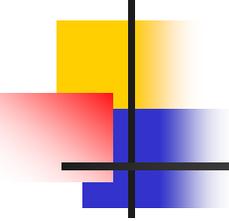


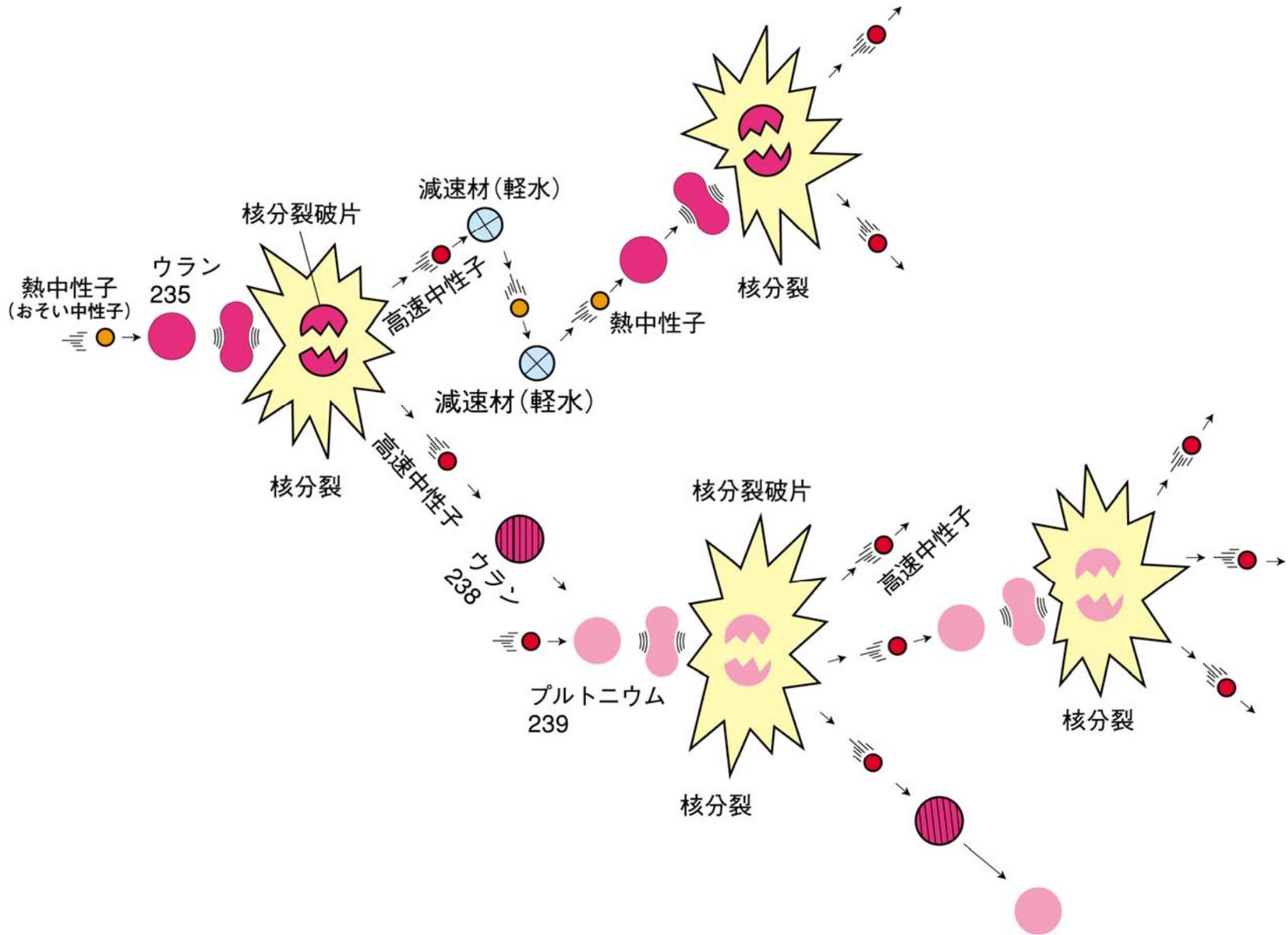
臨界状態と中性子経済



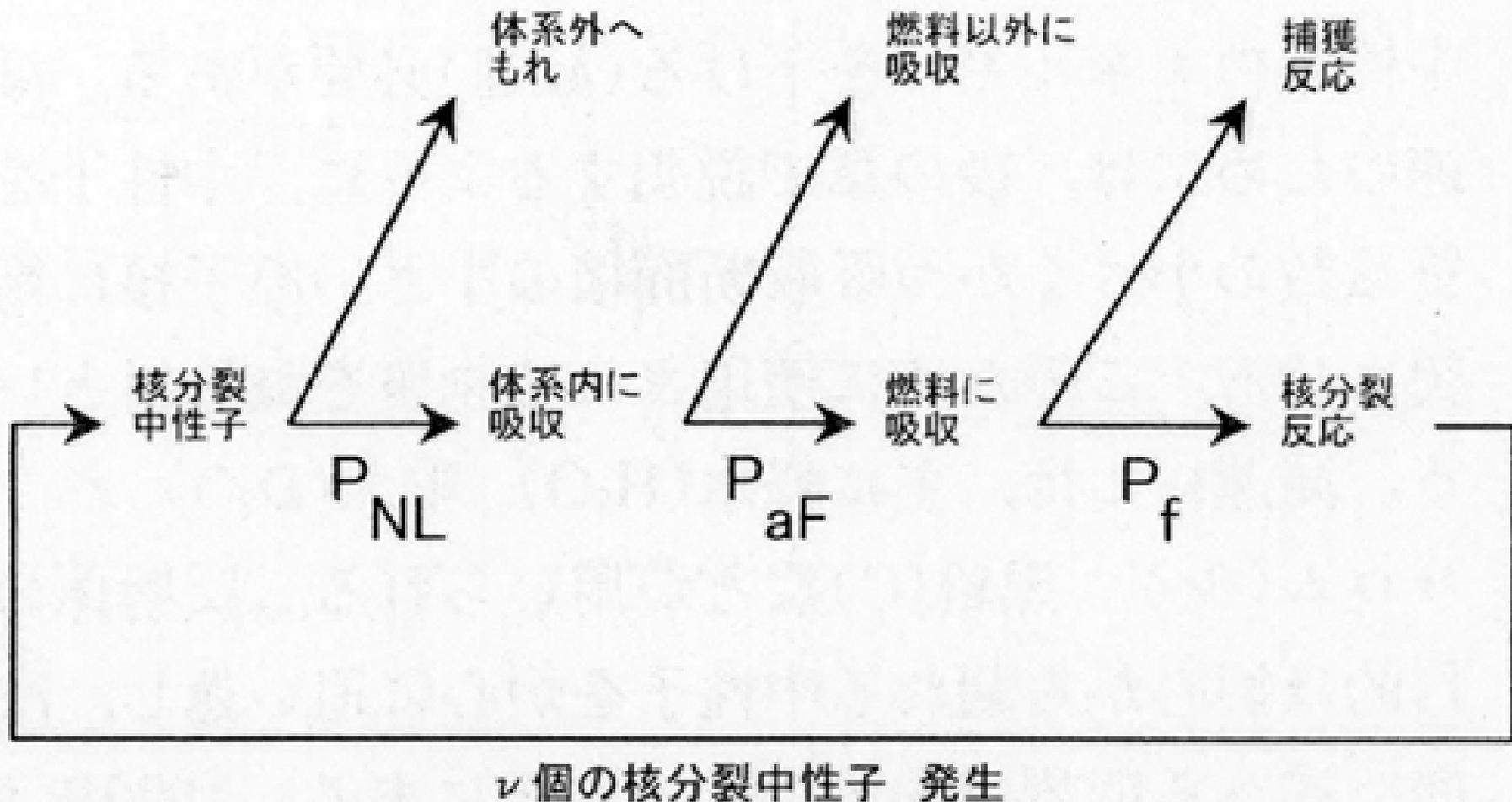
臨界(critical)

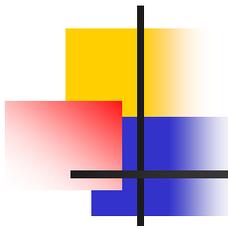
- 原子炉で核分裂連鎖反応が外部から中性子を供給することなしに、時間とともに増えも減りもせず一定に維持される状態を臨界(critical)という。
- 原子炉を実現するためには、臨界状態を実現するための条件を調べる必要がある。
- それには、核分裂で生まれた中性子の一生を考える必要がある。

ウランの核分裂とプルトニウムの生成・核分裂



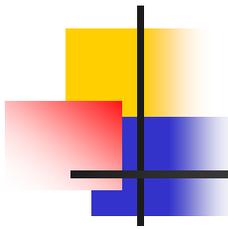
核分裂連鎖反応のサイクル





ある体系中での中性子の挙動

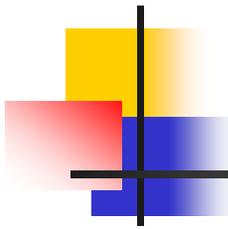
- 核分裂で生まれた中性子は体系から漏れるか体系内に止まるかの何れかである。体系に止まる割合を P_{NL} と書く。
- 体系に止まった中性子は燃料に吸収されるか燃料以外の材料に吸収されるかの何れかである。吸収されるとした場合、それが燃料に吸収される割合を P_{aF} と書く。
- 中性子が燃料に吸収されたとしても、それは核分裂を起すばかりでなく、核燃料物質に放射捕獲される場合がある。中性子が核燃料物質に吸収され、それが核分裂を起す割合を P_f と書く。
- その順に経過して、核分裂を起こすと中性子を ν 個発生することとなる。
- 以下、同じ過程を繰り返す。



世代と増倍率

- 核分裂で生まれた中性子が再び核分裂を起こして次の中性子を生み出すまでの過程の一回り、を世代(Generation)と言う。
- 世代間の中性子の数の比を増倍率(multiplication factor) k と定義する。

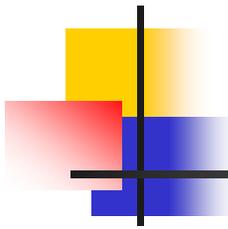
$$k = \frac{\text{ある世代の中性子数}}{\text{その一つ前の世代の中性子数}}$$



臨界未満・臨界・臨界超過

- 増倍率が1より小さい状態、すなわち $k < 1$ の状態を臨界未満 (subcritical)
- 増倍率がちょうど1である状態、すなわち $k = 1$ の状態を臨界 (critical)
- 増倍率が1より大きい状態、すなわち $k > 1$ の状態を臨界超過 (supercritical) という。
- 増倍率 k は、先に定義した三つの量、 P_{NL} 、 P_{aF} 、 P_f および ν を用いて、以下の様に書くことができる。

$$k = \nu \frac{P_f}{P_{aF} P_{NL}}$$



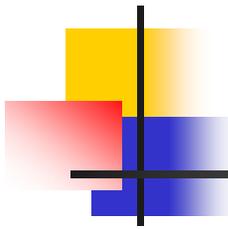
熱中性子利用率

- 燃料のマクロ吸収断面積を Σ_{aF} 、燃料を含む炉のすべての物質のマクロ吸収断面積の和を Σ_a とすると、熱中性子利用率 P_{aF} は両者の比によって以下の通りに表される。

$$P_{aF} = \frac{\Sigma_a^F}{\Sigma_a}$$

- 歴史の初期の頃は、殆どの核分裂が熱中性子によって起こされることを考えていたので、通常この量を熱中性子利用率 (thermal utilization factor) と呼び、 f という記号が用いられている。

$$f = P_{aF}$$



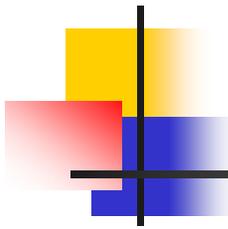
再生率 (reproduction factor)

- 燃料に吸収された時に核分裂を起こす割合 P_f は、次式のように表すことができる。

$$P_f = \frac{\Sigma_f^F}{\Sigma_a^F} \left(= \frac{N \cdot \sigma_f^F}{N \cdot \sigma_a^F} = \frac{\sigma_f^F}{\sigma_a^F} \right)$$

- 核分裂をすると平均 ν 個の中性子が放出されるので、核燃料により中性子を再生され割合 η は、次のように定義される。

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f^F}{\sigma_a^F} = \nu P_f$$

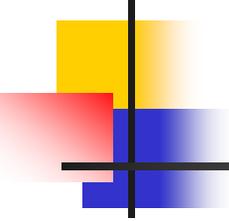


無限増倍率

- 熱中性子利用率と再生率を用いて、増倍率 k を書き直すと、

$$k = \eta f P_{NL}$$

- P_{NL} は原子炉の形にも依存するのでその評価は困難である。そのため、まず無限に大きい原子炉を考え、 $P_{NL} = 1$ とする。この場合の増倍率を無限増倍率 k_{∞} (infinite multiplication factor) という。
 $k_{\infty} = \eta f$



無限増倍率

- P_{NL} は必ず1以下である、すなわち $P_{NL} < 1$ であるから、 $k_{\infty} > 1$ でない限り原子炉が臨界となることはない。
- この k_{∞} は、原子炉の大きさ・形状に無関係で、原子炉の構成材料の性質（配置）のみによって決まる量である。
- ただし、炉心の大きさ・形状が変わると、中性子スペクトルが変化するため、厳密には k_{∞} も変化する。

休 講 届

平成 22年 5月6日

システム情報工学研究科長 殿

所 属 構造エネルギー工学専攻

氏 名 阿部 豊

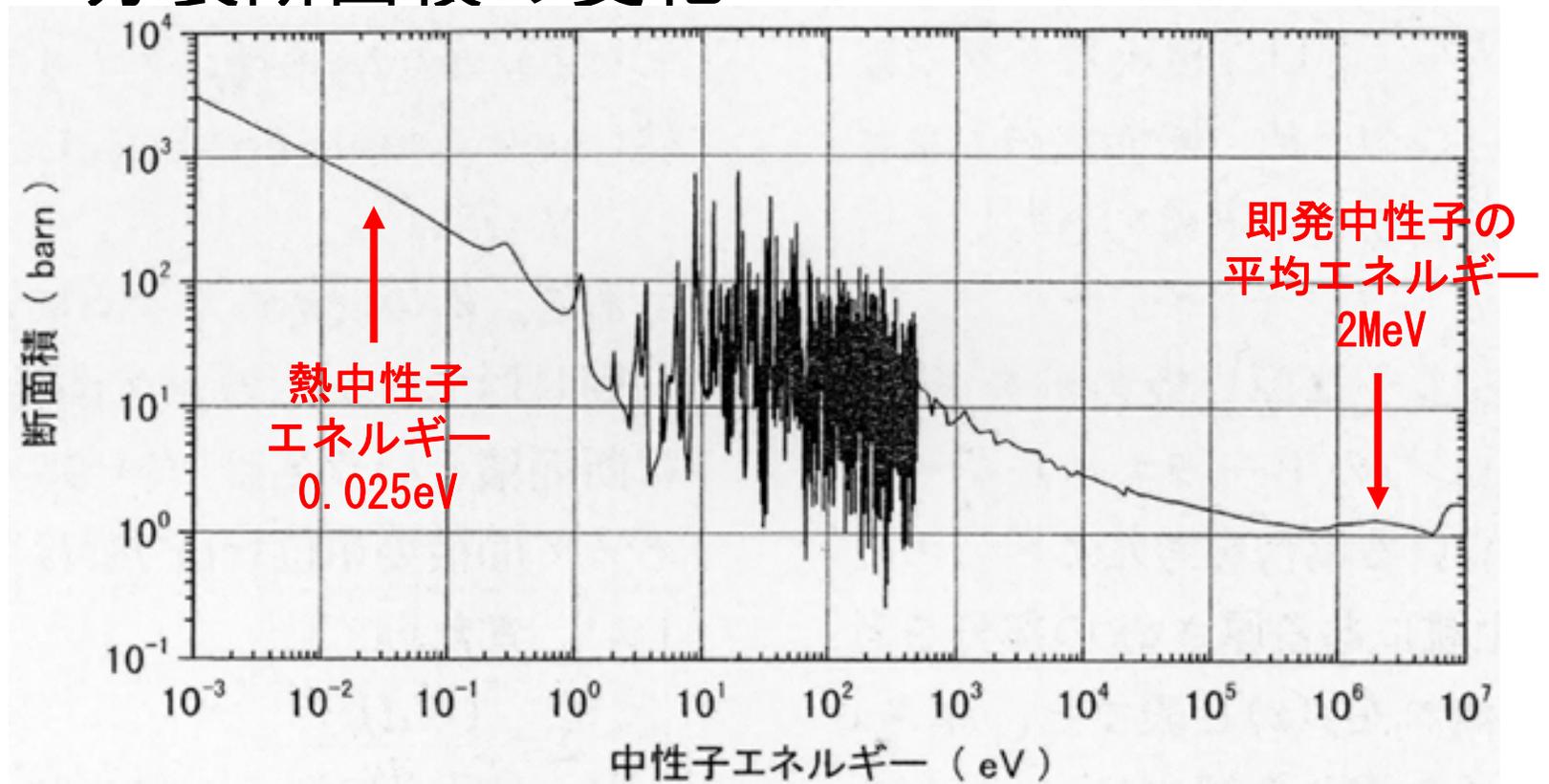
休 講 月 日	平成 22年 5月21日(金)から 平成 22年 5月21日(金)まで	理 由	教官国際会議出席
------------	--	-----	----------

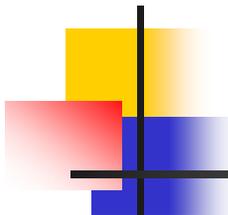
科目番号	授 業 科 目 名	曜時限	教室	対象学群・学類	代講または補講計画
01CM421	原子炉工 学特論	金1・2	3B203	システム情報 工学研究科構 造エネルギー 工学専攻	別途連絡する

断面積のエネルギー変化

— 質量の大きな核 —

- 入射中性子エネルギーに対する ^{235}U の核分裂断面積の変化



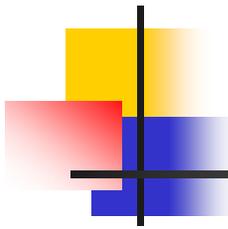


高速中性子核分裂係数

- 平均2MeVというエネルギーを持ち放出される核分裂中性子によって²³⁸U等などの核が核分裂することを考える必要がある。この核分裂は、その世代の中性子の数(減速を始める前の中性子の数)を少し多くする。この効果を表す量を、高速中性子核分裂係数(fast fission factor)と呼び、次のように定義する。

$$\varepsilon = \frac{\text{核分裂による全核分裂中性子数}}{\text{熱中性子核分裂による核分裂中性子数}}$$

- この量は極めて1に近く、殆どの場合 $\varepsilon = 1.03$ から1.15の間にある。

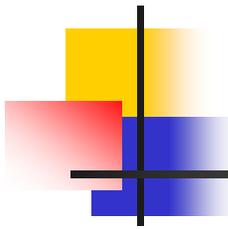


共鳴を逃れる確率

- 中性子が核分裂中性子エネルギーから熱中性子エネルギーにまで減速される間に吸収されて失われることを考慮しなくてはならない。この吸収は、主に ^{238}U のような重い核種による共鳴吸収によるので、この係数を共鳴を逃れる確率 (resonance escape probability) といい、 p で表す。

$$p = \left(\begin{array}{l} \text{減速を始めた中性子のうち捕獲されずに} \\ \text{熱中性子領域まで減速される割合} \end{array} \right)$$

- この量は、燃料と減速材の割合に大きく依存するとともに、非均質の場合には、その形状・配置に依存する。軽水減速炉の場合には、0.6から0.8程度の値をとる



4因子公式と6因子公式

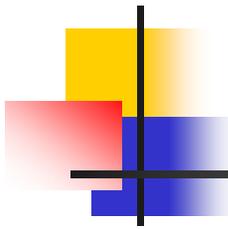
- 以上を総合すると、無限増倍率 k_{∞} は

$$k_{\infty} = \varepsilon p \eta f$$

と書ける。(4因子公式)

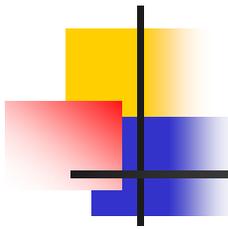
- 中性子が漏れない確率 P_{NL} を、高速中性子の漏れない確率 P_{FNL} と熱中性子が漏れない確率 P_{TNL} に分け、増倍率を次のように書き直すこともある。(6因子公式)

$$k = k_{\infty} P_{NL} = \varepsilon p \eta f P_{FNL} P_{TNL}$$



臨界状態の達成

- $k_{\infty} > 1$ のとき、 P_{NL} がある大きさになれば、 $k=1$ すなわち臨界状態を実現できる。
- P_{NL} は中性子の漏れの割合（生成中性子に対する割合）を表す量であるから、原子炉からの中性子の漏れの割合をうまく制御すること（通常は、極力小さくする）により、臨界状態を得ることができる。
- ある体系の代表的な長さ、たとえば立方体の辺の長さを L とすると、中性子の漏れは L^2 に比例し、一方で、中性子の発生は L^3 に比例するから、漏れの割合/発生の割合は $1/L$ に比例すると考えられる。
- したがって、適切な L 、そして P_{NL} を与えるような大きさを持つ原子炉を設計すれば、原子炉を臨界状態にすることができる。



臨界量

- 増倍率 $k=1$ を実現するようなLに対応する原子炉の体積を臨界体積 (critical volume) という。
- 臨界体積中にある核燃料物質の量を臨界質量または単に臨界量 (critical mass) という。
- 中性子の漏れは体系の形によって違うので、同じ性質の材料を用いても立方体と円柱状の原子炉では臨界量は異なる。
- 体系の形が球形の場合に同じ体積に対する漏れの割合が最も小さくなるので、球形炉心に対する臨界量が最小臨界量となる。

CP-1の試運転

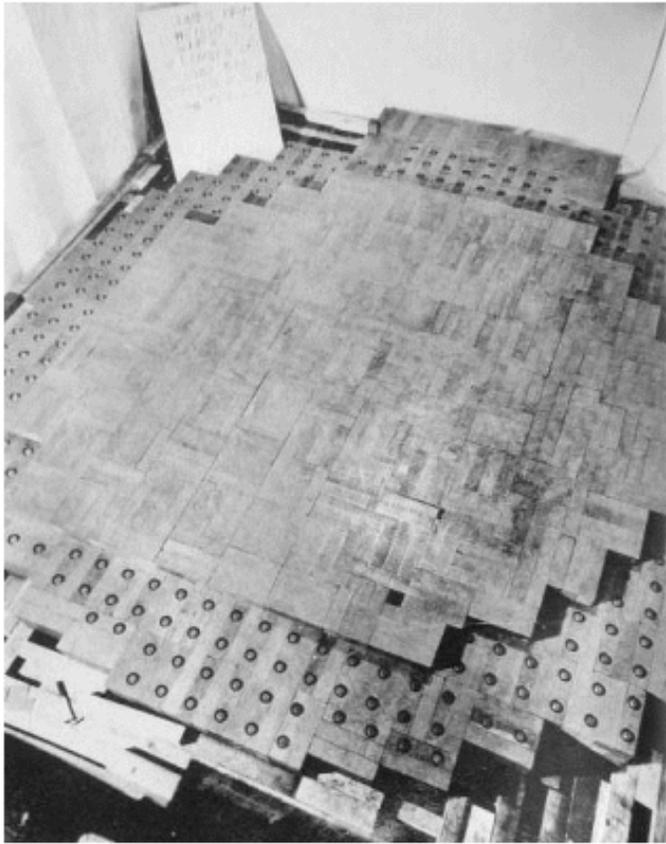
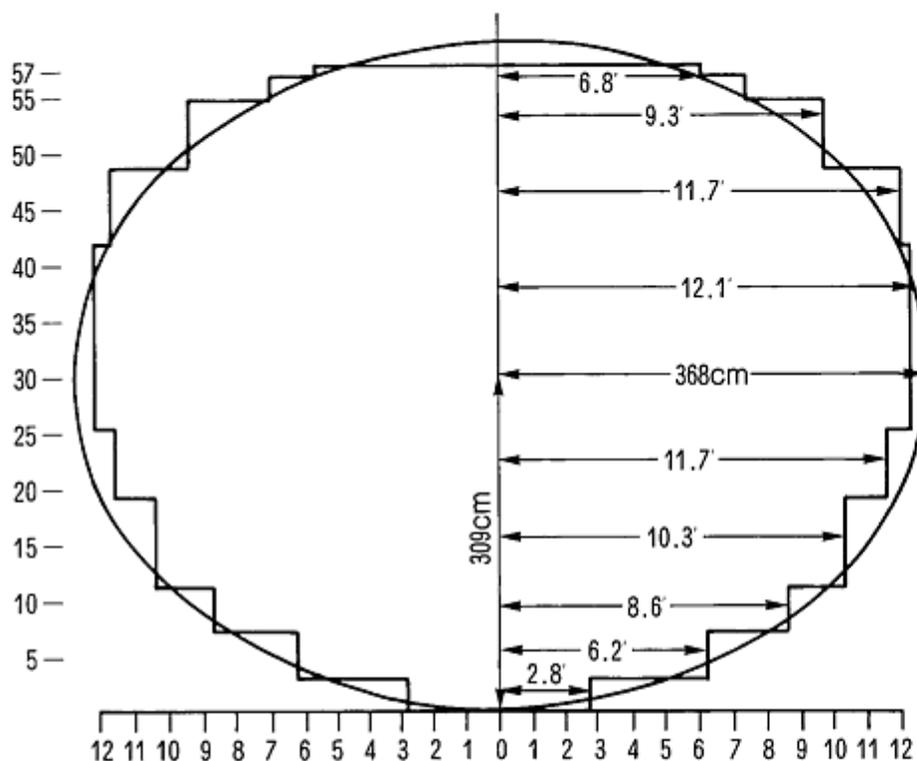


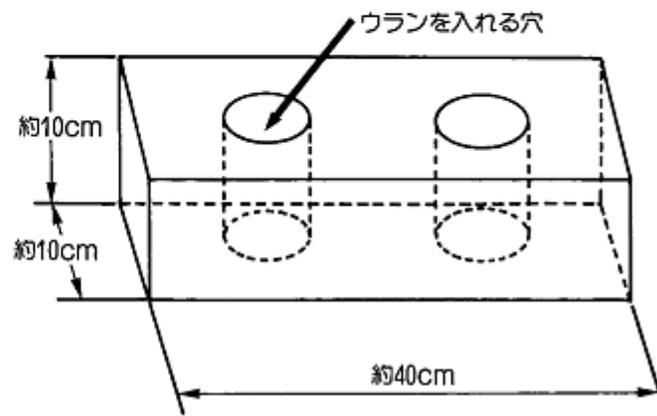
図2 人類最初の原子炉CP-1

[出典] Daniel Cohen: The Manhattan Project,
Millbrook Press, Inc., 1999

- ウラン燃料約42トン、黒鉛減速材350トン、制御棒にはカドミニウム板とボロン含有鋼鉄板が用いられた。
- 原子炉の開発に参加した43人が試運転に立ち会った。フェルミを始め、コンプトン、シラード、ウィグナー、ジンなど有名な学者も含まれていた。試運転はフェルミの総指揮の下に行われた。



(a) 断面図

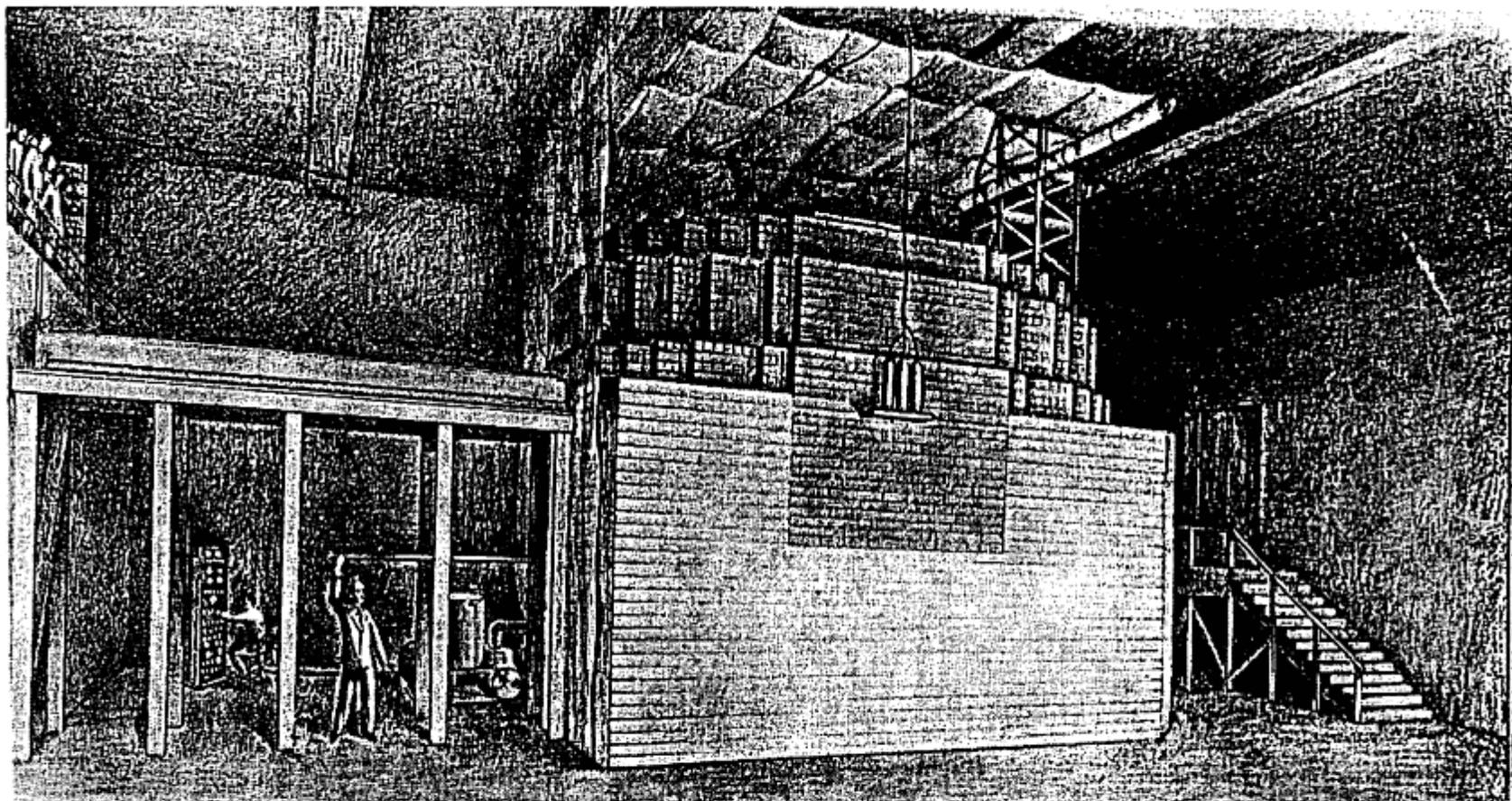


(b) フェルミの使った黒鉛ブロック

ウランを埋め込んだ黒鉛ブロック[(b)に示す]を扁平球状[(a)に示す]に積上げる。

図3 CP-1の構造図

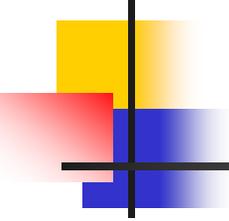
(Ref. 6)



左側の人が動かそうとしているのが制御棒。
天井から吊り下げられている三本の棒状の
ものが中性子束測定用検出器。

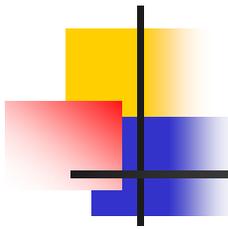
図4 CP-1の見取り図

(Ref. 6)



核分裂によって発生するエネルギー

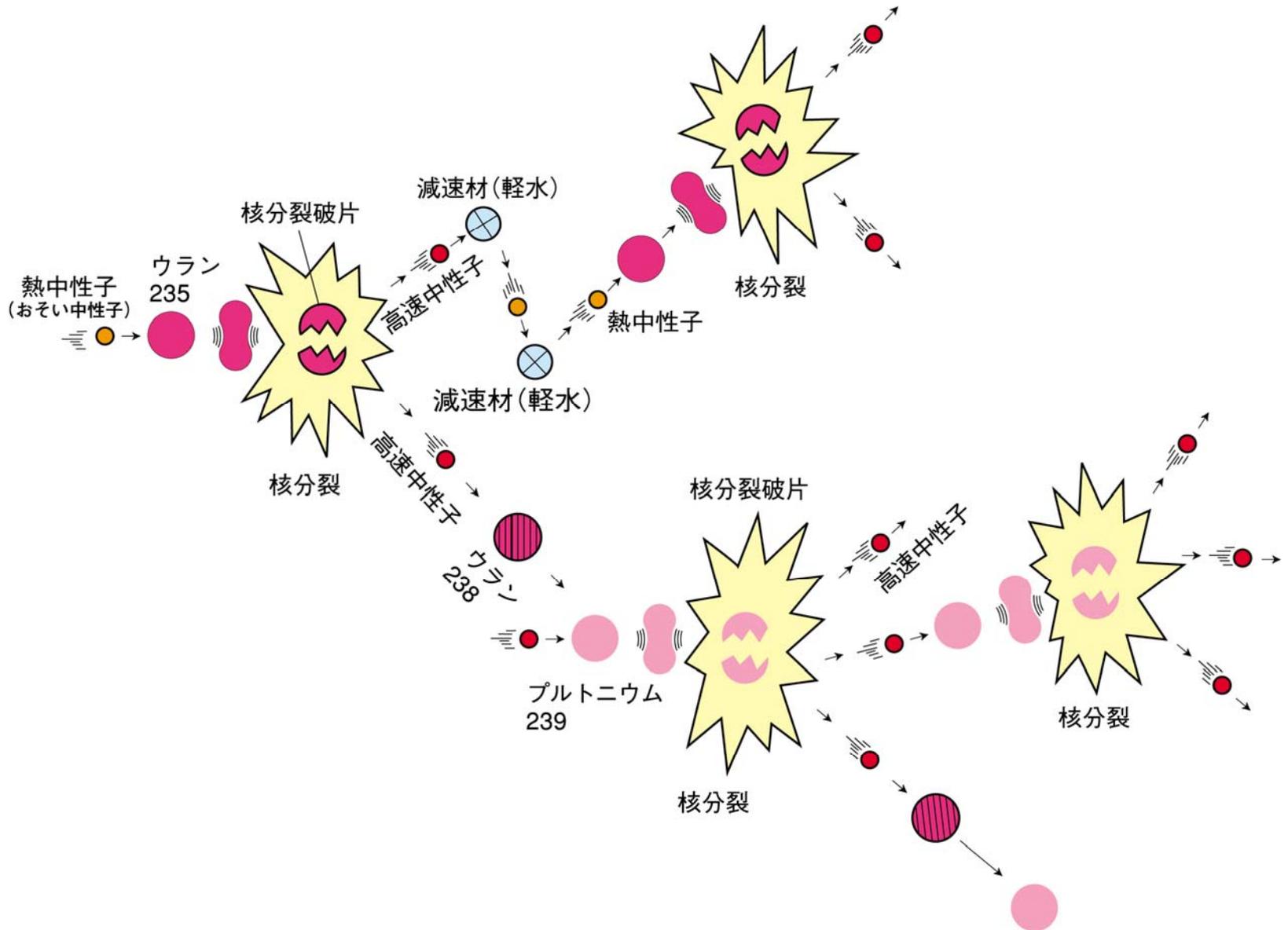
- 1核分裂毎に約200MeVのエネルギーが原子炉内で熱として放出される。このエネルギーは、
- $200(\text{MeV}) \times 1.602 \times 10^{-13} (\text{J/MeV}) = 32.0 (\text{pJ})$
のエネルギーに相当する。
- 1Jのエネルギーを得るために必要な核分裂数は、
 $1/32.0 (\text{pJ}) = 3.12 \times 10^{10}$ である。
- 1gの ^{235}U ($=2.56 \times 10^{21}$ 個)がすべて核分裂を起こすと、
 $2.56 \times 10^{21} \times 32.0 (\text{pJ}) = 8.21 \times 10^{10} (\text{J})$
 $\doteq 2.28 \times 10^7 (\text{Wh}) \doteq 1 (\text{MWd})$
のエネルギーが放出される



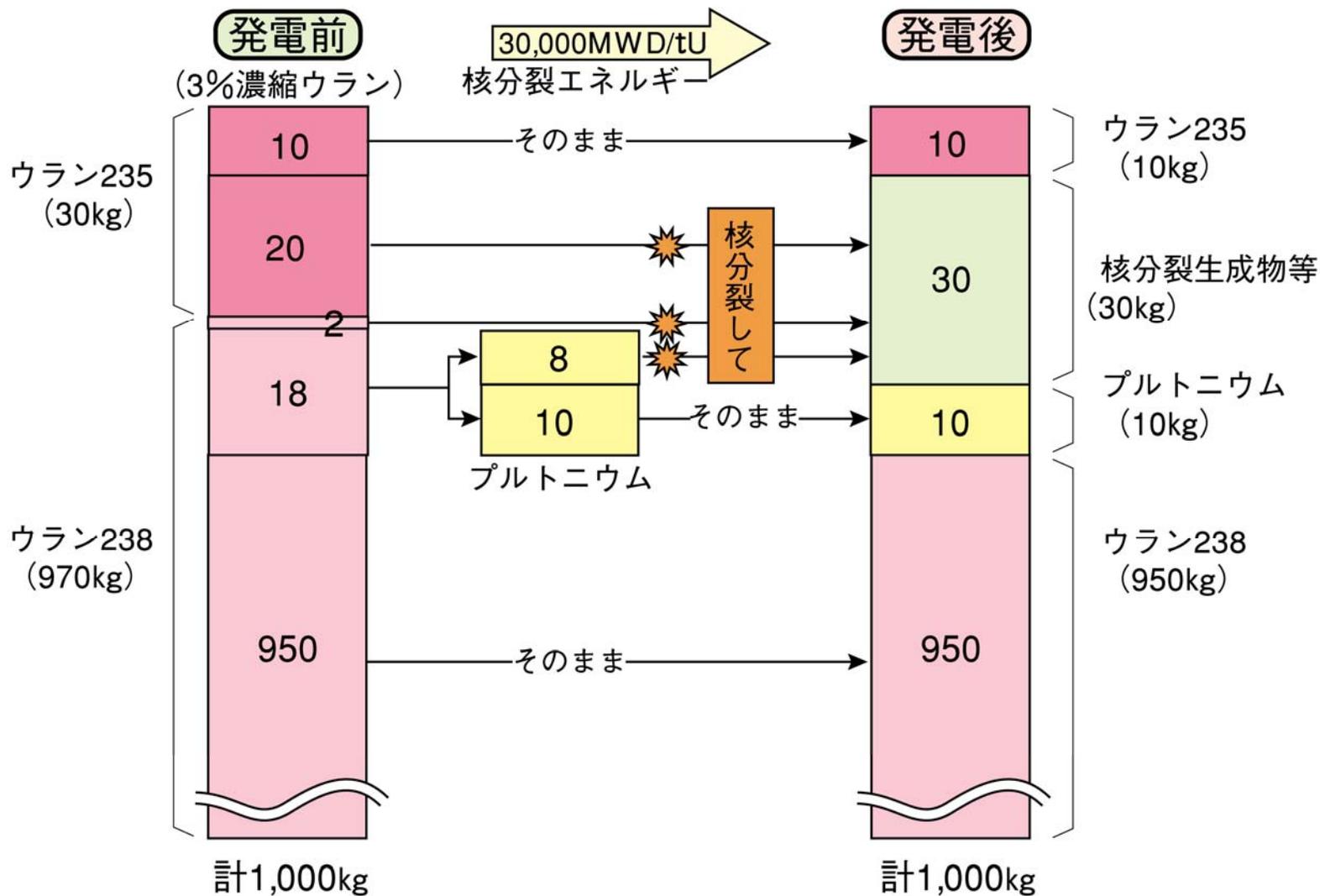
燃焼度 (Burn-up)

- 1 (MW)で運転している原子炉は、1日に1gの ^{235}U を消費する。
- 燃料1トンあたりのエネルギー放出量は、
- $1 \text{ (MWD/g)} = 10^6 \text{ (MWD/T)} = 1000 \text{ (GWD/T)}$
- 燃料が1%燃焼した時、
“1パーセント燃焼度” = $10,000 \text{ (MWD/T)}$
= 10 (GWD/T)
- 3パーセント濃縮ウランを燃焼させた場合の最大燃焼度は、理論上 $30,000 \text{ (MWD/T)} = 30 \text{ (GWD/T)}$

ウランの核分裂とプルトニウムの生成・核分裂



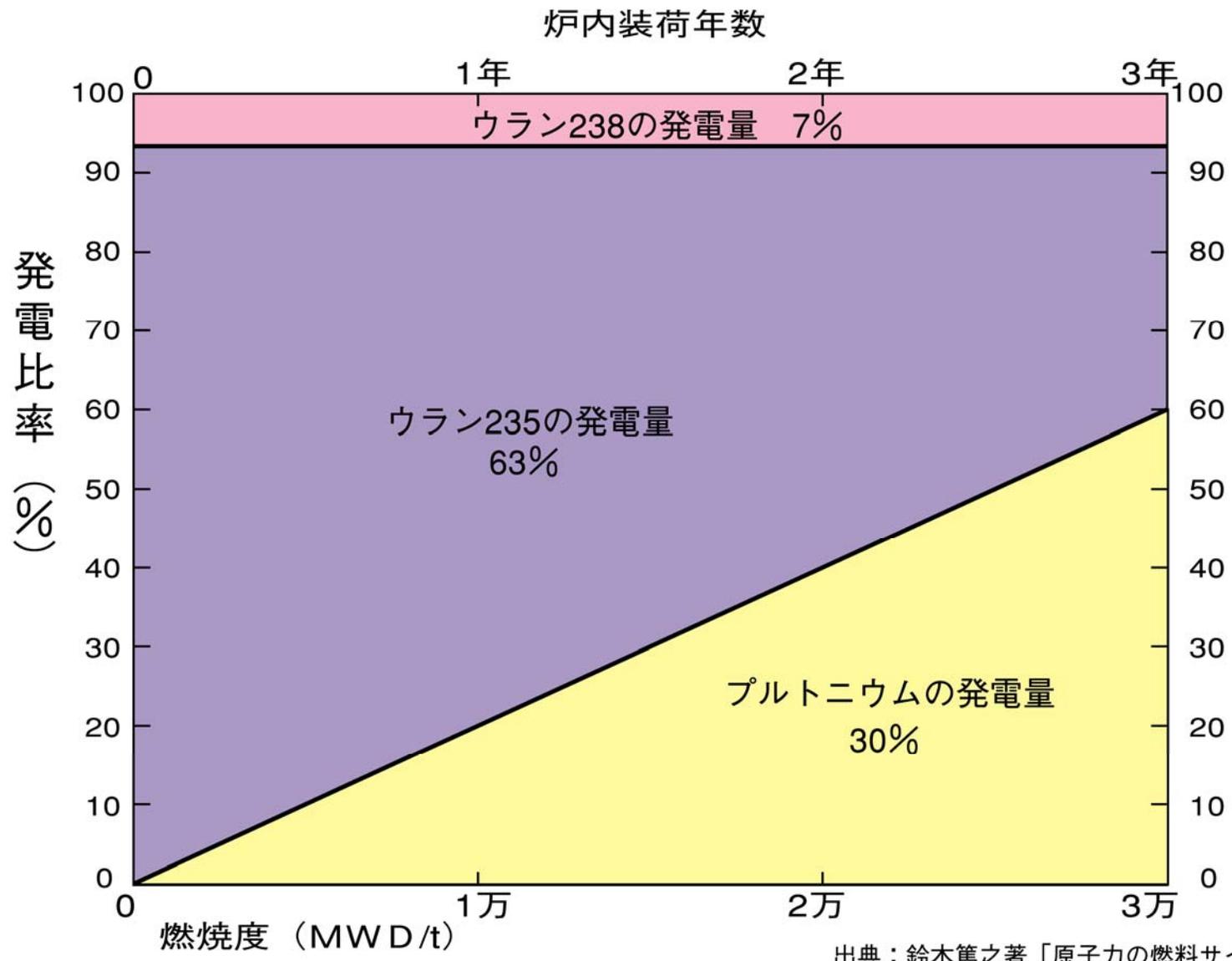
ウラン燃料の核分裂による変化



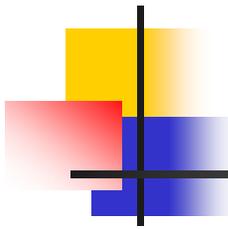
(注) 熱1MWD → 電気8,400kWh (1,000kW × 0.35 × 24時間)

出典: 鈴木篤之著「原子力の燃料サイクル」

軽水炉内のプルトニウムの発電割合

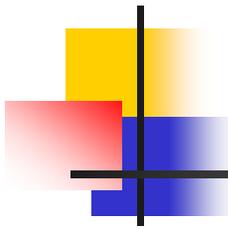


出典：鈴木篤之著「原子力の燃料サイクル」



転換 (conversion)

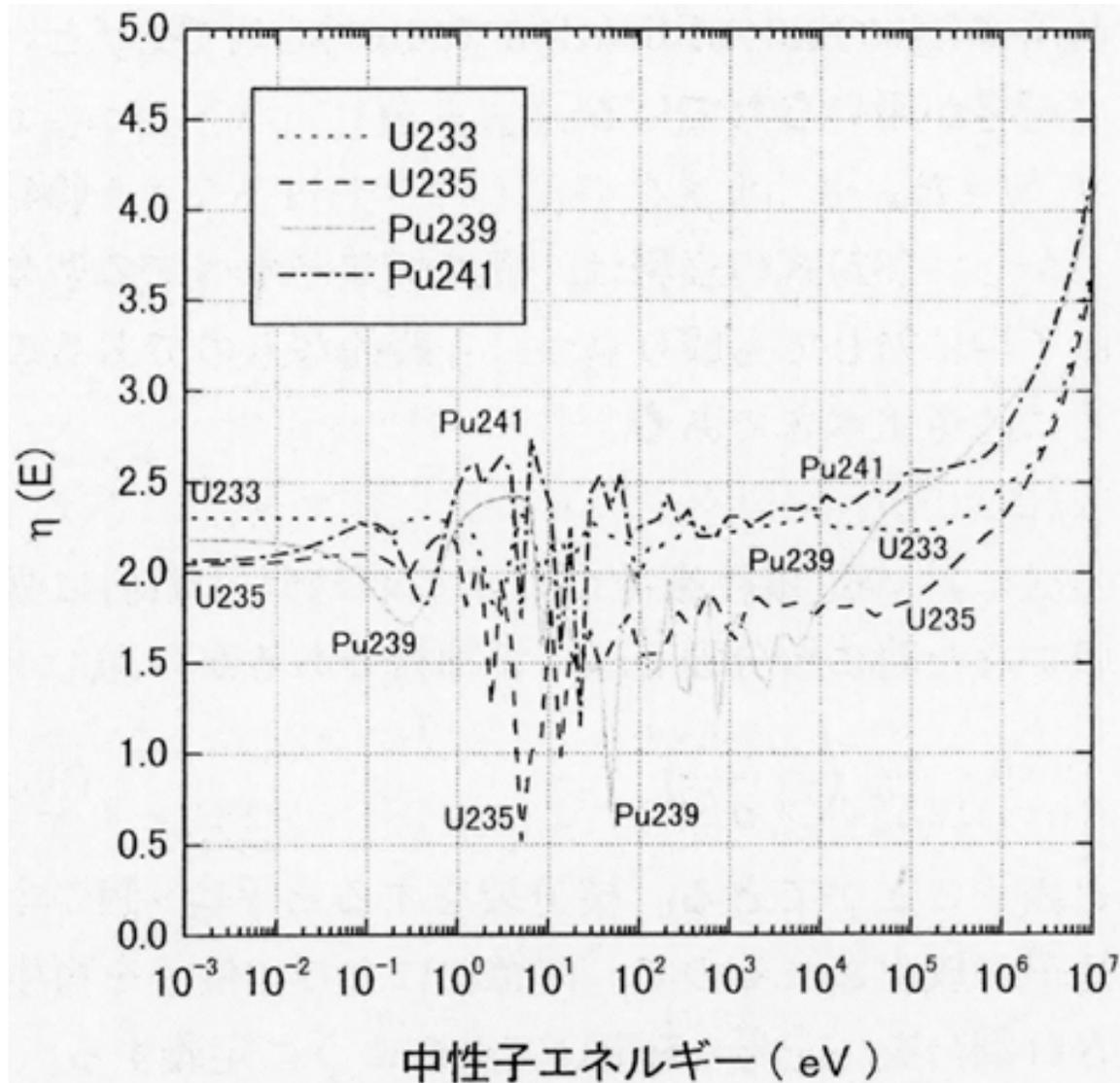
- 遅い中性子で核分裂を起すのは天然ウランの僅か約0.7%しかない ^{235}U のみである。
- しかしながら、1個の中性子が燃料に吸収されると η 個の中性子が生まれる。
- そのうち1個の中性子は核分裂連鎖反応を維持するのに必要である。
- もし残りの $\eta - 1$ 個の中性子を ^{238}U や ^{232}Th に吸収させて熱中性子で核分裂を起こす ^{239}Pu や ^{233}U を作れば、利用できる核燃料物質の量を増すことが期待できる。
- これを転換 (conversion) といい、現実には原子炉の中では、 ^{238}U を中心にこの反応が起っている。

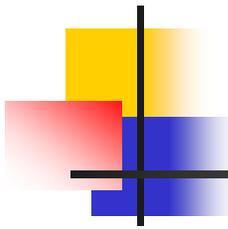


増殖 (breeding)

- $\eta - 1$ が1より大きいとき、すなわち η が2より大きいときには、核分裂性核種が1個消費されるのに対し、2個以上の核分裂性核種が作られることになる。
- その場合、消費した核燃料物質以上の核燃料が得られることになる。
- これを増殖 (breeding) と呼び、これを目指した原子炉が増殖炉である。

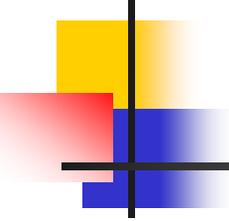
η の中性子エネルギーに対する変化 (出典: JENDL3.2)





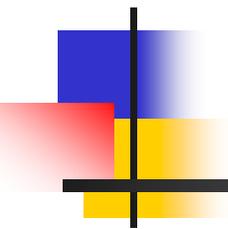
熱中性子利用率のエネルギー依存性

- 熱中性子に対する η は、 ^{235}U や ^{239}Pu に対しては2を僅かに超える程度であり、さらにその上のエネルギーでは η が2より遥かに小さくなる領域があるので、中性子の漏れや、構造材・冷却材への吸収を考えると増殖をさせることは難しい。
- しかし、中性子のエネルギーが100keV以上になると η はエネルギーとともに急激に大きくなっており、 $\eta > 2$ の状態が比較的容易に実現できる可能性があることがわかる。特に ^{239}Pu はこの傾向が著しい。

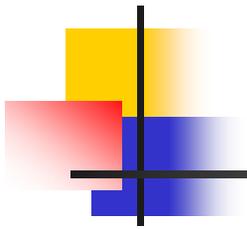


高速増殖炉

- 増殖を実現するためには原子炉の中性子エネルギーを100keVより高く保つのが有望な手段である。
- この方法を用いて、 $\eta > 2$ を実現することを狙った原子炉を高速増殖炉と呼んでいる。
- 高速増殖炉では、中性子エネルギーを100keVより高く保つために、中子を減速させる材料を用いることはできない。
- このため、現在、主に考えられている高速増殖炉では、冷却材として普通ナトリウムが用いられている。
- 更に高い中性子エネルギー領域で核分裂断面積が小さくなることから、濃縮度の高い燃料を使う必要がある。
- このことから経済性の面で原子炉の単位体積当りの出力を高くすることが要請される。



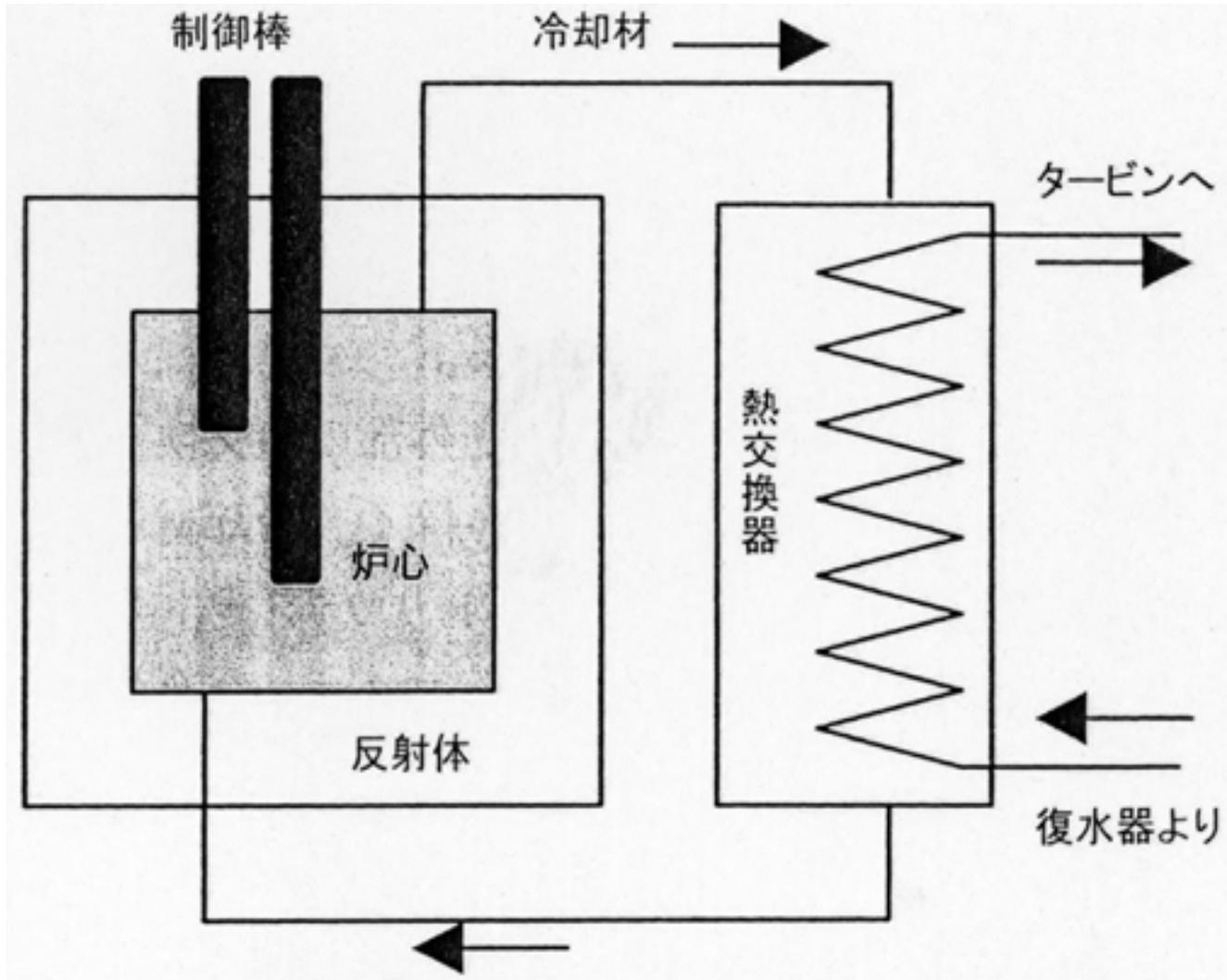
原子炉の構成と分類

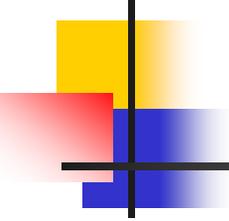


原子炉の基本構成

- 原子炉は、基本的に核分裂反応を起させる炉心とそれを取り囲む反射体から構成される。
- 反射体の目的は炉心から漏れる中性子を炉心に追いつ返し、次節で述べる臨界量を節約することにある。
- ^{235}U の核分裂断面積は中性子エネルギーが低い方が大きいので、少ない核燃料物質で核分裂連鎖反応を起させるには、核分裂で生じた平均2MeVの中性子のエネルギーを下げる(減速)必要がある。
- 減速のためには、中性子を質量数の小さくかつ吸収断面積の小さい原子核に衝突させる。
- このために使用される物質を減速材という。減速材には、主に軽水(H_2O)、重水(D_2O)、ベリリウム(Be)、黒鉛(C)などが用いられる。反射体の目的は炉心から漏れる中性子を炉心に追いつ返し、次節で述べる臨界量を節約することにある。

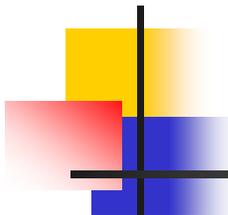
冷却系を含む原子炉の概念図





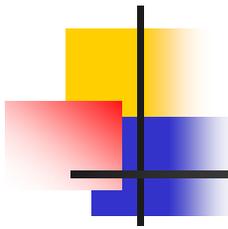
冷却系と熱の取り出し

- 原子炉で発生した熱は、炉心と外部の熱交換器の間を循環する冷却材によって取り除く。
- 冷却材としてこれまでに軽水、重水、液体ナトリウム(ナトリウム・カリウム合金を含む)、鉛(鉛・ビスマス合金を含む)、ある種の有機材等の液体や、空気、CO₂、He等の気体が用いられてきた。
- 発電を行うには発生した熱を熱交換器で冷却材から水に移して水蒸気を作ることが必要である。ただし、炉心で直接水蒸気を作ることも可能である。



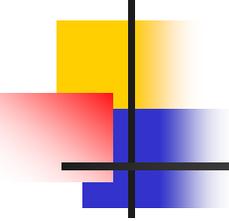
炉心の構成

- 均質炉： 燃料と減速材（冷却材）を一様に混合して用いる原子炉
- 非均質炉： 燃料と減速材、冷却材を分けて用いる原子炉
- 多くの場合非均質炉が用いられている。
- これは、特に天然ウランや低濃縮ウランを燃料に用いる場合、燃料と減速材を非均質に配置することによって、燃料で発生した中性子をまず減速材に移し、減速中に中性子が ^{238}U に衝突して起る共鳴吸収の可能性を減らして核分裂反応の維持のために中性子をより有効に用いる効果がある。



炉心構造材

- 燃料と冷却材の他、原子炉の炉心内には、燃料と冷却材を分離する被覆材、燃料の取り扱いを容易にするためのスペーサーなどの燃料集合体構成材料や燃料集合体の位置を固定するための炉心格子板などが必要となる。
- これらを合わせて構造材と呼ぶ。
- 構造材としては中性子吸収断面積の小さいアルミニウム合金、ジルコニウム合金が主に使われるが、強度と中性子吸収の兼ね合いからステンレスが使われることもある。



制御棒

- 原子炉を制御するためには原子炉内の中性子数を増減させなくてはならない。
- そのためには、普通、炉心に中性子を吸収しやすい物質（主に、ボロンやハフニウム等）を含む材料でできた制御棒を駆動装置につけて出し入れしている。

原子炉の分類方法

(1) 核分裂を起こすエネルギーによる分類

- 高速中性子炉 (fast reactor)
- 中速中性子炉 (intermediate reactor)
- 熱中性子炉 (thermal reactor)

原子炉の分類方法

(2) 核燃料による分類

- 天然ウラン (^{235}U 0.7%)
- 低濃縮ウラン (^{235}U 5% 以下)
- 中濃縮ウラン (^{235}U 5% ~ 20%)
- 高濃縮ウラン (^{235}U 約20% 以上)
- プルトニウム
- ウラン233

原子炉の分類方法

(3) 熱除去方法による分類

- 冷却材のみ
- 冷却材(減速材)と燃料の混合物質
- 減速材兼冷却材

原子炉の分類方法

(4) 使用目的による分類

- 研究用
- (船舶)推進用
- 熱源用
- 電力発生用
- 同位体製造用

原子炉の分類方法

(5) 燃料と減速材の組み合わせによる分類

- 均質型
- 非均質型

原子炉の分類方法

(6) 原子炉構成のための材料による分類

- 減速材
- 冷却材
- 構造材
- 反射体
- 遮蔽材

表1 原子炉の炉型と中性子減速材・原子炉冷却材の組合せ

中性子減速材	原子炉冷却材	炉型	燃料
軽水 (軽水炉)	軽水(非沸騰)	PWR(加圧水型炉) ロシア型VVER(加圧水型炉)	低濃縮ウラン・酸化物 低濃縮ウラン・酸化物 西欧型PWRと異なる点: 六角燃料集合体、横置 蒸気発生器
	軽水(沸騰)	BWR(沸騰水型炉)	低濃縮ウラン・酸化物
重水 (重水炉)	軽水(沸騰)	SGHWR (蒸気発生重水炉)	低濃縮ウラン・酸化物
	軽水(沸騰)	CANDU-BLWR (沸騰軽水冷却重水減速炉) * SGHWRと実質的に同じ	低濃縮ウラン・酸化物
	重水(非沸騰)	CANDU-PHWR(加圧重水炉) * 単にCANDUとも呼ぶ	天然ウラン・酸化物
	気体(炭酸ガス)	GCHWR(ガス冷却重水炉)	天然ウラン金属または 低濃縮ウラン・酸化物
黒鉛 (黒鉛炉)	気体(炭酸ガス)	GCR(ガス冷却炉)	天然ウラン金属
	気体(炭酸ガス)	* マグノックス炉とも呼ぶ	
	ヘリウム	AGR(改良型ガス冷却炉)	低濃縮ウラン・酸化物
	軽水(沸騰)	HTGR(高温ガス冷却炉) RBMK(軽水冷却黒鉛減速炉) * LWGRとも呼ぶ	低濃縮ウラン・酸化物 低濃縮ウラン・酸化物
—	液体金属	FR(高速炉) FBR(高速増殖炉)	低濃縮ウラン/プルト ニウム・混合酸化物

表2 世界における運転中の原子力発電設備炉型別シェア一覧

1999年12月31日現在(万kW, グロス電気出力)

国・地域	加圧水型* 軽水炉(PWR)		沸騰水型** 軽水炉(BWR)		重水炉 HWR		軽水冷却黒鉛 減速炉(LWGR)		ガス炉 GCR,AGR		高速炉 FR		合計	
	出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数
米国	6,835.5	69	3,228.5	34									10,064.0	103
フランス	5,963.8	54									25.0	1	5,988.8	55
日本	1,936.6	23	2,555.1	28	16.5	1							4,508.2	52
ドイツ	1,556.6	13	664.3	6									2,220.9	19
ロシア	959.4	13	6.2	1			1,130.0	14			60.0	1	2,155.6	29
英国	125.8	1							1,291.5	34			1,417.3	35
韓国	1,093.7	12			277.9	4							1,371.6	16
ウクライナ	1,181.8	13					100.0	1					1,281.8	14
カナダ					1,061.5	14							1,061.5	14
スウェーデン	284.0	3	698.2	8									982.2	11
スペイン	625.8	7	149.1	2									774.9	9
ベルギー	599.5	7											599.5	7
台湾	190.2	2	324.2	4									514.4	6
ブルガリア	376.0	6											376.0	6
スイス	177.2	3	154.2	2									331.4	5
リトアニア								300.0	2				300.0	2
フィンランド	102.0	2	174.0	2									276.0	4
中国	226.8	3											226.8	3
スロバキア	218.0	5											218.0	5
南アフリカ	193.0	2											193.0	2
インド			32.0	2	152.0	8							184.0	10
ハンガリー	184.0	4											184.0	4
チェコ	176.0	4											176.0	4
メキシコ			130.8	2									130.8	2
アルゼンチン					100.5	2							100.5	2
ルーマニア					70.6	1							70.6	1
スロベニア	66.4	1											66.4	1
ブラジル	65.7	1											65.7	1
オランダ	48.1	1											48.1	1
アルメニア	40.8	1											40.8	1
パキスタン					13.7	1							13.7	1
合計	23,226.7	250	8,116.6	91	1,692.7	31	1,530.0	17	1,291.5	34	85.0	2	35,942.5	425
電気出力の割合(%)	65		23		5		4		4		0		100	
基数の割合(%)	59		21		7		4		8		0		100	

*ロシア型PWR(VVER)を含む。 ** ABWRを含む

【出典】日本原子力産業会議(編):世界の原子力発電開発の動向 1999年次報告、(2000年5月)、p.51