

# インドに見るアジアの原子力開発

平成19年5月29日

次世代原子力システム研究開発部門

佐藤浩司

1. インドの歴史的背景とエネルギー事情等
2. 三段階の原子力開発計画と開発体制
3. 原子炉と関連サイクルの開発の現状と今後の計画
4. 原子力施設の軍民分離計画
5. 原子力の国際協力への期待
6. インドを含めたアジアとの国際協力の進め方  
(私案)

# インド訪問 (2006年12月)



パキスタン

中国

④ニューデリー  
(インド科学アカデミー、ジャワハルラール・ネルー大学)

①ムンバイ(バーバ原子力研究センター、  
インド原子力発電公社)

③バンガロール (インド科学大学)

②カルパッカム  
(インディラ・ガンジー原子力研究センター)

HBNI	- Homi Bhabha National Institute
BRNS	- Board of Research in Nuclear Sciences
NBHM	- National Board for Higher Mathematics
SSSF	- Solid Storage Surveillance Facility
WIP	- Waste Immobilisation Plant
AEEES	- Atomic Energy Education Society
ACTREC	- Advanced Centre for Treatment, Research & Education in Cancer
TIFR	- Tata Institute of Fundamental Research
TMC	- Tata Memorial Centre
DCS&EM	- Directorate of Construction, Services & Estate Management
DPS	- Directorate of Purchase & Stores

Public Sector Undertakings Industrial Facilities Research & Development Organisations Grant-in-aided Organisations Service Organisations

# 1. インドの歴史的背景とエネルギー事情等

## インドの歴史的背景 (1/2)

### ○インドの原子力開発の歴史は日本よりも古い

(日本：原子力基本法の制定(1955年)、原子力委員会の発足(1956年))

- 1945年：タータ基礎研究所（ムンバイ）の設立
- (1947年：英領インドが、インドとパキスタンに分離独立)
- 1948年：原子力法を制定、原子力委員会が設立
- (1950年：インド憲法が発布、インド共和国が成立)
- (1952年：日印平和条約締結（賠償請求権を放棄）)
- (1953年：国連での“Atoms for Peace”の演説)
- 1955年：国連主催の第1回「原子力の平和利用に関する国際会議」  
インドの初代原子力委員長であるホミ・バーバ博士が議長
- 1957年：トロンベイ原子力研究所（バーバ原子力研究センター(BARC)の前身)の設立
  - ・アジア初の原子炉アスパラ（最大熱出力1Mwt）の運転開始
  - ・国際原子力機関（IAEA）の設立
  - ・インドはIAEAの設立に貢献した12ヶ国の一員で理事国

1974年及び1998年に**地下核実験**を実施 ⇒ その後国際社会からの支援が途絶

# インドの歴史的背景 (2/2)

## (インドの主張)

### ○1974年の地下核実験の実施理由：

- ・ 当時世界でも検討されていた大規模な土木工事や地下資源開発等に資するための“**平和的核爆発**”

### ○1998年の地下核実験の実施理由：

- ・ パキスタン、中国等に囲まれているインドの**地政学的な状況下**で、その脅威から**国の安全保障を維持するために自衛兵器**として実施
- ・ それ以降は、**自発的な核実験モラトリアムを宣言し維持**

### ○核不拡散条約（NPT；1970年発効）への未加盟理由：

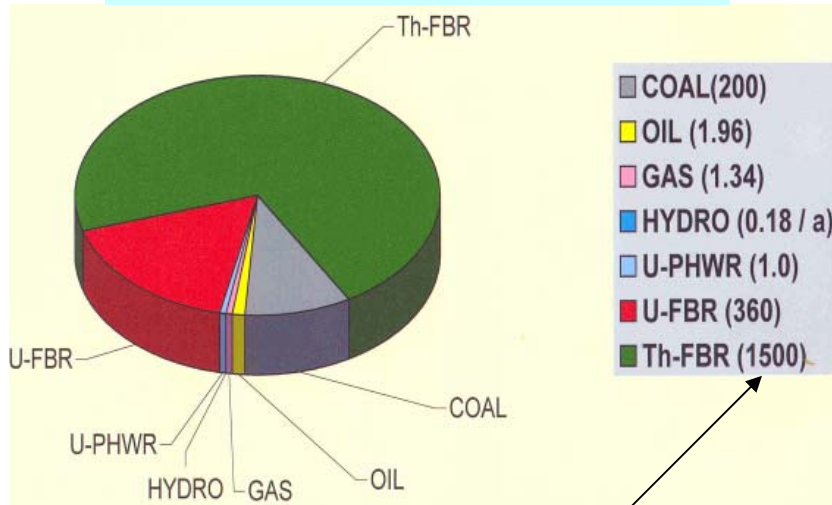
- ・ NPTそのものの不完全性と不平等性（核兵器国の核軍縮制限が無い。核兵器国と非核兵器国のIAEA査察での差別）
- ・ 非核兵器国への核攻撃に対する十分な安全保障が無い。
- ・ 平和的な核爆発に対する差別（科学技術は自由に利用されるべき）

### ○「**世界的な核軍縮を推進し、核兵器の無い世界の実現に向けて主導的役割を果たす**」ことを明言（2004年5月に成立したマンモハン・新政権）

# インドのエネルギー需要等

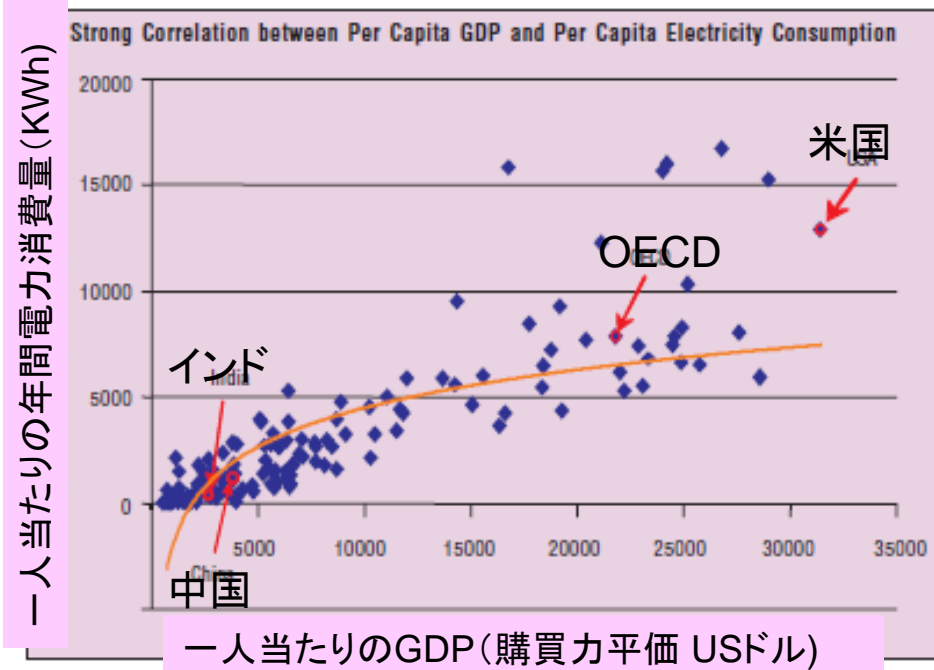
- インドの国内資源: 世界第2位のトリウム資源埋蔵量
- 一人当たりの国内総生産(GDP)と年間電力消費量の間には相関あり  
 生活水準を先進国並みに向上させるためには、一人当たりの年間電力消費量を今後約50年間で8-10倍程度増大させることが必要で、そのためには電力設備容量を約1300GWeに増大する必要がある。

## インドの国内資源量



**エネルギー資源量  
(10億トンの石炭と等価換算: BTCE)**

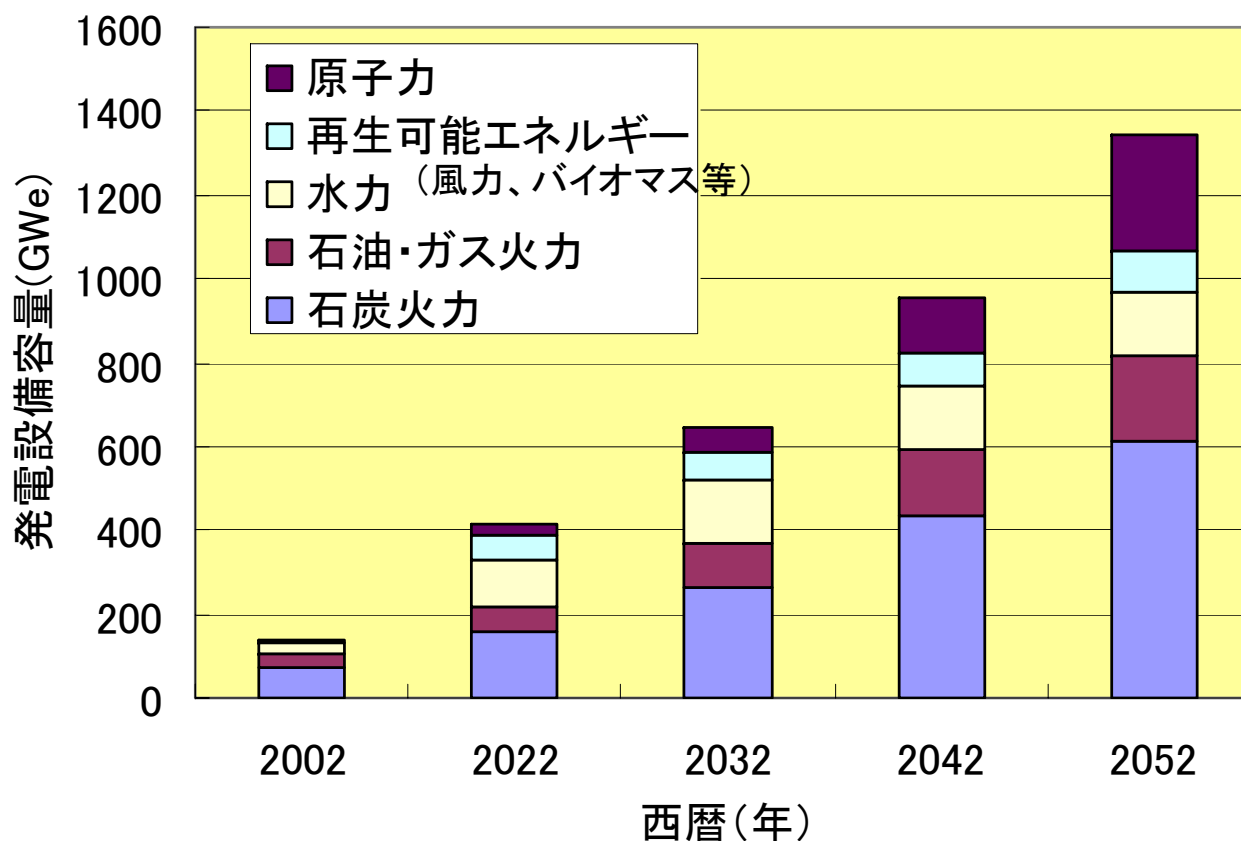
インド: 約600kWh, 中国: 約1500kWh, 日本: 8000kWh, 米国: 約14000kWh(2003年度統計; 世界国勢図会)



出典: Dr. Anil Kakodkar, "Nuclear Energy in India- Retrospect and Prospects,"  
 An International Journal of Nuclear Power-Vol.18, No.2-3 (2004)

# インドの電力設備容量の増設計画

- エネルギー安定供給と環境負荷低減を考えると、原子力発電の大幅な増大が必要
- 国内資源の制約を考えると、FBRサイクルの積極的な導入が不可欠



出典: Dr. Anil Kakodkar, "Nuclear Energy in India- Retrospect and Prospects," An International Journal of Nuclear Power-Vol.18, No.2-3 (2004)





# インドの電力設備容量の増設計画(補足)

インド国内の電力需要の伸び率の予測 (インド原子力省による)

期間(西暦)	一次エネルギーの年間成長率 (%)	電力の年間成長率 (%)
2002-2022	4.6	6.3
2022-2032	4.5	4.9
2032-2042	4.5	4.5
2042-2052	3.9	3.9

インド国内の電力設備容量の将来予測(インド原子力省による)

年	石炭		炭化水素		水力		再生可能エネルギー		原子力		合計
	GWe	%	GWe	%	GWe	%	GWe	%	GWe	%	
2002	72	52	33	24	28	20	3.5	2.5	2.7	2.0	139
2022	156	37	60	14	115	28	56	13	29	7	417
2032	266	41	101	15	150	23	68	11	63	10	648
2042	436	46	155	16	150	16	82	9	131	14	952
2052	615	46	204	15	150	11	100	7	275	20	1344

出典: Dr. Anil Kakodkar, "Nuclear Energy in India- Retrospect and Prospects," An International Journal of Nuclear Power-Vol.18, No.2-3 (2004)

# インドの特徴

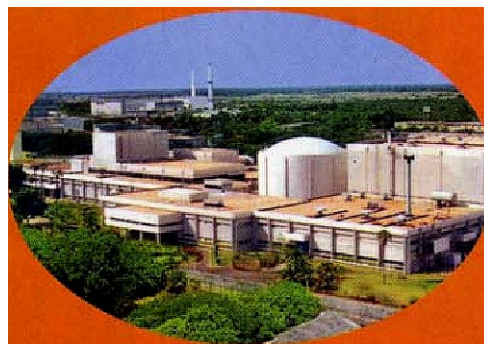
- インドの人口：11億1950万人(世界人口白書2006)  
(2050年推計)：15億9270万人(年平均増加率を1.4%(2005-2010)と仮定)  
(中国：13億2360万人(2006) → 13億9230万人;0.6%/年(2005-2010) )
  - ・2030年頃にはインドが中国を抜いて世界最大の人口国に
  - ・ピラミッド型の人口構成(経済成長の鍵をにぎる若年層の割合が高い)
- インドの面積：日本の約8.7倍
  - ・パキスタン、中国に囲まれている地政学的問題
- 民主主義国家(イギリスの植民地時代に培われた)
  - ⇔多宗教(ヒンズー教徒(約83%)、イスラム教徒(約11%)..)とカースト制度\*
  - \*法律上は廃止されているが実態として残っており貧富の差が大きい*
- インド人の抜群の英語力と数学力(論理的思考力)、哲学の伝統
- 豊富な天然資源(但し、エネルギー資源(石炭、トリウムを除く)は必ずしも豊富ではない)
- 急速な経済成長に伴いエネルギー不足が深刻  
(日常的に停電が発生、計画的な「電力負荷制限」を実施中)
- 環境汚染の問題  
(石炭火力、モータリゼーション等による都市部での深刻な大気汚染)

## 2. 三段階の原子力開発計画と開発体制

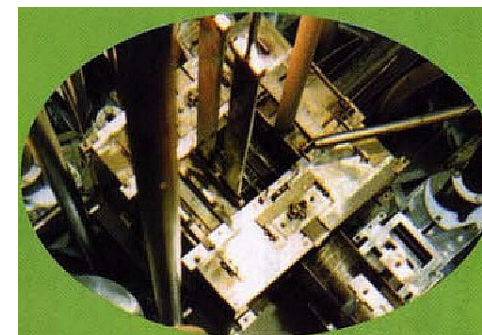
# インドの原子力開発計画 (三段階方式)



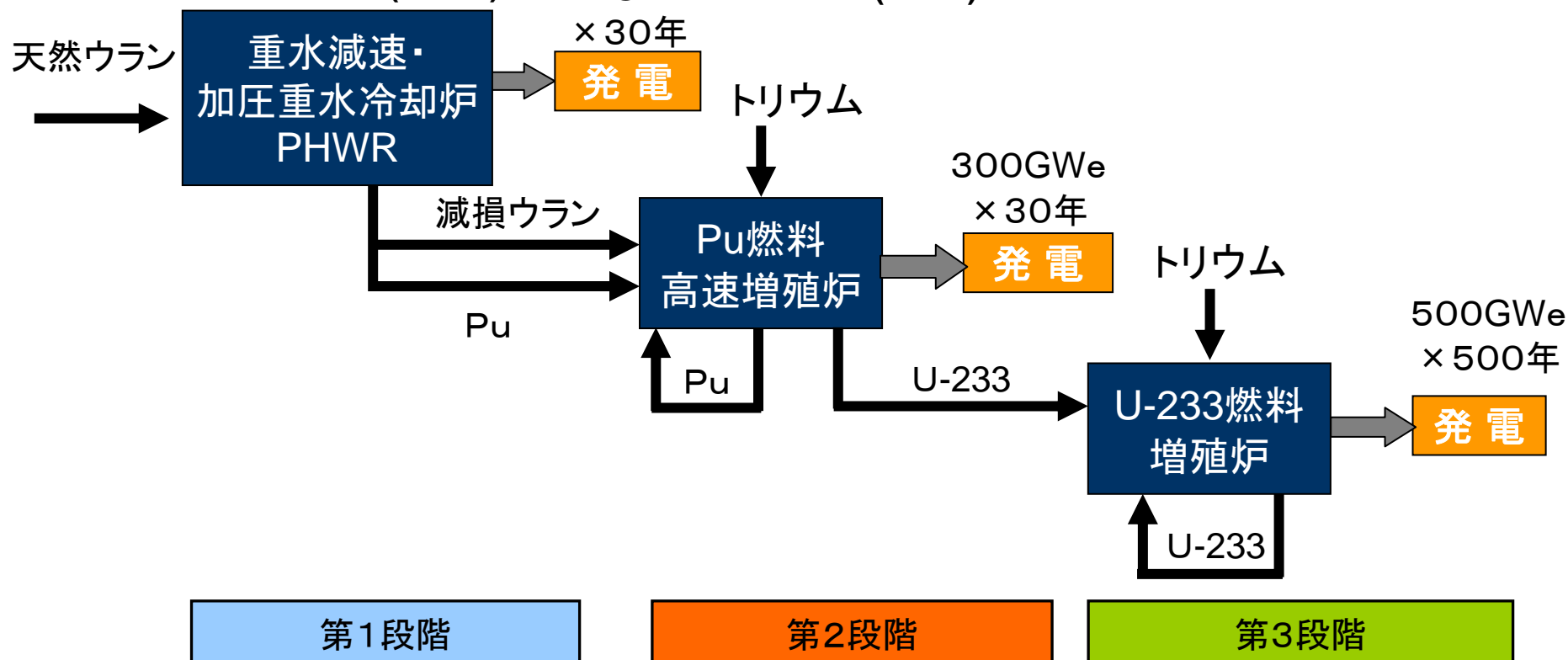
U-235 (MAPS)



Pu-239 (FBTR)



U-233 (KAMINI)

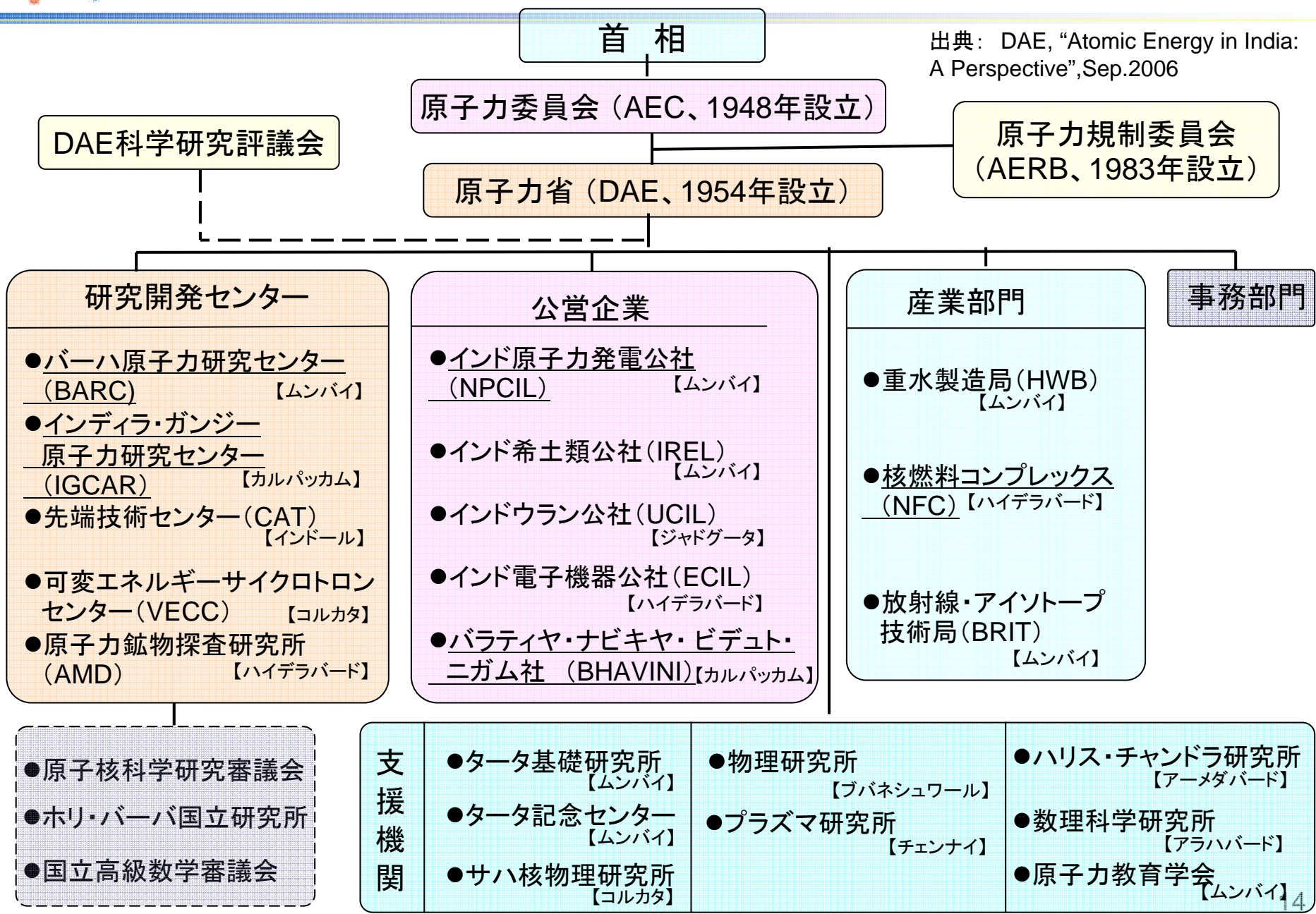






# インドの原子力開発体制

出典： DAE, "Atomic Energy in India: A Perspective", Sep.2006



## 3. 原子炉と関連サイクルの開発の現状と今後の計画

### 3.1 インド原子力発電公社を中心とした第一段階の原子力開発

(重水減速・加圧重水冷却炉(PHWR)サイクル等)

3.2 インディラ・ガンジー原子力研究センターを中心とした第二段階の原子力開発 (高速増殖炉(FBR)サイクル)

3.3 バーバ原子力研究センターを中心とした第三段階の原子力開発 (新型重水炉(AHWR)等の開発)



## インド原子力発電公社 (NPCIL) の概要

- 急激な電力需要の伸びに対応するために、1987年に結成された原子力省傘下の一機関。インド国内の原子力発電所のサイト選定から設計・建設・運転、デコミ(発生した廃棄物は国で処分)までを行っており、職員数は約13,000人、1997年から世界原子力発電事業者協会(WANO)にも参画。
- 現在16基(BWR2基、CANDU2基、PHWR12基;合計3.9GWe)の原子炉を運転中。新たに7基[高速原型炉(PFBR)1基、PHWR4基、ロシア製のVVER2基;2008年まで運転開始予定;合計3.38GWe]を建設中、計画中(サイト承認済)が8基(PHWR4基、軽水炉4基;合計6.8GWe)で、2020年までには原子力の総発電規模20GWeを目標。
- しかし、自国の資源と技術だけでは、今後の電力需要の大幅な伸びに十分に対応できないので、海外から濃縮ウラン付で大型の軽水炉の導入を強く切望  
→ 実現を前提にして、2020年の原子力総発電規模の目標を40GWeに修正
- 運転員の教育訓練は、NPCIL各所、BARC、WANOのトレーニングセンターを利用して実施。多数の発電炉を同時期に作ることでOJTでの教育も実施。
- 米国との当初の約束を守るために、米国GE社製のBWR2基から発生した使用済燃料の再処理(Pu回収)は行っていない。これらのBWRを含め、運転中と建設中の合計22基の発電炉のうち14基は順次IAEAの保障措置下に移す予定。



# 重水減速・加圧重水冷却炉 (PHWR)

## 特徴:

- ①燃料として天然ウランが利用可能(濃縮が不要)
- ②減速材に重水を利用→中性子経済が良い、核分裂性Pu ( $Pu_f$ )の生成割合が比較的高い
- ③圧力管型炉→高圧の原子炉容器が不要(国内製造が可)
- ④重水(減速材、冷却材)は自国で製造
- ⑤運転中の燃料交換が可能(燃料は横置き)

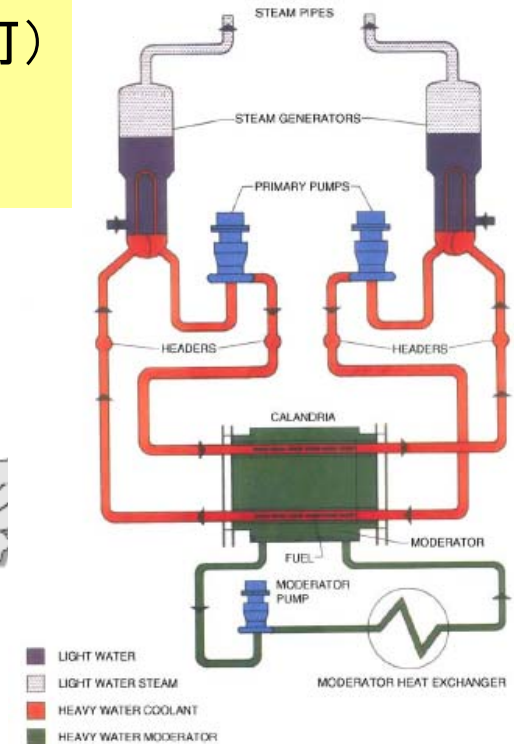
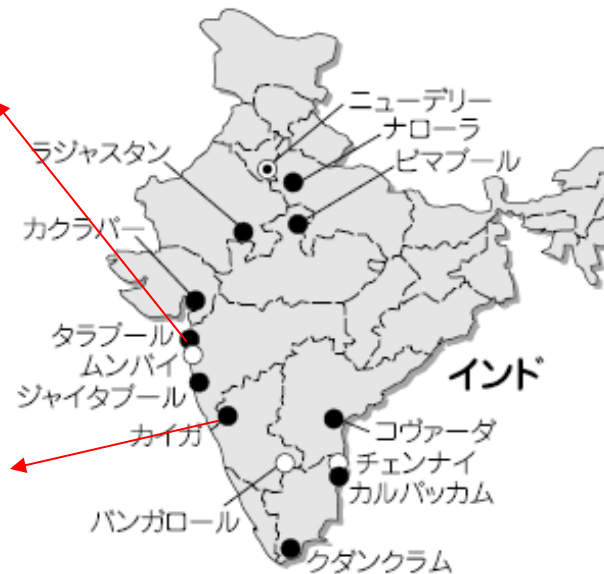
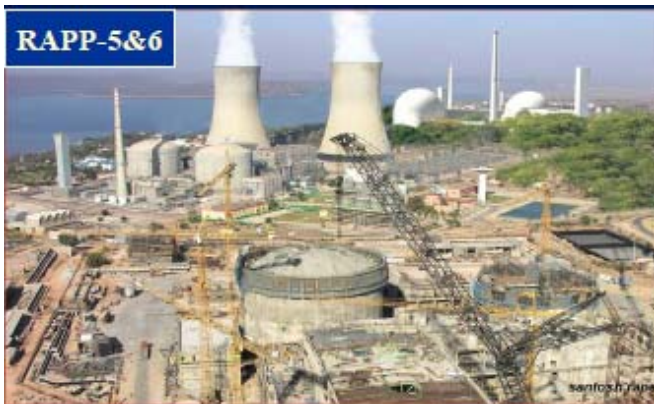
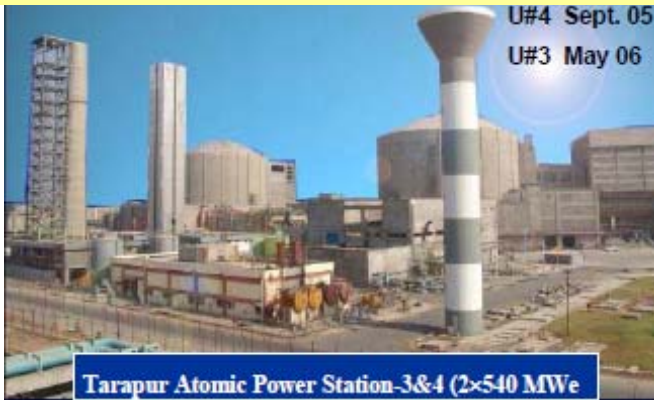


Fig. 5. PHWR simplified flow diagram.

## PHWRのフロー図



## インドの原子力発電所(2007年1月時点)

発電所名 (場所)	運転中	建設中	計画中
タラプール	BWR 16万kW×2基 PHWR 54万kW×2基	—	230万kW
ラジャスタン	CANDU 10万kW×1基 CANDU 20万kW×1基 PHWR 22万kW×2基	PHWR 22万kW×2基	140万kW
マドラス (カルパッカム)	PHWR 22万kW×2基	FBR 50万kW×1基	FBR 50万kW×2基
ナローラ	PHWR 22万kW×2基		140万kW
カクラパー	PHWR 22万kW×2基	—	140万kW
カイガ	PHWR 22万kW×2基	PHWR 22万kW×2基	140万kW
クダンクラム	—	VVER 100万kW×2基	VVER 100万kW×4基
ジャイタプール	—	—	600~800万kW
ビマプール	—	—	280万kW
コヴァーダ	—	—	400万kW
合計	390万kW	338万kW	2570~2770万kW



## インドの運転中の原子力発電所(2007年1月現在)

発電所名	炉型	電気出力 (MWe)	着工 年月	臨界 年月	運開 年月	原子炉製 造者	保障措置 受入年
タラプール1	BWR	160	1964.10	1969.2	1969.10	米国GE	2006
タラプール2	BWR	160	1964.10	1969.2	1969.10	米国GE	2006
タラプール3	PHWR	540	2000.5	2006.5	2006.8	国産	—
タラプール4	PHWR	540	2000.3	2005.3	2005.9	国産	—
ラジャスタン1	PHWR	100	1965.8	1972.8	1973.12	カナダ	2006
ラジャスタン2	PHWR	200	1968.8	1980.10	1981.4	(カナダ)	2006
ラジャスタン3	PHWR	220	1990.2	1999.12	2000.6	国産	○
ラジャスタン4	PHWR	220	1990.10	2000.11	2000.12	国産	○
マドラス1	PHWR	220	1971.1	1983.7	1984.1	国産	—
マドラス2	PHWR	220	1972.10	1985.8	1986.3	国産	—
ナローラ1	PHWR	220	1976.12	1989.3	1991.1	国産	○
ナローラ2	PHWR	220	1977.11	1991.10	1992.7	国産	○
カクラパー1	PHWR	220	1984.12	1992.9	1993.5	国産	○
カクラパー1	PHWR	220	1985.4	1995.1	1995.9	国産	○
ガイガ1	PHWR	220	1989.9	2000.9	2000.11	国産	—
ガイガ2	PHWR	220	1989.12	1999.9	2000.3	国産	—

合計3900MWe

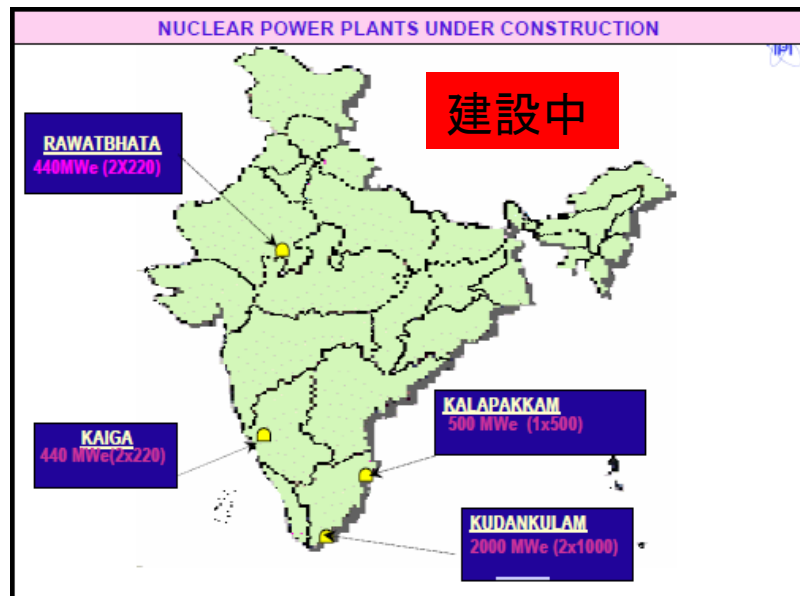
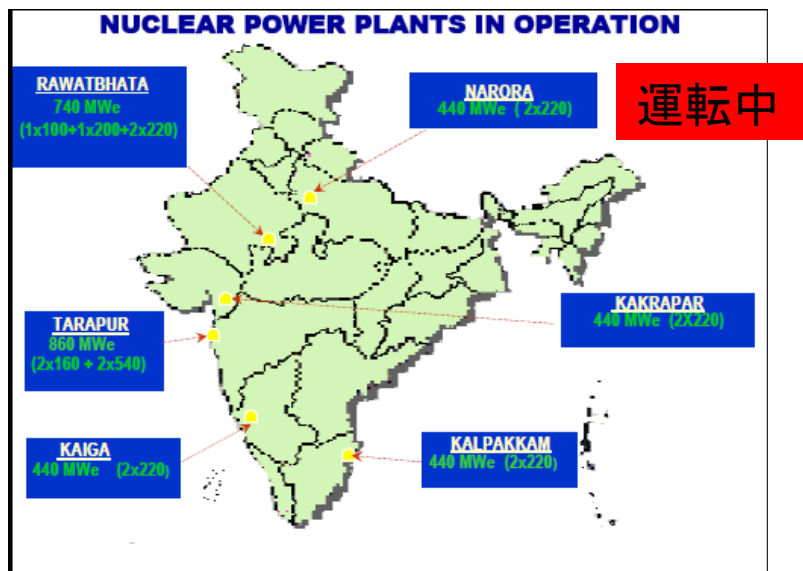
○:2014年までに保障措置を受入予定 19

# インドの建設中の原子力発電所(2007年1月現在)

発電所名	炉型	電気出力 (MWe)	着工年月	臨界予定年月	運開予定年月	原子炉製造者	保障措置受入年
ラジャスタン5	PHWR	220	2000.9		(2007.8)	国産	○
ラジャスタン6	PHWR	220	2003.1		(2008.2)	国産	○
ガイガ3	PHWR	220	2002.3		(2007.3)	国産	—
ガイガ4	PHWR	220	2002.5		(2007.9)	国産	—
クダंकラム1	VVER	1000	2002.3		(2007.12)	ロシア	2006
クダंकラム2	VVER	1000	2002.7		(2008.12)	ロシア	2006
高速増殖原型炉	PFBR	500	2004.10	(2010.9)	(2011.9)	国産	—

合計3380MWe

○:2014年までに保障措置を受入予定



# インドの計画中の原子力発電所(2007年1月現在)

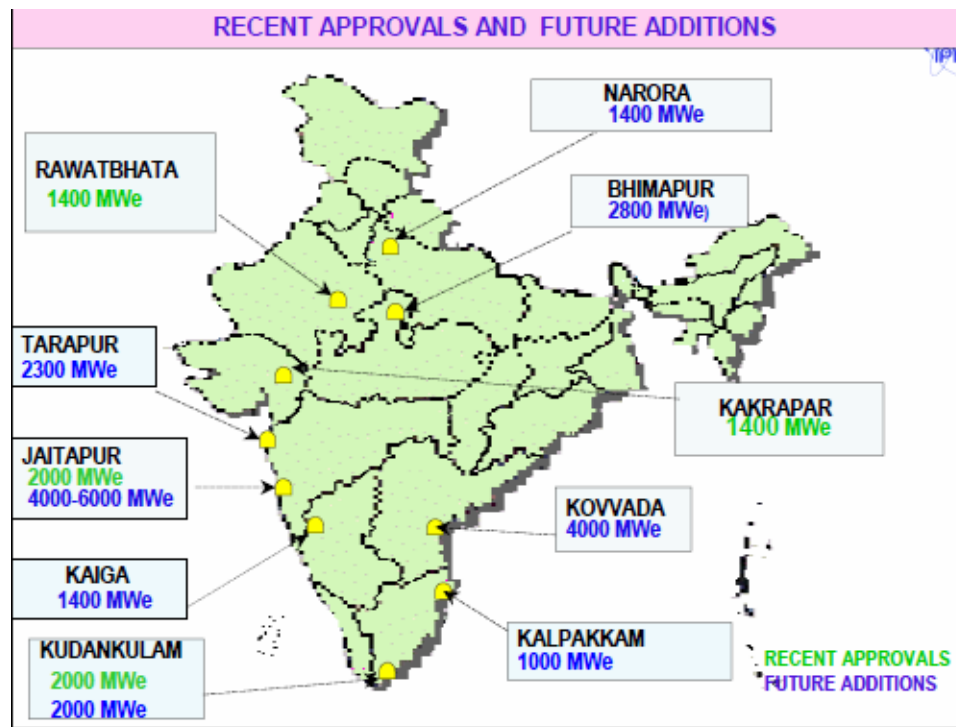
## サイト承認済み

- カクラパー 1400MWe
- ジャイタプール 2000MWe
- ラジャスタン 1400MWe
- クダンクラム 2000MWe

## サイト承認予定

- ナローラ 1400MWe
- タラプール 2300MWe
- ビマプール 2800MWe
- ジャイタプール 4000-6000MWe
- コヴァーダ 4000MWe
- カイガ 1400MWe
- カルパッカム 1000MWe
- クダンクラム 2000MWe

合計25700~27700MWe



●2020年までに合計20GWeの目標



●海外の協力が得られる(大型LWRを濃縮ウランとともに輸入できる)ことを前提に2020年までの目標を合計40GWeに修正

# 燃料製造と再処理プラント

名称	所属場所	型式 操業開始	処理能力 (tHM/年)	機能
濃縮ウラン燃料製造プラント(EFFP)	核燃料コンプレックス(NFC) ハイデラバード	BWR 1974年	25	輸入した濃縮ウランからBWR燃料集合体を製造
酸化ウラン燃料製造プラント		PHWR 1973年	400	PHWR燃料集合体を製造
ジルカロイ製造プラント		1971年		燃料被覆管、PHWRの圧力管、カランドリア管など
先進燃料製造施設(AFFF)	BARC タラプール	MOX 1990年	20	BWR,PHWR,PFBR用のMOX燃料
発電炉燃料再処理プラント(PREFRE)	BARC タラプール	商業規模 1977年	100	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PHWR 及び研究炉(Cirus, Dhruva)の使用済燃料を再処理</li> <li>・Puは、AFFFでMOX燃料に加工してFBTRに供給</li> </ul>
カルパッカム再処理プラント(KARP)	BARC カルパッカム	商業規模 1998年	100	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PHTR及びFBTRの使用済燃料を再処理</li> <li>・Puは、AFFFでMOX燃料に加工してPFBRに燃料を供給予定</li> <li>・2008年に向けて第2ライン計画中</li> </ul>

### 3. 原子炉と関連サイクルの開発の現状と 今後の計画

3.1 インド原子力発電公社を中心とした第一段階の原子力開発  
(重水減速・加圧重水冷却炉(PHWR)サイクル等)

3.2 インディラ・ガンジー原子力研究センターを中心と  
した第二段階の原子力開発  
(高速増殖炉(FBR)サイクル)

3.3 バーバ原子力研究センターを中心とした第三段階の原子力  
開発 (新型重水炉(AHWR)等の開発)

- カルパッカムは、タミルナードウ州のチェンナイ(マドラス)から約80km南
- インディラ・ガンジー原子力研究センター(IGCAR)
- 高速増殖原型炉(PFBR)建設プロジェクト(BHAVINI)  
BHAVINI: バラティヤ・ナビキヤ・ビデュト・ニガム社(PFBRとその後継炉の建設と運転)
- インド原子力発電公社(NPCIL)のマドラス原子力発電所
- バーバ原子力研究センター(BARC)所掌の原子炉海水淡水化実証プラントと、カルカッパム燃料再処理プラント(100t/y; 1998年に運転開始; PHWR燃料、FBTR燃料(炭化物燃料)を処理)

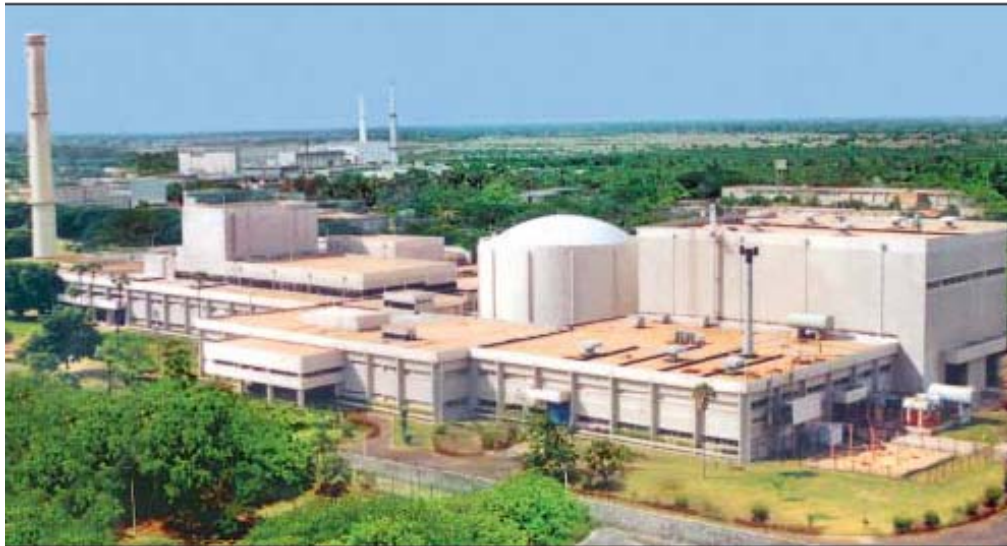




## インディラ・ガンジー原子力研究センター(IGCAR)

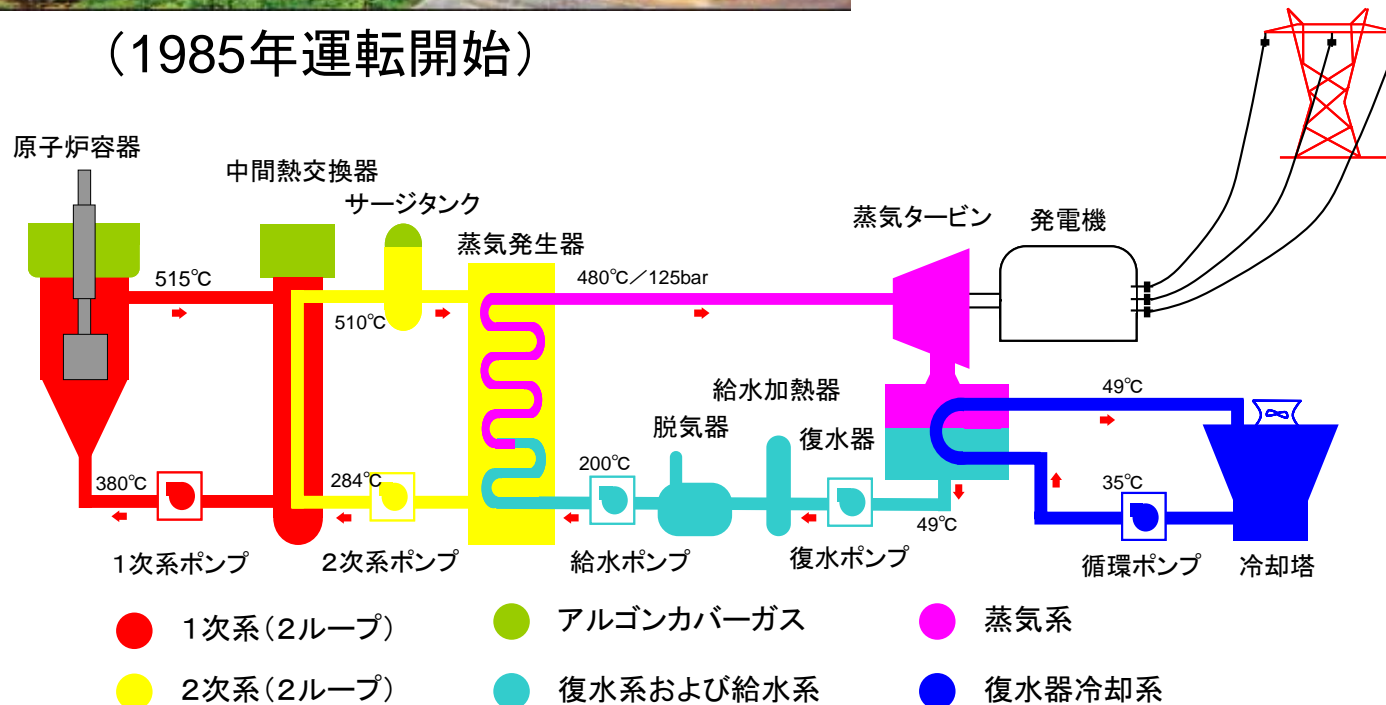
- ナトリウム冷却高速炉と関連する燃料サイクル施設全般の研究開発を行うために、原子力省によって1971年に設立。職員数は約2400人を有するBARCに次ぐ第2の大きさを誇る研究機関
- 現在の主な業務： 高速増殖試験炉(FBTR)の運転、高速増殖原型炉(PFBR)プロジェクト支援のための技術開発、PFBRと将来のFBRや関連する燃料サイクルのための研究開発、統合型燃料サイクル施設の設計と実証、基礎科学で、その中で構造、材料、製造技術、検査・試験、安全性、I&Cに重点
- PFBRは、BHAVINIによって建設中。
- 燃料サイクル施設については、FBTR燃料をPUREX法で再処理するための鉛ミニセル(LMC)が運転中であり、PFBR燃料再処理の実証プラント(DFRP; 1t/y)を建設中。商業規模でPFBR燃料の再処理・燃料製造を行い廃棄物を処理する一体型の高速炉燃料サイクル施設(FRFCF)燃料を2012年までに建設予定。金属燃料の乾式処理研究も約10年前から実施、工学規模の試験施設も建設中
- インドの原子力開発計画の第3段階の研究をするために、U-233燃料を用いた研究炉KAMINI(熱出力30kW)も運転中。

# 高速増殖試験炉 (FBTR)



- 40 MWt / 13.5 MWe
- ループ型 (1次系、2次系 各2ループ)
- 蒸気発生器 4基
- 蒸気タービン 1基
- 燃料: PuC-UC

(1985年運転開始)

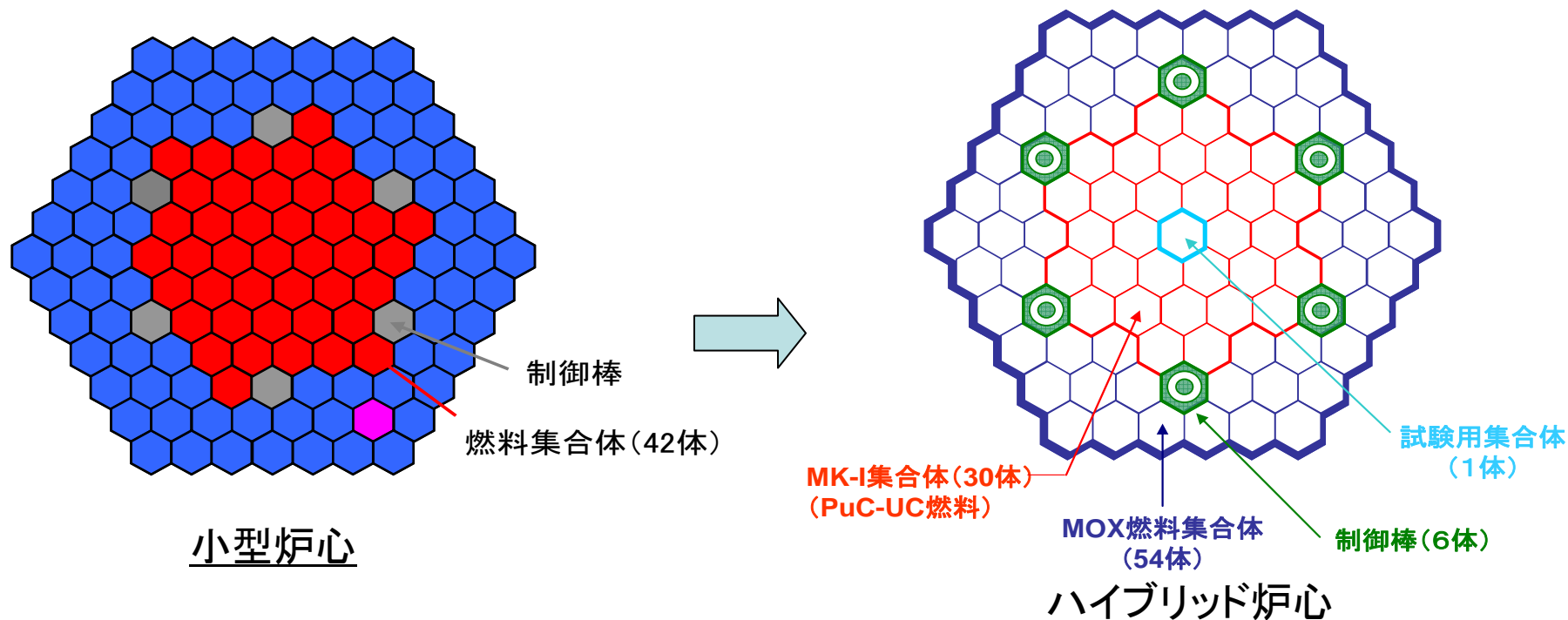




# FBTRの建設経緯と運転実績

- 1969年にフランスCEAと契約
- 1974年に建設開始され1984年に完成
- 蒸気発生器とタービン以外は、フランスのラプソディと同じ設計
- 原子炉部品の80%以上が国産(ナトリウムについても市販のものをセンター内の精製装置で原子炉級レベルまで純化して使用)
- 設計当初は酸化物燃料を用いる予定だったが、(1974年の核実験のため)小型炉心用の高濃縮ウランが手に入らなくなったため、酸化物燃料に比べて高密度で高Pu富化度が可能な炭化物燃料(PuC-UC; BARCで製造)に変更
- 1985年10月 初臨界 *MK-I 燃料: 70%PuC-30%UC*
- 小型炉心(1MWt)で、炉物理、システム、安全性試験等を実施、その後炉心周辺にMK-II燃料(55%PuC-45%UC)を設置して出力を増強
- 1993年1月 蒸気発生器を設置、12月に10.5MWtを達成
- 1997年7月 送電開始
- 2002年 1次系Na純化系のNaバルブから約75kgのNaが漏洩(3ヶ月で復帰)
- 2002年～ 17.4MWt/2.2MWeで運転
- 2003年7月～ PFBR用MOX燃料の小規模(37ピン)集合体を照射中。外側炉心をMOX燃料とするハイブリッド化を実施中
- 2006年7月 MK-I燃料が燃焼度155GWd/tを達成(ピン破損なし)

# FBTRの炉心のハイブリッド化

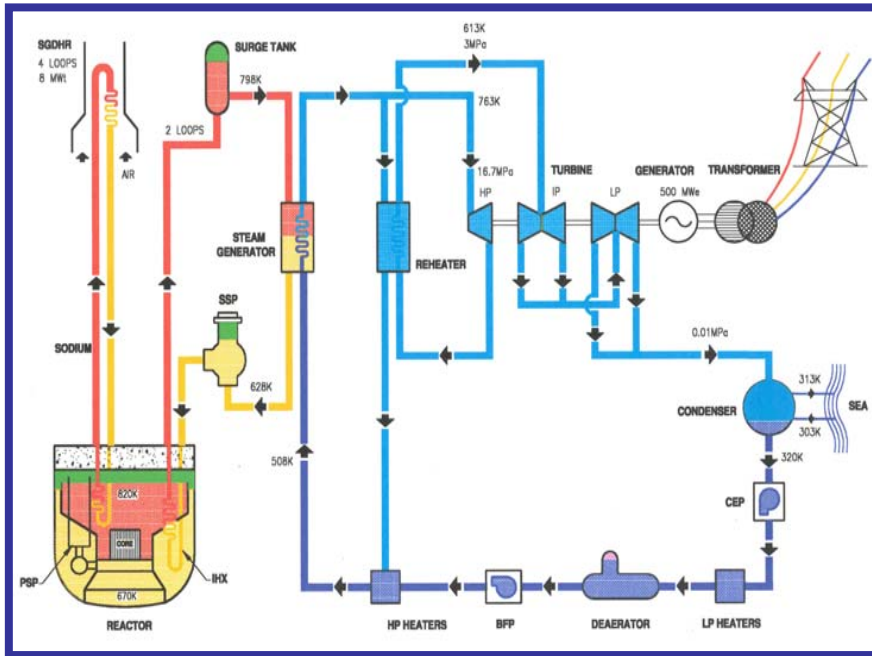


	小型炉心 (42集合体):	ハイブリッド炉心 (84集合体)
内側炉心(MK-I)	70%PuC+30%UC、	70%PuC+30%UC 30体
外側炉心	55%PuC+45%UC	44%PuO <sub>2</sub> +56%UO <sub>2</sub> 54体
原子炉入口／出口温度	330／425℃、	380／490℃
熱／電気出力	17.4MWt／2.2MWe	31MWt／10MWe

- 20年の寿命延長に向けての耐震性評価(今年中に終了予定)
- 現状の炉心(49燃料集合体:MK-I燃料27体、Mk-II燃料13体、MOX燃料8体、PFBR用の試験燃料1体)で、4台の蒸気発生器のうち1台を切り離して、2次系の定格出口温度520°Cを達成
- PFBR 試験燃料の照射継続 (目標燃焼度:100 GWd/t)
- 実験照射:
  - 炉心材料: 被覆管材料D9, D9I, ラッパ管材料9 Cr-1Mo
  - PFBR MOX 燃料
  - 金属燃料
  - ゴルゲル法で製造したMOX 振動充填燃料
  - マイナーアクチニド含有燃料

- 全炉心を金属燃料に移行予定

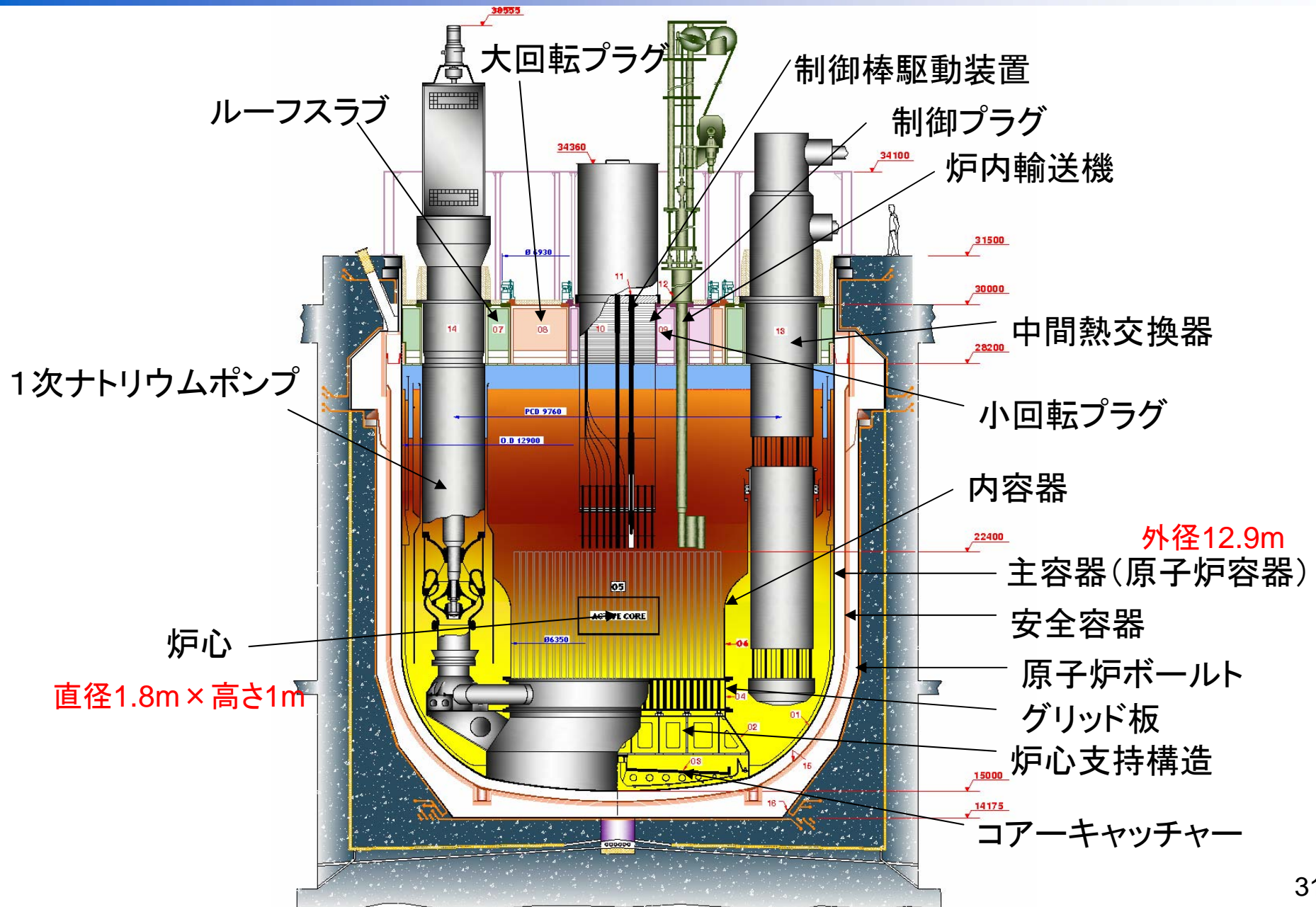
# 高速増殖原型炉 (PFBR)



電気(熱)出力	500 MWe (1200 MWt)
型式(1次系)	プール型(タンク型)
原子炉冷却材	ナトリウム
燃料	(Pu,U)O <sub>2</sub>
1次系入/出口ナトリウム温度	397°C/547°C
1次ナトリウムポンプ	2
中間熱交換器	4
2次ナトリウム系	2
蒸気発生器(1ループ当たり)	4
タービン発電機	1
蒸気条件	490°C、16.7 MPa
設計寿命	40年

- インド独自で設計(ナトリウム冷却系の2ループ化、使用材料の削減等)・建設
- 2003年9月に政府が予算認可
- BHAVINIが建設
- 2010年9月 初臨界予定、2011年3月 操業開始予定

# 高速増殖原型炉 (PFBR) の原子炉断面図



- 2002年 詳細設計を完了
- 2003年9月 予算認可（建設費： エスカレーション込みで349.2億ルピー（7.75億ドル、**2.7円/ルピー換算**で943億円、 **エスカレーション無し**で280億ルピー（6.22億ドル、**756億円**））と試算）
- 2004年10月** 建設・運転（後継炉を含む）を行うために**新会社（BHAVINI）を設立し、建設開始**
- 2004年12月 基礎コンクリートの施工開始直後に、**インドネシア沖地震による津波の被害**を受けたため、その上部構造物は全て撤去するとともに、既設厚さ1.2mの基礎コンクリートの強度は期待しないものとして、その上に新たに基礎コンクリートを打設（再開に4.5ヶ月）
- 2007年3月末の工事進捗率26%**
- 2010年9月に初臨界予定（運転開始は2011年）。
- 建設場所： カルパッカムのベンガル湾に面した海岸（IGCARの北側）
- 原材料以外は全てインド製で、安全容器、原子炉容器等はサイト近傍に設置された**機器組立工場**で製作し、レールで運搬





# PFBRと海外のFBR(タンク型)との比較

- 原子炉に使用されている鋼重量の削減(t/MWe):  
PFBR- 4.13 ; SPX1- 4.71 ; BN600-5.8 ; BN800- 4.29
- 1次系ナトリウム量の最適化(t/MWe);プールの熱流動上は大容量が好ましいが、静的/地震時の負荷荷重上は小容量が良い:  
PFBR- 2.3 ; SPX1-2.67; BN600-1.28
- ループ数、機器数の基数削減:  
PFBR-2ループ ; SPX1-4ループ ; BN600-3ループ
- 内容器の壁数: PFBR-1重、SPX1- 2重、BN600-3つのlobbed構造
- ナトリウムエアロゾル付着リスクの最小化:  
PFBR-恒温ループ概念、SPX1 & BN 600 - 低温ループ概念
- 相互連結建屋と原子炉ボルトを持つ簡素な矩形RCB:  
SPX1-円形のRCBを持つ内部ドームで、原子炉ボルトと分離
- 信頼性ある蒸気発生器モジュール:  
9Cr-1Mo鋼, 差込溶接 管-管板継手 ; LBB最適化
- 十分な除熱性能をもつ最新の小型中間熱交換器(薄肉直管型熱交換器):  
PFBR- 0.8 mm厚; SPX1-1 mm厚 ; BN600-1.4 mm厚
- 安全容器と最小の内壁幅を持つ主容器(原子炉容器)のISI用の小型ロボット装置: PFBR-300 mm ; SPX1-700 mm ; BN600-ロボット装置はない

# PFBRの建設状況



基礎コンクリートの打設状況

# PFBRの建設 - 機器製作状況



NICB



蒸気発生器



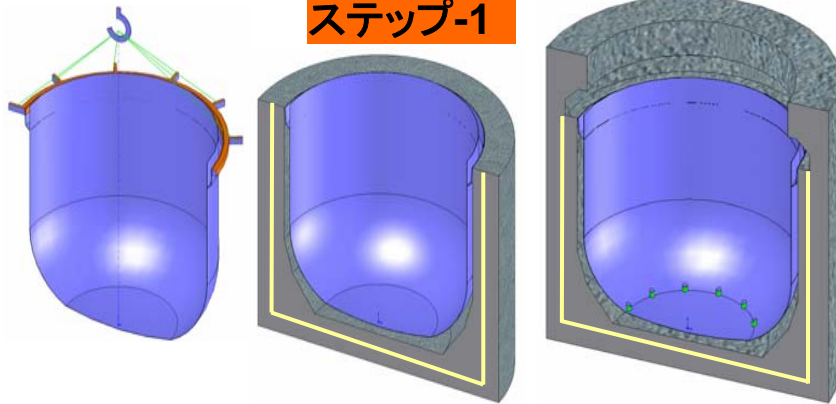
安全容器



主容器(原子炉容器)

# 原子炉構成要素の据付手順

## ステップ-1



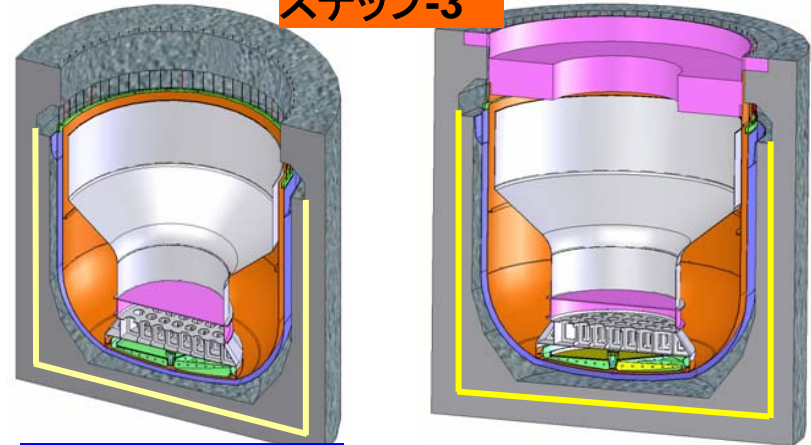
輸送

内壁上に設置

パッドの設置  
外壁の横上部の組立

安全容器

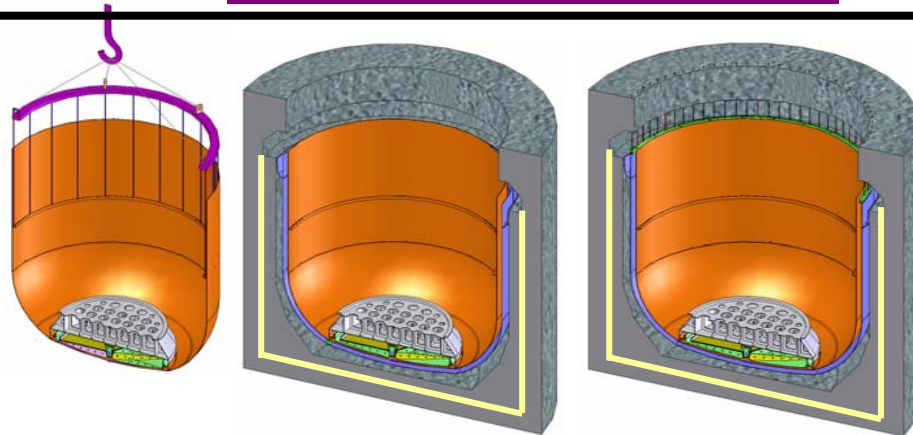
## ステップ-3



グリッド板と内容  
器の設置

上部遮蔽の設置

グリッド板、内容器、上部遮蔽



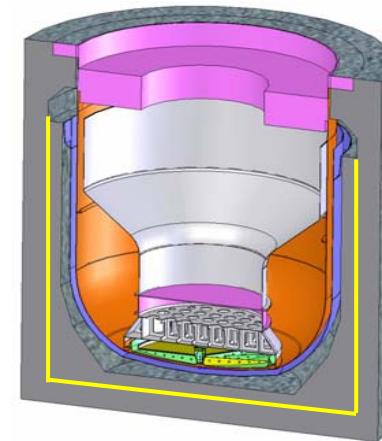
輸送

パッド上に設置

荷重はタイロッドを  
通して外壁に

## ステップ-2

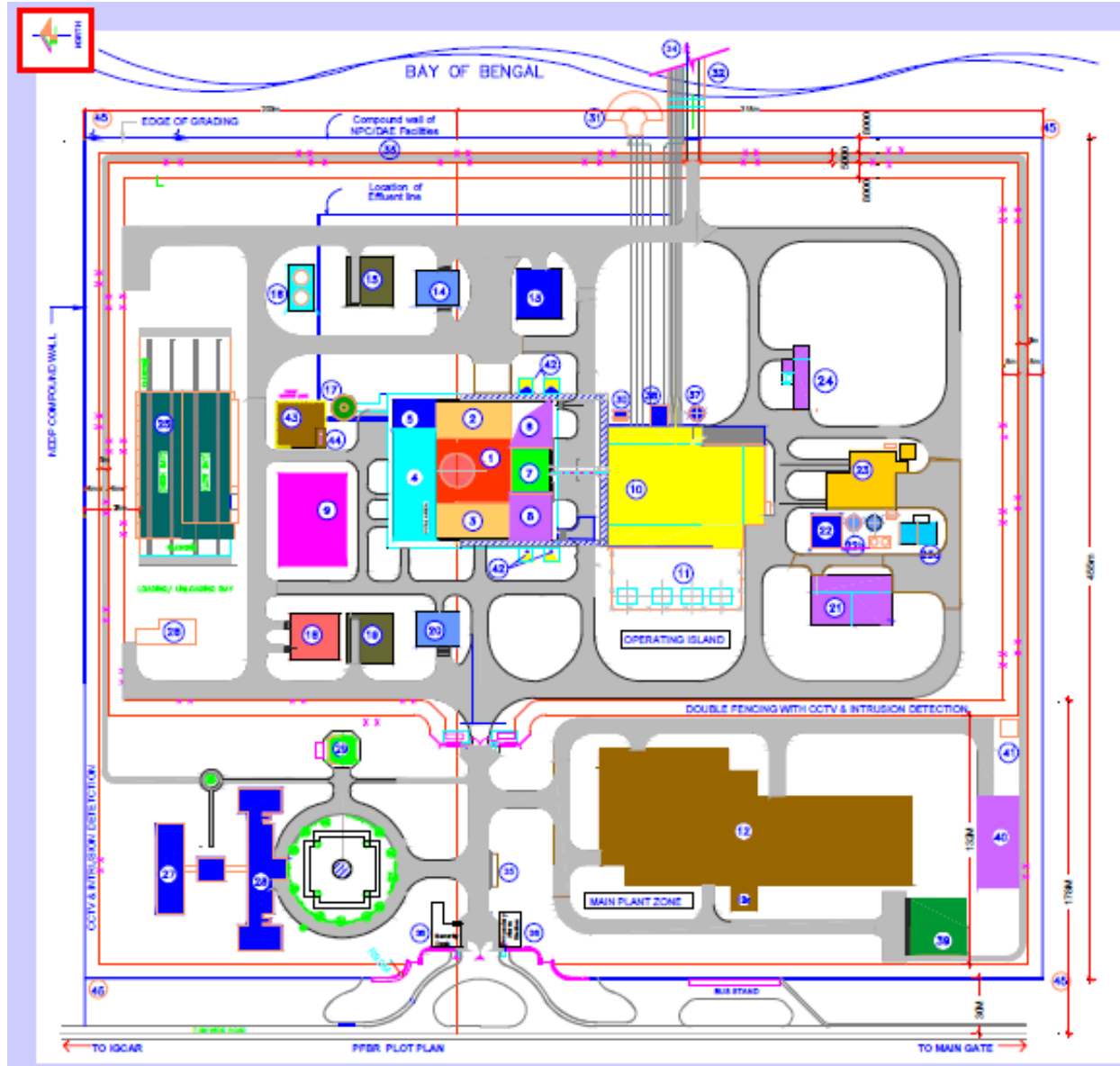
主容器(コアキャッチャー、グリッド板付きで)



## ステップ-4

主容器と上部遮蔽との溶接

# PFBRのプラント配置図



LEGEND:

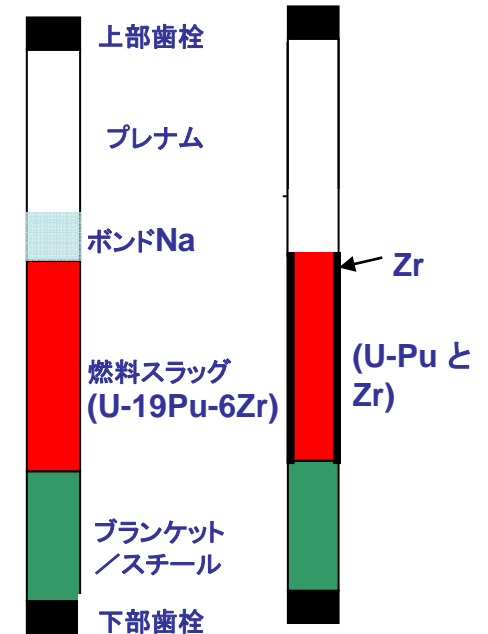
1. REACTOR CONTAINMENT BUILDING
2. STEAM GENERATOR BUILDING-1
3. STEAM GENERATOR BUILDING-2
4. FUEL BUILDING
5. RAD WASTE BUILDING
6. ELECTRICAL BUILDING-1
7. CONTROL BUILDING
8. ELECTRICAL BUILDING-2
9. SERVICE BUILDING
10. TURBINE BUILDING
11. TRANSFORMER YARD
12. 220 KV INDOOR SWITCH YARD
13. LIQUID N2 STORAGE
14. DIESEL GENERATOR BUILDING-1
15. FUEL OIL STORAGE-1
16. HORTON SPHERES
17. STACK
18. SERVICE WATER PUMP HOUSE
19. FUEL OIL STORAGE-2
20. DIESEL GENERATOR BUILDING-2
21. RAW WATER AND FIRE WATER PUMP HOUSE
22. PACKAGE BOILER& FUEL OIL STORAGE TANK
23. DM. PLANT
24. CHLORINE BUILDING
25. SITE ASSEMBLY SHOP
26. CONSTRUCTION POWER STATION
27. TRAINING CENTRE/ FUTURE EXTN.
28. ADMINISTRATIVE BUILDING
29. CANTEEN
30. EMERGENCY TURBINE OIL TANK.
31. CONDENSER COOLING WATER OUTFALL.
32. CONDENSER COOLING WATER INTAKE JETTY.
33. SECURITY FENCE.
34. SEA WATER PUMP HOUSE.
35. PARKING
36. SECURITY.
37. CONDENSATE STORAGE TANK.
38. SEA WATER FILTERS
39. STORE.
40. OPEN SCRAP YARD
41. SPACE FOR SEWAGE LIFT STATION
42. TRANSFORMER AREA FOR CONVERTERS.
43. CWMF CONTROL POST
44. LAUNDRY
45. WATCH TOWER

# PFBRの完成予想図



# PFBRの標準化した後継FBR

- PFBRの経済性と安全性をより向上させた標準化したFBR
- 電気出力: 500 MWe × 2基 (ツインプラント)
- MOX燃料炉心 (金属燃料に交換可能な炉心設計)
- 2012年 建設開始
- 2020年までに合計4基 (ツインプラントを2セット) 建設予定
- 1セットは、カルパッカムに建設
- 他の1セットの建設場所は未定
- その後は、金属燃料を用いた電気出力1000 MWeの商業用FBRを建設予定 (国内の急速な電力需要に対応するために、高増殖でシステム倍増時間を短くできる金属燃料炉心を採用)
- 2020年には、FBRサイクル分野において世界のリーダーとなると自負



Naボンド型      機械的ボンド

金属燃料ピンの候補概念



## PFBRと標準化した後継FBRとの経済性等の比較

- |                         | (PFBR)                 |   | (標準化したFBR) |
|-------------------------|------------------------|---|------------|
| • 建設費:                  | 622M\$                 | → | 544M\$     |
| (エスカレーション無しと仮定した場合)     |                        |   |            |
| • 運転期間:                 | 40年                    | → | 60年        |
| • 燃焼度:                  | 10万MWd/t               | → | 20万MWd/t   |
| • 建設期間:                 | 7年                     | → | 5年         |
| • 稼働率:                  | 62.8%                  | → | 80%        |
| • ツインプラント:              | 資本費10%削減、O/M費5%削減等     |   |            |
| • 現行のPFBRの発電単価:         | 3.22ルピー/kWh(約8.7円/kWh) |   |            |
| 標準化炉の発電単価:              | 1.86ルピー/kWh(約5.0円/kWh) |   |            |
| 1000MWe金属燃料炉:           | 1.60ルピー/kWh(約4.3円/kWh) |   |            |
| 程度となると試算                | <i>(1ルピー=2.7円で換算)</i>  |   |            |
| • PFBRの経済性の予測精度は良いとのこと。 |                        |   |            |

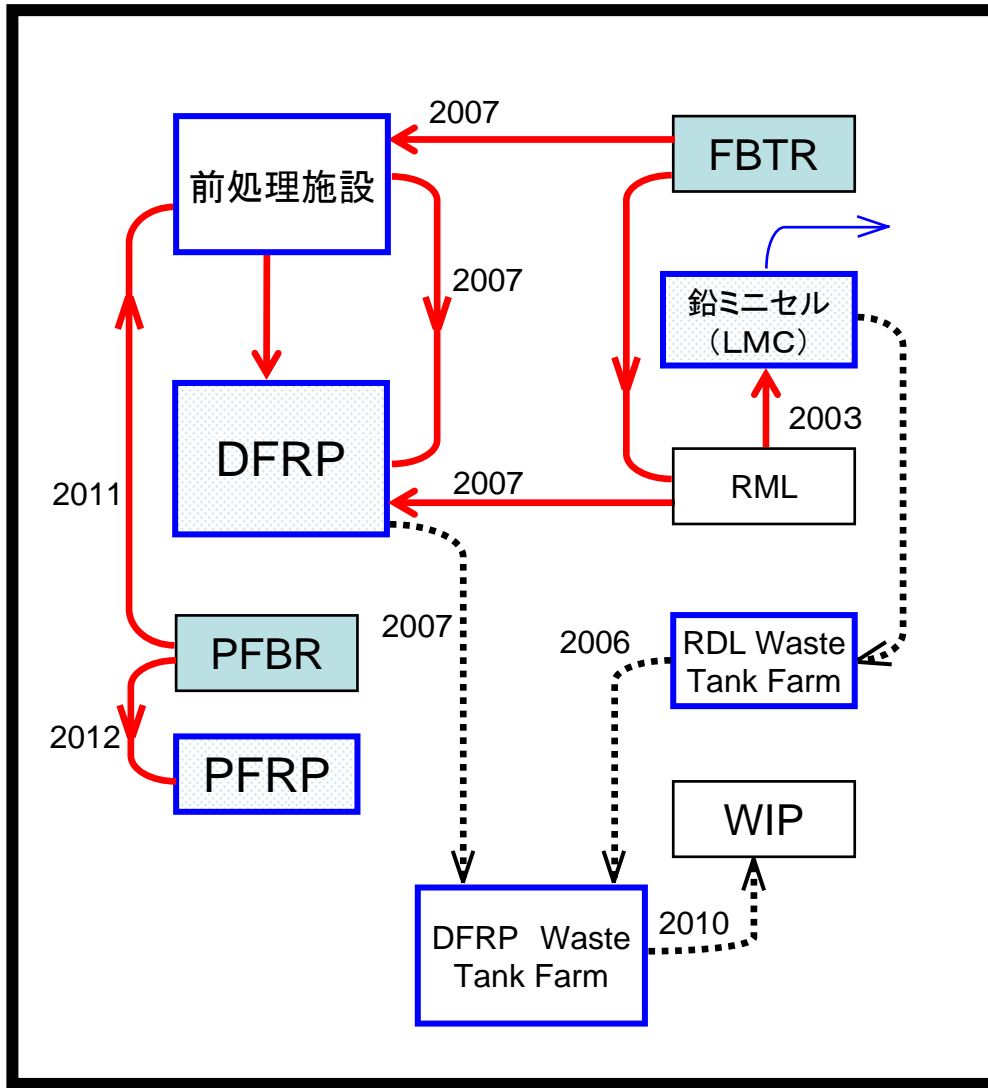




# インド国内の将来の原子力発電設備容量の内訳 (インド原子力省による)

年	PHWR、AHWR及びFBR (PHWRからのPu利用)			LWRとFBR (LWRからの Puを利用)			小計		合計 (GWe)
	熱中性 子炉	FBR (GWe)		LWR (GWe)	FBR (GWe)		PHWR AHWR LWR FBR (GWe)	FBR (GWe)	
	酸化物 燃料	酸化物 燃料	金属 燃料	酸化物 燃料	酸化物 燃料	金属 燃料	酸化物 燃料	金属 燃料	
2002	2.40	0	0	0.32	0	0	2.72	0	2.72
2022	9.96	2.5	6	8	0	3	20.46	9	29.46
2032	9.40	2.5	33	8	0	10	19.9	43	62.9
2042	7.86	2.5	87	8	0	26	18.36	113	131.36
2052	4.06	2.5	199	8	0	61	14.56	260	274.56

出典: Dr. Anil Kakodkar, "Nuclear Energy in India- Retrospect and Prospects," An International Journal of Nuclear Power-Vol.18, No.2-3 (2004)



## 再処理

- 開発フェーズ
  - パイロットプラント (鉛ミニセル: LMC)フェーズ
    - ・プロセスフローシートと装置評価
- 実証フェーズ (DFRP)
  - FBTR燃料 : 100kg/y
  - PFBR燃料 : 1t/y
- 商業規模
  - 再処理プラント (PFRP)
  - PFBR炉心燃料 : 7.5t/y
  - PFBRブランケット : 6.5t/y

## FBTR用燃料

- 混合炭化物燃料は、BARC(ムンバイ)の放射性冶金部で製造
- FBTR用のMOX燃料は、タラプールにあるBARCの先進燃料製造施設(AFFF)で製造。

## PFBR用燃料

- 初期の数(few)炉心燃料は、AFFFで製造予定
- その後の炉心燃料は、パルパッカムのFRFCFで製造予定
- PFBR用の37ピン試験集合体がAFFFで製造され、FBTRで照射中(FBTRで予定の線出力400W/cmを得るために、燃料中のフィッサイル率はU-233濃度を高めて調整)で、現在(2005年末)の燃焼度は57000MWd/t

## 金属燃料

- 金属燃料用射出鑄造設備をBARCの協力を得てIGCARに設置中、2008年までにFBTRに試験用金属燃料を装荷することが提案されている。
- 2007年 Naボンド型金属燃料の試験燃料ピン製造施設の建設
- 2008年 FBTRに試験用金属燃料を装荷
- 2009年 照射ピンのPIE



## FBR燃料再処理（IGCARで開発）

① プロセス機器、遠隔ハンドリングシステム、廃棄物管理、計装・制御システムの技術開発： 現在実施中。

### ② パイロットプラントフェーズ

FBTR燃料再処理のためのプロセスフローシートの実証とプロセスパラメータの最適化のための **パイロットプラント（鉛ミニセル(LMC)）** の建設・運転： **2004年に運転を開始**し、100GWd/tまでの燃焼度のFBTRの炭化物燃料の再処理を実施

### ③ 実証フェーズ（FBTR燃料処理：100kg/y, PFBR燃料処理：1t/y）

高い稼働率とプラントスループットでのFBTR燃料再処理の経験を得るとともに、PFBR燃料の再処理の実証のために、**DFBR燃料再処理プラント(DFRP)** の建設・運転： 建設が進み、**2007年には運転開始予定**。

### ④ 商業フェーズ（PFBR燃料処理：7.5t/y, PFBRブランケット燃料処理：6.5t/y）

**PFBRプロジェクトの商業規模での再処理プラント(PFRP)** の建設・運転： **2012年までに建設し運転開始予定**。

⑤ 乾式再処理プラントの建設・運転（FBTRから取り出された金属燃料ピンの再処理と、種々の乾式再処理技術開発のプラットフォームとして利用）： **2016年までに建設し運転開始予定**。

## 3. 原子炉と関連サイクルの開発の現状と今後の計画

3.1 インド原子力発電公社を中心とした第一段階の原子力開発  
(重水減速・加圧重水冷却炉(PHWR)サイクル等)

3.2 インディラ・ガンジー原子力研究センターを中心とした第二段階の原子力開発 (高速増殖炉(FBR)サイクル)

3.3 バーバ原子力研究センターを中心とした第三段階の原子力開発 (新型重水炉(AHWR)等の開発)



# バーバ原子力研究センター (BARC) の概要

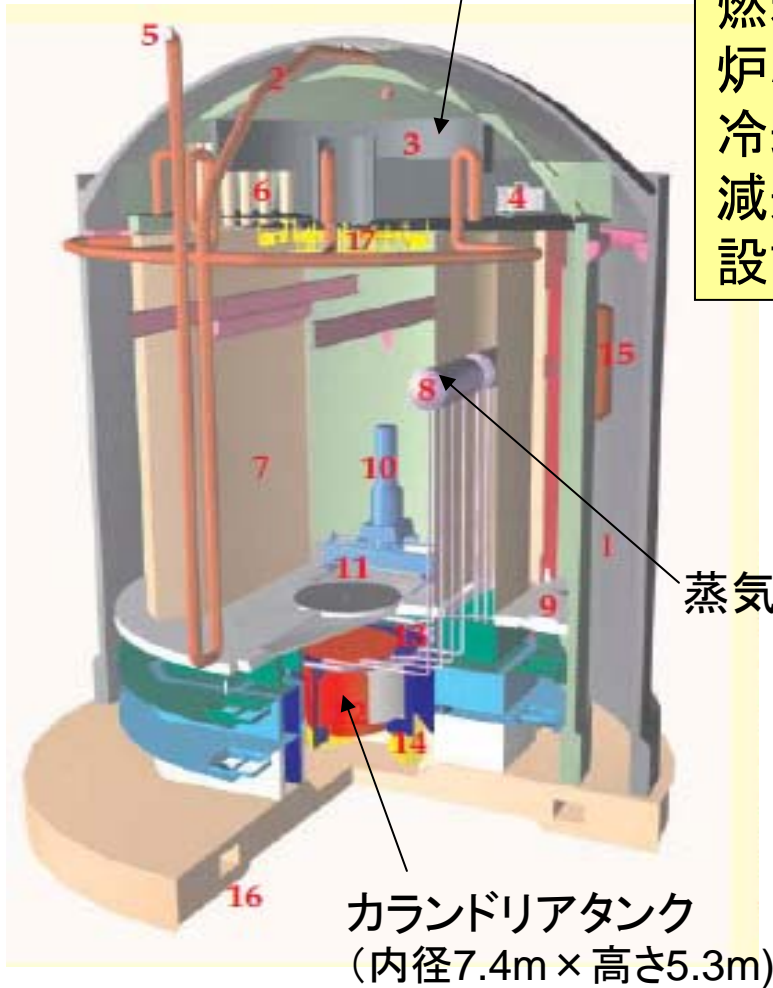
- **インドで最大の研究機関、職員数は15362人 (2007年1月2日時点)**
- 1957年1月にトロンベイ原子力研究所として設置、1967年1月にインドの原子力開発の創始者である故バーバ博士の名を頂いて、現在の名前に改名。(本部場所) **ムンバイ近郊のトロンベイ**
- **原子力の基礎から応用までの広範囲の先進的な研究開発を実施**  
原子炉工学、原子炉安全、核燃料、計装・制御、材料科学、再処理、燃料製造、放射性廃棄物管理、放射線利用、新型重水炉、水素製造、海水の淡水化の開発、高経年変化対策、供用期間中検査、放射線を用いた食品処理、医療用・産業用同位体製造、環境技術、コンピュータシミュレーション、原子力開発のための人材供給など
- **アジアで最初の原子炉であるアップサラ (1MWt)、サイラス (40MWt)、ドルーバ (100MWt) の3つの研究炉を現在運転中 (既に4つの研究炉は既に廃止) :**
- **トレーニングシステムが完備されており、毎年約100人、これまでに約7000人を越える原子力技術者を教育・輩出**
- **FBTRの混合炭化物燃料を製造。FBTRでの試験用MOX燃料は、タラプールにあるBARCのAFFFで製造。PFBR用の数炉心分のMOX燃料も製造予定**
- **インドは、自前の技術でU-(Pu)-Th燃料を用いた三段階の原子力開発計画を、炉とサイクルを含めて着実に推進**

# インドの研究炉

	アプサラ APSARA	サイラス CIRUS	ゼルリナ ZERLINA	ドルーバ DHRUVA	プルニマ I PURNIMA I	プルニマ II PURNIMA II	プルニマ III PURNIMA III	カミニ KAMINI
設置場所	BARC	BARC	BARC	BARC	BARC	BARC	BARC	IGCAR
炉型	スイミングプール	タンク	タンク	タンク	タンク	タンク	タンク	タンク
	熱中性子炉	熱中性子炉	熱中性子炉	熱中性子炉	高速炉	熱中性子炉	熱中性子炉	熱中性子炉
臨界	1956年8月	1960年7月	1961年1月	1985年8月	1972年5月	1984年5月	1990年11月	1996年10月
出力	1MW(最大)	40MW(最大)	100W(ノミナル)	100MW(最大)	1W(ノミナル)	10MW(ノミナル)	1W(最大)	30kW(ノミナル)
燃料	種類	濃縮U・アルミ合金	天然U	天然U	天然U	Pu酸化物	U-233	U-233
	形状	板状(金属)	棒状(金属)	棒状(金属)	クラスター(金属)	PuO <sub>2</sub> ペレット	硝酸U溶液	板状(アルミ合金)
	被覆材	アルミ合金	アルミ	アルミ	アルミ	ステンレス鋼	無し	アルミ
	重量	4.5kg	10.5t	可変(初期炉心3.7t)	6.35t	21.6kg	400g	600g
炉心サイズ(cm)	56*56*61.5(H)	276(D)*314(H)	229(D)*435(H)	372(D)*387(H)	18(D)*18(H)	13.7(D)*(25-40)(H)	20.4*20.4*27.5(H)	20.4*20.4*27.5(H)
中性子束密度 (n/cm <sup>2</sup> /s)	10 <sup>13</sup>	6.5*10 <sup>13</sup>	5*10 <sup>8</sup>	1.8*10 <sup>14</sup>	~10 <sup>9</sup>	10 <sup>8</sup>	~10 <sup>8</sup>	~10 <sup>13</sup>
減速材	軽水	重水	重水	重水	無し	軽水	軽水	軽水
冷却材	軽水	軽水	重水	重水	空気	軽水	軽水	軽水
制御棒	カドミウム	ボロンカドミウム	カドミウム	カドミウム	モリブデン	カドミウム/ 炭化硼素	カドミウム	カドミウム板
用途/備考	同位体製造、基礎研究、遮蔽実験等  アジアで最初の原子炉	同位体製造、原子炉技術のR&D、技術者訓練等  2004年11月に改修完了、フル出力運転再開	格子研究  1983年に廃炉	基礎研究、同位体製造、技術者訓練、中性子検出器の試験等	高速炉の炉物理研究  1973年に廃炉	U233燃料研究、将来炉の研究  1986年に廃炉	KAMINI炉のモックアップ研究  (ベリリウム酸化物の反射材) 1991年に廃炉	自然循環で炉心冷却 中性子ラジオグラフィ、検出器の校正、材料特性、遮蔽実験、サンプルの照射研究

# 新型重水炉 (AHWR)

水プール(重力落下)



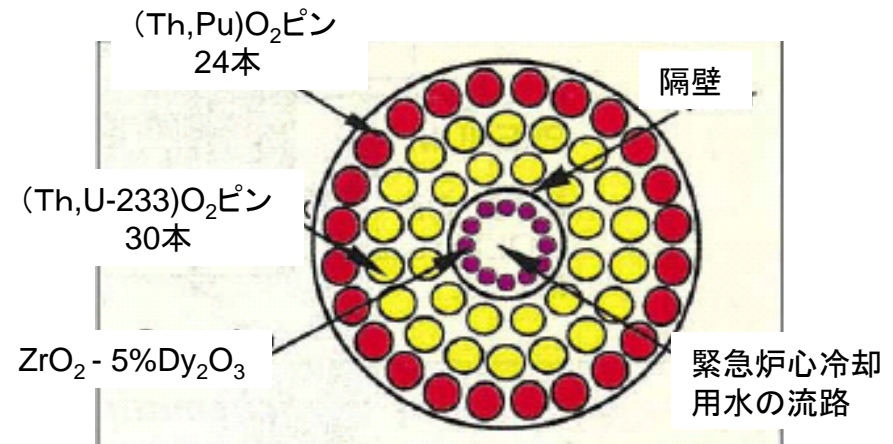
蒸気ドラム

カランドリアタンク  
(内径7.4m × 高さ5.3m)

電気/熱出力: 300MWe / 920 MWt  
 燃料: U-233/Th-MOX + Pu-239/Th-MOX  
 燃料チャンネル数: 452 (縦置き)  
 炉心高さ: 3.5m  
 冷却材: 沸騰軽水(自然循環) 受動安全性を考慮  
 減速材: 重水  
 設計寿命: 100年(冷却材管が交換可能な設計)

○原子力規制委員会による安全審査前の設計  
 安全評価(プレヒア)を実施中

○近い将来建設開始予定

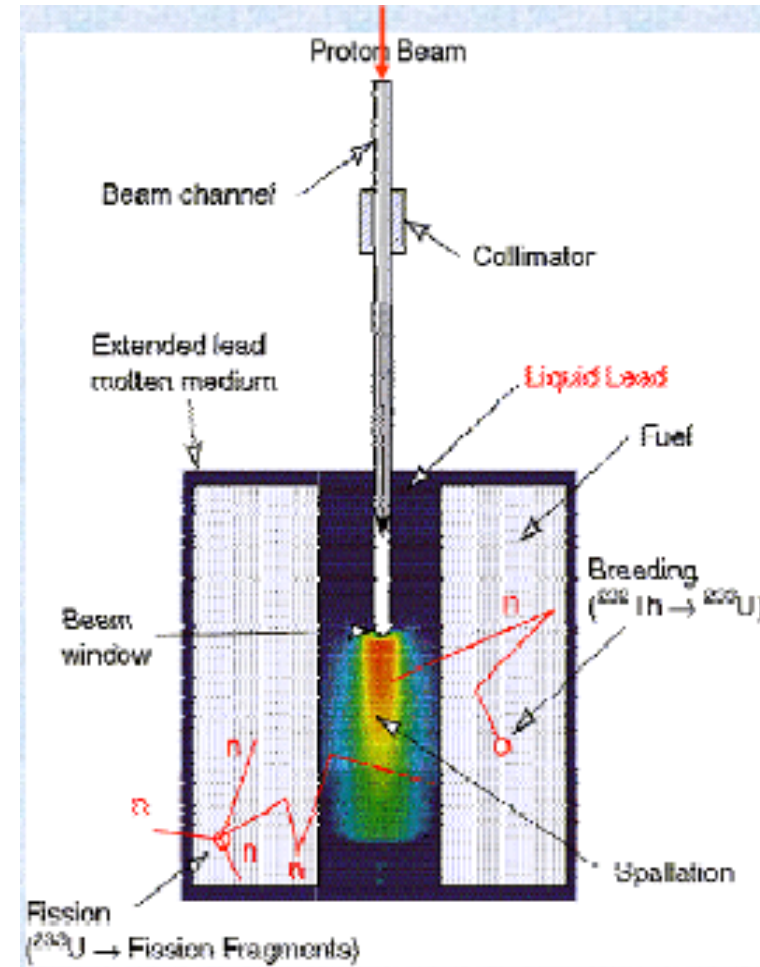
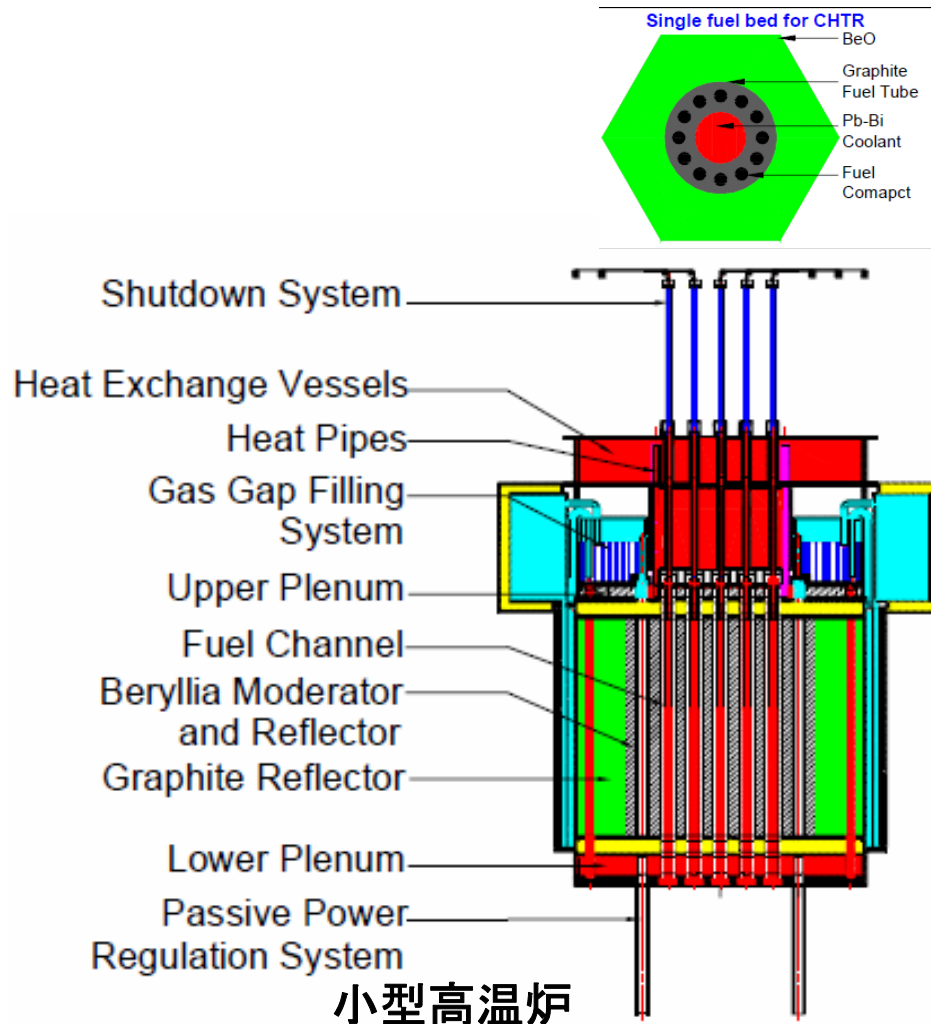


燃料クラスター断面図(平衡炉心燃料)



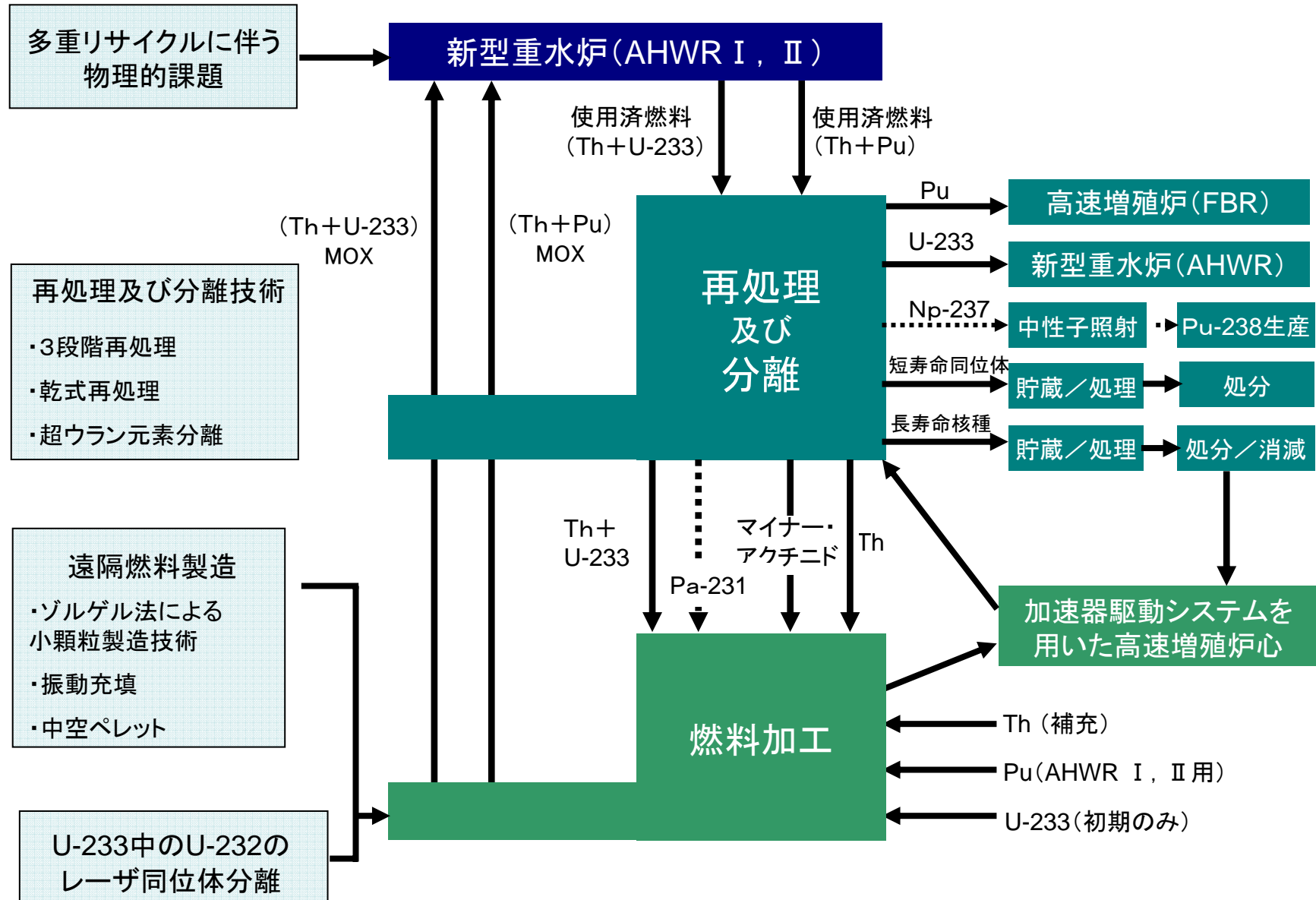
- 出力: 100kWt
- 燃料: Th-U-233 被覆粒子燃料
- 冷却材: Pb/Pb-Bi
- 水素製造、高温熱源に利用

- Th燃料の有効利用
- 長寿命放射性核種の消滅

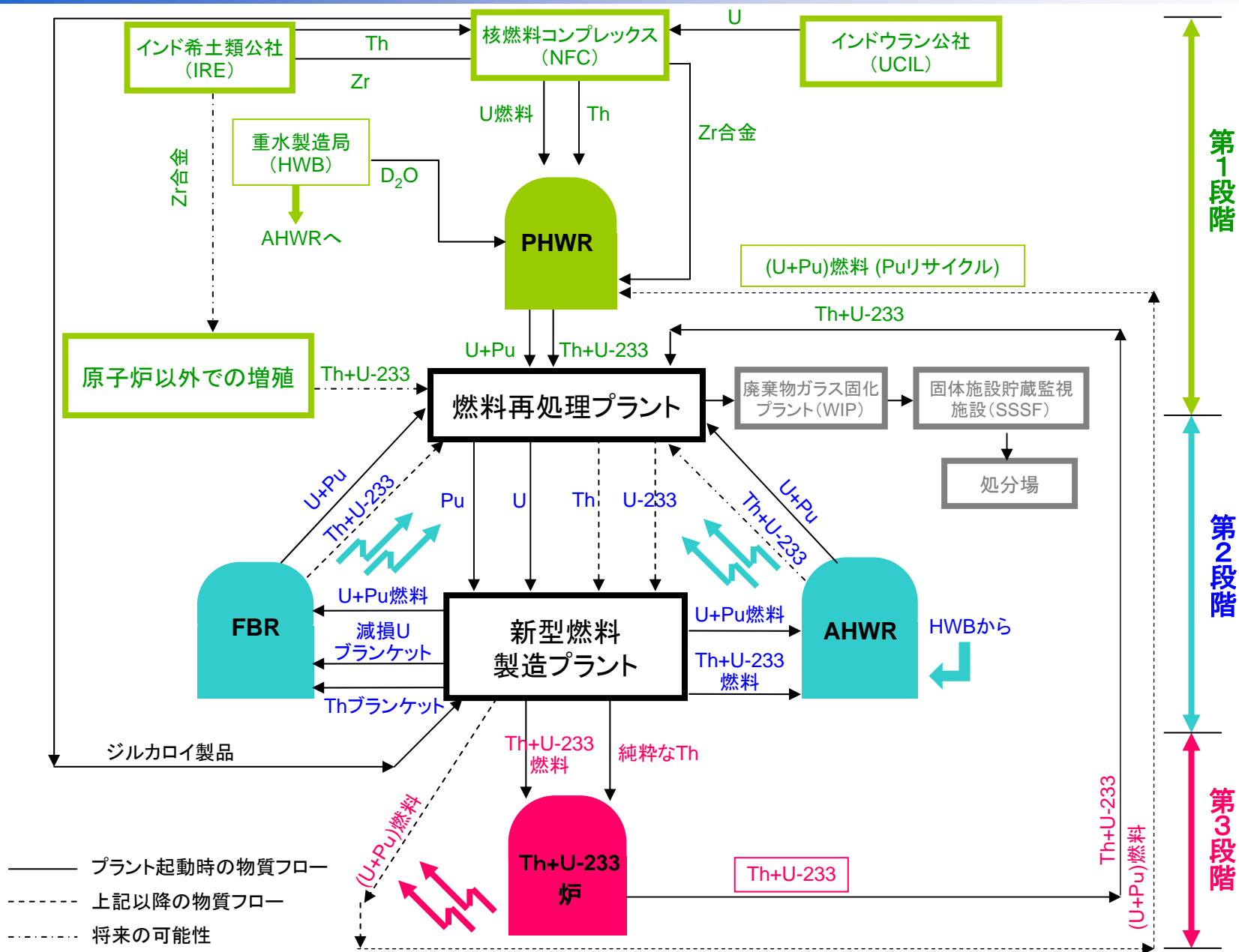


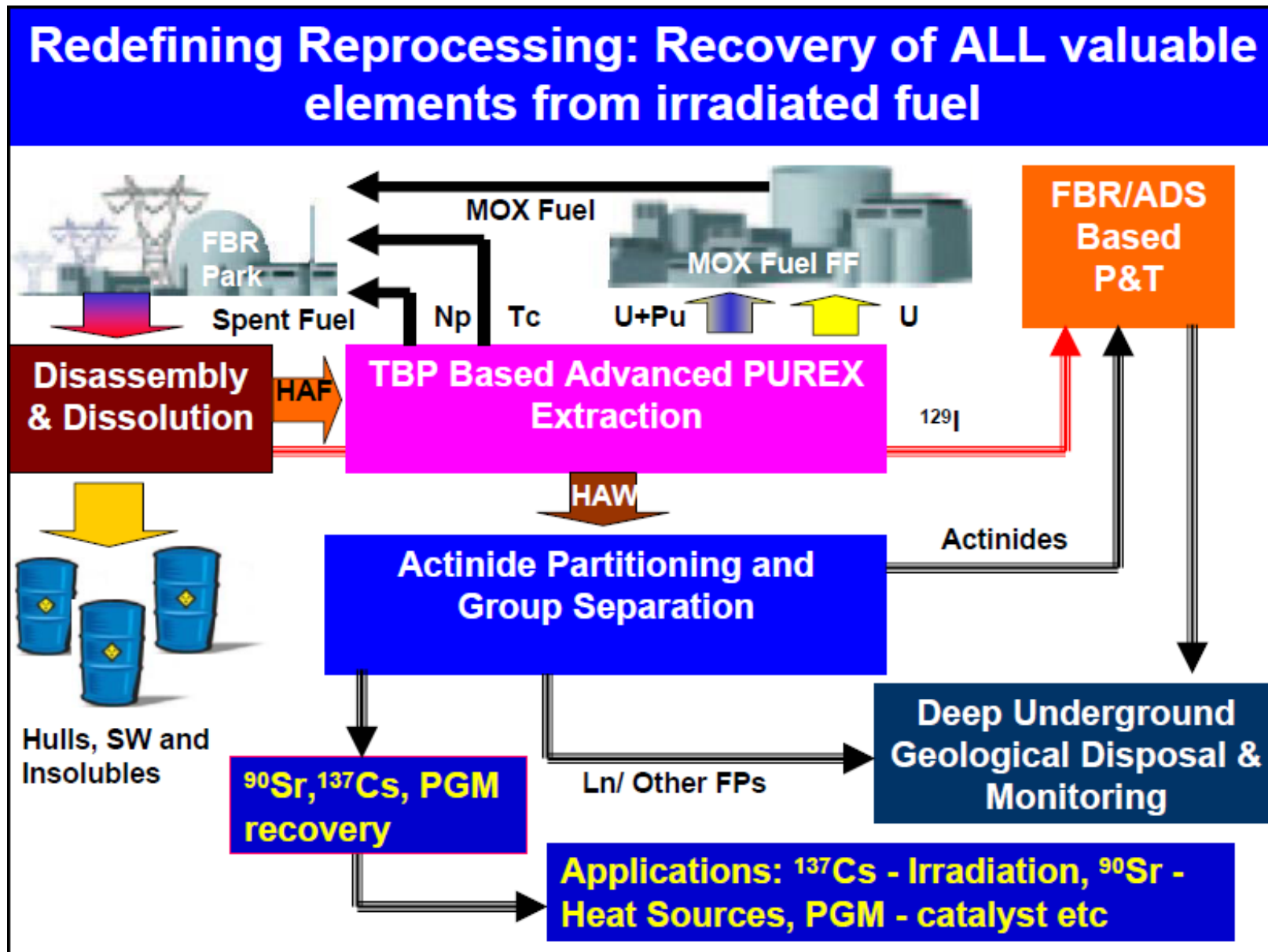
加速器駆動の未臨界増殖炉

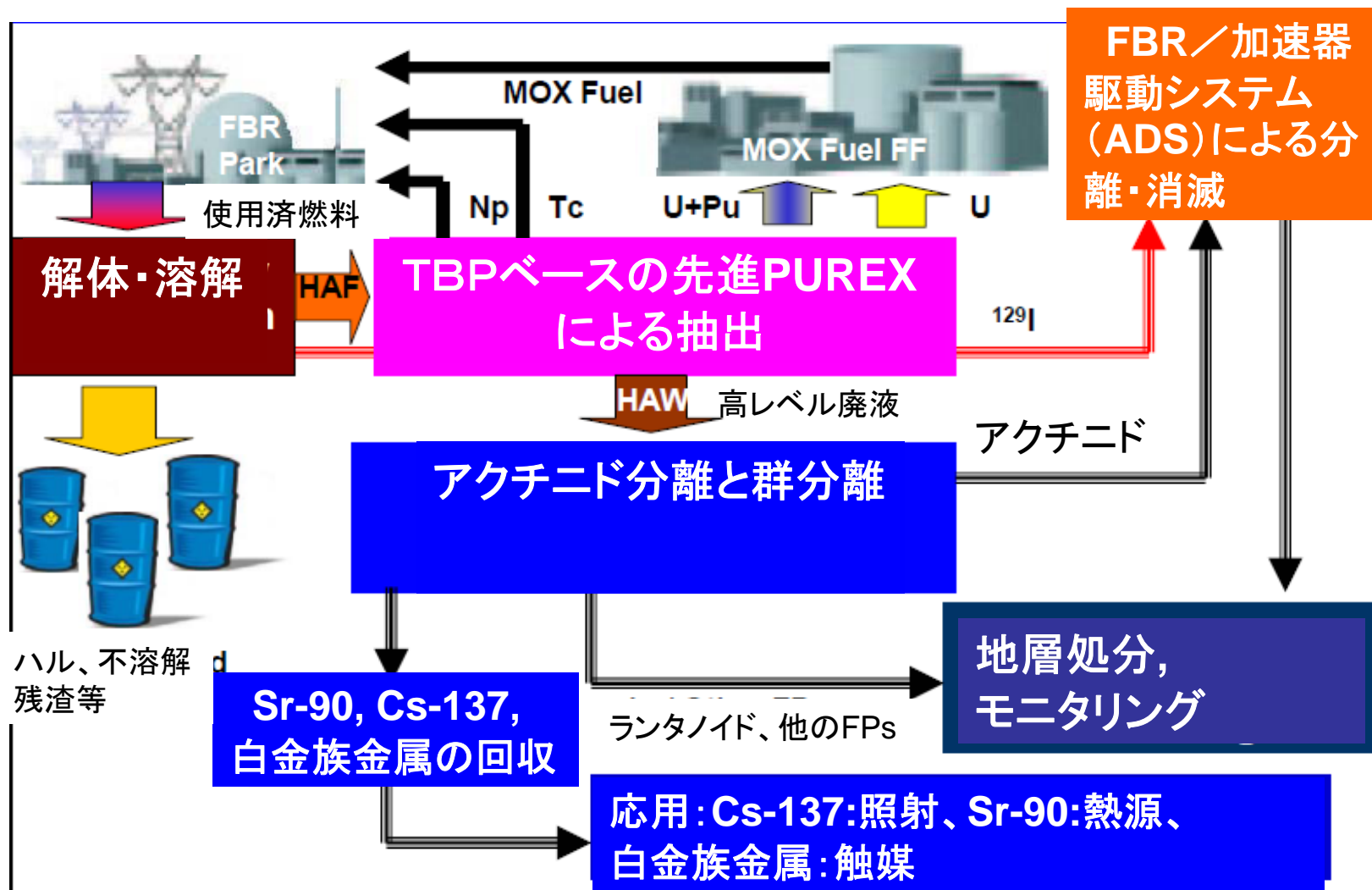
# トリウム利用のための先進燃料サイクル



# インドの3段階方式の原子力開発計画における物質フロー







## 4. 原子力施設の軍民分離計画



# インドの原子力施設の軍民分離計画

- インドは、現行の核不拡散条約(NPT)は不平等条約である等の理由でNPTには未加盟
- 2005年7月 米国はそれまでのインドする核不拡散政策を転換し、民生用原子力協力を行うことに基本的に合意
- 2006年3月 インドの原子力施設の軍民分離に関し米印合意

## 主な合意内容

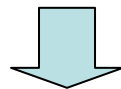
- 現在運転中又は建設中の22基の熱中性子炉のうち14基を、2006～2014年の間にIAEAの保障措置下に移す。
- PFBRとFBTRには保障措置を適用しない。
- 将来の全ての民生用熱中性子炉及び民生用増殖炉を保障措置下に置く。但し、どの炉を民生用とするかはインド政府が独自に判断する。
- 再処理、濃縮ならびに戦略プログラムに関連する燃料サイクル施設は保障措置の適用範囲外とする。
- 保障措置下に置く原子炉に対する燃料供給に関し、①米国による保障措置枠組の構築、②米印協定への供給保障の明記、③インド・IAEA間交渉への米国の協力、④燃料戦略備蓄体制構築への米国の支援、⑤米国による友好供給国グループとの燃料供給再開の検討、を約束

- インド側が、「PFBRとFBTRには保障措置を適用しない。」としている理由は？

インド側の理由:「これらはR&D施設であり、その技術の成熟までには時間がかかる等」と述べている。

- 2006年12月 NPTに未加盟のインドとの原子力協力を可能とするための、米国原子力改正法(インドを例外扱いとする)が、ブッシュ大統領の署名により成立

○米印原子力協力協定が正式に締結されるためには、原子力供給国グループ(NSG)の了解、IAEAとのインドに特化した保障措置協定の締結等が必要

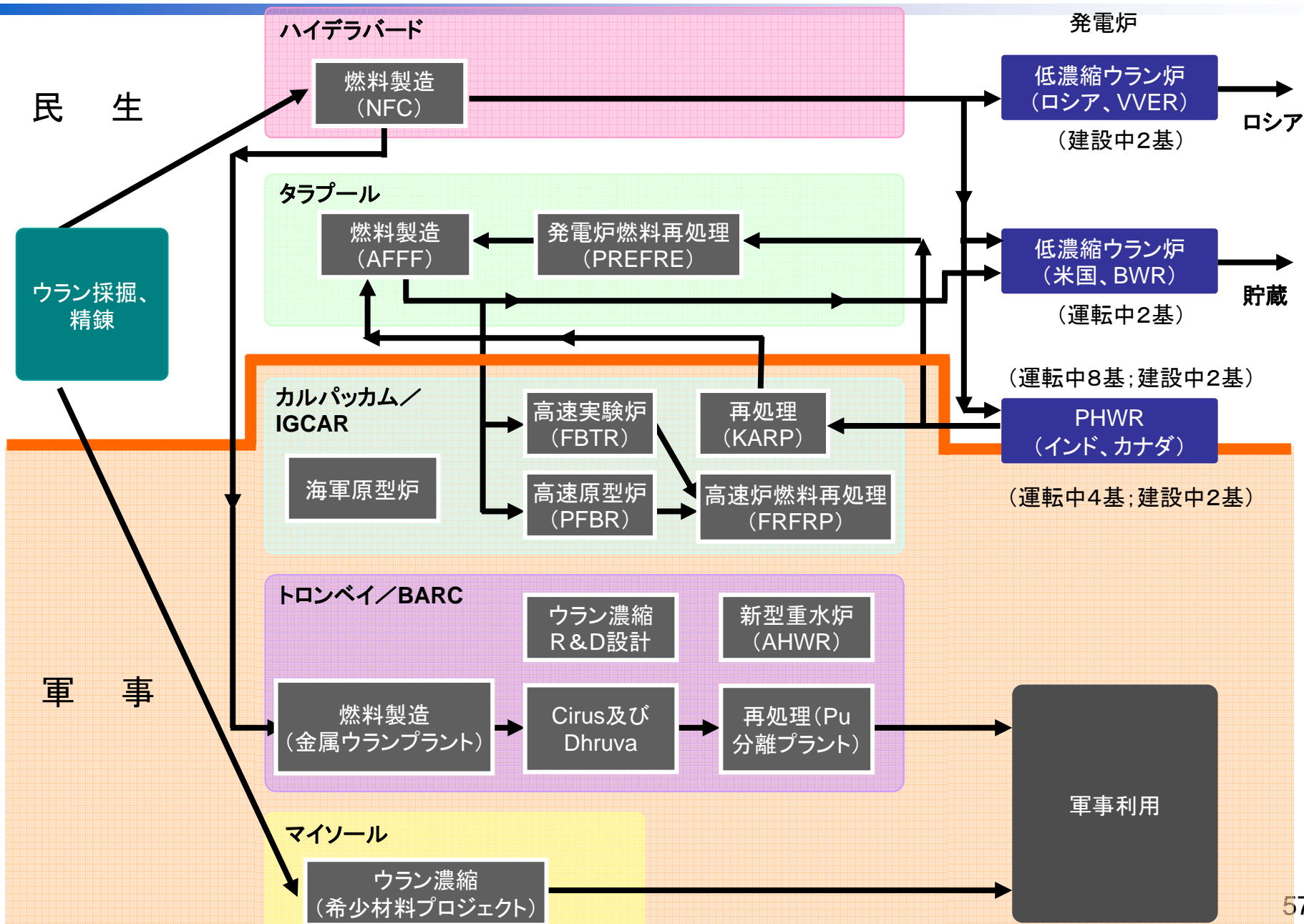


交渉を継続中





# インドの原子力施設の軍民分離計画 (2006年3月)



## 5. 原子力の国際協力への期待

# 原子力の国際協力への期待 (世界に対して)

(背景)

○経済成長に見合うエネルギー源の不足

(日常的に停電が発生、計画的な「電力負荷制限」を実施中)

○環境汚染の問題

(ニューデリー等の都市部での深刻な大気汚染)

○地球温暖化防止とエネルギーの安定供給

(電力設備の大幅な増設を計画しているが、その大部分は火力発電等に依存せざるを得ない状況)

●海外から、大型軽水炉を濃縮ウラン付きで輸入することを切望

2020年ごろの原子力発電量:

—(自国内で賄う場合)

約20GWe

—(軽水炉等の海外導入が実現) 約40GWeを達成可能

●第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)への参加も希望

(インドは、既にWANO、国際熱核融合実験炉プロジェクト(ITER)、IAEAの革新的原子炉及び燃料サイクルプロジェクト(INPRO)、高速炉技術ワーキンググループ(TWGFR)には既に参画)



# 原子力の国際協力への期待 (日本に対して)

○BARC及びIGCARの両センターに共通した希望:

- ・原子力の安全性の議論から始めたい
- ・安全はインターナショナルな問題で、広い分野をカバー  
(日印原子力協定が無くても始められるであろう)
- ・その中で議論を深めていけば、色々議論を拡大することが可能

○BARCからの希望: 放射線に関連した研究協力もやりたい

○IGCARからの希望: FBRの安全性と経済性(FBRの運転特性に関連した安全性、安全特性の向上を図った設計の最適化、発電コストの低減等)について協力を期待。

○なお、トリウムサイクル等のアカデミアレベルの交流は既に行われており、大学での交流としては、日本学術振興会の留学制度がある。

## 6. インドを含めたアジアとの 原子力の国際協力の進め方(私案)

## （状況認識）

- 地球人口の過半数を抱え、近年中国、インドをはじめ多くの国が目覚ましい経済発展を遂げるアジアでは、21世紀にエネルギー問題と環境問題が次第に深刻さを増していくことは必至であり、その同時的解決には原子力は不可欠である。
- アジアの片隅で科学技術立国を標榜し、被爆国として究極の核廃絶を願い原子力の平和利用に徹してきた日本に、多くの期待がかけられている。
- 国是として、軽水炉やFBRサイクル技術の早期導入が不可欠と考えているインド、中国に対して、日本が「核兵器に転用される恐れがある」として今後とも国際協力を拒否したとしても、これらの国は日本以外の国（フランス、ロシア、米国等）からの協力を得ながら、それらの技術を早晚実現するであろう。
- インド、中国、韓国ではタンク型炉の開発を進めているが、インドのタンク型炉は、フランス協力によりベースができ、ロシアのBN-600M（改良型）の情報を採り入れて磨きをかけている。フランスは安全性の協力を開始しており、インドに接近しているのが感じられる。中国のタンク型炉もロシア協力によりベースができている。

## （状況認識）

- アジアで原子力事故が起これば、我が国の原子力利用に大きな影響を与えることは必須であり、それをできるだけ未然に防止する努力が必要である。
- 永井隆博士の「原子爆弾救護報告書」の結辞の教訓を生かすには？
  - 唯一の被爆国である日本で、原子力開発に携わっている技術者としてできる協力は何か？

### 永井隆博士の「原子爆弾救護報告書」(昭和20年8月～10月)の結辞

「スベテハ終ツタ。祖国ハ敗レタ。吾大学ハ潰滅シ吾教室ハ烏有ニ帰シタ。余等亦人々傷ツキ倒レタ。住ムベキ家ハ焼ケ、着ル物モ失ハレ、家族ハ死傷シタ。今更何ヲ云ハンヤデアル。唯願フ処ハカカル悲劇ヲ再ビ人類ガ演ジタクナイ。原子爆弾ノ原理ヲ利用シ、コレヲ動力源トシテ文化ニ貢献出来ル如ク更ニ一層ノ研究ヲ進メタイ。転禍為福。世界ノ文明形態ハ原子エネルギーノ利用ニヨリ一変スルニキマツテキル。サウシテ新シイ幸福ナ世界ガ作ラレルナラバ、多数犠牲者ノ霊モ亦慰メラレルデアラウ。」

（出典：永井隆全集 講談社1971年）

### （FBRサイクル技術に関する状況認識）

- FBRサイクル技術は、特にシステム内で核兵器の原料と成りうる可能性のあるプルトニウムを多量に取り扱うため、IAEAの保障措置下で適切な核不拡散対策を講じておくことが不可欠であり、さらに（核拡散抵抗性を有するFBRサイクル技術の確立）が望ましい。
- インドのFBR開発計画は、日米仏の計画（2020-2025年に実証炉）より先行しており、中国も日米仏の計画と同時期に実証炉を運転開始する計画を持っている。
- インド、中国では、2050年頃までに各200基を超えるFBRの建設計画を持っており、この計画が順調に進めば、FBRの基数においてその炉型が世界標準となる可能性が高い。



## （提言）

- アジアの平和維持と持続的発展のために、日本としても、これまでの原子力協力を「進めるか、進めないか」の議論に留まるのではなく、「**今何ができるか、何から始められるか**」の視点で考え、**具体的な協力を進めるべき**である。（今のようなら主張しない日本の状況が続けば、いずれアジアの国々から見捨てられる可能性がある）
- 原子力の平和利用に徹し、究極の核廃絶に向けた日本の取り組み（基本姿勢）を明確に主張し議論し、合意点を探る。
- 原子力の安全性は、世界共通の最重要課題である。まずは、核分裂炉の安全性について、共通認識を持つとともに安全性の向上を図るために、安全論理、安全基準、安全規制等の意見交換から始める。
- また、インドの若い技術者等を日本の原子力施設に招聘し、理解者を増やしていくような工夫も必要であろう。

## （期待される効果）

- 上記のような技術協力や人的交流を通じて、相手国との信頼関係を醸成し核不拡散に対するコンセンサス作りができれば、今後の原子力協定の締結や軽水炉の輸出等に対しても追い風となる。また、安全性はシステム全般に亘ることから、これらの協力を通じて、相手国の原子力開発状況等を把握することもできる。
- 韓国、中国、インドに対して、技術協力を通して、経済性や保守・補修性等に優れた炉型炉の魅力を理解してもらうことができれば、将来の炉型炉の市場開拓に繋がる可能性がある。
- さらに、原子力発電が京都議定書で謳われたクリーン開発メカニズム\*として認められれば、アジア諸国での原子力導入支援によって、我が国の温暖化ガス排出削減目標に柔軟性を与えることができる。

\* : 先進国が開発途上国に技術・資金等の支援を行い温室効果ガス排出量を削減、または吸収量を増幅する事業を実施した結果、削減できた排出量の一定量を先進国の温室効果ガス排出量の削減分の一部に充当することができる制度