

核廃棄物の環境負荷を低減する 軽水炉システム

日野 哲士
Hino Tetsushi

大塚 雅哉
Ohtsuka Masaya

守屋 公三明
Moriya Kumiaki

松浦 正義
Matsuura Masayoshi

原子力発電では、燃料であるウランを燃焼した際に副産物として発生する長寿命の超ウラン元素が核廃棄物となって蓄積していることが問題となっている。

日立は、商用炉として実績のある沸騰水型軽水炉をベースに、超ウラン元素を燃料として燃やすことができる原子炉を開発中である。超ウラン元素を効率よく燃やすために

は、原子炉内の中性子エネルギー分布を超ウラン元素が核反応しやすいものに調整する必要がある。他のタイプの原子炉よりも中性子エネルギー分布を容易に調整できる沸騰水型軽水炉の特徴を活用し、超ウラン元素を燃料として何度もリサイクルして燃やし尽くすことで、環境負荷の低減と資源の有効利用の両立が可能となる。

1. はじめに

原子力発電は、エネルギーセキュリティと二酸化炭素の排出量削減のニーズに応える重要な手段である。一方で、燃料であるウランを燃やした際に副産物として発生するTRU (Transuranium Element: 超ウラン元素) が、廃棄物として蓄積している問題がある。TRUには、半減期が数百年から数万年以上の同位体が多く存在する。このため、TRUを含む核廃棄物の放射性毒性(放射線の強さを各放射性同位体の人体への影響で重みづけした指標)が、天然資源であるウラン鉱石と同程度になるまで減衰するのに約10万年かかるとされている。TRUを燃やし尽くし、核廃棄物からTRUを除くことができれば、その時間を数百年に短縮できる¹⁾。

TRUが廃棄物となることを防ぐだけでなく、TRUを燃料として燃やすことでウラン資源を節約できる原子炉の研究開発が進められている。ナトリウム(Na)を燃料の冷却材として用いるNa高速炉などが代表的な例である。

日立は、現在の商用炉の一つとして実績のあるBWR (Boiling Water Reactor: 沸騰水型軽水炉) をベースに、TRUを燃料として燃やすことのできるRBWR (Resource-renewable BWR: 資源再利用型BWR) の開発に取り組んでいる。

ここでは、RBWRの概念を開発経緯とともに述べ、また、その仕様、特性について述べる。

2. RBWRの概念

2.1 プルトニウム増殖炉

RBWRのベースとなる最初概念は、PGBR (Plutonium Generation Boiling Water Reactor) として1988年に日立の竹田らによって提案された²⁾。PGBRは、天然ウラン(U)の99%以上を占め、核分裂しにくい同位体である²³⁸Uから、TRUの一つであり、核分裂しやすく原子力発電の燃料となるPuf (Fissile Plutonium: 核分裂性プルトニウム、²³⁹, ²⁴¹Pu) を生成する。火種としてあらかじめ燃料に加えるPufよりも多くのPufを生成するPu増殖は、当時、一般的にはNa高速炉だけが可能と考えられており、軽水炉でPu増殖を行うPGBRは挑戦的な試みであった。

Puを増殖させるためには、²³⁸Uの中性子吸収を促進し、²³⁹Puへ核変換させる必要がある。また、同時に発電炉として使うためには、原子炉の中で核分裂の連鎖反応を維持しなければならない。つまり、核変換と核分裂の連鎖反応を同時に行うため、通常のBWRよりも多くの中性子が必要になる。一般的に、核分裂を引き起こす中性子のエネルギーが高いほど、²³⁸Uによる中性子吸収が促進され、また、核分裂が起こったときに発生する中性子の数が相対的に多くなる。したがって、Pu増殖を行うためには、炉内の中性子エネルギーを平均的に高めることが求められる。

BWRでは、原子炉の炉心内を流れる水(冷却水)が燃料棒で発生した熱で沸騰し、燃料棒を除熱する役割を果た

す。一方で、冷却水には、核分裂で発生した高いエネルギーの中性子が水素原子核と衝突を繰り返すことで、低いエネルギーまで減速させる効果もある。この効果を小さくするため、PGBRは、燃料棒間の冷却水流路を狭めて、炉心内で冷却水が占める体積割合を減らした。また、冷却水が沸騰して蒸気となり、水素原子核の密度が減るBWRの特徴も活用することで、軽水炉でも中性子エネルギーを高め、Pu増殖が可能となることを計算で示した。

2.2 固有安全性

原子炉には、外的な要因で炉の出力が上がった場合に、自律的に出力を下げる効果が働く固有の安全性が求められる。通常のBWRでは主に、燃料温度が上がると中性子の吸収が増えて核分裂が抑制される効果（ドップラー効果）と、冷却水の沸騰が促進されて蒸気の体積割合（ボイド率）が増え、中性子の減速効果が減って核分裂が抑制される効果で、固有安全性が確保されている。

後者の効果は、通常のBWRでは、0.1 eV程度の低いエネルギーの中性子による核分裂が主であることで生じる。核分裂しやすい ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu には、低いエネルギー領域では、一般的に中性子のエネルギーが高くなるほど核分裂が起こりにくくなる性質があるためである。このボイド率と核分裂の起こりやすさの関係を示す指標は、ボイド反応度係数と呼ばれる。通常のBWRのように、ボイド率が高くなると核分裂が起こりにくくなる状態ではボイド反応度

係数は負である。

一方で、100 keV以上の高いエネルギー領域では、逆に中性子エネルギーが高いほど核分裂が起こりやすくなる傾向がある。したがって、Pu増殖をねらってPGBRのように高いエネルギーの中性子による核分裂の割合が増えると、ボイド率が高くなったときに炉の出力を自律的に下げる効果が働きにくくなる。PGBRは、ドップラー効果によって自律的に出力を下げる効果が働くものの、ボイド反応度係数は正であった。

竹田らは検討を進め、1995年にPu増殖と負のボイド反応度係数を両立するRBWR-AC (Actinide Recycler) の概念を提案した³⁾。RBWRは、Puだけでなく、他のTRUもすべて燃料としてリサイクル利用することから名付けられた。RBWR-ACは、火種としてあらかじめ燃料に加えるPufを、高さ方向2領域に分けて配置した点（2領域炉心）に特徴がある（図1参照）。炉の出力が上がってボイド率が高くなると、中性子が水素原子核とぶつかって反射される確率が小さくなるため、中性子が燃料の外に漏れる確率が高くなる。2領域炉心は、このボイド率が高くなったときに中性子の漏れが増える効果をより大きくし、核分裂を抑制する概念である（図2参照）。

2.3 多重リサイクル

RBWR-ACのもう1つの特徴は、自身の使用済み燃料に含まれるTRUを、繰り返し燃料として燃やすこと（多重

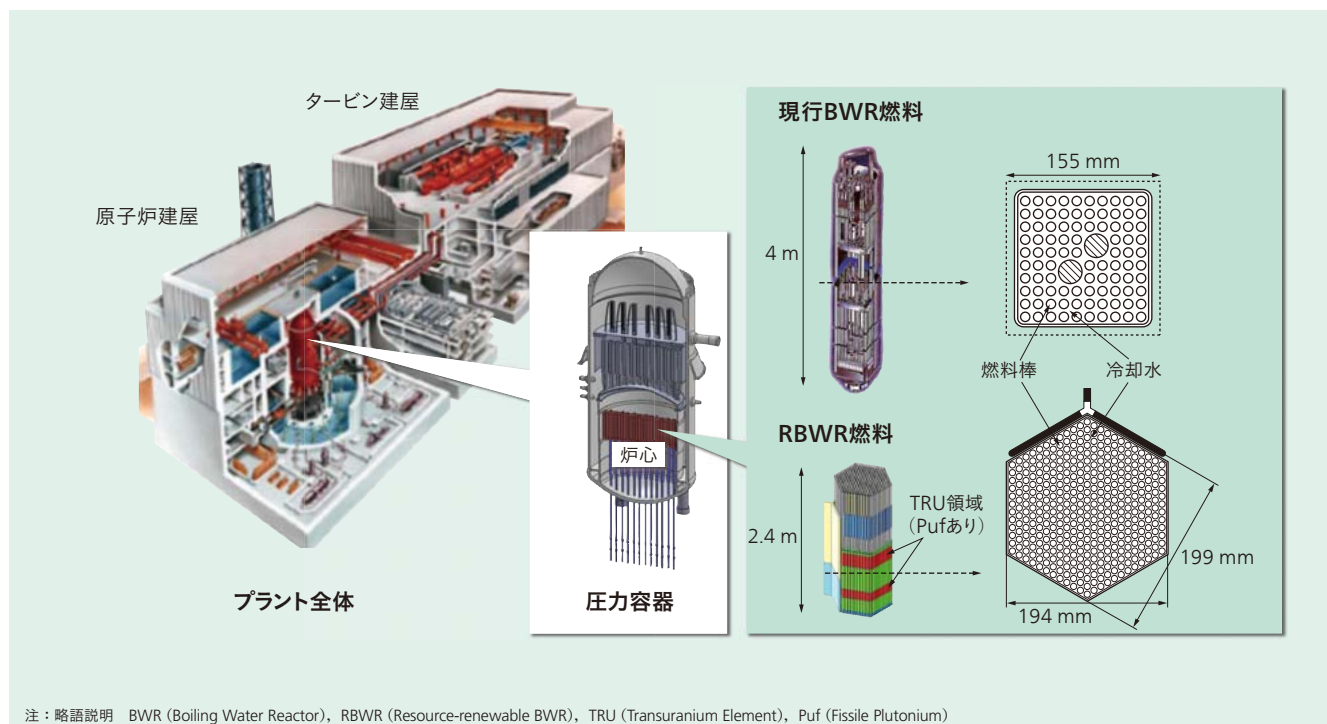


図1 RBWRの概念

炉心を除き、現行BWRシステムとほぼ同じである。TRUを効率よく燃焼させるために、冷却水の流れる燃料棒間の間隙（かんげき）を狭めている。また、固有の安全性を確保するため、TRUを高さ方向2領域に分けて配置する。

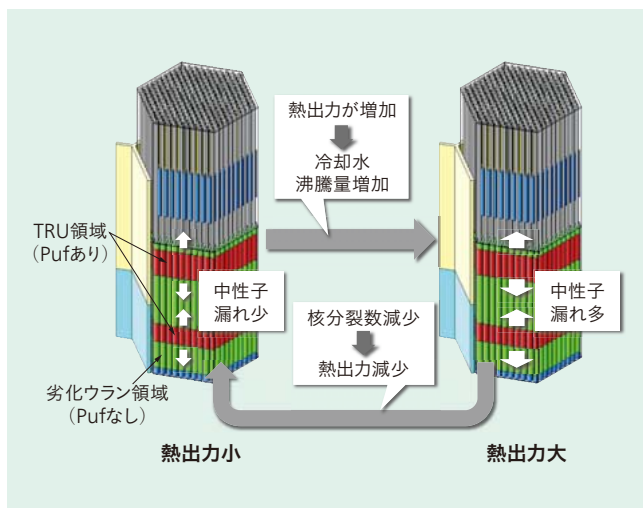


図2 | RBWRの固有安全性

熱出力が増加すると、冷却水の沸騰量が増加し、また、中性子の漏れが増加するため、核分裂が抑制される。

リサイクル) ができる点である (図3参照)。発電に必要な熱を発生させるために核分裂で消費される分のTRUは、運転中に劣化ウランから核変換してみずから生成する。これにより、RBWR-ACは劣化ウランを補給するだけで運転サイクルを継続できる。劣化ウランは、現行の商用軽水炉の燃料である、核分裂しやすい²³⁵Uの同位体割合を高めた濃縮ウランを製造した後に残る廃棄物であり、資源として豊富にあるため、長期のエネルギー供給が可能となる。

TRUを多重リサイクルするためには、燃焼前後でTRUの同位体組成を一定に維持する必要がある。もし、核分裂しやすい同位体の割合が燃焼後に減る特性であれば、リサイクルするたびに核分裂しやすい同位体だけが減っていき、最後は炉を臨界に維持できなくなる。また、燃料組成が変化することでボイド反応度係数が正になるなど、炉の

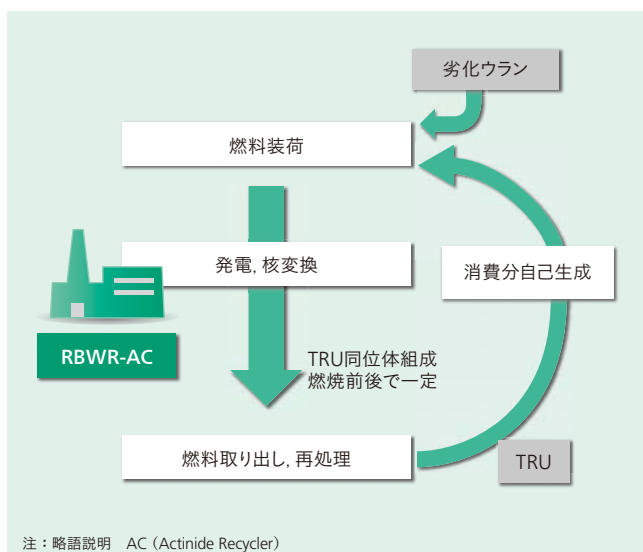


図3 | RBWR-ACを用いた燃料サイクル

TRU同位体組成を燃焼前後で一定に維持しながら、運転で消費した分のTRUを自己生成して運転サイクルを繰り返す。

設計や運転での制約条件を満たさなくなる可能性がある。RBWR-ACは、冷却水流路を狭めるとともに、運転中の冷却水流量を変えて中性子エネルギー分布を調整し、燃焼前後でTRU同位体組成を一定に維持することで、さまざまな制約条件を満たしつつ運転サイクルを繰り返すことができるようになっている。

2.4 超ウラン元素燃焼炉

原子力発電は、火力発電などと比較してエネルギー密度が高く、同じ発電量を得るために必要な燃料が少ないことがメリットの一つである。逆に、原子炉でTRUを燃やそうとした場合、1回の運転サイクルでは炉に装荷した分の数パーセントから十数パーセント程度しか燃えない。したがって、多くのTRUを燃やすには、繰り返しリサイクルする必要がある。

竹田らは、TRUの同位体組成を一定に維持してリサイクルを繰り返すことのできるRBWRの特徴に着目し、TRUを燃焼して減らすための炉（TRU燃焼炉）として用いる概念であるRBWR-TB（TRU Burner）を提案した^{4), 5)}。RBWR-TBは、燃焼前後でTRUの同位体組成を一定に維持する点はRBWR-ACと同じであるが、TRUの絶対量は燃焼によって減っていく。減った分のTRUは、他のRBWR-TBから供給して運転サイクルを繰り返す。すなわち、RBWR-TBは基数を減らしながら運転サイクルを繰り返す。

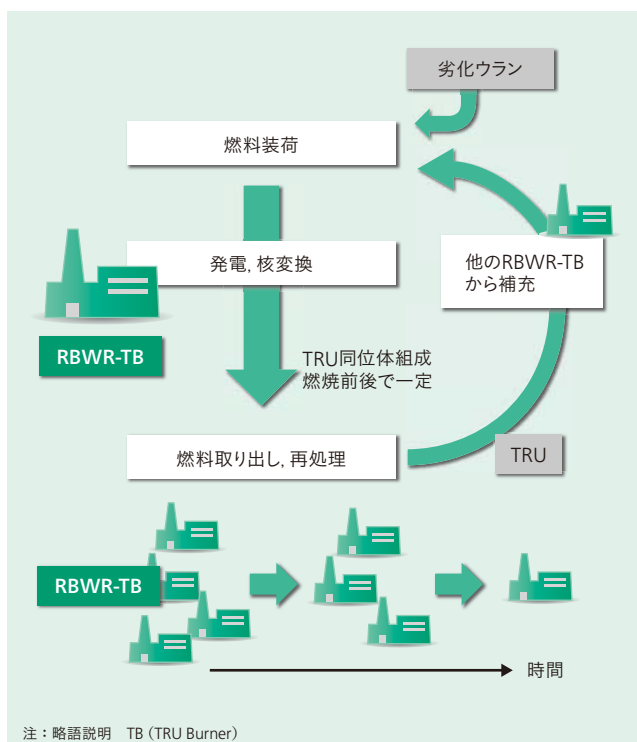


図4 | RBWR-TBを用いた燃料サイクル

運転で消費した分のTRUは他のRBWR-TBの使用済み燃料から補充する。基数を減らしながらリサイクルを繰り返し、最後の1炉心分を除いてすべてのTRUを燃やし尽くす。

返すことで、最後の1炉心に装荷された分を除いて、すべてのTRUを燃やし尽くす概念である(図4参照)。RBWR-ACによって、燃料としてのTRUを一定量に維持しながら長期にわたってエネルギー供給した後、原子力以外の代替エネルギー源が実用化された際には、RBWR-TBによってTRUを燃やし尽くし、核廃棄物を残さずに原子力発電から移行するシナリオを用意したのである。

2.5 米国大学による成立性評価

2007年から2011年にかけて、EPRI (Electric Power Research Institute：米国電力中央研究所) への委託研究として、米国3大学(マサチューセッツ工科大学、ミシガン大学、カリフォルニア大学バークレー校)によるRBWR炉心の成立性評価が行われた⁶⁾。日立側の炉心特性評価と異なる部分もあり、さらに詳細な検討が必要としながらも、実現を妨げる致命的な問題はない、との結論が得られている。

委託研究の中で、Na高速炉と比較するために異なるタイプのTRU燃焼炉RBWR-TB2が提案された。RBWR-TB2は現行の軽水炉と併用して運転し、軽水炉の使用済み燃料に含まれるTRUを燃焼する炉である(図5参照)。RBWR-TB2は、自身の使用済み燃料に含まれるTRUと軽水炉の使用済み燃料に含まれるTRUを混合して炉に装荷

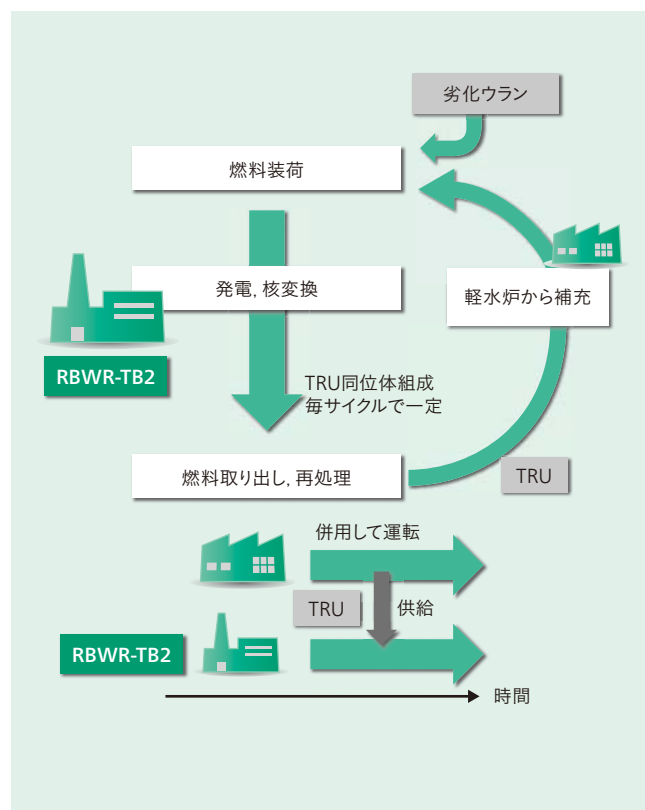


図5 RBWR-TB2を用いた燃料サイクル

運転で消費した分のTRUは軽水炉の使用済み燃料から補充する。軽水炉と併用し、余剰TRUの蓄積を抑制する。

し、リサイクルを繰り返す。RBWR-TB2は余剰TRUの蓄積を抑制する役割を果たす。

3. RBWRの仕様

3.1 プラント概要

RBWRの定格熱出力、電気出力、圧力容器径、炉心圧力は、最新の商用BWRであるABWR (Advanced BWR：改良型BWR) と同じである(図6参照)。炉心は720体の燃料集合体と、223体のY字型制御棒で構成される。RBWR-AC、-TBおよび-TB2の燃料集合体はほぼ同じ大きさであり、燃料集合体を取り替えることで、互いの炉心に移行することができる。以下、それぞれの炉の最新仕様について述べる⁷⁾。

3.2 炉心燃料構成

RBWR-AC、-TB、-TB2のそれぞれの燃料集合体構成を図7に示す。RBWR-ACの燃料集合体は、上部と下部の2つのTRU領域(高さはそれぞれ280 mm, 193 mm)を、上部、内部、下部の劣化ウラン領域(高さはそれぞれ70 mm, 520 mm, 280 mm)で挟み込んだ構成である。また、

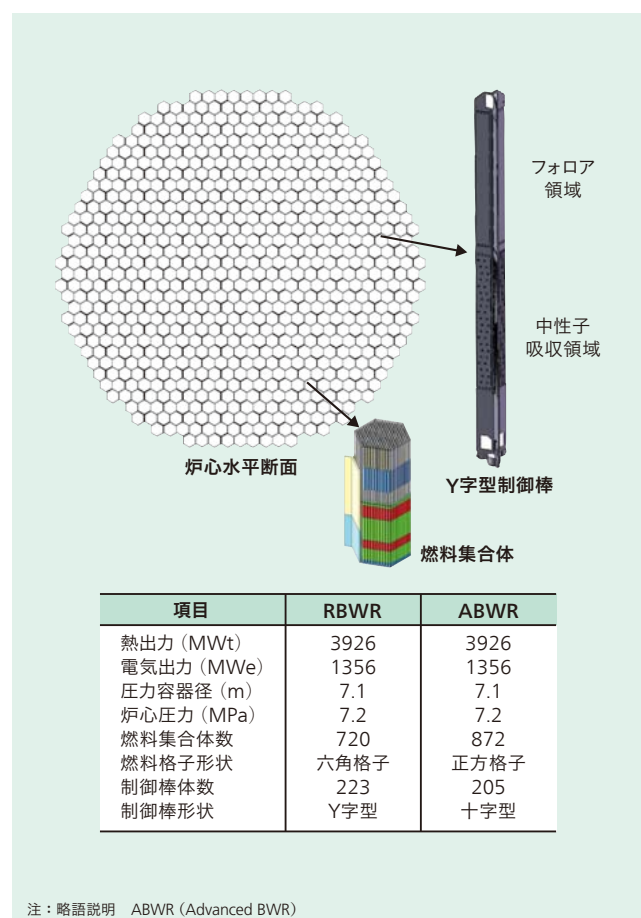


図6 RBWRプラント基本仕様

熱出力、電気出力、圧力容器径、炉心圧力は、ABWRと同じである。制御棒を引き抜いたときに生じるスペースに水が入るのを防ぐため、制御棒上部に水を排除するためのフロア領域を設けている。

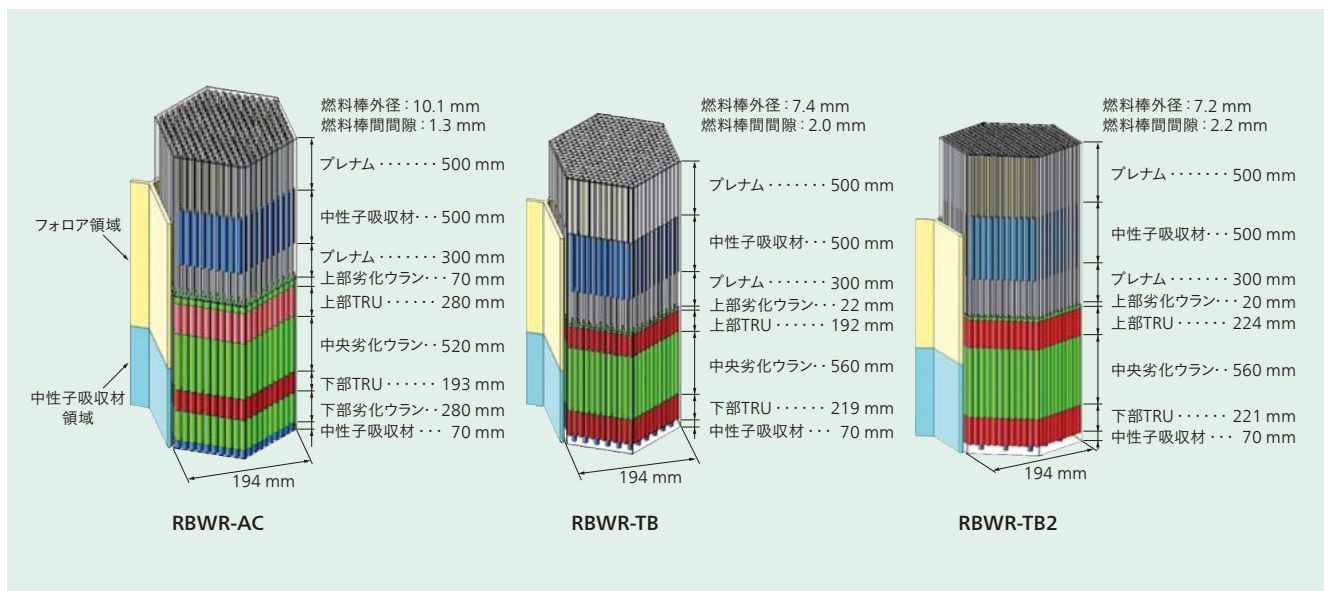


図7 | RBWR燃料集合体

それぞれの炉心の目的に応じてTRUの多重リサイクルが可能となるように、TRUおよび劣化ウラン領域の高さと、燃料棒外径および燃料棒間ギャップが調整されている。TRU燃焼炉であるRBWR-TBおよびTB2は、TRU生成の必要性が少ないため、下部劣化ウラン領域のない構成となっている。

中性子吸収材領域が上部および下部の劣化ウラン領域の上下に設けられている。これは、出力が上昇して冷却水のボイド率が増加し、燃料領域（TRUおよび劣化ウラン領域）からの中性子の漏れが増加したときに、中性子吸収材領域で吸収することで、出力を抑制する効果が高めるためである。劣化ウラン、TRU領域のそれぞれの高さは、燃焼前後でTRU同位体組成が一定になるように設定されている。

TRU燃焼炉であるRBWR-TBおよびTB2の燃料集合体は、TRU増殖の必要性がRBWR-ACよりも少ないことから、下部の劣化ウラン領域がない構成としている。燃料領域の上下には、RBWR-AC同様に中性子吸収材領域が設けられている。RBWR-TBは、RBWR-ACと同様に、燃焼前後でTRU同位体組成が一定になるようにTRUおよび劣化ウラン領域の高さが設定されている。RBWR-TB2では、軽水炉から供給されるTRU同位体組成が毎運転サイクルで一定の場合は、自身の使用済み燃料のTRUと混合して得られる同位体組成が毎運転サイクルで一定となるように、TRUおよび劣化ウラン領域の高さが設定されている。

RBWR-AC、-TB、-TB2はそれぞれ、TRUおよび劣化ウラン領域の高さの調整とともに、燃料棒径と燃料棒間の間隙（かんげき）を調整することで中性子エネルギー分布を調整し、TRUの消費量と生成量のバランスを調整している（図8参照）。燃焼前後でTRUの同位体組成だけでなく量も一定に維持する必要があるRBWR-ACは、核分裂しやすいTRU同位体の燃焼前後の比（増殖比）を1.0以上とするため、最も冷却水の割合を小さくし、平均的な中性子エネルギーを高くする必要がある。また、燃焼前後で量は減るものの、同位体組成を一定にする必要のある

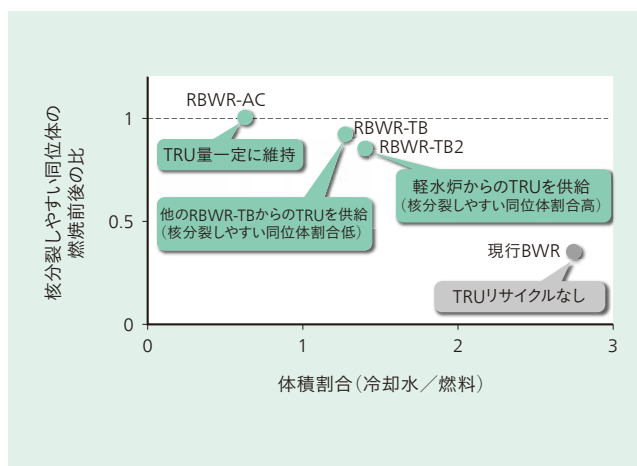


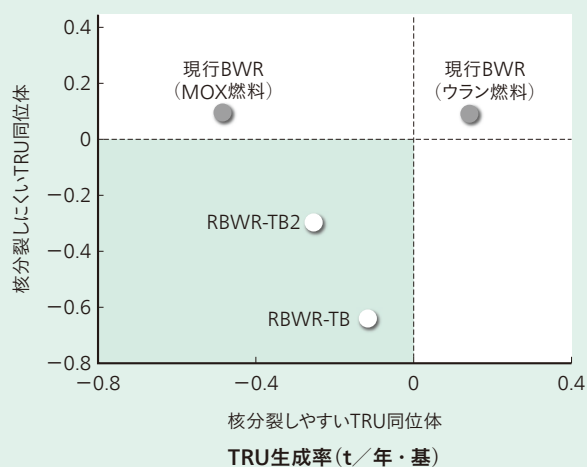
図8 | RBWR各炉心と現行BWRの冷却水割合

TRU同位体組成を燃焼前後で一定に維持しながら、運転で消費した分のTRUを自己生成して運転サイクルを繰り返す。

RBWR-TBは、核分裂しやすいTRU同位体と核分裂しにくいTRU同位体の減少割合を同じにするため、核分裂しやすいTRU同位体の増殖比をある程度高める必要があり、RBWR-ACに次いで冷却水の割合が小さくなる。RBWR-TB2は、核分裂しやすい同位体の割合の高い軽水炉使用済み燃料からのTRUを供給するため、RBWR-TBよりも冷却水割合が大きい構成となっている。

4. RBWRの炉心特性

現行BWRでウランを燃焼させた場合は、核分裂しやすいTRU同位体および核分裂しにくいTRU同位体の両方が生成される（図9参照）。プルトニウムをウランと混合させたMOX（Mixed Oxide：混合酸化物）燃料を装荷した場合は、核分裂しやすいプルトニウム同位体は燃焼するものの、核分裂しにくいプルトニウムは燃焼されず、他の核分



注：略語説明 MOX (Mixed Oxide)

図9 TRUの生成および燃焼率

負の値が燃焼によって量が減っていることを示す。現行BWRの値は参考文献⁶⁾による。

裂しにくいTRU同位体を含めて燃焼前より量が増える。TRU燃焼炉であるRBWR-TBおよび-TB2は、核分裂しやすいTRU同位体と核分裂しにくいTRU同位体のいずれも、現行BWRが生成する2倍以上の速さで燃焼できることが計算で示されている。

RBWR-TBの原子炉内で、中性子を捕獲して核変換される反応が起こる割合(中性子捕獲反応率)と、核分裂が起こる割合(核分裂反応率)の中性子エネルギー依存性を図10に示す⁷⁾。10⁻¹ eV付近の低いエネルギーから10⁶ オーダーの高いエネルギーまで、広い範囲で中性子捕獲反応が起こっている。核分裂しにくい²⁴⁰Puや²⁴¹Am(アメリカシウム)などは中性子を捕獲し、それぞれ核分裂しやすい²⁴¹Puや²⁴²Amに核変換される。また、²⁴⁰Puや²⁴¹Amなどは、10⁶ eV付近の高い中性子エネルギーによって直接核分裂する。RBWRでは、このように広い範囲のエネルギーの中性子を利用し、核分裂しにくいTRUをいったん核分裂しやすいTRUに核変換して核分裂させるとともに、高いエネルギーの中性子で直接核分裂させることで、核分裂しやすいTRUと同じ割合で燃焼させ、燃焼前後でTRU同位体組成を一定にしている。

RBWR-AC、-TB、-TB2の燃焼前後のTRU同位体組成と炉心特性を表1に示す。RBWR-ACおよび-TBでは燃焼前後でTRU組成が一定の条件で、RBWR-ACはTRUの量が燃焼後に増加し、RBWR-TBでは減少している。RBWR-TB2では、自身の使用済み燃料と軽水炉の使用済み燃料に含まれるTRUを一定の割合で混合して装荷した場合は、毎サイクル同じTRU組成となる条件で、TRU量が燃焼後に減少している。

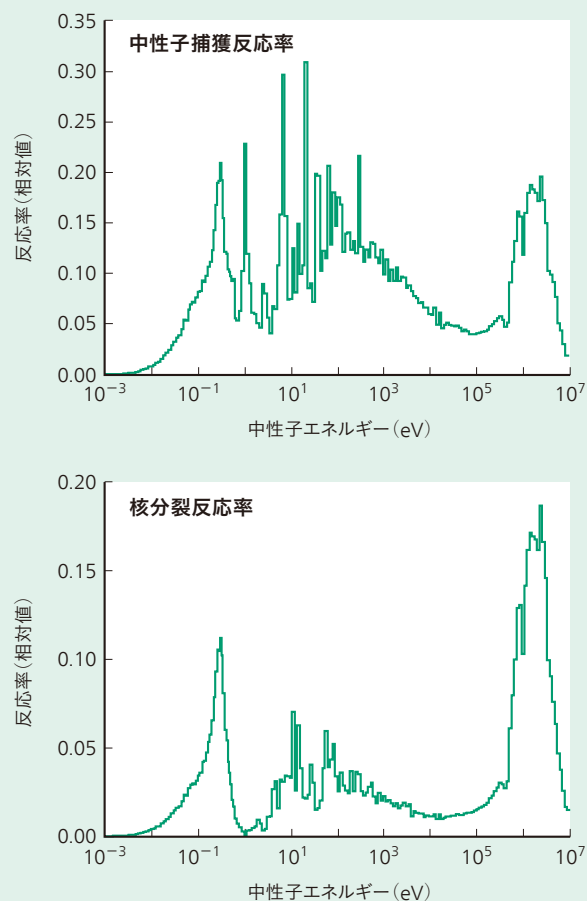


図10 RBWR-TB炉心内の中性子捕獲および核分裂反応の中性子エネルギー依存性

核分裂しにくいTRUは、中性子捕獲反応により、核分裂しやすいTRUに核変換される。

表1 燃焼前後でのTRU同位体組成変化

使用済み燃料として取り出された後、放射線の放出量および発熱量がある程度減衰するまで待つための3年間を考慮している。

核種	RBWR-AC		RBWR-TB		RBWR-TB2		
	装荷時	取り出し 3年後	装荷時	取り出し 3年後	装荷時	取り出し 3年後	軽水炉 排出TRU
Np237	0.4	0.4	0.1	0.1	1.9	1.4	6.7
Pu238	2.9	2.9	4.7	4.7	6.3	6.7	2.8
Pu239	43.5	43.5	9.5	9.5	27.7	25.5	48.8
Pu240	36.3	36.3	39.5	39.6	38.5	40.1	23
Pu241	5.1	5.1	4.4	4.4	5.5	5.4	7
Pu242	5.1	5.1	25.4	25.4	9.6	10.1	5
Am241	3.6	3.6	4.7	4.7	5.4	5.4	4.7
Am242m	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0
Am243	1.3	1.3	4.7	4.7	2.4	2.4	1.5
Cm244	1.1	1.1	4.1	4	1.8	2	0.5
Cm245	0.4	0.4	1.2	1.2	0.5	0.6	0
Cm246	0.1	0.1	1	1	0.2	0.2	0
Cm247	0	0	0.2	0.2	0	0	0
Cm248	0	0	0.2	0.2	0	0	0
Cm249	0	0	0.1	0.1	0	0	0
Puf (t)	1.94	1.96	1.14	1.06	2.06	1.74	0.32
TRU (t)	3.99	4.03	8.18	7.62	6.2	5.63	0.58

注：略語説明 Np (ネプツニウム), Pu (プルトニウム), Am (アメリカシウム), Cm (キュリウム)

また、いずれの炉心でも、ボイド反応度係数は負となる結果が計算で得られている⁷⁾。

5. おわりに

ここでは、原子力発電によって生じるTRUを燃料としてリサイクルすることで、長期エネルギー供給と、TRUが長期間放射線を出し続ける核廃棄物となることを防ぐことができるRBWRの概要と最新の仕様について述べた。

実績のあるBWR技術をベースに、原子力の課題であるTRU処分問題を解決しつつ、原子力に期待されるエネルギーの長期安定供給を実現する有力な選択肢の一つとして、RBWRの実用化に向けて開発を進めていく考えである。

参考文献など

- 1) 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会,
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/070/index.htm
- 2) R. Takeda, et al.: A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor, Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, p. 119 (1988)
- 3) R. Takeda, et al.: General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply, Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, p. 938 (1995)
- 4) R. Takeda, et al.: BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)
- 5) R. Takeda, et al.: RBWRs for Fissioning Almost All Uranium and Transuraniums, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 107, p. 853 (2012)
- 6) Technical Evaluation of the Hitachi Resource-Renewable BWR (RBWR) Design Concept, EPRI Technical Report 1025086 (2012)
- 7) T. Hino, et al.: Core Designs of RBWR (Resource-renewable BWR) for Recycling and Transmutation of Transuranium Elements - an Overview, Proc. of ICAPP 2014, Paper 14271 (2014)
- 8) 安藤, 外: 使用済軽水炉燃料の核種組成評価, JAERI-Research 99-004 (1999)

執筆者紹介



日野 哲士

日立製作所 日立研究所 エネルギー・環境研究センタ 原子力システム研究部 所属
現在、BWR炉心システムの研究開発に従事
博士(理学)
日本原子力学会会員, 米国原子力学会会員



大塚 雅哉

日立製作所 日立研究所 所属
現在、原子力システム分野の研究開発に従事
博士(工学)
日本原子力学会フェロー, 米国原子力学会会員, 日本機械学会会員



守屋 公三明

日立GEニュークリア・エナジー株式会社 所属
現在、BWR技術の改良、将来型BWRの開発に従事
日本原子力学会会員, 日本物理学会会員



松浦 正義

日立GEニュークリア・エナジー株式会社 日立事業所 原子力計画部 所属
現在、原子力プラント系統設計、次世代炉開発プロジェクト・マネジメントに従事
技術士(原子力・放射線部門)
日本原子力学会会員