

用語解説

アルファベット順

ANL (Argonne National Laboratory、アルゴンヌ国立研究所)：米国エネルギー省（以下、DOE）傘下のイリノイ州にある研究所。基礎科学研究、科学研究施設の開発・運営、エネルギー資源開発、環境管理及び安全保障の五つの分野で研究開発を行っている。

ATWS (Anticipated Transient Without Scram)：異常な過渡変化時のスクラム不作動事象。流量喪失型の ULOF、出力上昇型の UTOP、通常時炉心入口温度上昇型の ULQHS がこれに含まれる。

BOR-60：ロシアの国立原子炉科学研究所 (RIAR) の高速実験炉（電気出力 12MWe、熱出力 55MW）。1969 年 12 月の運転開始以来、発電、燃料・材料の照射試験に使われてきた。1989 年に設計寿命に達したが、寿命延長のための評価を実施し、2009 年 12 月までの寿命延長許可が発行され、現在も運転している。

BTP [ビス（ジアルキルトリアジン）ピリジン]：三価アクチニド（Am と Cm）と希土類元素を相互分離するために欧州で開発された抽出剤。窒素を配位子として選択性を高めている。実用化を目指し、化合物の構造を最適化するなどの研究が進められている。

C-14：半減期 5730 年の炭素（C）の放射性同位元素。天然の窒素（N）は、ほとんどが N-14 からなるが、この N-14 が中性子を捕獲すると陽子を放出し長寿命核種である C-14 が生成され、環境への影響が懸念される。このため、窒化物燃料を使う場合には、天然の窒素に 0.37% 程度存在する N-15 を 99% 程度に濃縮して使用することとしている。考古学ではこの C-14 の放射能測定により発掘物の年代測定を行っている。

CEA (仏国原子力庁)：仏国の原子力研究開発を行う国の機関。

CMPO [オクチル（フェニル）- N、N -ジイソブチルカルバモイルメチルホスフィンオキシド]：SETFICS 法による TRU 抽出工程に用いられる溶媒。

EVST (Ex-vessel Storage Tank、炉外燃料貯蔵槽)：新燃料及び使用済燃料の中継貯蔵を行う貯蔵容器、遮蔽プラグ、回転ラックなどから構成される設備。炉心内で所定の燃焼期間を経た使用済燃料を炉心から取り出す際に、使用済燃料から発生する崩壊熱が十分低下するまで、一定期間ナトリウム中で貯蔵できる冷却系統設備を有する。

FP (Fission Product、核分裂生成物)：ウランやプルトニウムなどの核分裂に伴って生じた核種及びその一連の放射性崩壊で生じる核種のこと。その半減期は 1 秒以下のものから数百万年に及ぶものまで幅広い。

FP 核変換：核反応を利用して FP を短寿命または非放射性的の核種に変換することをいう。放射性毒性が強いあるいは長期にわたる放射性核種に中性子などを照射し核変換を行い、安定あるいは半減期の短い核種に変えてしまうこと。

FZK (Forschungszentrum Karlsruhe、カールスルーエ研究センター)：ドイツの原子力研究開発機関。高速炉、超ウラン元素、材料、再処理・廃棄物処理処分、安全性、保障

措置などに関する研究を行う。

GIF(第4世代原子力システム国際フォーラム)プロジェクト:第4世代(Generation IV, GEN-IV)原子炉とは、DOEが2030年頃の実用化を目指して提唱した次世代の原子炉の一般的な概念である。第4世代原子炉は、燃料の効率的利用、核廃棄物の最小化、核拡散抵抗性の確保などエネルギー源としての持続可能性、炉心損傷頻度の飛躍的低減や敷地外の緊急時対応の必要性排除など安全性/信頼性の向上、及び他のエネルギー源とも競合できる高い経済性の3項目の目標を満足する必要がある。このプログラムを国際的な枠組みで推進するため、米国、日本、英国、韓国、南アフリカ、仏国、カナダ、ブラジル、アルゼンチン、スイスの10カ国と1機関(EU)が2001年7月に第4世代国際フォーラム(Generation IV International Forum: GIF)を結成し、6つの原子炉概念に絞って研究開発を進めていくこととしている。

GWd/t (giga-watt-day-per-ton、ギガワット・デイ・パー・トン): 燃焼度の単位。MOX燃料の単位重量当たりが発生した熱エネルギーの総量で表したものの。原子炉の運転において、炉心に装荷された核燃料が、原子炉から取り出されるまでに中性子との反応により消費された割合を示すことにもなる。

HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor、高温工学試験研究炉): 高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化に関する試験、さらに高温炉心を用いた照射試験を行うことを目的として、旧日本原子力研究所に建設された試験研究炉。1990年11月に設置許可が下り、1998年11月10日初臨界を達成後、2001年12月7日に定格熱出力30MW及び原子炉出口冷却材温度850℃を達成した。高温環境下で大型試料の照射が可能であるという機能を活かした高温ガス炉技術の高度化及び先端基礎研究としての燃料・材料の照射試験を進めるとともに、核熱利用技術の開発研究及び高温ガス炉の固有の安全性に関する実証試験を行っている。

HFR (High Flux Reactor: 高中性子束炉): オランダのペテンの原子力コンサルタントグループ(オランダ・エネルギー研究財団とオランダ基準機関との合同グループ)と欧州委員会(EC)との合同研究センターにある熱中性子炉(45MW)。主として医療用アイソトープの生産などを行っている。

IASCC (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking、照射誘起応力腐食割れ): 中性子照射の影響(照射損傷)が炉内構造材料に蓄積することに起因して発生する応力腐食割れ(SCC)現象である。IASCCの特徴は、粒界型の割れとなること、発生のしきい中性子照射量があること、溶接熱鋭敏化を必要とせず母材にも発生することなどである。その発生メカニズムは、照射誘起偏析による合金の結晶粒界近傍の化学組成の局所的な変化(Cr濃度の低下、Niの富化など)であると考えられている。

IGR炉 (Impulse Graphite Reactor、黒鉛減速パルス出力炉): カザフスタン共和国にある安全性試験炉。旧ソ連時代から軽水炉及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を測定するために活用されてきている。短時間に大きな出力パルスを与えて、試験燃料を溶融させることのできる黒鉛減速のパルス型試験炉であり、試験燃料は原子炉の中央にある

試験孔に設置される。試験燃料を装荷する試験孔の直径は約 20cm と大きく、最大約 10 kg の燃料を熔融させる能力を有する。これまでも軽水炉燃料及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を観測するための研究に広く活用されてきている。IGR は、炉心安全性向上炉内試験 (EAGLE) プロジェクトに必要な能力 (60 本程度の燃料ピンまたは 10 kg 程度の試験燃料を短時間に熔融できるような高い加熱能力) を有する唯一の試験炉である。

I-NERI (International Nuclear Energy Research Initiative) プロジェクト：米国エネルギー省 (DOE: Department of Energy) が 2001 年度に開始した次世代炉の研究開発に取り組むための国際プロジェクト。原子力発電所の建設・運転コストの低減や安全性の向上、核不拡散、放射性廃棄物対策など、革新的原子力システムのシーズ技術開発に 2 国間協力に取り組もうというもの。

INL (Idaho National Laboratory、アイダホ国立研究所)：アイダホのアルゴンヌ国立研究所とアイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) が 2005 年 2 月に合併して設立された米国 DOE 傘下の研究機関。

ITU (Institute for Transuranium Elements、EU 超ウラン研究所)：核燃料サイクル関連研究 (使用済燃料直接処分、長半減期核種の分離変換、湿式分離/乾式分離などの研究)、保障措置関連の研究 (出所不明核物質の分析など) 及びアクチニドに関する基礎研究と外部機関との共同などを行うドイツにある研究機関。

LLFP (Long-Lived Fission Product、長半減期 FP または長寿命 FP)：核分裂によってできた核種、またはそのような核種から放射性の崩壊によってできた核種のうちで半減期の長いものをいう。主要なものとして、ヨウ素-129 (半減期 1,570 万年)、パラジウム-107 (半減期 650 万年)、セシウム-135 (半減期 230 万年)、ジルコニウム-93 (半減期 153 万年)、テクネチウム-99 (半減期 21 万 1 千年)、スズ-126 (半減期 10 万年)、セレン-79 (半減期 6 万 5 千年) などがある。長半減期であるため、他の短半減期 FP が減衰した後も放射線を出し続け、アクチニドと並んで廃棄物中の長期放射線源となる。

LLFP ターゲット集合体：高速炉などで LLFP の核変換を目的とした専用の集合体。

MA (Minor Actinide、マイナーアクチニド)：周期律表において原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至る 15 の元素を総称してアクチノイド元素といい、このうちアクチニウムを除いたものをアクチニド元素という。原子番号 90、91、92 のトリウム、プロトアクチニウム、ウランは天然に存在するアクチニドである。93 のネプツニウム以降は人工元素であり、例えば原子炉内で核燃料物質が中性子捕獲反応とベータ壊変を繰り返すことによって生成する。したがって原子炉の使用済燃料の中には、原子番号 94 のプルトニウムとともに微量の他のアクチニドが含まれている。一般に長寿命の半減期を持ち、アルファ壊変を行うが、重い元素では自発核分裂も行う。使用済燃料中でウラン、プルトニウムに比べ存在量の少ないネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am) 及びキュリウム (Cm) をマイナーアクチニドと称する。

MOX 共析：酸化物電解法において、プルトニウムとウランを一緒に、酸化物として電極に析出させ回収する工程。プルトニウムの酸化物を沈殿させて回収する従来法に比べて、

経済性や核拡散抵抗性が向上する。

N-15：C-14を参照。

O/S 鋼 (Oxide Dispersion Strengthened フェライト鋼、酸化物分散強化型フェライト鋼)：フェライト鋼は、燃料の高燃焼度化を達成するために必要な耐照射性には優れているものの、高温強度が不足している。O/S 鋼は、微細な安定酸化物粒子をフェライト鋼の中に分散させることにより高温強度の飛躍的な改善をねらった材料で、高燃焼度燃料被覆管として期待され開発中である。当面は、製造技術の確立、製造コスト低減の見通しが最重要課題となっている。

O/M：酸化物燃料の化学組成は、おおまかにはウラン、プルトニウムなどの重金属元素1個に対して酸素2個をもつ化合物であるが、正確には酸素 (Oxygen) 原子数と重金属 (Metal) 原子数の比 (「O/M」という) は2からわずかにずれる。このわずかな差が原子炉中の燃料の振る舞いに色々影響するので、O/Mの調整は燃料の性能を確保する上で特に重要な項目である。

PSI (Paul Scherrer Institute)：スイスの国立研究所。素粒子物理学、生命科学、固体物理、材料科学、原子力及び非原子力のエネルギー研究、エネルギー関連のエコロジーなどの研究開発を行っている。

Pu スポット：MOX燃料ペレットの製造においては、 UO_2 粉末と PuO_2 粉末が均一に混合するように工夫されている。このため、プルトニウム濃度が非常に高い部分が存在することはないが、ペレットを局所的に見るとプルトニウム濃度が平均より高い部分が見られ、このような部分を「Pu スポット」と呼ぶ。Pu スポットが残ったまま燃料を製造し原子炉で燃焼させると、プルトニウムはウランより反応率が高いため点状の大きな出力分布が生じ、気体状の核分裂生成物を予想以上に放出するなど弊害が予想されるため、製造過程で過度のPu スポットが生じないようにする必要がある。

Pu 富化度：MOX燃料中のプルトニウム濃度を示すもので、PuのUとPuの重量に対する割合【 $Pu/(Pu+U) : wt\%$ 】で定義される。

PUREX法 (Plutonium Reduction Extraction Method)：使用済燃料の再処理で用いられる溶媒抽出法の一つで、現在一般的に実用化されている方法である。使用済燃料の硝酸溶解液を、パルスカラム、ミキサセトラ、遠心抽出器などの装置を用いて有機溶媒と接触させることにより、まずウランとプルトニウムだけを有機相に抽出させ、FPを水相に残す。次にこの有機相を硝酸ヒドロキシルアミンなどの還元剤を含む水相と接触することにより、プルトニウムだけを水相に逆抽出させ、ウランとプルトニウムを分離する。

RIAR (Research Institute of Atomic Reactors、原子炉科学研究所)：ロシアのデミトロフグラードにある国立研究所。研究炉4基、実験炉4基 (うち高速炉1基)、放射化学実験設備、ホットセルなどの施設があり、原子炉材料科学、原子炉安全性、同位元素、核燃料サイクルなどの分野で研究開発を行っている。

SASS (Self Actuated Shutdown System、自己作動型炉停止機構)：制御棒は、制御棒駆動機構と電磁石で接続されているが、この接続部分に高温になると磁性を失う熱感知

合金を用いることにより、電磁石に電流が流れている状態でも、炉内の温度上昇により自動的に制御棒が切り離される方式の炉停止機構を構成できる。受動的な安全装置である。

SG (Steam Generator、蒸気発生器)：タービンを駆動する蒸気を発生させるための熱交換器。軽水炉のPWRでは、原子炉1次冷却材と水/蒸気側とで熱交換しているが、ナトリウム冷却高速増殖炉では、放射化されていない2次冷却材ナトリウムと、水/蒸気側とで熱交換している。

SiC (シリコンカーバイド)：耐熱性・強度に優れた炭化物系のセラミックス材料(分解温度：約2500℃、抗折力：約1000 MPa)。高温ガス冷却炉では、被覆層の材料として利用されている。また、SiCの複合材(SiC/SiC)は、製작성・破壊靱性に優れることから、高温ガス冷却炉の構造材としても期待されている。

TBP (Tributyl Phosphate、リン酸トリブチル)：無色の液体で水に難溶。金属元素の溶媒抽出に多く用いられ、核燃料の再処理工程のU、Puの溶媒抽出過程などで利用されている。

TiN被覆粒子：高温ガス冷却高速炉用に開発中の被覆粒子型燃料。最外層に表面保護のため熱分解炭素(PyC)を被覆しているが、PyCは高速炉レベルの高照射量で形状が不安定となることが知られている。そこで、高温ガス冷却高速炉用に、高照射量まで形状安定性を維持できる可能性があり、かつ、破壊靱性などの機械特性に優れる可能性があるTiN(窒化チタン)を燃料核に被覆した被覆粒子型燃料の概念を検討している。

UIS (Upper Internal Structure、炉心上部機構)：高速増殖炉の原子炉容器の回転プラグから炉心上部に吊り下げられ、遮蔽部、胴、整流板、熱電対支持物などで構成される構造体。燃料集合体出口での冷却材温度検出、制御棒の所定位置への支持などの機能を持つ。

ULOHS (Unprotected Loss of Heat Sink、除熱源喪失時原子炉トリップ失敗事象)：除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗する事故事象。水・蒸気系の異常またはナトリウム冷却炉2次主冷却系の異常が起因となって、炉心からタービン・復水器に至る通常の熱輸送パスが阻害され“除熱源喪失”状態になったにも関わらず、原子炉トリップ信号による制御棒切り離し失敗(制御棒保持電源しゃ断器開失敗)により制御棒が挿入されない場合を想定したもの。炉心流量は確保された状態で、炉心温度は比較的緩慢に上昇していくことになる。独立2系統の原子炉停止系を有することなどから、このような事象の発生する頻度は十分に小さく、技術的には発生するとは考えられない事象である。

ULOF (Unprotected Loss of Flow、流量喪失時スクラム失敗事象)：外部電源喪失などにより1次冷却系ポンプがコーストダウンする過渡変化が生じた際に、原子炉停止系の作動に失敗することを重ね合わせた事故事象。流量喪失により炉心燃料温度が短時間で上昇し、炉心損傷に至る。独立2系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象の発生する確率は 10^{-6} /炉年以下と評価されており、技術的には発生するとは考えられない事象である。

U-Pu-Zr合金：U-Pu-Zrの3種類の金属の合金。燃料としての性能向上を図る観点から、

融点を高め、また相転移による体積変化の発生を抑制するために、核燃料物質である U、Pu 以外に Zr を添加している。U-Zr の 2 元合金燃料は、米国高速実験炉 EBR-II の濃縮ウラン燃料として使われ、金属電解法による処理の実績がある。3 元合金燃料は世界的にみても例は少ないが、ANL 型 U-Pu-Zr 合金燃料スラグに MA を混入したものを電力中央研究所が照射試験用に欧州 ITU にて製造した実績がある。

UTOP (Unprotected Transient Overpower、反応度挿入型スクラム失敗事象)：広義にはあらゆる反応度挿入型の起因事象に対して原子炉停止系の作動(スクラム)に失敗することを重ね合わせた事故事象を意味するが、狭義には「異常な過渡事象」に分類される制御棒誤引抜き事象に対してスクラム失敗を重ね合わせた事故事象を指す。この狭義の UTOP 事象は ATWS 事象(異常な過渡時スクラム失敗事象)の一つであり、通常はこちらの意味で用いられる。高速炉では、一般に独立 2 系統の原子炉停止系が装備されるため、このような UTOP 事象の発生頻度は十分に小さく、技術的には発生するとは考えられない事象である。

YAG (Yttrium Aluminium Garnet、イットリウムアルミニウムガーネット)レーザー：酸化イットリウムと酸化アルミニウムの複酸化物に、添加物としてネオジウム Nd^{+3} イオンを微量加えた単結晶をレーザー素子に用いたものを YAG レーザーという。

五十音順

アクチノイド：原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至るアクチノイドのうち、原子番号 89 のアクチニウム (Ac) を除く、原子番号 90 から 103 までの 14 元素 Th、Pa、U、Np、Pu、Am、Cm、Bk、Cf、Es、Fm、Md、No、Lr の総称である。アクチニウムに類似しているという意味でこのように言われる。

圧カスイング吸着法 (PSA (Pressure Swing Adsorption) 法)：気体を吸着により分離する際、平衡関係から、圧力が高ければ吸着量が多く、圧力が低くなると脱着が用意となる。この原理を利用して、様々な成分の混合ガスから目的とする製品ガスを吸着剤との吸着力の差と圧力変動を利用して分離・精製する技術。N-15 濃縮への適用としては、N-15 のアンモニア分子 (NH_3) と同じ大きさの孔を持つ吸着剤(ゼオライト)を用い、ガスの圧力を変化させて N-15 アンモニア分子を選択的に濃縮・回収する。

アルカリ：周期表 1 族のうち、水素 (H) 以外の元素：リチウム (Li)、ナトリウム (Na)、カリウム (K)、ルビジウム (Rb)、セシウム (Cs)、フランシウム (Fr) をアルカリ金属という。とても軟らかく、軽い金属で、粘土のように簡単に切断できる。また、非常に反応性に富んでいる。

アルカリ土類：アルカリ土類金属とは、周期表 2 族のうち、カルシウム (Ca)、ストロンチウム (Sr)、バリウム (Ba)、ラジウム (Ra) の四つの元素を指す。ベリリウム Be、マグネシウム (Mg) を含めてアルカリ土類と呼ぶこともある。

イオン交換法：ある種の物質が水溶液に接触するとき、その物質中のイオンを溶液中に出

し、溶液中のイオンを中に取りこむ現象を利用した元素分離方法。溶液の状態を変化させることで、特定の物質を交換体のイオンと取り替え、他の物質はそのまま流すことができ、選択的分離が可能。分析化学だけでなく一般産業においても実用化している技術である。

イソプロピルアルコール (IPA) : $(\text{CH}_3)_2\text{CHOH}$ の最も単純な構造を有する第二級アルコール。アセトン原料、有機合成溶媒などに用いられる。

インターナルポンプ: 従来型 BWR における再循環ポンプとジェットポンプとの組み合わせによる原子炉冷却材ポンプに代わって、ABWR で採用された原子炉圧力容器内装型ポンプ。

ウェステージ: ナトリウム冷却型高速増殖炉の蒸気発生器において、伝熱管に小さな穴があいて少量の水がナトリウム中にジェット状に噴出すると、水は減圧沸騰によって蒸気となり、ナトリウムと反応して水素ガスや液体または固体状のカセイソーダ (NaOH) や酸化ナトリウム (Na_2O) の反応生成物を生成する。これらの混合物がジェット状となって高速で隣接伝熱管にぶつかり、その壁を腐蝕させて伝熱管を薄くする現象をウェステージという。

液相形成 (燃料内): 金属燃料において、過渡変化時など被覆管温度がある温度以上に上昇した場合に、被覆管構成元素が燃料合金 (スラグ) 内に拡散し、被覆管近傍の燃料合金の一部に液相を生じる現象。燃料合金の一部に液相が生じると液相による被覆管侵食が起こる。そのため、現状の金属燃料炉心の設計研究では、通常運転時の液相形成を防止するため被覆管最高温度を約 650°C 以下に制限している。

遠心抽出器: 高速回転場を利用して水相と有機相を強制混合し、ついで遠心力を利用して比重の大きい水相を回転筒の外周部に、比重の小さい有機相を回転軸の近くに集め相分離する装置。小型化が可能、接触時間が短く溶媒の放射線損傷を低減できる、などの特長から、次世代の再処理用抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

塩廃棄物: 乾式再処理法における電解工程の廃溶媒など、化学形態が「塩」である廃棄物。

オフガス系: 揮発性核種を多量に含む使用済燃料のせん断・溶解工程において、放出される気体を処理し、揮発性核種を除去する気体放射性廃棄物処理系統。

回転プラグ方式: 燃料集合体の炉心への装荷、炉心からの脱着を行うための燃料交換装置。

核燃料サイクル: 天然に存在するウラン資源が採掘、精錬、転換、濃縮、加工されて核燃料として原子炉で使用され、さらに原子炉から取り出されたあと再処理、再加工され再び原子炉で使用され、残りが廃棄物として処理処分されるまでの一連の循環 (サイクル、最近ではサイクルをリサイクルと呼ぶことも多い。) をいう。一般に、核燃料物質の探査、採掘から始まり、採掘されたウラン鉱石からのウランの抽出、精錬、フッ化物への転換、ウラン同位体の濃縮、原子炉燃料への成型加工、原子炉への燃料装荷 (燃料の燃焼)、使用済燃料の再処理 (プルトニウム、ウランの回収)、放射性廃棄物の処理、処分などの過程をたどる。

核物質防護: 核物質の盗取など不法な転用や原子力施設などへの妨害破壊行為を防止すること。核物質防護は盗んだ核物質を原料にして核兵器が作られるのではないかというシ

ナリオを想定するため、核不拡散を確保するための手段の一つとされている。我が国の原子力開発利用の進展に伴い、原子力施設における核物質の取扱量や核物質の輸送機会が増大してきており、核物質防護の重要性は国際的にも国内的にも、極めて大きくなってきている。

ガラス固化体：高レベル放射性廃棄物の処分のために、液体状の高レベル放射性廃棄物をガラス原料とともに高温(約 1200℃)で溶かし合わせたものを、ステンレス製の容器(キャニスタ)内に入れて冷やし固めたもの。

還元抽出：U、TRU や希土類が溶解している熔融塩にリチウム(Li)を含む液体金属(カドニウム(Cd)あるいはビスマス(Bi))を接触させると、UなどはLiによって還元され金属となり、液体金属相中に抽出される。この際、各元素の還元されやすさの違いによって、U、TRU を選択的に金属相中に抽出し、FP と分離することができる。高い効率で分離を行うためには、複数段の還元抽出を連続して実施する必要がある。

乾式再処理：塩化リチウム(LiCl)や塩化カリウム(KCl)の熔融塩やカドミウム(Cd)、ビスマス(Bi)、鉛(Pb)などの液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。(「酸化物電解法」、「金属電解法」参照)

簡素化ペレット法：PUREX 法から得られる高除染の燃料原料粉をベースとした酸化物ペレット燃料製造法について、経済性向上に向けた工程簡素化を図った燃料製造法。具体的には、硝酸溶液混合時に燃料仕様に合わせたプルトニウム富化度調整を行い、マイクロ波加熱脱硝時にペレット成型・焼結のための粉末特性調整を行うことで、混合から造粒までの酸化物燃料粉末を取扱うプロセスを撤廃し合理化を図った。

希土類(RE: Rare Earth)：原子番号 57 から 71 までのランタニド元素(15 元素: ランタン(La)、セリウム(Ce)、プラセオジム(Pr)、ネオジム(Nd)、プロメチウム(Pm)、サマリウム(Sm)、ユーロピウム(Eu)、ガドリニウム(Gd)、テルビウム(Tb)、ジスプロジウム(Dy)、ホルミウム(Ho)、エルビウム(Er)、ツリウム(Tm)、イッテルビウム(Yb)、ルテシウム(Lu))に加えて、これらに性質が極めて類似したスカンジウム(Sc)、イットリウム(Y)の 2 元素を加えた 17 元素のこと。化学的な性質が類似しており、相互の分離が難しい。

共除染：再処理工程において、プルトニウムとウランが混合されている状態(共存している状態)のまま FP などの大部分と分離すること。

均質炉心：高速増殖炉の炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料が MOX のみで単純に構成され、通常、炉心の周囲にウラン酸化物で作られたブランケット燃料が置かれる。炉心領域にブランケット燃料を混在させたものが非均質炉心である。「常陽」、「もんじゅ」は均質炉心である。「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照)

金属電解法：使用済燃料を熔融塩中に溶解し、酸化・還元電位差を利用して金属 U を固体陰極に析出させる。その後、熔融カドミウム陰極でプルトニウム及び MA の析出自由エネルギーがウランと近接することを利用して金属プルトニウム・ウラン・MA の共析

出を行い、アクチニドを回収する乾式再処理法。基本プロセスは米国 ANL が開発した。
金属燃料：金属ウランや金属プルトニウムにジルコニウム (Zr) などを添加して合金とした原子炉用の燃料。Zr を 10% 程度添加することにより、U-Pu だけの金属燃料よりも融点を 100℃ 以上高くすることができる。

クリープ：材料が高温で使用されると、一定応力下で、物体の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象をいう。結晶粒界における粘性流れや結晶内の滑りが原因であると考えられている。鋼では 300℃ 程度で始まる。工学的には、高温におけるクリープ速度とクリープ破断強度が重要である。このクリープ変形による材料強度低下の度合いを示す指標として、クリープ損傷和 (CDF) がある。

軽水炉サイクル：使用済燃料から回収したウラン 235 や、プルトニウムとウラン 238 を混合、加工し MOX 燃料として軽水炉で再利用することを軽水炉サイクルという。この中で特に、回収した MOX 燃料を軽水炉で利用することを「プルサーマル」と呼ぶ。

計量管理：経理、運転管理、安全管理、法規制などに対応するため、ウラン、プルトニウムの存在を施設の境界での出入り、施設内での所在について数量的、連続的に把握すること。

ゲル：コロイド粒子または高分子溶質が相互作用のために、独立した運動性を失って集合した構造をもち、固化した状態をゲルという。

ゲル化法：水溶液から直接に酸化物固体を得る製造法の総称。核燃料製造では、アクチニド硝酸溶液の液滴にアンモニアを作用させることにより、酸化物として固化させる。アンモニアを液滴の外部から作用させる「外部ゲル化法」と、液相中にアンモニアドナー（加熱すると分解してアンモニアを発生する化学物質）を添加しておく「内部ゲル化法」がある。酸化物燃料の微小球（直径 1mm 程度以下）を調整する方法として、高温ガス炉用燃料の製造に用いられている他、高速増殖炉用振動充填 MOX 燃料の試作に応用されている。

減圧反応度：原子炉冷却材バウンダリを構成する機器の破損によって、冷却材が流出して系統圧力が低下し、炉心冷却機能の著しい低下をきたす事故事象を減圧事故と呼ぶ。減圧反応度は、減圧事故を含む何らかの異常によって、炉心内の冷却材圧力が低下し冷却材密度が減少することによりもたらされる反応度。

コアキャッチャー：炉心損傷事故時に格納施設の健全性を保持し放射性物質の放散を抑制する目的で、熔融燃料及び構造材などの混合物を冷却保持するために、炉容器内あるいは炉容器外の炉心下方に設置される装置。熔融物質を固定化し、崩壊熱を除去して除熱源へ輸送する機能が要求されるとともに、臨界防止体系とする必要がある。

高温キュリー点：強磁性物質は温度が上昇すると熱振動により電子スピンの配列がくずれ、各々の物質固有の温度で自発磁化が消滅する。この温度を「キュリー点」と呼ぶ。自己作動型炉停止機構 (SASS) では、高温でこのようなキュリー点を有する電磁石を制御棒切り離し機構に利用することにより、温度上昇時に保持力を失い受動的に制御棒を切り離す。

高クロム鋼：耐熱鋼のうち、多量のクロムを添加することにより高温強度及び耐高温腐食性を向上させたフェライト系・マルテンサイト系合金鋼。低熱膨張・高熱伝導率であり、配管短縮や機器コンパクト化などの経済性が期待できる。

高除染：再処理の目的は使用済燃料中の FP を除去し、所定の純度の核物質（ウラン、プルトニウム）を回収することである。再処理前後の核物質中の FP の割合の比を「除染係数」（後述の「除染係数」参照）という。従来の軽水炉再処理では $10^6 \sim 10^8$ が要求されており、一般にこのような高い除染係数の再処理を高除染という。

高速増殖炉システム〔高速増殖炉（FBR：Fast Breeder Reactor）〕：使用した燃料よりもさらに多くの燃料を生み出す（増殖）原子炉。我が国には、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」がある。ウラン 238 が中性子を吸収すると核分裂性のプルトニウムに転換されることを利用した原子炉で、高速中性子でその転換率が高いので、水のような中性子の減速効果のあるものを原子炉冷却材として用いず、ナトリウムなどを原子炉冷却材として用いる。燃料としてはプルトニウムとウランの混合体（MOX 燃料）を用いる。プルトニウムへの転換率を高めるため、炉心からもれて出る中性子をウラン 238 に吸収させるブランケット（外套部）を設けている。軽水炉では天然ウランの 1%程度を有効に利用できるに過ぎないが、核燃料サイクルの中で高速増殖炉を有効に用いることにより、この利用できる割合は 80%以上に高まりウラン資源を十分に利用することができる。

高速増殖炉サイクルシステム〔高速増殖炉サイクル〕：高速増殖炉とその関連する核燃料サイクル（再処理、燃料製造）をいう。原子炉の中でできたプルトニウムは一度原子炉の外に取り出され、核分裂生成物などを分離した後、新しい燃料に加工される。燃料として天然ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料を用いるのでウラン濃縮過程を必要とせず、ウラン濃縮過程から発生する劣化ウラン（天然ウランより U-235 の割合が低下したウラン）を天然ウランに代えて用いることもできる。高速増殖炉での燃焼によって生成されたプルトニウムを回収して利用することが前提とされるので、リサイクル型である。これに対して、軽水炉とその関連する核燃料サイクルを「軽水炉サイクル」という。

高レベル放射性廃棄物（HLW：high-level radioactive wastes）：使用済燃料の再処理工程において排出される放射能レベルの高い廃液、またはこれの固化体をいう。現状の軽水炉再処理（PUREX）で発生する高レベル放射性廃棄物中には、核分裂生成物とマイナーアクチノイド元素（Np, Am, Cm）、回収から漏れた U, Pu が含まれており、崩壊熱レベルも高い。

コンパクト型集合体（横方向流冷却）：小径の内管と大径の外管の間に、多数の被覆粒子型燃料を充填した形態の燃料集合体。内管と外管は多孔質状の SiC で出来ており、ヘリウムガスの冷却材は透過する。内管と外管の間の被覆粒子燃料を冷却する際のヘリウムガスの流れが横方向となる。

再処理：原子炉で使用した燃料（使用済燃料）の中には、燃え残りのウランや新しくできたプルトニウムなど、燃料として再び利用できるものと、ウランなどが分裂してできた

核分裂生成物が含まれている。使用済燃料を化学的プロセスにより、再び燃料として利用できるウラン、プルトニウムなどとそれ以外の物質（高レベル放射性廃棄物）に分離するプロセスのこと。

在来型資源量：ウランについて、従来から陸域で確認、推定、期待されている資源量。存在の確実性のレベルによって、確認資源（既知の鉱床）、推定追加資源（既知の鉱床の拡張部など）、期待資源に分類される。これに対して、海水ウランなどの非常に品位が低い資源あるいは重要度の低い副産物としてのみ回収可能な資源を「非在来型資源」と呼ぶ。

再臨界、再臨界回避：高速増殖炉の安全評価で考えられてきた仮想的な炉心損傷時には、炉心冷却材の大規模な沸騰によって反応度が増加して即発臨界を超過した場合、あるいは熔融した炉心燃料が大規模に集中して再臨界を超過した場合、熔融燃料の急激な温度上昇によって、核分裂性ガスや冷却材蒸気の膨張、燃料被覆管や集合体管などのスチール並びに燃料自体が蒸発・膨張して、炉心内で機械的なエネルギーを放出する可能性が考えられる。このような再臨界が発生することがないように、炉心燃料設計の段階からあらかじめ考慮し、即発臨界を超過しないこと、及び熔融燃料が集中しないよう、熔融初期に炉心外に流出するような工夫を講じることを再臨界回避方策という。

錯体：中心となるイオンに別のイオンが結合した集合体。溶媒抽出法では、一旦硝酸に溶かし硝酸塩となっているPuの状態をつくり、これがTBPと錯体を形成することにより、有機相にPuが移動する。直接抽出法では初めからTBPと硝酸錯体の混合液を用意し、これに固体のPu等と接触させて一気にTBP・硝酸塩の錯体を作る。

酸化物電解法：酸化雰囲気下で、酸化物の使用済燃料を熔融塩（LiCl-CsClなど）中で塩素ガスを吹き込みながら溶解（塩素化溶解）し、酸化・還元電位の差やプロセスガス中の酸素や塩素の分圧を制御することによって、アクチノイド元素を酸化物（ウラン酸化物、プルトニウム酸化物）として陰極表面上に電解析出させる乾式再処理法。基本プロセスは、析出物が理論密度に近い顆粒状であるため、バイバック振動充填法による燃料製造のための顆粒製造技術としてロシアRIARが開発した。

酸化物燃料（MOX燃料）：ウラン酸化物とプルトニウム酸化物を混合して作った燃料。我が国では新型転換炉「ふげん」、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」で使用されている。軽水炉で用いるMOX燃料は「プルサーマル燃料」と呼ばれて、仏国、独国などで2000体を超える使用実績がある。

酸化物分散強化型フェライト鋼 ⇒ 「ODS鋼」参照

3次元免震：建屋及び機器を水平方向（2次元）だけでなく上下方向にも免震する手法。3次元免震装置により建屋及び機器への地震力が緩和され、プラントの構造設計における耐震性の向上を図ることができる。

酸素ゲッター：MOX燃料はウラン酸化物とプルトニウム酸化物で構成されているが、このMOX燃料の酸素比率（O/M比）を調節するために添加される成分を酸素ゲッターという。MOX燃料は、燃焼初期のステンレス鋼被覆管との共存性は良好であるが、照射の進行に

したがって単体酸素濃度の増加（核分裂に伴い、ウランやプルトニウムと結合していた酸素が解放される）と FP の蓄積により被覆管の腐食が起りやすくなる。このため、単体酸素濃度の上昇を抑制するため、金属ウランなどを酸素ゲッターとして燃料に添加する。

自己作動型炉停止機構 ⇒ 「SASS」参照

質量管理：燃料サイクル施設における臨界管理の方法の一つ。一度に取扱う核燃料物質の質量を制限することにより、臨界になることを防ぐ方法。

射出鑄造法：金属燃料の製造に適用される技術。溶融した合金成分を減圧したモールドという鑄型に圧力差を利用して鑄込む技術であり、一度に数 10 本以上の単位で燃料スラグが製造できる特徴を有しており、現在のペレット形状をした酸化物燃料の製造に比較して、プロセスが極めて簡単で大量の生産に向いており、経済性に優れる。

重金属密度：重金属とは、比重 5 以上の金属を指す。原子炉で使用されるウラン、プルトニウムのような核燃料物質及び冷却材の一種である鉛、ビスマスが相当する。高速増殖炉では燃料物質中のアクチノイド元素の密度を重金属密度と呼び、炉心特性を表す指標の一つとして使用する。ちなみに、酸化物／窒化物／金属燃料の重金属密度は、それぞれ 9.75/13.52/14.2 (g/cm³) である。

受動安全性：一般に原子炉システムは、事故などに備えて事象を安全に終息させる機能を備えている。この機能を働かせる際に、非常用ディーゼル発電機などの駆動源が必要なポンプ、ファンなどの動的機器や制御系を用いる場合と、重力、放熱などの自然の物理現象を活用する場合がある。後者のように外部からの動力や駆動信号などを必要とせず、異常時に原子炉で生じる物理現象に基づいて自然に安全を確保できる特性を受動安全性という。

蒸気発生器 ⇒ 「SG」参照

晶析法：溶液を過飽和にして溶質を結晶として取り出す操作をいう。温度変化による溶解度変化の小さなものは蒸発濃縮により過飽和状態を作り出す。温度変化により溶解度が急激に減少するものは冷却法を用いる。一般産業分野では、葉の精製等に利用されている。使用済燃料の溶解液からのウラン（硝酸ウラニル）の晶析は後者によるが、旧西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所でのウラン精製への適用例を除き、世界的にも実施例がない。今後、ウラニル晶析条件の把握を始め、プルトニウム及び核分裂生成物との分離性の確認が晶析法の成立性の判断に必要となる。

ショートプロセス：酸化物燃料製造法として、旧動燃時代より開発している簡素化燃料製造法。転換工程でプルトニウムの富化度調整、高流動性の MOX 粉への転換を行い、ペレット工程では原料秤量、均一化混合及び造粒などを削除する。製品スペックアウトは乾式回収せず、転換工程で湿式回収を図る。これらの合理化により、従来工程に比べ大幅な工程数の削減を図る。

除染係数 (DF : Decontamination Factor) : 燃料サイクルにおける製品の不純物である放射性物質が、除染処理によって除去される程度を示す指標である。通常、除染処理前

の放射能濃度を処理後の放射能濃度で割った値で表す。再処理工程において精製したウランあるいはプルトニウム製品の除染係数は、〔使用済燃料の放射能濃度〕 / 〔再処理後の製品中の放射能濃度〕の比（ここで、放射能濃度は特定核種の濃度とする場合もある）で求められ、除染係数が高いほど、核分裂生成物などの不純物が除去されたことを意味する。

人工鉱物：天然鉱物であるソーダライト (sodalite) が3次元のかご状構造の中に塩化物を安定に保持していることを利用して、人工的に合成したソーダライトの結晶中に乾式再処理法における電解工程の溶媒などの塩化物形態の廃棄物を固化したもの。基礎試験レベルではガラス固化体と同等以上の耐浸出特性を持つという見通しが得られており、塩廃棄物の固化体として実用化に向けた研究開発が進められている。

深層防護：原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられていることをいう。深層防護は、次の3段階からなる。第一段階は、安全確保のための設計で、異常の発生を防止するため、安全上余裕のある設計、誤操作や誤動作を防止する設計、自然災害に対処できる設計が採用されている。第二段階は、事故拡大防止の方策であって、万一異常が発生しても事故への拡大を防止するため、異常を早く発見できる設計、原子炉を緊急に停止できる設計が採用されている。第三段階は、放射性物質の放出防止の方策で、万一事故が発生しても放射性物質の異常な放出を防止するための原子炉格納容器や ECCS (緊急炉心冷却装置) が備えられている。多重防護ともいう。

振動充填法：顆粒燃料 (球状、非球状) を振動させている被覆管の中に流し込み、高密度に充填することにより、燃料ピンに加工する方法。現行の機械混合法によるペレット燃料製造と比較してプロセスが簡略化でき、粒子の取り扱いも容易なことから、遠隔技術による燃料製造工程の実現が期待される。また製造ラインの自動化が容易と考えられることから、低除染の燃料製造法としての展開も考えられる。顆粒燃料の製造には、硝酸プルトニウム及び硝酸ウラニルの混液を出発液として、試薬中に液滴を滴下してゲル化反応により造粒し、洗浄及び乾燥工程を経て仮焼・還元後、焼結する湿式法、電析あるいは沈殿により製造したウラン酸化物 (UO_2)、プルトニウム酸化物 (PuO_2) を粉砕、分級する乾式法の二法がある。

スフェアバック燃料：MOX などの小さな球状の粒子燃料を被覆管に充填した燃料ピンをスフェアバック燃料という。この際、充填密度を上げるため被覆管に振動を与えながら 2~3 種類 (数 $10\mu m$ ~ $1000\mu m$) の径の粒子を組み合わせで充填する。スフェアバック燃料製造ではペレット燃料製造工程で必要な微粉末取り扱い、ペレット成型などの工程が不要であり、工程の簡素化の可能性があり燃料製造コスト低減が期待できる。また遠隔製造に優れた燃料製造工程とできる可能性があり、MA、FP を同伴した燃料製造への適用が期待できる。

スミア密度：出力密度 (線出力) は、当該位置の中性子密度、燃料ピン内の核分裂性物質の量などに依存するが、被覆管内の核分裂性物質の量は、原料の状態や濃度、燃料製造方法などによって異なる (例：ペレット-被覆管の内径よりもやや小さめの円柱状の燃

材料が装填されている状態／振動充填燃料－被覆管内に小さな粒子が詰め込まれている状態)。高速炉では中性子のエネルギーが高いため、被覆管内の幾何学的な形状はほぼ無視できることから、ペレット燃料・振動充填燃料で統一的に使える燃料仕様として、被覆管内の全領域で均質化（スミアあるいはスメア）した密度を用いる。

制御棒誤引き抜き：例えば、原子炉運転中に誤って制御棒が引き抜かれると、炉心に過度な正の反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度の上昇を引き起こす。このように、あらかじめ計画されていない過度の正の反応度添加を原因とする事象を指す。

静的機器：ポンプ・電動弁などの外部からの動力を要する機器に対して、重力による冷却水注入など外部からの動力を要しない機器をいう。

ゼオライト：沸石とも呼ばれる。工業的に合成され、吸着剤、排水処理剤、紙の充填剤、などに用いられる。

世界エネルギー会議：エネルギーと環境、エネルギーと社会、エネルギーの経済に及ぼす影響、エネルギー有効利用などのエネルギーに関連した広汎な問題について研究、分析、討議し、社会及びエネルギー政策決定者に対して、意見、助言、勧告を国際的に提供することを目的とする非政治的な非営利組織。国連の信任を得た組織であり、本部事務局を英国ロンドンにおき、世界の約 90 カ国のエネルギー関係者が参加する。世界各国の主要なエネルギー関係者（主催国首脳、各国エネルギー担当大臣を含む 3 千人～5 千人）が一堂に会する定期大会を 3 年ごとに開催している。

先進湿式法 (NEXT : New EXtraction System for TRU Recovery) :軽水炉燃料の再処理法として実績のある PUREX 法をベースに、経済性向上、廃棄物発生量低減、核拡散抵抗性向上の観点から、これを大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法」(抽出溶媒に TBP を用いるが、プルトニウムをウラン及びネプツニウムと分離せず、低除染で共回収する)と、あらかじめウランを粗取りする「晶析法」を組み合わせ、さらに MA 回収機能を付加した先進的な湿式再処理方法。

増殖比 (Breeding Ratio) :原子炉の運転に伴いウラン 235 やプルトニウム 239 などの核分裂性物質が核分裂などで減少する割合に対して、ウラン 238、プルトニウム 240 などから新たに中性子を吸収して核分裂性物質 (プルトニウム 239、プルトニウム 241 など) を生成する割合の比率をいう。特にその比が 1.0 をこえる場合を「増殖比」、1.0 以下の場合を「転換比」と呼ぶ。

ソルトフリー：再処理工程における塩の発生を伴わないプロセス技術のこと。溶媒抽出法による再処理主分離工程 (分離、精製、溶媒再生) の各ステップにおいて、分解してガス化する化学試薬による反応操作とその廃試薬を電気分解により処理する方法、あるいは化学試薬を用いず直接 (in situ) 電気化学を適用して反応を操作する方法をいい、それらを包括的に組み合わせることによって、工程操作にともなう塩を完全に排除することが可能となる。この結果、放射性廃液の高濃縮・高減容が可能となることから、処分の合理化が図られる。

ダイ潤滑方式：成型の際の粉末と型の間強い摩擦が発生すると、圧力が不均一となって

歪が発生したり、型が破損するなどの不具合の原因となるため、通常は粉末中に潤滑材を混合させるという方法がとられる。ダイ潤滑方式とは、型の内壁への潤滑剤の塗布と成型を交互に行い、形を崩さずにスムーズに金属型から製品を大量に抜き出す方法であり、従来必要であった潤滑材添加や混合の手間を省略できるため、工程の合理化を期待できる。

脱被覆：再処理の前処理として使用済燃料ピンから燃料被覆管を除去し燃料と分けること。

タンク型 (Tank Type)：高速増殖炉の炉型は原子炉冷却材などの循環系から見てループ型とタンク型に大別される。タンク型高速増殖炉は、1次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に收容するので機器配置のコンパクト化を図りやすいが、大きな原子炉容器を必要とするため、その耐震性を確保することが難しいと言われている。

単軸縦型ガスタービン：実用化戦略調査研究で設計検討を行っているヘリウムガス冷却高速炉では、発電機・タービン・コンプレッサが同軸にある単軸式、床設置面積が小さい縦置き型を採用している。単軸縦型ガスタービンを採用することにより、ガスタービンユニットを包蔵する原子炉格納容器の容積が低減でき、多軸式あるいは横置き型と比べて物量の削減が期待できる。単軸縦型はこれまでに実績の無い方式で多くの開発課題を有するが、海外の高温ガス炉設計 (GT-MHR) で設計・開発が進められている。

炭素熱還元：酸化物燃料を炭化物または窒化物燃料に転換する方法。炭素熱還元法では、酸化物と炭素の混合物を、それぞれ真空中あるいは窒素ガス気流中で約 1500℃に加熱することにより、残量酸素量が 0.1%以下の炭化物や窒化物を製造することができる。

単離：元素単体の形で分離すること。

窒化物燃料：ウランの場合は UN、プルトニウムの場合は PuN である窒素化合物の燃料。熱伝導性が金属燃料並に良好であり、融点が高い特徴を有する。

窒素同位体 N-15 ⇒ N-15

中性子経済：原子炉内で核分裂によって生成する中性子と、炉内の各種材料に吸収されたり漏れる中性子との差し引き勘定を中性子経済という。核燃料の燃焼率を高めたり、核分裂性の Pu-239 や U-233 の生成を効率よく行うためには、中性子経済のよいことが必要である。また、核分裂連鎖反応を起こしたり、増殖反応を進めたりするため、中性子を無駄なく有効に利用することをさす場合もある。このために中性子の不必要な吸収や漏れを少なくすることが重要である。

中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger)：ナトリウムや熔融塩などで炉心を冷却する原子炉では、熱交換器の伝熱管に欠陥が生ずる場合に備えて、二段階熱交換方式が採用される場合がある。この場合、原子炉側からみて初段の熱交換器を中間熱交換器という。例えば、ナトリウムで炉心を冷却する高速増殖原型炉「もんじゅ」では、炉心で加熱された1次側ナトリウムの熱エネルギーを、初段の熱交換器である中間熱交換器で2次側ナトリウムに伝え、そのナトリウムと3次側の水とを二段目の熱交換器である蒸気発生器で熱交換させることで、発電用蒸気を得る。したがって、万一蒸気発生器に欠陥が生じナトリウムと水との反応が起っても、炉心にまで影響を及ぼすことのない

いようになっている。

抽出クロマトグラフィー：イオン交換法の原理に基づき、交換体への任意の元素の吸着速度を制御する手法。

超ウラン元素 (TRU: Transuranium)：原子番号がウラン (原子番号 92) より大きい元素。ネプツニウム (Np, 93)、プルトニウム (Pu, 94)、アメリシウム (Am, 95)、キュリウム (Cm, 96) などの人工の放射性元素で、現在 112 番元素までが知られている。超ウラン元素のほとんどが α 崩壊して α 線を放出する。

長寿命 FP ⇒ 「LLFP」参照

長半減期 FP ⇒ 「LLFP」参照

超臨界直接抽出法：ウラン、プルトニウムの超臨界直接抽出技術は、硝酸を配位させた溶媒を超臨界圧状態 (高圧) の二酸化炭素で希釈し、これを粉体化した燃料に直接接触させて溶媒抽出を行うプロセスである。この抽出法は、溶解工程や清澄工程を削減できると同時に、多くの核分裂生成物を固体で分離するために高レベル廃液処理工程を簡素化できるなど、経済性の大幅な向上が期待できる。

直管型蒸気発生器：2 次ナトリウム系の熱を用いてタービンを駆動させるための蒸気を生成する機器で、伝熱管が曲がり部を有しない直線状のものを直管型蒸気発生器と言う。蒸気発生器の製造が容易で物量が少ないため製作費が低い利点があるが、伝熱管の座屈や水側の流動についての注意が必要となる。

直接ガスタービン方式：一般的に「ガスタービンエンジン」と呼ばれ、内燃機関の一種で高温の気体の流れによりタービン (羽根車) を回転させることで、動力または推進力を発生させる熱機関をいう。身近なガスタービンとしては、飛行機のジェットエンジンがあるが、発電用として用いた場合のメリットとしては、小型で高出力が得られることが挙げられる。

直接処分：原子力発電所で発生する使用済燃料を再処理せず、直接地層処分することをいう。

直接抽出法：溶媒抽出法では、一旦硝酸に溶かし硝酸塩となっている Pu の状態をつくり、これが TBP と錯体を形成することにより有機相に Pu が移動するが、直接抽出法では初めから TBP と硝酸の混合液を用意し、これに Pu を接触させて一気に TBP・硝酸塩の錯体を作る。固体である使用済燃料から直接 U/TRU を回収することができ、試薬量を少なくすることによる廃液発生量低減や機器設備の合理化 (溶解から抽出までの工程を 1 つの機器で実施) だけでなく、抽出済みのものが固体 (スラッジ) なので、廃液濃縮設備などの設備が不要となる。

低除染：再処理の目的は使用済燃料中の FP を除去し、所定の純度の核物質 (ウラン、プルトニウム) を回収することである。再処理前後の核物質中の FP の割合の比を除染係数といい、従来の軽水炉再処理では $10^6 \sim 10^8$ が要求される。これに対し、高速増殖炉では中性子経済が良いため、軽水炉ほどの除染は必要とされない。現在までの評価では、5~4000 程度を低除染の指標としている。

低除染 TRU 燃料：FP の除染係数の低い再処理製品を原料として製造される TRU 燃料である。高速増殖炉の燃料は軽水炉に比べて不純物の許容量を高くとることができるため、FP を徹底的に除染する必要はなく、再処理工程を簡素化することが可能である。

テトラヒドロフルフリルアルコール (THFA)：脂肪、ろう、樹脂の溶剤などに用いられる。

デブリ：炉心損傷事故時において、溶融または崩壊した燃料棒などが冷却材中で冷却され、がれき (debris) 状となったもの。

電解精製：高温冶金技術に基づく乾式再処理法では、電解により目的物質を電極に析出させるとき、酸化還元電位の相違から不純物の多くは析出せずに電解液中に残る。すなわち目的物であるウラン、プルトニウムなどが精製され、不純物である放射性生成物が除去される。乾式再処理法は一般に湿式再処理法に比べ不純物の除去の割合 (除染係数) は小さいが、高速増殖炉サイクルとして実用的なレベルの除染係数を得るのは比較的容易である。

同時電解：燃料を陽極で溶解しつつ、溶融塩中から UO_2 を陰極に析出させる方法。

ドロス処理工程：金属電解法において、不純物などから混入した酸素により酸化された U/TRU の酸化物 (ドロス) を回収し、再び塩化物に還元して主工程に戻す工程。

内部転換比：ブランケットを除いた炉心燃料の転換比を内部転換比という。なお、転換比とは、原子炉における「中性子の吸収によって親物質から生成された核分裂性物質質量」の「核分裂するために消費された核分裂性物質質量」に対する割合をいう。

鉛ビスマス (Pb-Bi)：鉛 (Pb) とビスマス (Bi) の合金。鉛単体の融点 (約 330°C) に比べ、Pu と Bi を混合すると共晶反応により融点が下がる。Pb-Bi 系では両者を 45:55 に混合した場合の融点が約 120°C と最も低く、高速増殖炉の冷却材として扱いやすくなる。このため、冷却材を液体状態に保つための予熱系 (電気ヒータなど) については、ナトリウム冷却炉 (ナトリウムの融点、約 100°C) のために開発された技術を適用できる利点がある。しかしながら、ビスマスが中性子を吸収すると α 放射性的のポロニウムが生成されることから、保守作業に対する影響に注意が必要である。

鉛リン酸ガラス：主に $(\text{PbO})_x (\text{P}_2\text{O}_5)_y$ を骨格とするガラス。

燃料スミア密度：燃料の 100%理論密度 (TD: Theoretical Density) に対し、被覆管内面に燃料を均一にならした密度との比率。%TD で表現する。

燃料スラグ：射出鑄造法により製造した高速増殖炉用の金属燃料で、溶融した合金を鑄型に鑄込んで成型した細長い棒状の燃料。

燃料-被覆管機械的相互作用：燃料の温度上昇やスウェリングにより膨張した燃料と被覆管内面とが接触し被覆管への機械的応力、変形を生じさせる現象。燃焼度が 2 万 MWd/t 以上の燃料、炉の出力上昇時などに考慮が必要となる。

焙焼：対象物が溶解しない程度の温度で酸素や水蒸気などと相互に作用させて、後の工程で処理しやすい化合物に変化させたり、成分の一部を気化させて除去する操作。

バイバック燃料：振動充填燃料。核燃料の製造の燃料棒製造において顆粒状の核燃料物質を被覆管中に充填する方法であり、実用上適切な高密度を得るために通常は充填中や充

填後に被覆管に振動を加える。狭義には真球状の粒子を充填する「スフェアパック燃料」と区別して不定形の顆粒を用いるものを通常、「バイパック燃料」と呼ぶ。広義には両者を総称してバイパック燃料と呼ぶ場合もある。顆粒の直径は数十ミクロンから 1mm 程度であり、一般に核燃料に用いられるペレット型燃料に比べ、放射線防護上厄介な微粉末が大幅に少なく、また製造公差が緩いことから、将来の遠隔自動化燃料製造プラントへの適用性が高いと期待される。

ハイブリッド熱化学法：硫酸を用いて水を分解することにより水素を製造する手法の一つ。硫酸を用いた水素製造法は、硫酸を SO_3 ガスに熱分解する過程で 800°C 以上の温度を必要とするのに対し、この部分に電気分解を用いることにより、利用温度を 500°C 程度まで低下させている。また、水を原料としているため二酸化炭素を排出しない。

バッチ処理：連続処理ではなく、一定量ずつに分けて処理すること。

反応度挿入型スクラム失敗事象 ⇒ 「UTOP」参照

非均質炉心：高速増殖炉の炉心型式のうち、炉心領域内にブランケット燃料を混在させたものを非均質炉心と呼ぶ。径方向に非均質炉心を構成したものを「径方向非均質炉心」、炉心の上下方向に非均質炉心を構成したものを「軸方向非均質炉心」という。非均質炉心は、ボイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。（「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照）

被覆管燃料：ジルコニウムやステンレスなどの材料でできた円筒形の管（被覆管）に燃料（ペレット燃料、振動充填による粉体燃料）を納めたもの。燃料の燃焼とともに放出される FP ガスを蓄えるためのガスプレナムが、燃料の上部または上下部に設けられる。通常、被覆管の内部には、冷却材との圧力バランス調整と冷却材への熱伝達をよくするため、ボンド材と称する不活性なヘリウムガスまたはナトリウムを充填する。

被覆粒子燃料：被覆粒子燃料は、燃料核と呼ばれる直径数百 μm ~ 1mm 程度の燃料（酸化物燃料または窒化物燃料）を、核分裂生成物（FP）の緩衝や障壁機能をもつ複数層で被覆したもので、窒化物燃料の被覆については、窒化チタン (TiN) などについて検討中である。

フッ化物揮発法：使用済燃料をフッ化物に変換し、そのフッ化挙動や蒸気圧などの相違、あるいは吸着性など化学的性質の差を利用して、ウランやプルトニウムを分離する再処理方式。フッ化反応は高温下のアルミナ流動床や高温のフレイムタワー型反応炉などで行われるが、工学的には高放射性粉流体の取り扱い、遠隔保守の技術、プロセス化学的にはプルトニウム、MA の挙動などが課題である。ロシア、米国 ANL、旧日本原子力研究所などで開発実績がある。

不溶解残渣：再処理の溶解工程において一部溶媒に溶解せずに固体のまま残る成分。モリブデン、テクニチウム、ルテニウム、ロジウム、パラジウムなどの白金族元素の一部が、単体または合金状などの不溶解固体粒子として溶解液中に分散して存在する。

ブランケット：核分裂性物質に転換する目的で、炉心内もしくはその周囲に配置される親物質をいう。プルトニウムを利用する高速増殖炉では、親物質であるウラン 238 をブラ

ンケット材とし、燃料ピンの上下端部に配置（軸方向ブランケット）する場合や、炉心の外周部にブランケット材だけで集合体（ブランケット集合体）を作って配置（径方向ブランケット）する設計例が多い。ブランケット集合体を、炉心内部に、燃料集合体と交互に配置する炉心設計を、非均質炉心という。（「均質炉心」、「非均質炉心」参照）

ペレット燃料：ペレット（Pellet）は一般には、球状または円柱状の物体を指す。高速増殖炉ではMOX粉末を成型し焼結してセラミックス質にした円柱状の中空燃料ペレットをいう。ペレットを積み重ねて燃料被覆管に挿入し燃料棒（ピン）とする。

ボイド反応度：固体燃料と冷却材に液体を用いる原子炉の炉心内において、冷却材の沸騰あるいは気泡通過などの原因によるボイド（気泡）化による炉心反応度に及ぼす核的な反応度効果。ナトリウムを冷却材に用いる高速増殖炉では、冷却材の沸点が炉心内では900℃以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷を仮定した場合には、冷却材沸騰（ボイド化）による正の反応度効果が炉心損傷の事象推移に影響を与えることが、炉心損傷事故に関する研究から示されており、再臨界を回避するためには正のボイド反応度の大きさを制限する必要がある。（「炉心損傷事故」、「再臨界回避」参照）

崩壊熱除去：原子炉では核分裂連鎖反応によりエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物が生成される。この核分裂生成物は放射性物質であり、核崩壊により放射線を放出しながら熱を発生する。このため原子炉の炉心は、炉停止後も核分裂生成物の崩壊により、持続して熱が発生する。これを崩壊熱といい、その発生量は、原子炉停止直後では、定格出力の約10%に相当する。その後、核分裂生成物の崩壊に伴って崩壊熱の発生量は減少する。したがって原子炉は運転停止後もこの崩壊熱を除去する必要があり、この目的のための冷却系を崩壊熱除去系（余熱除去系）と呼ぶ。

保障措置：原子力平和のための核物質並びに設備、資材及び情報が核兵器などへ転用ないしは利用されていないことを保証するために取られる措置。

ホットセル：高放射性物質を取り扱えるように十分な遮蔽を施した実験室などの一区画をいう。遮蔽壁の外側からマニピュレータなどの遠隔操作器具により、自由に安全に実験が行えるようになっている。

ポリビニルアルコール（PVA）：のり材、水性塗料、接着剤などに用いられる。

ボンド Na：被覆管内での燃料のスウェリングなどによる燃料と被覆管の機械的相互作用を避けるためには、被覆管と燃料とのギャップを拡大することが考えられるが、燃料と被覆管との熱伝達が悪くなることから、この対策としてギャップに金属などの熱伝導の良い物質を充填する方法が考えられる。このように燃料と被覆管の間の熱伝達性能を強めるために充填される材料をボンド材という。金属燃料は、熱伝導率は良いが融点の低い金属を高い線出力で用いるため、燃料と被覆管の隙間にナトリウムを詰める。運転中に沸騰しないこと、材料との共存性などの観点からナトリウムが選択されている。

マイクロ波脱硝：各種の物質の組成中に含まれるNO_x成分を除去するための操作を脱硝と**いう**。燃料製造では、硝酸ウラニルと硝酸プルトニウム混合硝酸水溶液をマイクロ波発

振装置（大型の電子レンジのようなもの）により加熱・脱硝している。

マイナーアクチニド ⇒ 「MA」参照

溶媒抽出法：完全には混ざり合わない二種類の液体間で、一方の液体中の特定の成分を他方の液体中に移動させるプロセスのことで液-液抽出ともいう。PUREX法は溶媒抽出法の代表的なもので、燃料を溶解した硝酸水溶液からドデカンなどで希釈したTBP（リン酸トリブチル：抽出剤）中にウラン、プルトニウムを抽出する。高レベル廃液の群分離工程にもこの溶媒抽出法の応用が研究されており、高レベル廃液からのマイナーアクチニドの分離回収、またマイナーアクチニドと希土類元素との分離のために、様々な溶媒抽出系が試されている。

溶融塩（Molten Salt）：溶融塩とは、塩が高温で溶融してできた液体のことである。塩とは一般に酸とアルカリとが化学的に中和しあって生ずる化合物であり、反応により不活性で安定な化合物になる。また、溶融塩は中性子を減速し難いため（非減速系）、水を使う湿式再処理法に比べ、臨界上の核燃料物質の取扱量の制約が緩和される利点がある。溶融塩炉で用いられる溶融塩はフッ化物溶融塩であり、この物質もまた不活性で安定な化合物である。

流量喪失型スクラム失敗事象 ⇒ 「ULOF」参照

理論密度：燃料物質の結晶の格子定数から計算される理論的な密度。ペレット燃料などの焼結燃料の密度は理論密度より低くなるため、密度を理論密度に対する比として表すことが多い。

臨界管理：燃料サイクル施設において臨界事故の発生を防止するために核燃料物質を管理すること。取扱う容器の形状により臨界を防止する形状管理と、取扱う量そのものを制限する質量管理、取り扱い時の濃度により管理する濃度管理などの方法がある。

ループ型（Loop Type）：高速増殖炉の炉型は原子炉冷却材などの循環系から見てループ型とタンク型に大別される。ループ型高速増殖炉は、原子炉容器内に炉心、反射体などのみを収容し、1次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に入れずそれらを配管で結合する構造である。ループ型は機器の独立性が高く、保守・補修時の接近性に優れている。

炉心上部機構 ⇒ 「UIS」参照

炉心損傷の発生頻度：原子力発電所に対する確率論的安全評価（PSA）を実施する場合、公衆の安全という観点では、炉心が損傷し、大量の放射性物質が放出される可能性があるような苛酷な事故、いわゆる「シビアアクシデント（苛酷事故）」を解析の対象とする。

PSAでは、起回事象の発生頻度並びに起回事象発生時にその拡大を防止するために予め設けられている安全機能の成功及び失敗の発生頻度に基づき、炉心損傷に至る頻度を評価する。

炉心取出平均燃焼度：燃料交換時に取り出される燃料集合体に対する平均燃焼度を指す。すなわち、取り出されるすべての燃料集合体の燃焼度の和をとり、燃料集合体体数で割

った平均値である。

炉心燃料体積比：燃料集合体断面積に対する燃料断面積の割合をいう。

炉心損傷事故（CDA：Core Disruptive Accident）：一般に高速増殖炉では、プラントの安全性を評価するための事故を想定しても、炉心での冷却材沸騰や燃料破損は生じることなく、また格納施設の健全性を損なうことはない。しかし、高速増殖炉では軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度（あるいはウラン濃縮度）の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認する。この仮想的な安全評価事象が炉心損傷事故である。高速増殖炉の開発当初から安全設計・評価が行われ、高速増殖炉の安全研究の重要課題の一つとなってきた。仮想的炉心損傷事故（HCDA：Hypothetical Core Disruptive Accident）とも呼ばれる。

六角ブロック型燃料：SiCの固相マトリクス内にTiN被覆粒子を分散させた六角ブロック状の燃料体で、多数の冷却管が内部を貫通する構造である。ブロック型燃料体の構造的な成立性、製造・再処理技術などが開発課題となるが、燃料及びFPの閉じ込め性に優れる。