

## <概要>

トリウム<sup>232</sup>が中性子を吸収して生ずる核分裂物質ウラン<sup>233</sup>を燃料とする原子炉をトリウムサイクルの原子炉（トリウム炉）という。ウラン<sup>233</sup>は熱中性子領域で最良の核分裂性核種であり、熱中性子増殖炉となる可能性を持っている。トリウムを有効利用できれば核燃料資源は非常に増大する。しかし、熱中性子増殖炉とするためには核分裂生成物や構造材料による無駄な中性子吸収（寄生吸収）および漏れを極力減らすことが必要であり、このことを考慮すると中性子工学的に望ましい炉型は（1）熔融塩炉、（2）重水炉、（3）高温ガス炉、（4）軽水炉の順となると考えられる。ただし、今日まで増殖の可能性を実証したのは加圧水型軽水炉である SHIPPING ポート炉（LWBR）のみである。最近ではトリウム炉は核拡散抵抗性が高いこと、超アクチニド元素ができてにくいこと、加速器駆動炉として有望なこと等の見地から研究が進められている。以下にトリウムサイクルの特徴およびトリウム炉の例について述べる。

## <更新年月>

2007年08月

## <本文>

### 1. トリウムサイクルの特徴

トリウム（Th）は、アクチニド元素の中で地殻中に最も多く存在する元素（ウランの5倍以上）である。天然に存在するトリウムはほとんどが<sup>232</sup>Th（半減期 $1.41 \times 10^{10}$ 年）である。<sup>232</sup>Thは約1.6MeV以上の高速中性子に対してのみ核分裂を起こす。<sup>232</sup>Thが中性子を吸収して生ずる<sup>233</sup>Thは、図1に示す壊変により、<sup>233</sup>U（半減期 $1.59 \times 10^5$ 年）となる。<sup>233</sup>Uは核分裂性核種である。Thから<sup>233</sup>Uを製造し、これを核燃料として使用する原子炉をThサイクルの原子炉（トリウム炉）という。<sup>233</sup>Uは、図2に示すように $\eta$ （中性子が燃料原子に1個吸収される毎に生ずる平均の核分裂中性子の数）が0.025eV中性子に対して2.28と大きく（<sup>235</sup>Uでは2.08、<sup>239</sup>Puでは2.12）、また共鳴領域でもあまり小さくならないので、熱中性子炉の増殖炉となることが期待される。

熱中性子増殖炉は高速増殖炉に比べて、核分裂物質のインベントリーが少なくてすむ利点がある。Thサイクルは、（1）核燃料資源の増大、（2）<sup>235</sup>U等の核分裂物質の利用の効率化、（3）<sup>235</sup>U濃縮設備への要求の低減、（4）Th燃料はU燃料よりも照射特性が良く、腐食抵抗性が高く、安全上有利、等の理由から原子力開発の当初多くの研究が行われた。しかし、増殖のためには $\eta$ のより大きなPuの高エネルギー核分裂を利用する高速増殖炉が有利であること等のため、その後関心は低下した。1980年代に核拡散防止の立場から、すなわち<sup>233</sup>Uは天然（または、劣化）ウランと混合することにより化学的には分離ができなくなること、および<sup>233</sup>Uの生成に伴って生ずる<sup>232</sup>Uの娘核に<sup>208</sup>Tlのような高エネルギー $\gamma$ 線を放出する核種があり、再処理が困難になるという理由から関心が一時高まったが、ウラン資源が乏しくトリウム資源に恵まれているインドを除くと意欲的な研究開発は行われていない。

今日、Thサイクルで運転されている原子炉は存在せず、また<sup>233</sup>Uを主な燃料とする原子炉もごく限られている。しかし、IAEAではThを利用することにより、（1）Puおよび高次アクチニド核種の生成が少ない、（2）U燃料より高燃焼度が期待される、（3）リサイクルせずにPuを燃焼させることによって解体核兵器のPuおよび原子力発電に伴って生ずるPuの蓄積を減らせる可能性がある、（4）Th燃料の方がU燃料より融点が高くかつ熱伝導率が大きいので安全性の向上が図れる、（5）Th燃料の使用により原子炉の余剰反応度、温度係数、ボイド係数等の安全に関する特性の改善が図れる、（6）核拡散抵抗性が高い、（7）Th燃料サイクルを加速器駆動システムや核

融合炉システムと結合させて<sup>233</sup>Uの増殖や長寿命の放射性核種の消滅を図ることができる、等の理由により研究の推進を図っている。

Thサイクルを利用した熱中性子増殖炉とするには、核分裂生成物や<sup>233</sup>Uに核変換する前の<sup>233</sup>Pa、減速材、構造材等による中性子の寄生吸収や漏れによる中性子の損失をできる限り小さくする必要がある。このような観点から、中性子工学的に望ましい炉型は、(1) 溶融塩炉、(2) 重水減速炉、(3) 高温ガス炉、(4) 軽水炉の順と考えられる。しかし、Thから<sup>233</sup>Uを製造するには、初めに<sup>235</sup>UもしくはPuからの核分裂中性子を用いざるを得ず、これまでに増殖を立証したシステムは加圧水炉である米国の SHIPPINGPORT 炉のみである。

## 2. 溶融塩炉 (MSBR : Molten-Salt Breeder Reactor)

LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub>の溶融塩は融点が約500℃であり、これを黒鉛で減速する形式の炉は途中に燃料処理系を置くことにより、主に核分裂生成物や<sup>233</sup>Paの寄生吸収を防げるため、高い転換比(～1.25)を得ることが可能で、また高温のため高い熱効率が期待できるので米国オークリッジ国立研究所で研究され、熱出力7.4MWのMSREが建設され、1967年から2年半にわたり649℃の燃料温度で運転された。このうち最後の約1年は<sup>233</sup>Uを燃料として運転された。この成果に基づき1973年にEbasco社を中心とするグループから電気出力1000MWのMSBRの設計が発表された。このシステムの概念図を図3に示す。設計ではこのシステムの転換比を1.06としている。当時の技術では、700℃以上の高温液体である溶融塩を使った発電システムに十分に耐える材料の実用化に見通しがなかったこと、アイナー-8 (ハステロイ-N) という材料が有望であったが、実用化には多くの課題が残されていたこと、α線に加え強いγ線が発生するトリウム溶融塩を冷却材として使用するため、嚴重な遮へいと遠隔操作が必要なことなど、実用化には多くの開発課題があった。

## 3. 重水炉 (HWR : Heavy Water Reactor)

重水を減速材とする原子炉の中で最も中性子経済が良いのは均質型の炉で、当初UO<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>-D<sub>2</sub>Oの溶液を用いる水性均質炉がORNLで研究され、わが国においても臨界実験装置が建設されたが、技術的困難のため研究が中止された。しかし、オランダKEMA研究所では直径約5μmのUO<sub>2</sub>、ThO<sub>2</sub>の粒子を2t%スラリー状に重水に懸濁させて循環させるタンク状の原子炉を建設し、運転している。燃料の一部を再処理プラントに導いて核分裂生成物を除去し、また<sup>233</sup>Paが<sup>233</sup>Uに壊変するための時間を取ることでより良い転換率(1.02)が得られる。ただし、炉の出入口温度は295→325℃、圧力は160気圧で、高い熱効率は期待できない。

重水炉としてこれまでに最も成功したのは、カナダ型の**圧力管型天然ウラン炉**(CANDU)である。この型の原子炉は肉厚の圧力管を用いるため、構造材による中性子の寄生吸収が大きい、運転中の燃料交換が可能で反応度抑制に中性子毒物(中性子吸収材)を使用する必要があるため、この短所は相殺され、種々の核燃料サイクルが可能となる。カナダでは、CANDU炉にTh燃料を装荷する燃料サイクルを検討している。これには大別して2つのオプションがある。

1つは生じた<sup>233</sup>Uを新燃料にリサイクルする方法、もう1つはThを装荷した燃料を再処理せずに廃棄する方法(ワンススルー法、OTT)である。Thは熱中性子吸収断面積が<sup>238</sup>Uに比べて大きいので、Thサイクルでは新燃料として低濃縮(たとえば～1.8%)UもしくはPuを用いる必要がある。Th/<sup>233</sup>Uリサイクルでは、天然ウラン資源を90%まで節約できる、という計算結果が得られている。

OTTの場合、U燃料とTh燃料を別々の集合体としてTh燃料の炉内滞在時間を長くすることにより、Thを利用する方が天然Uを節約ができる可能性がある。一般的にはUを濃縮するためのU資源の消費の方が大きく、むしろ、OTTの利点は**使用済燃料**が将来<sup>233</sup>Uの宝庫となること、としている。インドにおける同様な検討は、OTTによるU資源の節約には<sup>235</sup>UやPu等を補充する必要があることを示している。

インドでは、(1) 天然ウランを燃料に重水炉(PHWR)を運転し、使用済み燃料を再処理してプルトニウムを生産、(2) 高速増殖炉を建設・運転してプルトニウムを増殖し、途中から<sup>232</sup>Thを装荷して<sup>233</sup>Uを生産、(3) 新型重水炉(AHWR)あるいは加速器駆動システム(ADS)によるトリウム・サイクルの確立を目指している。このため、豊富なThの核的性質を最も有効に利用することを目的とした新型重水炉(AHWR)を設計中であり、核特性試験用の臨界集合体の建設を進めている。この炉は熱出力750MW、電気出力220MWのインド型圧力管型重水炉に基づいているが、圧力管を縦置きにして軽水で冷却し、炉内で沸騰させて直接サイクルの水蒸気を用いる原子炉である。すなわち、CANDU炉でリサイクルをする場合、最初に装荷した<sup>233</sup>Uと等量の<sup>233</sup>Uを取り出そうとすると、燃料燃焼度が11～12GWd/tとなり経済的でない。そこでインドの重水炉では燃料クラスターを稠密にして中性子スペクトルを硬化させ、燃料ピンの一部にPuを使用して燃料燃焼度を20GWd/tまで増すものである。中性子スペクトルが硬化するため軽水を冷却材に選ぶことができ、また、縦型の沸騰軽水冷却により崩壊熱を100%自然循環で取れることから受動的

安全を確保できる。この炉の設計の主要諸元を表1に示す。なお、インドでは出力平坦化の目的でThO<sub>2</sub>棒を2基の原子力発電所に装荷している。

#### 4. 高温ガス炉（HTGR：High Temperature Gas-cooled Reactor）

高温ガス炉は減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガス（He）を用いる原子炉で、運転温度が高く、熱効率が軽水炉より高い。また、黒鉛の大きな熱容量により減圧事故を考えても炉心溶融の可能性が低いこと、大きな負のドップラー効果により炉心安定性が高いこと等の長所がある。Thサイクルの見地からは、U（-235）O<sub>2</sub>とThO<sub>2</sub>の小球（直径～0.6mm）を熱分解炭素（またはSiC）で被覆して核燃料生成物を閉じ込められるように燃料を設計する。この小球をたどん型の球状にしたペブルベッド型と、プリズム状の黒鉛柱に充填した型の燃料体が開発されている。高温ガス炉は増殖炉とはならないが、転換比が高く取れ（～0.8）、燃焼度を極めて高くすることが期待され、下記の原子炉で試験が行われてきた。

（1）AVR（ドイツ）：電気出力15MWの原子炉で、Th1360kgを含む約295,000個の小球を入れて1988年までに127,000時間運転され、150GWd/tの燃焼度を達成している。

（2）ドラゴン炉（英国）：熱出力20MW、原子炉冷却材のHe出口温度950℃の実験炉でTh/U（高濃縮<sup>235</sup>U）＝10/1の炉心を741fpd（全出力運転日数）に亘り照射している。

（3）ピーチボトム炉（米国）：電気出力40MWの実験炉で1967～75年の間、高濃縮U（HEU）/Thの燃料サイクルで運転された。

（4）THTR-300（ドイツ）：熱出力750MW、電気出力300MWの原型炉で、炉心直径5.6m、炉心高さ5.8m、反射体厚さ1.0mで、直径24.8m、高さ25.5mのプレストレスコンクリートの圧力容器に格納されている。93.5%濃縮<sup>235</sup>U/Thの675,000個の小球からなる燃料を用いて1986年より3年間運転された。

（5）フォートセントブレイン（FSV）炉（米国）：ThとHEU（高濃縮ウラン）サイクルによる炉として、熱出力842MW、電気出力300MWで設計された。燃料はThCとUCの小球をSiO<sub>2</sub>と熱分解炭素で被覆したもので、Thにして約25トンの燃料が製造された。

図4にFSV炉の概念図を、図5に被覆燃料粒子、燃料コンパクト、燃料要素を示す。濃縮度の平均は約5%である。炉心は直径5.97m、高さ4.76mで反射体厚さは1.2mである。原子炉および冷却系は直径15m、高さ32mのプレストレスコンクリートの圧力容器に収納される。加圧Heは炉心を下方向に流れ、次に、炉心の外側に置かれた蒸気発生器中を上方向に流れる。Heの温度は約725℃で、ほぼ現行の火力発電所と同程度の熱効率が得られる。ただし、この炉は主に経済上の理由により1989年に運転終了し、廃炉となった。上記各炉の被覆燃料粒子の諸元を表2にまとめて示す。

#### 5. 軽水炉（LWR：Light Water Reactor）

軽水炉へのTh燃料の使用を目的としてリンゲンのBWR（ドイツ）、アングラのBWR（ブラジル）等でTh/Pu燃料の試験が行われたが、Thサイクルが増殖炉と成り得ることを実証したのは Shippingport のPWRのみである。この炉の炉心は図6に示すような六角柱状のシードアンドブランケット燃料集合体を12体、図7に示す炉心に配置したものである。各燃料集合体は、ジルカロイ被覆管の中にThO<sub>2</sub>-U（-233）O<sub>2</sub>のペレットを入れた燃料棒（外径0.306インチ：0.777cm）のシード部と太目の燃料棒（外径0.571インチ：1.450cm）のブランケット部から構成されている。

シード部の<sup>233</sup>Uの濃縮度は4.3～5.2%、標準ブランケットは1.2～2.0%、出力平坦化ブランケットは1.6～2.7%である。炉心の外側を厚さ20cmのThのみから成る反射体ブランケット（外径0.8インチのThO<sub>2</sub>）が取り囲む。軸方向ブランケットはシード部をThのみ、ブランケット部は炉心部のブランケットと同一としている。燃料集合体のうち、中央の3体は大型炉の燃料集合体を模擬し、外側の9体は出力平坦化のため<sup>233</sup>Uの割合を多くしてブランケット領域もやや大きくしている。

炉の制御は燃料モジュールのシード部の燃料を移動させて行い、毒物による吸収を避けている。すなわちシードが炉心から出ると中性子の漏れが増し反応度が下がる。漏れた中性子はブランケットで吸収されるので無駄にはならない。<sup>233</sup>Uの装荷量は501kg、Th装荷量は42,056kg、増殖比は1.2%と見積もられている。この炉は電気出力72MWで1957年より1982年まで成功裡に運転された。

インドで稼働中のラジオグラフィー用の中性子源炉KAMINI（熱出力30kW、1996年12月運転開始）は、外寸62×62×275mmの箱状アルミ枠にAl被覆したAl-20wt%U（-233）合金板状燃料（幅62mm、厚さ2mm、ミート部1mm）8枚を装入した燃料集合体9体から構成されており、反射体はBeO、<sup>233</sup>Uの重量は600gである。

最近では現行のPWRに大きく手を加えずに核兵器からの解体Puを燃焼させる研究が日本、イスラエル等で行われている。日本原子力研究開発機構では、Puを80%以上（<sup>239</sup>Puの場合98%）燃



焼することのできるPuO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgOの岩石型燃料を研究しており、イスラエルでは、図8のように現行の17×17のPWR燃料集合体の中心11×11（制御棒25本を含む）をシード部、周辺各3列をブランケット部とし、MOXのUの代りにThを用いて原子炉級Puの生成を防ぐ研究している。またフランスでは、Thの使用により、マイナーアクチノイドの生成を減らす可能性、Puのより有効な利用の可能性の有無を目的として検討がなされている。

#### 6. 加速器駆動炉（ADR：Accelerator Driven Reactor）

近年高エネルギー加速器技術は長足の進歩を遂げ、1GeV以上の大電流高エネルギー陽子を鉛ビスマス、あるいは、トリウム等のターゲットに入射し、核破砕反応によって、多数の中性子を発生させることが可能となった。この中性子をTh燃料のみからなる未臨界体系に入射すれば、Pu等の核分裂性物質の核分裂に頼らずにThから<sup>233</sup>Uを生成させることができるため、トリウムサイクルの導入期において活用が検討されている。トリウム溶融塩炉においても加速器駆動を適応する研究が行われているが、今日では詳細な設計を行うには基礎データが不足であり、基礎的な研究段階に留まっている。

（前回更新：2000年3月）

---

### <関連タイトル>

インドの原子力開発と原子力施設 (14-02-11-02)

イスラエルの原子力開発と原子力施設 (14-07-03-01)

溶融塩炉 (03-04-11-02)

宇宙炉 (03-04-11-03)

プルトニウム生産炉 (03-04-11-04)

地域暖房炉（熱供給炉） (03-04-11-06)

海上立地浮体式原子力発電所 (03-04-11-07)

低減速スペクトル炉の炉概念 (03-04-11-09)

低減速軽水炉の研究開発 (03-04-11-10)

---

### <参考文献>

(1) 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会：トリウムサイクル-研究開発の現状と発展の道-、日本原子力学会（1980年10月）

(2) J.J.Duderstadt, L.J.Hamilton（著）、成田正邦、藤田文行（訳）：原子炉の理論と解析（上）、現代工学社（1980年）、p.69

(3) S.Glasstone, A.Sesonsuke：Nuclear Reactor Engineering, Van Nostrand Reinhold Co.（1994）、p.766-772

(4) P.G.Boczar et al.：THORIUM FUEL-CYCLE STUDIES FOR CANDU REACTORS, IAEA主催「トリウム燃料の利用；傾向と選択」に関する諮問者会合提出論文（ウィーン、1998年9月）

(5) R.G.Block：THE LIGHT WATER BREEDER (LWBR) PROGRAM, THORIUM FUEL REACTORS, THE ATOMIC ENERGY SOCIETY OF JAPAN（1985年2月）、p.7-14

(6) C.S.Pasupathy et al.：Proc. Indo-Japan Seminar on Thorium Utilization,（ボンベイ、1991年12月）、p.241-248

(7) A.Galperin, et al.：A Competitive Thorium Fuel Cycle for Pressurized Water Reactors, Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems（テルアビブ、1998年6月）Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems（テルアビブ、1998年6月）、p.637-646

(8) K.Balakrishnan：Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems（テルアビブ、1998年6月）、p.664-672

(9) M.F.Trojanov et al.：Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems（テルアビブ、1998年6月）、p.681-688

(10) 藤井晴雄・森島淳好（編）：原子力発電プラントデータブック 1994、日本原子力情報センター（1994.8）、p.656（Shipping Port炉について）

(11) 京都大学原子炉実験所ホームページ：<http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/shiroya-lb/>

(12) 資源エネルギー庁：原子力発電所の仕組み、「トリウム溶融塩発電方式」はなぜ日本で検討もされず、本格実施に向けて採用されないのか

(13) 原子力委員会：国際問題懇談会（第2回）資料第2号（2006年06月23日）、インドの原子力研究・開発・利用の現状、

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/mondai/siryo/mondai02/siryo2.pdf>

(14) IAEA (編) : Directory of Nuclear Reactors Vol.IX Power Reactors, IAEA (1971) ,  
p.187

---

表1 インドで検討中の新型重水炉（AHWR）  
の主要な諸元

原子炉出力、MW(th)	750
電気出力、MW(e)	220
燃 料	
ピン数	52
Pu装荷ピン数	8
Th-U <sup>233</sup> ピン数	44
MOX中のPuの割合、%	4.5
Th中のU <sup>233</sup> の割合	自然転換できまる
冷却材密度 g/cm <sup>3</sup>	0.50～0.55
全チャンネル数	428
シード入りクラスター数	344
Th-233のみのクラスター数	84
燃料交換ゾーン数	3
格子ピッチ、cm	29.4
燃料全長、cm	350
減速材、反射材	D <sub>2</sub> O
カランドリア半径、cm	430
調整棒数	4
調整棒による反応度、mk	56.3

[出典]K.Balakrishnan:Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems  
(テルアビブ, 1998年6月), p.669

# 表2 既存の高温ガス炉の被覆燃料の諸元

原子炉		ピーチボトム		フォートセントブレイン		AVR		THTR-300			
項目											
燃料核											
化学形		(Th, U)C <sub>2</sub>		(Th, U)C <sub>2</sub>		ThO <sub>2</sub>		(Th, U)C <sub>2</sub>		(Th, U)O <sub>2</sub>	
Th/U比		5/1		4.25/1		—		5/1		10/1	
直径(μm)		100～400		150～250		300～500		400		400	
被覆層											
形式		BISO		TRISO		BISO		BISO		BISO	
低密度PyC		—		50		50		50		70	
高密度PyC		55		20		120		120		110	
SiC		—		20		—		—		—	
高密度PyC		—		40		—		—		—	

下記の出典をもとに作成した

[出典] 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会：トリウムサイクル  
— 研究開発の現状と発展の道—、日本原子力学会(1980年10月)、p.148

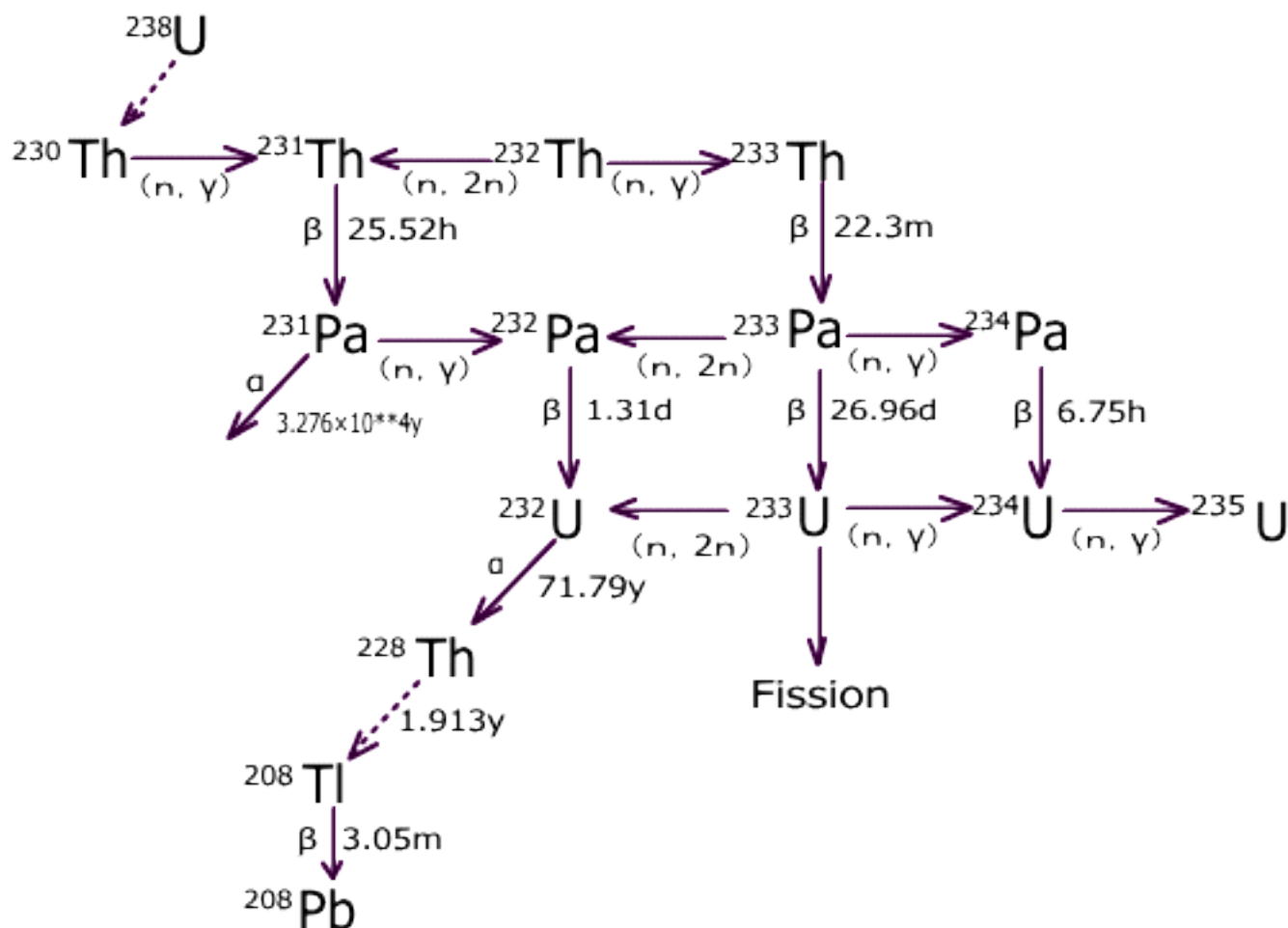


図 1 トリウムサイクル

[出所]京都大学原子炉実験所ホームページ:代谷研究室、加速器駆動  
未臨界炉に関する基礎研究、<http://www.ri.kyoto-u.ac.jp/shiroya-lb/>



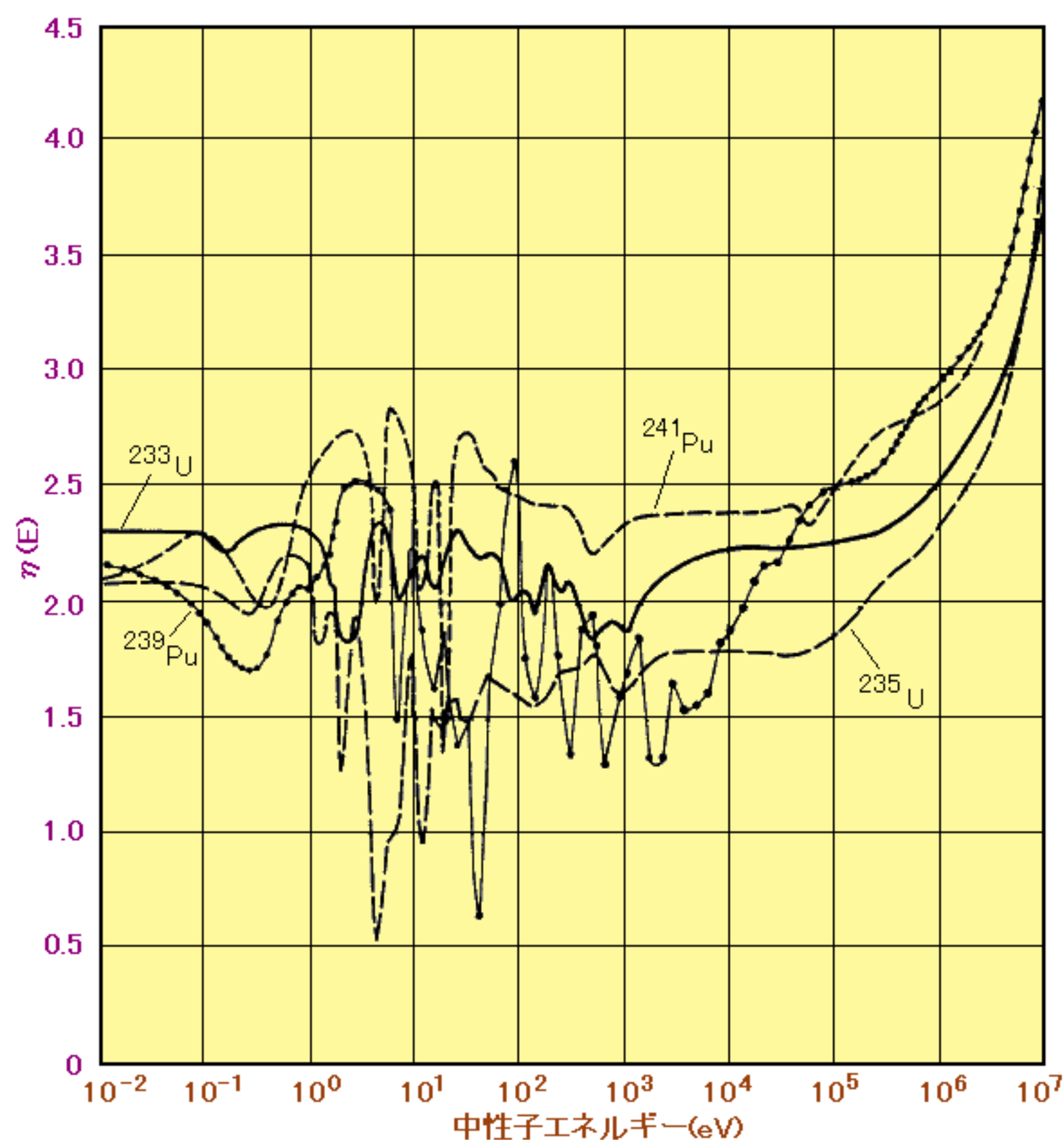


図2  $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ に対する  
 $\eta$  の中性子エネルギーによる変化

[出典] J.J.Duderstadt, L.J.Hamilton (著)、成田正邦、藤田文行 (訳):  
 原子炉の理論と解析 (上)、現代工学社 (1980年)、p.69

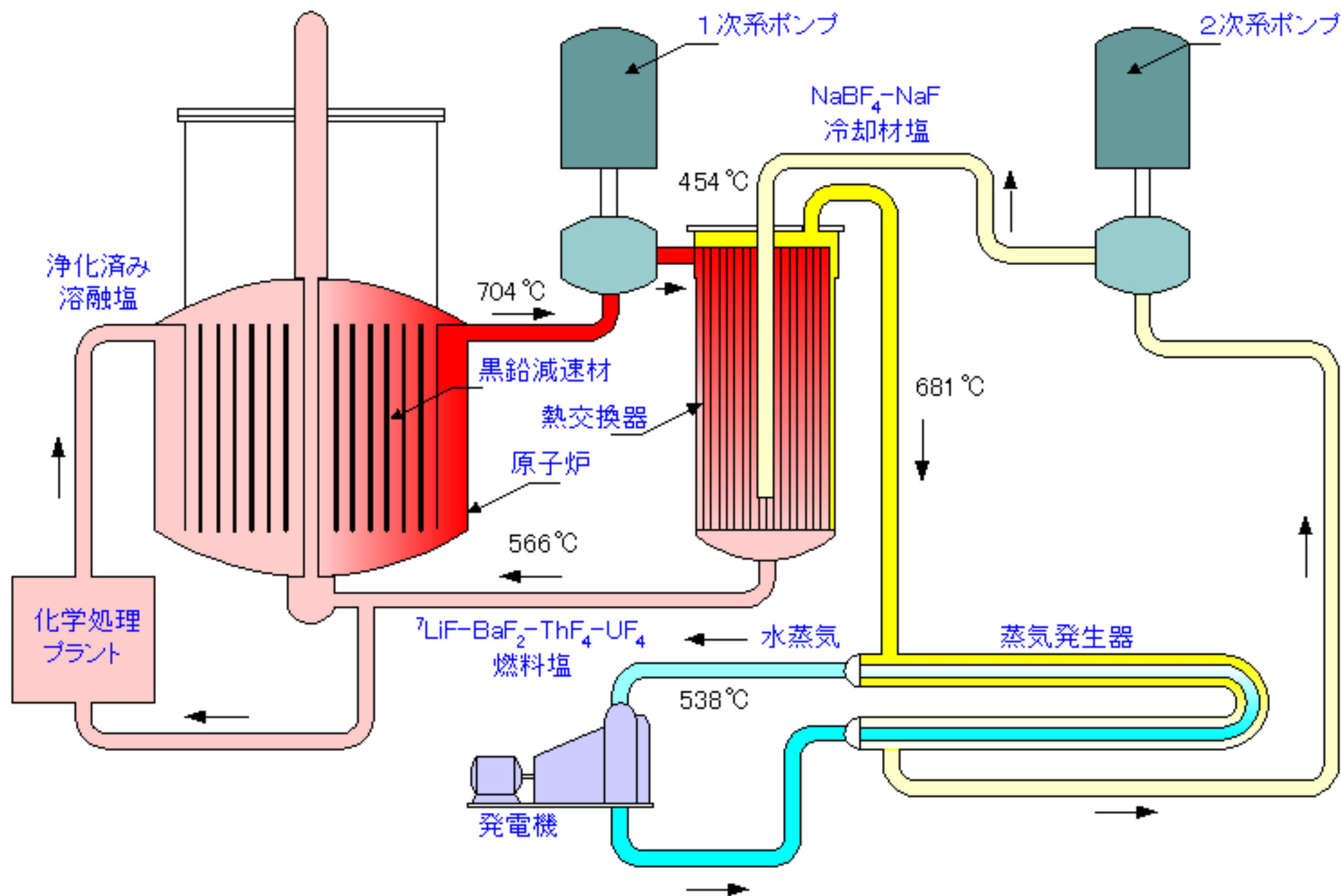
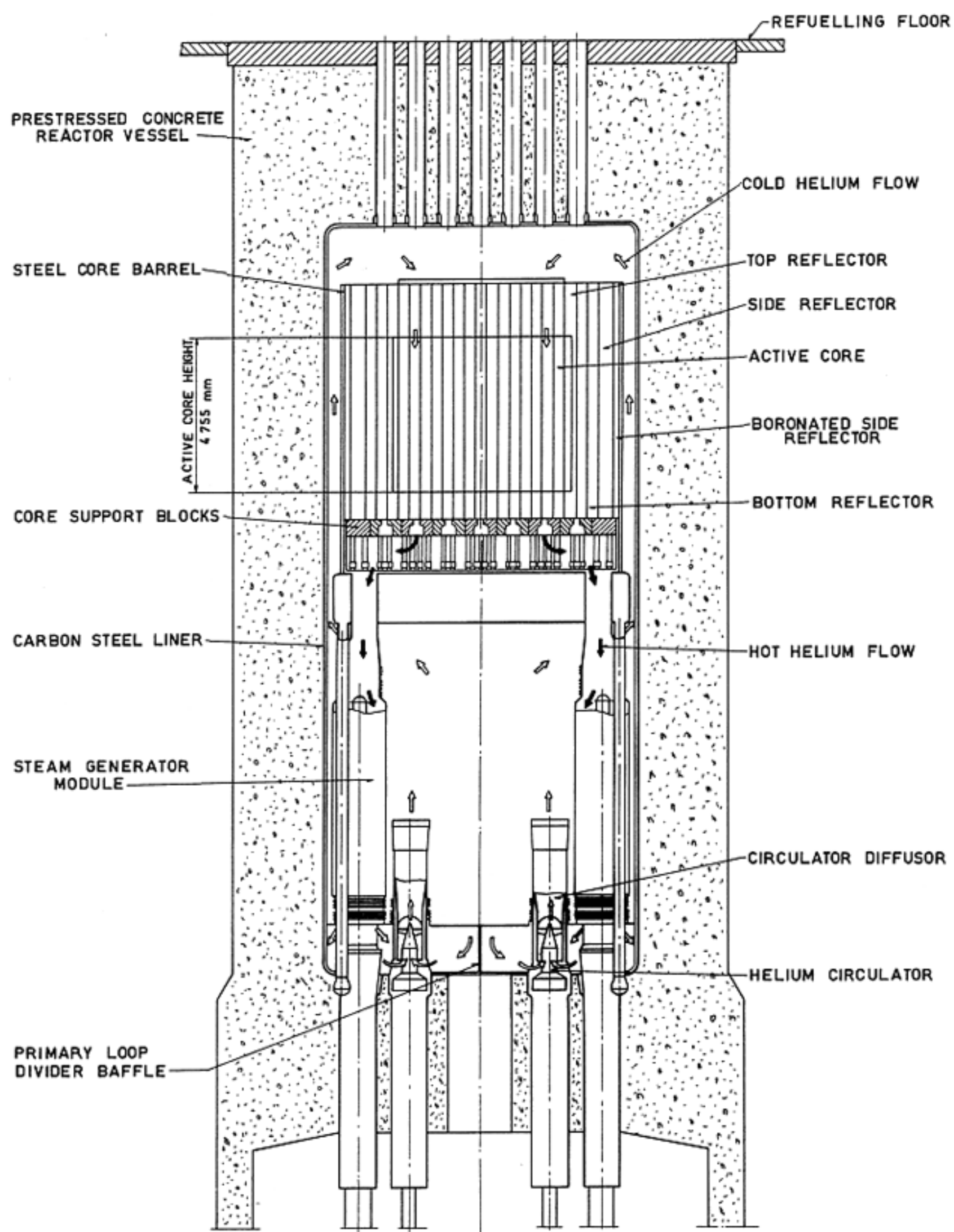


図3 溶融塩増殖炉の概念図(オークリッジ国立研究所)

[出典]S.Glasstone, A.Sesonsuke:Nuclear Reactor Engineering, Van Nostrand Reinhold Co.(1994), p.772



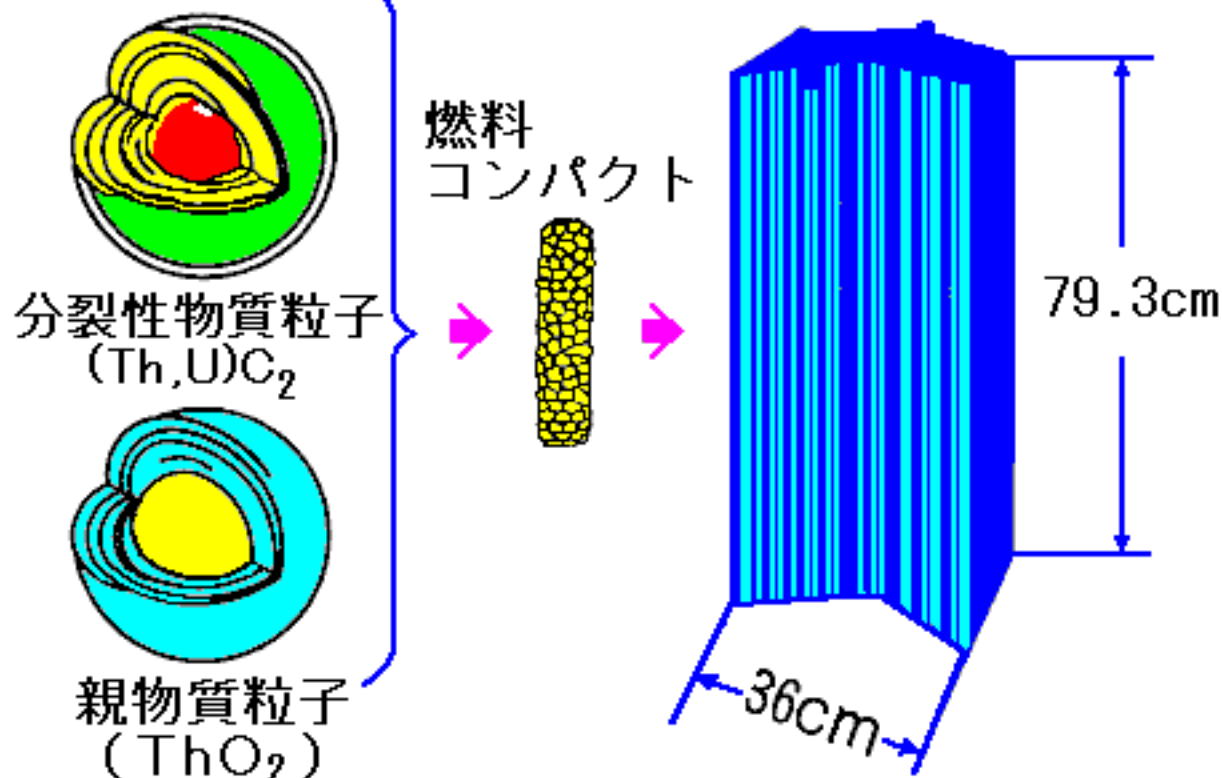
VERTICAL SECTION REACTOR FORT ST. VRRAIN

図4 フォートセントブレイン炉の原子炉垂直断面図

[出典]IAEA(編):Directory of Nuclear Reactors Vol.IX Power Reactors, IAEA(1971), p.187

被覆燃料粒子(三重被覆)

燃料要素



下記の出典をもとに作成した。

図5 フォートセントブレイン炉の燃料要素

[出典]IAEA:IAEA WORKING MATERIAL, THE STATUS OF THORIUM-BASED  
FUEL OPTIONS(to be published as IAEA TECDOC) (1996年), p.51



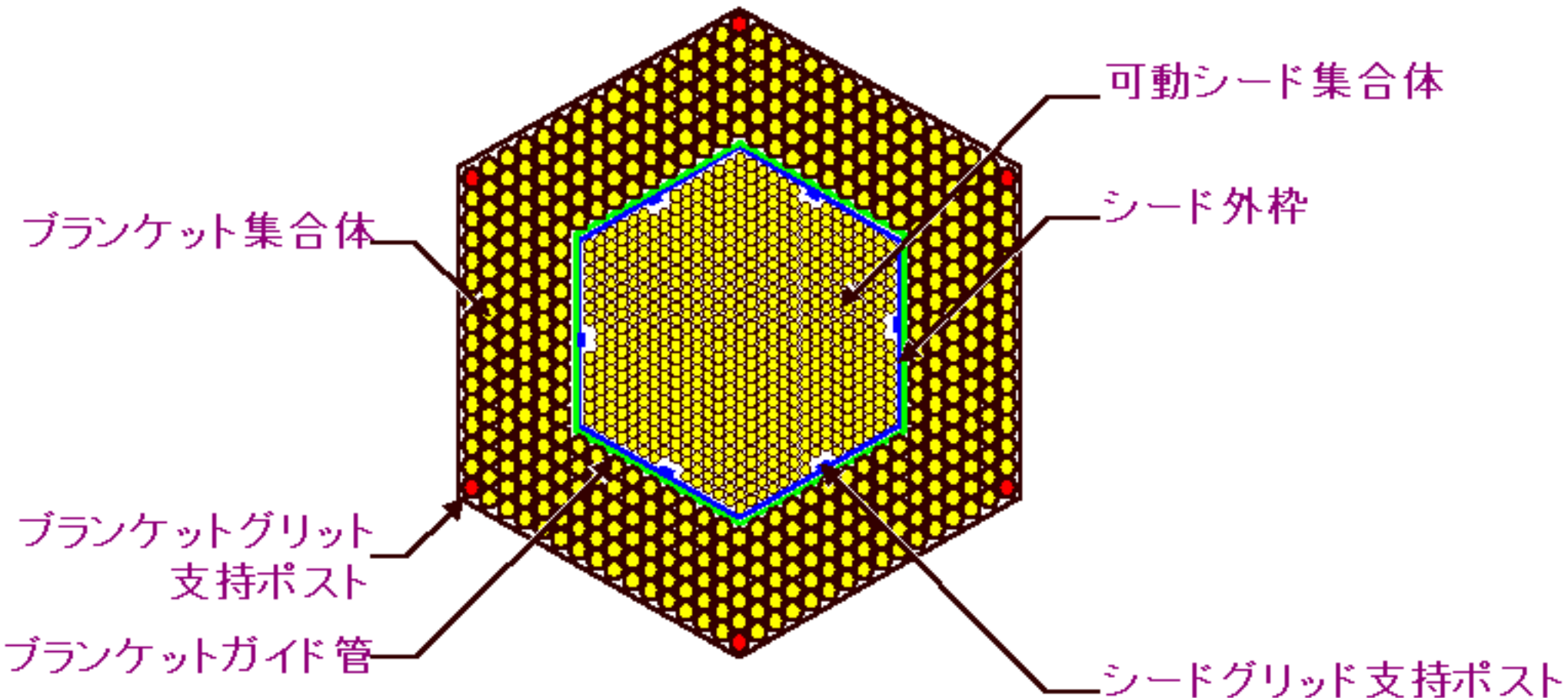


図6 軽水増殖炉( SHIPPINGポート炉)のシードアンドブランケット燃料集合体

[出典] R.G.Block: THE LIGHT WATER BREEDER (LWBR) PROGRAM, THORIUM FUEL REACTORS,  
THE ATOMIC ENERGY SOCIETY OF JAPAN (1985年2月), p.9

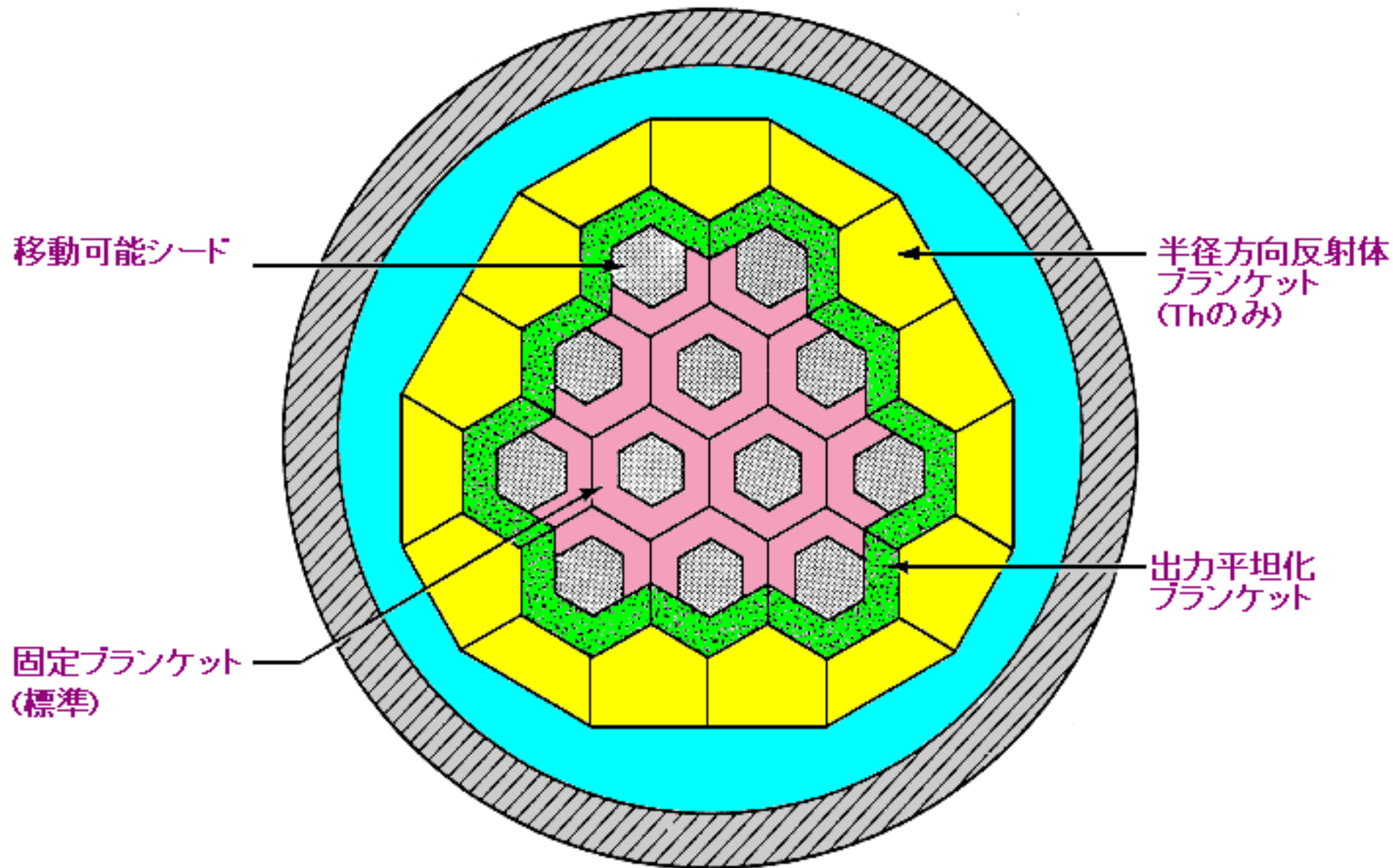


図7 軽水増殖炉( SHIPPINGポート炉)炉心部の  
シードアンドブランケット集合体配置図

[出典] S.Glasstone, A.Sesonsuke: Nuclear Reactor Engineering, Van Nostrand Reinhold Co.(1994), p.771

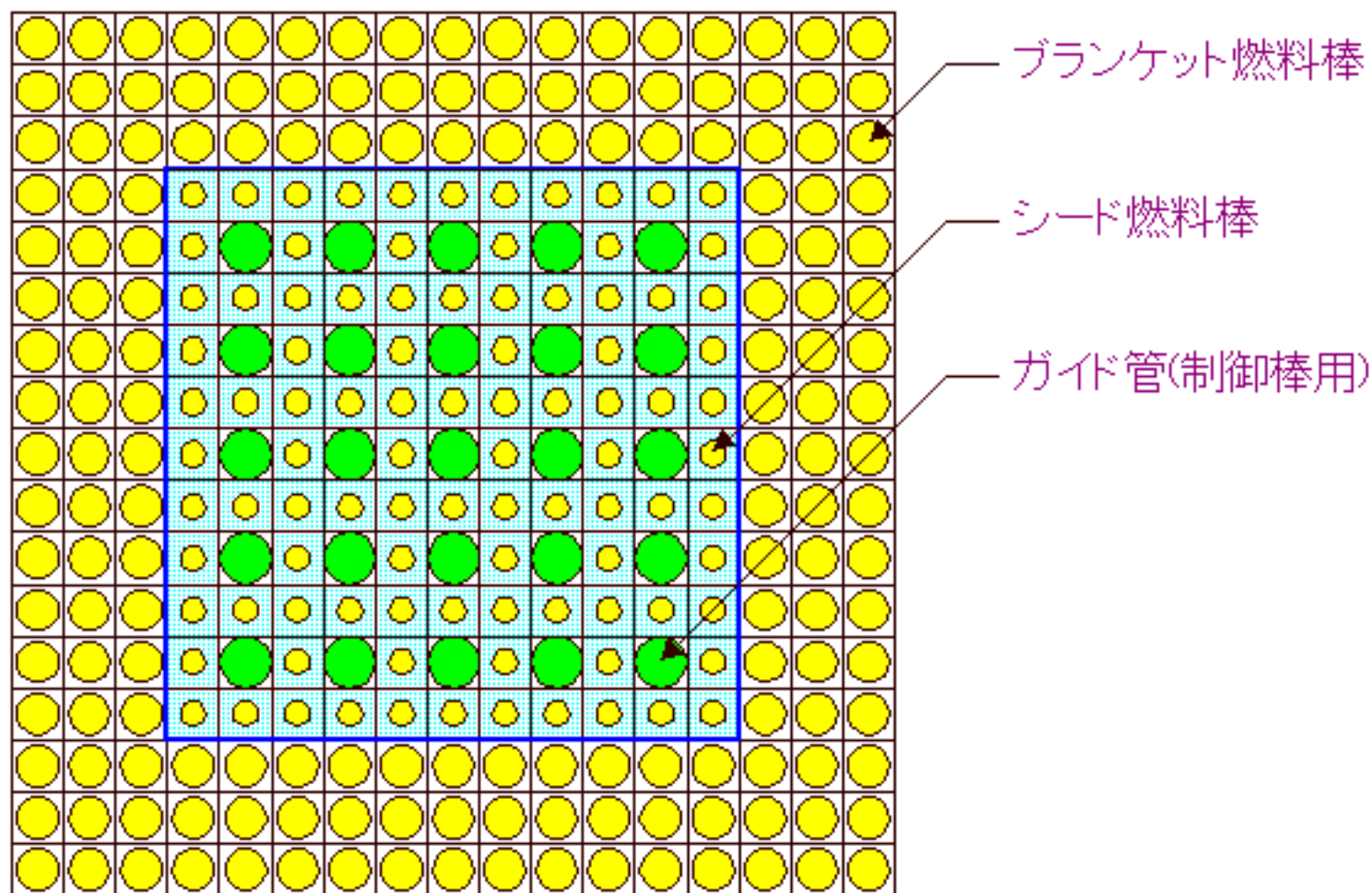


図8 イスラエルによるPWRのシードアンドブランケット  
集合体断面図

[出典] A. Galperin, et al.: A Competitive Thorium Fuel Cycle for Pressurized Water Reactors,  
Proc. Int. Conf. Emerging Nuclear Systems (テルアビブ, 1998年6月), p.640