

トリウム燃料加速器併用原子炉

トリウム利用のエネルギー

井上 信

2011.2.12

科学カフェ京都



レアアースとトリウム

レアアースの鉱石にはトリウムが含まれることが多い。トリウムはわずかであるが放射線を出すので、これを除去する必要がある。(NHKの報道)

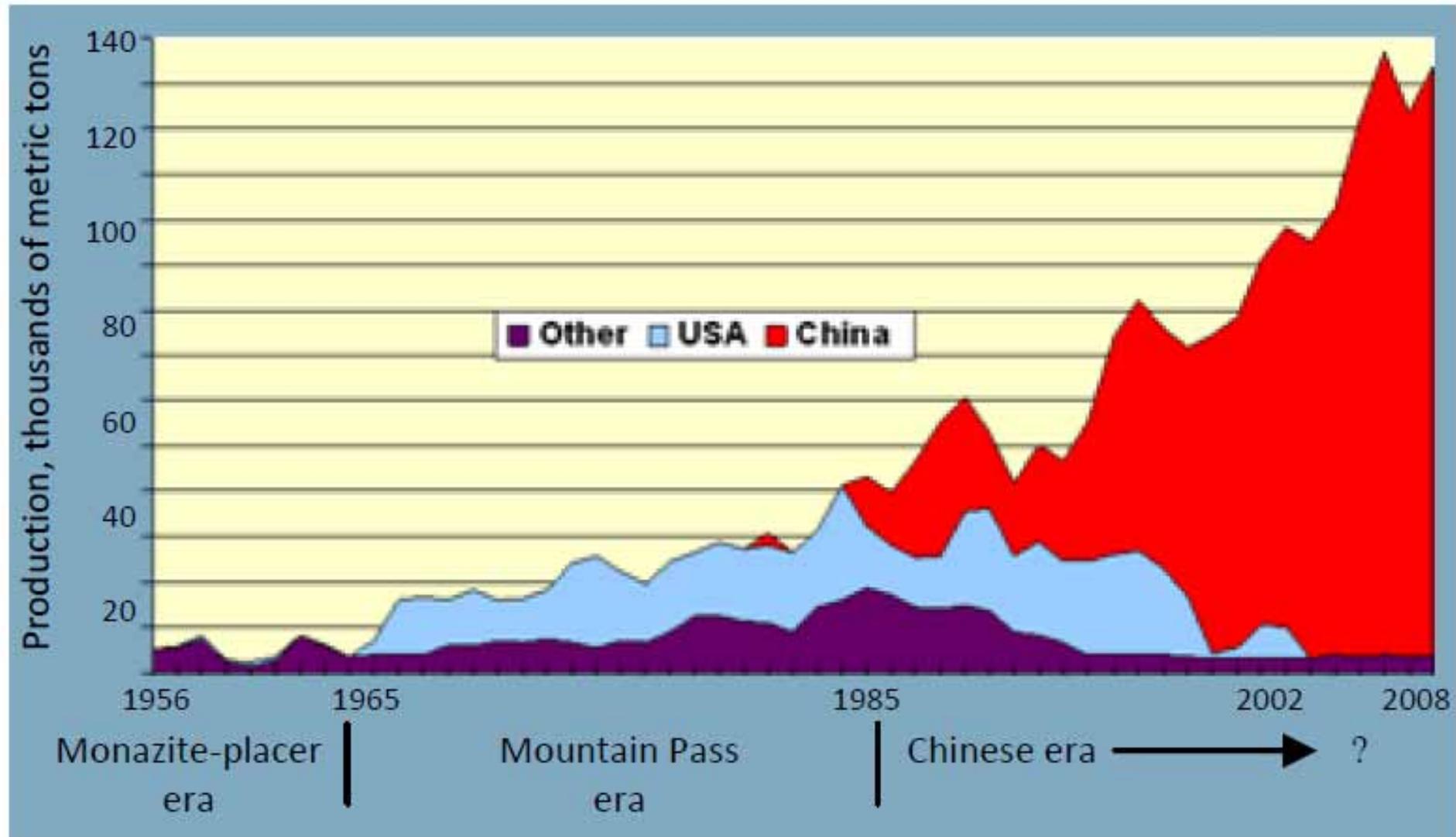
しかし邪魔者であるトリウムはウランとともに有用な核燃料物質である。

ウラン天然存在比: ウラン238 (99.28%)、ウラン235 (0.71%)、ウラン234 (0.0054%)

半減期: ウラン238 は45億年、ウラン235は7億年、ウラン234は25万年

トリウム天然存在比はTh232がほぼ100%、その半減期は140.5億年

レアアース産出量

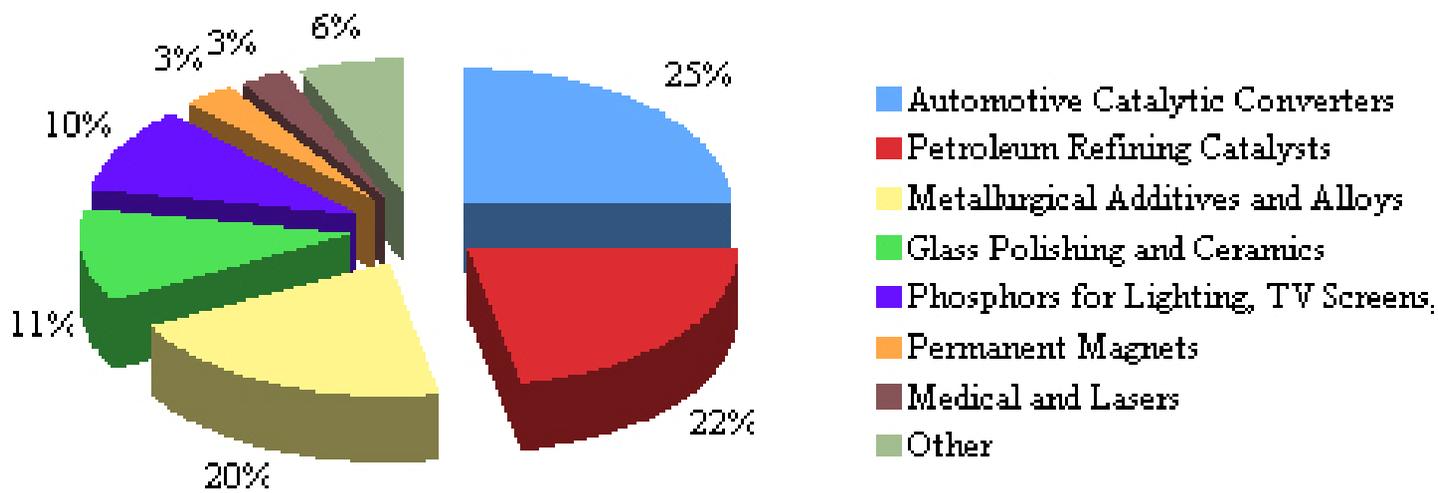


Source: United States Geological Survey, formatted by CSIS

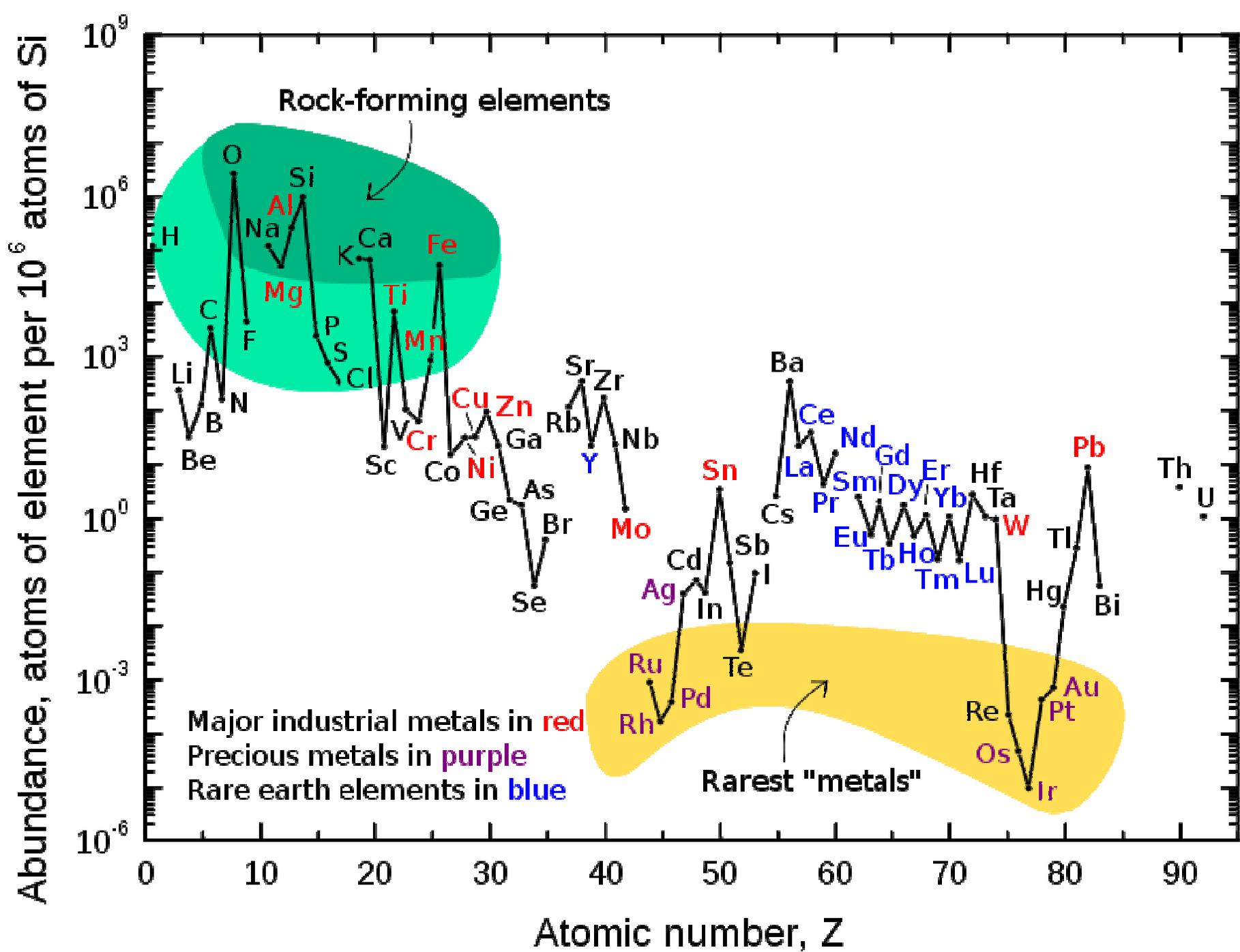
レア・アースの種類と用途例^[1]

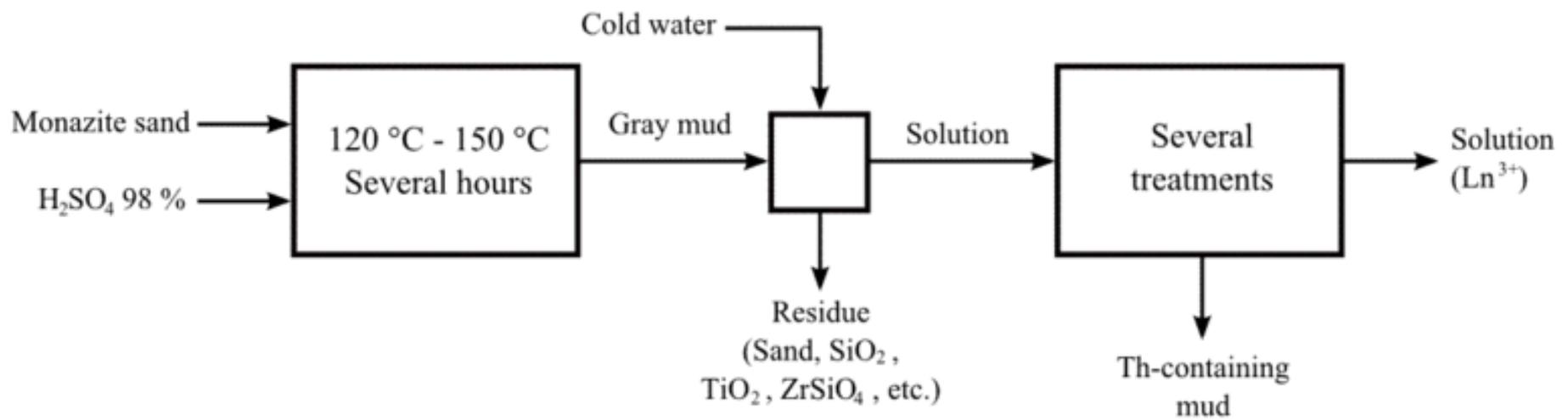
用途	21 Sc	39 Y	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	備考
磁石・磁性体材料						◎		◎		○	○	○					不対電子を持つもの
光ディスク										○	○	○					
光磁気ディスク											○						
蛍光体		○		○					○		○						Eu:赤, Tb:緑, Y:赤
レーザー		○			○	○							○	○	○	○	
光ファイバ増幅器														○	○		
コンデンサ		○	○			○											
水素吸蔵合金			○														
超伝導材料						○											
光学ガラス		○	○														高屈折率、低分散

プラズマディスプレイ用蛍光体
 赤色 Y-Gd-EuBO₃, 青色 Ba-Mg-AL-O:Eu
 液晶テレビ(バックライト用蛍光体)
 赤色 Y₂O₃:Eu、緑色 LaCeTbPO₄、
 青色 Ba-Mg-AL-O:Eu
 蛍光灯
 赤色 Y₂O₃:Eu、緑色 LaCeTbPO₄、
 青色 Ba-Mg-AL-O:Eu
 セラミックコンデンサ
 La₂O₃, Nd₂O₃, Y₂O₃, Dy₂O₃, Ho₂O₃等
 電子部品や自動車の各種センサー
 ZrO₂:Y
 永久磁石
 NdFeB、SmCo
 燃料電池
 ZrO₂:Y、ZeO₂:Sc, CeO₂:Gdなど



The Rare Earths' End Uses In The US





Group #	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	
Period																			
1	1 H																	2 He	
2	3 Li	4 Be										5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne		
3	11 Na	12 Mg										13 Al	14 Si	15 P	16 S	17 Cl	18 Ar		
4	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr	
5	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe	
6	55 Cs	56 Ba	*	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn	
7	87 Fr	88 Ra	**	104 Rf	105 Db	106 Sg	107 Bh	108 Hs	109 Mt	110 Ds	111 Rg	112 Cn	113 Uut	114 Uuq	115 Uup	116 Uuh	117 Uus	118 Uuo	
* Lanthanoids			57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu		
** Actinoids			89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr		

Element categories in the periodic table									
Metals					Metalloids	Nonmetals			Unknown chemical properties
Alkali metals	Alkaline earth metals	Inner transition elements		Transition elements		Other metals	Other nonmetals	Halogens	
		Lanthanides	Actinides						
Atomic number colors show state at standard temperature and pressure (0 °C and 1 atm) Solids Liquids Gases Unknown					Borders show natural occurrence Primordial From decay Synthetic (Undiscovered)				

世界のウラン資源の確認埋蔵量

単位:t(ウラン換算)

オーストラリア	700,000
カザフスタン	510,000
カナダ	350,000
USA	350,000
南アフリカ	270,000
ナミビア	200,000
ニジェール	200,000
ブラジル	170,000
ロシア	130,000
その他	220,000

(出所:2006 IAEA Red Book)

世界の主なトリウム資源保有国の確認埋蔵量

単位:t(トリウム換算)

オーストラリア	300,000
インド	290,000
ノルウェー	170,000
USA	160,000
カナダ	100,000
南アフリカ	35,000
ブラジル	16,000
その他	90,000

(出所:US地質調査所 2007)



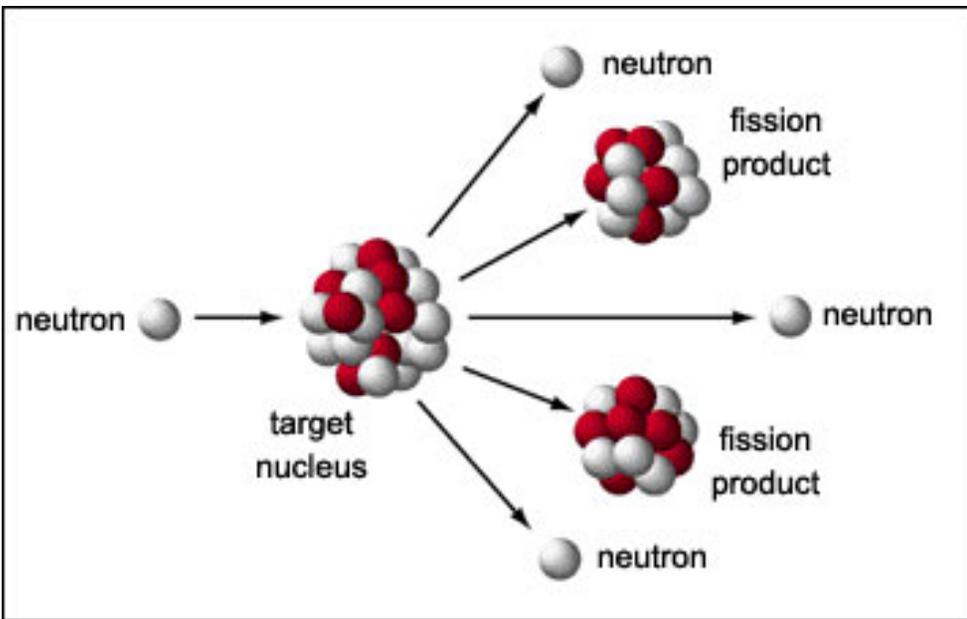


**核分裂の発見
(1938)**

Otto Hahn

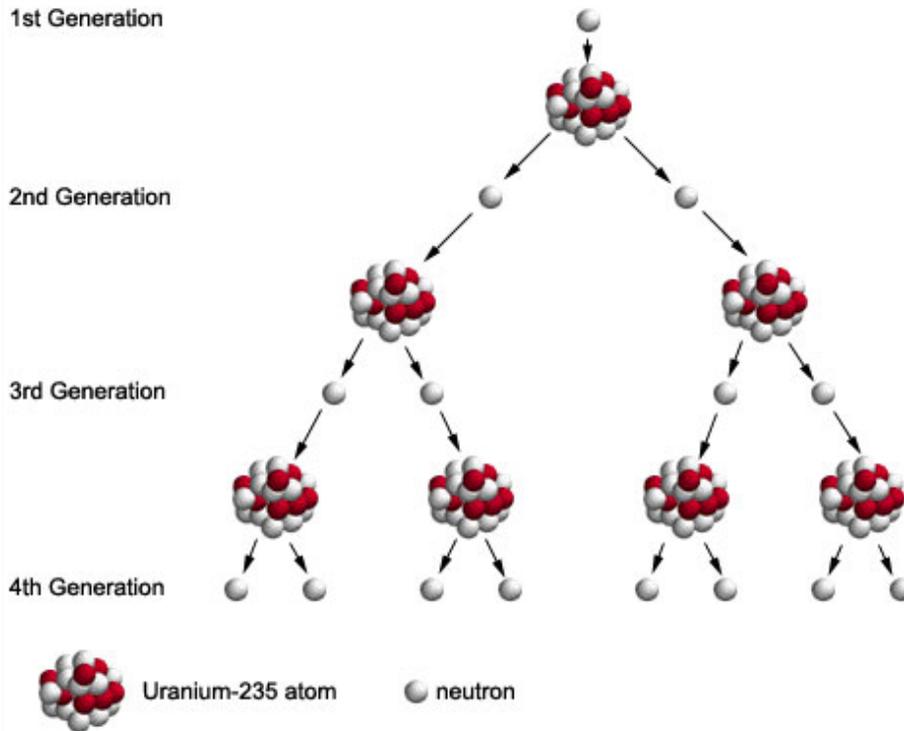
Lise Meitner

Otto Hahn



Nuclear fission

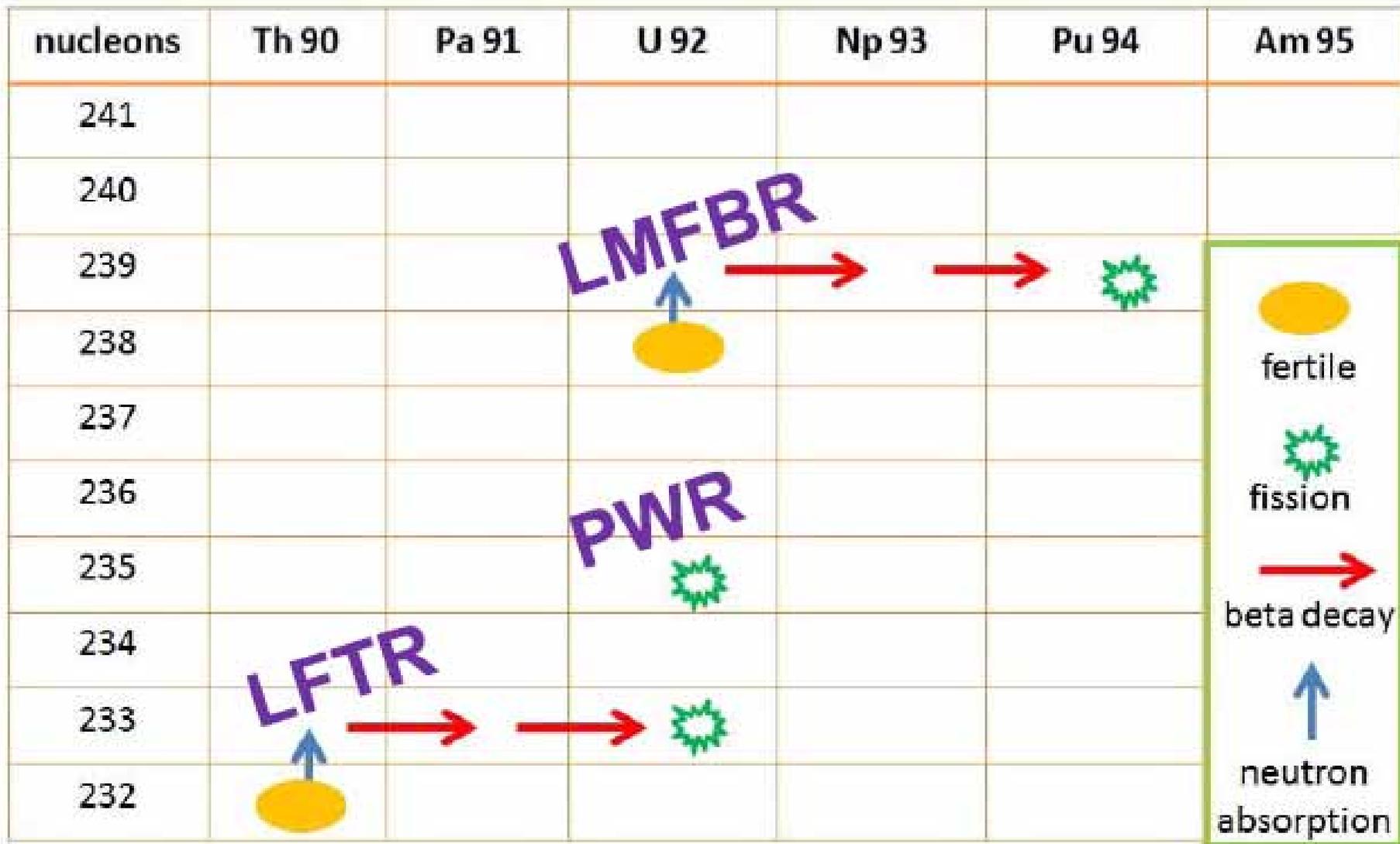
核分裂



Nuclear chain reaction

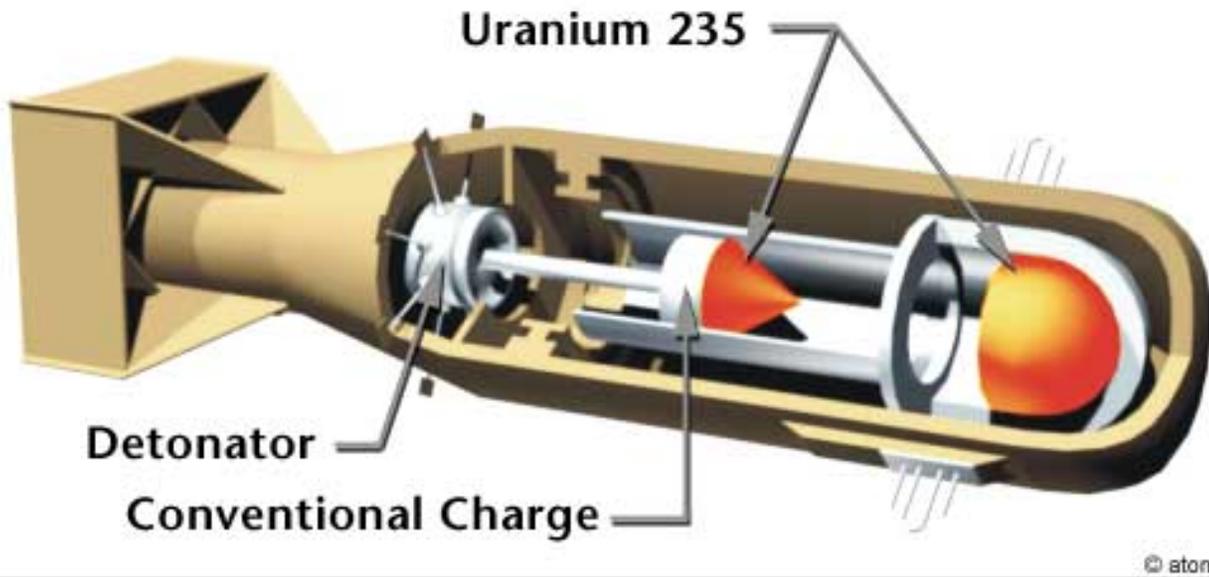
連鎖反應

核燃料



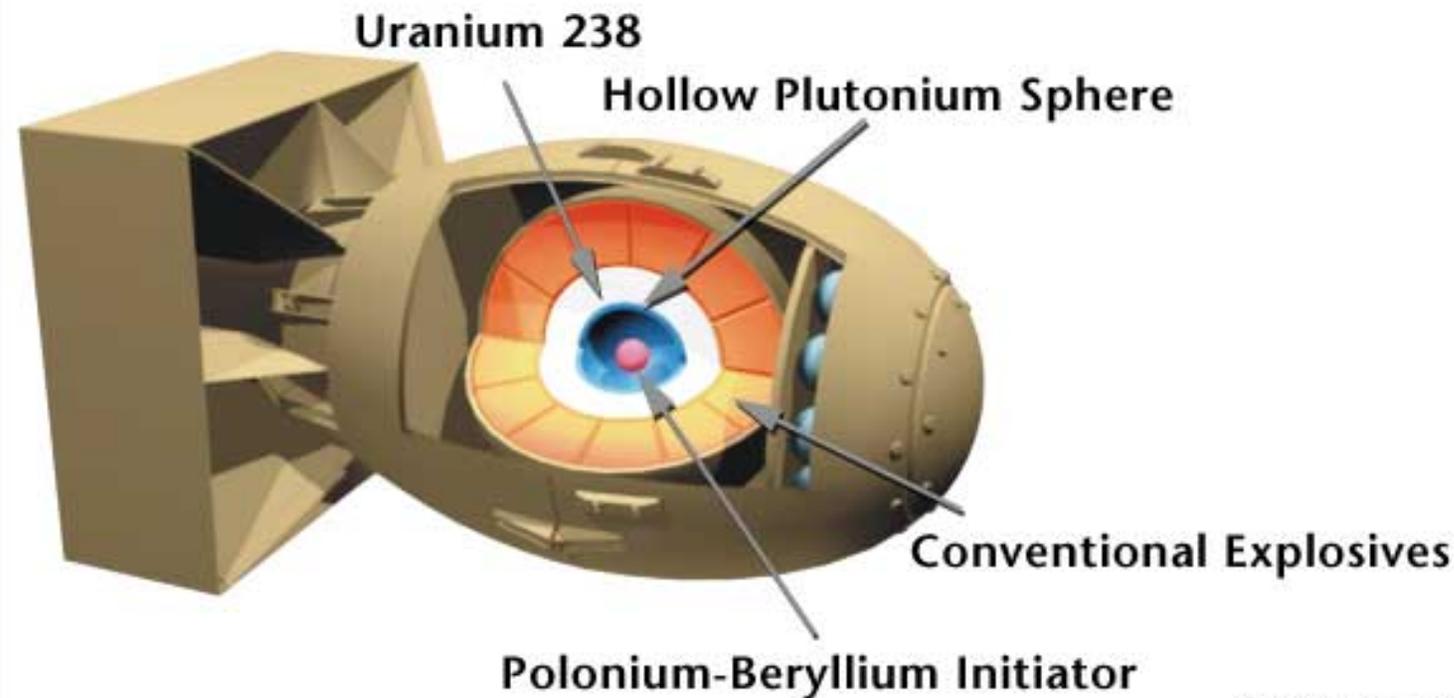
U235は広島型原爆、軽水炉原発 Pu239は長崎型原爆、もんじゅ

Th232-U233は溶融塩炉の試験運転が成功したが、実用化されなかった



© atomicarchive.com

ウラン爆弾
(広島型)
Little Boy

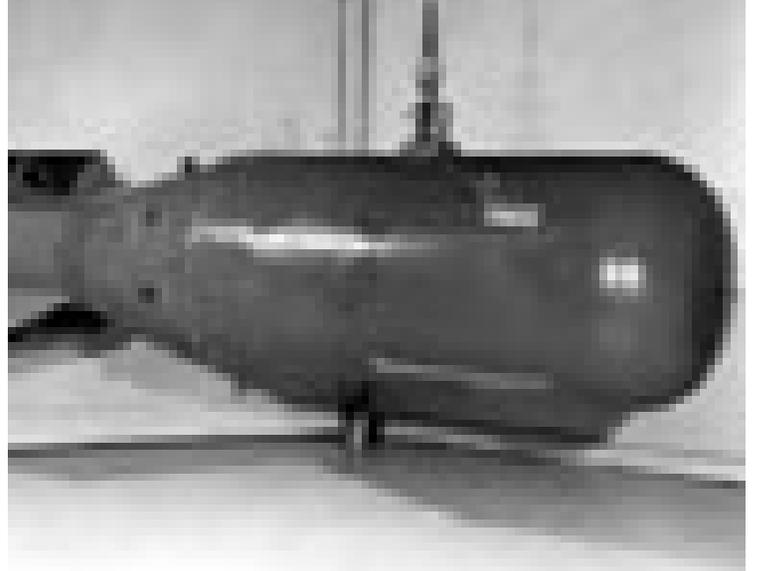


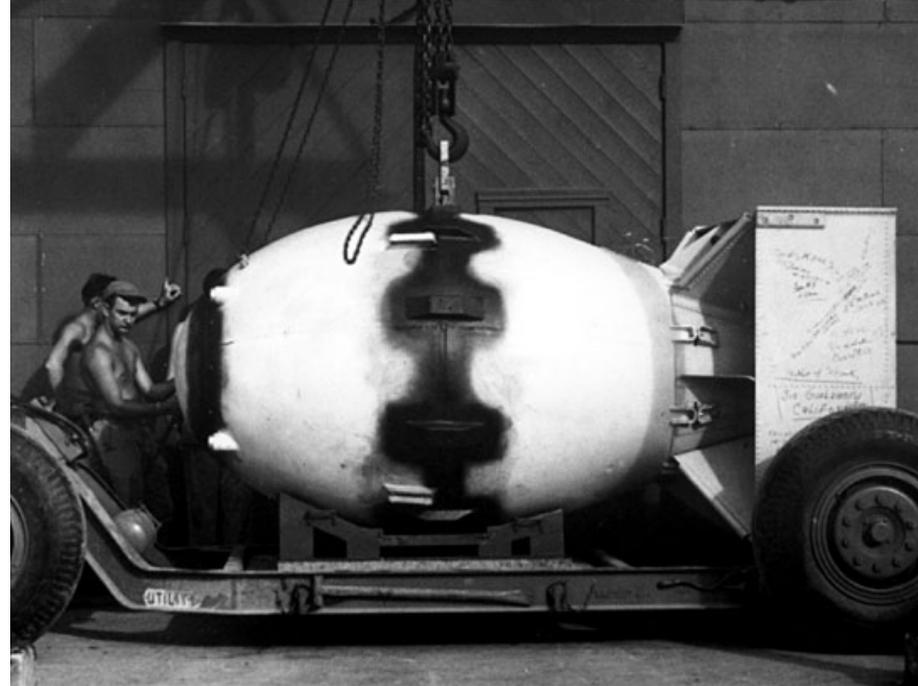
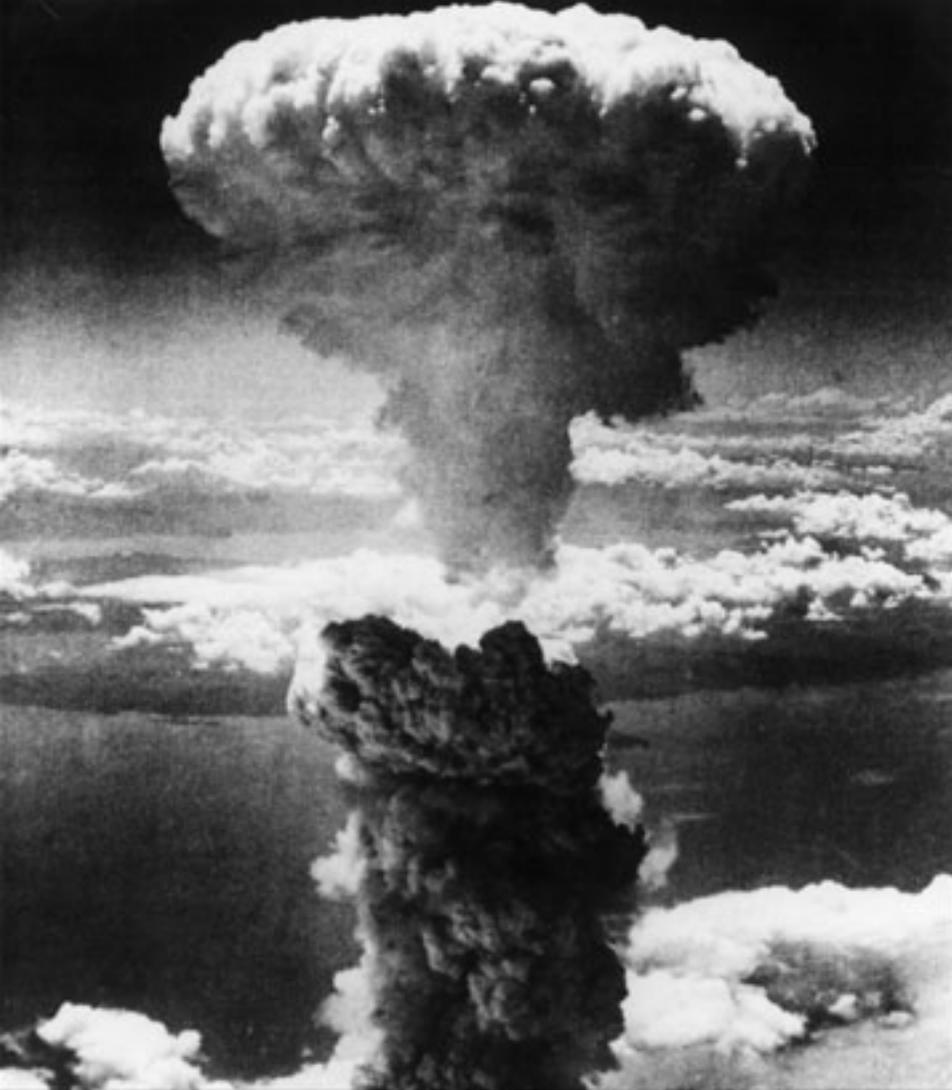
© atomicarchive.com

プルトニウム
爆弾
(長崎型)
Fat Man



1945.8.6 広島





1945.8.9 長崎

Atoms for Peace

- 1953年12月8日アイゼンハワー米国大統領が国連総会でAtoms for Peace という演説を行った
- 我が国では学者たちの意見がまとまらない中で議員立法により原子力予算が認められた(1954年)
- それを追って原子力基本法が成立し(1955年)、科学技術庁が設置された。

Atoms for Peace

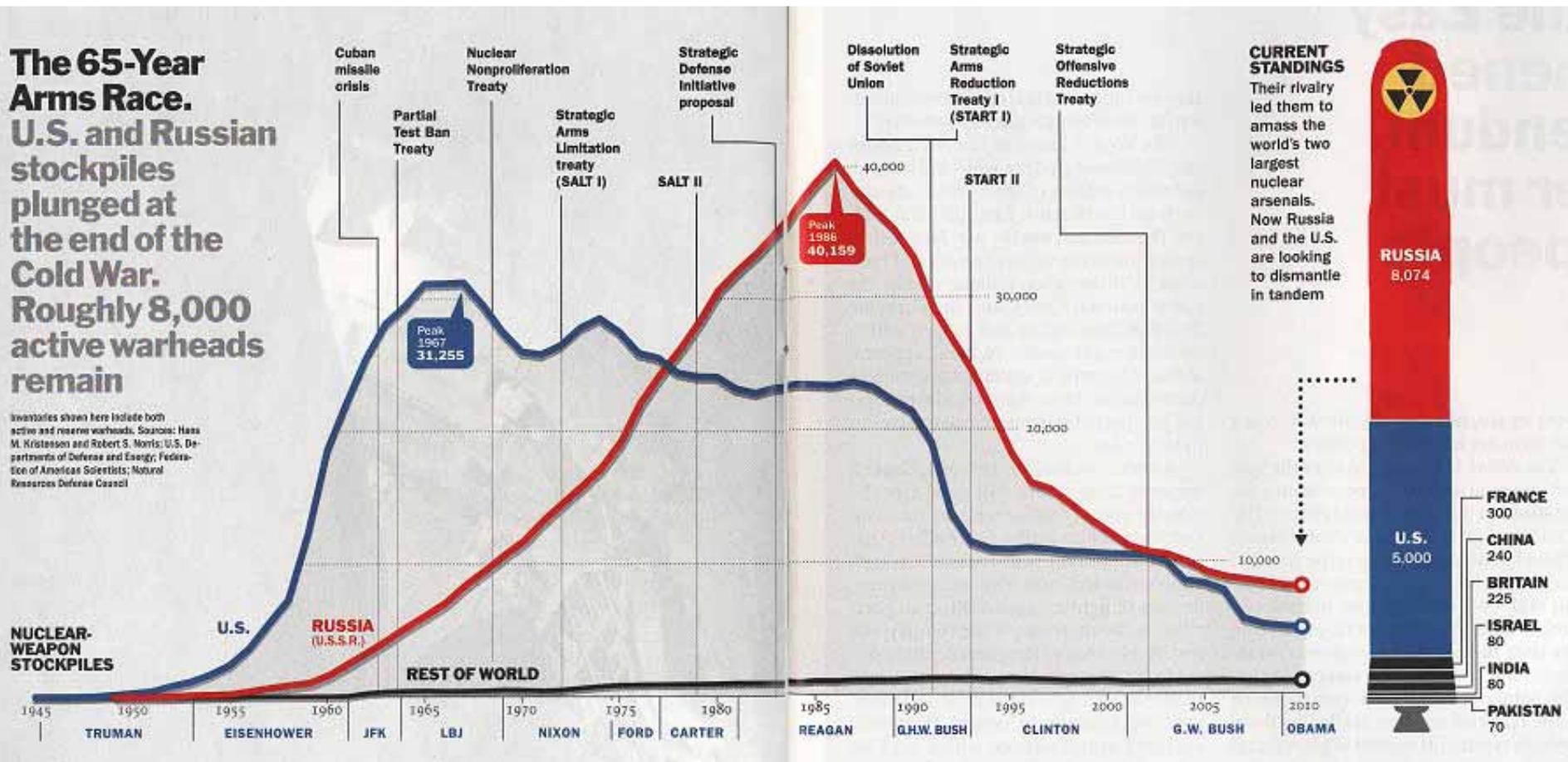
President Eisenhower's speech at the UN general assembly in 1953



The 65-Year Arms Race.

U.S. and Russian stockpiles plunged at the end of the Cold War. Roughly 8,000 active warheads remain

Inventory shown here include both active and reserve warheads. Sources: Hans M. Kristensen and Robert S. Norris; U.S. Department of Defense and Energy; Federation of American Scientists; Natural Resources Defense Council



多くの種類の原子炉が開発されたが、その中で実用的な原子炉として軽水炉が多く使われるようになった

軽水炉は水が中性子を減速する役目と熱交換する役目を兼ねるコンパクトな構造

Weinberg's PWR was heterogeneous.

uranium
fuel rods
moderating
water

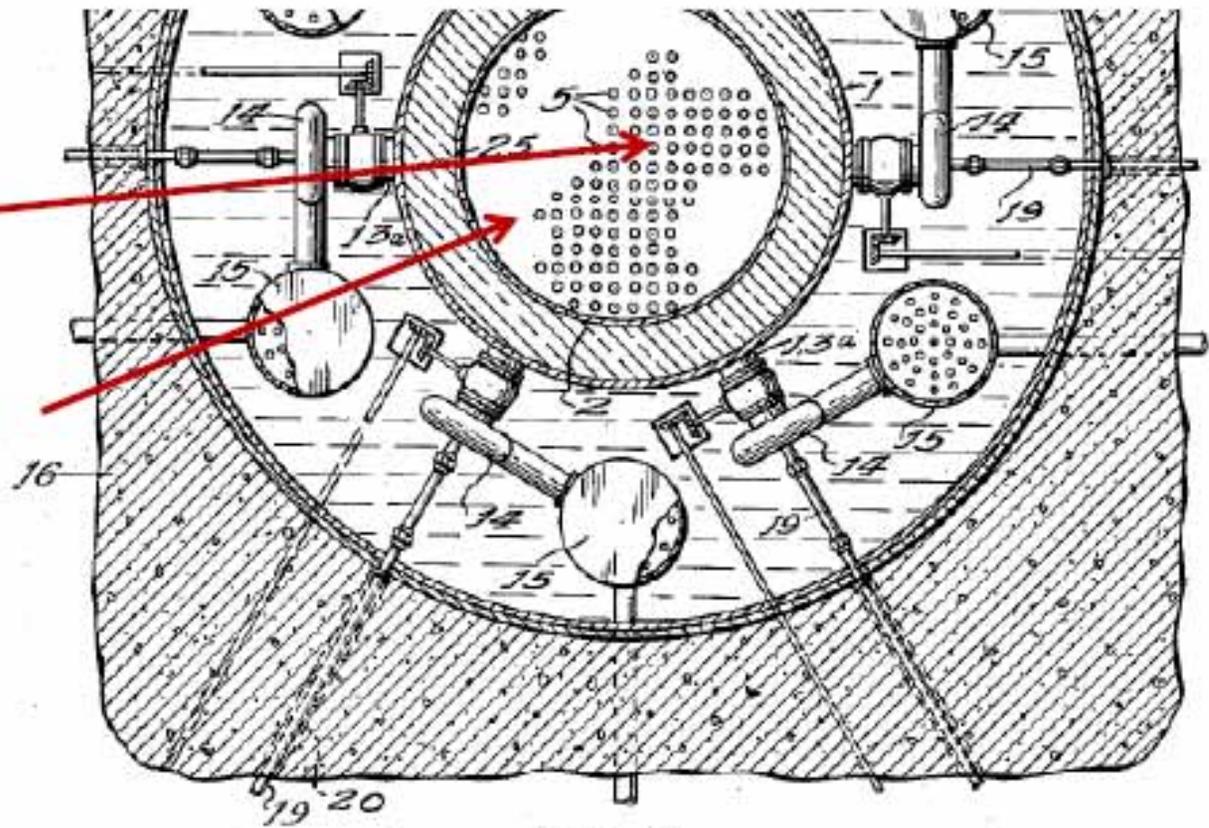


FIG. 3.

Witnesses:
Herbert E. Westcott
William J. Ricano

Inventors:
Eugene P. Wiegner
Leo H. Ohlinger
Gale Young
Alvin M. Weinberg
By: *Robert A. [Signature]*
Attorney

Weinberg had proposed the PWR to Rickover's team for naval propulsion.

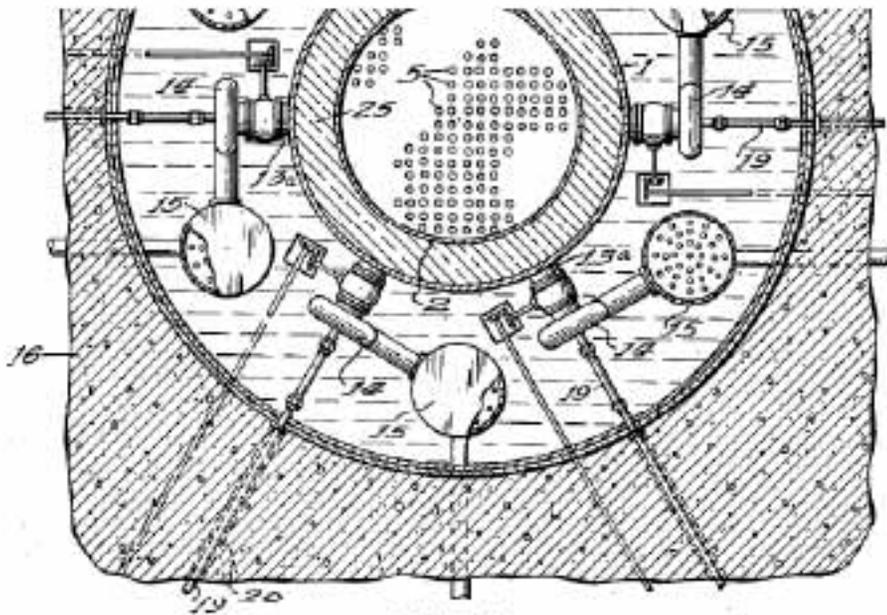


FIG. 3.



Witnesses:
Hubert E. Witsell
William J. Keane

Inventors:
Eugene P. Wigner
Leo H. Ohlinger
Galen Young
Alvin M. Weinberg
By *Robert A. Sampson*
Attorney

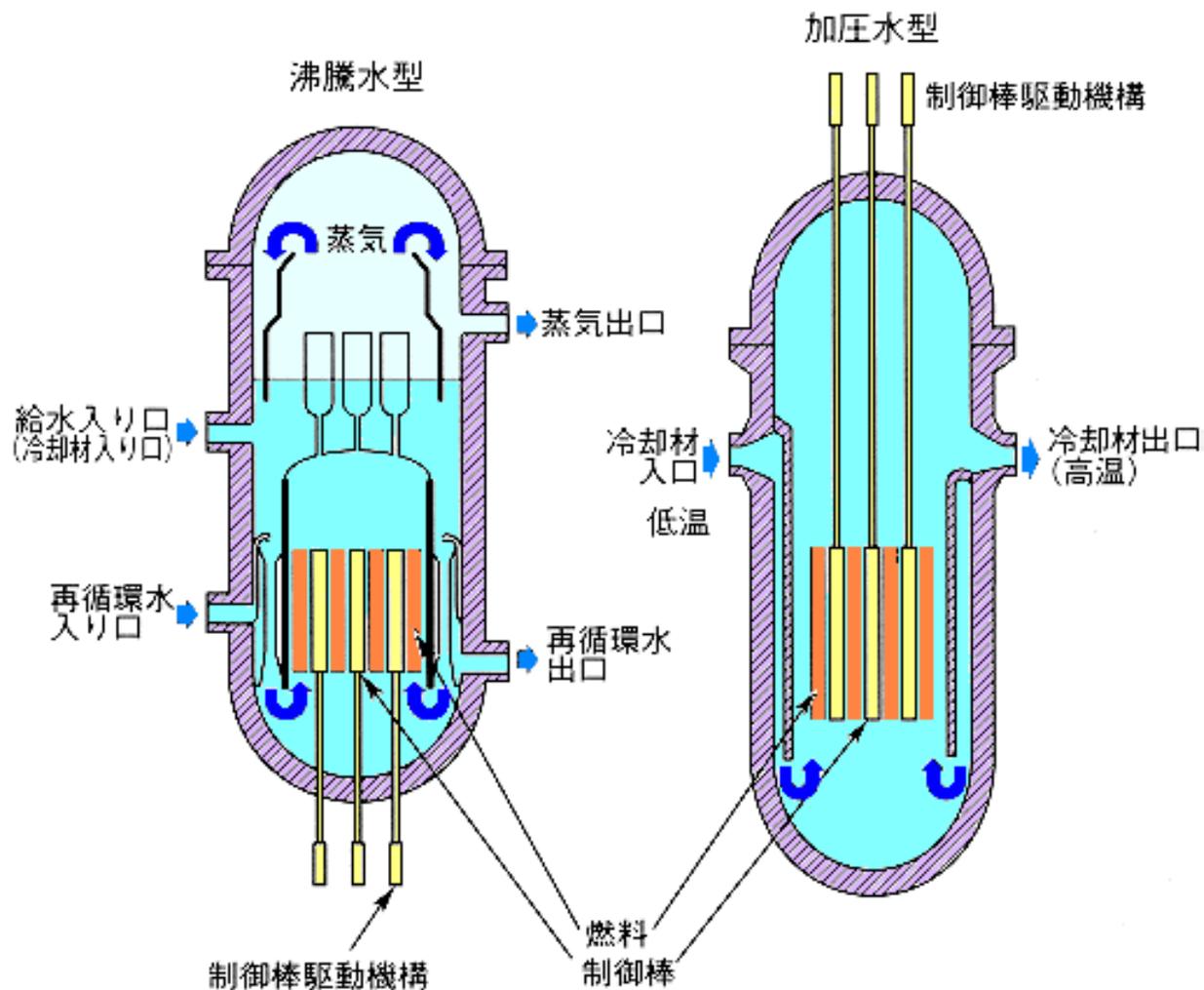


図3 原子炉压力容器－BWRとPWRの比較

[出典] 電気事業連合会 (編) 原子力図面集－1997年版－、p100

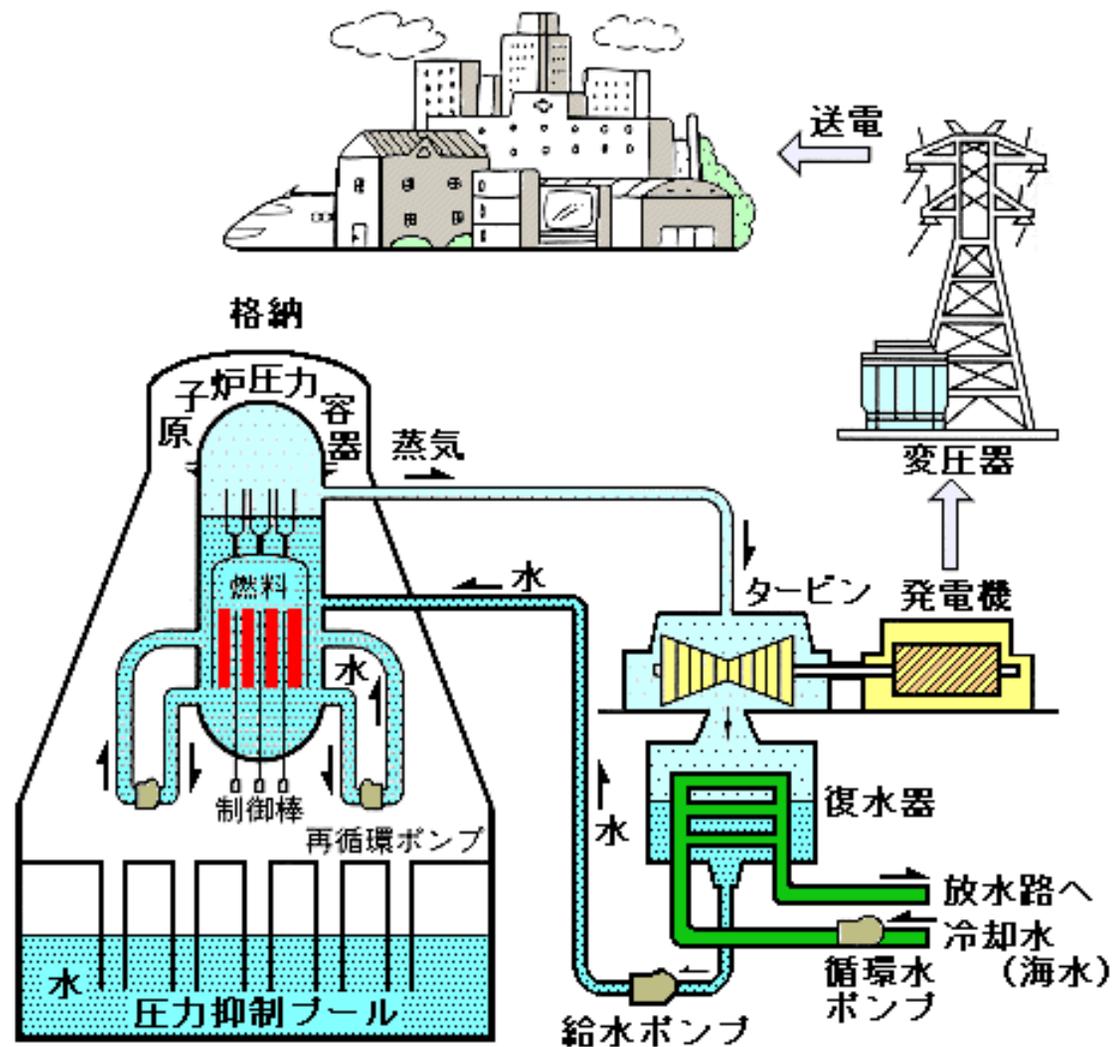


図1 沸騰水型原子炉(BWR)原子力発電のしくみ

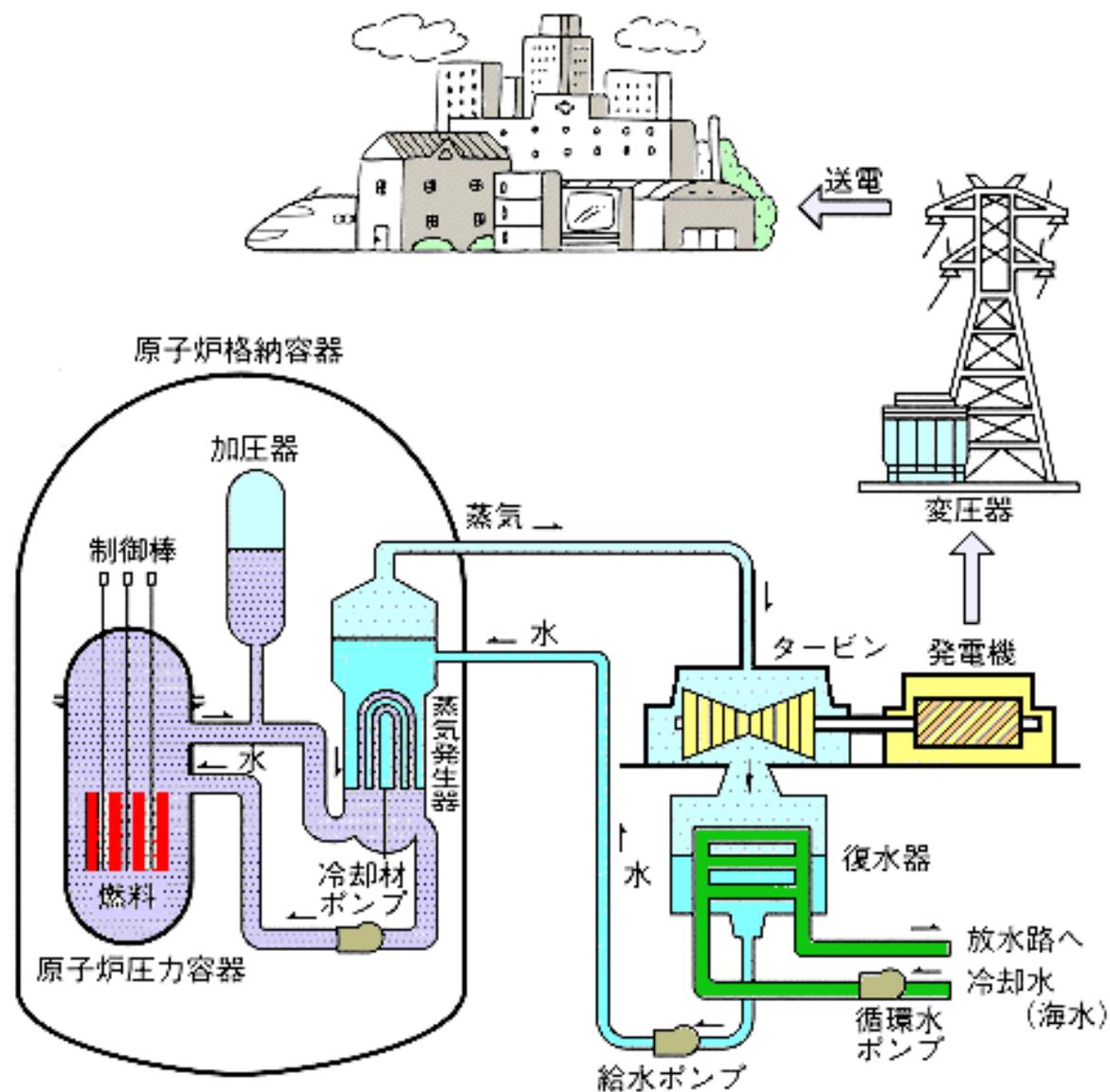
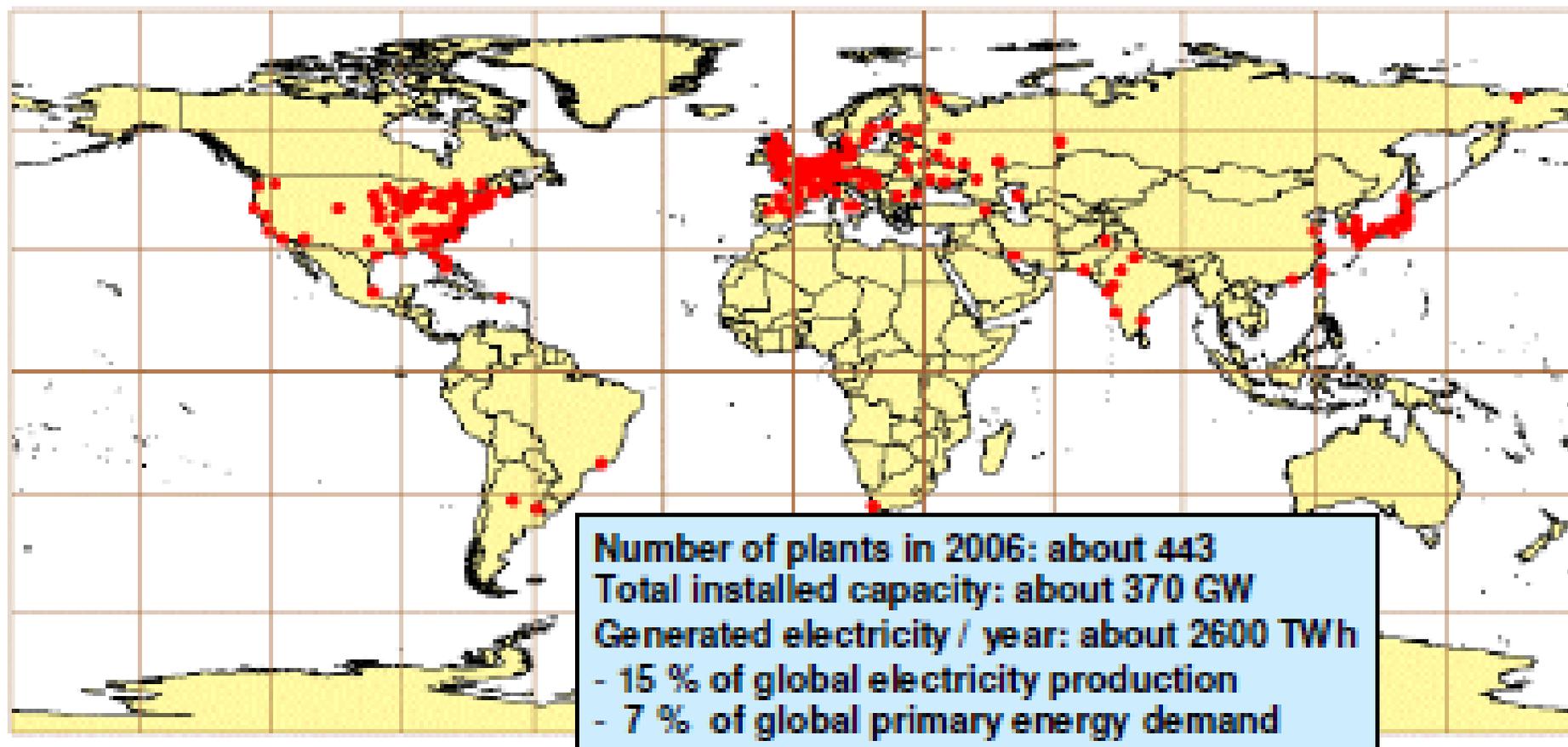


図2 加圧水型原子炉(PWR)原子力発電のしくみ

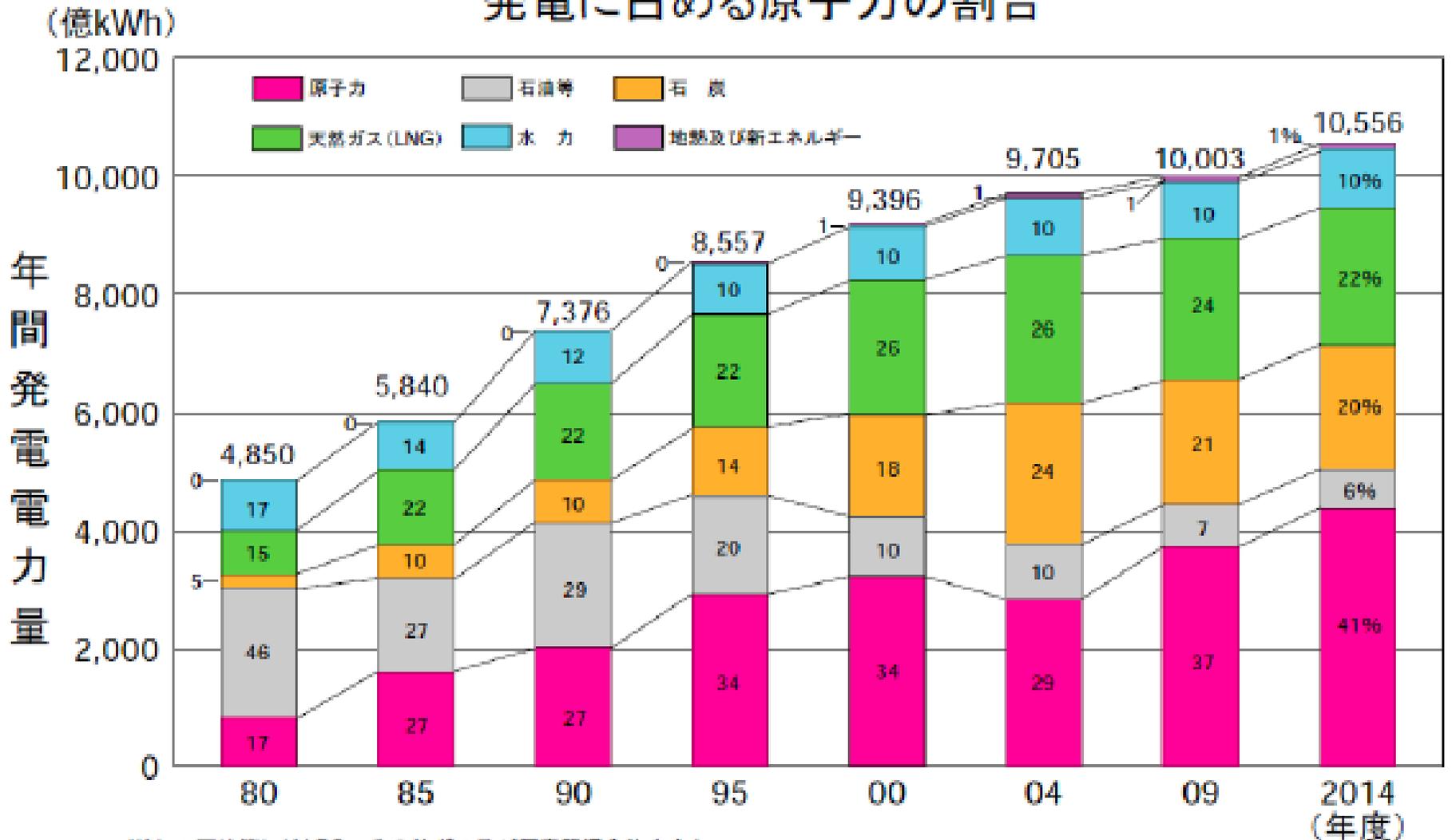
[出典] 電気事業連合会 (編) 原子力図面集 - 1997年版 -、p99

Nuclear Power Sites of the World



UNEP/DEWA/GRID-Geneva

発電に占める原子力の割合



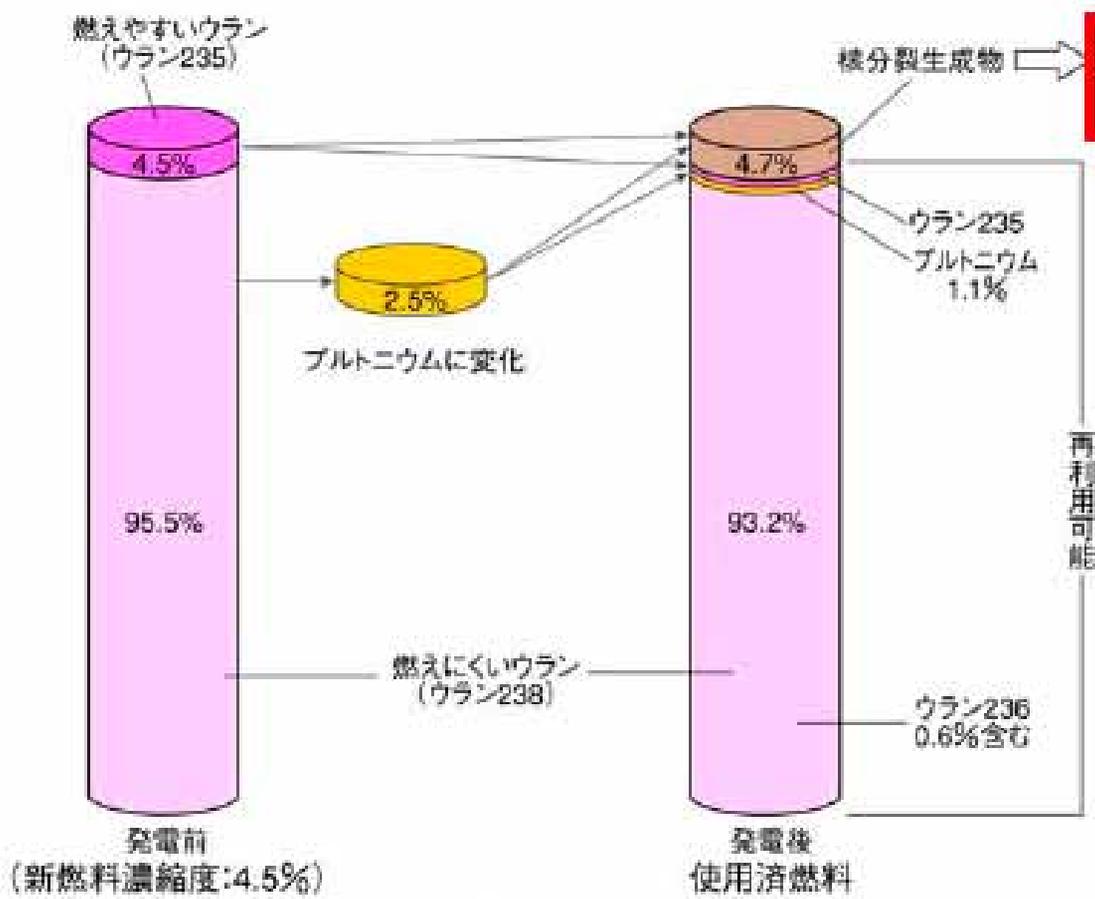
(注) 1.石油等にはLPG、その他ガス及び瀝青質混合物を含む。
 2.四捨五入の関係で合計値が合わない場合がある。
 3.10電力計。受電を含む。
 4.グラフ内の数値は構成比(%)示す。

出典：平成17年度供給計画の概要（平成17年3月）他

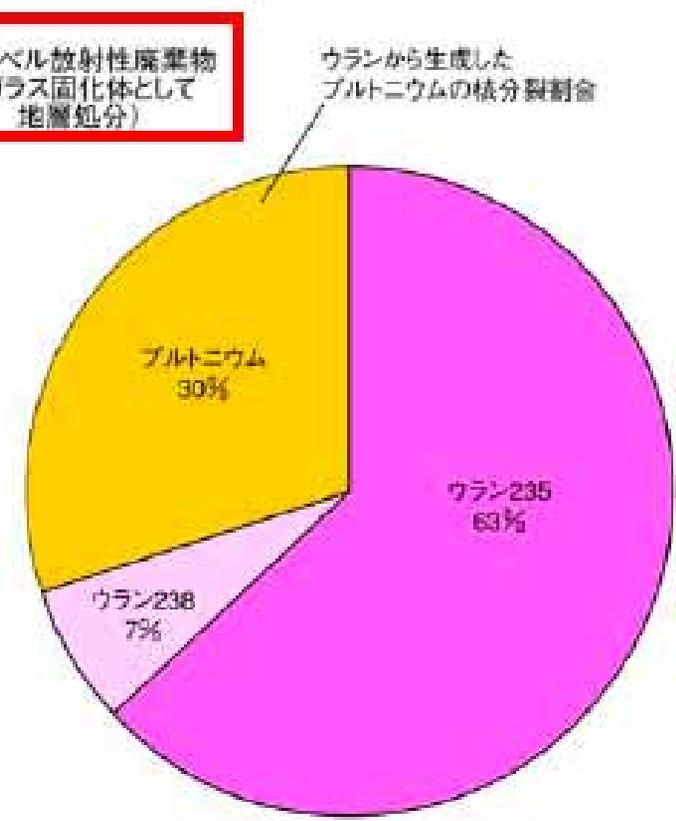
出典：「原子力・エネルギー」図面集2005-2006

軽水炉内でのウラン燃料の燃焼による変化

〈エネルギー生産量:燃焼度(平均):45,000MWD/tUの場合〉

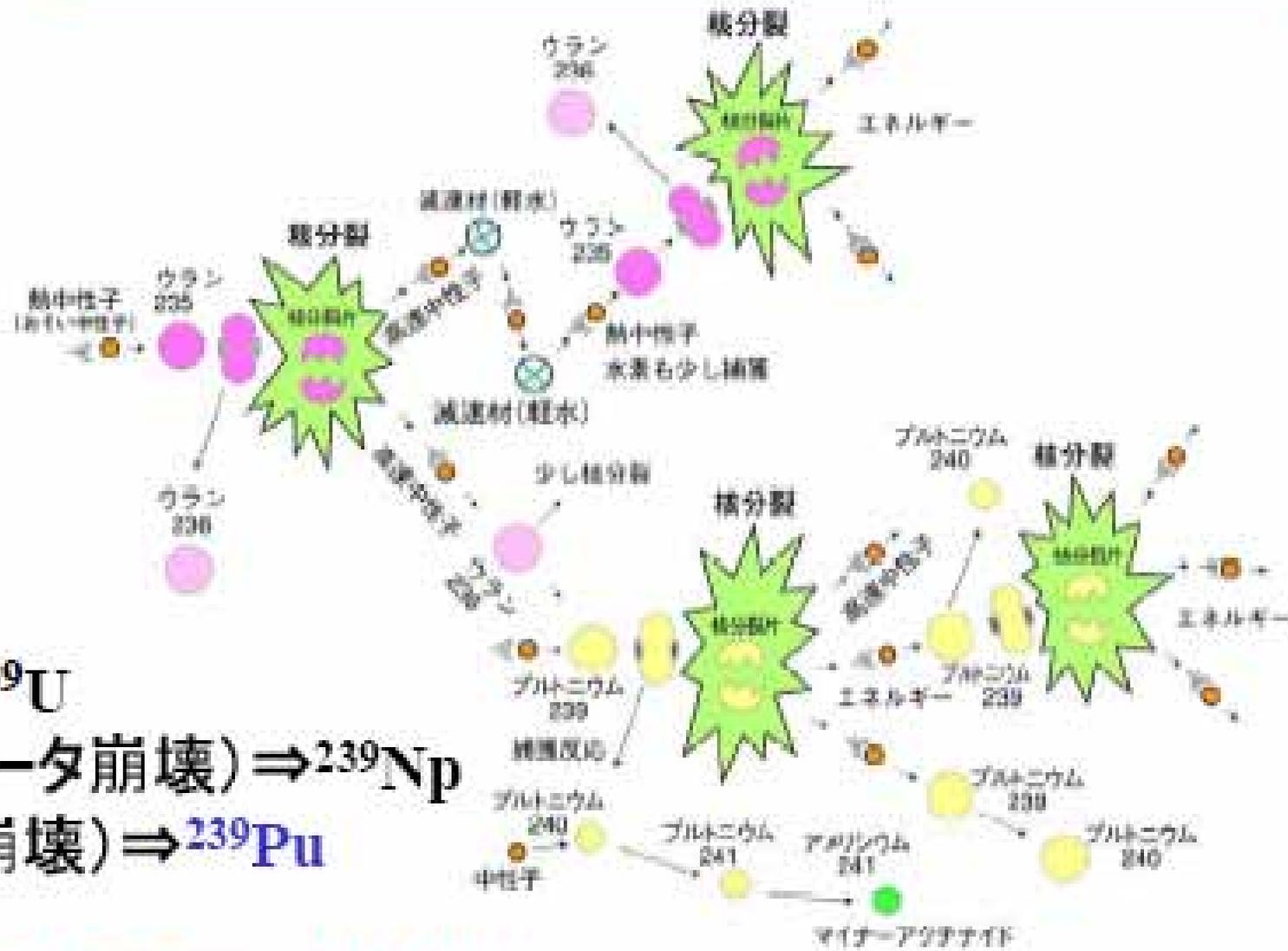


発電によるウラン燃料の組成の変化



軽水炉内でのウラン燃料の発電割合
ウラン燃料の約4.6%相当(重量)が消耗

ウランの核分裂とプルトニウムの生成・核分裂



^{239}Pu : 中性子を吸収して核分裂

高速増殖炉(FBR)のしくみ

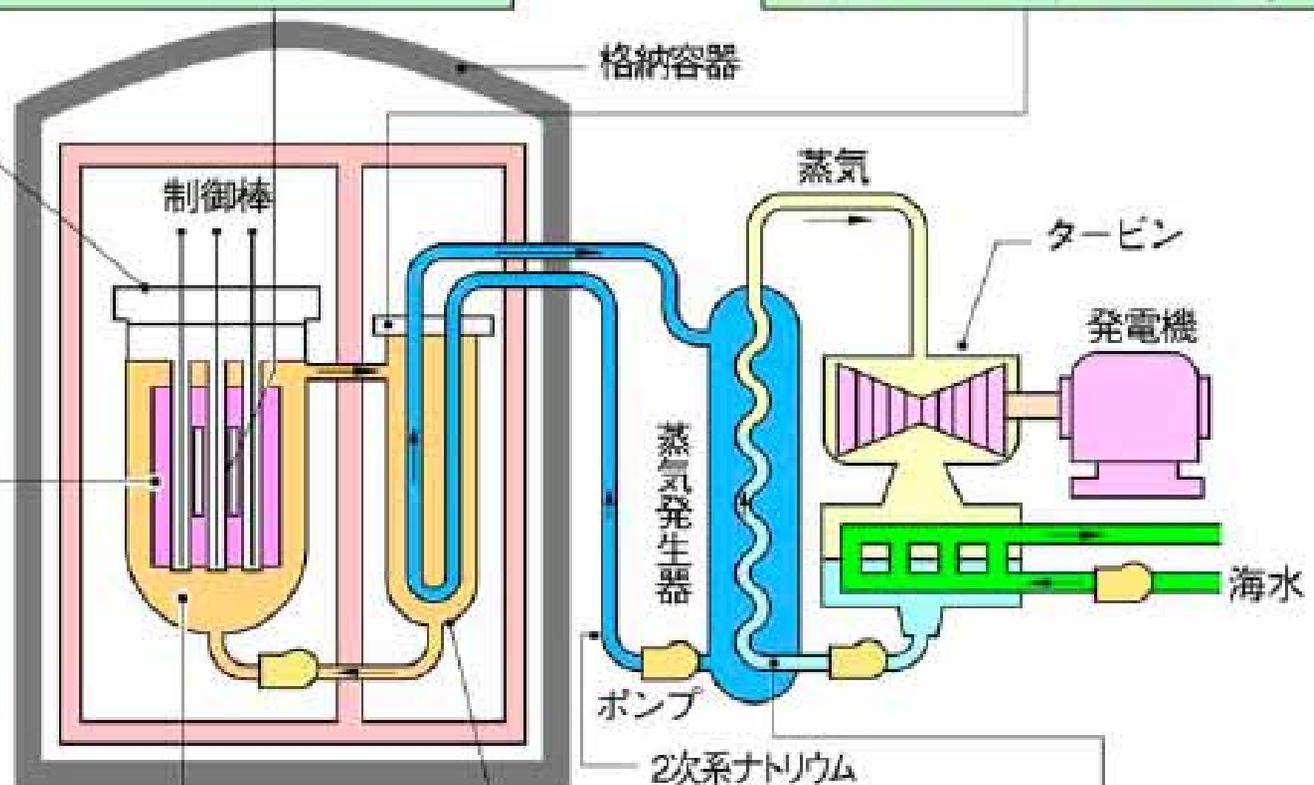
中央部の燃料にはプルトニウムとウランを混ぜたものを使う。

原子炉で発生した熱は中間熱交換器で別の系統の液体金属ナトリウム(2次系ナトリウム)に伝えられる。

原子炉容器

格納容器

周辺部は劣化ウランの燃料(ブランケット燃料)でかこむ。この燃料中のウラン238がプルトニウム239になる。



高速中性子炉なので減速材はない。冷却材には熱のよく伝わる液体金属ナトリウム(1次系ナトリウム)を使う。

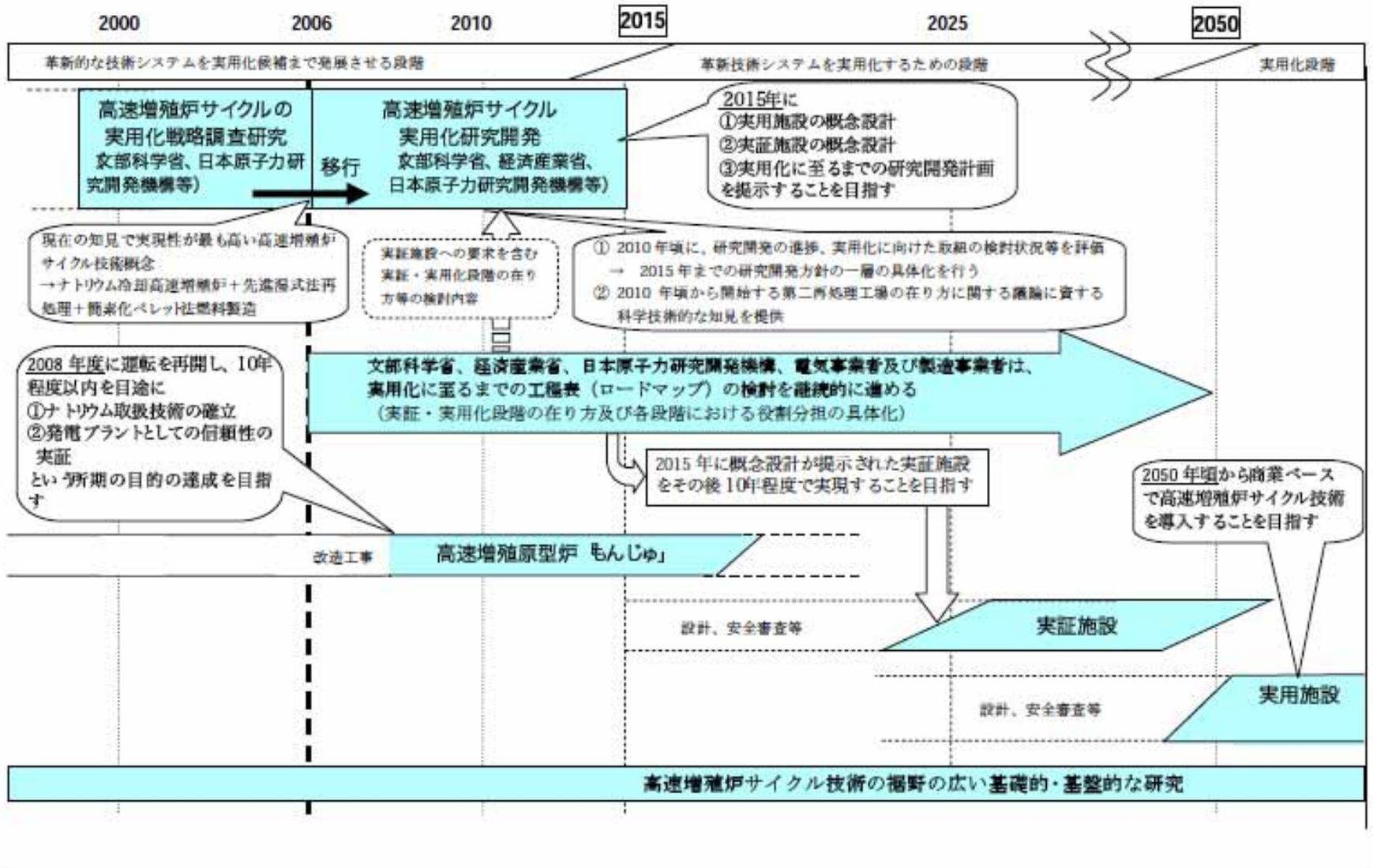
ナトリウムの熱で水を蒸気にしてタービンをまわす。

もんじゅ



原子力委員会の方針

原子力委員会の定める高速増殖炉サイクル技術の今後10年程度の間における研究開発に関する基本方針を踏まえた
 実用化に至るまでの取組のイメージ



電力自由化後 → 国、電気事業者及びプラントメーカー間の「三すくみ」の構造

- 国は自由化推進の中、電気事業者の主体性を重視して、長期的な投資行動についてもまずは電気事業者が決めるべきとの傾向が強まった。事業者側から見ると「国は原子力から逃げている」という印象。
- 電気事業者は、自由化対応とトラブル対応で手一杯となる一方、リスクの高い長期的な投資戦略の立案を後回しにする傾向。
- メーカーは、国及び電気事業者のいずれも将来の方向性を示さないことから、技術開発を含め先行投資を圧縮し、当面の生き残り策に傾注する傾向が強まった。

中長期的な原子力発電戦略については、誰もイニシアティブをとらず、結果として難しい課題を先送りする構造へ。



「三すくみ構造」の解消

- 原子力政策の中長期的なあり方について、国、電気事業者及びプラントメーカー、立地地域等の関係者間で真のコミュニケーションを図り、ビジョンを共有することが重要。
- まずは国がその第一歩を踏み出し、今後の原子力政策の大きな方向性を提示。

⇒ 原子力政策大綱や原子力立国計画策定の過程で関係者間の意思疎通は大幅に改善。国が前面に出る姿勢、政策の枠組み、具体的アクションが明確に。

原子力立国計画(経済産業省)

○原子力政策大綱(2005年10月閣議決定)で基本目標を設定。

- ①2030年以後も発電電力量の30～40%程度以上
- ②核燃料サイクルを推進
- ③高速増殖炉の実用化を目指す

○基本目標を実現するための具体策について、
総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会を開催し、
2006年8月、「原子力立国計画」をとりまとめ。

○「原子力立国計画」は「新・国家エネルギー戦略」の一部を構成。
今年度末のエネルギー基本計画改定(閣議決定)の一部となる。

3. 原子力政策を巡る政府内の体制

◇「原子力政策大綱」の策定

- 2005年の原子力政策大綱は、原子力委員会が内閣府に移管された省庁再編後最初の長期計画。
- 原子力政策大綱策定の過程を通じて、内閣府、文科省、経産省が完全に目標を共有。極めて強い一枚岩となる。

◇「原子力立国計画」の策定

- 原子力部会（経産省審議会）において、内閣府、文科省、外務省の協力を得つつ、原子力政策大綱に掲げられた基本方針の具体的方策を策定。
- 「原子力立国計画」の実行に際しては、関係府省で一体的に迅速に対応。

① 米国GNEP(国際エネルギー・パートナーシップ) 構想への対応

常に四府省(内閣府、文科省、外務省、経産省)で一体的に迅速な対応を行っていることから、世界で最も積極的な対応をとることが可能。

② 2007年度予算要求

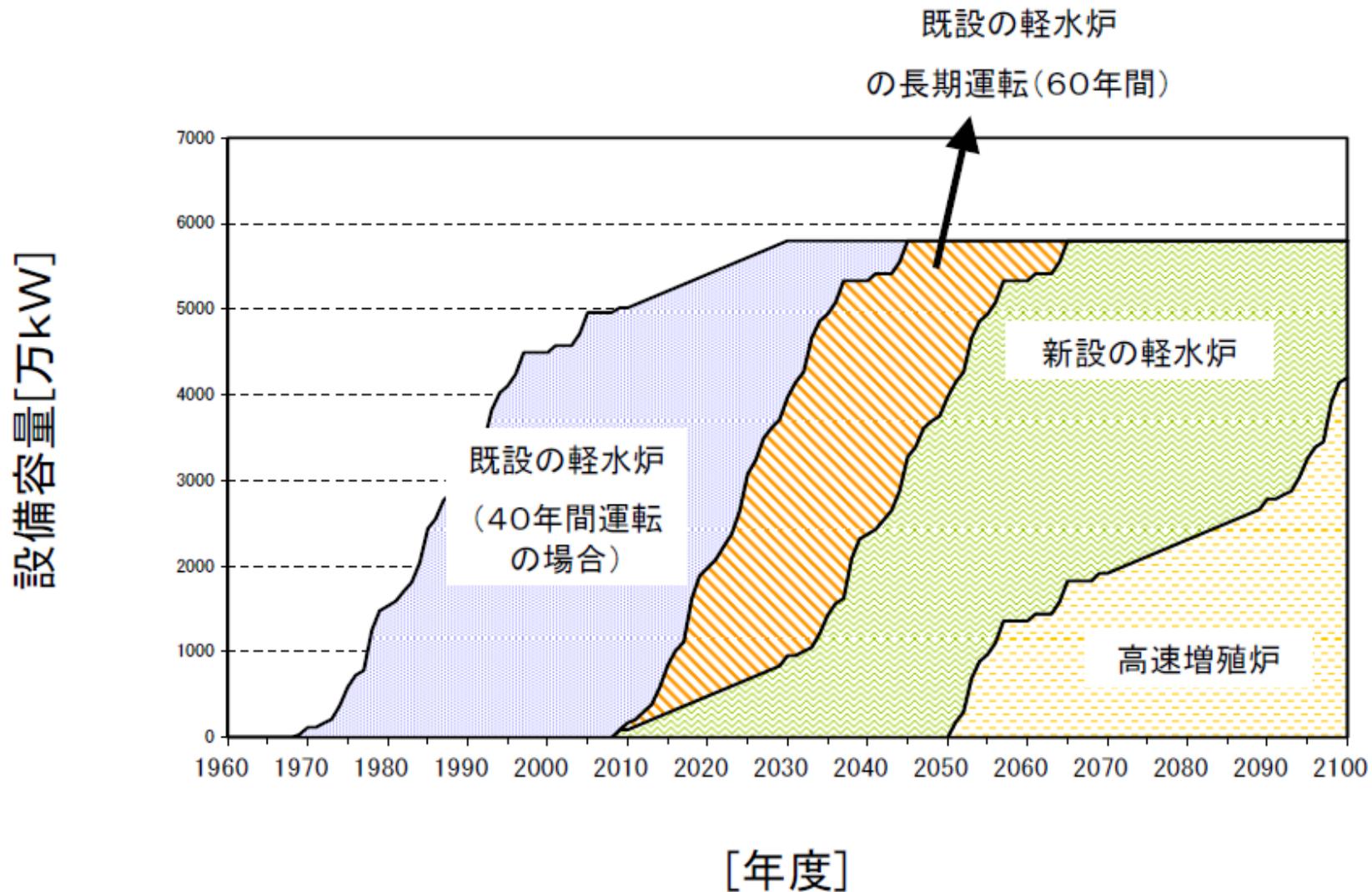
文部科学省と経済産業省の共同プロジェクトを新規に立ち上げ。

- ・高速増殖炉サイクル実用化プロジェクト
- ・原子力人材育成プロジェクト

③ 核燃料供給保証に関する日本提案

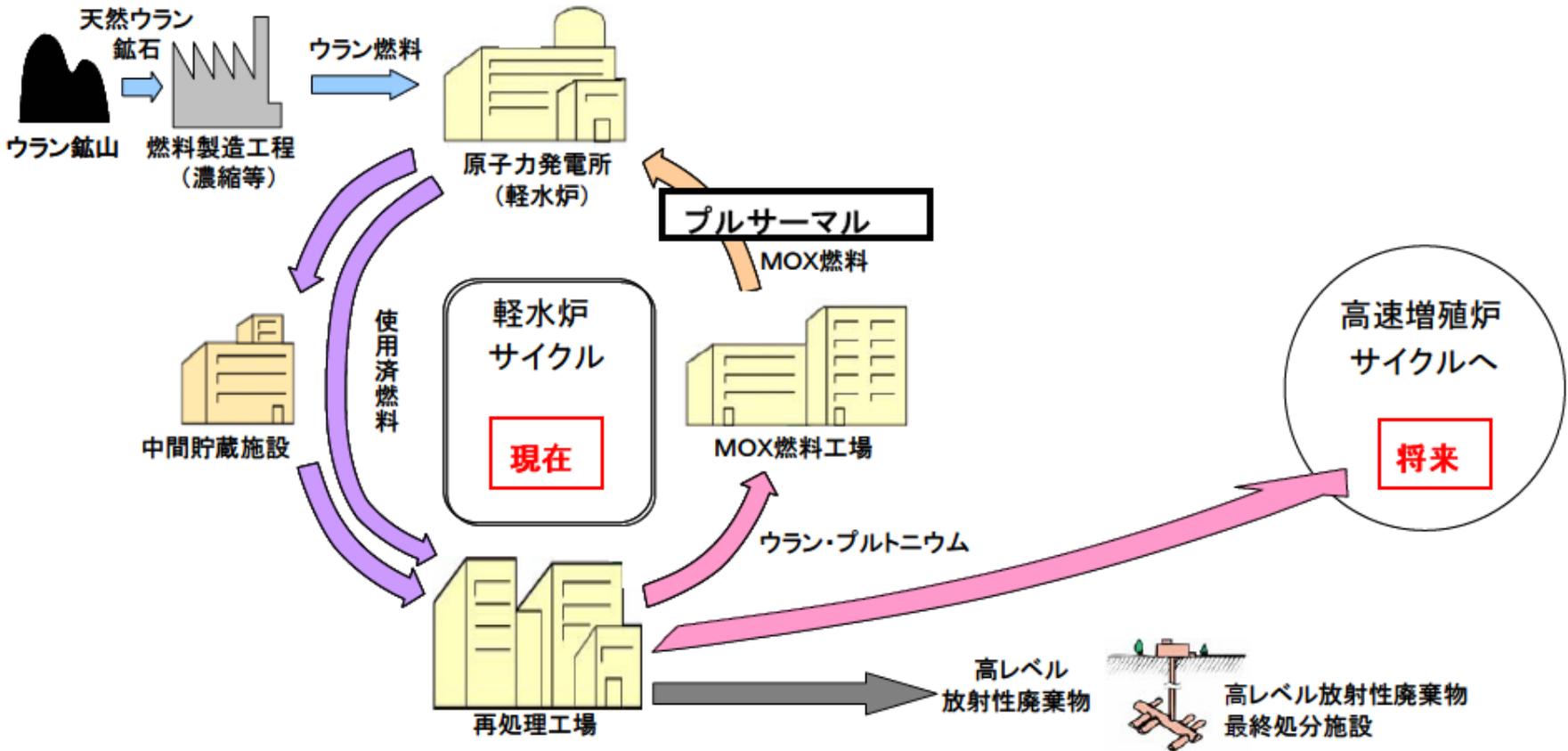
外務省と経済産業省が一体となって案を作成。内閣府原子力委員会と協議して日本政府案を作成。2006年9月のIAEAの際に原子力委員会委員長から発表。

(参考) 原子力発電の中長期的方向(イメージ)



※上の図は、イメージを示すためのものであり、設備容量は58GWで一定と仮定。

4. 核燃料サイクルの着実な推進とサイクル関連産業の戦略的強化 (軽水炉核燃料サイクル)



天然ウラン
鉱石
ウラン鉱山 燃料製造工程
(濃縮等)

ウラン燃料

原子力発電所
(軽水炉)

プルトニウム
MOX燃料

中間貯蔵施設

使用済燃料

軽水炉
サイクル
現在

MOX燃料工場

ウラン・プルトニウム

高速増殖炉
サイクルへ
将来

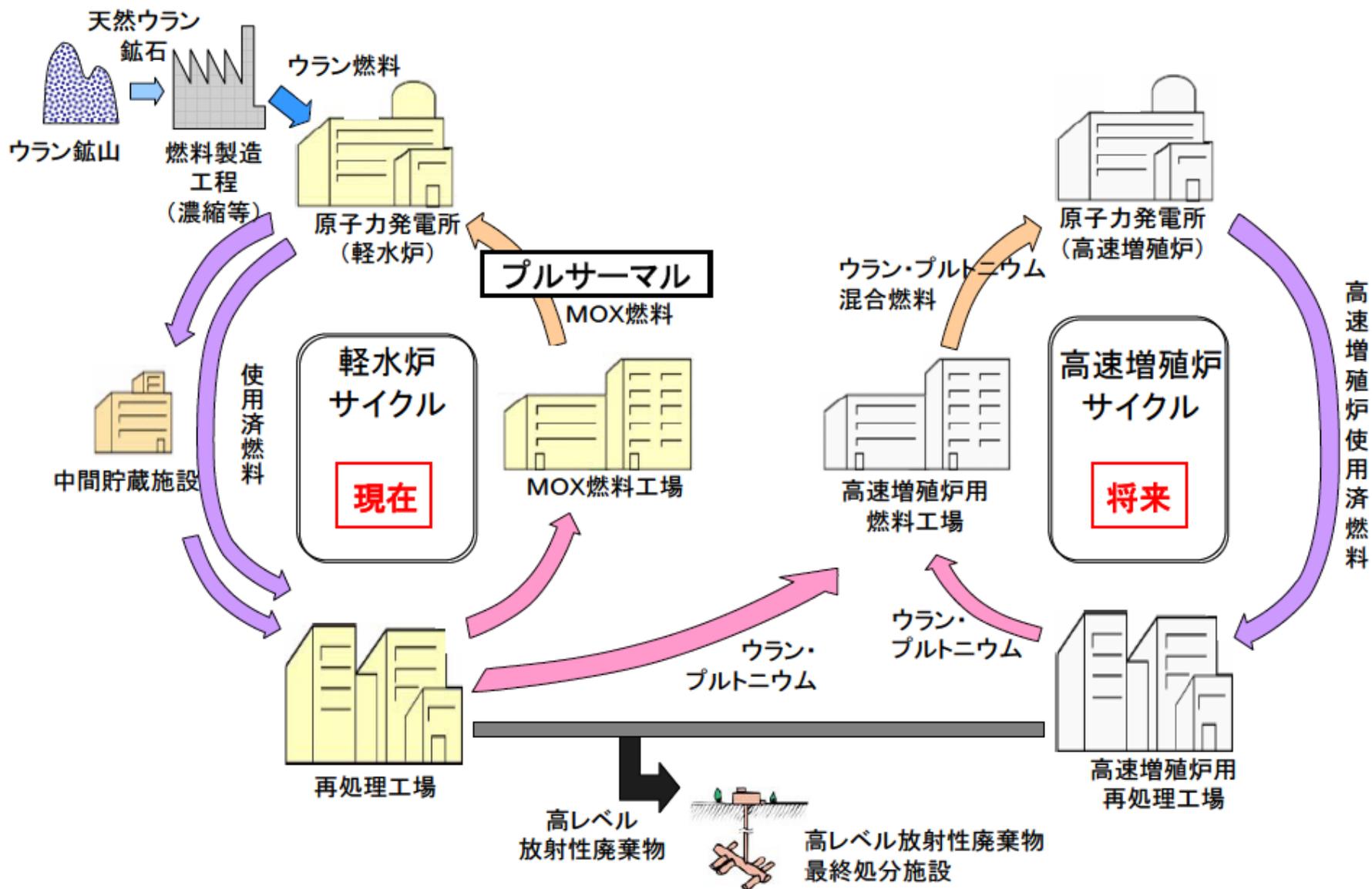
再処理工場

高レベル
放射性廃棄物



高レベル放射性廃棄物
最終処分施設

5. 高速増殖炉サイクルの早期実用化 (核燃料サイクル)



9. 原子力発電拡大と核不拡散の両立に向けた 国際的な枠組み作りへの積極的関与 (各国の原子力発電・再処理の現状)

	国名	原発数	再処理施設	備考
核燃料サイクル国	日本	55	○	東海、六ヶ所
	米国	103	×	これまで使用済燃料を直接処分する方針であったため、商業用再処理は行っていない。 再処理の研究は実施。
	フランス	59	○	ラ・アーグ
	ロシア	31	○	チャリャピンスクー40(マヤーク)
	英国	23	○	セラフィールド
	中国	9	△ (パイロットプラント)	フランスの協力で大規模再処理施設の建設計画有。
その他の原子力発電国	インド	15	○	タラプール、カルパカム
	韓国	20	×	
	ドイツ	17	×	
	カナダ	18	×	
	スウェーデン	10	×	
	スペイン	9	×	
	その他	71		
総計		440		
原子力発電導入検討国	ベトナム		×	2017～2020年に運転開始を目指す。
	インドネシア		×	2020年までに運転開始を目指す。

(1) 高速増殖炉実用化に向けた原型炉としての役割

「もんじゅ」は実証炉・実用炉の設計、運転保守に不可欠

- 発電プラントとしての信頼性実証
- 運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立
- 高速増殖炉実用化に向けた研究開発等の場としての活用・利用(炉心・燃料に係る高度化技術実証)

(2) 高速増殖炉の国際協力における役割

「もんじゅ」を用いた先導的国際プロジェクト

- 例:「もんじゅ」を利用した「包括的アクチノイドサイクル国際実証」プロジェクト*

※日仏米共同研究(実施中)

(3) 高速増殖炉研究開発の中核としての役割(立地地域への貢献)

「もんじゅ」及び周辺地域を国際的な研究開発の中核として整備

- 海外・国内研究機関、地域企業等と連携して研究開発を推進

高速増殖炉発電所の国内技術の確立



運転・保守経験

研究開発

商業炉(実用炉)
2050年より前の開発

高い経済性
安定運転

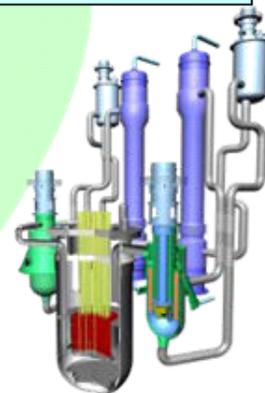
実証炉

2025年頃の実現

経済性を含む革新的技術の実証
高い稼働率の運転

実用化研究開発
(FaCTプロジェクト)

革新的な技術の研究開発

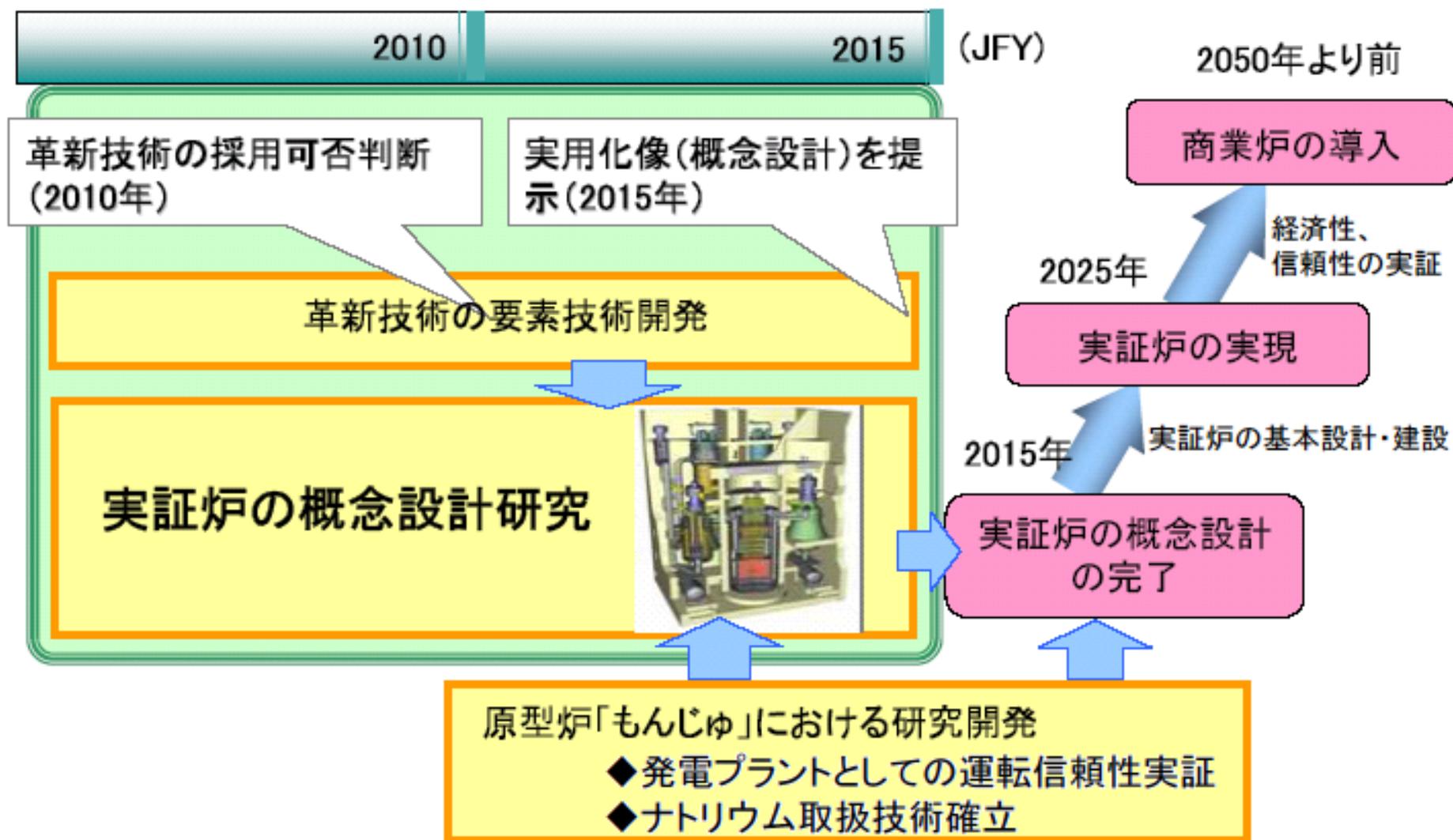


高速増殖炉の意義:

- ・発電しながら消費した以上の燃料を生産
⇒ エネルギー安定供給に大きく貢献
- ・放射性廃棄物中のマイナーアクチノイドを燃料として再利用
⇒ 環境負荷を低減
- ・長期かつ持続的に温室効果ガス排出が十分小さい発電が可能
⇒ 温暖化抑制

高速増殖炉は次世代発電炉の本命

高速増殖炉の開発ロードマップ



原子力政策大綱の策定について

平成22年11月30日

原子力委員会決定

- ・ 温室効果ガス排出削減に対する要求の高まりやエネルギー安全保障の重要性の増大、放射線利用技術を含む原子力科学技術の経済成長に対する役割に対する認識の高まりなど、原子力を取り巻く環境に大きな変化が生じていること
- ・ 地震等の影響で我が国の原子力発電所の平均稼働率が低迷していること、高速増殖原型炉もんじゅの運転再開が遅延したこと、プルサーマルが開始されたものの六ヶ所再処理工場のしゅん工が遅れていること、高レベル放射性廃棄物処分場の立地地点の選定活動が進展していないこと
- ・ 原子力発電に対する関心が高まり、その建設を巡って国際通商が活発化し、国内外において人材育成に対する関心が高まり、原子力の研究、開発及び利用に係る二国間、多国間関係の拡大・充実が求められている一方、原子力安全、核不拡散、核セキュリティに関する取組みの強化が国際的に求められていること

そこで、原子力委員会は、1年程度の期間で、新たな大綱の策定を目指して検討することとし、その検討を開始します。

原子力委員会
「原子力政策大綱(平成17年10月策定)」の見直しの必要性に関する
意見募集について

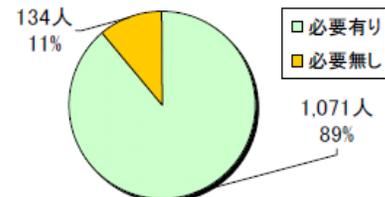
平成22年10月12日
原子力政策担当室

(1)ご意見の件数等について

○件数 : 1520 件
○人数 : 1205 人

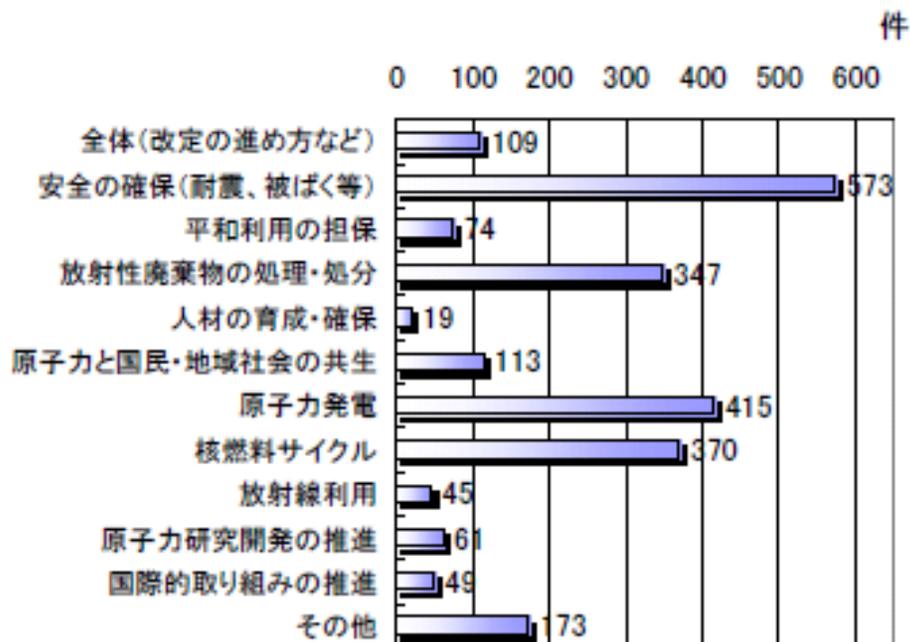
(2)改定の要否について

改定の要否	人数
必要有り	1071
必要無し	134

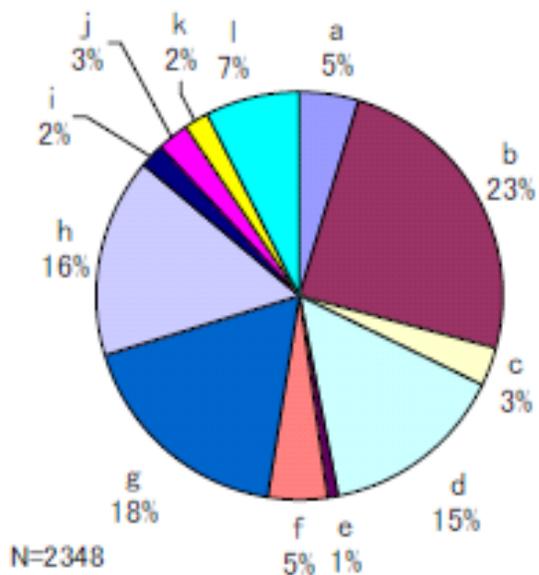


意見の分類項目	件数
全体(改定の進め方など)	109
安全の確保(耐震、被ばく等)	573
平和利用の担保	74
放射性廃棄物の処理・処分	347
人材の育成・確保	19
原子力と国民・地域社会の共生	113
原子力発電	415
核燃料サイクル	370
放射線利用	45
原子力研究開発の推進	61
国際的取り組みの推進	49
その他	173
合計	2348

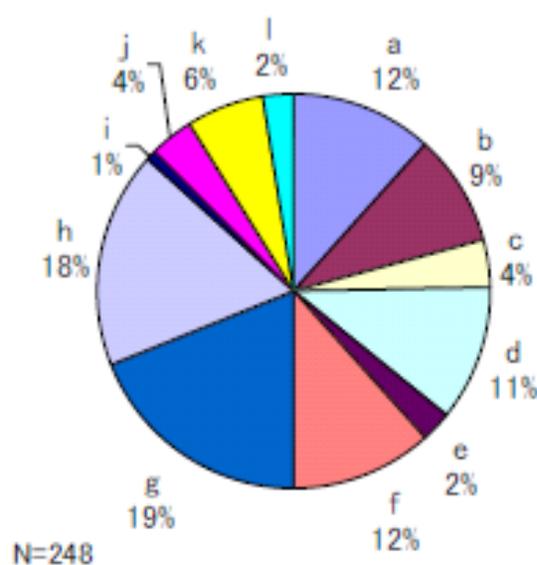
※一件につき複数の項目に該当する場合は重複して計上



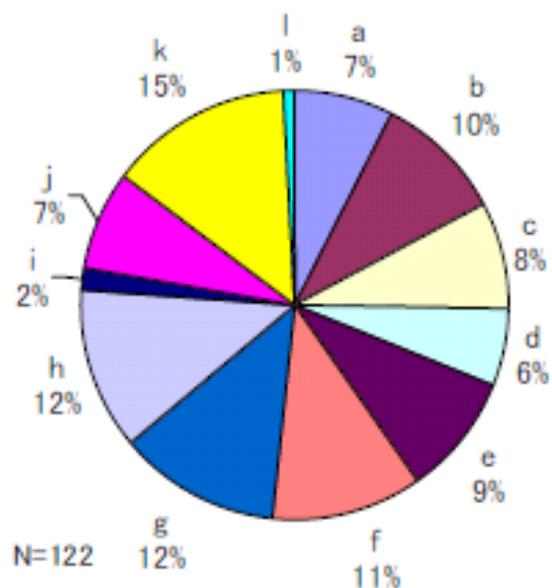
意見の分野(パブコメ)



意見の分野(一般参加者)



意見の分野(有識者)



- a.全体(改定の進め方など)
- b.安全の確保(耐震、被ばく等)
- c.平和利用の担保
- d.放射性廃棄物の処理・処分
- e.人材の育成・確保
- f.原子力と国民・地域社会の共生
- g.原子力発電
- h.核燃料サイクル
- i.放射線利用
- j.原子力研究開発の推進
- k.国際的取組の推進
- l.その他

トリウムサイクル

特徴：トリウムをウラン233に変換して燃料とする。

核不拡散性。環境負荷低減。

**トリウム溶融塩炉はかつて米国で成功している
加速器駆動(ADS)にすれば未臨界なので安全。**

古川和男 トリウム溶融塩炉 加速器燃料増殖

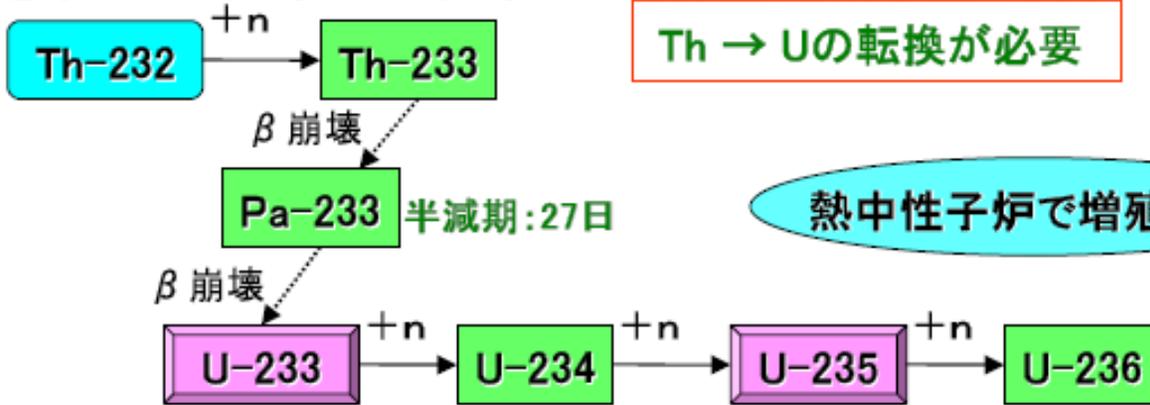
高橋 博 加速器駆動トリウム炉提唱

カルロ・ルビア 加速器駆動トリウム炉計画

トリウムサイクルとウラン・プルトニウムサイクルの違い

Th-Uサイクル

地球上のTh資源量はU資源量の3倍、但し核分裂性物質なし



Th → Uの転換が必要

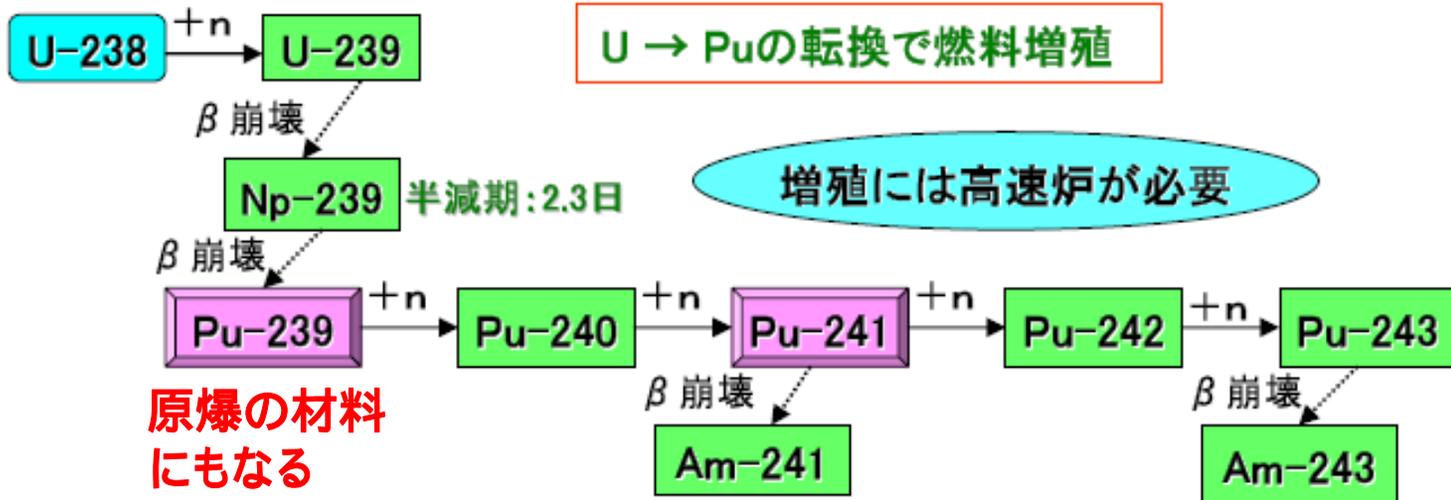
熱中性子炉で増殖可能

強いガンマ線を伴うので兵器には利用しにくい

TRU発生量が少ない
長寿命の放射能が少ない

U-Puサイクル

U資源中には核分裂性のU-235あり、99%以上がU-238



U → Puの転換で燃料増殖

増殖には高速炉が必要

原爆の材料にもなる

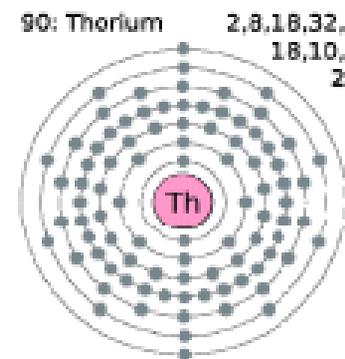
使用済み燃料中に長期間放射能が残る

USGS: U.S. Now No. 1 in Thorium Reserves

United States	440,000
Australia	300,000
India	290,000
Canada	100,000
South Africa	35,000
Brazil	16,000
Malaysia	4500
Other	90,000
<u>World</u>	<u>1,300,000</u>



Source: USGS Mineral Commodities Summaries, Jan. 2010



IAEA Estimates in tonnes (2005)

Country	RAR Th	EAR Th
Australia	19,000	—
Brazil	606,000	700,000
Canada	45,000	128,000
Greenland	54,000	32,000
Egypt	15,000	309,000
India	319,000	—
Norway	132,000	132,000
South Africa	18,000	—
Turkey	380,000	500,000
United States	137,000	295,000
<i>Other Countries</i>	505,000	—
<i>World Total</i>	2,230,000	2,130,000

Reasonably Assured Reserves (RAR)

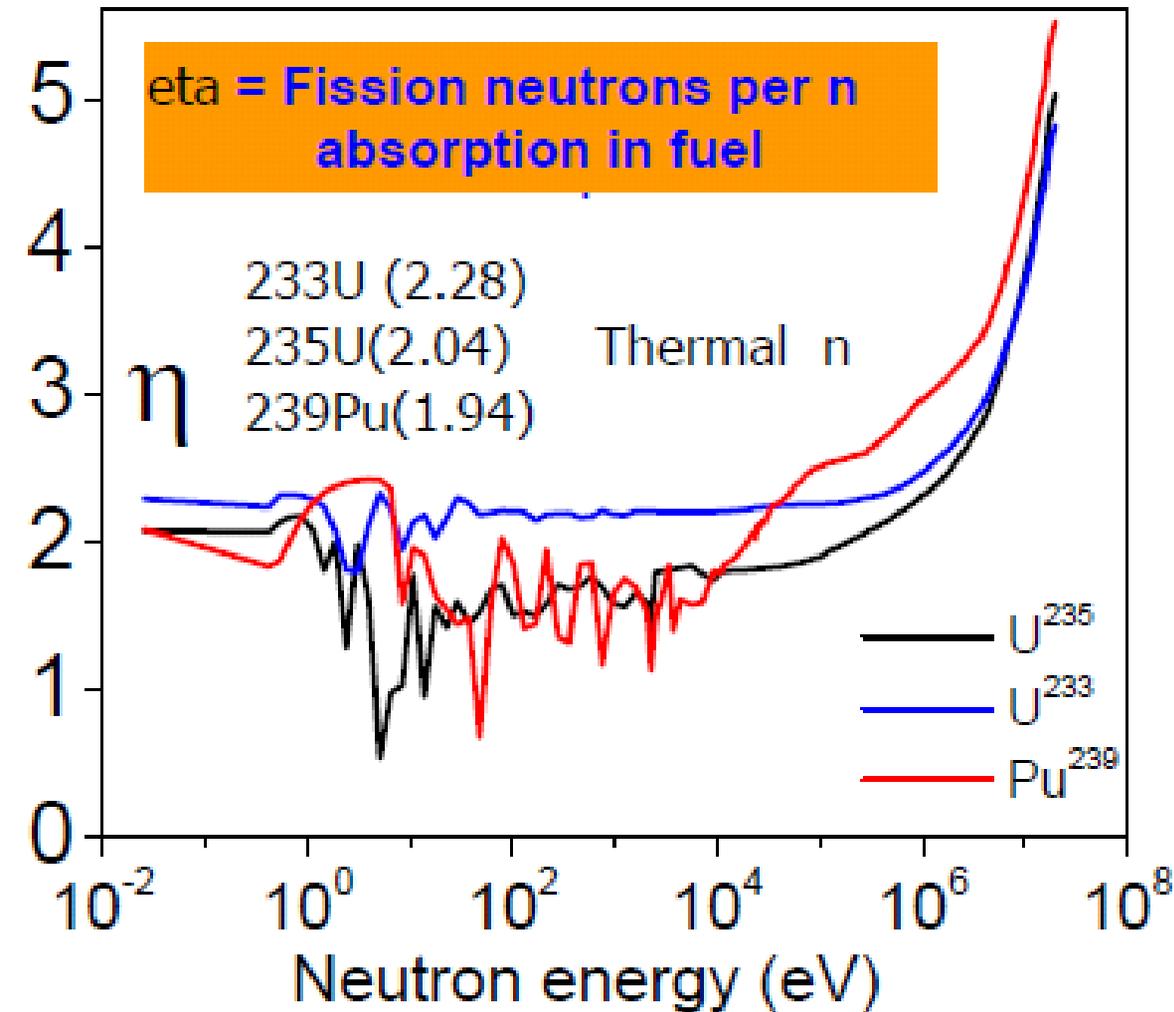
Estimated Additional Reserves (EAR)

Estimated world thorium resources¹

(Reasonably assured and inferred resources recoverable at up to \$80/kg Th)

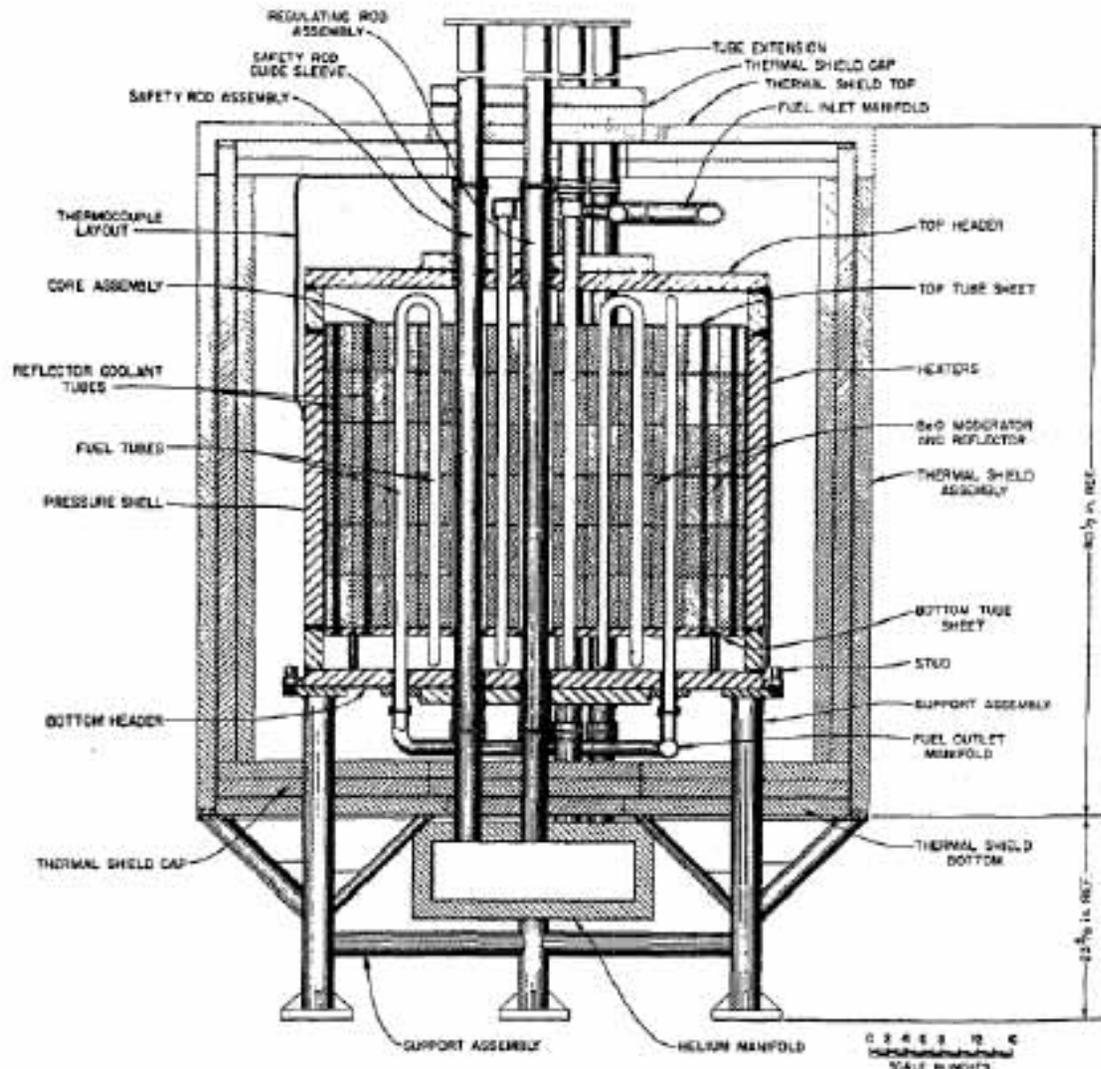
Country	Tonnes	% of total
Australia	489,000	19
USA	400,000	15
Turkey	344,000	13
India	319,000	12
Venezuela	300,000	12
Brazil	302,000	12
Norway	132,000	5
Egypt	100,000	4
Russia	75,000	3
Greenland	54,000	2
Canada	44,000	2
South Africa	18,000	1
Other countries	33,000	1
World total	2,610,000	

Fission neutrons availability in breeder reactors



- Fuel doubling time depends on: surplus neutrons per absorption in the reactor fuel.
(However, all neutron surpluses to be suitably absorbed for safe reactor operation.)
- ^{239}Pu -fuel : has surplus neutrons only in fast spectrum.
- ^{233}U -fuel : has similar neutron surpluses in fast & thermal spectra.

Weinberg and Oak Ridge developed the first molten salt nuclear reactor in 1954.



860 C

Red hot!

100 hours

2.5 MW

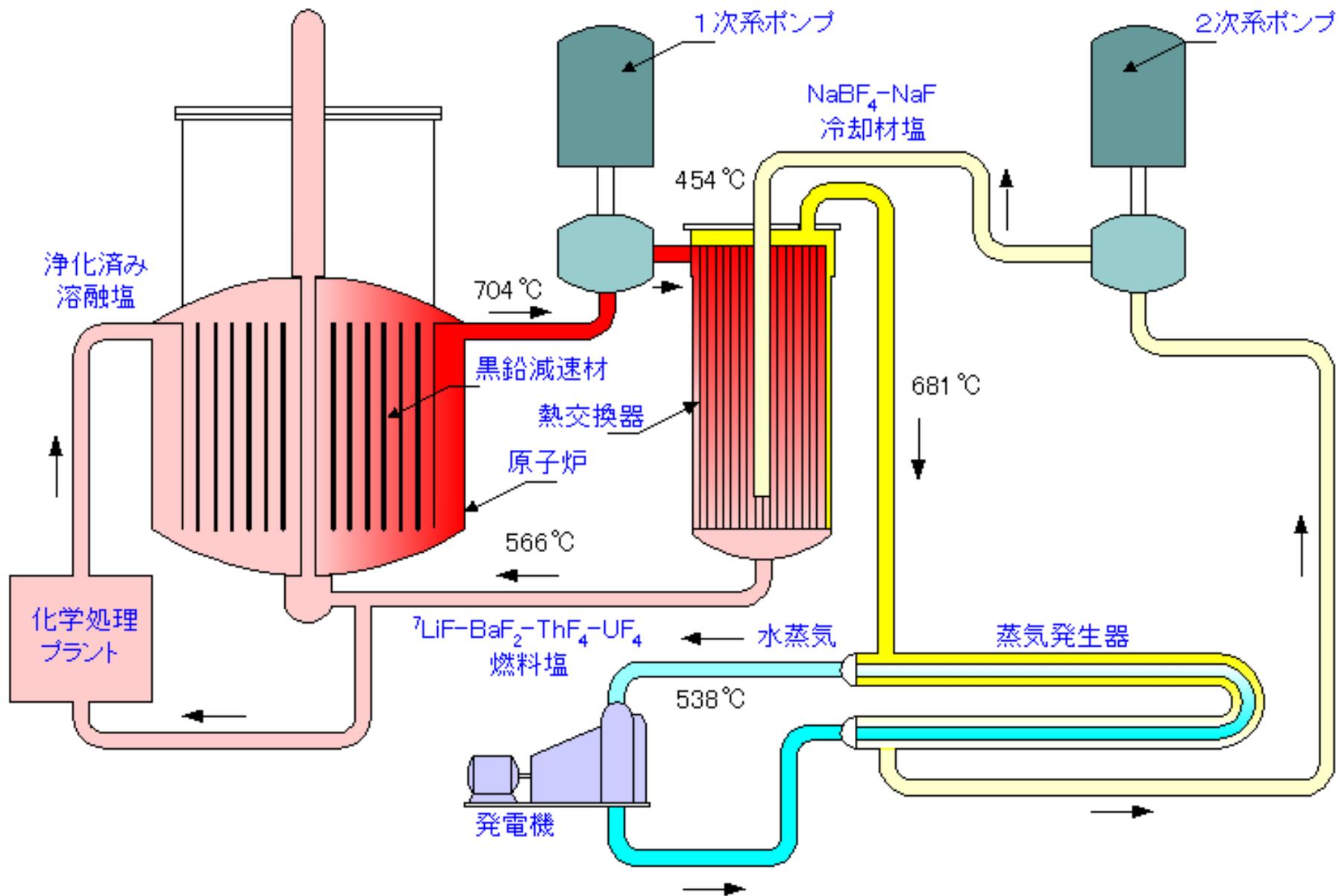


図2 溶融塩増殖炉の概念図(オークリッジ国立研究所)

[出典]S.Glasstone, A.Sesonnsuke: Nuclear Reactor Engineering, Van Nostrand Reinhold Co., p.772

INDUSTRIAL EXPERIENCE OF THORIUM

Critical (Normal) Reactors - Selfsustaining

Country	Name	Type	Power	Operation
Germany	AVR	HTGR	15 MW _e	1967 - 1988
Germany	THTR	HTGR	300 MW _e	1985 - 1989
UK, OECD-EURATOM also Norway, Sweden & Switzerland	Dragon	HTGR	20 MW _{th}	1966 -1973
USA	Fort St Vrain	HTGR	330 MW _e	1976 – 1989
USA, ORNL	MSRE	MSBR	7.5 MW _{th}	1964 – 1969
USA	Shippingport &	LWBR	100 MW _e	1977 – 1982
	Indian Point	PWR	285 MW _e	1962 – 1980
India	KAMINI, CIRUS & DHRUVA	MTR	30 kW _{th} 40 MW _{th} 100 MW _{th}	In operation

MOST PROJECTS USING THORIUM WERE TERMINATED BY THE 1980s

Main Reasons:

- The thorium fuel cycle could not compete economically with the well-known uranium cycle
- Lack of political support for the development of nuclear technology after the Chernobyl accident
- Increased worldwide concern regarding the proliferation risk associated with reprocessing of spent fuel

Except for India:

- That utilize thorium for its long term energy security

Alvin Weinberg: Why wasn't this done?



“Why didn't the molten-salt system, so elegant and so well thought-out, prevail?”

“I've already given the political reason: that the plutonium fast breeder arrived first and was therefore able to consolidate its political position within the AEC.

“But there was another, more technical reason. The molten-salt technology is entirely different from the technology of any other reactor. To the inexperienced, [fluoride] technology is daunting... Perhaps the moral to be drawn is that a technology that differs too much from an existing technology has not one hurdle to overcome—to demonstrate its feasibility—but another even greater one—to convince influential individuals and organizations who are intellectually and emotionally attached to a different technology that they should adopt the new path.

“It was a successful technology that was dropped because it was too different from the main lines of reactor development... I hope that in a second nuclear era, the [fluoride-reactor] technology will be resurrected.”

I suppose part of my admiration for Dr. Nishibori arose from the enthusiastic support he gave, even until his death in his late eighties, to the molten-salt system. But despite his powerful political connections and his prestige, his support for the molten-salt reactor in Japan never got very far.



古川和男

2006年佐藤栄作賞「核拡散防止」最優秀賞

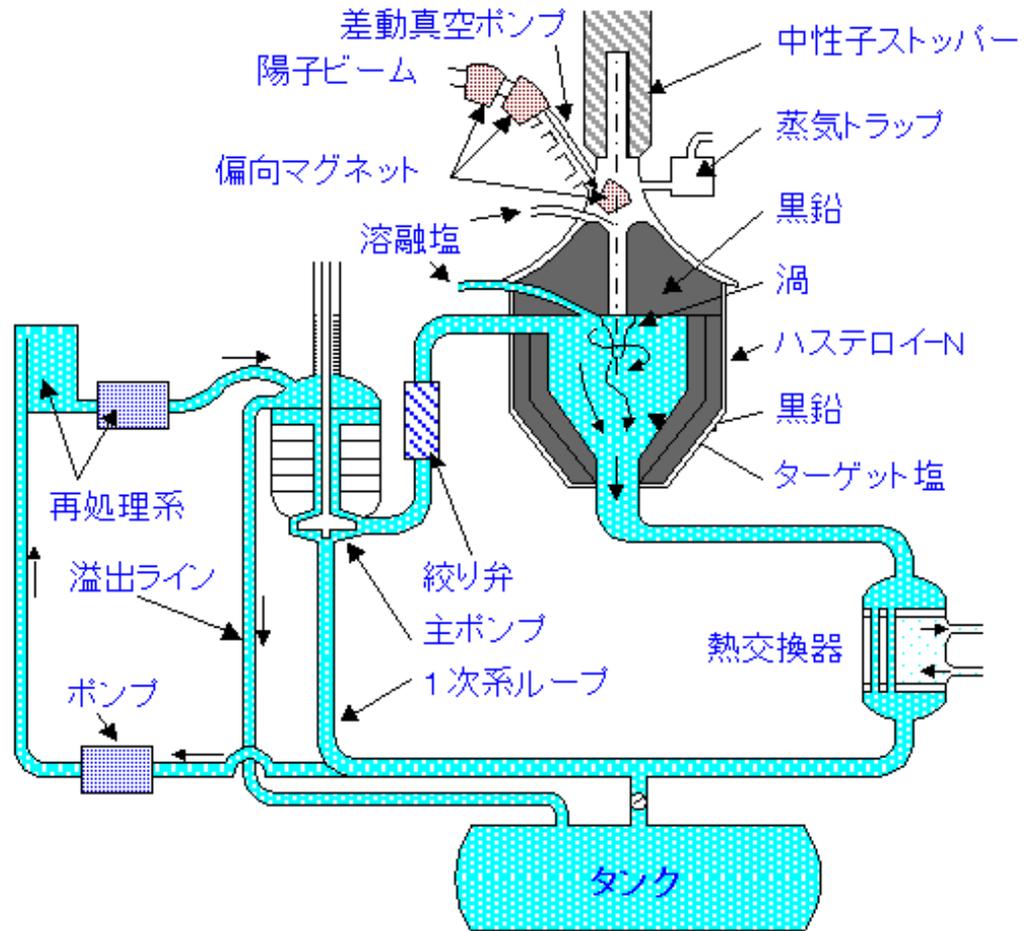


図8 加速器駆動増殖炉の概念図

[出典] IAEA: IAEA WORKING MATERIAL, THE STATUS OF THORIUM-BASED FUEL OPTIONS (to be published as IAEA TECDOC), (1996年) p.163



古川和男さんの戦略

☆基幹エネルギー

(今世紀前半)

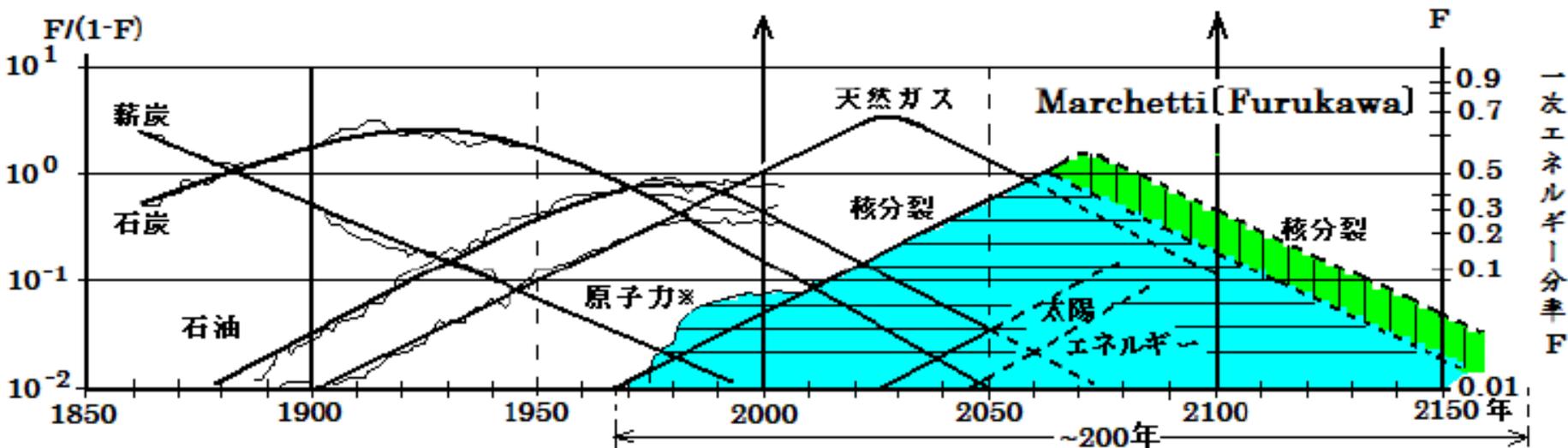
(今世紀中・後期)

太陽エネルギーの主流化: 今後100年は必要

(今世紀末~来世紀)

石炭 → 石油 → 天然ガス → **核分裂** → 太陽関連エネルギー

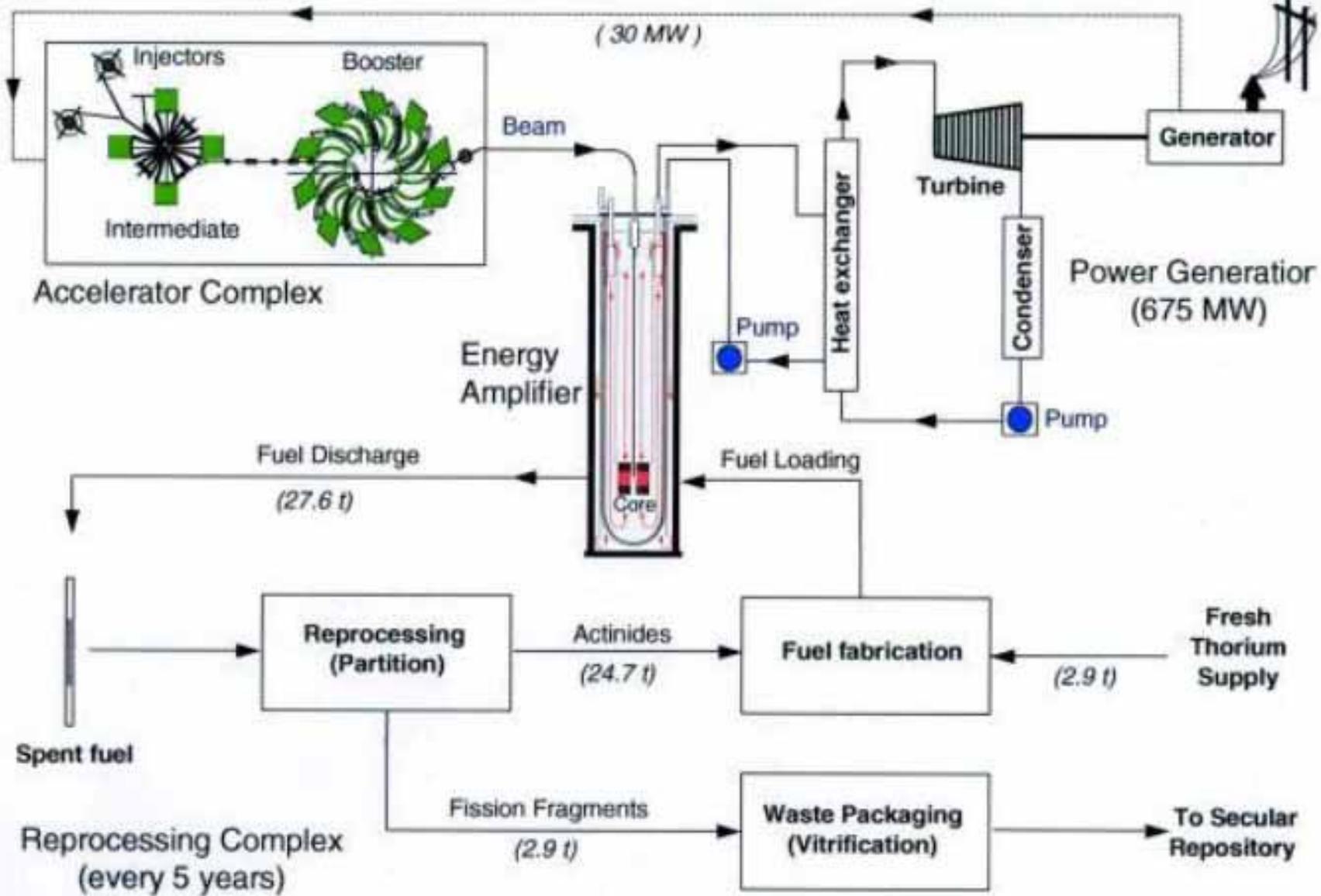
$$\frac{\text{人工的熱放出量}}{\text{地球への太陽熱入射量}} = \frac{1}{10,000} \xrightarrow[\text{10 times}]{(2.3\%/年)} \frac{1}{1,000} \quad (\text{局所気象異常})$$



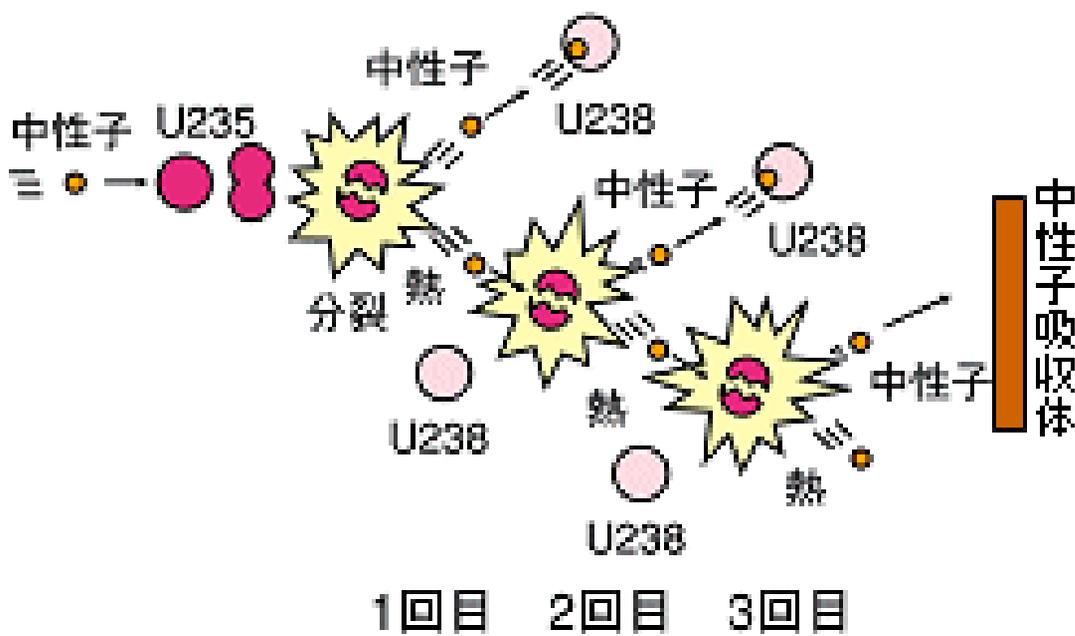
森永晴彦さんの提案:

絶海の孤島に太陽電池生産専用の原子炉を作り、生産が完了すれば原子炉を止める。

(「原子炉を眠らせ、太陽を呼び覚ませ」森永晴彦1997年 草思社)



革新的原子力安全システムの一例
 (加速器駆動未臨界炉ールピア案)



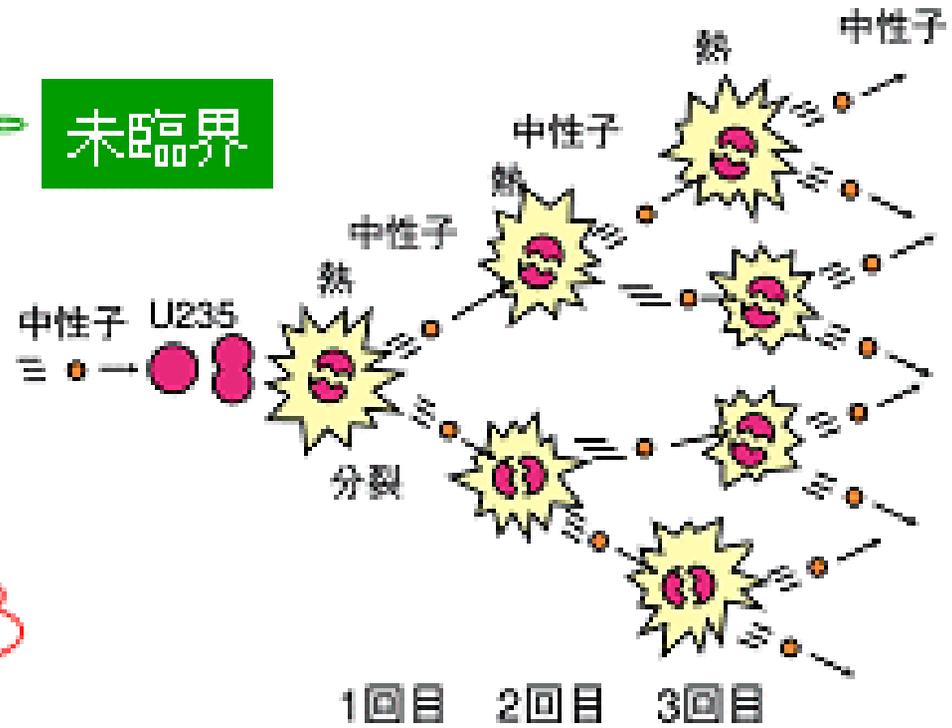
核分裂反応が一定の割合で起こる

核分裂反応が弱まって止まる

未臨界

臨界超過

核分裂反応の割合がどんどん増える



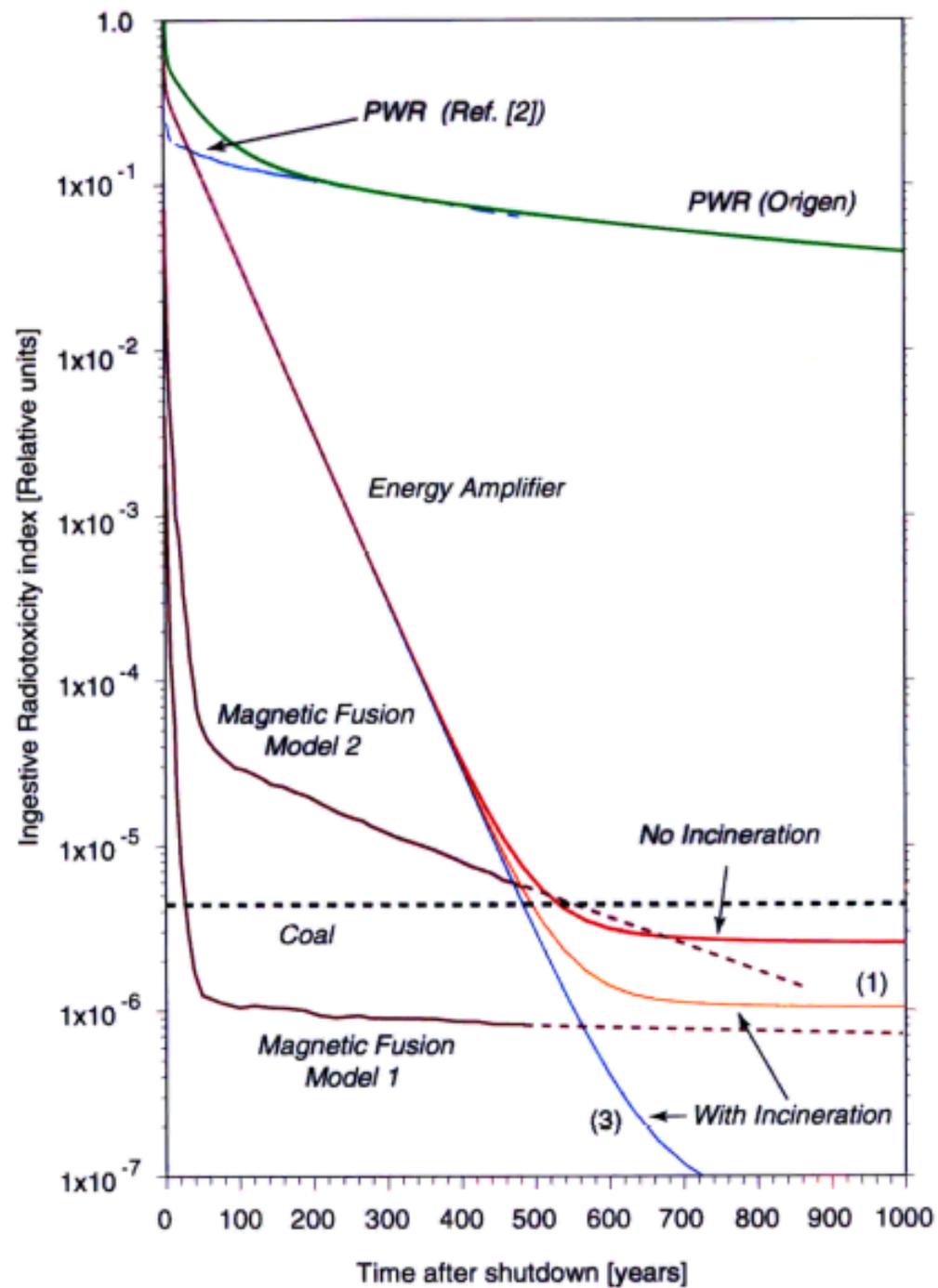
“Neutron multiplication factor” M

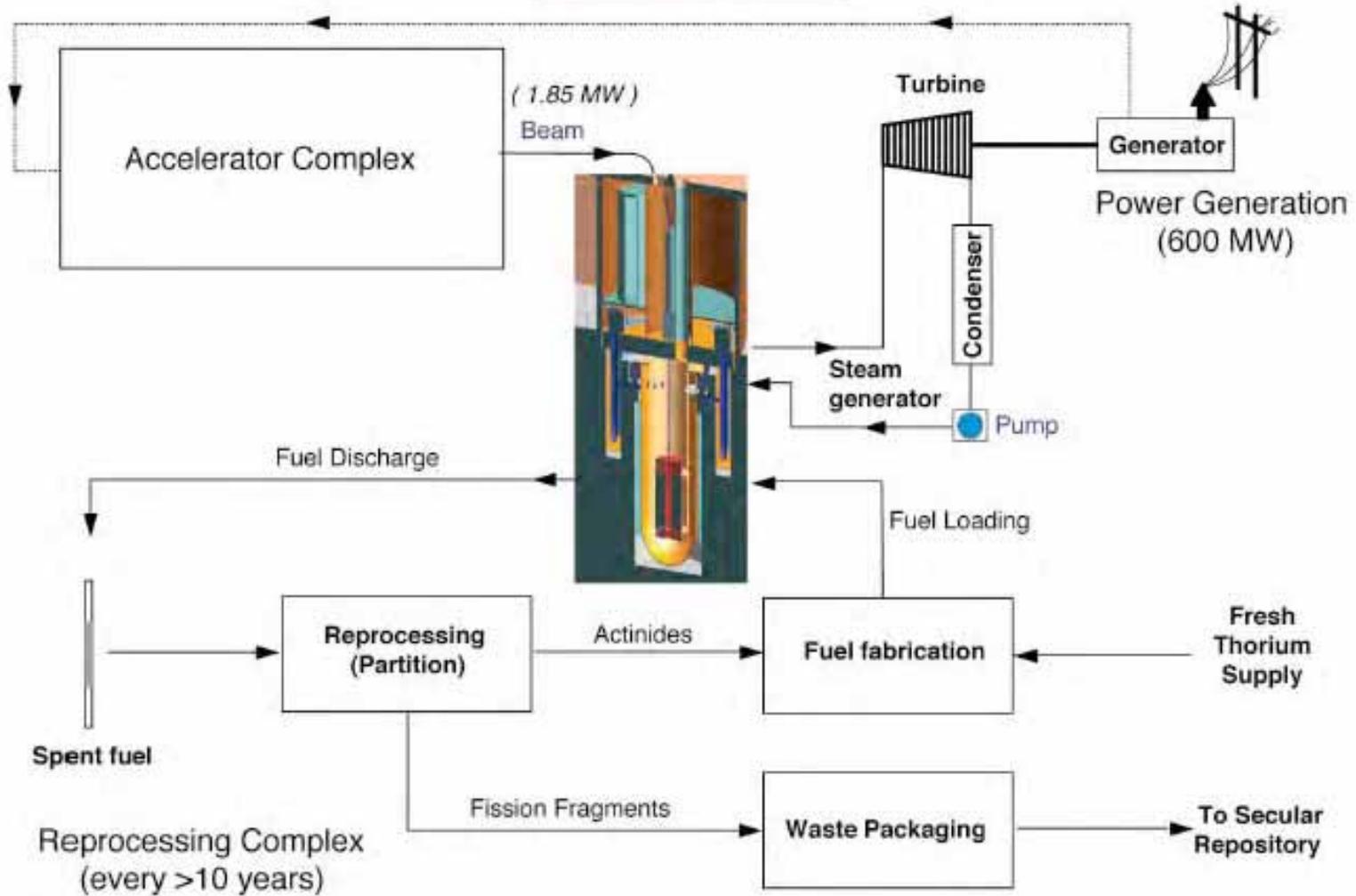
The number of fissions produced by a single fission in the proceeding cycle : reproduction factor; k

$$M = 1 + k_{eff} + k_{eff}^2 + k_{eff}^3 + k_{eff}^4 + \dots = \frac{1}{1 - k_{eff}}$$

$k_{eff} < 1$; subcritical

$k_{eff} = 1$; critical





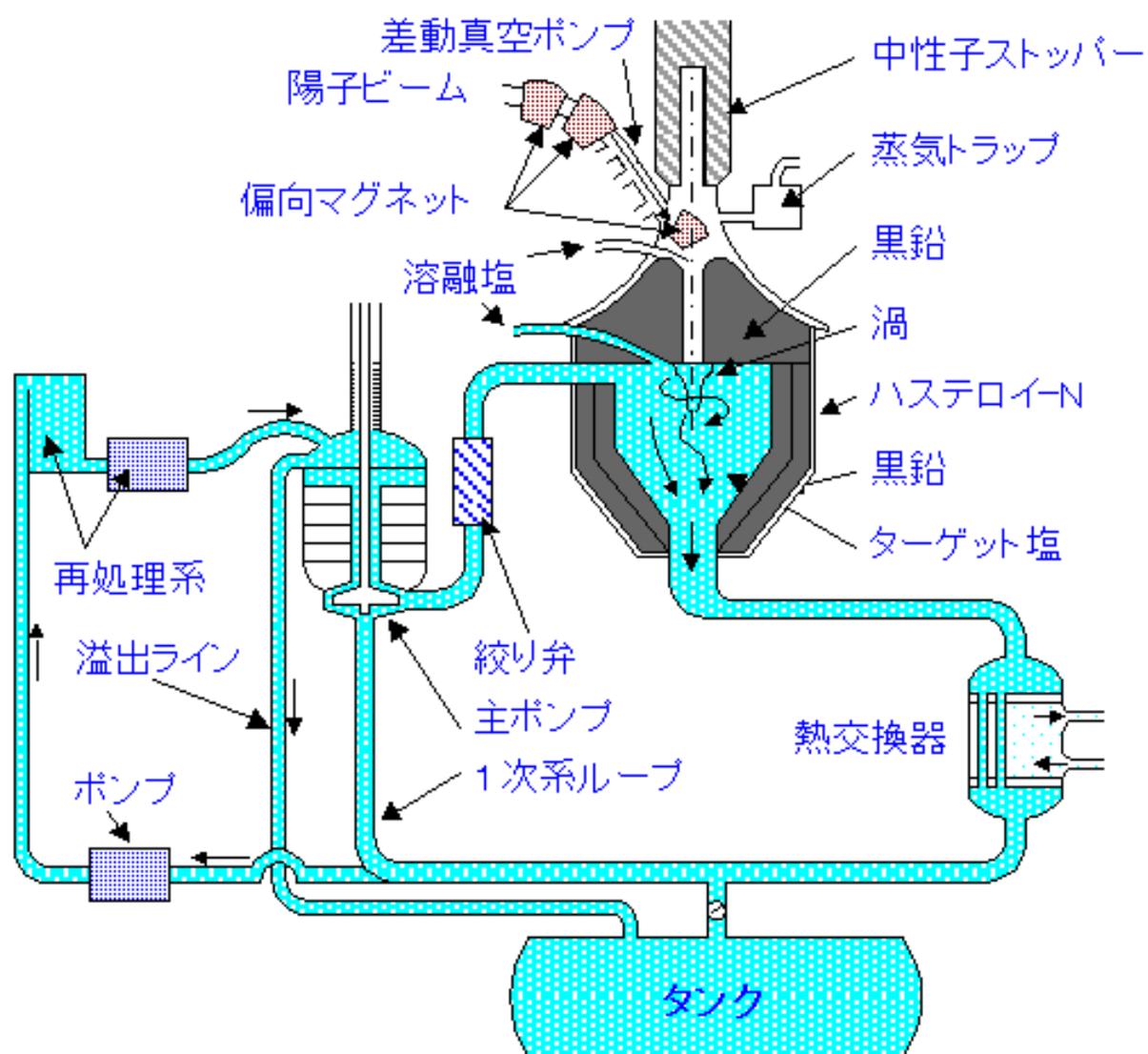
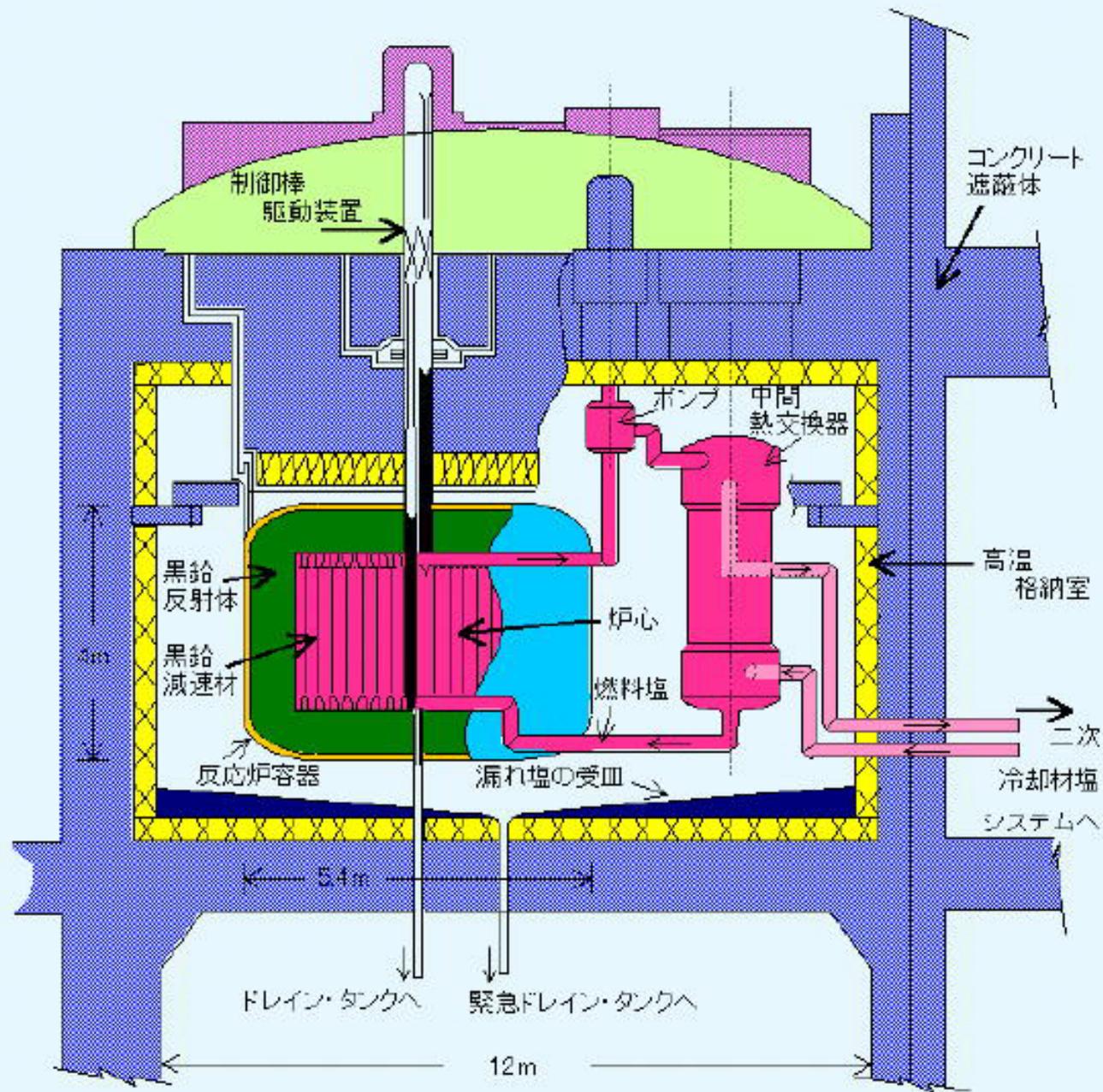


図8 加速器駆動増殖炉の概念図

[出典] IAEA: IAEA WORKING MATERIAL, THE STATUS OF THORIUM-BASED FUEL OPTIONS (to be published as IAEA TECDOC), (1996年) p.163



15万kWe 小型溶融塩発電炉(FUJI)
150MWe SMALL MOLTEN-SALT REACTOR "FUJI"

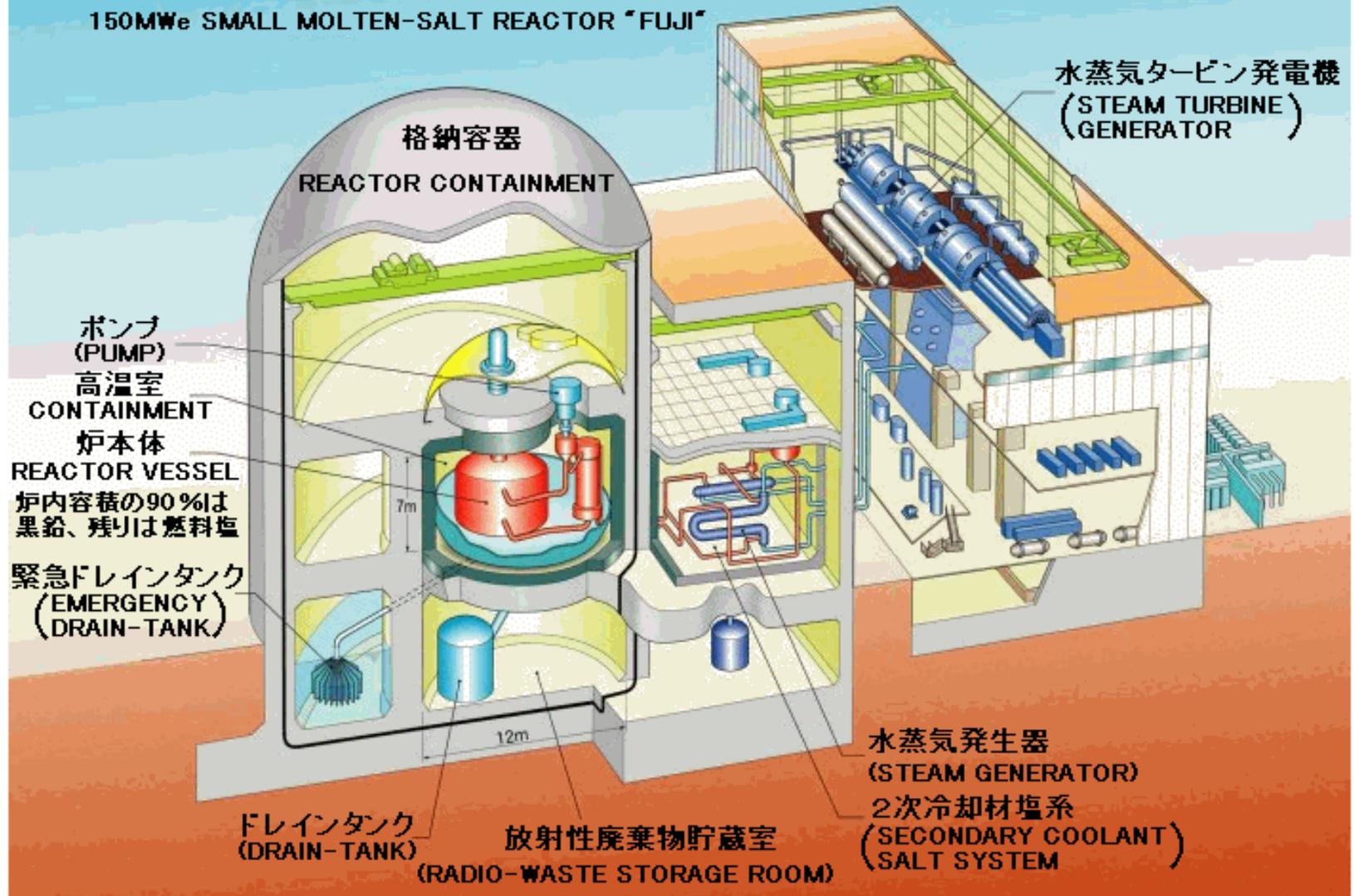
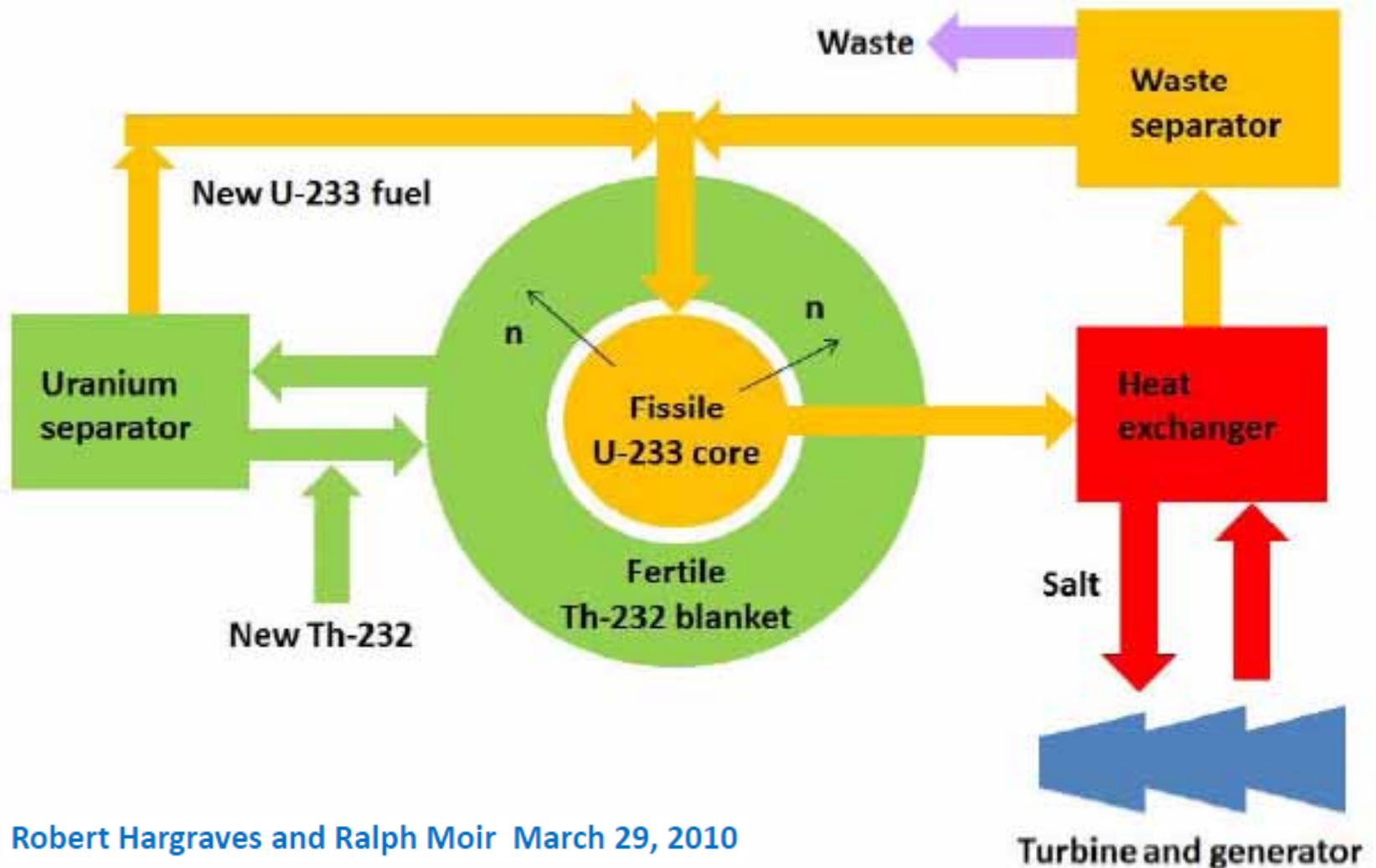


図3 15万 kWe 小型溶融塩発電炉(FUJI)鳥瞰図

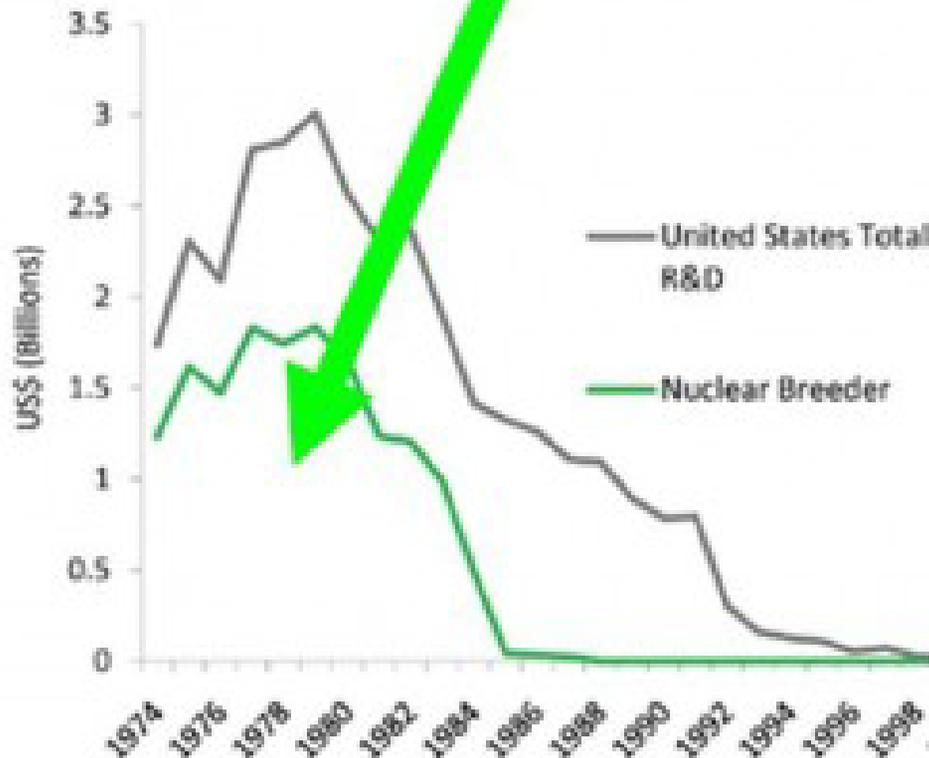
[出典]Furukawa, K., et al., "Summary Report: Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics", J. Nucl. Sci. & Tech., Vol.27, No.12, p.1165(1990)

In LFTR the liquid Th-232 blanket becomes the U-233 liquid fuel.



But US advanced nuclear fission R&D has dropped – near zero for breeders.

\$16 billion (\$2011)
Cumulative LMFBR investment.



2011 DOE Nuclear Energy budget items

\$103 million

NGNP high temperature gas reactor with TRISO fuel.

\$22 million

Advanced reactor concepts, principally fast reactors.

\$40 million

Advanced fuel cycles, but no liquid fuel, no closed fuel cycle.

インドの原子力政策

国産のトリウム資源を活用して、最終的には、高速増殖炉による「トリウム・サイクル」の確立を目標。現在は第2段階。

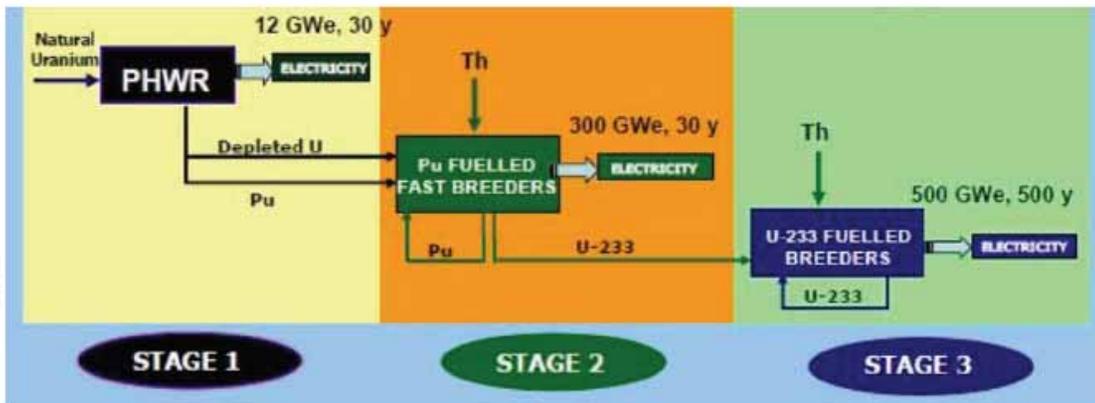
<国内資源>

- ・ウラン資源: 低品位のものしか発見されておらず、確認資源量は約5.2万t。
- ・トリウム資源: 約36万t。

<原子力政策>

国産のトリウム資源を利用する「トリウム・サイクル」の確立を目指して次の3段階からなる。

- ①天然ウランを燃料として加圧重水炉(PHWR)で発電し、使用済燃料を再処理してプルトニウムを生産。
- ②プルトニウムを燃料として高速増殖炉(FBR)で発電するとともに、ウラン238とトリウム232を照射、再処理してプルトニウム239とウラン233を生産。
- ③ウラン233を燃料として高速増殖炉(FBR)で発電するとともに、トリウム232を照射、再処理してウラン233を生産。(トリウム・サイクル)



Green Energy - Thorium

World Thorium Resources

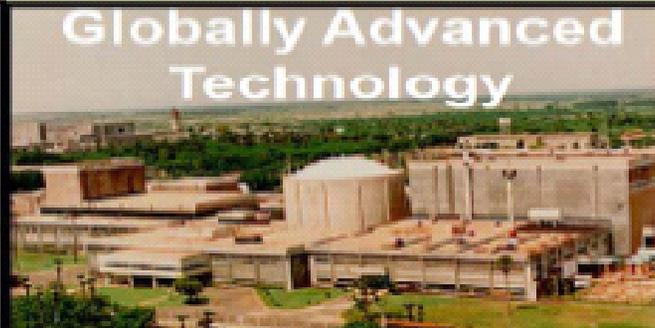
<u>Country</u>	<u>Reserves (tons)</u>
Australia	300,000
India	290,000
Norway	170,000
USA	160,000
Canada	100,000
S. Africa	35,000
Brazil	16,000
Malaysia	4,500
Other Countries	95,000
World total	1,200,000

12

Dr. Banerjee

India's Nuclear Energy R&D Programs

Three Stage Nuclear Power Programme- Present Status



Stage - I PHWRs

- 15 - Operating
- 3 - Under construction
- Several others planned
- Scaling to 700 MWe
- Gestation period has been reduced
- **POWER POTENTIAL \cong 10,000 MWe**

LWRs

- 2 BWRs Operating
- 2 VVERs under construction

Stage - II

Fast Breeder Reactors

- 40 MWth FBTR - Operating since 1985, Technology Objectives realized.
- 500 MWe PFBR- Under Construction
- **POWER POTENTIAL \cong 530,000 MWe**

Stage - III

Thorium Based Reactors

- 30 kWth KAMINI- Operating
- 300 MWe AHWR- Under Development
- **POWER POTENTIAL IS VERY LARGE**

Availability of ADS can enable early introduction of Thorium and enhance capacity growth rate.

India's Advanced Reactor

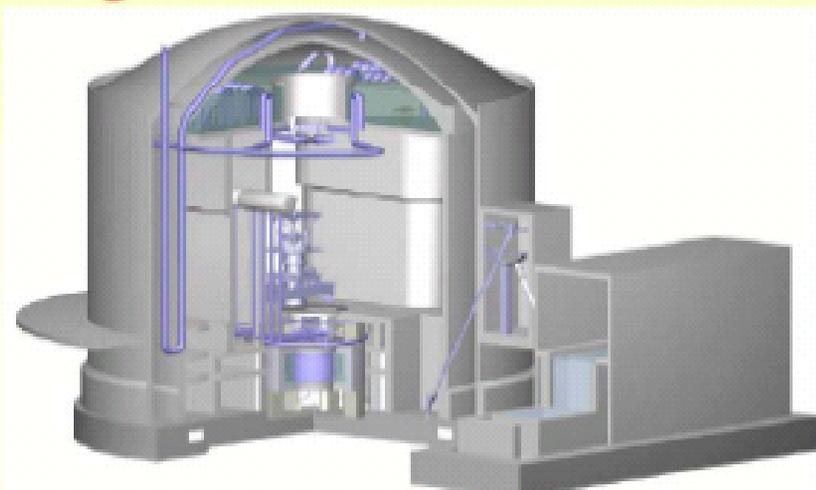
Advanced Heavy Water Reactor (AHWR)

- Vertical pressure tube.
- Boiling light water cooled.
- Heavy water moderated.
- Fuelled by ^{233}U -Th MOX and Pu-Th MOX.

Major Design Objectives

- Power output – 300 MWe with 500 m³/d of desalinated water.
- Core heat removal by natural circulation.
- A large fraction (65%) of power from thorium.
- Extensive deployment of passive safety features – 3 days grace period, and no need for planning off-site emergency measures.
- Design life of 100 years.
- Easily replaceable coolant channels.

Technology demonstration for large-scale thorium utilization

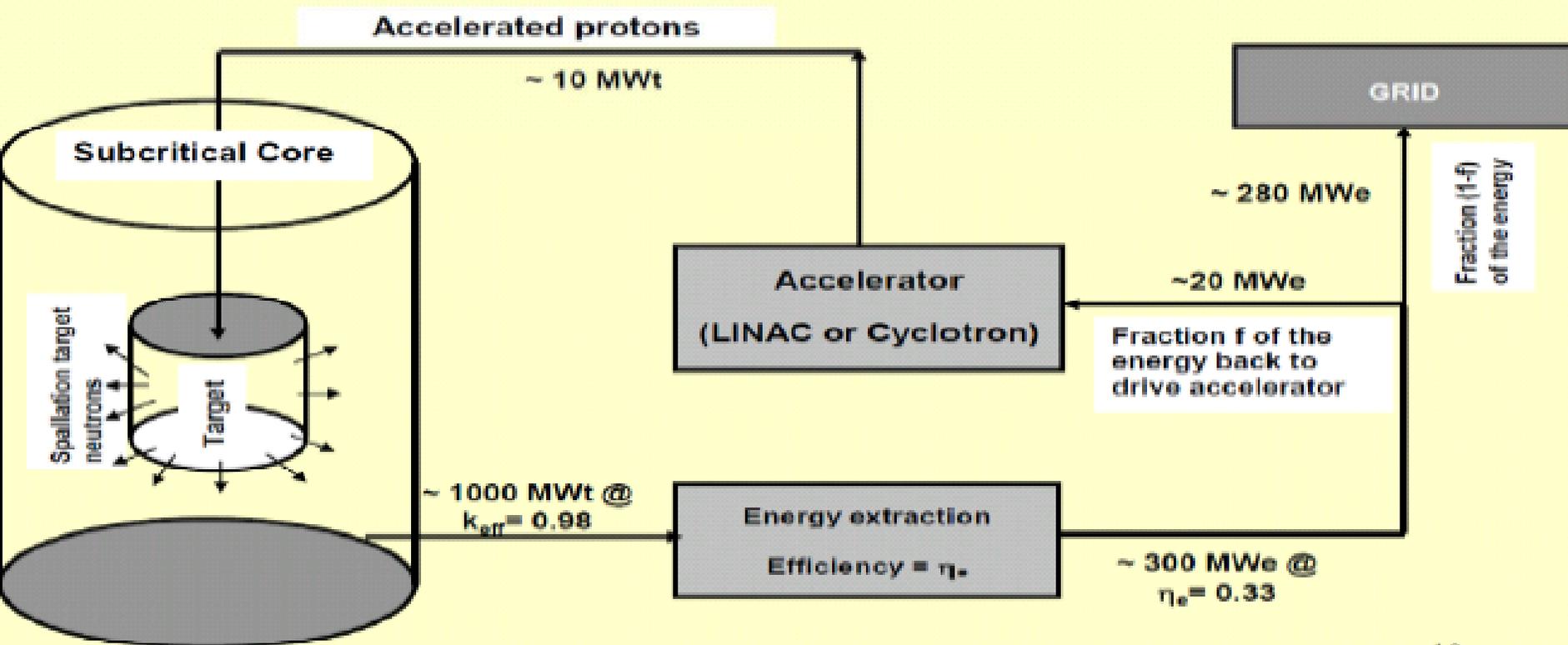


- Currently under Pre-Licensing Safety Appraisal by AERB.
- International recognition as an innovative design.

13

US-India Joint Development

Schematic of ADS- energy balance



19

NEUTRON DATA of Interest to ADS programme

Need for more and improved quality data (abs, fission, fission product, neutron multiplication) for Th – U Cycle Nuclei (^{231}Pa , ^{232}U , ^{233}U)- radioactive target

Data for Minor Actinides required (Np, Am, Cm)

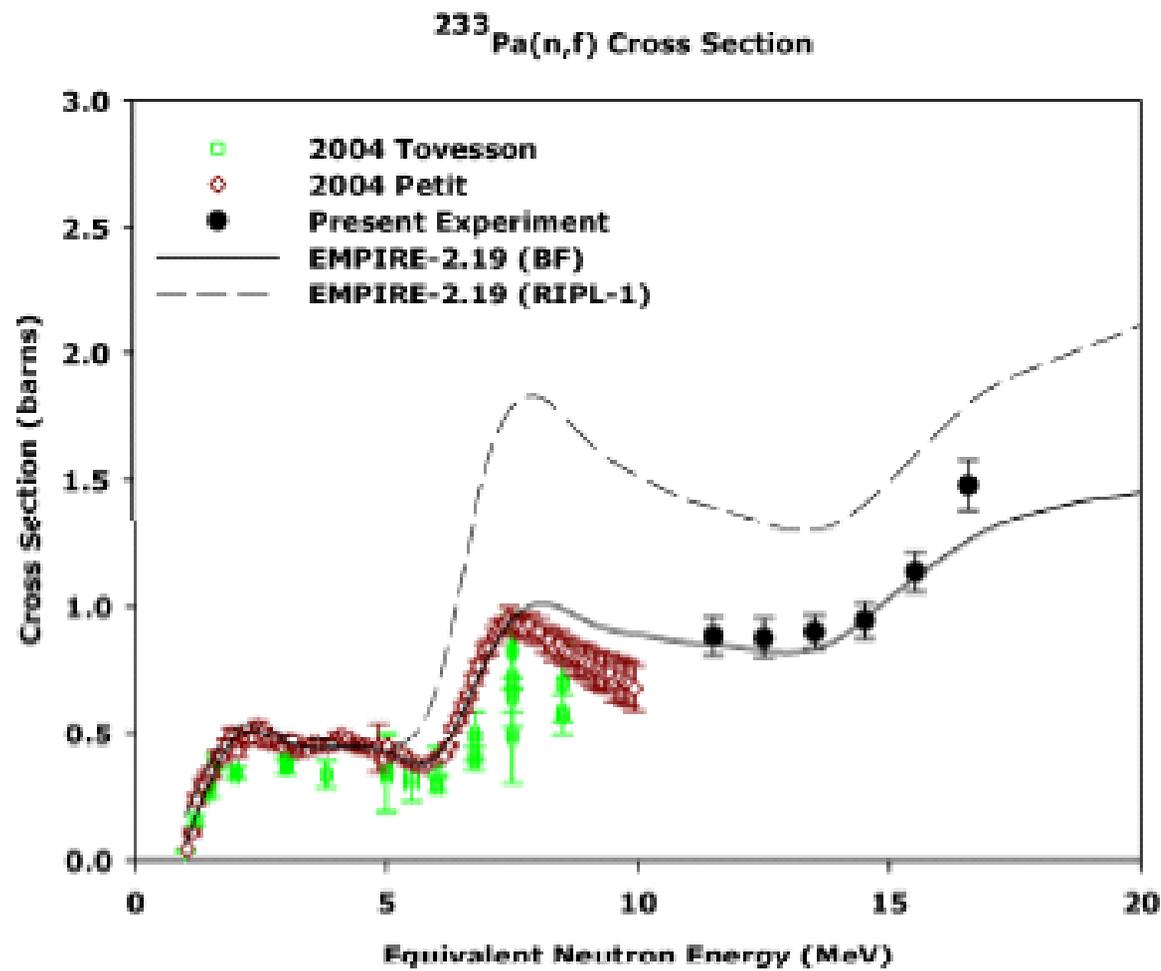
Need for data for Pb, Bi , Structural Materials at energies Higher than 20 MeV

Prediction and Measurement of Rare Earth Alpha Emitters Produced in LBE spallation target

Production of Light Radioactive/toxic nuclei like ^7Be

Neutron capture data for long lived FF – ^{129}I ^{135}Cs ^{107}Pd ^{93}Zr

Determination of the $^{233}\text{Pa}(n, f)$ reaction cross-section from 11.5 to 16.5 MeV neutron energy by hybrid surrogate ratio approach

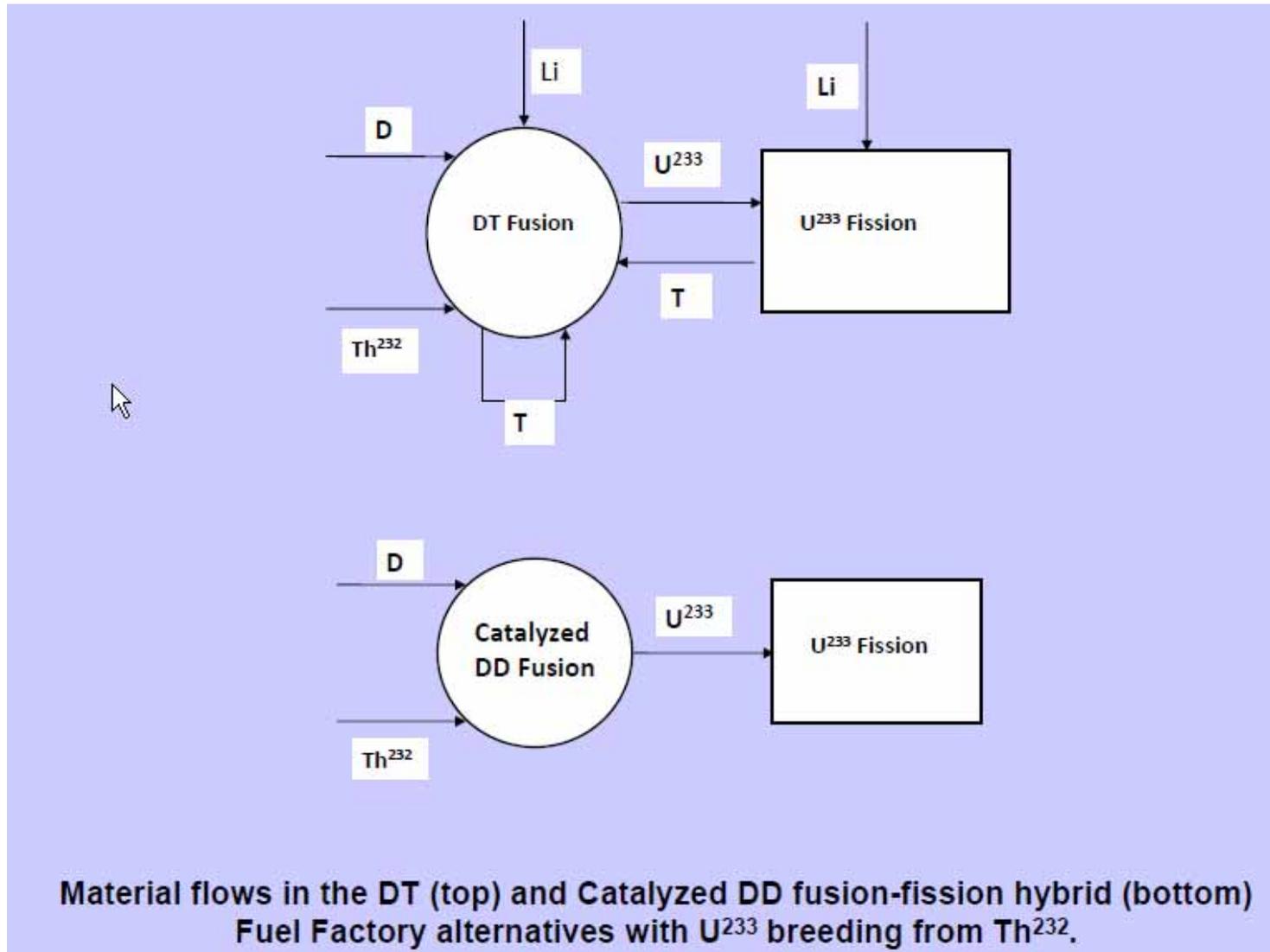


$^{232}\text{Th}+^6\text{Li}$

$^{232}\text{Th}+^4\text{He}$
($^{235}\text{U}+n$)

$^{232}\text{Th}+^2\text{H}$
($^{233}\text{Pa}+n$)

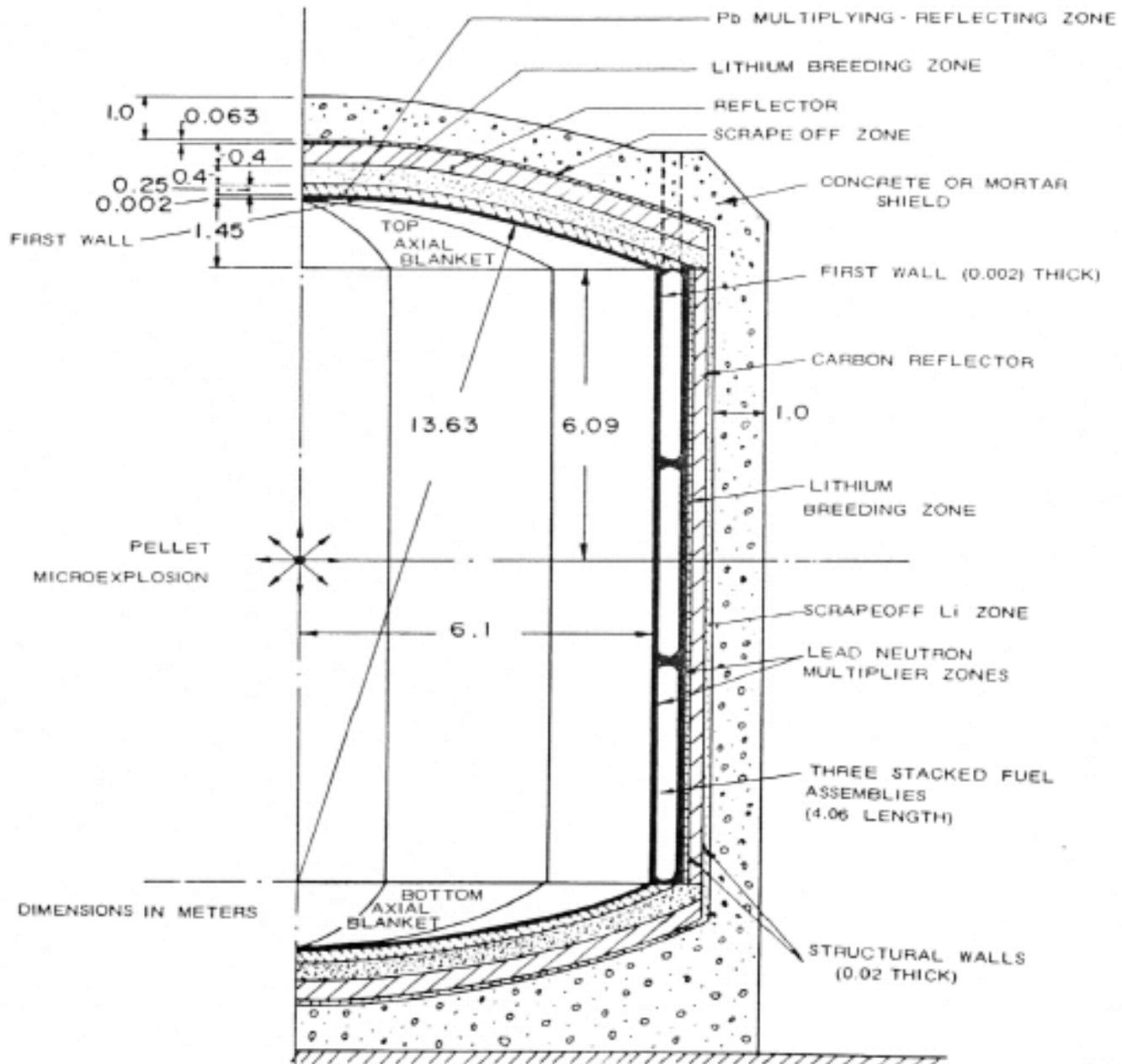
Fusion-fission hybrid thorium fuel cycle alternative



Magdi Ragheb

Graduate seminar, department of nuclear, plasma and radiological engineering, University of Illinois at Urbana-Champaign, 103 Talbot laboratory, USA, February 10, 2010

Laser fusion fissile generator plant with U²³³ breeding.



使用済燃料の処理処分

ワンスルー

分離変換処理(高速炉、加速器駆動システム)

11. 放射性廃棄物対策の着実な推進 (放射性廃棄物の種類)

○放射性廃棄物は、放射能レベルに応じて大きく2つに区分される。

高レベル放射性廃棄物 (HLW)

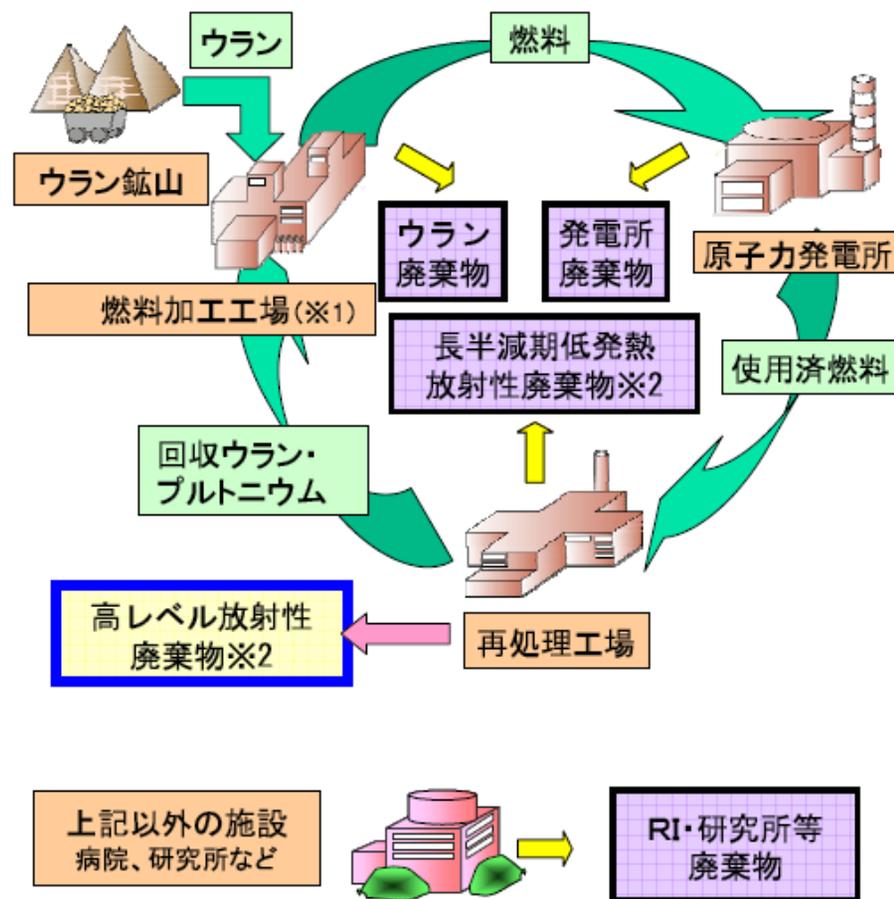
使用済燃料の再処理により、ウラン・プルトニウムを分離した後に残ったもの。放射能レベルが高い。

低レベル放射性廃棄物 (LLW)

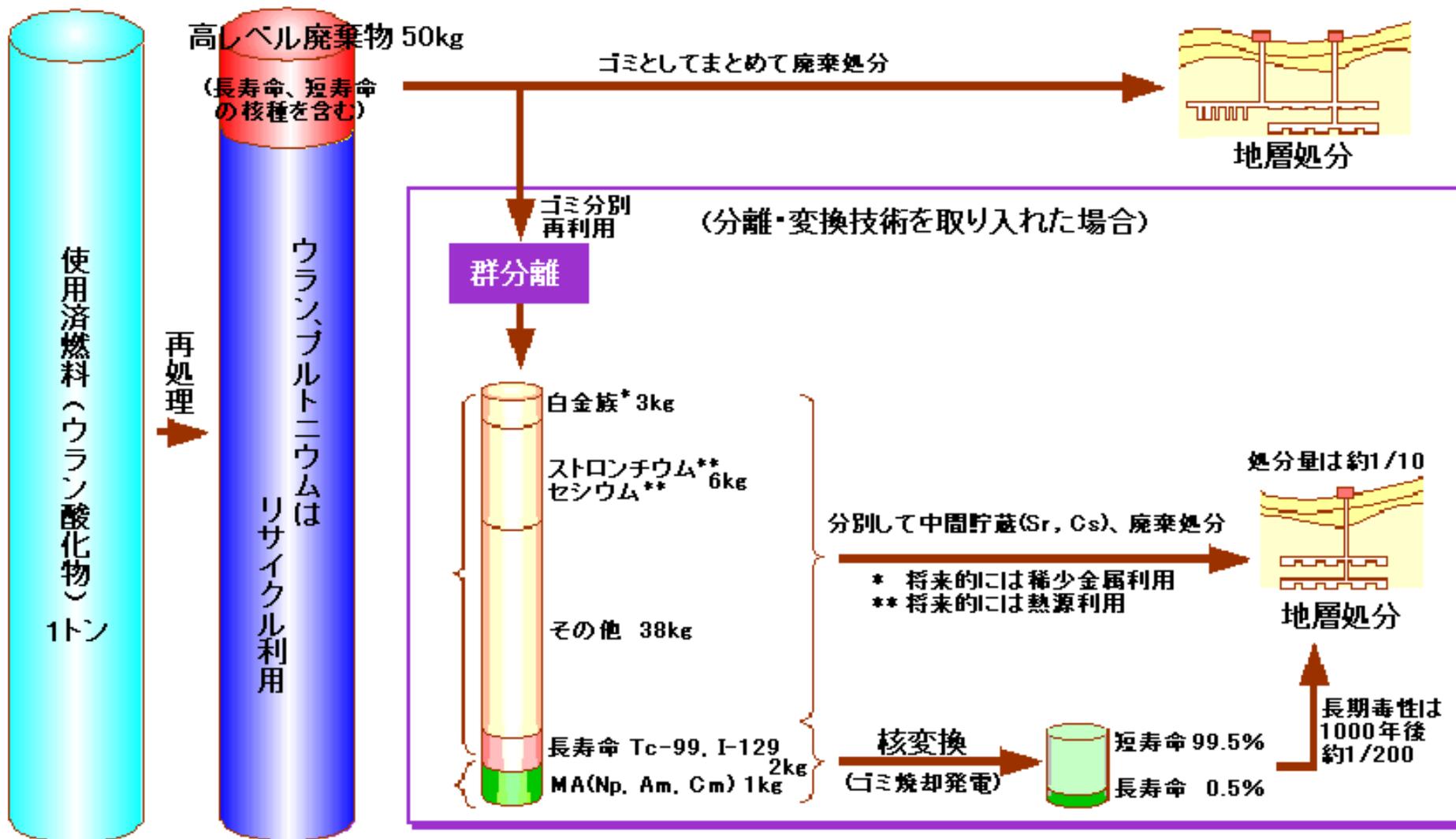
高レベル放射性廃棄物以外の放射性廃棄物の総称。発生源により、以下のとおり区分。

- ・原子炉施設から発生する廃棄物(発電所廃棄物)
- ・長半減期低発熱放射性廃棄物^(注)
(通称「TRU廃棄物」)
- ・ウラン廃棄物
- ・RI・研究所等廃棄物

(注)本廃棄物は、発熱量は小さいが、半減期の長い放射性核種が含まれることから、それを処分する場合には、その特性等を考慮する必要があり、原子力委員会において「長半減期低発熱放射性廃棄物」と名称された。



(※1)MOX燃料加工工場からは、長半減期低発熱放射性廃棄物が発生。
(※2)海外への再処理の委託に伴い返還される廃棄物を含む。

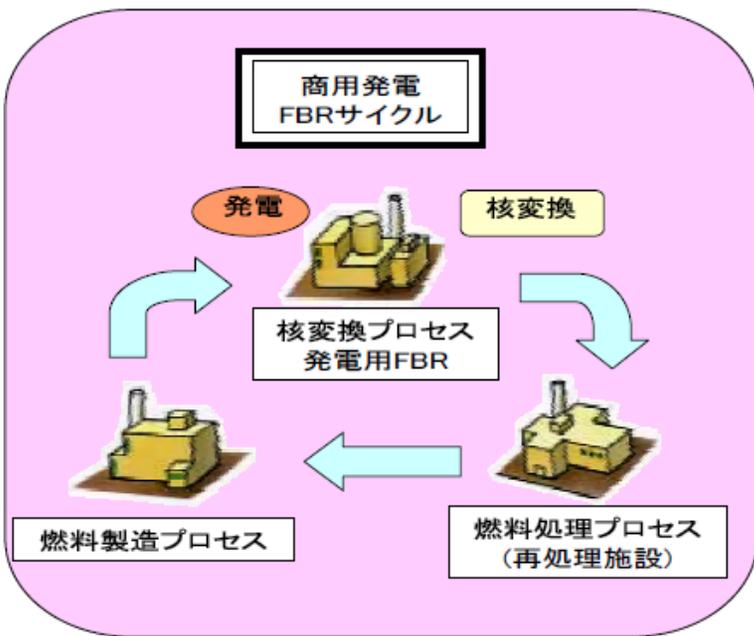


長寿命核種: 1~1000万年程度で放射能消滅する。 短寿命核種: 1000年程度で放射能消滅する。

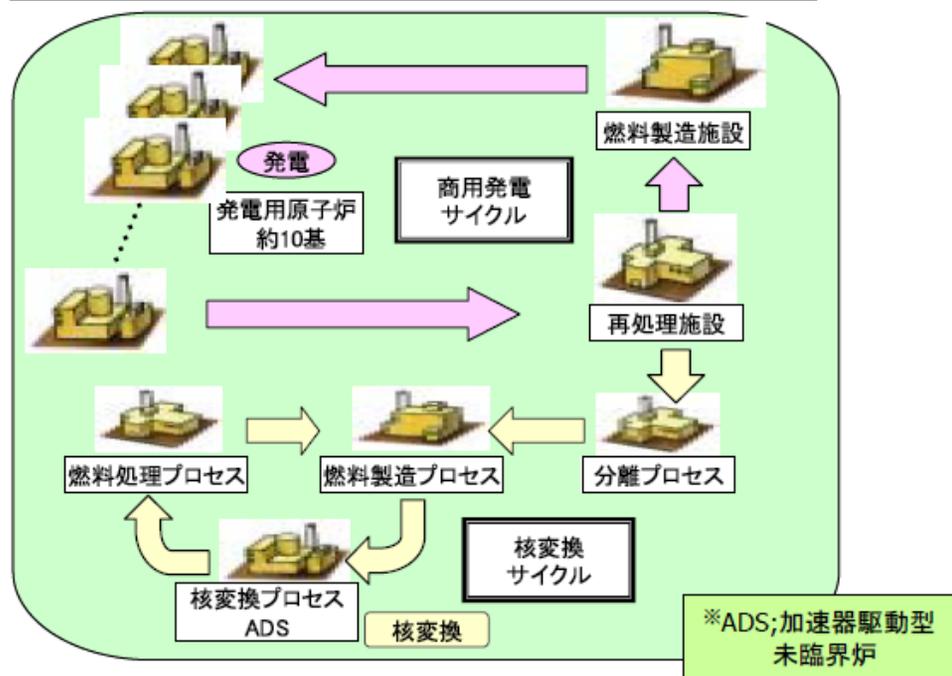
図1 高レベル廃棄物の分離核変換技術とは

[出典] 高野 秀機: 加速器駆動炉核変換における核データ、連載講座 核データ③ 核データの測定と応用、日本原子力学会誌、Vol.43、No.7、p.659(2001)。

高速炉(FBR)サイクル利用型



階層型(商用炉+ADS※)



1) 核種分離技術:

- ・ADS利用型を念頭においたMA(Np, Am, Cm)や核分裂生成物(Sr, Cs)の分離技術の研究開発(原研)
- ・FBR再処理技術を念頭においたMA等分離技術(サイクル機構), 乾式再処理技術の研究開発(電中研等)

2) 核変換技術:

- ・MAの核変換特性の研究, MA燃料製造技術開発, 基礎物性測定等
- ・FBR利用型について, 実用化戦略調査研究としてシステム検討等実施中(サイクル機構)
- ・ADS利用型について, 今後の大強度陽子加速器による中性子発生技術開発と基礎物理実験を柱として, システム検討, 要素技術開発を実施中(原研)

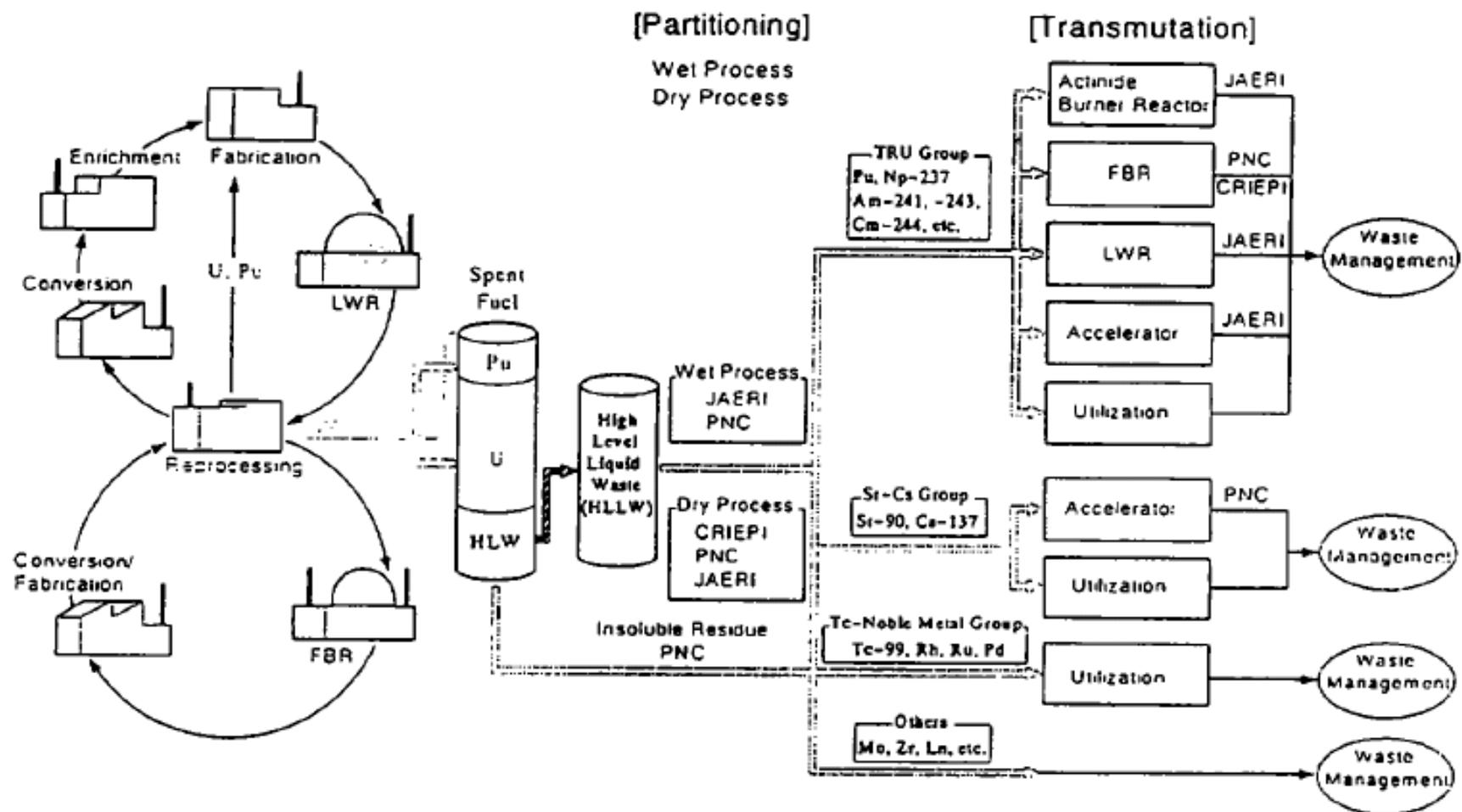


FIG. 1. P-T R&D activities under OMEGA Program.

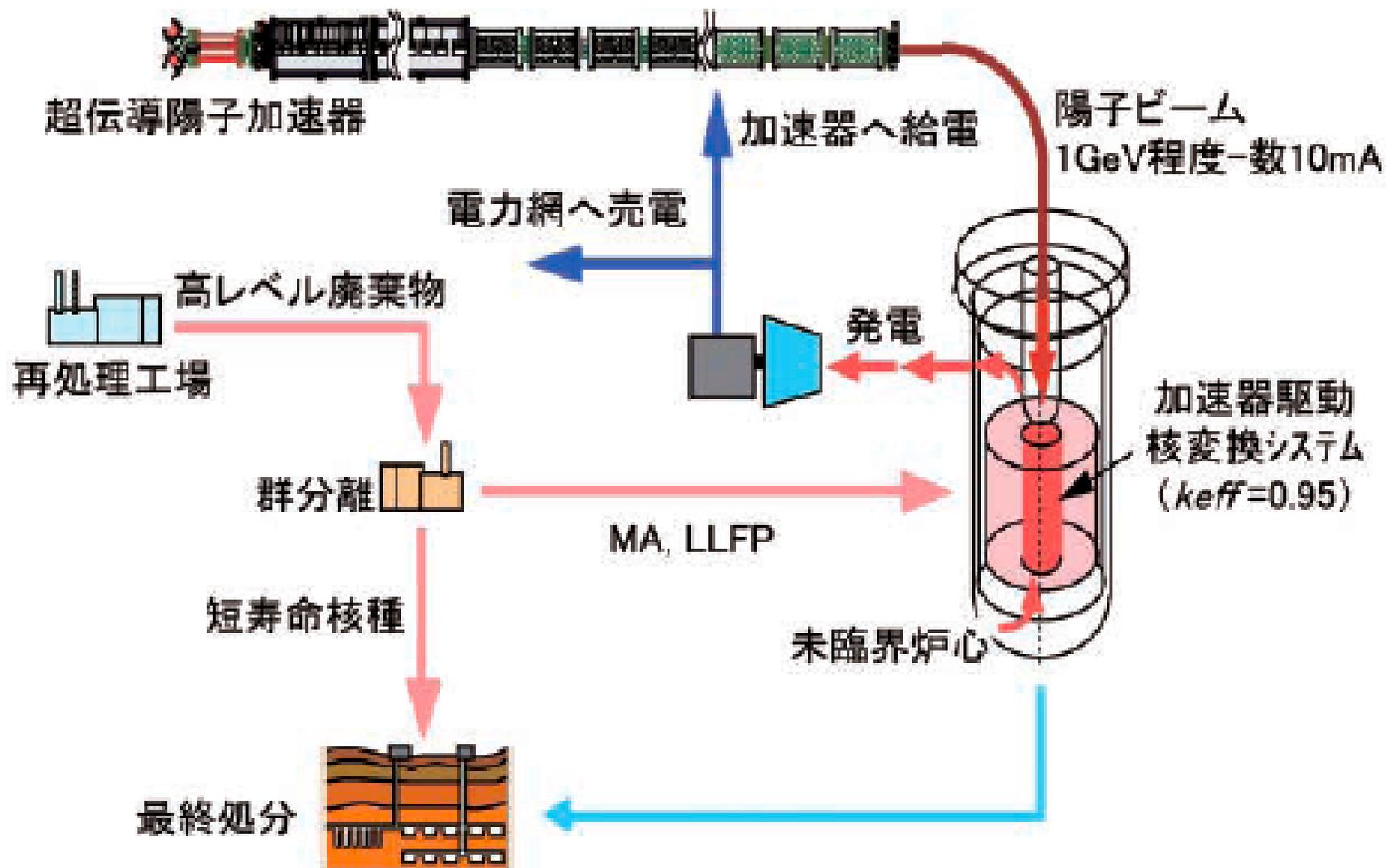
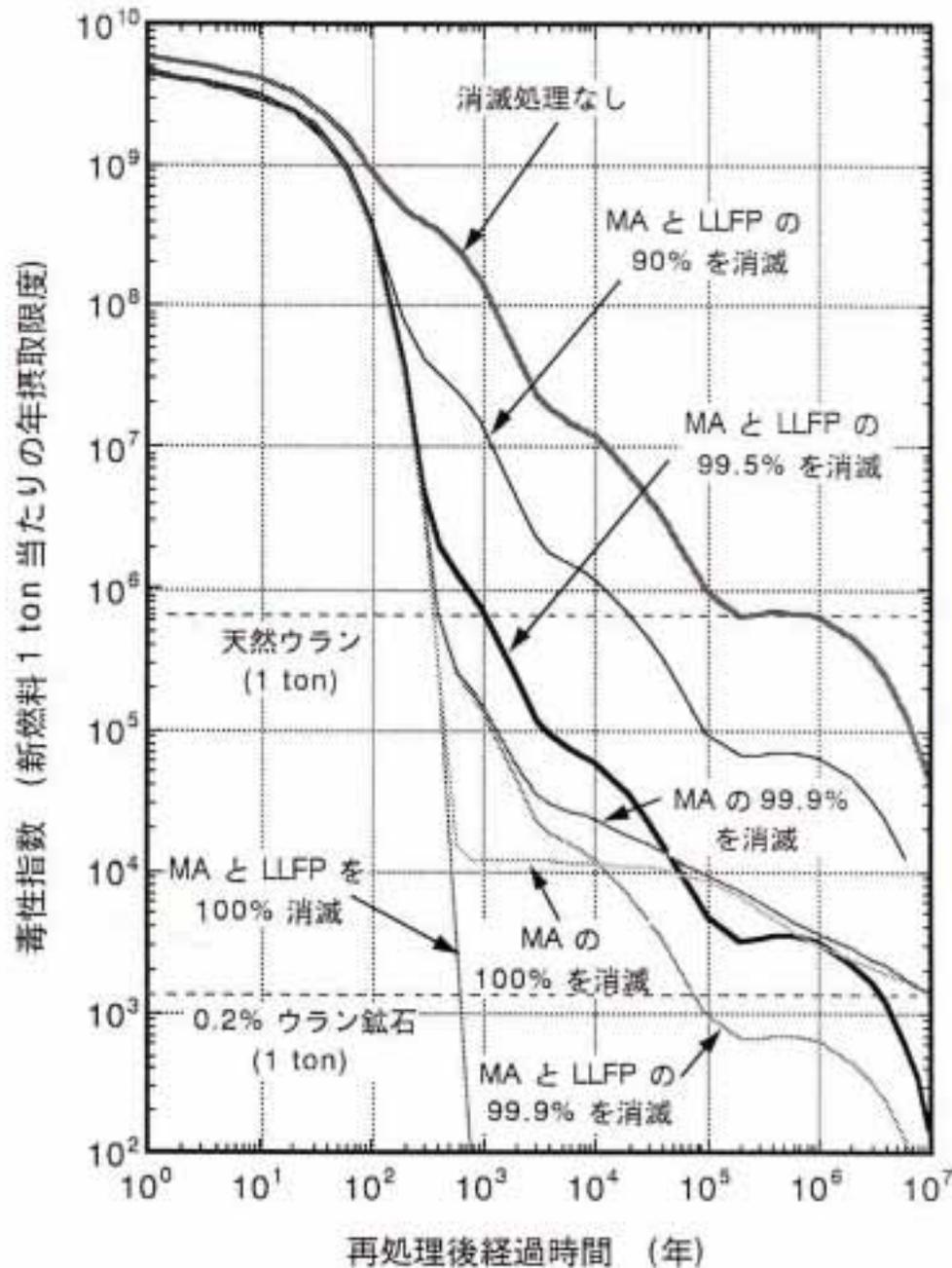


図4 ADSによる核変換システムの基本概念

JAEAのプラン例



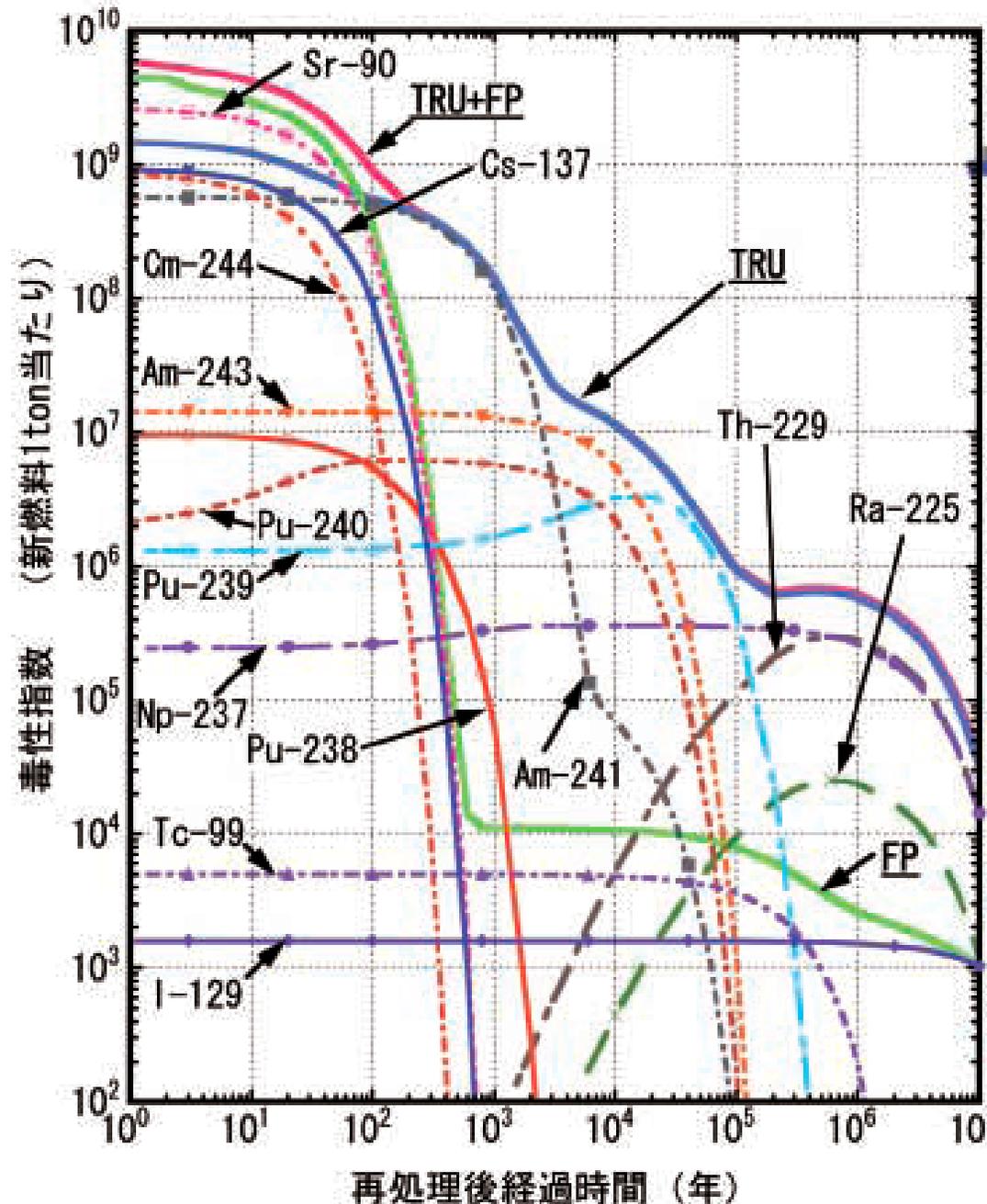
半減期30年以上を対象にし、
使用済燃料は燃焼度33GWd/t
で3年冷却後を想定したもので、
UおよびPuの回収率を99.9%
を仮定している。

MAとLLFPを99.5%で処理できた
とすると1000年程度で天然ウラ
ンと同程度の毒性となり、変換
しない場合に同程度の毒性になる
のに10万年必要とするのに比べ
管理への負担は非常に軽くなる。

MA : マイナーアクチナイド
LLFP:長半減期核分裂生成物

JAEAのプラン例

高レベル廃棄物の放射性毒性



・**毒性指数**: 含まれる核種の質量をそれぞれの年摂取限度で除した数値

・再処理後100年はFPが支配
100年以降はMAが支配

半減期: Sr-90 = 28年
Cs-137 = 30年
Np-237 = 214万年
Am-241 = 433年
Am-243 = 7370年

☆MAを減らせば、長期にわたるリスクが低減できる。

JAEAのプラン例

大強度陽子加速器計画の核変換実験施設

核変換物理実験施設

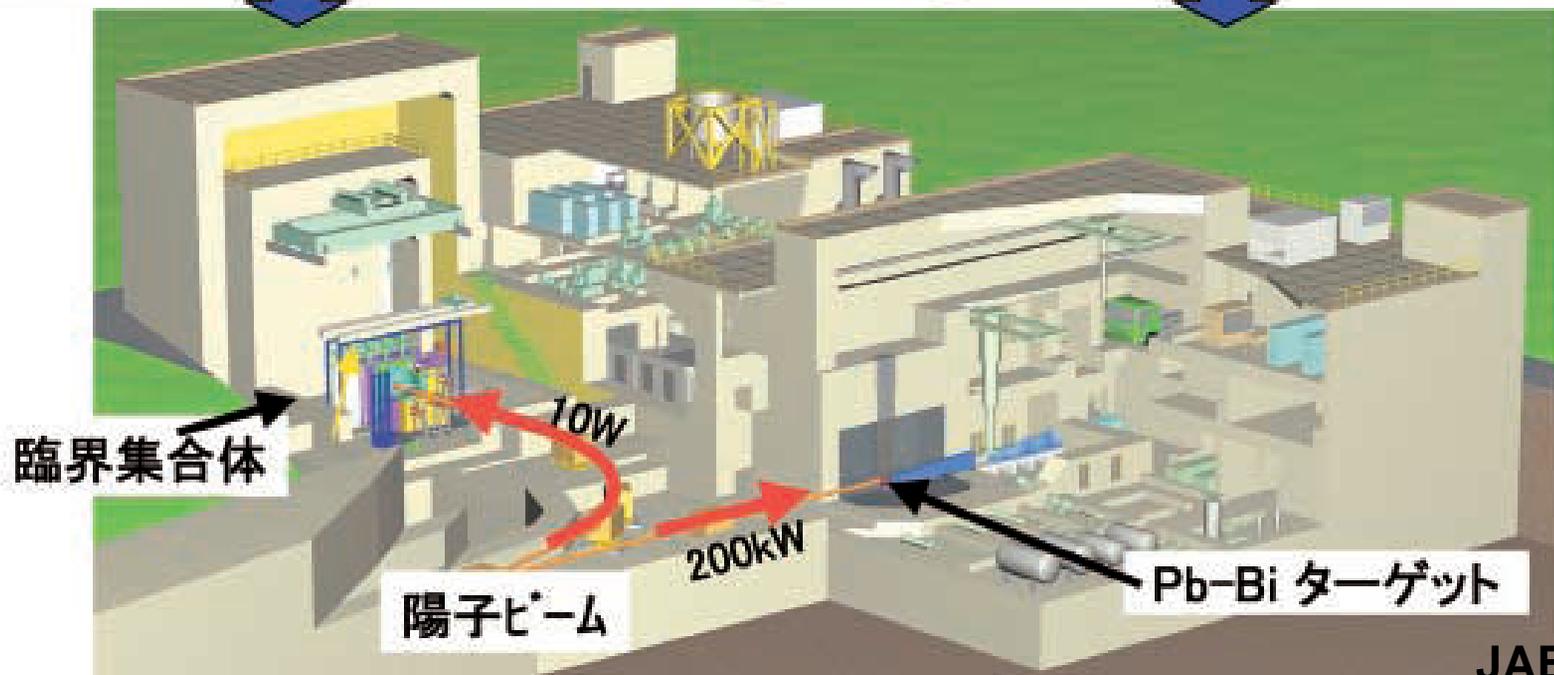
目的：核変換用ADSの物理特性の研究開発

施設区分：原子炉(臨界実験施設)
陽子ビーム：600MeV、10W
熱出力：500W以下

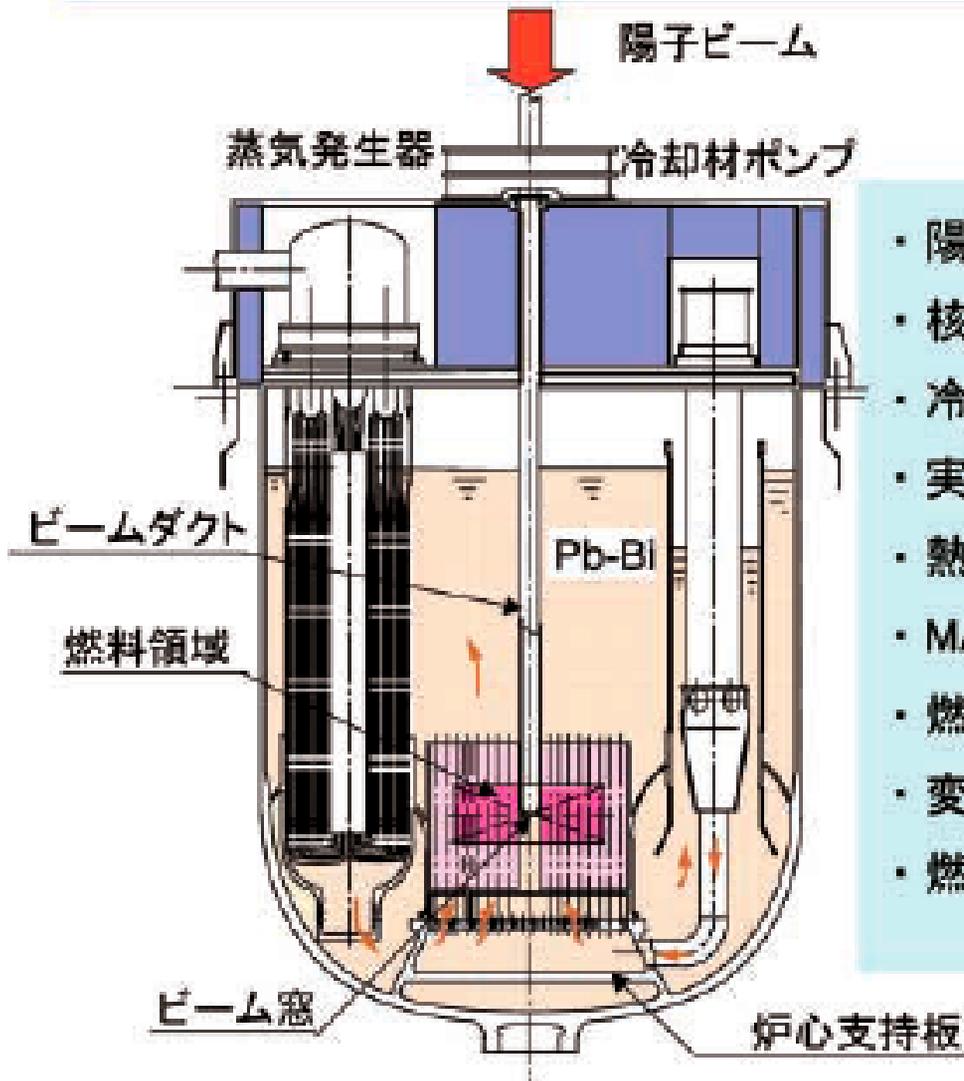
ADSターゲット試験施設

目的：ADS用ターゲットシステムと材料技術の研究開発

施設区分：放射線発生装置
陽子ビーム：600MeV、200kW
ターゲット材料：鉛・ビスマス



ADSの設計例



- ・ 陽子加速器: 1.5GeV 22~30MW
- ・ 核破砕ターゲット: Pb-Bi
- ・ 冷却材: Pb-Bi
- ・ 実効増倍係数: $k_{\text{eff}}=0.95$
- ・ 熱出力: 800MWt
- ・ MA初期装荷量: 2.5t
- ・ 燃料組成: (40%Pu+60%MA)窒化物
- ・ 変換率: 10%MA/年(軽水炉10基分)
- ・ 燃焼反応度: +1.8% $\Delta k/k$

図5 加速器駆動未臨界炉システムの概念

- 加速器: 超伝導LINAC
- 陽子ビーム: 350MeV、最大1.75MW
- 核破砕ターゲット: Pb-Bi (窓無し型)
- 炉心冷却材: Pb-Bi
- 最大 $k_{\text{eff}} = 0.9552$ ($k_s = 0.96$)
- 熱出力: 51.75MWt
- 燃料初期装荷量: 514kg
- 燃料組成: MOX (富化度30wt%)

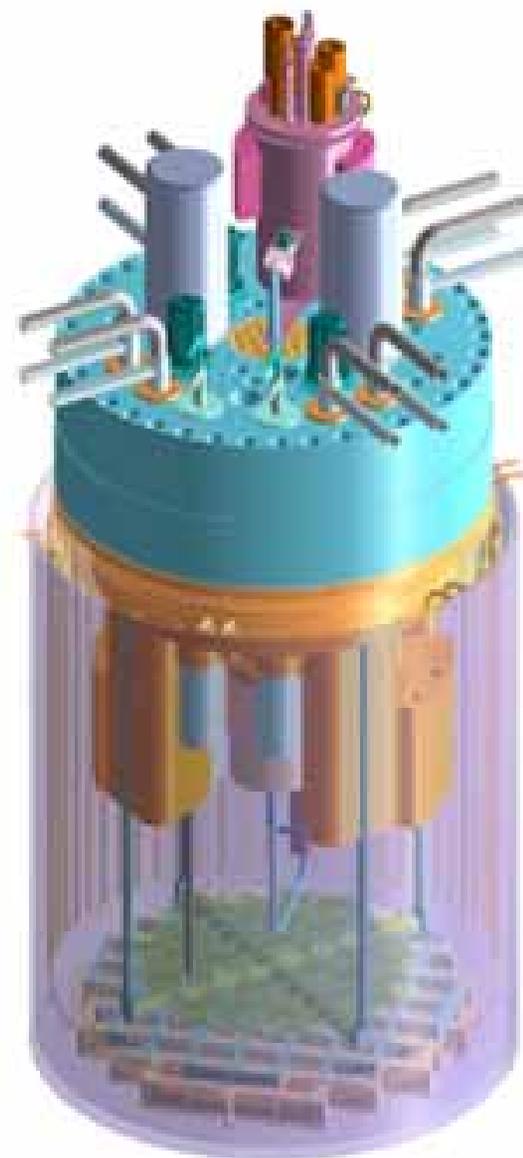
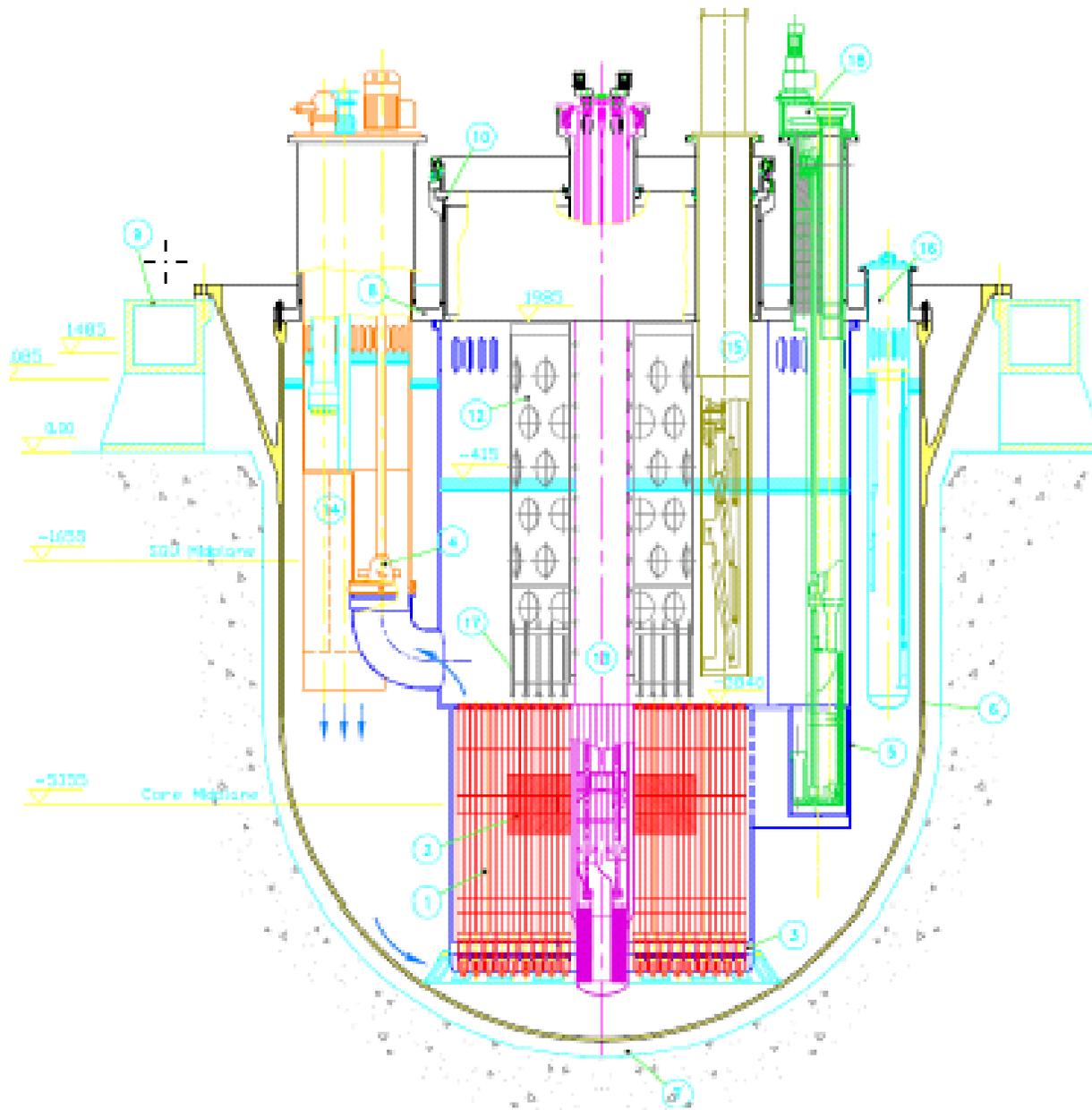


図2 ベルギー原子力研究センターの提唱する照射試験用 ADS: MYRRHA



European-ADS EFIT (lead coolant pool type, 400MWt)

ヨーロッパの加速器駆動システム(ADS)の研究

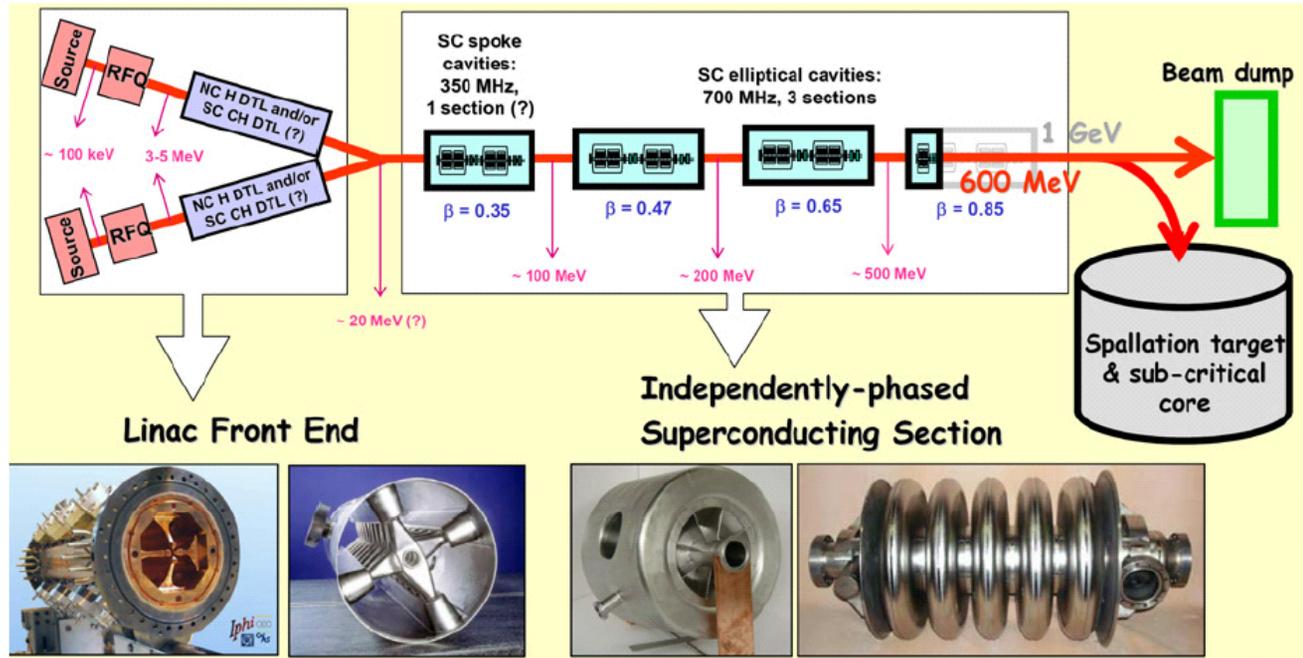


Figure 1: European ADS accelerator conceptual scheme.

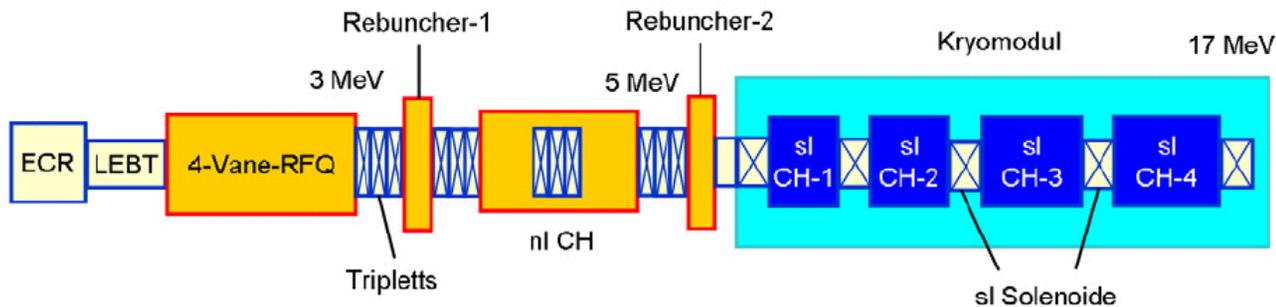


Figure 2: The reference linac front-end.

Table 1: European Transmuter Main Specifications

Transmuter demo (XT-ADS / MYRRHA project)	Industrial transmuter (EFIT)
50 – 100 MWth power	Several 100 MWth power
k_{eff} value ~ 0.95	k_{eff} value ~ 0.97
Highly-enriched MOX fuel	Minor Actinide fuel
Pb-Bi Eutectic coolant & target	Pb coolant & target

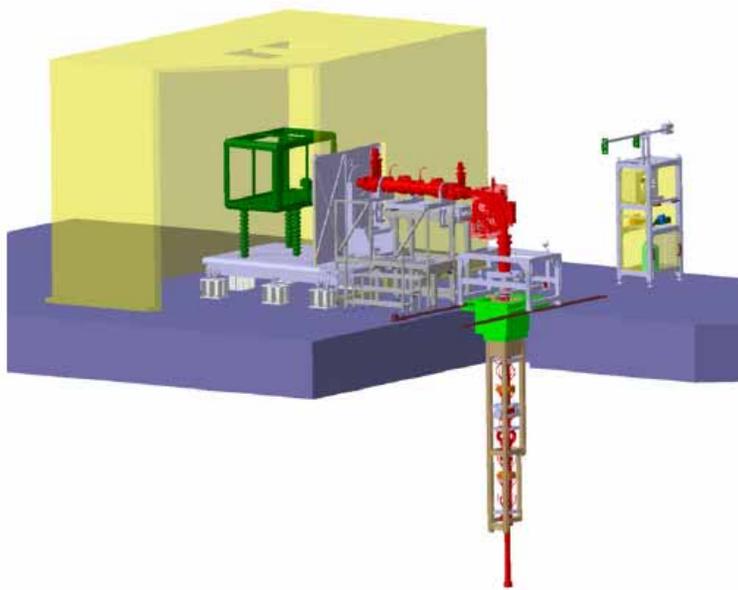


Figure 1: General layout of the GENEPI-3C machine.



Figure 6: Accelerator GENEPI-3C assembled at LPSC (March 09).

Table 1: Characteristics in pulsed and continuous mode.

Parameters	Values
Energy	140 up to 240 keV (deuterons)
Pulsed mode	Peak current: 40 mA on target pulse duration (FWHM) < 1 μ s Repetition rate up to 5 kHz
Continuous mode	DC current: 1 mA on target Beam interruptions: 20 μ s to 10 ms Beam trip rate: 0.1 to 100 Hz Rise/drop times: \sim 1 μ s
Beam diameter	\sim 20 mm on target
Stability	\sim 1%
Beam power	240 W on target (continuous mode)

ADS 研究用小型装置

GENEPI-3C is a neutron generator for ADS purposes. It will be installed at Mol (Belgium) after commissioning at Grenoble (FRANCE).

n-TOF ADS用中性子核データ精密実験

TABLE I. Main features of the n_TOF facility (CERN)

Neutron energy range	1 eV-250 MeV
Proton beam energy and intensity	20 GeV/c; 7×10^{12} p/pulse
Pulse repetition frequency	0.25 s^{-1} (average in dedicated mode)
Neutron flux at 187.5 m (uncollimated)	$4 \times 10^5 \text{ n/cm}^2/\text{pulse}$
Neutron flux with $\Phi=1.9 \text{ cm}$ collimator	$1.4 \times 10^5 \text{ n/cm}^2/\text{pulse}$
Fraction of flux in 1 eV - 1 MeV range	2/3
Resolution $\Delta E/E$	3×10^{-4} at 1 eV; 1.5×10^{-3} at 30 KeV
Background (fluence out/in beam)	10^{-5}

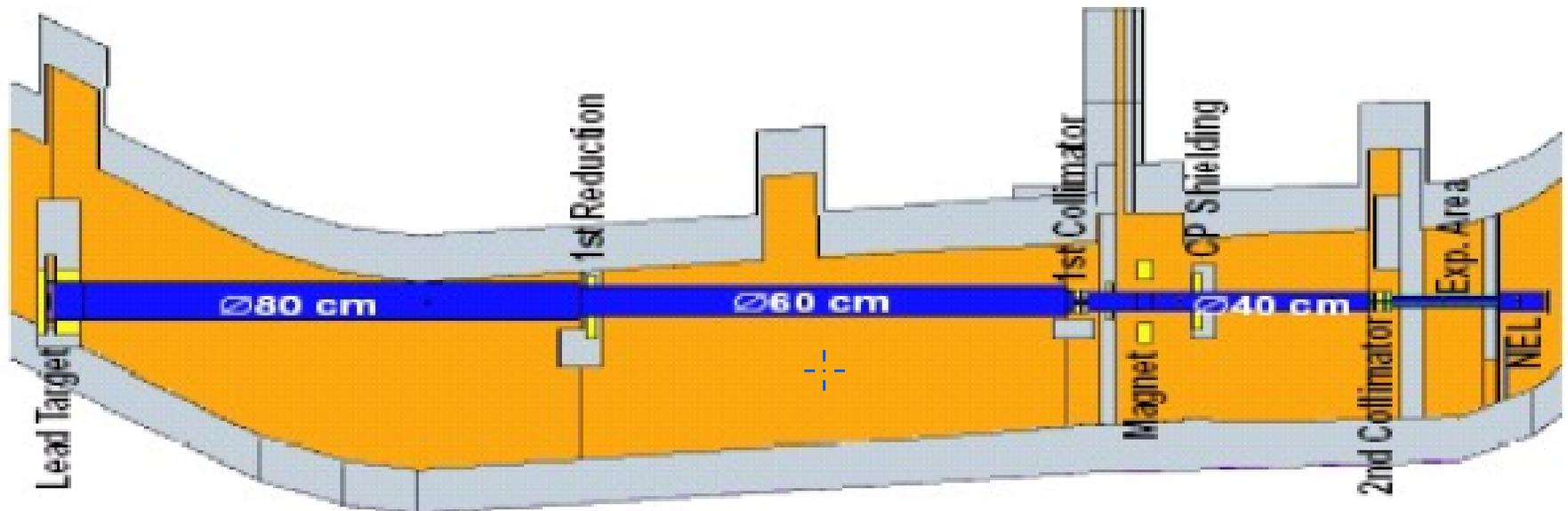


Figure 1. Lay out of the TOF tube.

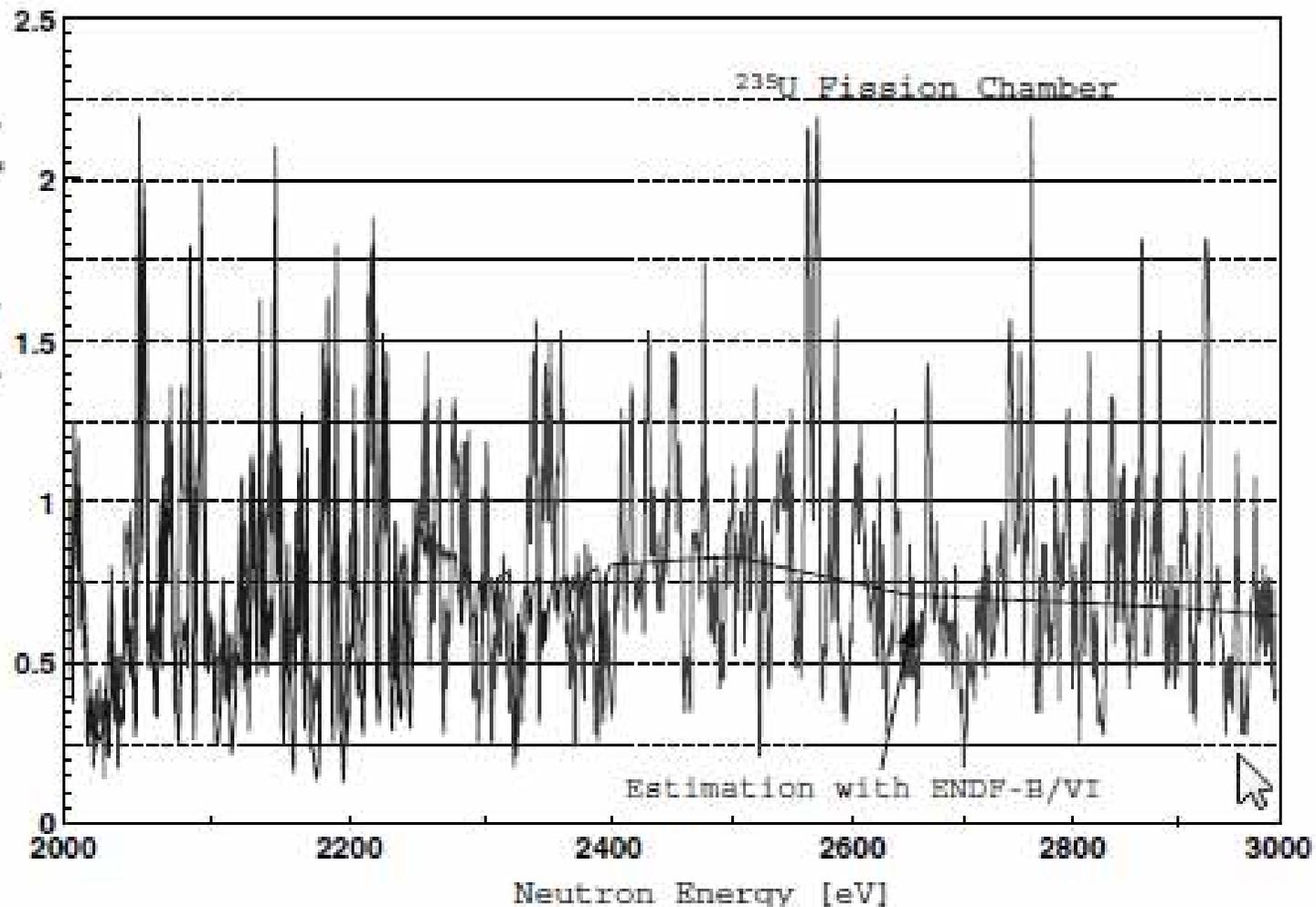


Figure 3. Comparison between ^{235}U data, measured at n_TOF and the evaluated cross-section from ENDF-B/VI database.

TRL

(NASAの技術成熟度基準)

TECHNOLOGY READINESS LEVELS
A White Paper
April 6, 1995
John C. Mankins
Advanced Concepts Office
Office of Space Access and Technology
NASA

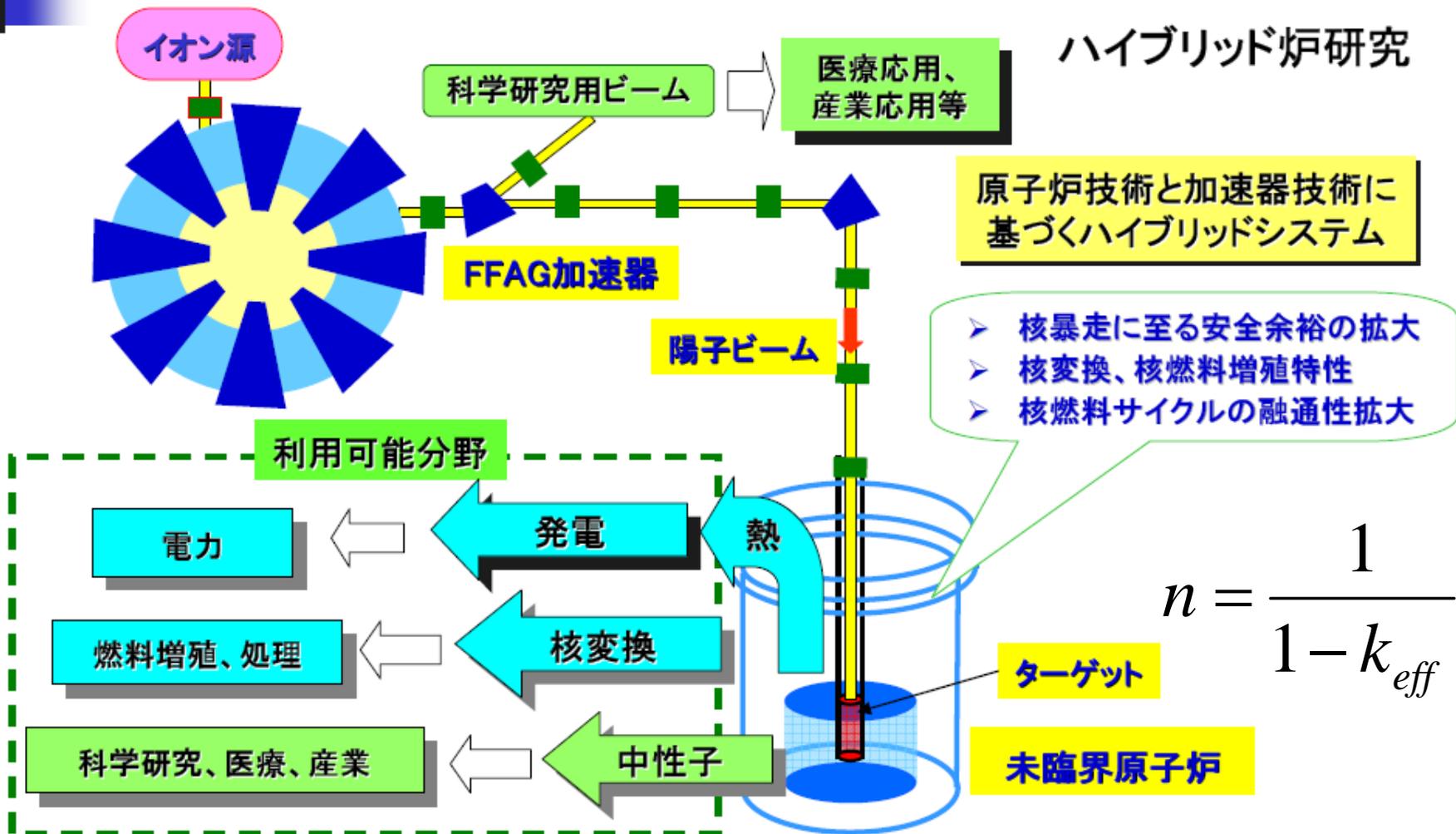
Technology Readiness Levels Summary

TRL 1	Basic principles observed and reported	基礎技術研究	
TRL 2	Technology concept and/or application formulated		1 . 2 . 3 . 概念開発段階
TRL 3	Analytical and experimental critical function and/or characteristic proof-of-concept	フィージビリティ	
TRL 4	Component and/or breadboard validation in laboratory environment	技術開発	
TRL 5	Component and/or breadboard validation in relevant environment		4 . 5 . 6 . 原理実証段階
TRL 6	System/subsystem model or prototype demonstration in a relevant environment (ground or space)	技術実証	
TRL 7	System prototype demonstration in a space environment	システム開発	
TRL 8	Actual system completed and "flight qualified" through test and demonstration (ground or space)	システム試験・打上・運用	7 . 8 . 9 . 性能実証段階
TRL 9	Actual system "flight proven" through successful mission operations		

TRLを適用して分離変換技術の現状を評価

日本原子力学会「分離変換・MAリサイクル」研究会ではFBRによる方法はTRL4、ADSによる方法はTRL3であるとしている。

京都大学原子炉実験所における取り組み-10



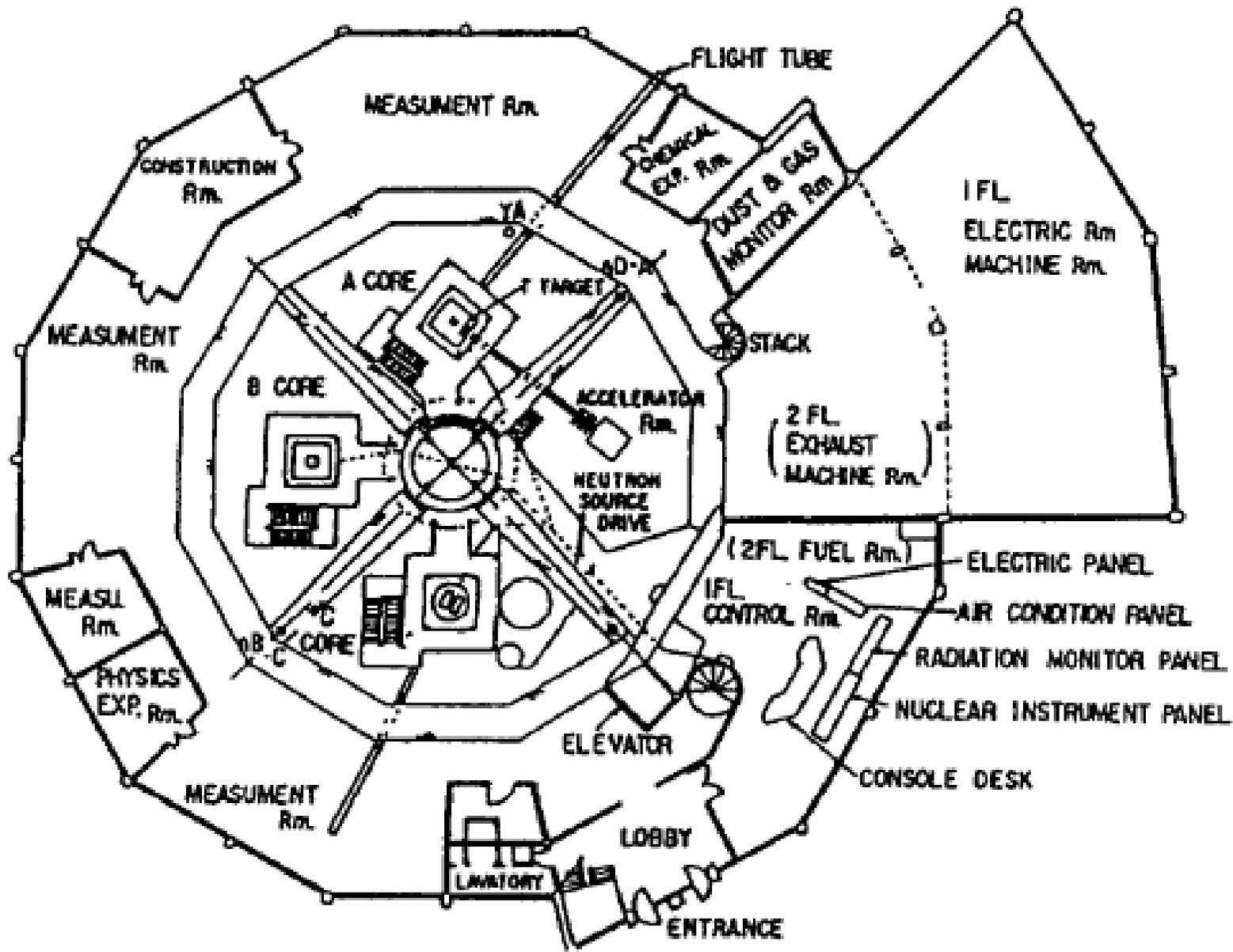


Figure 1. Horizontal cross section of the KUCA building

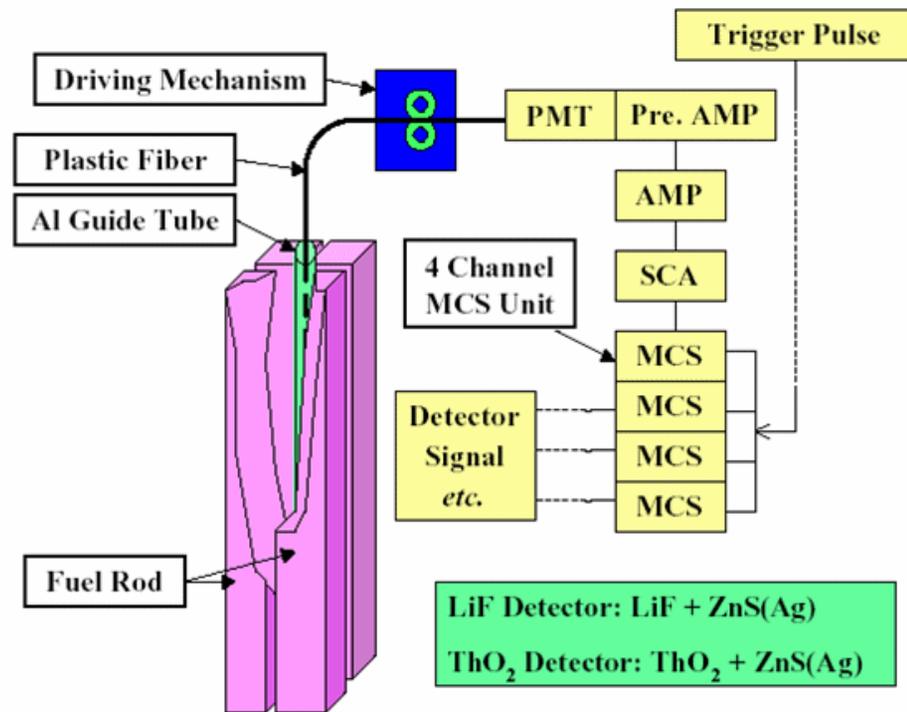
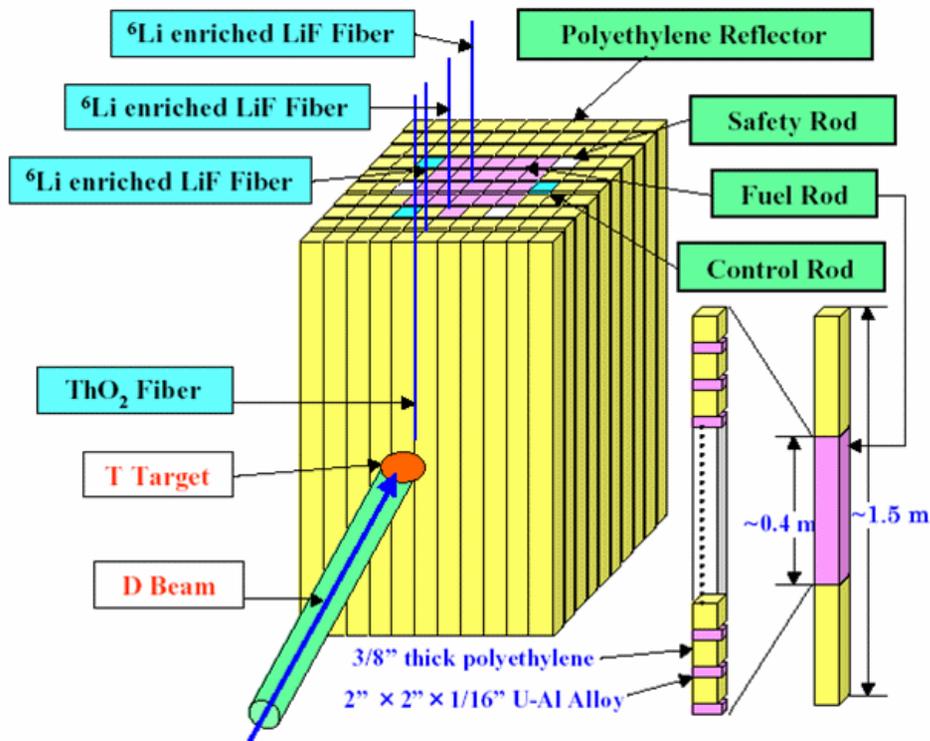
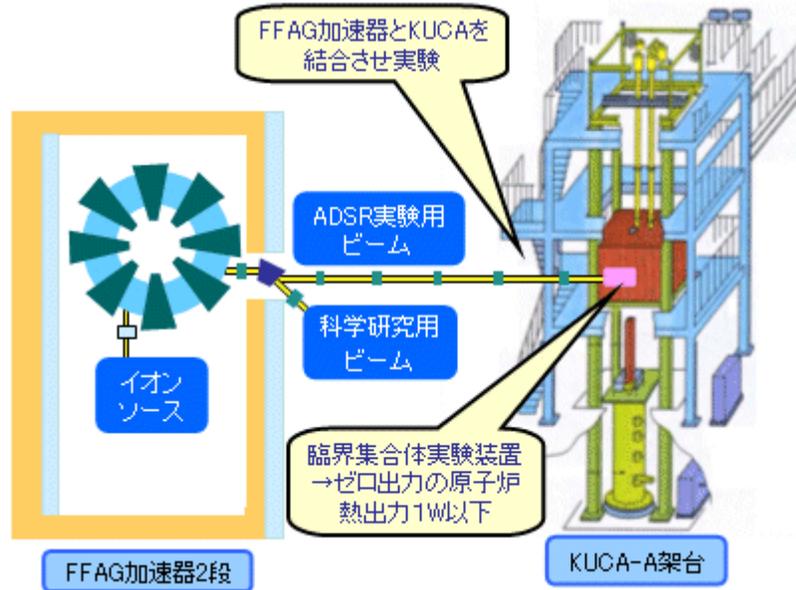
T-ターゲット



KUCA付設加速器

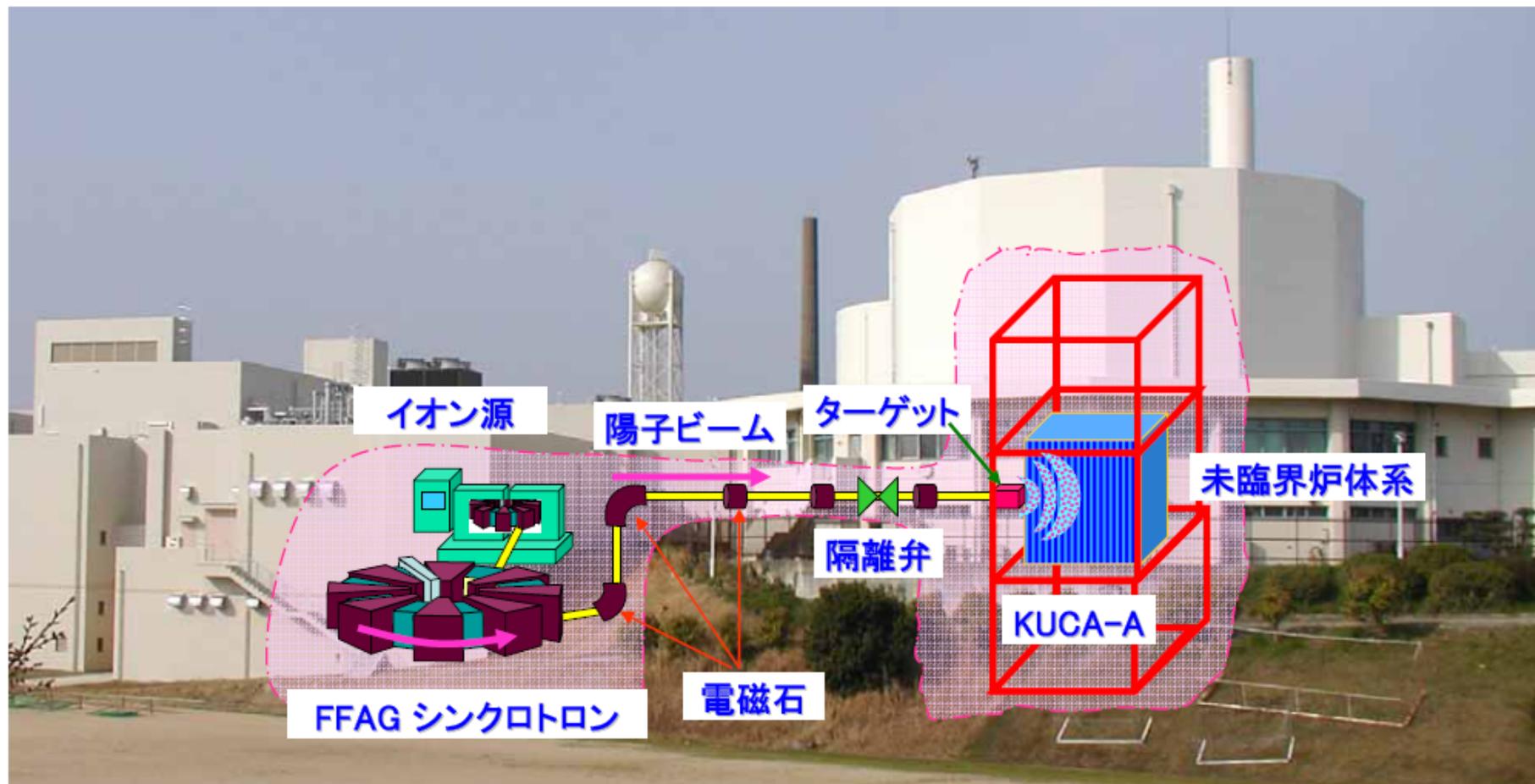


D-T反応→14MeV中性子



京都大学原子炉実験所における取り組み-5

世界初の加速器駆動未臨界炉実験: SCIENCE Vol.302 17 Oct. 2003 – News Focus

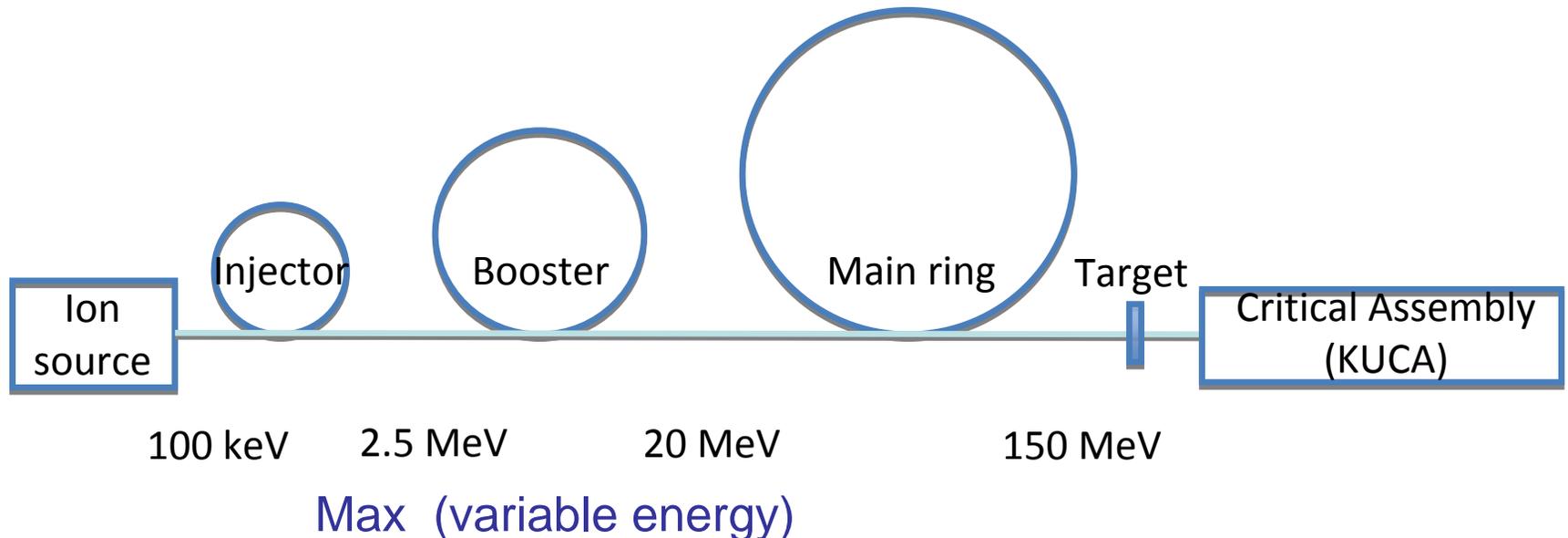


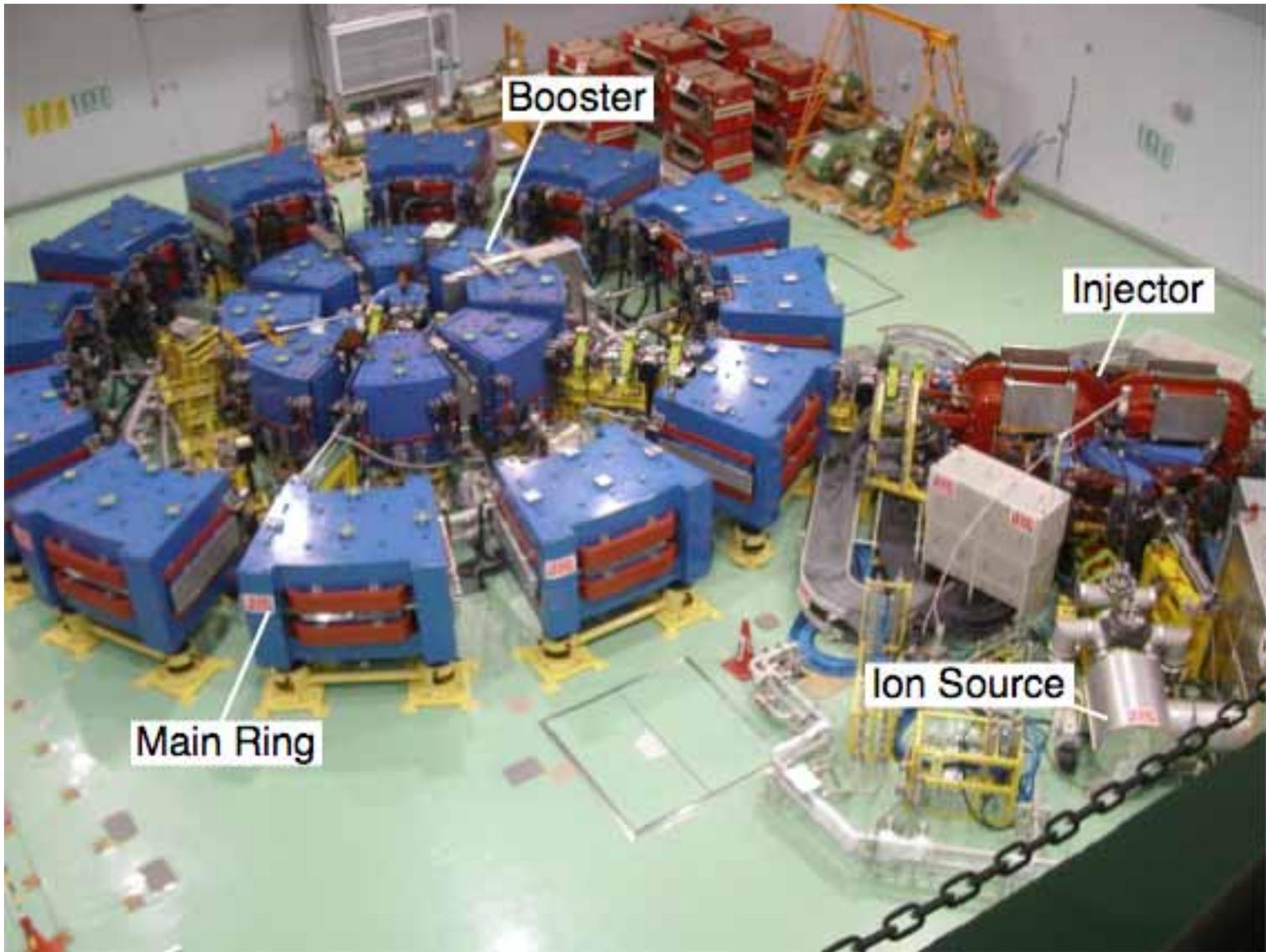
FFAG-ADS Project

To study

Accelerator Driven Sub-critical Reactor (ADS)

- Narrow energy spectrum of n beam
- Energy and Flux of the n beam can be easily controlled.



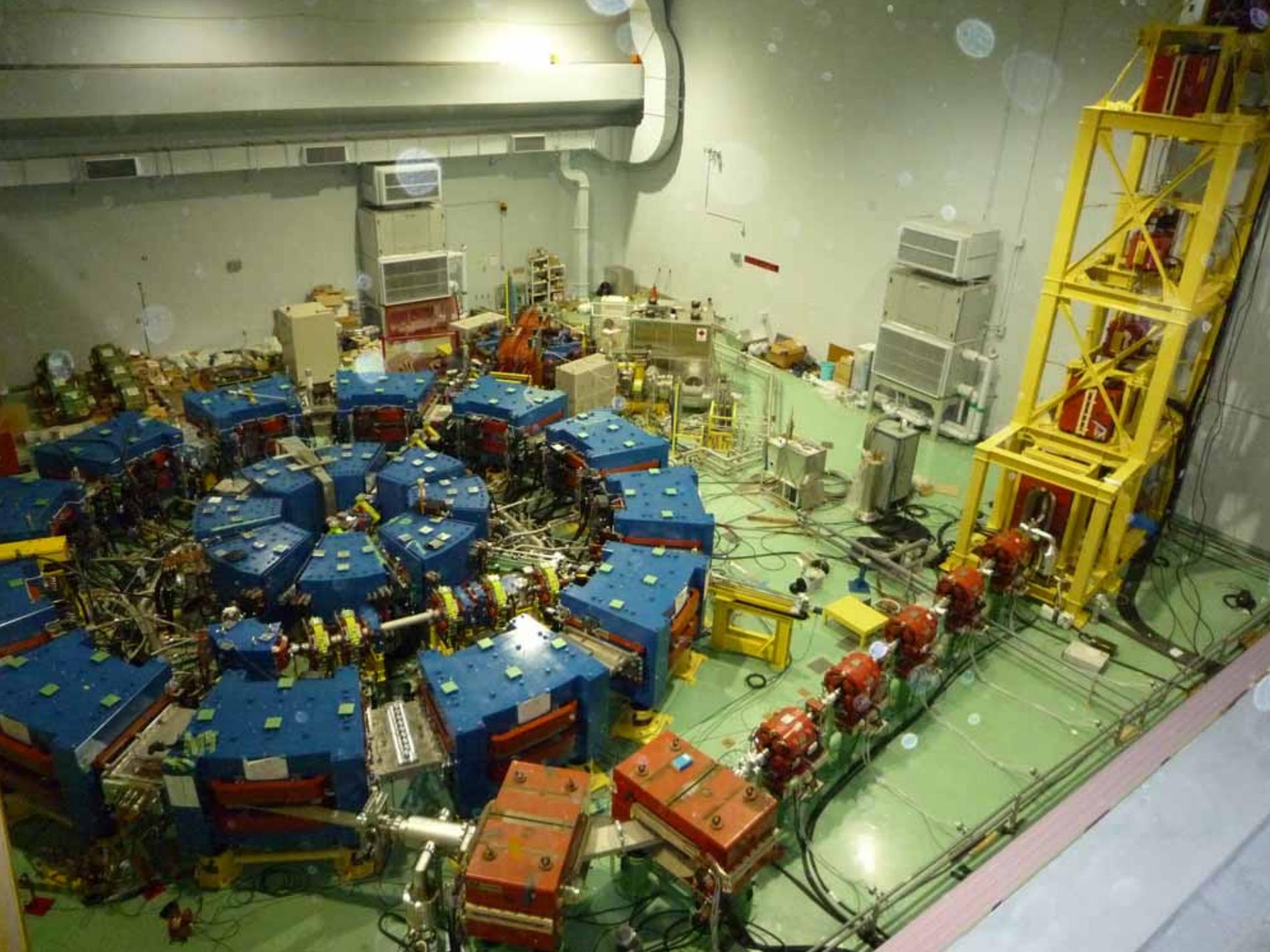


Booster

Injector

Ion Source

Main Ring



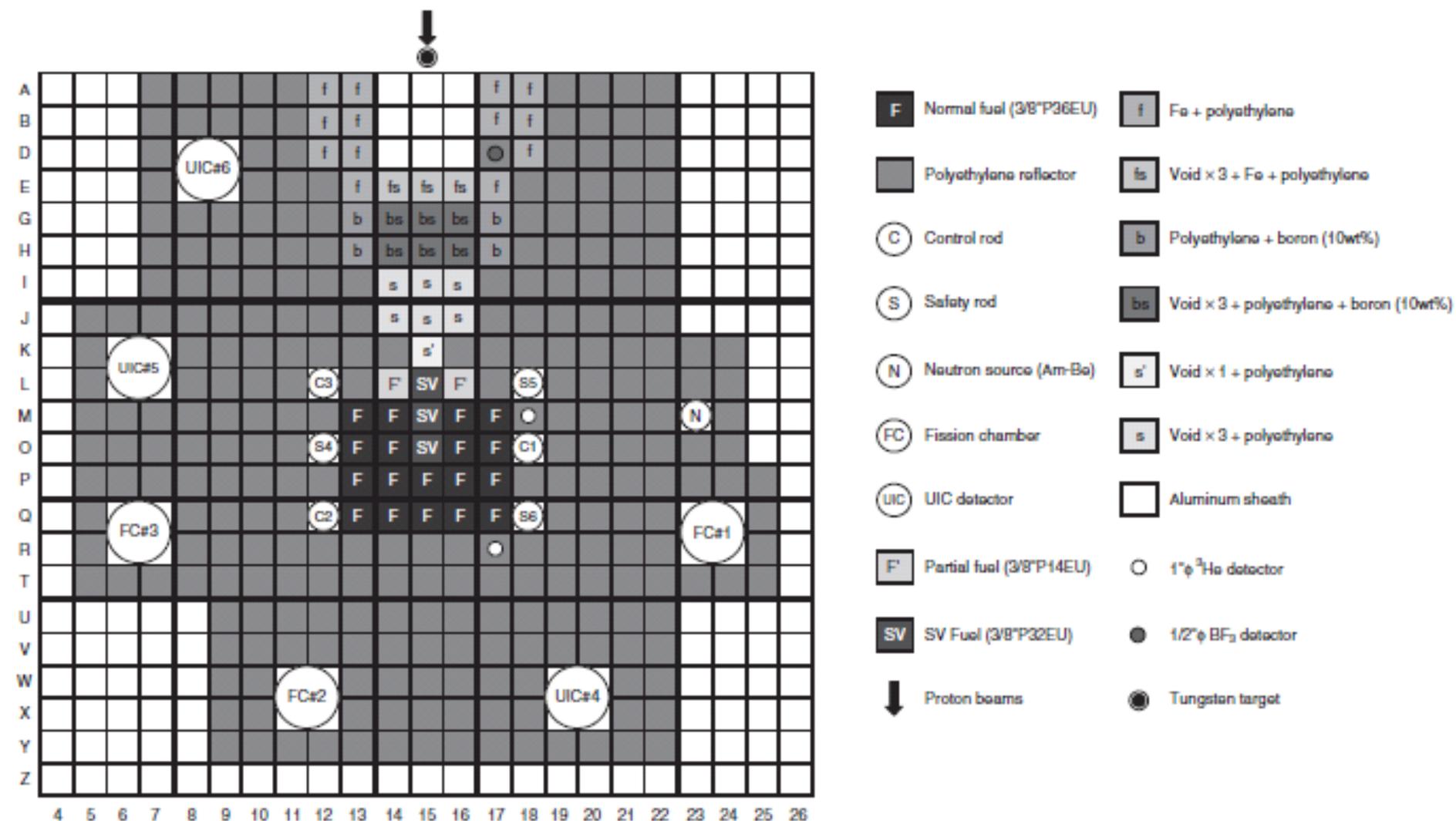
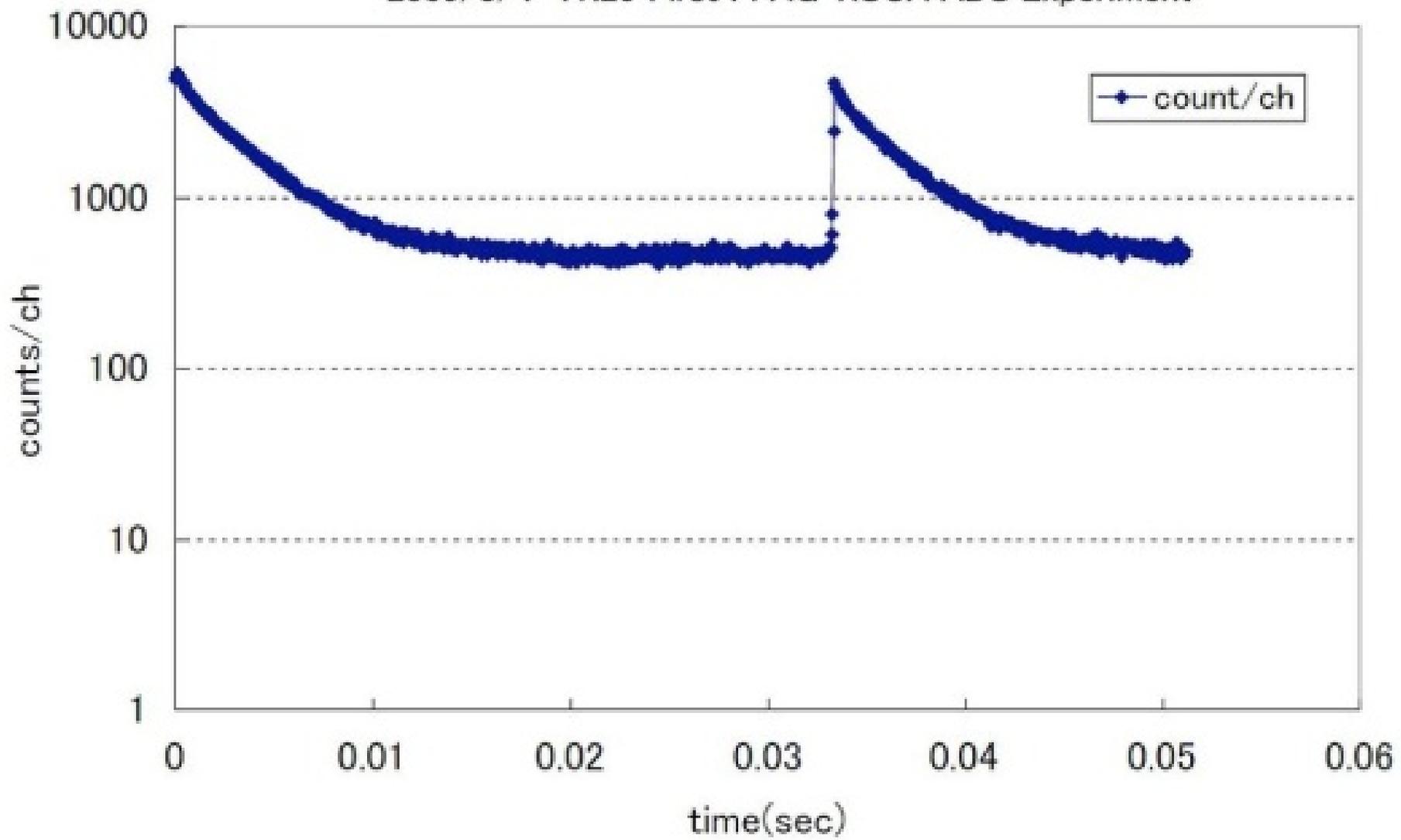
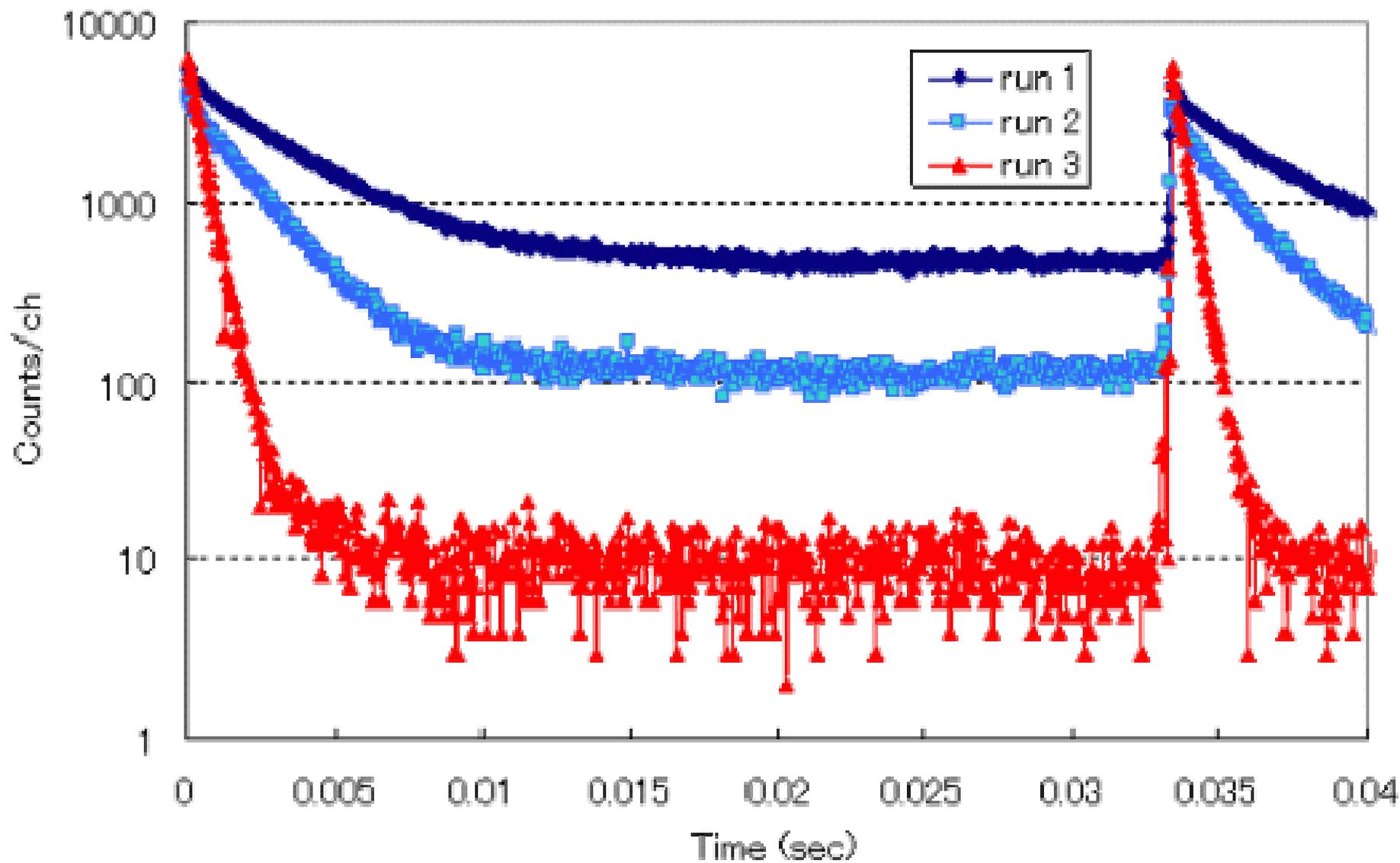


Fig. 1 Top view of the configuration of A-core in the ADS experiments with 100 MeV protons

2009/3/4 17:29 First FFAG-KUCA ADS Experiment



2009/3/4 FFAG-KUCA ADS Experiment





京都大学
国際融合センター

Acceleration of Neuron System
with 200 MHz Processor
at March 2007
Department of Spallation Neutron into R.I.G. Lab



1900

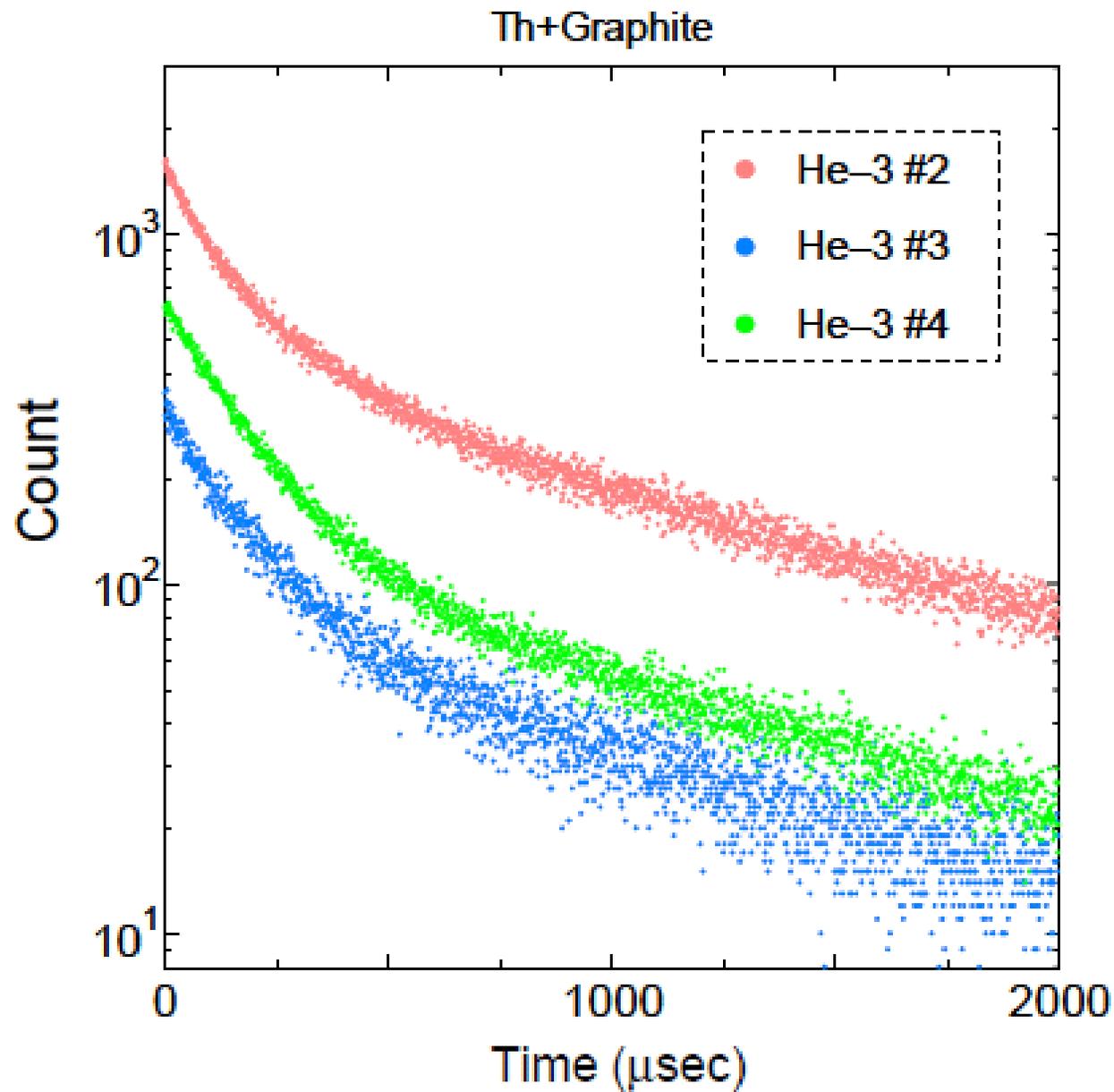


Fig. Results of pulsed neutron method at Th-Graphite core



*Thorium-Loaded
Accelerator-Driven System
with 100 MeV Protons*



3rd March, 2010

*First Injection of Spallation Neutrons into
Thorium Reactor Core in KUCA*



原子力研究開発の分担・連携

学術研究・知的好奇心

(基礎)

利用可能性の研究開発

実用(採算)可能性の研究開発

(応用)

実用・大量生産

Fundamental science

Basic research

Development

Industry

大学理学部

大学工学部

経産省等研究所

民間企業等

京大原子炉実験所

核融合研

JAEA

(産総研等)

(メーカー・電力会社)

連携ネットワーク・プラットフォーム

ADS・核変換

KART

加速器駆動試験研究炉

J-PARC 2期計画

高速炉

常陽

もんじゅ

FaCT

実証炉

商業炉

中性子

J-PARC

JMTR

KUR

JRR3

核融合

LHD

JT60

IFMIF/EVEDA

まとめ

国民の期待に応えること

国民は核エネルギーが役に立つことも放射線が役に立つことも理解している。
しかし、安全に対する不安が課題。

社会学的にはリスク管理の観点から

現在の原発のリスクを説明して、安全に関する正しい理解を求めことも大切。

しかし、工学者としてなすべきことは

原子力システムの安全と放射能の軽減に関する革新的技術の研究開発。

このような革新的技術開発ができる人材を育成すること。

さらに、革新的技術開発の基礎となる物理学研究が必要になる。

現代的意味での原子力と物理学者の関係。

Basic Researchとしての原子力研究の例

代表的な課題: より安全な革新的原子力システムの基礎開発研究
使用済み燃料の放射能の減量化

具体的例: ・安全性の高い加速器駆動未臨界システム、
トリウムサイクルは核兵器に利用されにくく
使用済み燃料の中に長寿命の放射能ができにくい
・核変換による使用済み燃料の放射能の減量

研究用実験装置: **大強度中性子発生用加速器**と**核燃料集合体**の組み合わせ
京大熊取では次期研究炉(中性子源)としてのADSの研究
J-PARCでは核変換基礎研究としてのADSの研究
ポスト「もんじゅ」として上記の実験装置による総合的な研究

なお、発電用の実用原子炉としてはトリウム溶融塩炉も有力候補

ご静聴有り難うございました。

