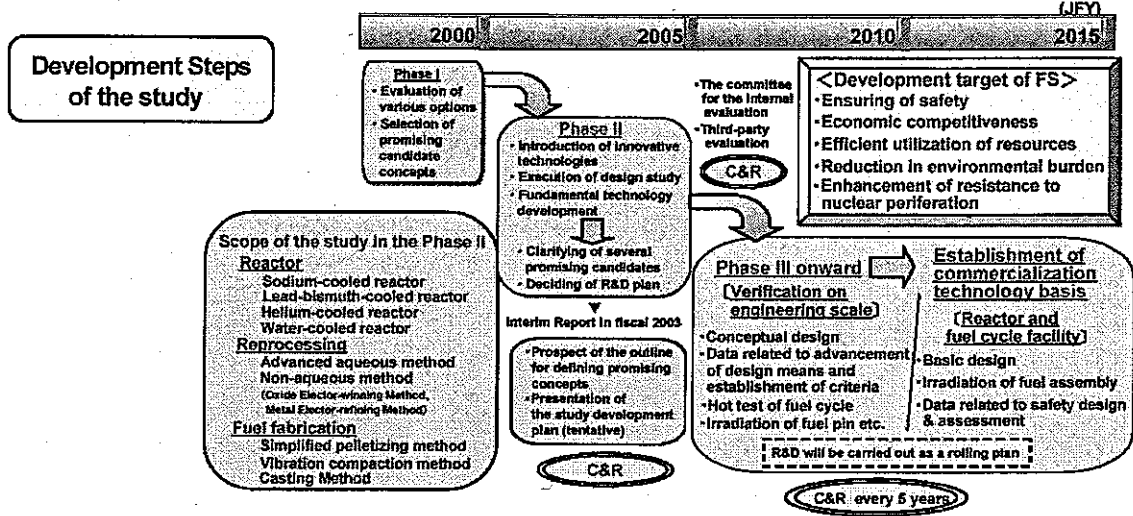
Present Creation for Next Generation

Feasibility Study

Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems!

The Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System

The feasibility study (FS) on commercialized FR cycle system aims at achieving economic efficiency comparable with that of the light water reactor cycle and other key electric power sources on the premise that ensuring safety is fundamental. Also, it defines development strategies that will include sufficient flexibility to deal with resources and environmental problem. This study must also prepare for a technological system to establish FR cycle systems as a major supply source of energy in the recycling society of the 21st century.



Sodium-Cooled Fast Reactor

➤ Concept

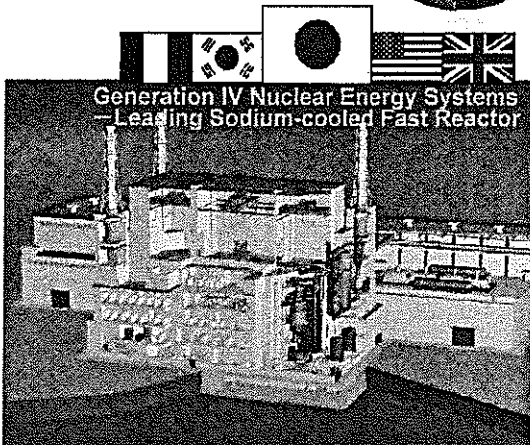
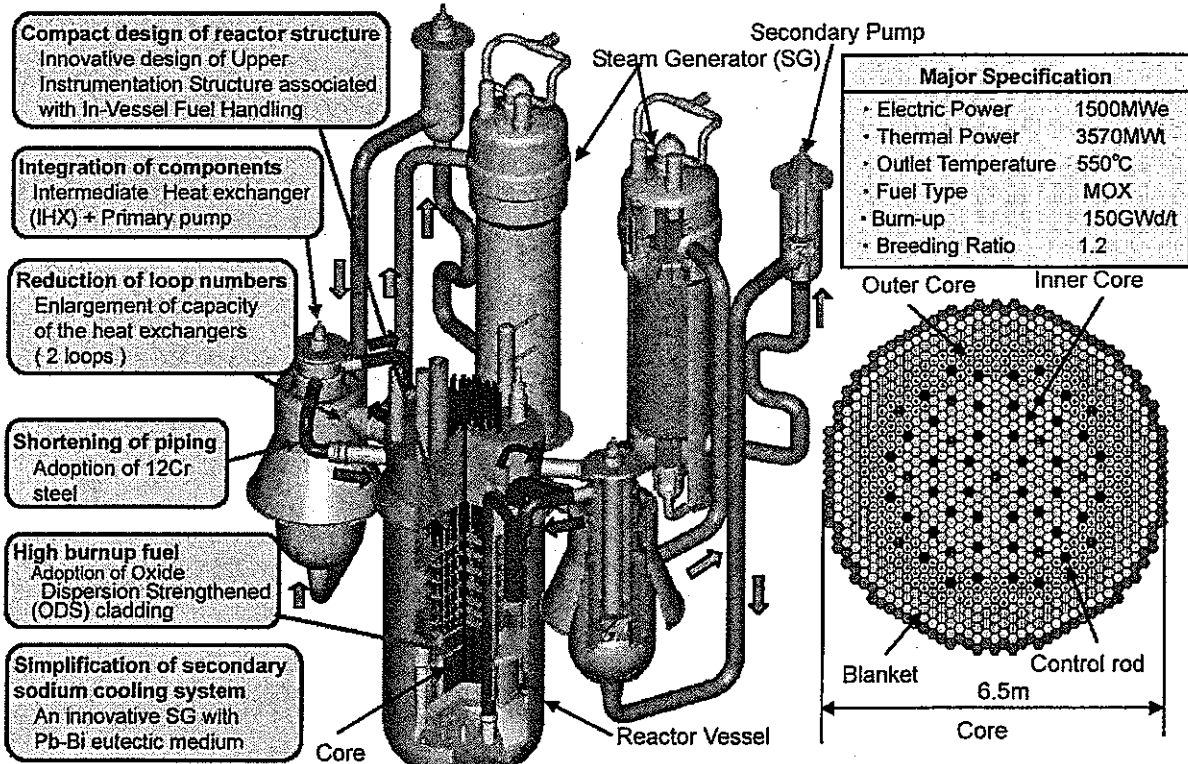
JNC Sodium-Cooled Fast Reactor (JSFR) is an advanced loop type one that employs innovative technologies to reduce a capital cost through Japanese fast reactor experiences. Those are 'compact design of reactor structure', 'integration of components' and so on.

➤ Advantages

Economic performance: System simplification by the innovative technologies leads to reduce the plant commodity. JSFR meets the economic goals of Gen-IV as well as of its own design study.

Earlier deployment: The higher technology base oriented from the construction of JOYO and MONJU leads to the earlier development and deployment of SFR in Japan.

Enhanced safety: Decay heat removal by natural circulation will meet the enhanced safety criterion with the low pressure system technology at elevated temperatures in SFRs.

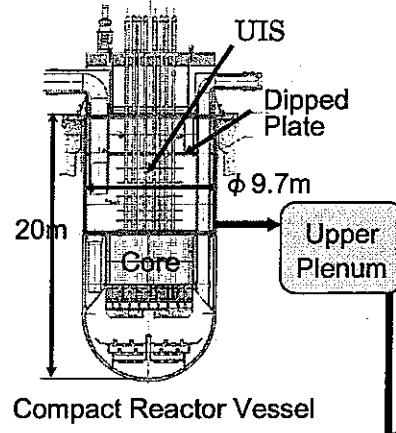


Next subjects	Contents
1. Thermo-hydraulics in reactor upper plenum	Flow optimization in upper plenum and prevention of gas entrainment
2. Tube fretting wear of integrated components	Confirmation of tube integrity against fretting wear caused by pump rotation
3. Flow in high velocity and large diameter piping	Confirmation of piping integrity against flow-induced vibration characteristics
4. High chromium steel	12Cr steel with higher strength and less thermal expansion
5. Oxide Dispersion Strengthened cladding	Development of high strength fuel cladding material to achieve high burnup
6. Simplification of secondary cooling system	An innovative SG eliminating sodium-water reaction with Pb-Bi eutectic medium.

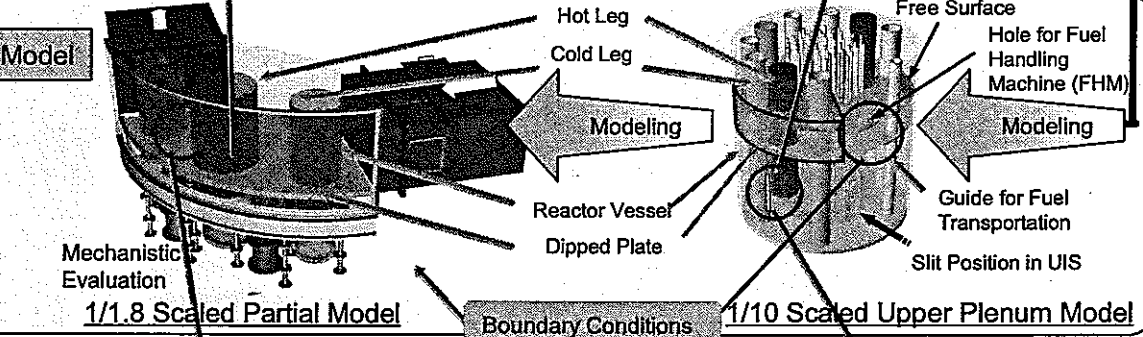
① Flow Optimization in a Compact Reactor Vessel(R/V)

Background and Objectives

Compact Reactor Vessel	Reduction of Material Volume and Plant Size
Upper Inner Structure (UIS) with Slit	● Increase of Flow Velocity
2 Loops	○ Simplified Fuel Exchange System
	● Increasing Flow Velocity through Slit
	○ Reduction of Components and Size
	● Increase of Flow Velocity in Hot Leg
Objectives	Optimization of Flow Field in R/V based on Water Experiments and Analyses



Theme	Gas Entrainment from Free Surface	Vortex Cavitation
	<p>Low Level and High Velocity Condition</p> <p>The gas may cause instability of core power via positive reactivity.</p>	<p>Hot Leg</p> <p>Vortex Cavitation</p> <p>Cavitation may cause vibration and damage of materials.</p>



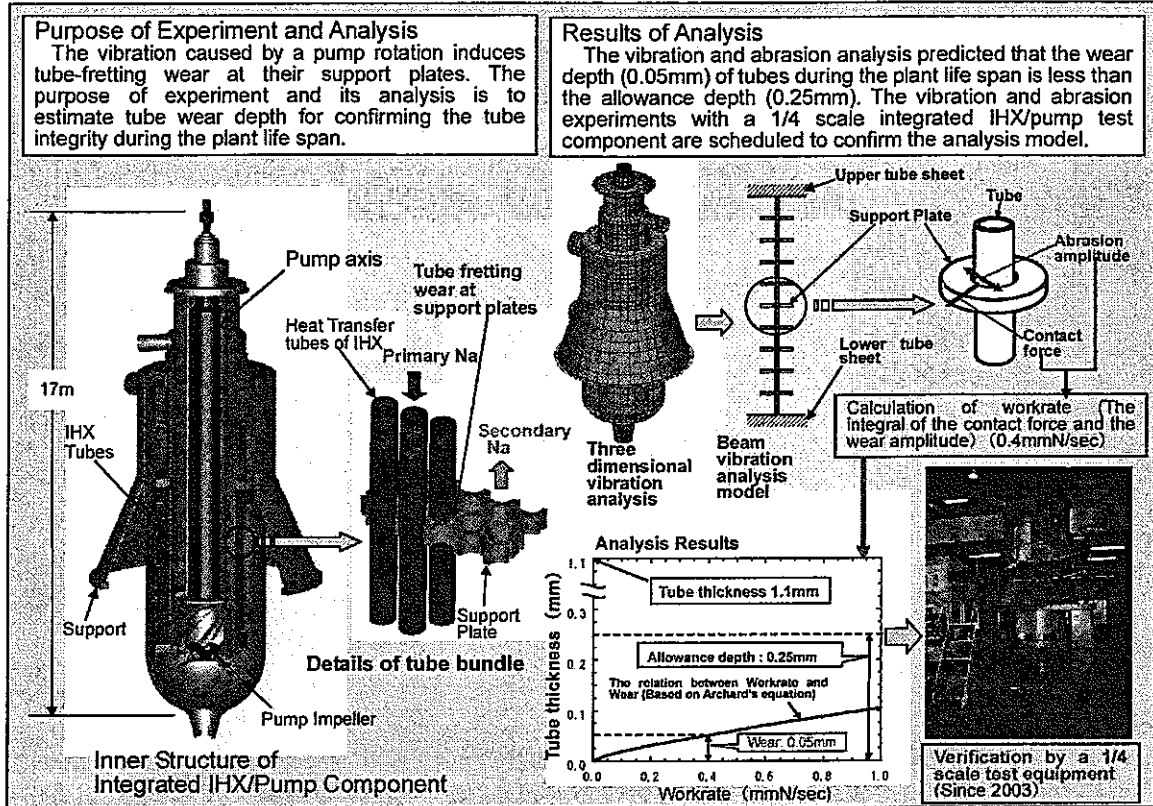
Experimental Results

<p>Large Velocity</p> <p>Free Surface</p> <p>Dipped Plate</p> <p>Flow Velocity around Hot Leg</p> <p>Mechanistic evaluation of gas entrainment based on velocity field.</p>	<p>Guide for Fuel Transport</p> <p>FHM Plug</p> <p>Reduction of upward velocity by FHM Plug</p>	<p>Velocity in Hot Leg (m/s)</p> <p>Legend: Original (dark bar), Using Flow Splitter (light bar)</p> <p>R/V Cold Leg 1, 2</p> <p>Position of Vortex Cavitation</p> <p>Onset velocity of Vortex Cavitation</p> <table border="1"> <caption>Onset velocity of Vortex Cavitation (m/s)</caption> <thead> <tr> <th>Position</th> <th>Original</th> <th>Using Flow Splitter</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>~4.0</td> <td>~6.2</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>~4.8</td> <td>~6.5</td> </tr> </tbody> </table>	Position	Original	Using Flow Splitter	1	~4.0	~6.2	2	~4.8	~6.5
Position	Original	Using Flow Splitter									
1	~4.0	~6.2									
2	~4.8	~6.5									

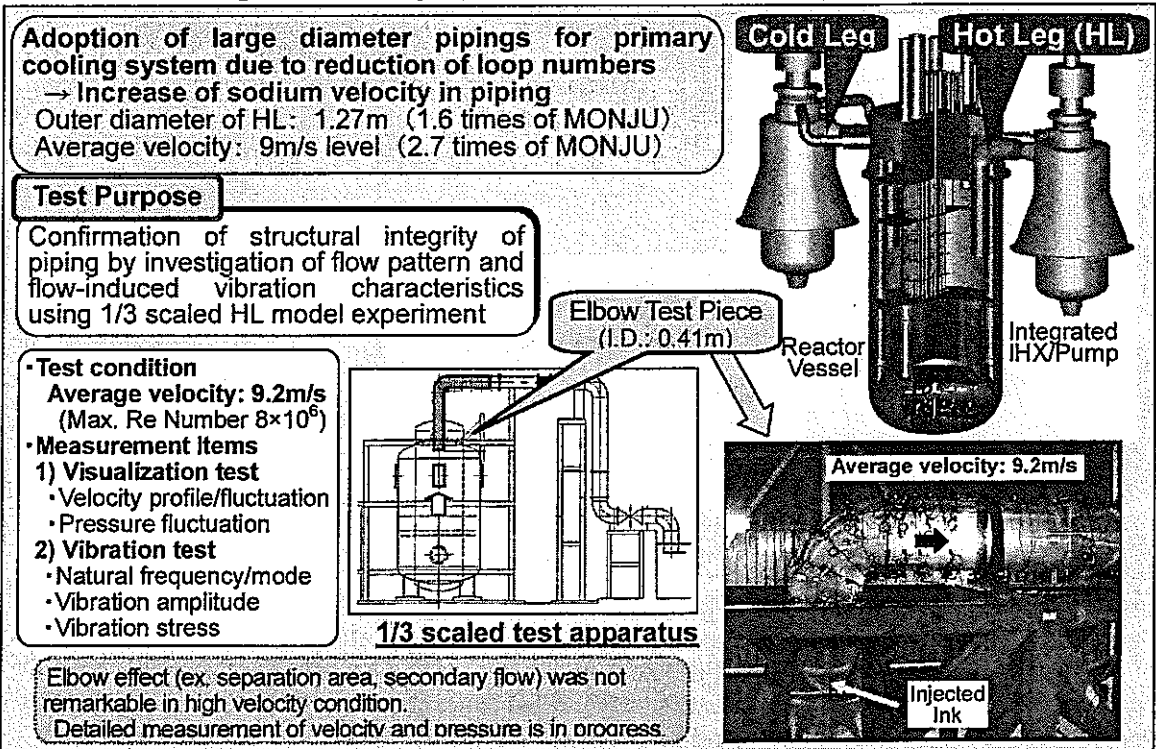
Summary: Gas entrainment and vortex cavitation can be controlled by Flow Optimization Devices (FHM Plug, Flow Splitter, etc.).

Future Works: Development of gas entrainment evaluation method
Evaluation of thermal stratification, thermal striping, and natural circulation.

② Tube Fretting wear of Integrated IHX/Primary Pump Component



③ Flow in High Velocity and Large Diameter Piping



④ Development of high-Cr steel FBR grade

Characteristics of high-Cr steels

(Advantages)

- High strength
- Low thermal expansion
- High heat conductivity

(Disadvantages)

- Low ductility
- Low toughness
- Difficulty in welding

Application for FBR pipes and components

Objectives

Expect... Improve...

Short pipings
Compact components

R&D issues

- To achieve both of high strength and toughness
- Clarification of W effects
- Optimization of trace elements (ex.V, Nb)
- To characterize the welded joints
- To establish the suitable welding process

Obtained results

Study on the Influence of W on toughness

Microstructures after 600°C/6000h aging

W-Free 12Cr (0%W)

Med-W 12Cr (0.4%W)

High-W 12Cr (1.8%W)

Remarkable difference in microstructures
↓
Toughness deterioration may be related to precipitation of Fe-W phase (White area in the left pictures)

Prevention of toughness deterioration by controlling W content

Specification proposal of high-Cr steel FBR grade

⑤ Development of Oxide Dispersion Strengthened (ODS) Ferritic Steel Cladding

Manufacturing process and Micro structure

Advantages

- Radiation resistance
- Ferritic steel
- High temperature strength
- Oxide particle (3nm)

Irradiation test of fuel pin in Russian BOR-60

Irradiation test of ODS steel fuel pin has been done since June 2003 in Research Institute of Atomic Reactors with "BOR-60".
(⁰04.50GWd/t → ⁰06.100GWd/t → ⁰08.150GWd/t)

Internal creep rupture strength in the hoop direction

Target level 700°C, 120MPa

Test temperature: 700°C

Results

- Achieved adequate strength
- Now Evaluating irradiation resistance
- Results Prospected manufacturing process
- Now Developing mass production process

The highest creep strength in ferritic steels (700°C, 10000h, ≥120MPa). Superior creep rupture strength than PNC316 at longer time. Superior tensile property than existing ferritic steels.

⑥ Study on Simplification of Secondary Sodium Cooling System

Experimental apparatus

Purpose: The Innovative Steam Generator with Pb-Bi eutectic medium has advantage of eliminating sodium(Na)-water reactions by failure of water tubes. On the other hand, the leak of Pb-Bi eutectic may cause flow-path blockage in the core by failure of sodium tubes. There is few reports of reaction behavior between Pb-Bi and Na. The purpose of this study is to clarify the transfer behavior of Pb-Bi in liquid Na.

Atmosphere: He
Na temperature: 400°C
Na weight: 1.1kg
Pb-Bi temperature: 400°C
Pb-Bi weight: 40g (3.6wt.%)
Pb-Bi droplet size: 1~2mm

Due to heat of reaction between Na and Pb-Bi

Start Finish

Good correlation to binary solubility limit
 Pb in Na: 0.6~1.0wt.%
 Bi in Na: < 0.1wt.%

Experimental results:

- Exothermic reaction occurs when dropping Pb-Bi droplet into liquid Na, then fine reaction products are formed.
- BiNa₃ and Pb₂Na₁₅ are identified as the dominant reaction products by X-ray diffraction analyses.

Technical issue in the future:

- Preliminary examination of Pb-Bi leak detector using reaction heat.
- Clarification of transfer behavior of reaction products in Na flow.

Morphology of reaction products in sampling finger

Lead-Bismuth-Cooled Fast Reactor

➤ Concept

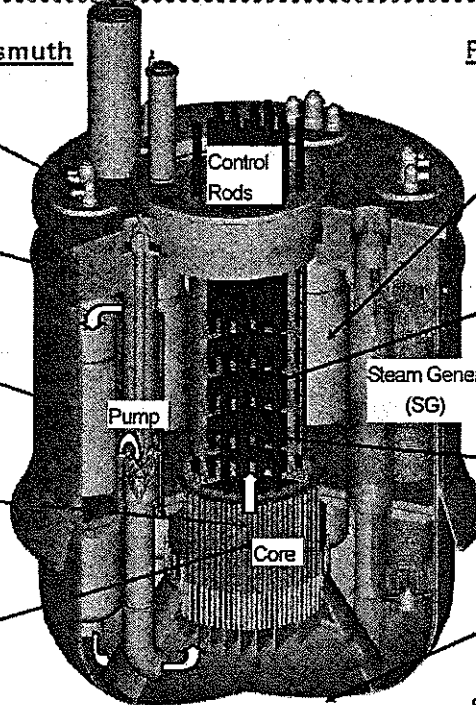
Tank type medium scale modular reactor using lead-bismuth coolant. It has good potential of lower construction cost, increased passive safety, and higher core performance.

➤ Advantages

- Low Construction Cost**..... Lead-Bismuth coolant has no chemical reactions with water and air. It can omit intermediate cooling circuit (direct cooling system) and reduce cooling components.
- Increased Passive Safety**..... Nitride fuel has high heat conductivity and Lead-Bismuth has higher boiling point than fuel cladding. They increase passive safety.
- Increased core performance**..... Lead-Bismuth can increase neutronic performance such as high breeding ratio.

Typical merits of Lead-Bismuth

- Direct cooling system**
Lower construction cost
- Tank type reactor vessel**
Compactness
Lower risk of coolant leakage
- Medium size modular reactor**
Seismic resistant
Modular plant for cost benefit
- Low pressure loss in core**
reducing pumping power
- High performance materials**
Oxide dispersion ferritic steel for cladding
12Cr steel for structure



Problems of Lead-Bismuth

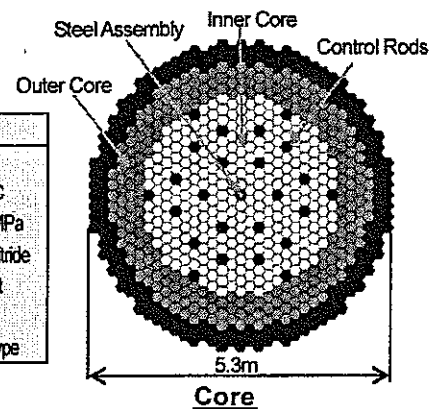
- Controlling corrosion**
Oxygen control
Stable oxide protecting layer
Corrosion products removal
- Maintenance and repair**
Understanding corrosion behavior
Development of maintenance method, device, etc.
- Safety**
Self actuated shutdown system
Natural circulation decay heat removal
Core Disruptive Accident
SG tube rupture accident
- 3Dimensional (3D) seismic isolation**
Heavy reactor system strongly needs 3D seismic isolation.

Reactor system

Collaboration with FzK
Corrosion Experiments in Pb-Bi

Test section
COSTA Test Facility

Features	
items	
Electric Power	710MWe
Core out/in temp.	445/285°C
Steam temp./press.	403.5°C/6.5MPa
Fuel material	Pu,U mixed nitride
Burn up	150GWd/t
Breeding ratio	1.2
Steam generator	Helical coil type



Next subjects	contents
① Corrosion control system	•Basic research on corrosion behavior and corrosion control technology
② 3D seismic isolation	•Development of large capacity and lower frequency 3D seismic isolation system.
③ Maintenance and repair	•Development of ISI standard and ISI device
④ Fuel stability with lead-bismuth	•Basic research on nitride fuel stability in lead-bismuth coolant
⑤ Safety for severe accidents	•Basic research on fuel melting behavior and avoiding re-criticality
⑥ Polonium control technique	•Basic research on Po aerosol behavior and development of Po control

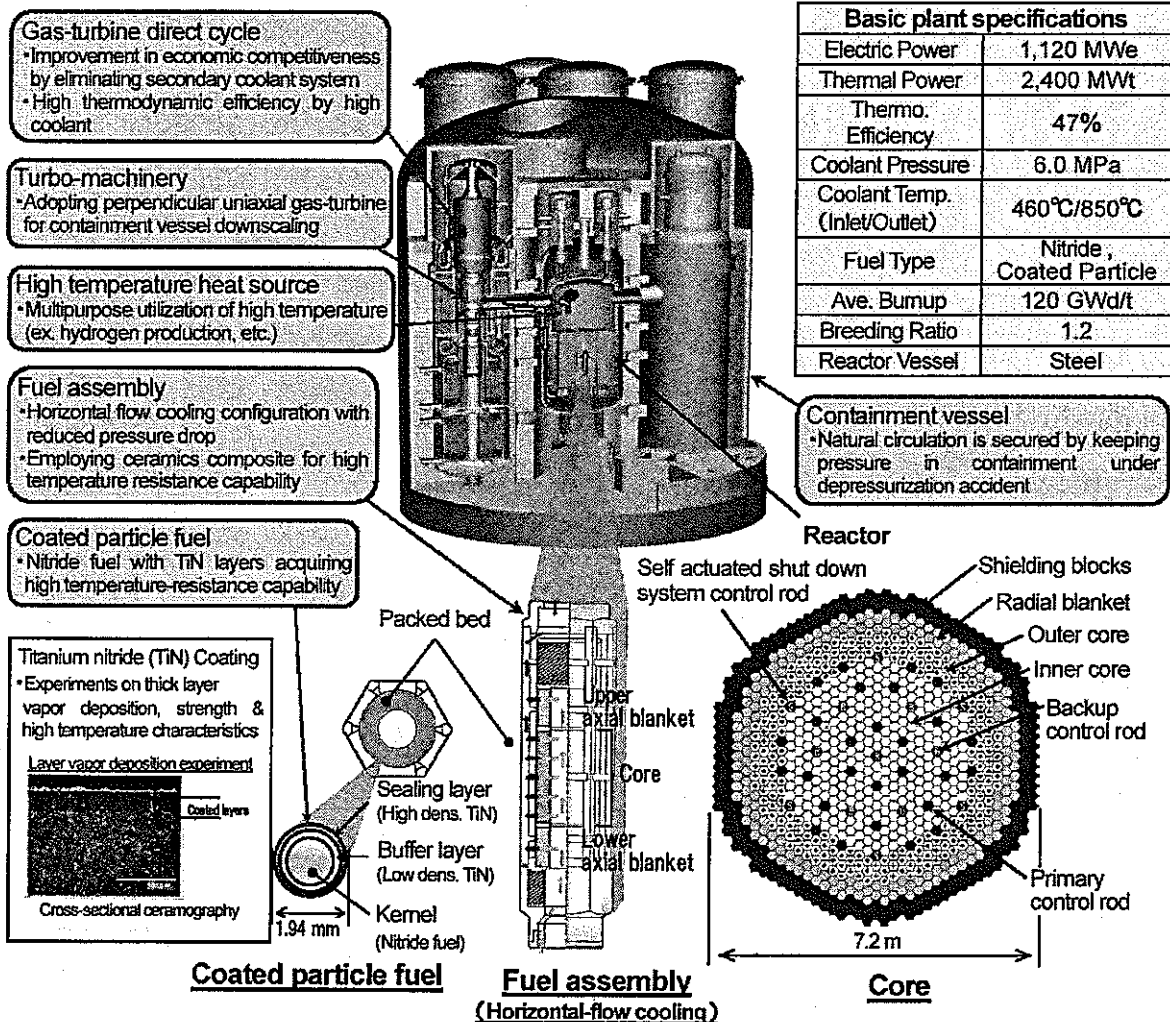
Helium-Gas-Cooled FR using Coated Particle Fuel

>Concept

Helium-gas-cooled fast reactor employing coated particle fuel and gas-turbine direct cycle realizes high thermodynamic efficiency and plant simplification, for achieving enhanced economic competitiveness. The advantage in high core outlet temperature is achieved by chemical stability of helium gas coolant and high temperature-resistance of coated

>Advantages

- High temperature and high thermodynamic efficiency : Multipurpose utilization of high temperature. (ex. hydrogen production, etc.)
- Enhanced safety : High prevention capability against core damage under severe conditions (ex. depressurization without Control Rod insertion) by virtue of inherent/passive safety features (i.e. large Doppler negative feedback, large fuel heat capacity, and coolant natural circulation).
- Improvement in economic competitiveness : Cutback of secondary coolant system and turbine building. Equipment sharing between twin plants.



Next subjects	Contents
① Nitride coated particle fuel	<ul style="list-style-type: none"> Manufacturing technique of large sphere kernel Mass-production technology of fuel particle with coated layers
② Fuel assembly	<ul style="list-style-type: none"> Manufacturing techs (uniform porosity, welding) & irradiation strength of ceramic composite Confirmed heat transfer & pressure drop features under high temperature depressed conditions
③ Perpendicular uniaxial gas-turbine	<ul style="list-style-type: none"> Development of gas-turbine elements (turbine, compressor, magnetic bearing, recuperator, etc.) Maintenance and repair method

Multi-Purpose Small Fast Reactors

➤ **Concept**
 Power sources applicable to diversified social needs (Multi-Purpose Use, Passive Safety, Long- Lived Core)

➤ **Advantages**
 Multi-Purpose Use: Hydrogen production with steam reforming and thermochemical electrolysis hybrid process
 Economic performance: High availability obtained in Long- Lived Core
 Passive Safety: Decay heat removal with natural coolant convection. Hot shutdown by core characteristics

Specification	
Electric Power	165MWe
Thermal Power	395MWt
Outlet/Inlet Temperature	550/395°C
Fuel Type	Metal
Burn up	77GWd/t
Core Life Time	20years

Compact Reactor Vessel
 Series arrangement of Electro Magnetic Pump and Intermediate Heat Exchanger

Long-Lived Core
 3 regions Zr concentration one Pu enrichment core

1 Loop System
 Low cost is achieved by simple system

Passive Safety
 Direct Heat Removal System with coolant natural convection and inherent safety core

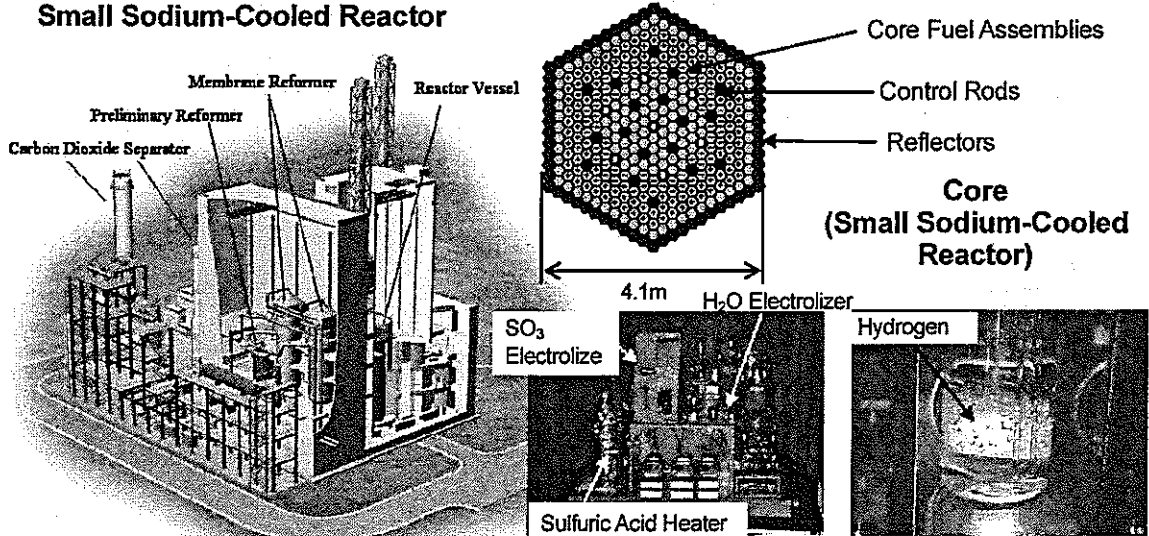
No Secondary Coolant System
 Steam generator put into the reactor vessel

Specification	
Electric Power	50MWe
Thermal Power	132MWt
Outlet/Inlet Temperature	505/395°C
Fuel Type	Nitride
Burn up	78GWd/t
Core Life Time	30years

Long-Lived Core
 Natural convection 2 regions Pu enrichment core

Small Sodium-Cooled Reactor

Small Lead-Bismuth-Cooled Reactor



Nuclear Hydrogen Production Plant
 (Steam Reforming with Membrane Reformer)

Test Equipment
Elemental Experiment of Thermochemical and Electrolysis Hybrid Process
 (Process temperature 500°C)

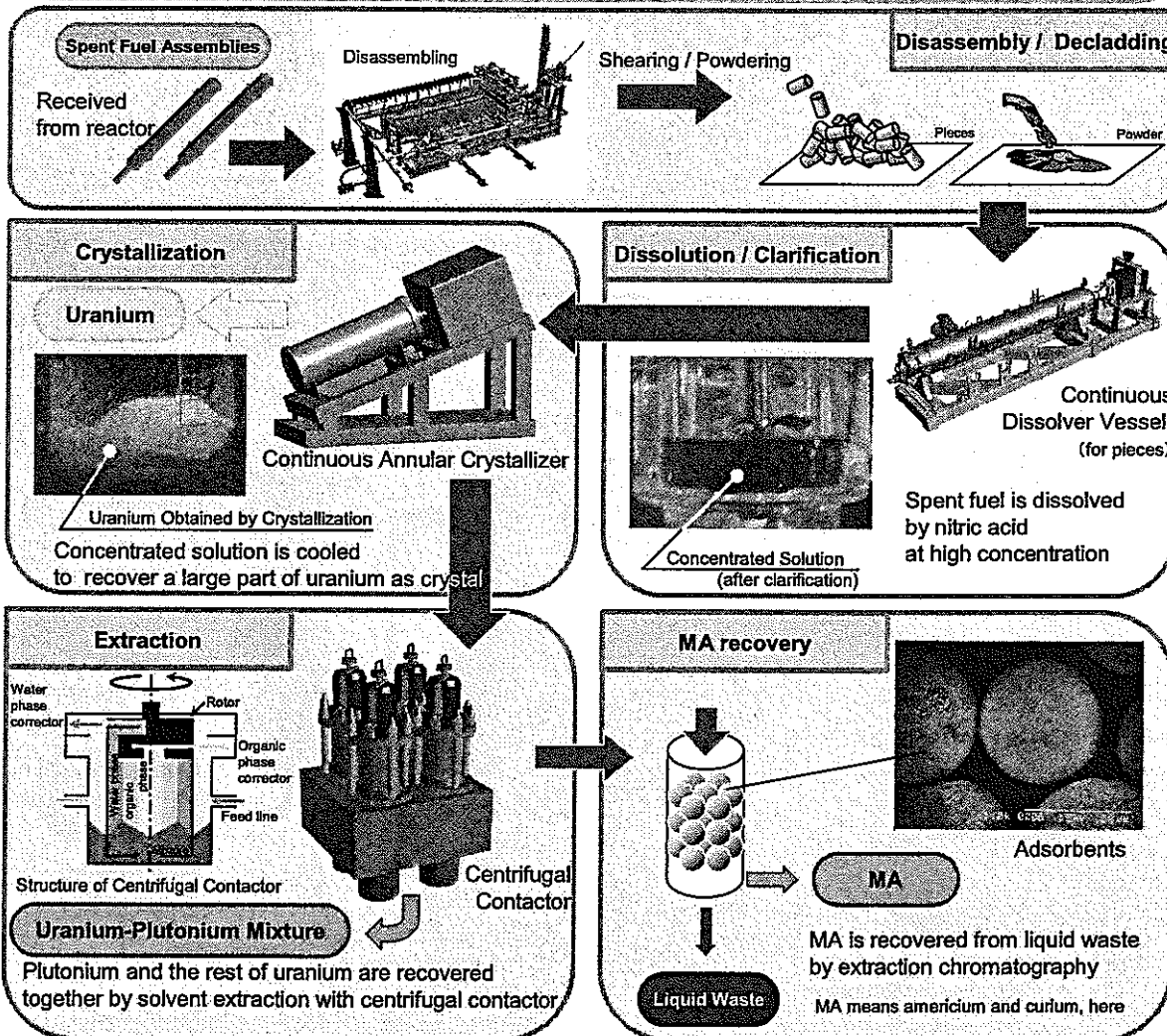
Advanced Aqueous Reprocessing System

Concept

Reprocessing system for FBR fuel with additional merits by new technologies and optimization, based on aqueous process for LWR fuel reprocessing

Advantages

- ① Economy ————— Cost-cutting by minimization of equipments, reduction of solvent and other chemicals used, etc..
- ② Reduction in environmental burden ——— Decreasing amount of solid and liquid wastes
- ③ Utilization of resource ————— Recovery of minor actinides as potential energy resource
- ④ Nuclear proliferation resistance ——— Elimination of process that contains isolated plutonium
- ⑤ Technical feasibility ————— Most promising process consists of existing techniques and simple principles



Nexts	Items
Optimization of system by chemical study	Method of high efficient dissolution, Development of crystallization, Minimization of liquid waste, Optimization of condition at extraction and MA recovery
Development of equipment and device	Development of dissolution vessel, crystallizer and centrifugal contactor Investigation of adsorbent
Actual proof by engineering scale experiment	Confirmation of system on the whole forward to practical use

Supercritical Fluid Direct Extraction

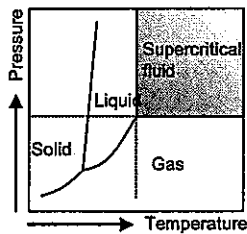
Concept

Direct extraction from spent fuel with supercritical fluid carbon dioxide as diluent based on solvent extraction principle

Advantages

- ① Economy ————— Lower cost by simplification of reprocessing system
- ② Reduction in environmental burden ——— Decreasing amount of solid and liquid waste
- ③ Technical feasibility ————— Already realized in other industries
It is necessary to confirm by experiment with real spent fuel

Supercritical Fluid Carbon Dioxide

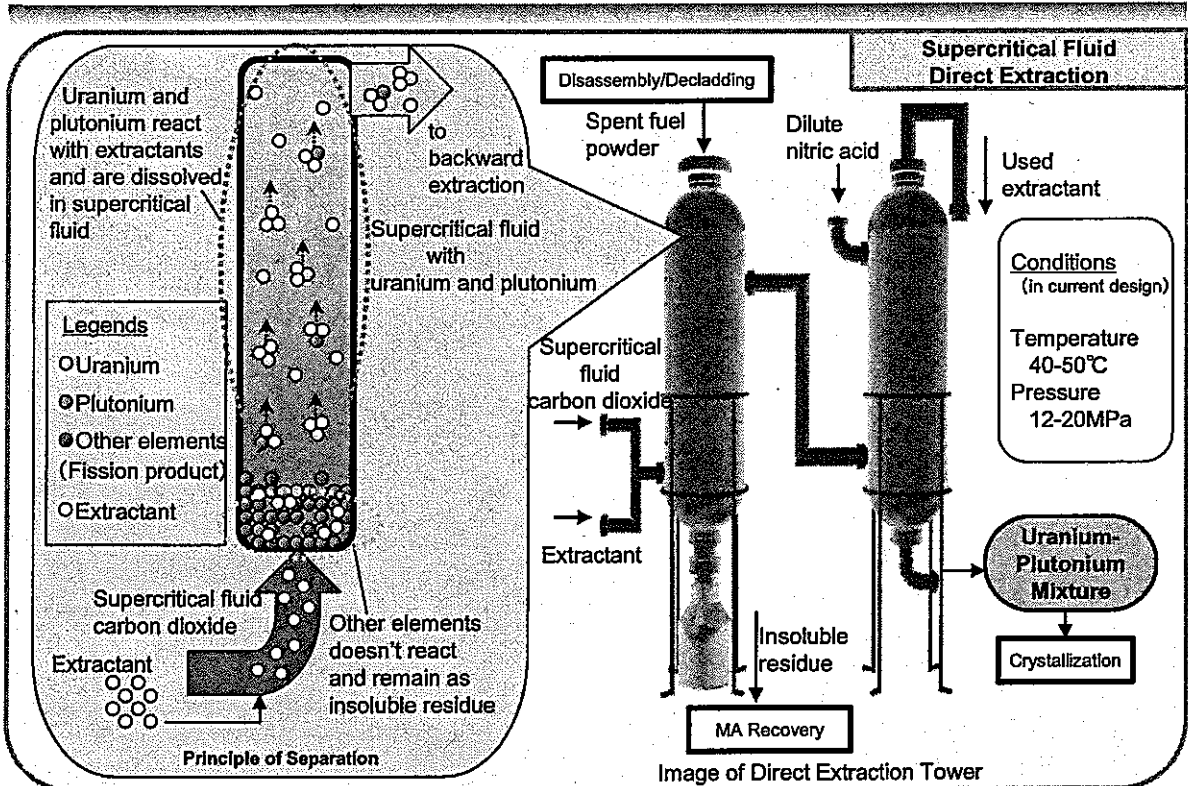
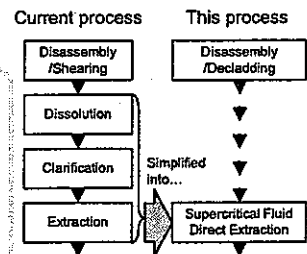


Phase diagram

Over temperature of 31°C and pressure of 7.5MPa, carbon dioxide is in the state of supercritical fluid.

<<Merits of Supercritical Fluid Carbon Dioxide>>

- High permeability → efficient extraction from solid
 - ▶ Simplification of dissolution+clarification+extraction
- Easily separation of carbon dioxide by pressure control
 - ▶ Decreasing amount of solvent waste
- Non-flammable diluent
 - ▶ Lower potential of fire hazard



Nexts	Items
System optimization by study in chemical process	Confirming extraction performance, Optimization of condition
Development of equipment and device	Development of direct extraction tower Investigation of powder handling Investigating additional and peripheral equipments
Enhancement of safety	Treatment at high pressure
Demonstration by experiments using irradiated fuel	Proof by experiment with real spent fuel

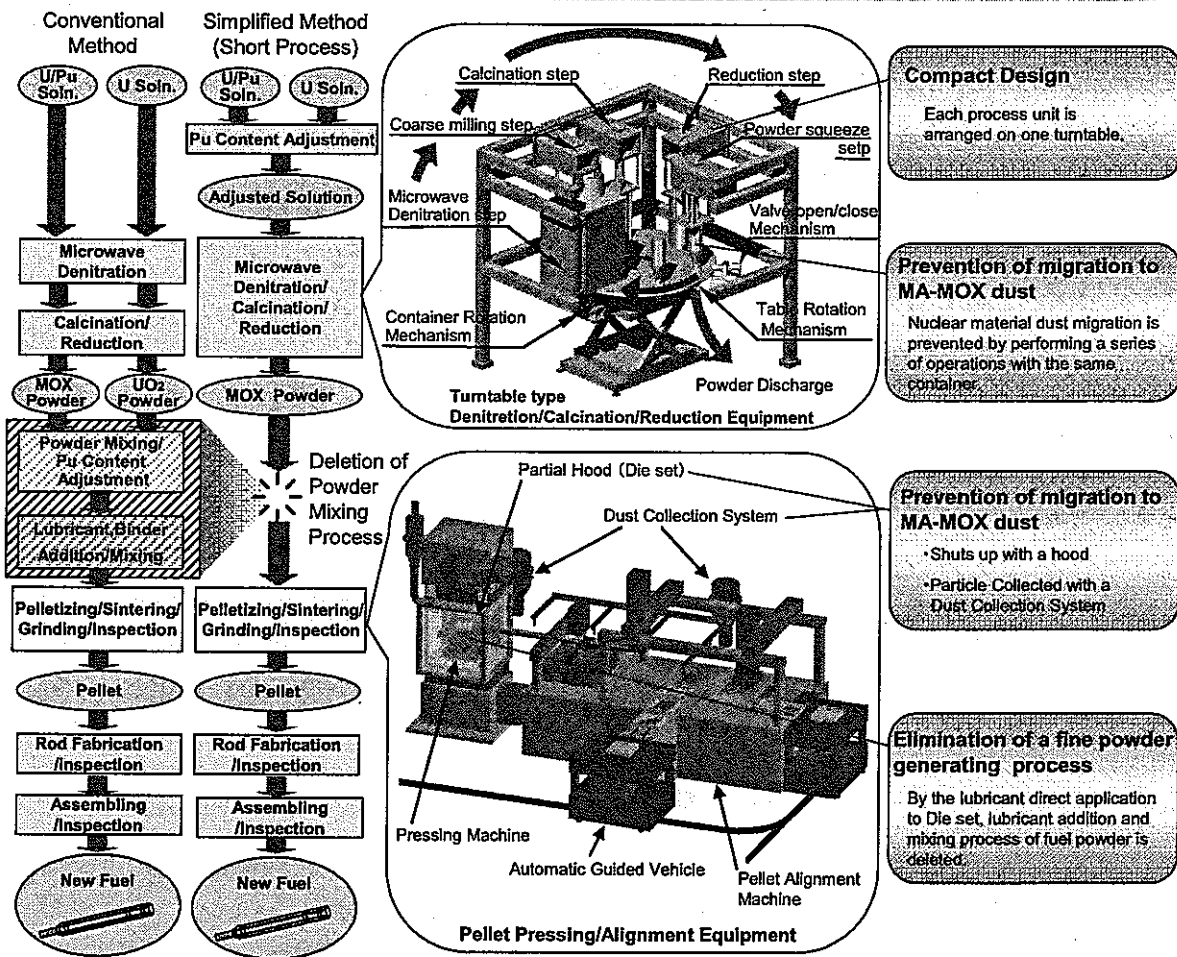
Simplified Pelletizing Fabrication for Minor Actinide MOX Fuel

Concept

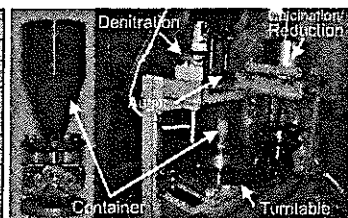
Pu-content-adjusted-solution is denitrated and converted to mixed oxide powder.
Pellets are made from the powder directly by pressing, and then loaded into cladding tubes.

Advantages

- (1) Technical feasibility : The key processes are based on conventional pelletizing experience.
- (2) Economical efficiency : Pu content will be adjusted under solution condition to eliminate complicated powder mixing process.
- (3) Nuclear proliferation resistance : Powder transfer processes are minimized to reduce residual amount of nuclear material in hot-cell.
- (4) High homogeneity : The process realize highly homogeneous fuel pellets by adjusting process of the Pu content under solution condition.



Process	R&D Item	Next Subject
Powder conversion	Powder fluidity improvement	Development of the fluidity improvement technology by powder granulation at Denitration/Calcination/Reduction equipment
Pellet Processing	Powder filling	Development of the technology filled up with powder at the dice of Pressing Machine (high-density / high homogeneous)
	Sintering/heat treatment	Optimization of sintering / heat treatment process conditions
Overall	Manufacture yield evaluation	Evaluation of manufacture yield of MA content low decontamination fuel
	Safeguards technology	Development of the amount decision technology of nuclear materials of the apparatus in a cell
	Remote maintenance Hold-up reduction	The effect check of remote maintainability and hold-up reduction by the mock-up



Turntable type Denitration/Calcination/reduction test equipment (The container made from ceramics)

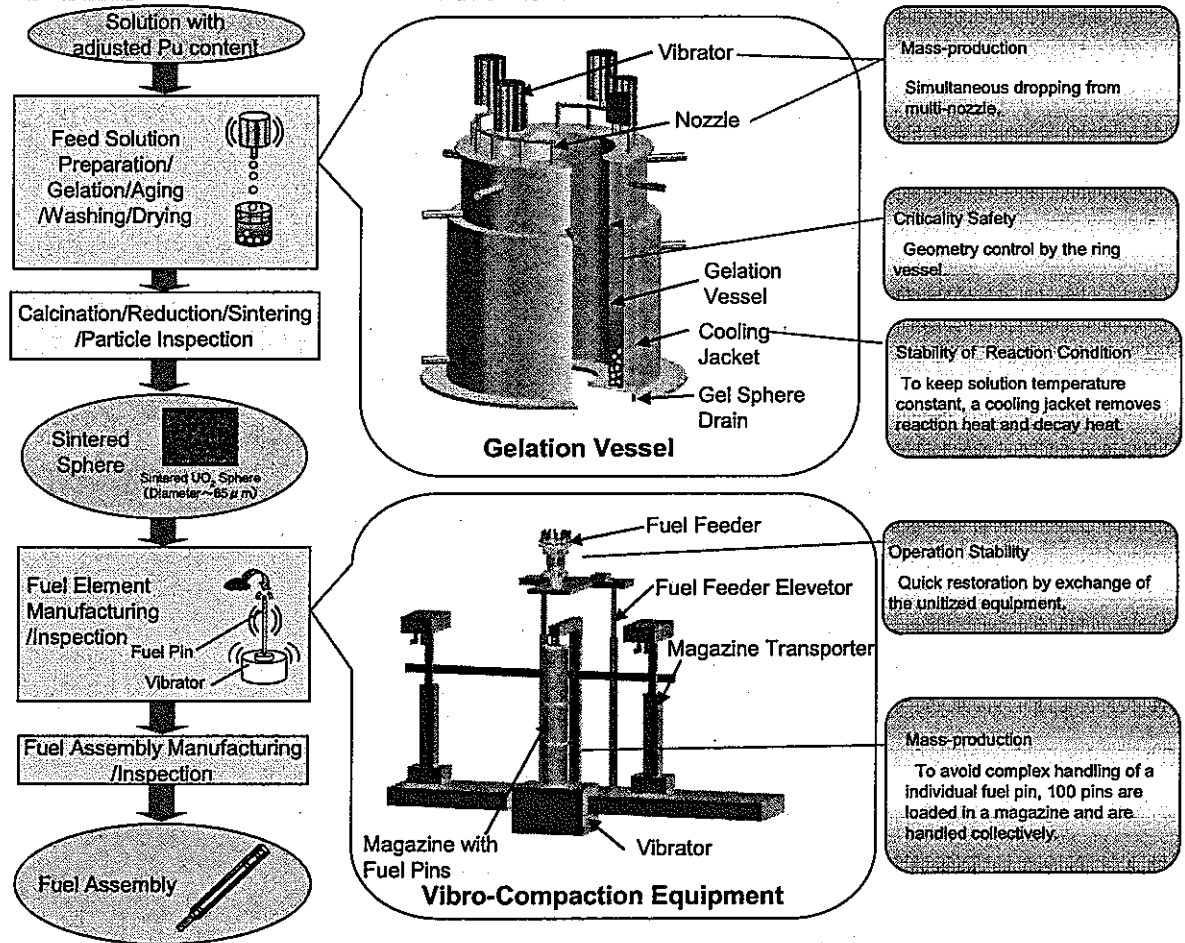
Sphere-pac Fuel Fabrication for Minor Actinide MOX

Concept

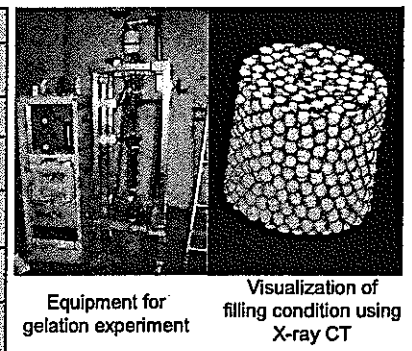
The feed solution is prepared by adding polymer to reprocessed product solution with adjusted Pu content. The feed solution is dropped into ammonia water and gel sphere is formed. The gel sphere is calcined, reduced and sintered into spherical mixed oxide particle. They are filled into cladding tube.

Advantages

- (1) Nuclear-proliferation resistance: Since a nuclear fuel material is dealt with solution and a granule, it is hard to generate and disperse fine fuel powder, and there is little stay in a hot-cell.
- (2) Reduction of environmental burden: Since it is hard to generate fine fuel powder, there are only small amounts of nuclear fuel materials that adhere to waste and shift to environment.
- (3) Remote fabricativity: Since nuclear materials is dealt with the form of solution and a spherical particle that has high mobility, the system has high remote and automatic fabricativity.
- (4) High homogeneity: Since the Pu content is adjusted under solution condition, highly homogeneous MOX particles are obtained.



Process	R&D Item	Next Subjects
Gelation and Aging	Gelation	Establishment of the conditions to form gel sphere in a multicomponent system.
Washing	Washing of gel sphere	Reduction of amount of waste water
Fuel Pin Inspection	Density distribution measurement	Technique of measurement of density distribution for high dose rate fuel pins
Overall	Product yield	Evaluation of yield of low decontamination factor fuel which contain minor actinide
	Nuclear-proliferation	Technique to determine quantity nuclear material in hot-cell
	Remote maintenance, Holdup reduction	Confirmation of remote maintainability and measures to reduce holdup through mockup experiment.

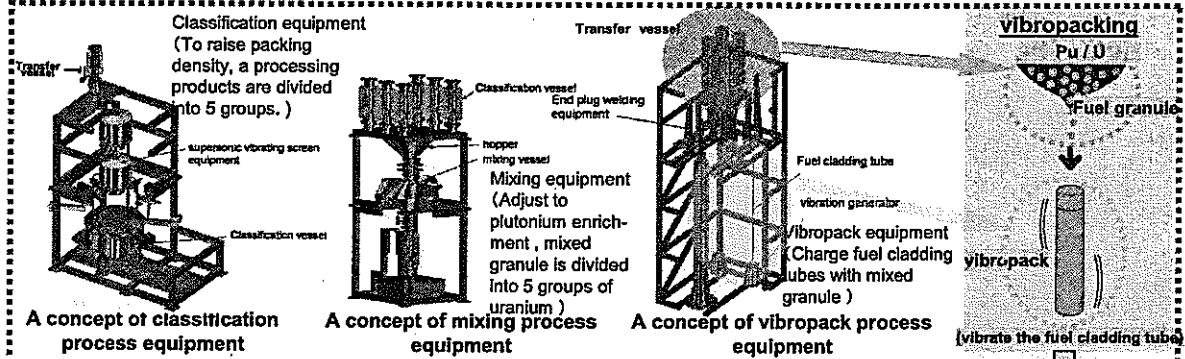
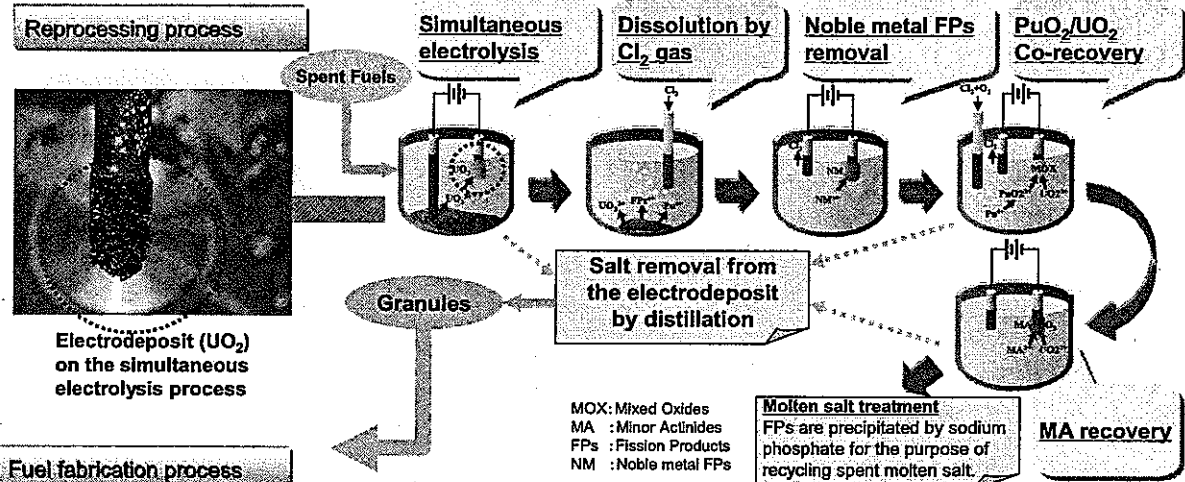


Electrowinning Reprocessing and Vibro-Packing Fuel Fabrication

Concept
 This fuel cycle system uses the oxide electrowinning method which is one of the non-aqueous reprocessing methods, as well as the fuel fabrication method utilizing the vibro-packing process.

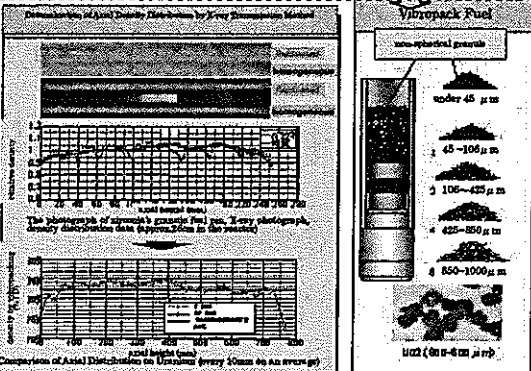
Advantages

- ① **Economical efficiency :** This system has the possibility of achieving superior economical efficiency for the plant with low throughput.
- ② **High safety :** This system is unlikely to reach the critical point in case of leakage of the electrolyte (molten salt) because it is not an aqueous solution. The possibility of radioactive materials scattering is low as the solidification of molten salt by lowering temperatures.
- ③ **Nuclear Proliferation resistance :** Plutonium exists with impurities such as fission products.
- ④ **Technical feasibility :** This process consisting of 4 stages, electrolyzation, salt treatment, salt removal, and vibro-packing, has already been developed at home and abroad and had been demonstrated on a laboratory scale.



Next subjects

Process	Technique	Studies
Head-end	Deccladding	Development of reducing fuels to powder
Reprocessing	Simultaneous electrolysis	Investigation of electrolyzing with PuO ₂
		Investigation of a velocity of dissolution
	PuO ₂ /UO ₂ co-recovery	Investigation of electrolyzing with FPs
		Optimization of operation control
MA recovery	Investigation of characteristics of the deposit	
Fuel fabrication	Vibro-packing	Identification of MA recovery by electrolyzation
		A understanding of optimum vibropack process
		A development of verification Techniques (a distribution and density of Pu in a fuel cladding tube)



Integrated Metallic Fuel Recycle System

Concept

The integrated metallic fuel recycle system consists of a reprocessing process with an electrorefiner and fuel fabrication process with an injection casting equipment.

Advantages

- ① **Economical Superiority:** The metallic fuel has economical superiority as it requires less fuel reprocessing quantity per unit generation of electricity.
- ② **High Safety:** This system is unlikely to reach critical point in case of leakage of the electrolyte (molten salt) because it is not an aqueous solution. The possibility of radioactive materials scattering is also low as the molten salt solidifies under low temperature.
- ③ **Proliferation Resistance:** This system possesses proliferation resistance as the recovery of plutonium is carried out with mixture of high level radioactive materials.
- ④ **Technical Feasibility:** This system is comprised of five technical already established processes, i.e.; (a) pre-treatment, (b) electrorefining, (c) cathode processing, (d) spent salt treatment, and (e) fuel fabrication.

Metallic Electrorefining Reprocessing Process

① Pre-treatment
Duct Removal, Pins Chopping

② Electrorefining
Recovery as deposit of uranium and U-Pu-MA on the cathode by the electrolytic reaction in the molten salt

③ Cathode Processing
Separation of cadmium and salt from heavy metals by distillation

④ Spent Salt Treatment
Separation and recovery of fission products by the zeolite column in the molten salt

⑤ Recycling of Salt
U, Pu, MA

40 mm

Product from Reprocessing Experiment

(The metallic uranium deposit was obtained by the reprocessing experiment at a laboratory of Tokai Works)

Fuel Fabrication Process

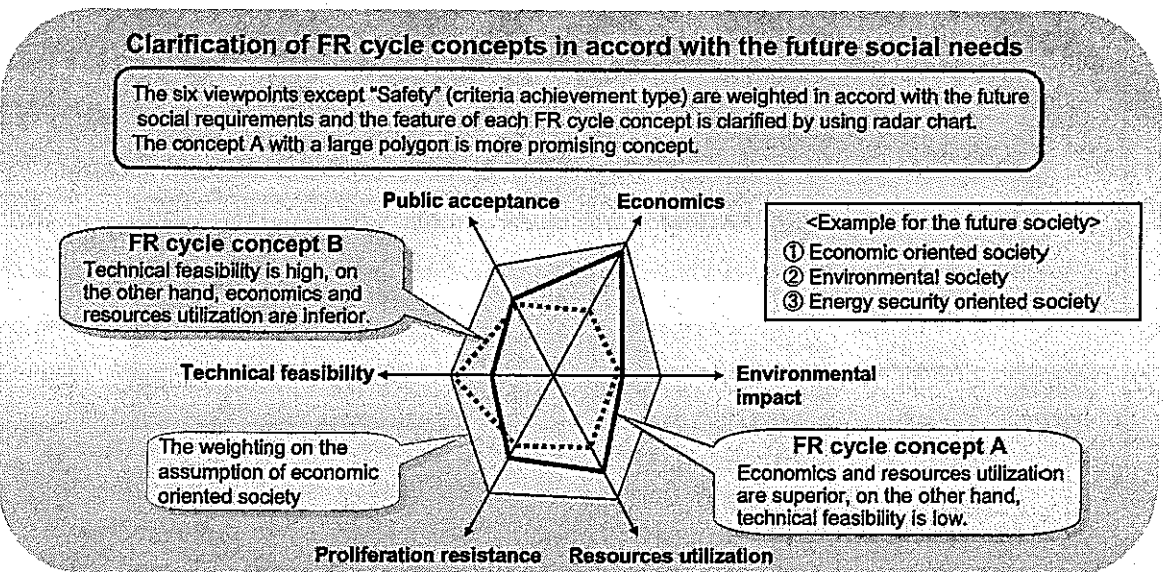
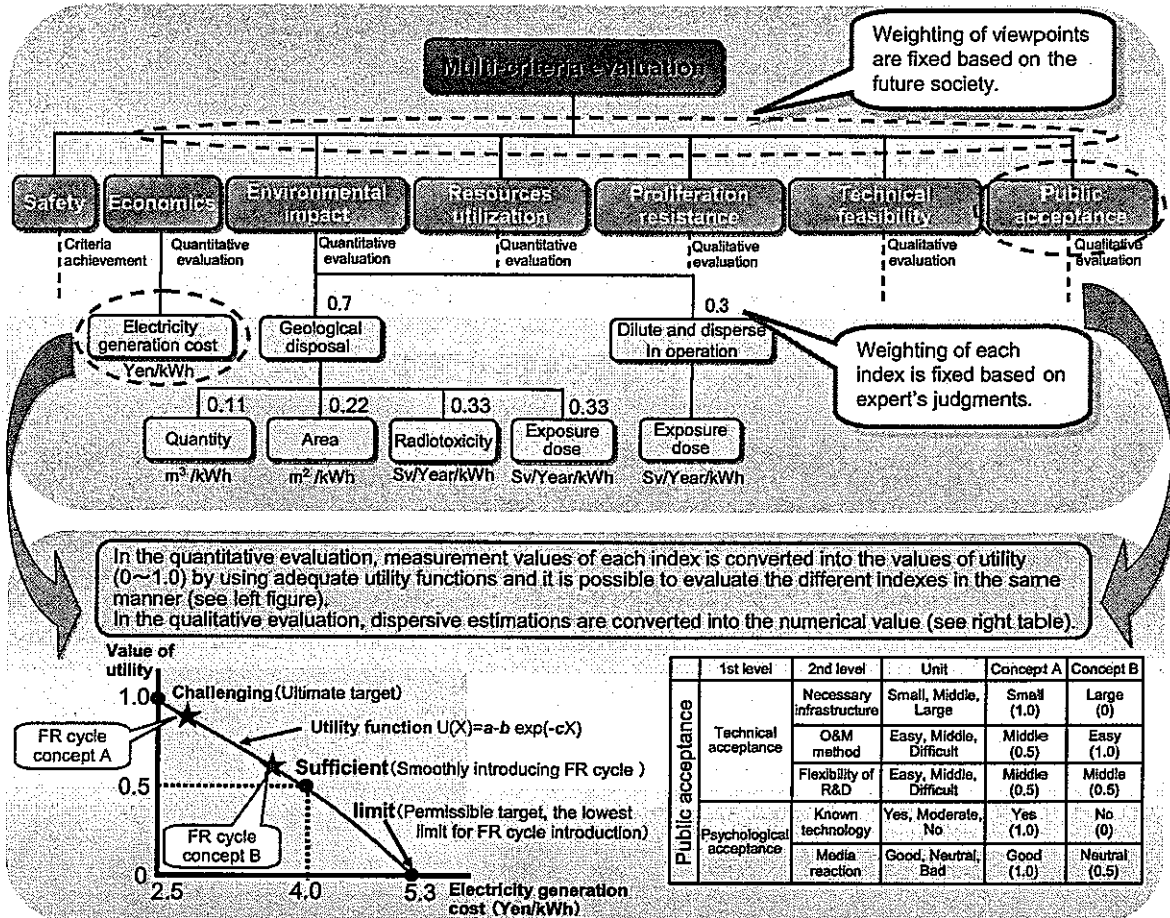
Injection Casting Equipment
(Casting Pu-U-Zr alloy into slag)

Next Subjects

Process	Main technical Development
Pre-treatment (Duct)	Technical realizations of duct removal with mechanical or laser method
Pre-treatment (Pins)	Confirmation of sodium bond removal efficiency and its practical use
Electrorefining	Development of electrorefiner Discussion on electrolytic bath design and their material balance of uranium and transuranic elements
Spent Salt Treatment	Actual proof of the best performance of ion exchange adsorption of fission products Actual proof of the high efficiency of ion exchange
Waste Solidification	Actual proof of molten treatment of waste metals Actual proof of melting or compressed solidification of hull Confirmation by actual proof of solidification technique of absorbed zeolite and sodium oxide
Fuel Fabrication	Actual proof of manufacture of metal fuel processed homogeneous composition

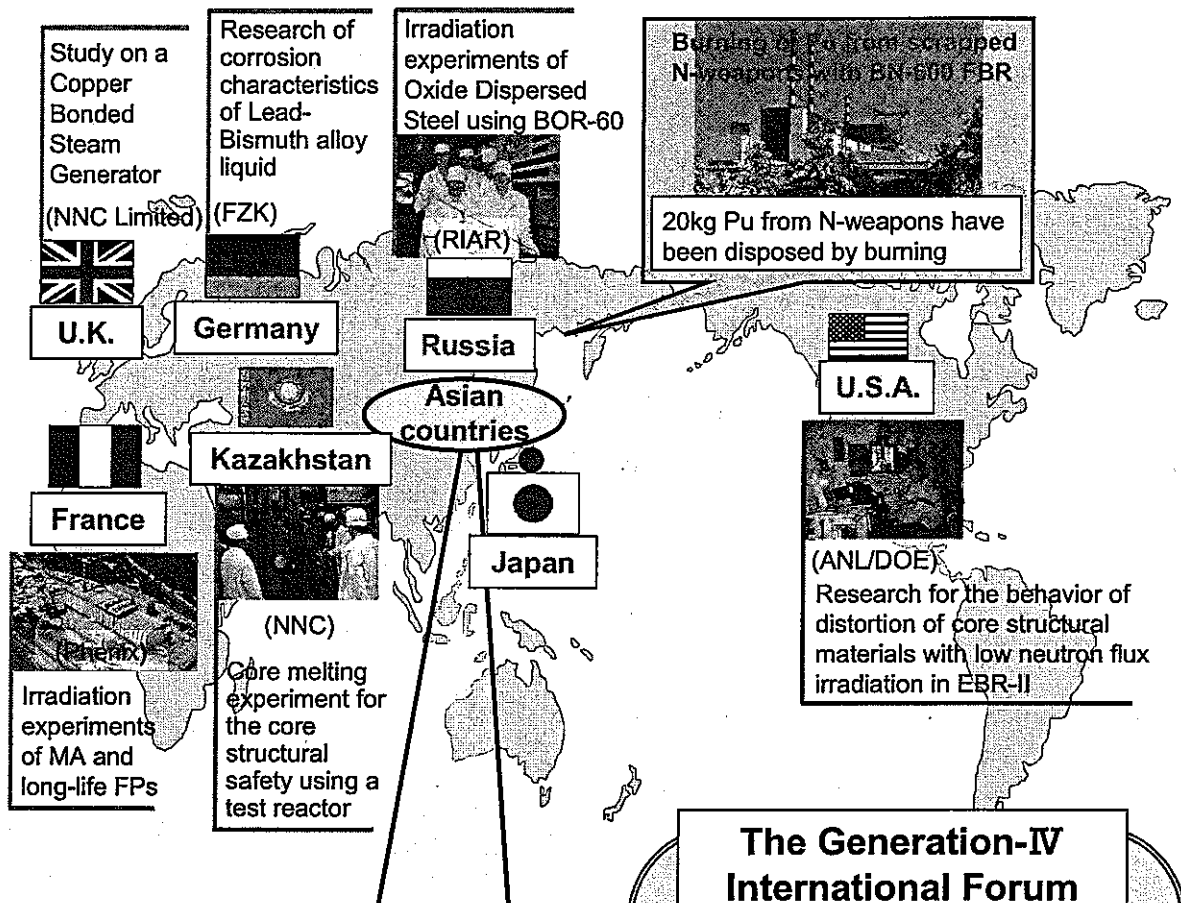
Multi-criteria evaluation for Fast Reactor cycle concepts

Multi-criteria evaluations are performed for typical Fast Reactor (FR) cycle concepts and their features are clarified from seven viewpoints, namely safety, economics, environmental impact, public acceptance, and so on. The utility function method for the quantitative evaluation and expert judgments for the qualitative evaluation are adopted in this study.



International Cooperation

We have the following active international cooperation to make more efficiently our research and developments for the FBR-cycle technology. These activities are implemented pursuant to intergovernmental treaties etc.



Contribution to Asia region

Training courses for foreign engineers

The Top 4 countries trainees came from:

157	65	42	34

Total: 382 trainees (from 9 countries)

The Generation-IV International Forum

R&Ds for some nuclear systems with cooperation between 11 members (10 states and EU)

Japan: Designated as the leader country of R&Ds for sodium cooled reactors

- "Road Map" confirmed
- Framework of co-operation now being discussed

COOPERATION CONCERNING RESEARCH AND EDUCATION WITH UNIVERSITIES IN JAPAN

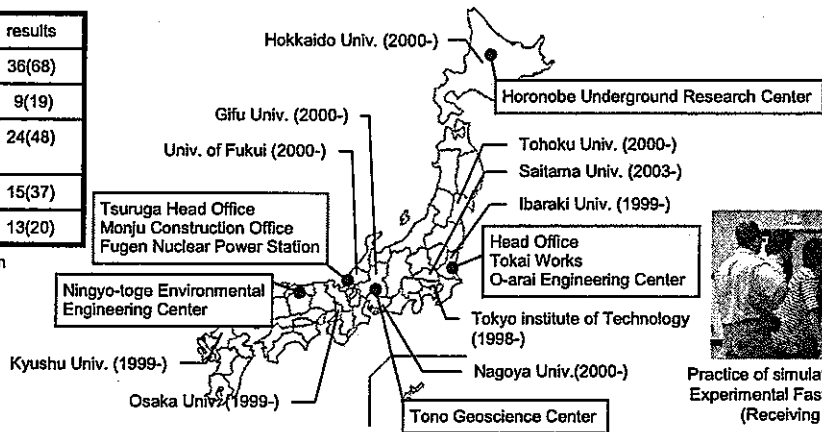
JNC is promoting research cooperation with research organizations such as universities in Japan, aiming at the opened research and development organization. Moreover, by utilizing research resources such as researchers and facilities in JNC, JNC is cooperating in personnel training of university students who bear the next generation.

Research cooperation and personnel training

JNC concluded the memorandum concerning research cooperation with universities (10 universities as of February, 2004), and is carrying out research cooperation and personnel training.

Cooperation items	results
Joint research	36(68)
Sponsored research	9(19)
Visiting Research Fellow	24(48)
Dispatch of lecturers	15(37)
Trainee	13(20)

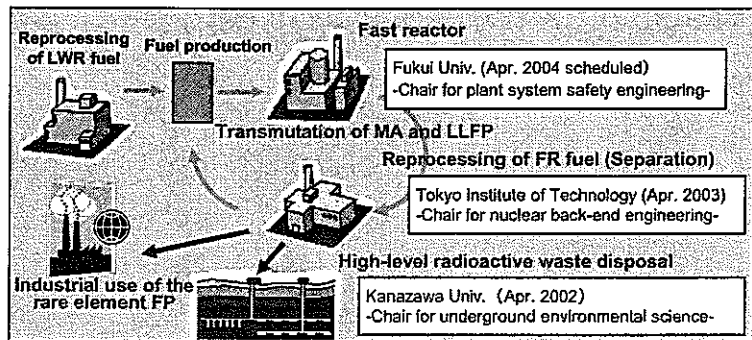
FY 2002, Cooperation with ten universities.
(): The total number of cooperation with universities.



Practice of simulated operation of Experimental Fast Reactor "Joyo" (Receiving trainees)

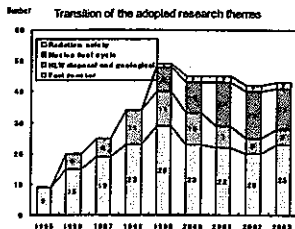
Contribution to education and research in universities

JNC has opened cooperated chairs with universities. Researchers assigned as guest professors are conducting education for graduate students using facilities in JNC.



The JNC Cooperation Research Scheme on the Nuclear Fuel Cycle

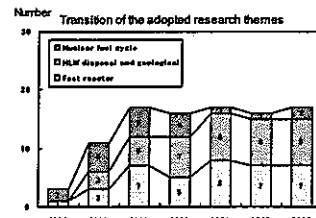
Concerning the basic engineering research which leads the R&D projects, JNC presents research cooperation themes. Researchers in universities etc, propose their technologies ideas, etc. as research cooperation subjects, and they carry out joint research.



Am and Cm with high purity have been separated using ion-exchange resin. (Joint research with TIT / Under patent application)

JNC Postdoctoral Fellow

JNC hires young researchers who have the doctor's degree within the term of two or three years. They study voluntary themes concerning fundamental or basic research in JNC, to make careers as researchers.



He presented a paper about the safety of a lead-bismuth cooled small fast reactor, and won the best paper prize in IYC2002 in Korea.

(6) ご質問（ご意見）及び回答

ご質問（ご意見）及び回答

以下のサイクル機構の報告（2件）に関し、参加者からのご質問（5件）、ご意見（2件）をいただいた。

基調報告 FBRサイクル技術開発の役割と今後の展開 永田 敬
技術報告 日本におけるFBRサイクル技術開発 可児吉男

質問1：ナトリウム（冷却材）の漏えい事故（もんじゅ）現場を視察したが、特に配管の防御、二重防御（まわりを窒素でカバー）が必要と思った。この点どのように考えているか。

質問2：「もんじゅ」に対して反対する人が多いのはナトリウムから水への熱移動が危険を伴うからと考えますが、この問題に対してサイクル機構の安全と考える理由なり対策を知りたいと思います。

質問3（技術報告）：今回は目指すシステムと技術展望についての報告であったが、各システムの安全性評価はどのように行われているか。今後はリスクコミュニケーションにおいても重要な事項であると思われるので絶対または相対評価の解析結果も出して欲しい。公表できる成果があれば教えて下さい。

質問4（技術報告）：日本及び海外で使用されている原子炉において、エネルギー変換効率は何%くらいなのでしょう。また、なぜCO₂が発生するのでしょうか。

質問5（技術報告）：スライド No. 22 の経済性評価について、発電単価（円/kWh）を論ずる時は、前提条件を付す必要があります（例え、正規化していると言え）。それぞれについて稼働率は同じでしょうか。そして何%でしょうか。燃焼度の条件はどうでしょうか。ナトリウム、鉛ビスマスの運転費はリーズナブルですか。

意見1：「もんじゅ」の事故以来10年経っている。国民（政治家）の理解も必要ですが、100%の理解は無理。安全対策、安全管理を明示し、再開してはどうか。その間の研究者、システム維持者の給料は国民の税金からの負担であるため再開を願いたい。

意見2：（基調報告／技術報告）：どちらの講演においても、使用済燃料と燃料サイクルの説明の部分で、“ワンスルーよりもプルサーマルやFBRサイクルは放射性廃棄

物を少なくできる”との事だったが、燃料再処理作業等の際に発生する放射性廃棄物（処理液、低レベル廃棄物等）を考慮すると、廃棄物発生量は必ずしもFBRサイクルが最も少なくなるとは限らない。また、FBRで全てのHL核種を燃料として利用ができる訳ではない。こういった処理作業等を全て考慮した上で、各々の燃料サイクルを検討すべきではないだろうか？全ての利点・欠点を検討し、情報を公開する事が、日本において、“原子力”を理解していただく最良の手段だと思う。

ご質問に対する回答を次に示す。

質問 1 :

ナトリウム（冷却材）の漏えい事故（もんじゅ）現場を視察したが、特に配管の防御、二重防御（まわりを窒素でカバー）が必要と思った。この点どのように考えているか。

回答 1 :

高温のナトリウムが、空気中に漏れ出すと、空気と反応し燃焼します。「もんじゅ」の1次系のナトリウムは運転中一部放射化するので、1次系の機器配管が設置されている部屋を窒素で満たすことによって、ナトリウムが漏れても、燃焼が抑制されるようにし、1次系のナトリウムは、原子炉格納容器の中に閉じ込める設計としています。

一方、2次系のナトリウムは運転中に放射化せず運転員が点検のため近づいても支障がないので、「もんじゅ」では2次系の機器配管は普通の空気のところを設置しています。そのため、2次系の機器配管が設置されている部屋については、床ライナと呼ばれる傾きをつけた鋼板を敷き、ナトリウムが漏れてもナトリウムと建物コンクリートとの直接接触を防止するようにしています。さらに、万一、多量のナトリウムが漏えいした場合には、連通管と呼ばれる配管を通して、建物の最下部にあるナトリウムタンク室に導かれ、燃焼抑制板によって窒息消火させる設計としています。

すなわち、「もんじゅ」では、上記のような対策を採ることで影響を十分緩和できること、運転中に部屋の中に入って設備の点検できること、設備のメンテナンスが容易であることなどを考慮して配管の二重防御や部屋の雰囲気常時窒素ガスで満たしておく必要はないものと考えております。

また、ナトリウム漏えいが発生すると原子炉の運転は、ただちに停止されます。原子炉は運転を停止しても崩壊熱と呼ばれるわずかな熱が発生するので、ナトリウム漏えい時にも原子炉を冷却する系統を確保する必要があります。

「もんじゅ」は、原子炉を冷却するための系統が3つあり、1つの系統でも停止後の原子炉を冷却するだけの能力があります。したがって、系統と系統の間は、分厚いコンクリートで仕切り、さらに漏えいしたナトリウムがコンクリートと接触しないようにライナと呼ばれる鋼板を床面に敷いて、1つの系統でナトリウムが漏えいしてもその影響が他の系統に及ばないようにして、健全な系統で確実に原子炉を冷却できるようにしています。

質問 2 :

「もんじゅ」に対して反対する人が多いのはナトリウムから水への熱移動が危険を伴うからと考えますが、この問題に対してサイクル機構の安全と考える理由なり対策を知りたいと思います。

回答 2 :

ナトリウムと水が接触すると、反応して水素が発生します。蒸気発生器でナトリウム中に水が漏れても、それをいち早く検出し、原子炉を止め、水を抜き取るシステムが「もんじゅ」には設置されており、ナトリウムと水の反応を素早く停止させることとしています。

また、「もんじゅ」は、原子炉のある1次系（ナトリウム）と、蒸気発生器の間に2次系（ナトリウム）を設けて、蒸気発生器でナトリウム中に水が漏れ反応したときの影響が、原子炉に及ぶことがないようにしています。

サイクル機構では、蒸気発生器でナトリウムと水が反応したときの安全性確保のための研究開発を、大洗工学センターにて長年にわたって実施しており、これらの安全対策には、その成果が反映されています。

なお、大洗工学センターでは、「もんじゅ」と同じ型の蒸気発生器を用いた試験装置で3万数千時間の運転経験を有していますが、その間、蒸気発生器で水がナトリウムに漏れたことはありません。

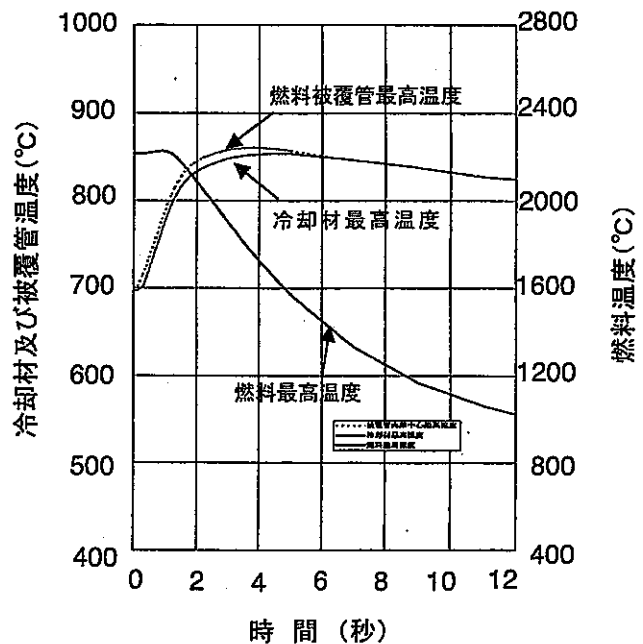
質問 3 (技術報告) :

今回は目指すシステムと技術展望についての報告であったが、各システムの安全性評価はどのように行われているか。今後はリスクコミュニケーションにおいても重要な事項であると思われるので絶対または相対評価の解析結果も出して欲しい。公表できる成果があれば教えて下さい。

回答 3 :

実用化戦略調査研究においては安全性の確保を大前提とした上で、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減、核拡散抵抗性の各目標を満たすシステムを追求しています。安全性の目標としては、(1) 同時代の軽水炉システムと同等以上の安全性、(2) 社会に存在するリスクと比べて十分に小さいリスクレベル、の2つを掲げており、これを満たすためのより具体的な設計要求として、炉については深層防護に基づく設計、安全評価による確認、受動的な安全機能の採用、苛酷事故の影響緩和対策、炉心損傷頻度などに関する定量的安全目標とリスク評価による確認などを挙げています。またサイクル施設についても放射性物質の閉じ込めや臨界事故に十分に配慮した設計、安全評価・リスク評価による確認を要求として掲げています。

ナトリウム炉についての評価例を示します。大型のナトリウム炉では2ループ構成を採用しており、炉心冷却性の観点から1次ポンプの軸固着による瞬時停止が代表的な事故事象として選定・評価されています。解析の結果、ポンプ回転数の異常を検出して原子炉停止系を作動させることにより、右図に示すように燃料被覆管の最高温度は、制限のめやすとしている900℃未満に抑制され、燃料健全性が確保できる見通しを得ています。同様にガス冷却炉や鉛ビスマス冷却炉についても候補プラントに対する安全評価を実施しており、要求を満足できる見通しを得ています。これらの評価結果は今後公開していきます。



湿式燃料サイクル施設 (再処理能力 200tHM/年、低除染ペレット燃料製造施設を含む) を対象として、施設外への放射性物質放出リスクの観点から異常事象を同定し、放射性物質放出シナリオを系統的に分析しました。その結果、代表事象として (1) 冷却機能喪失に

よる液体廃棄物処理工程における槽内沸騰、(2) 抽出工程における放射性溶媒のセル内漏洩及び火災、(3) 同工程から分岐した溶媒洗浄工程における臨界、の3事象を同定しました。さらに、簡易手法によりリスクを定量化したところ、安全性の目標に照らして十分小さくリスクを抑制できることがわかりました[1]。

また、乾式金属燃料サイクルシステムについても同様の評価研究を実施しています。放射性物質の溶融塩から気相への移行率等の基礎データ取得が課題であるものの、湿式施設と同様に十分小さくリスクを抑制することが可能であるとの見通しを得ています[2]。

参考文献

[1] K. Kurisaka, et al., "Risk Analysis of the Aqueous Fast Reactor Fuel Cycle Facility in the Conceptual Design Stage," Proc. ICONE-11, ICONE11-36388, Tokyo, April 2003.

[2] 栗坂健一、他、"金属燃料リサイクルプラントの設計評価(その11) -安全設計のためのリスクの検討-"、日本原子力学会「2004年春の年会」、B47、2004年3月。

質問 4 (技術報告) :

日本及び海外で使用されている原子炉において、エネルギー変換効率は何%くらいなのでしょう。また、なぜ CO₂ が発生するのでしょうか。

回答 4 :

日本及び海外で使用されている発電用の原子炉の 80%は軽水炉となっています。軽水炉には大きく分けて BWR と PWR がありますが、どちらの型でも水を直接原子炉で加熱している制限から、一般にタービンの蒸気条件としては圧力 55~70 気圧、温度は蒸気の飽和温度である 260~290℃が用いられ、発電効率は 33~34%となっています [1]。

ただし、現在実用化を目指して開発中であるナトリウム冷却高速炉の場合は、ナトリウムを中間熱媒体としているため、蒸気を飽和温度以上に加熱することが可能となり発電効率 40%以上が達成可能です。

また、ここで言う CO₂ の量は、発電所を建設、運転、廃棄するまでに行う燃料採掘、輸送、廃棄物処理などで発生する CO₂ を考慮したものです。この評価方法では、間接的な活動に伴うものも含めて、トータルに評価しています。

評価時においては、現在の我が国の置かれている状況が考慮されています。例えば、ウラン燃料の 2/3 は石炭火力の比率の高いアメリカで多量の電力を消費するガス拡散法を利用し濃縮されることなどです。

その結果、全プロセスからの CO₂ 排出量は 22~25 (g-CO₂/kWh) となり、発生内訳は、濃縮で 58~62%、再処理 (放射性廃棄物処分を含む) で 6~7%、発電 (建設や廃止措置を含む) が 21~24%、その他 (ウラン採掘、核燃料輸送、核燃料加工、長期中間貯蔵などを含む) が 11~12%となっています [2]。

ちなみに他の発電方法について同様に評価しますと、以下ようになります。石炭火力は 975 (g-CO₂/kWh)、石油火力は 742 (g-CO₂/kWh)、天然ガス火力は 608 (g-CO₂/kWh)、天然ガス複合は 519 (g-CO₂/kWh)、水力は 11 (g-CO₂/kWh)、地熱は 15 (g-CO₂/kWh)、太陽光は 53 (g-CO₂/kWh)、風力は 30 (g-CO₂/kWh) という結果になります。

参考文献

[1] 「新エネルギーの展望 原子力発電技術」、エネルギー総合技術研究所、平成 13 年 3 月

[2] 「ライフサイクル CO₂ 排出量による原子力発電技術の評価」研究報告、財団法人 電力中央研究所、平成 13 年 8 月

質問 5 (技術報告) :

スライド No. 22 の経済性評価について、発電単価 (円/kWh) を論ずる時は、前提条件を付す必要があります (例え、正規化していると言え)。それぞれについて稼働率は同じでしょうか。そして何%でしょうか。燃焼度の条件はどうでしょうか。ナトリウム、鉛ビスマスの運転費はリーズナブルですか。

回答 5 :

スライドに記載した F B R サイクルシステムの炉型に着目した経済性評価の例は、サイクル機構が実施した試算の一例です。

発電単価の算出にあたっては、各炉型や各燃料サイクル施設の設計研究で検討された経済性データに基づいています。

稼働率につきましては、各炉型で若干異なっていますが、およそ 93~95% と設定しており大きな差はありません。

燃焼度、これはブランケット部も含めた全炉心の平均燃焼度となりますが、ナトリウム炉で約 11 万 (酸化物燃料) ~ 約 14 万 MWd/t (金属燃料)、窒化物燃料を採用した鉛ビスマス炉とヘリウムガス炉では各々約 14 万と約 8 万 MWd/t、水炉では約 4.5 万 MWd/t となります。

一方、運転費につきましては、軽水炉プラントを参考に、人件費、修繕費、諸費、事業税などの内訳について評価しています。例えば、修繕費の算出にあたっては、各炉型の特徴を考慮して点検工程を組んでおり、軽水炉プラントにおける修繕費実績と各炉型の設計より得られた点検工程を考慮して修繕費用を算出しています。

鉛ビスマス炉の運転費がナトリウム炉に比べて高いのは、モジュール炉を想定している鉛ビスマス炉では原子炉設備の物量が多くなるため修繕費が高くなるのが原因の一つだと考えています。鉛ビスマス炉は、冷却材の重量が重いため耐震上の理由から中型モジュール炉を採用しています。このように、その他の炉型の運転費についても、各々の特徴を捉えた評価を行っています。

(7) アンケート及び集計結果

アンケート質問事項

Q 1. あなたは、

性別： 男性 女性

種別：(一般) 官公庁 大学 研究機関・学会等 電力 メーカー 学生
機構職員 その他 ()

(地元関係) 議員 自治体 婦人団体 モニター その他 ()

Q 2. 大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004 をどこでお知りになりましたか。

案内状 ポスター ホームページ 学会のメール配信サービス

学会誌・科学誌・新聞等 (誌名：)

その他 ()

Q 3. 特別講演はいかがでしたでしょうか。

興味深い内容であった 普通 よくわからなかった その他

()

Q 4. 基調報告はいかがでしたでしょうか。

よく理解できた 普通 よくわからなかった その他

()

Q 5. 技術報告はいかがでしたでしょうか。

興味深い内容であった 普通 よくわからなかった その他

()

Q 6. パネル討論はいかがでしたでしょうか。

興味深い内容であった 普通 よくわからなかった その他

()

Q 7. (特別企画) 女性による実践・討論会はいかがでしたでしょうか。 参加 不参加
(参加した方のみ) 興味深い内容であった 普通 よくわからなかった その他

[]

Q 8. (特別企画) ポスターセッションはいかがでしたでしょうか。
よく理解できた 普通 よくわからなかった その他

[]

Q 9. (特別企画) 施設見学会はいかがでしたでしょうか。 参加 不参加
(参加した方のみ) よく理解できた 普通 よくわからなかった その他

[]

Q 10. 大洗工学センターの若手職員がパンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」を作成しました。同封したパンフレットについてご感想をお聞かせください。
よく理解できた 普通 よくわからなかった その他

[]

Q 11. 今後の大洗FBRサイクルシンポジウムの開催にあたり、どのようなテーマ、プログラムに興味がございますか。ご意見をお聞かせください。

[]

Q 12. シンポジウム全体を通じて、ご意見・ご要望などがありましたらご記入ください。

[]

アンケート集計結果（概要）

《概要》

本アンケート調査は平成16年2月27日に大洗工学センターで開催された大洗FBRサイクルシンポジウム2004（以下、シンポジウムという）の参加者に対して実施したものである。本報告は、その結果をまとめたものであり、その詳細は別添に示す。

なお、本アンケートの集計結果は参加者402名中、78名の方にご回答頂いたデータに基づいている（回答率は19%）。

【Q1-1】回答者の性別

回答者のうち男性が87%、女性や無回答者が13%であった。

【Q1-2】回答者の職業

回答者のうちメーカーが34%と最も多く、次いで研究機関・学会等の参加者17%、電力、学生9%となっている。婦人団体、地元関係者等の地元関係者も約16%の参加があった。

【Q2】シンポジウムを知った方法

案内状、ホームページ、学会のメール配信サービスによるものが多く、79%を占めた。

【Q3】特別講演の感想

回答者の67%から、興味深い内容であったとの回答を得ている。原子力に取組む基本的な考え方が理解でき、個人の顔（個性）が見える原子力の必要性を感じた、国民的合意の必要性を感じた、等の感想を頂いた。一方、時間が短かったとの意見もあった。

【Q4】基調報告の感想

回答者の67%から、よく理解できたとの回答を得ている。報告がゆっくり、分かり易い口調であり、内容も一般向けに工夫されており非常に理解しやすかった、との感想を頂いた。一方で、内容の物足りなさの指摘があった。

【Q5】技術報告の感想

回答者の53%から、興味深い内容であったとの回答を得ている。各国の状況が良く分かる興味深い内容であったとの感想を頂いた。中国の勢いに驚いたとの感想も得ている。スライドは英語版と日本語版が必要であるとの提案もあった。

【Q 6】パネル討論の感想

回答者の44%が興味深い内容であったとの回答、19%が普通との回答を得た。自由かつ率直な意見のやりとりがあり、興味深かったとの感想を頂いた。一方討議内容がテーマとずれていたとの指摘があった。また、同時通訳の場合、質問者と回答者の声(人)を替える等の提案があった。

【Q 7】(特別企画)女性による実践・討論会の感想

女性による実践・討論会はアンケート回答者の31%が参加し、そのうち68%から興味深い内容であったとの回答を得ている。積極的な討論が良かった、このような企画は今後多く開催されたい、との感想を頂いた。

【Q 8】(特別企画)ポスターセッションの感想

回答者の47%が、普通に理解できた、と回答しており、よく理解できた、との回答者は23%であった。特にポスターの説明が理解しやすかったとの感想を頂いた。一方、研究者向きであり、一般的ではないとの指摘もあり、専門家向けに加えて一般向けの内容も盛り込むべきとの提案があった。また、テレビ映像等による説明があった方がよいとの提案もあった。

【Q 9】(特別企画)施設見学会の感想

施設見学はアンケート回答者の17%が参加し、そのうち79%から良く理解できたとの回答を得ている。実際に目で見たり、「常陽」のシミュレーションの体験が非常に興味深かったとの感想を頂いた。

【Q 10】パンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」の感想

回答者の35%から、よく理解できたとの回答を得ている。よく工夫されているが、情報量が多いとの感想を頂いた。内容に関して、自分自身の仕事に向けての熱意を語る文面が入っていると良い等、数点の提案を頂いた。

【Q 11】今後、要望のあるシンポジウムのテーマ、プログラム

今後要望のあるテーマ、プログラムに関して頂いた主な意見を次に示す。

- このようなプロフェッショナル対象のシンポジウムは勿論続け、一般向けのFBRレクチャー的なシンポジウムがあればいいと思う。
- 「常陽」を用いたマイナーアクチニド照射、「もんじゅ」の状況と将来計画
- 「常陽」が地元にとっても誇りとなる成果をだしていることを分かり易く説明
- 水素等、社会的にホットな話題と原子力の関り
- 大洗工学センターで開発された各種、幾多の技術について、これらが一般社会、国民生活の中で応用され、役立っているものを事例紹介できるセッション等

- FBR の炉タイプも種々出揃ってきたようであるし、また再処理の方法も種々の方法が出揃ったようなので、これらの各々の技術を比較議論して、それぞれのメリット、デメリットを洗い出す比較評価のシンポジウム
- FBR サイクルを実現するにあたり、必要となる個々の技術（炉材、冷却材、分離科学等）に焦点を当てたシンポジウムを期待。
- 軽水炉、天然ガス、コジェネ等の最近の技術進歩と FBR の比較

【Q12】シンポジウム全体の感想

シンポジウム全体を通して頂いた主なご意見・ご要望を次に示す。

- FBR に消極的な印象を持ちがちな時代の空気の中、FBR の可能性が評価され研究・開発が着々と進んでいることが感慨深かった。やはり科学技術の進歩は人類に幸福をもたらすということを感じたい。そのためにはテクノロジーに過信せず、たまには疑い、それをフィードバックして安全を最優先して研究開発を進めて欲しいと（一般人としては）いささか他力本願だと思った。時間通りに議事運営が進められたのは非常に素晴らしいと思う。
- 町民等を入れて、色々な事を聞かせて頂けることは、原子力の理解に非常に役立つ。
- 今後は研究開発によって目的とした技能、安全性が保持されていることを実績報告として聞きたい。

以上

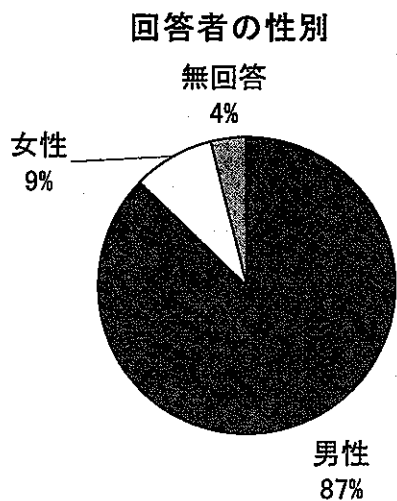
アンケート集計結果（詳細版）

本アンケート調査は平成 16 年 2 月 27 日に大洗工学センターで開催された大洗 FBR サイクルシンポジウム 2004（以下、シンポジウムという）の参加者に対して実施したものである。なお、本アンケートの集計結果は参加者 402 名中、78 名の方にご回答頂いたデータに基づいている（回答率は 19%）。

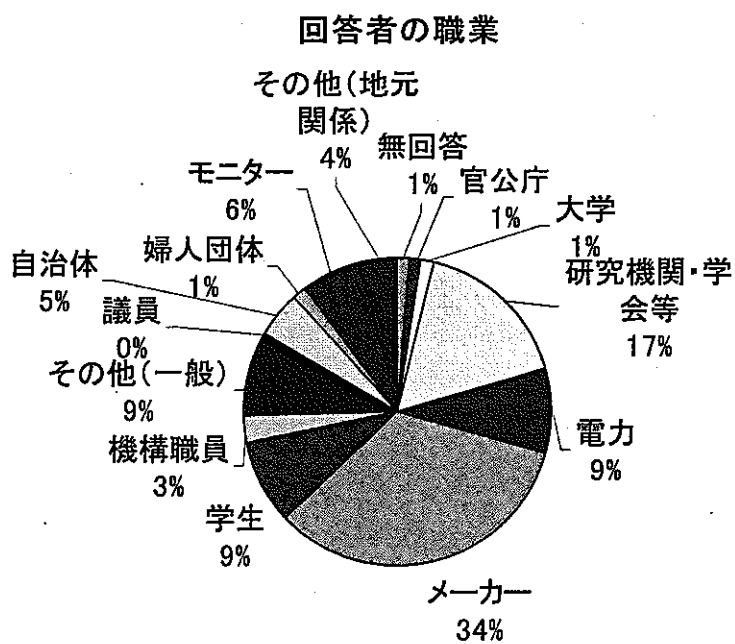
☆☆☆☆ 質問事項リスト ☆☆☆☆

- 【Q 1 - 1】回答者の性別
- 【Q 1 - 2】回答者の職業
- 【Q 2】シンポジウムを知った方法
- 【Q 3】特別講演の感想
- 【Q 4】基調報告の感想
- 【Q 5】技術報告の感想
- 【Q 6】パネル討論の感想
- 【Q 7】（特別企画）女性による実践・討論会の感想
- 【Q 8】（特別企画）ポスターセッションの感想
- 【Q 9】（特別企画）施設見学会の感想
- 【Q 10】パンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」の感想
- 【Q 11】今後、要望のあるシンポジウムのテーマ、プログラム
- 【Q 12】シンポジウム全体の感想

【Q1-1】回答者の性別
あなたは（性別）



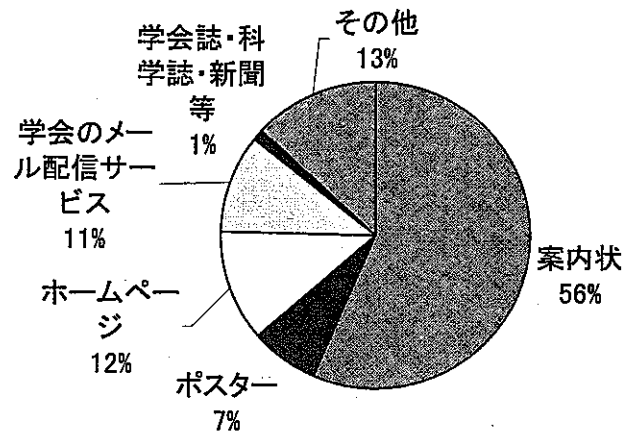
【Q1-2】回答者の職業
あなたは（職業）



【Q2】シンポジウムを知った方法

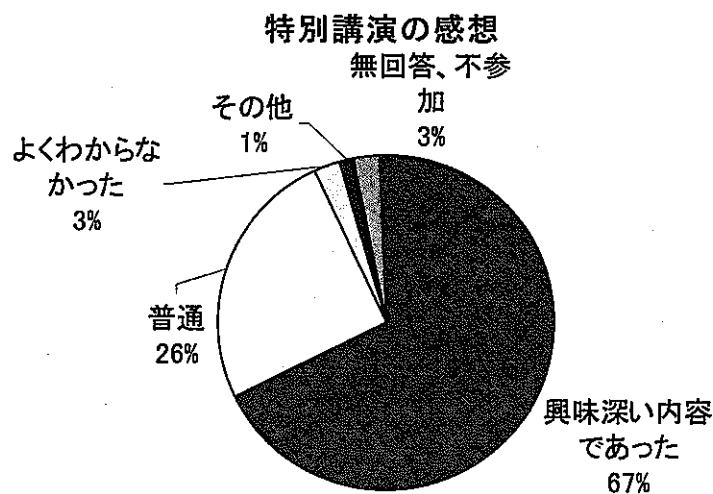
大洗FBRサイクルシンポジウム2004をどこでお知りになりましたか。

シンポジウムを知った方法



【Q3】特別講演の感想

特別講演はいかがでしたでしょうか。



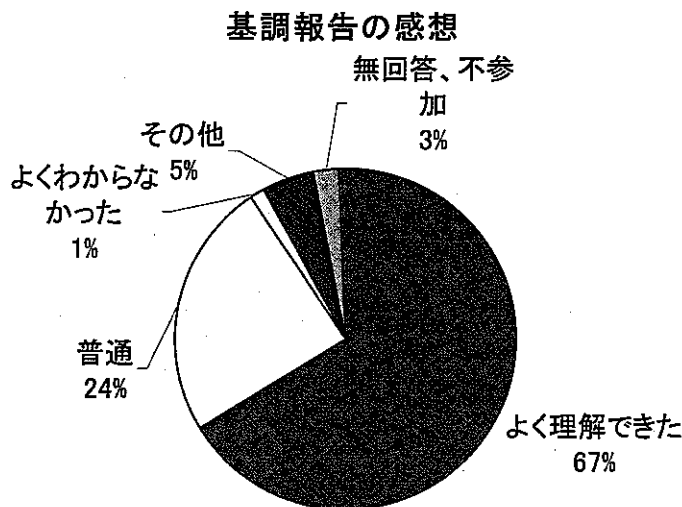
《ご意見・ご要望等》

- 原子力・技術開発に取り組む基本的な考え方が理解出来た。
- 原子力委員長らしく、市場性のない技術はダメ、と釘をさすことを忘れないのは流石。
- 近藤先生の個性が良く出た興味深いご講演であった。個人の顔（個性）が見える原子力の必要性を強く感じた。

- 非常に興味ある講演。長い開発機関を要する FBR 開発の進め方に大きな課題を投げかけられた。
- 原子力委員会、一般の見る目が厳しいことを認識させられた。
- 「ダーウィンの淘汰の海」が印象に残った。
- 「国民の理解」が大切なことが良く分かった。
- 原子力一般でなく、もっと次世代炉、高速炉への国の取り組みについて話を踏み込んで欲しかった。
- 原子力委員会の所信についてよく理解できたが、具体的な考えが述べられていなかった気がする。もっと具体例を加えた方が国民にとって分かりやすいでしょう。
- 高速増殖炉技術開発の位置付けがわかりやすく話された。抜書きした説明がき（資料）の準備がよかった。最後の核不拡散体制等最近の動きが聞きたかった。
- 新しい原子力委員長の考え方、ビジョン、研究開発機関への期待やリードが何かについてある程度知る事ができた。時間内に上手く話しが展開されていると一般の方にもわかりやすかったと思います。（3件）
- 内容は良かったが時間が短く走り走りで残念であった。お忙しい方ではあるがもう少し時間をとって欲しかった。（6件）
- 「もんじゅ」が10年動いてないのは問題。国民に100%の理解は無理。少々強力に再開の必要あり。
- 国民的合意が必要であり、そのためには政治的役割が大きいとの指摘について同感。単に原子力委員会内部で議論するだけでなく、有力政治家をまき込み、国会の場でも合意形成に向けて努力されることを望みます。

【Q4】基調報告の感想

基調報告はいかがでしたでしょうか。



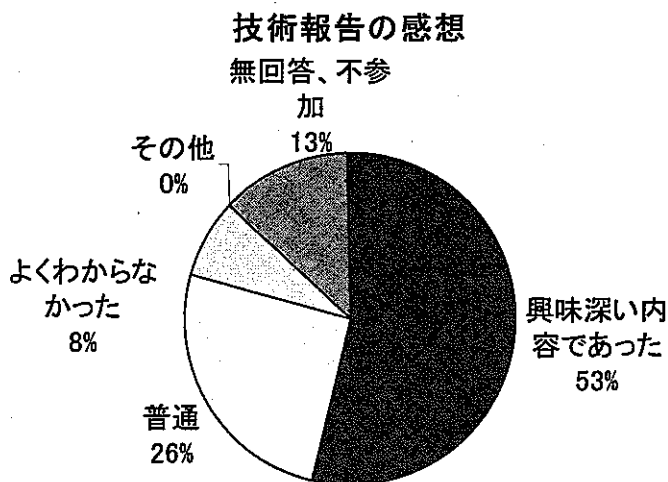
《ご意見・ご要望等》

- 極めて概括的な報告であったが、全体が良く見えた報告であり良かった。(3件)
- 一般参加の方々には“基調”としては良かったと思う。
- 技術報告に入る前の基本的な知識のおさらいとして適切であったと思う。
- わかりやすい語り口調だったため聞き取りやすかった。(5件)
- 専門分野に傾きがちな報告から離れ、身近な例(輸入牛肉問題と牛丼)から説明されたのは印象的であった。技術報告と一般へのメッセージとは異なることに配慮されていた。
- 基調報告中にパネラーの紹介をするのは良いアイデアだと思う。(2件)
- マイナーアクチニドの話がよく理解できた。
- サイクル機構大洗の果たしてきた、果たすべき役割がよく理解できた。
- 大局的にエネルギー問題を説明されFBRの重要性を認識できて良かった。
- 地域を大切にしたい基調報告で大変好意を持った。
- 発表マテリアルが良く準備されていたと思う。
- 概論としては分かり易くよく説明されておりましたが、標題の「FBR サイクル技術の役割と今後の展開」で「いつまでに何が実用化でき、今ここまで見通しを得た」との話を知りたかった。
- ほぼ理解できたが、もう少し時間的余裕が欲しかった。
- いくつか新しい研究課題の紹介があったが、豊富な研究陣容や研究インフラで挑戦を行っている様子をもっと話されると良いでしょう。
- サイクル機構が技術開発だけでなく社会との係わり合い、マスコミ、国民との関係をどのように考えて、どのようにしてゆこうとしているか、突っ込んだ報告が欲しかった。

- 表面的な内容であったが分かり易かった。もっとエネルギーの代替について述べメリット面を出して欲しい。
- 内容が面白くない。特に前半。成果中心に何をやっているか、分かり易く説明すべきであった。近藤先生のお話とマッチするプレゼンにしてもらえば良かったと思う。
- 「もんじゅ」の事故を通りすぎたのは良かったのか。全ての低迷の原因では。
- 良くまとめられており、ビデオ撮影してあれば、DVDにして希望する者に貸し出し配布することを考えて欲しい。

【Q5】技術報告の感想

技術報告はいかがでしたでしょうか。



《ご意見・ご要望等》

■全般

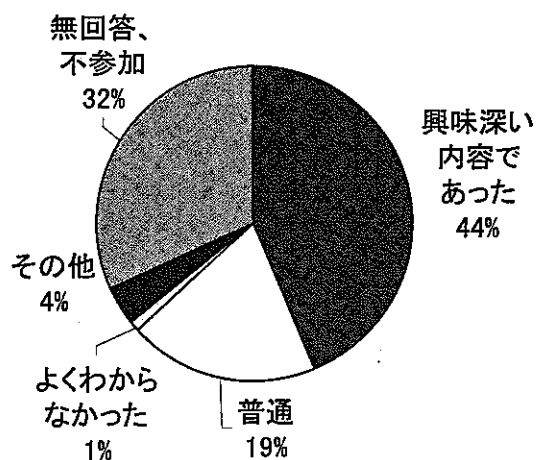
- 各国の状況が伺えて興味深かった。(8件)
- 具体的内容は全くわかりませんでしたが、各国が独自性を持ちながら一面で協調している姿を感じた。
- 国々の中の発表で技術的に細かい所と粗い所の差があって統一がなかったが、全体的に良いセッションであったと思う。
- 高速炉に関心がある者にとっては有用な内容があって有意義であった。
- かなり専門的であったので原子力関係者であっても FBR 以外の分野の人にはわかりにくかったのではないか。(3件)
- 一般の人々へ伝えることと、専門家との話し合いの難しさを痛感。

- スライドは英語版と日本語版が必要と思う。
- 海外の発表者の中には英語を使うのが難しいこともあり、気の毒な感じであった（母国語の通訳の工夫など必要）。欧米だけでなく近隣諸国も招いたのは大変よかった。（2件）
- 会場での質問があったが、CEA がガス冷却高速炉を中心に研究するとした理由について疑問を感じた。ロシアでの長期に亘る FBR 運転、中国の CEFR 建設には勇気づけられた。仏露中のクローズドサイクル路線派と連携して国際社会の場で主張していくべき。
- ロシアの経験の多いことと、中国の意欲的な計画等、情報が伝わりにくい国の話が大変興味深く聞くことができた。（2件）
- 中国の勢いには驚いた。再処理が禁止されている韓国を含めるのは問題。
- 中国では地元の立地に対する考え方が日本と異なる点が面白かった。
- ナトリウム冷却型 FBR は世界の開発状況から考えて日本が先導的役割を果たすべきと感じた。
- Generation-IV は日本が先攻していた印象だったが、すっかり世界に遅れをとった感である。

【Q6】パネル討論の感想

パネル討論はいかがでしたでしょうか。

パネル討論の感想



《ご意見・ご要望等》

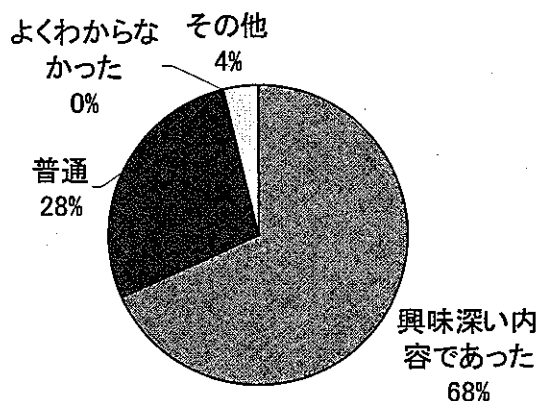
- パネル討論は時間も十分にあり大変興味深い話が聞けた。（3件）
- 自由かつ率直な意見のやりとりがあり、興味深く拝聴できた。
- 技術報告のまとめで相互の意見表明という形で良く理解できた。
- わかりやすい説明（とくに可児氏）であった。中国の Dr. Xu も分かり易かった。
- 中国の需要には驚いた。（2件）
- 中国の長期計画をベースに国際協力への議論は面白かった。超大国中国の感を強く受けた。

- 中国のFBRへの参加を心強く感じた。
- 中国の精力的な開発（エネルギー）は多くの人が驚かれたと思うが、安全規制体制はどのようになっているのだろう。
- 中国のペーパープラン的2050年FBR計画に議論が集中し、また全体の議論もかみ合わないものが多く期待外れだった。
- 中国の勢いは1960年代の米、英、仏、独、（日）と同じ。彼らは1980年にFBRを商業化させると言っていた。しかし、現実には現在の通り。
- 米国の戦略についてもう少し突っ込んで欲しかった。
- マイナーアクチニド燃焼については最近のトピックスではあるが、一選択肢であると思う。技術的な必要とは別に強調しすぎているとの印象を持った。フランスにおいてもCEAとEDFとは考え方が違うのではないか。
- 「もんじゅ」の運転再開に反対する理由を討議しない点に不満を感じた。再開は2年後か3年後かとの外国人からの問いはあったが。
- 遠来の発表者にもっと突っ込んだ質疑応答を行い、その内容の一般向けの解説を入れると研究の面白い面が出てくるのではないか。
- 技術的なことから離れてより一般的かつ抽象的テーマについて具体的な話が聞けることを期待していたが、各々技術報告の補完をしているという感じだった。このセッションを一番期待していただけ少々がっかりした。
- 題目からは多少ずれていたような気がした。（3件）
- 質問したい点があったが質問しづらい雰囲気であった。
- 同時通訳の場合、質問者と解答者との声（人）を替えていただいた方が分かり易いと思う。

【Q7】(特別企画)女性による実践・討論会の感想

(特別企画)女性による実践・討論会はいかがでしたでしょうか。

(特別企画)女性による実践・討論会の感想



女性による実践・討論会
参加者25名の回答結果

《ご意見・ご要望等》

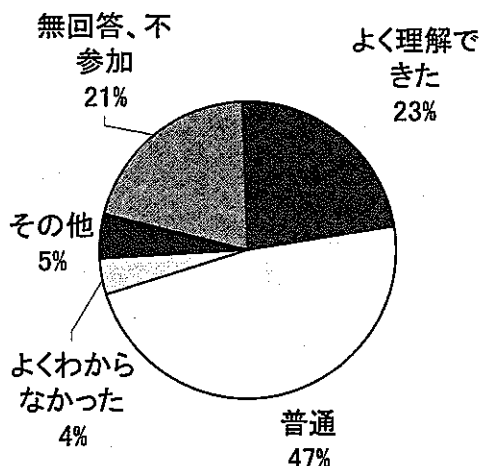
- 活気のある討論で非常にたのしかった。
- フロアの女性の意見が経験を踏まえた説得力のあるもので感動を受けた。
- 広報関係の仕事を通常業務と合わせて行っており、広報についてとても参考な意見を聞く事ができ大変勉強になった。
- 積極的な議論で良かった。またホテル女将の方の発言は新鮮で面白かった。説明する方と受けとる側が同じ土俵に立つことが重要だと思う。
- 途中から参加したが、盛況で驚いた。ハートに響くとは一所懸命相手のことを考えることではないか。
- 一般の方の原子力に対する理解を得るために必要な考え方の参考になる。このような場は小規模でももっと広げていくべきと思う。
- 取り組みは高く評価できる。
- 独立して企画されると良い。今後必要となる。
- PAとは特定の人が担当するものとの認識を持ちがちであったが、自らも積極的に自分自身の言葉で語る必要があると改めて考えた。
- 話したいことより、聞きたいことを念頭にPA企画を行うのがよいとの結論であった。
- 今回は初めての企画と伺ったが、第1回としては大変良くできたと思う。これからも大きな会議開催の際には是非開催して欲しい。(2件)
- PRは満点という方法はないので苦労されていることをよく理解できた。女性の感性でのPRは重要で今後とも続けていただきたい。
- WIN-Japanというグループがあることを知らなかった。シュガーズも共にもっとPRしては(2件)。
- 普通の一般主婦、そして地元一般企業のOL女性など、平均的な女性はどうなのか疑問である。今

- 回はレベルも高く普通でない。女性のイベントだったので極めて優等生的であった。
- 会場からは、ほとんど関係者（WEN or WIN）ばかりからの意見だったことが残念。
 - 誰に向かっての企画か不明だった。業界の広報関係者の集いで、お互い活動内容を報告、評価し合うものであれば、当事者にとっては非常に有益だと思うが、一般の方、地元の方も招いているのなら、内輪の話すぎるきらいがあった。
 - 説明方法に対する意見ばかりで討論と言うものではないと感じた。
 - 活動報告が平板過ぎる感じがあり、表現や演出に工夫をした方が受け入れられたのではないと思う。

【Q8】（特別企画）ポスターセッションの感想

（特別企画）ポスターセッションはいかがでしたでしょうか。

（特別企画）ポスターセッションの感想



《ご意見・ご要望等》

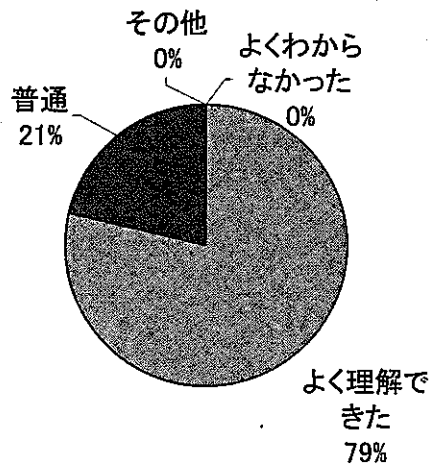
- 幅広い分野をカバーしていて、興味深かった。
- 非常に知見に富んだ実績紹介で興味深かった。
- 活動の全体は把握出来た。
- 技術報告の後にポスターを拝見したので理解し易かった。
- 担当の方の説明が良かった。（2件）
- 綺麗によくまとめてあり、良く理解できた。（4件）
- コピーを用意頂いたのは有難い。
- ガス炉と臨界抽出は役に立ちました。
- 鉛ビスマス炉の特性が良く理解できた。
- 技術のブレークスルーと、その目標に対する達成度に絞った方が分かり易い。

- 新技術を取り入れている項目は具体的に記入した方が良い。(2件)
- 対象をどの層にするかについて調整する必要がある。専門家向けに加えて一般の人にも理解できる内容も盛り込むべき。(4件)
- パネルの中味は良く理解しやすいように工夫されているが、テレビ映像等による説明もあった方がよい。
- 比較的分かりにくいものは情報が多すぎるものであった。
- ポスターの文字、絵が小さく、極めて見つらなかった。カラーにした事は良かった。
- 一部のポスターセッションに説明者が不在であった。残念である。
- もう少し広い場所で、PR 効果をねらったものでも良かった。

【Q9】(特別企画) 施設見学会の感想

(特別企画) 施設見学会はいかがでしたでしょうか。

(特別企画) 施設見学会の感想



施設見学会参加者 14 名の回答結果

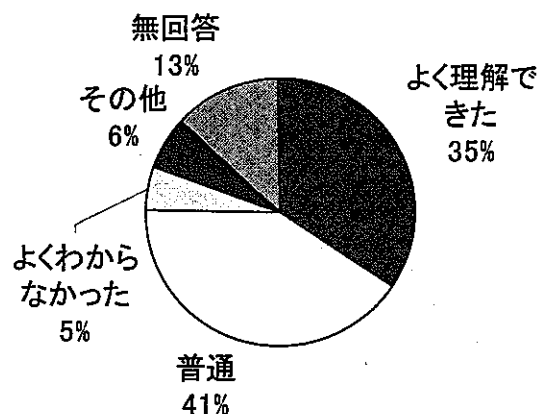
《ご意見・ご要望等》

- 「常陽」の運転シミュレーターを体験できてよかった。(2件)
- 丁寧に説明をして頂き有難うございました。実際に目で見ることが出来、非常に勉強になった。
- 貴重な見学ができた。中央制御室の見学が窓越しだったのが残念である。
- FBR の施設設備をもっと広く見たかった。中央制御室シミュレーションでの模擬緊急時対応の実演は一般の人達への安全性 PR には大変効果があるものと感じた。
- 照射燃料試験室の見学は良かった。ビデオか説明図等が欲しかった。

【Q10】パンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」の感想

大洗工学センターの若手職員がパンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」を作成しました。同封したパンフレットについてご感想をお聞かせください。

パンフレット「サイクル機構大洗工学センターのお仕事」の感想



《ご意見・ご要望等》

- 良い内容だと思う。分かり易い表現である。
- よく工夫されているという感じがした。
- 自分はここを訪れたのは初めてではないが、初めての人に対しては分かり易い内容であったと思う。
- 身近に感じられるので良いと思う。
- 顔写真の掲載が親しみやすい。大洗町中で会ったら声をかけそう・・・！
- 今後十分に活用されると良い。
- より詳しく知りたい。
- パソコンのテクニックに感心した。
- 子供向け資料としては分かり易いものだと思う。このような資料をもとに地域へ情報発信をしていけたら良いと思う。
- パンフレットはどのようなバックグラウンドの人に何を理解してもらいたいのか、と言う事を考えて。同じ内容であっても相手に合わせて数種類用意する必要があると考えています。(2件)
- 子供向けに限定せず、普通の大人が読める様な工夫も欲しい。
- 専門知識を持った人にはよく理解できたが、一般向けには少し難しいかもしれない。
- 子供向けには漢字に「ふりがな」をつけたらどうか。特に低学年向けに。
- サイクル機構が何をしているか、分かり易いが、世の中にどう貢献するのか、の内容が必要。
- 具体例を示した説明も挿入した方がより印象に残るのでは。
- 自身の仕事に向けての熱意について語る文面が短いものでも入っているべき。

- 少し欲張った内容になっている感じがする。もう少しスッキリさせた方が良い。(4件)
- ②の実用化を目指した研究開発が分かりにくい。
- ②の実用化を目指した研究開発の図が説明不足。

【Q11】今後、要望のあるシンポジウムのテーマ、プログラム

今後の大洗FBRサイクルシンポジウムの開催にあたり、どのようなテーマ、プログラムに興味がございますか。ご意見をお聞かせください。

《ご意見・ご要望等》

- 世界の進路(わが国と諸外国の技術報告の方向性)(3件)
- 各国の産業界の動向も知りたい
- 「常陽」と「もんじゅ」の役割
- 「常陽」を用いたマイナーアクチニド照射。「もんじゅ」の状況と将来計画
- 「常陽」が地元にとっても誇りとなる成果をだしていることを分かり易く説明するもの。
- FBRの炉タイプも種々出揃ってきたようであるし、また再処理の方法も種々の方法が出揃ったようなので、これら各々の技術を比較議論し、それぞれのメリット、デメリットを洗い出す比較評価のシンポジウムを聞いてみたい。
- FBRサイクルを実現するにあたり、必要となる個々の技術(炉材、冷却材、分離科学等)に焦点を当てたシンポジウムを期待。
- ソフト開発とハード開発(試験)の両面による研究開発の成果。鉛ビスマス冷却ループ、燃料挙動(窒化物なら特に)。
- 先進的研究開発についても、2~3テーマを決めて、分かり易く報告されることを希望する。
- マイナーアクチニドについての研究の現状を定期的に聞きたい。
- 安全対策(3件)
- 軽水炉、天然ガス、コージェネ等の最近の技術進歩とFBRの比較
- サイト立地は軽水に比べてFBRは有利、不利等の比較
- 高レベル廃棄物の処分。原子炉と水素製造。
- 水素等、社会的にホットな話題と原子力の関り。
- 科学技術立国日本のエネルギー革命の担い手たるサイクル機構大洗のintelligenceの発揮を目指した革新技術の紹介を期待したい。
- このようなプロフェッショナル対象のシンポジウムは勿論続け、一般向けのFBRレクチャー的なシンポジウムがあればいいと思う。一般人としてはマスコミのせいもあるが「FBR=失敗」とすり込まれているような気がするからである。ただ無興味のsilent majorityを引き付けられるかは疑問であるが。
- 産学官連携によるFBR開発

- 大洗工学センターで開発された各種、幾多の技術について、一般社会、国民生活の中で応用され、役立っているものを事例紹介するセッション等があっても良い。
- 地元の人達に理解できる内容での開催が必要だと思う。今後のエネルギー政策として国家的に必要なものであるので地元の人達の理解と支えが不可欠の条件だと思う。

【Q12】シンポジウム全体の感想

シンポジウム全体を通じて、ご意見・ご要望などがありましたらご記入ください。

《ご意見・ご要望等》

<全般>

- 全般に良く構成された興味深いシンポジウムだと思った。
- 大変立派なシンポジウムだ。
- 大変参考になった。
- この様な会合に町民等を招待し、色々な事を聞かせて頂けることは、原子力の理解に非常に役立つ。
- 大洗での成果と今後の方向などを分かりやすく説明して下さったと思う。これからもこのような機会を多くの人（とくに FBR 開発関係者以外）に知らせて下さるよう希望する。2年に1度くらいの国際シンポジウムの開催を是非続けて欲しい。シュガーズさん達もよかった。頑張ってください。
- 久々にきちっとまとまった FBR サイクルのシンポジウムを聴講させていただき有難うございました。まもなく「もんじゅ」も再開に向けて一歩進めることができるのではと期待している。
- サイクル機構で実施されている仕事を一部かも知れませんが理解できた。この種の報告会等の機会を増して開催して欲しい。
- 私のような素人が参加する場合、専門用語の解説をプリントして入れて欲しい。
- 原子力 PA のあり方：特別企画は非常に面白かった。
- 地元住民への対応：非常に熱心に取り組んでいることを理解できた。開催場所をセンター外にして自由に参加できるようにした方がより良い。
- 主対象オーディエンスは誰か。焦点をしばって開催した方が良いのではと思います。①一般の非専門家か②一般原子力/エネルギー専門家か③FBR 専門家か。今回のプログラムで言うと午前中は①、午後は②だと思いますが。講演者、司会者、参加者に明示すると討論/質問など活発になるのでは？（2件）

<内容について>

- 将来の考うる理想的なエネルギー体系の中で FBR がどのような位置付けとなるか、についてもっと議論してもらいたかった。FBR は究極のエネルギー源となりうるのか。

- FBR の研究開発を行っているインドの状況も知りたかった。次回以降は是非インドも招待して欲しいと思う。今後はこれらの研究開発が目的とした技能、安全性が保持されている実績報告を聞きたい。
- 今回のシンポジウムがどういった位置付けで開催されたのかは良く分からないのだが、最初の来賓挨拶の必要性が良く理解できなかった。全く無いのが良いと言うことではないのだが、他の講演とのギャップを感じた。
- 大洗の状況がよく分かった。専門（例：FR の安全性など）シンポもあわせて開催したらどうか。
- サーマルリアクターからファーストリアクターへの移行プロセスを最適化する提案が必要と思う。
- FBR に消極的な印象を持ちがちな時代の空気の中、FBR の可能性が評価され研究・開発が着々と進んでいることが感慨深かった。やはり科学技術の進歩は人類に幸福をもたらすということを信じたい。そのためにはテクノロジーに過信せず、たまには疑い、それをフィードバックして安全を最優先して研究開発を進めて欲しいと（一般人としては）いささか他力本願だが思った。
- 「常陽」、「もんじゅ」の存在が世界を呼ぶとの実感を強くしました。
- 中国の FBR 開発に対する積極的な姿勢が印象的であった。今後、中国との技術的交流を加速すべきである。

<進行>

- 司会者の進行がとても上手であった。また、同時通訳システムは非常に良く話が理解できた。大変良いシンポジウムでした。
- 時間通りに議事運営について進められたのは非常に素晴らしいと思う。
- 質問の用紙が配布されているので司会が無理に質問をして時間を調整する必要はないと思った。時間不足ならば問題かもしれないが。余るのならばコーヒブレイクの時間を延ばす様な方策の方が参加者同士の交友も出来有効と思った。（2件）
- 休憩時間が欲しかった。昼食の場所も考えて欲しい。めったに無い国際会議なので大変参考になりました。係の方ご苦労様でした。
- 昼休みの時間が長すぎる。スタート時間を1時間ほど繰り下げても良いのではないかと思う。

<会場について>

- 遠くからも顔が見えるように、講演者、パネリストにはフロアと同じレベルではなく、少し高いプラットホームがあった方が良い。（テレビは主に右手なので見にくい。）
- 国際シンポジウムなのだから、同時通訳のみでなくスライドも英語版を横のスクリーンにでも併せ表示すべきでは。外国人は退屈そうにしていた。
- 参加者数と会場の座席数がバランスするように（2件）。
- 「女性による実践・討論会」の会場へは「弁当持込み可」となっていたので、弁当を食べながら参加できるものと思ったが、よく聞いてみると持込みは可であるが、食べることはできないということであった。誤解を招きやすい表現は避けて頂きたい、よろしくお願いします。また、座

席の区分けが極めて不明確であった。表示も見にくいし、意味合いも理解しづらい表現であった。

<その他>

- ビデオテープで記録しているので、DVD に編集されると良い。
- 30 年以上前に 2MW ループと常陽の建設に係った者で、本会場など立派になって感銘を受けた。反面ハードウエアは減っているとか、世のソフト化と同じ潮流か。中国が FBR を設置するとして国として対応するのはフランスか。
- 国際協力による将来エネルギーの技術発展（開発）と確立がされる事を、また、「常陽」、「もんじゅ」による技術発展（開発）と確立がされる事を期待。