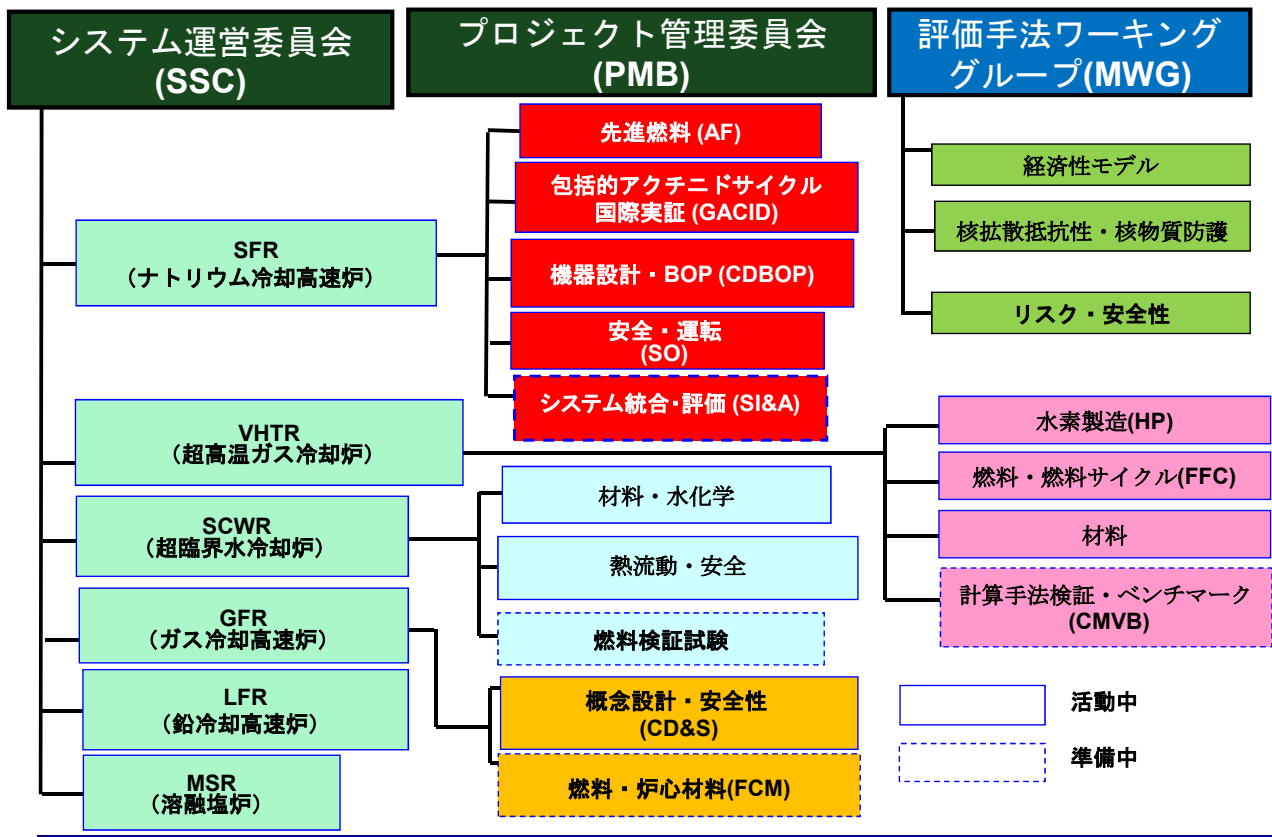


GIF 6 システムの研究開発プロジェクト



IAEAとGIFのSFR安全設計クライテリアの議論

GIF政策グループ (PG) は第4世代ナトリウム冷却炉 (SFR)の安全設計クライテリア (SDC) の策定を提案 (2010年10月),
 タスクホース確立のための趣意書 (ToR)の承認 (2011年5月).

- GIF-IAEA SFR 共同ワークショップ,
 第1回: 「SFRの運転と安全側面」 (2010年6月23-25日、IAEA)
 第2回: 「SFRの安全側面」 (2011年11月30日-12月1日、IAEA)
 第3回: 「SFRのための安全設計クライテリア」 (2013年2月26-27日)

第4世代炉の安全性は、第3世代/第3世代+の安全性と同等、またはより優れていなければならない



GIFでSFR SDCの要件の定量化についてさらに議論され、
 またSDCは、IAEAにて評価される

GIFの安全性・信頼性目標と安全アプローチ

SR-1: 運転時の安全性と信頼性において優れていること

平常運転時の安全性と信頼性、起こり得る運転時の事象, and likely kinds of operational events that set forced outage rate

SR-2: 炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと

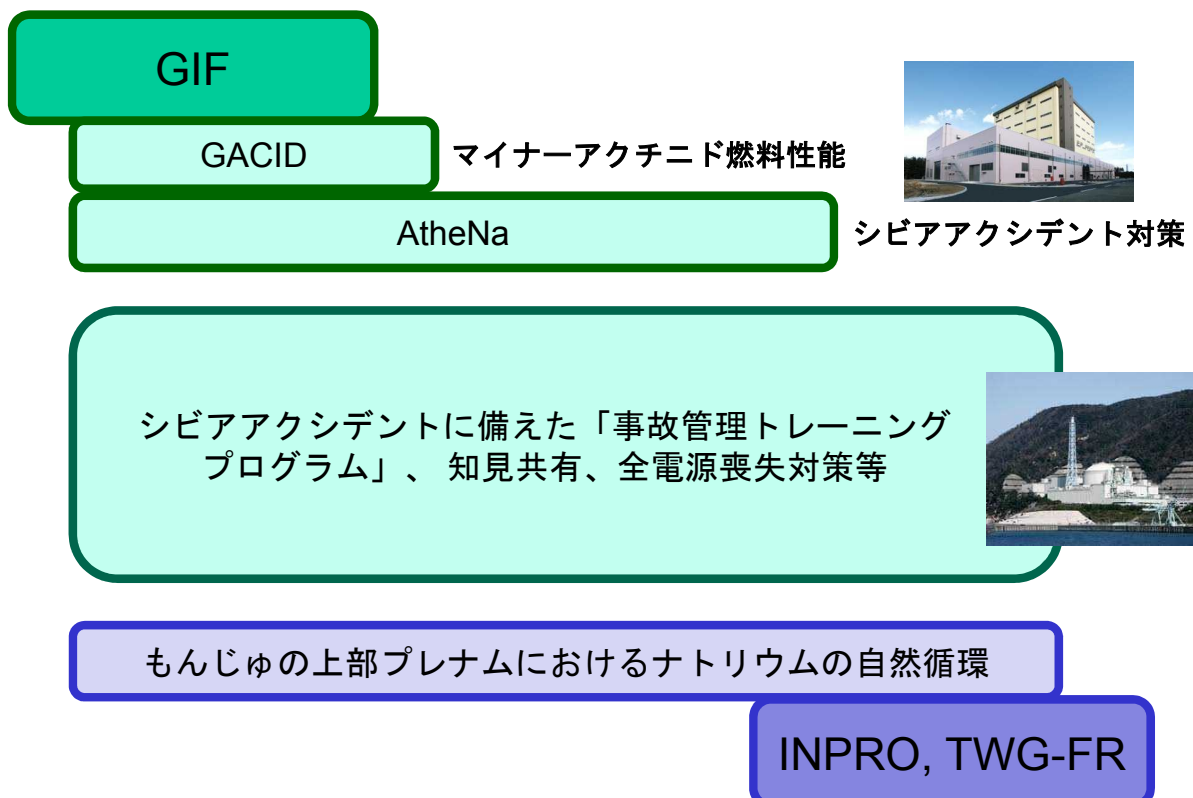
起因事象頻度の最小化、いかなる起因事象も炉心の損傷なしに抑制、緩和する設計特性

SR-3: 敷地外緊急時対応の必要性が排除できるほど高い安全性を有すること

放射性物質放出の可能性を小さくする、過酷プラント状態を管理、緩和するための安全基本設計概念

- 深層防護
- リスクインフォームド
- 追加的 (add-in) 安全機能ではなく設計強化 (built-in) による安全機能
- GIFの安全性・信頼性目標をかなえる高い安全性

もんじゅを活用した国際協力



ご清聴ありがとうございます！

**科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会
もんじゅ研究計画作業部会 構成員**

主査	山名 元	京都大学原子炉実験所教授
主査代理	稲田 文夫	一般財団法人電力中央研究所 原子力技術研究所副所長
	大島 まり	東京大学大学院情報学環・生産技術研究所教授
	笠原 直人	東京大学大学院工学系研究科教授
	北田 孝典	大阪大学大学院工学研究科准教授
	黒崎 健	大阪大学大学院工学研究科准教授
	永井 康介	東北大学金属材料研究所教授
	村上 朋子	一般財団法人日本エネルギー経済研究所 戦略研究ユニット原子力グループマネージャー
	山口 彰	大阪大学大学院工学研究科教授

計 9名

※役職は平成25年10月1日現在

**科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会
もんじゅ研究計画作業部会 検討の経緯**

第1回 平成24年10月29日(月)

- (1)もんじゅ研究計画作業部会について
- (2)革新的エネルギー・環境戦略について
- (3)研究計画策定に向けた検討事項について
- (4)高速増殖炉サイクルの研究開発の従来の計画及びこれまでの成果について

第2回 平成24年11月8日(木)

- (1)もんじゅ研究計画の策定における基本的考え方
- (2)「もんじゅ」が達成すべき事項及び具体的な研究計画

第3回 平成24年11月21日(水)

- (1)廃棄物の減容・有害度の低減のために「もんじゅ」等を活用して行うべき研究開発について
- (2)「もんじゅ」等の安全性強化に関する研究開発について

第4回 平成24年11月30日(金)

- (1)「もんじゅ」において研究開発する技術の重要度/優先度分類について
- (2)「もんじゅ」等の安全性強化に関する研究開発について

第5回 平成24年12月11日(火)

- (1)中間的な論点の取りまとめ(案)について

第6回 平成25年1月22日(火)

- (1)中間的な論点の取りまとめの報告
- (2)高速増殖炉/高速炉の安全性強化を目指した研究開発について
- (3)国際協力の下での高速増殖炉/高速炉サイクル研究開発について

第7回 平成25年3月29日(金)

- (1)「もんじゅ」の研究開発における個別の研究開発課題の実施概要について
- (2)安全関連研究に係る全体像について
- (3)「もんじゅ」における保守管理上の不備について

第8回 平成25年5月1日(水)

- (1)廃棄物の減容・有害度の低減のためのシステム概念と研究開発課題について
- (2)「もんじゅ」を活用した国際共同研究に関する国際ワークショップの開催結果について

第9回 平成25年6月12日(水)

- (1)「もんじゅ」における保守管理上の不備について
- (2)日本原子力研究開発機構改革本部の設置について
- (3)「もんじゅ」の研究開発体制・運転管理体制の在り方について

第10回 平成25年7月16日(火)

- (1)国際協力の下での高速増殖炉/高速炉サイクルの研究開発について
- (2)廃棄物の減容・有害度の低減のためのシステム概念と研究開発課題について

第11回 平成25年8月29日(木)

- (1)「もんじゅ」研究計画 骨子(案)について

第12回 平成25年9月25日(水)

- (1)「もんじゅ」研究計画(案)について

用語解説

AC (Air Cooler)

空気冷却器。ナトリウムをフィン(効率良く放熱するために設けた突起状の構造物)の付いた伝熱管群に流して、空気により除熱する空冷の熱交換器のこと。

ADS (Accelerator Driven System)

加速器駆動システム。加速器駆動未臨界システム、加速器駆動核変換システムと呼ぶ場合もある。大強度の陽子加速器、核破砕ターゲット、マイナーアクチノイド(MA)を燃料とした炉心から構成され、長寿命放射性核種であるMAや核分裂生成物(FP)を短寿命又は安定核種に核変換することを目的としている。加速器から得られる高エネルギーの陽子ビームを核破砕ターゲット(熔融金属の鉛・ビスマスなど)に当て、核破砕反応により大量の中性子を発生させ、それにより燃料中のMAやFPを核変換させる。

AM (Accident Management)

「アクシデントマネジメント」の項を参照。

AOT (Allowed Outage Time)

許容待機除外時間。保安規定の維持基準に定められている待機系が1系列故障したときに、修復のために待機しなくても良いことが許される時間。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/16/0671.html> 〕

ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)

フランス原子力庁(CEA)を中心に開発が進められている電気出力60万kWeのナトリウム冷却型高速炉の統合技術実証炉。第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)や二国間協力による各国政府との活動があるほか、仏国内外のメーカーが参画している。2019年までに詳細概念設計を完了し、2025年頃の運転開始を目指した建設開始を判断する計画である。

AtheNa (Advanced Technology Experiment Sodium(Na) Facility)

冷却系機器開発試験施設。高速増殖炉の実用化のため、革新技術を用いた冷却系の機器の性能をナトリウムを用いた試験により実証することを目的とした施設。

AUTODYN

構造物の変形と流体の流動の相互作用について計算する解析コード。高速増殖炉の炉心損傷事故において、炉心領域で高圧となった場合の炉容器の健全性評価に使用される。

BDI (Bundle Duct Interaction)

バンドル-ダクト相互作用。高燃焼度で、燃料被覆管とラッパ管に生じる膨れの差が大きくなって燃料ピン束(バンドル)とラッパ管(ダクト)が接触し、相互に応力などの作用を及ぼし合うこと。

BN-600

ロシアのベロヤルスクに建設された電気出力60万kWeのナトリウム冷却高速原型炉で、地域への熱供給も行っている。燃料は高濃縮二酸化ウラン(UO_2)。設計寿命は30年。初臨界は1980年であり、2010年に運転期間を10年延長する許認可が与えられた。

BN-800

ロシアでベロヤルスク4号機として建設中の電気出力88万kWeのナトリウム冷却高速実証炉。2014年の運転開始を目指している。最初の燃料は二酸化ウラン(UO_2)、振動充填MOX燃料及びMOXペレット燃料であるが、製造ラインが完成すれば、2016年頃にはフルMOX燃料集合体に移行する予定。設計寿命は40年である。

BN-1200

ロシアの実験機械製造設計局が開発中の電気出力120万kWeのナトリウム冷却高速増殖炉。現在設計中であり、ロシアの国営原子力企業であるロスアトムは、60年の設計寿命を持つ第4世代炉と位置付けており、燃料としてMOX燃料及び窒化物燃料が検討されている。2020年～2025年に運転開始予定。

BOR-60

ロシアのディミトロフグラードの原子炉科学研究所にあるナトリウム冷却高速実験炉。電気出力1.2万kWeで発電及び地域への熱供給を行っている。初臨界は1968年。1971年から発電開始。燃料にはMOX燃料を使用。高速増殖炉新技術の開発が主目的であり、燃料・材料照射なども実施している。

BWR (Boiling Water Reactor)

沸騰水型軽水炉。減速材及び冷却材として普通の水(軽水)を用い、原子炉で水を沸騰させてできた蒸気を直接タービンに送って発電する原子炉。PWRにおける蒸気発生器がない代わりに、タービンに放射能を含んだ蒸気が送られることになる。日本国内では、53基中29基が、世界では約440基中約90基がBWRである。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/28/0843.html> 〕

CABRI 試験

フランスの試験炉CABRIを用いたFBR用の安全性炉内試験研究の国際共同プログラム。参加機関は時期により異なるが仏・独・日・英・米の参加で1978～2001年に計63回の過渡試験を実施。炉心損傷事故における燃料破損挙動を確認した。

CEFR (China Experimental Fast breeder Reactor)

中国のナトリウム冷却高速実験炉で電気出力2万kWe。2010年7月に初臨界に達し、2011年7月に初送電(40%出力)。2013年中に定格運転を開始予定。燃料は二酸化ウラン(UO₂)であるが、2017年までにMOX燃料の試験体を装荷予定。

CFR-600

中国が自主技術で開発中とされる電気出力60万kWeの実証炉。2025年までに建設完了予定。

CONTAIN/LMR

高速増殖炉の事故時に格納容器内で生じる様々な現象(ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、溶融炉心物質-コンクリート相互作用など)を計算し、環境へ放出される放射性物質の量を評価する解析コード。

CP (Corrosion Product)

「放射性腐食生成物」の項を参照。

CRBR (Clinch River Breeder Reactor Plant)

アメリカ合衆国オークリッジ国立研究所近くの、クインチリバーのほとりに建設が予定されていたアメリカ合衆国初の高速増殖炉原型炉。電気出力38万kWeで、1972年頃から本格的に計画が始動したものの、1977年のカーター大統領の「再処理、FBRは延期」との政策を経て、1984年に計画が中止された。

CRD (Control Rod Drive)

制御棒駆動機構。原子炉の緊急停止及び出力を制御する制御棒を駆動させる装置のこと。

DBA (Design Basis Accidents)

設計基準事故。プラント寿命中に想定される発生頻度が1回程度よりも低い極めて稀な事象のうち、仮に発生した場合には、発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして、安全設計上想定すべき事象のこと。

DEC (Design Extension Condition)

設計拡張状態。設計基準事故を超える事故の対策と評価を実施するために定義されたプラント状態を示す。IAEAの定義では、「設計基準事故としては考慮されていない事故状態であるが、施設の設計プロセスの中で最適評価手法によって検討され、また、放射性物質の放出が容認限度内に保たれるもの。設計拡張状態はシビアアクシデントを含むことがある。」とされている。

(出典:IAEA安全基準 SSR-2/1)

DF (Decontamination Factor)

使用済燃料の再処理において、製品から不純物である核分裂生成物を除去する度合いの指標。通常、除染係数＝(処理前の放射能濃度)/(処理後の放射能濃度)で表し、除染性能が高いほど数値が大きくなる。

DiD (Defence in Depth)

深層防護。主要な安全原則の1つであり、事故の発生防止と事故が発生した場合の影響の緩和のための安全対策の基本概念。独立した安全対策を何層も重ねることによって、高い安全を確保するという考え方である。

DN 法/DN 検出 (Delayed Neutron Method/Delayed Neutron Detection)

遅発中性子法(検出)。冷却材中に放出された核分裂生成物から、核分裂した時点よりも遅れて放出される遅発中性子(DN)を検出することで、燃料破損を検知する方法のこと。

EAGLE プロジェクト

(Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities Project)

カザフスタン共和国の研究炉であるIGR(炉心中心にある試験用のカプセル内で燃料を溶融させることのできる試験炉)を用いた日本とカザフスタンとの共同試験研究プロジェクト。今後、フランスも参加予定。炉心損傷事故時に溶融燃料を速やかに炉心外に排出する仕組みにより再臨界が生じないとの見通しを実験的に得ることを目的としている。

EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II)

アメリカ合衆国アイダホ州に建設された電気出力2万kWeの高速実験炉。1961年に初臨界に達して以後、金属燃料炉心高速増殖炉プラント性能の実証や各種材料の照射データなどを蓄積し、1994年に運転を停止。燃料サイクル施設を同一サイト内に設置するIntegral Fast Reactor(IFR)概念の中心的役割を担った。

EV (Evaporator)

蒸発器。ナトリウムと水・蒸気の熱交換器であり、伝熱管の内側を水・蒸気が流れ、外側を2次ナトリウムが流れる。高温の2次ナトリウムにより伝熱管内の水・蒸気を加熱し、蒸気を過熱器に供給する。

FBR (Fast Breeder Reactor)

「高速増殖炉」の項を参照。

FBTR (Fast Breeder Test Reactor)

インドのインディラ・ガンジー原子力研究センターにある高速増殖実験炉。電気出力1.3万kWe。1985年に初臨界に達し、現在も運転中である。燃料として炭化プルトニウム-炭化ウランの混合炭化物を利用する。

FCMI (Fuel Cladding Mechanical Interaction)

燃料-被覆管機械的相互作用。原子炉内で燃焼中に燃料ペレットと被覆管に生じる膨れの差によって、燃料ペレットと被覆管が接触し、相互に応力などの作用を及ぼし合うこと。

Fermi 炉

1961年に建設が開始されたアメリカ合衆国ミシガン州デトロイト郊外のエンリコ・フェルミ原子力発電所内の高速増殖炉試験炉。

FFD (Failed Fuel Detection)

破損燃料検出。炉心に装荷している燃料の破損を検出すること。

FFTF (Fast Flux Test Facility)

アメリカ合衆国エネルギー省(DOE)のハンフォードサイトに建設された熱出力40万kWtの高速中性子炉。燃料のスエリング特性などを確認するため、発電は行わずに照射性能を重視する設計となった。1980年に初臨界に達し、1982年より本格試験を開始。当面の成果反映先であったCRBR計画の中止などもあり、1993年に停止された。

FNM (Flow Network Model)

「フローネットワークモデル」の項を参照。

FP (Fission Products)

核分裂生成物。核分裂によってできた核種、又は核分裂生成物(核分裂片)から放射性崩壊によってできた核種。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/6/0143.html> 〕

FV (Fussell Vesely) 重要度

炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標。

〔 出典：「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008(レベル1PSA編)」、AESJ-SC-P008:2008 〕

GACID (Global Actinide Cycle International Demonstration)

包括的アクチノイドサイクル国際実証。高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いて、マイナーアクチノイド(MA)を含んだ燃料の照射試験を実施し、MAのリサイクルが可能であることを実証する国際共同計画。参加国(機関)は、日本(JAEA)、仏国(CEA)、米国(DOE)の3国。

GB (Glove Box)

グローブボックス。放射性物質を隔離した状態で取扱いができるように、窓や手袋(ゴム製グローブ)を取り付けた気密性を有する箱型の装置のこと。

GIF (Generation IV International Forum)

第4世代原子力システムに関する国際フォーラム。第4世代炉の開発を国際的に推進するための枠組みとして、2001年7月に結成された。6つの原子炉概念(ガス冷却高速増殖炉、超臨界水冷却炉、ナトリウム冷却高速増殖炉、超高温ガス冷却炉、鉛冷却高速増殖炉、熔融塩炉)に絞って研究開発を進めている。2013年現在、12カ国と1機関が参加している。

GV (Guard Vessel)

「ガードベッセル」の項を参照。

IGR (Impulse Graphite Reactor)

カザフスタン・国立原子力センターが所有する試験用原子炉。原子炉内で発生した中性子を原子炉の中心に置かれた試験用の模擬燃料集合体に供給し、試験燃料を溶融させて、高速増殖炉の炉心溶融事故を模擬した試験を行っている。

IHX (Intermediate Heat Exchanger)

中間熱交換器。1次系ナトリウムの熱エネルギーを2次系ナトリウムに伝えるための熱交換器のこと。伝熱管の内側を2次系ナトリウムが流れ、外側を1次系ナトリウムが流れる。

INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles)

革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト。増加するエネルギー需要への対応の一環として、安全性、経済性、核不拡散性を備えた革新的原子力システムの導入環境の整備などの支援を行うことを目的として、国際原子力機関(IAEA)に創設されたプログラムの1つである。2013年現在、38カ国と1機関が参加している。

ISI (In-Service Inspection)

「供用期間中検査」の項を参照。

LUHS (Loss of Ultimate Heat Sink)

「最終ヒートシンク喪失」の項を参照。

MA (Minor Actinide)

「マイナーアクチニド」の項を参照。

MELT 試験

高速増殖炉のシビアアクシデント時における、溶融炉心物質の炉内での移動、冷却材との流動伝熱に係る相互作用、凝縮挙動などを明らかにするための試験。

MOX (Mixed Oxide) 燃料

「混合酸化物燃料」の項を参照。

NS-G-2.15

IAEAの安全指針の1つであり、「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」について指針を示したもの。

O/M 比

原子炉で使用される核燃料に含まれるウランやプルトニウムなどの重金属元素 (Metal) と酸素 (Oxygen) との原子数の比率のこと。酸化物燃料の特性を評価する指標の1つである。

PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor)

インドのカルパッカムにあるインディラ・ガンジー原子力研究センターに建設中のナトリウム冷却高速増殖原型炉。電気出力50万kWeでMOX燃料を使用。2003年に建設が開始され、2013年からの運転開始を予定。

Phenix

「フェニックス」の項を参照。

PIE (Post Irradiation Examination)

燃料・材料の物性や特性に及ぼす照射の影響や健全性を調べるため、中性子照射後の燃料・材料を対象とした試験の総称。

PLANDTL (Plant Dynamics Test Loop)

プラント過渡応答試験装置。高速増殖炉のナトリウム伝熱流動現象をナトリウムを用いた試験により解明するための装置。

PRM (Power Range Monitor)

出力領域系。中性子計装のうち、出力状態での中性子検出に利用される検出系のこと。(原子炉の出力は、極低出力状態から出力状態まで、10桁近く変動することから、同一感度の検出器で計測することは難しいため、それぞれの出力領域毎に検出系を使い分けている。SRM・WRMの項も参照。)

PSA (Probabilistic Safety Assessment)

「確率論的安全評価」の項を参照。

PWR (Pressurized Water Reactor)

加圧水型軽水炉。減速材及び冷却材として普通の水(軽水)を用い、原子炉で発生した熱を取り出す1次冷却系に約100～160気圧の高圧をかけ、沸騰を抑える形式の原子炉。1次系の熱は蒸気発生器を通して2次系に伝えられ、蒸気発生器2次側で発生した蒸気をタービンに送って発電する。日本国内にある原子力発電所52基中23基が、また世界で稼働している原子力発電所約440基のうち約260基がPWRである。

出典:原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/6/0103.html>

RCM (Reliability Centered Maintenance)

信頼性重視保全。有効な保全方針を決定するための手法の1つ。設備の状態に応じた最適な分解点検頻度の設定、運転中の機器の状態監視などにより、故障率低減に向けた最適な保全方式を追求する手法のこと。

RRW (Risk Reduction Worth)

リスク低減価値。ある事象(例えばある機器の故障)の発生確率を0としたときに、リスクがどれだけ低減されるかを示す指標。

出典:「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準:2008(レベル1PSA編)」、AESJ-SC-P008:2008

SA (Severe Accident)

「シビアアクシデント」の項を参照。

SAM (Severe Accident Management)

「シビアアクシデントマネジメント」の項を参照。

SAS4A (Safety Analysis System 4A)

炉心損傷事故の起因過程の事象推移を解析する核熱流動の総合計算コード。炉心全体について、定常運転状態から炉心損傷が開始するまでの一連の物理現象を解析できる。

SBO (Station Black Out)

「全交流電源喪失」の項を参照。

S-COPD (Super-COPD)

「もんじゅ」の原子炉設置許可における事故解析に用いられたCOPDコードをベースに、性能試験を含む高速増殖炉のプラント動特性を最適予測することを目的に開発された解析コードのこと。

SG (Steam Generator)

蒸気発生器。蒸気を発生させる一種の熱交換器で、多数の細い伝熱管の内側を水・蒸気が流れ、外側を流れる高温の2次ナトリウムにより加熱されて蒸気が発生する。

SH (Super Heater)

過熱器。ナトリウムと蒸気の熱交換器であり、伝熱管の内側を水・蒸気が流れ、外側を高温の2次ナトリウムが流れる。高温の2次ナトリウムにより、蒸気発生器から出た蒸気を加熱し、過熱蒸気をタービンに供給する。

SID (Sodium Ionization Detector)

ナトリウムイオン化式検出器。ナトリウム漏えい検出設備の1つ。ナトリウムが漏えいした場合に発生するナトリウムエアロゾル(ナトリウム化合物の微小な浮遊粒子)をイオン化し、そのイオン電流を検出する。

SIMMER

炉心損傷事故において、燃料の損傷領域が全炉心に拡大する事象推移を解析するための核熱流動を考慮した総合解析コード。

SNR-300

ドイツのノルトライン＝ヴェストファーレン州カルカーに建設された高速原型炉。電気出力32.7万kWeで計画され、1973年に建設が開始されたが、工程遅延により予算額の増加が懸念されるなど、完成直前の1991年に政治的・財政的理由から計画が中止された。

SRM (Source Range Monitor)

線源領域系。中性子計装のうち、原子炉起動時の極低出力状態での中性子検出に利用される検出系のこと。(原子炉の出力は、極低出力状態から出力状態まで、10桁近く変動することから、同一感度の検出器で計測することは難しいため、それぞれの出力領域毎に検出系を使い分けている。PRM・WRMの項も参照。)

SSR-2/1

IAEAの安全要件の1つであり、「原子力発電所の安全：設計」について示した個別安全要件。

TREAT (Transient Reactor Experiment and Test Facility) 試験

アメリカ合衆国アイダホ国立研究所の炉内試験施設TREAT炉を用いた試験の総称。TREAT試験ではCABRI試験と同様に、炉心損傷事故における燃料破損挙動を確認した。試験計画はアメリカ合衆国による単独実施が大半である。

TRU 廃棄物 (Transuranic Wastes)

超ウラン元素を含む放射性廃棄物。超ウラン元素は、アルファ線を放射する核種であり、かつ半減期が非常に長いので、廃棄物処理処分の観点から他の核種群と区別して、TRU(超ウラン)廃棄物と称する。

(出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/64/1151.html>)

VVVF (Variable Voltage Variable Frequency)

可変電圧・可変周波数制御。交流電動機をその特性に合わせて任意の速度、回転数で動作させる制御方式。

WRM (Wide Range Monitor)

広域系。中性子計装のうち、低出力状態から出力状態までの中性子検出に利用される検出系のこと。(原子炉の出力は、極低出力状態から出力状態まで、10桁近く変動することから、同一感度の検出器で計測することは難しいため、それぞれの出力領域毎に検出系を使い分けている。PRM・SRMの項も参照。)

アクシデントマネジメント (AM)

設計基準上では想定していないような事態発生に備えてあらかじめ設置した機器や、設計上使用できる保証がなくても実際には使用可能な機器などを活用することによって、事故のシビアアクシデントへの発展を防止するために採られる措置。若しくは、万一シビアアクシデントに至った場合でも被害を最小限にとどめるために採られる措置。

(出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/1/0024.html>)

インベントリ

原子炉などの原子力施設や設備・機器内に存在する放射能の総量や燃料の総量などのこと。

エラストマシール

ガスを注入加圧することにより中空のゴム製リングを膨らませ、シール面に密着させ気密を保つ機構のこと。

ガードベッセル (GV)

ナトリウムを冷却材に使用する高速炉の安全設備の1つ。原子炉容器や冷却系の損傷によって冷却材のナトリウムが漏えいした場合であっても、炉心燃料が露出しないナトリウムの液面の高さを確保できるように、原子炉容器、冷却系の機器などを2重に保護する容器のこと。

核変換

原子核に中性子や陽子などを衝突させることによる核反応や、原子核の放射性崩壊によって、元の原子核が別の原子核に変わること。

確率論的安全評価 (PSA)

原子力施設の異常をもたらす事象の組み合わせ(事故シーケンス)とその発生確率、事故シーケンスがもたらす影響及びリスクを体系的に評価する方法。

〔 出典:原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/6/0150.html> 〕

供用期間中検査 (ISI)

供用期間中に設備の非破壊試験及び漏えい試験を行い、設備の経年変化を確認する行為のこと。

(出典:日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」)

均質/非均質サイクル

マイナーアクチノイド(MA)の取扱いに着目したMAリサイクルの分類方法。全ての炉心燃料にMAを均質に装荷するリサイクル方法は、均質サイクルと呼ばれる。一方、原子炉内の一部のターゲット燃料のみにMAを装荷する非均質装荷や、複数の原子炉のうち一部の原子炉のみにMAを装荷する階層型サイクルなどのMAリサイクル方法は、非均質サイクルと呼ばれる。

グリッドスペーサー

燃料集合体内において、燃料棒(燃料要素、燃料ピンとも言う。)の間隔を保持するために集合体内に配置する格子状の部品のこと。

コアキャッチャー

原子炉で炉心溶融事故が発生した場合に備えて、原子炉容器内下部、あるいは格納容器内の下部に設置される装置のこと。溶融した炉心燃料を受け止め、冷却・保持し、放射性物質の拡散を抑制する役割がある。

高次化プルトニウム

プルトニウムの同位体のうち、核分裂性同位体であるプルトニウム239よりも質量数の大きい同位体(プルトニウム240、241など)の割合が相対的に高いプルトニウムのこと。

高速増殖炉（FBR）

MOX燃料などを燃料として使用し、プルトニウムなどの核分裂により発生する高速中性子を、核分裂反応の維持だけではなく、親物質（ウラン238、プルトニウム240）の中性子捕獲反応による新たな核分裂性核種（プルトニウム239、241）の生成に利用することで、使用した核分裂性核種よりもさらに多くの核分裂性核種を新たに生み出すこと（増殖）を目的とした原子炉。

コールドトラップ

ナトリウム中の不純物の溶解度が温度の低下とともに減少することを利用し、ナトリウム中の不純物を取り除く装置のこと。

コールドベッセル

原子炉容器の耐震性確保として炉壁の板厚を厚くすることに伴って発生する液面近傍の熱応力を緩和し、健全性を確保するため、原子炉容器の炉壁に冷却流路を設けた炉容器構造のこと。

混合酸化物燃料（MOX 燃料）

原子炉で使用される核燃料のうち、ウランとプルトニウムの酸化物を混合して製造される燃料のこと。

サーベイランス試験片

原子炉での照射による材料特性などへの影響を調べるために、あらかじめ原子炉内に取り付けられている試験片。定期的に取り出し、各種試験を行い照射の影響を評価する。

最終ヒートシンク喪失（LUHS）

海水、大気といった原子炉の除熱のための最終的なヒートシンク（除熱源）あるいはそこへのヒートパス（熱輸送経路）を喪失する事故事象。

再臨界

炉心損傷事故において、溶融した炉心燃料が大規模に集中して臨界に至る事象のこと。

シビアアクシデント（SA）

原子炉において、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苛酷な事故（例えば格納容器の損傷など）。苛酷事故とも呼ばれる。

シビアアクシデントマネジメント（SAM）

アクシデントマネジメントの中で、特にシビアアクシデント（過酷事故）時に行う措置。

初期故障

新しい機械や道具などを使い始めた時期に特徴的に起こる故障。

スーパーフェニックス

フランスのクレイマービルのローヌ川沿いに建設されたナトリウム冷却高速実証炉。電気出力124万kWe。1986年に初臨界。スーパーフェニックス開発決定当時と状況が異なり、すぐに高速増殖炉を商業化する必要がなくなったこと、経済性が確立していないこと、フェニックスを活用して研究を継続できることといった理由で、1998年に廃止の決定がなされた。

スエリング

原子炉において核燃料や被覆管などの炉心・構造材料が照射されたとき、体積が膨張する現象のこと。核燃料に生じるものを燃料スエリング、被覆管などの炉心・構造材料に生じるものを材料スエリングと呼ぶ。

スクラム

原子炉運転中に、原子炉の安全性を損なうおそれのある事象が発生し、原子炉を緊急に停止することが必要な場合、手動又は自動で緊急に制御棒を炉心に挿入し、核反応を停止させること。

（ 出典：原子力規制委員会ホームページ（旧保安院の用語集）
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/9/0378.html> ）

スラッジ

再処理工程における、燃料せん断時に発生する被覆管の切粉、溶解時に発生する燃料の不溶解性残渣、溶解液から再析出する固体成分などの総称。

線源評価コード

高速増殖炉プラント系統内における放射線源(放射性腐食生成物、トリチウム、核分裂生成物)の挙動を解析する計算コードのこと。

線出力

燃料棒(燃料要素、燃料ピンとも言う。)の単位長さあたりの出力(発熱量)のこと。kW/m、W/cmなどの単位で表す。

全交流電源喪失(SBO)

発電所の機器を駆動するための所内電源及び外部電源が喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機が全て起動失敗したため、交流電源が給電できなくなる状態。

(出典:原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/14/0629.html>)

長寿命核分裂性生成物

核分裂反応により生成される核分裂生成物の中で、非常に半減期が長い放射性核種のこと。テクネチウム99(半減期約21万年)、ヨウ素129(半減期約1570万年)などがある。

ディスクリ特性(discrimination characteristics)

放射線計測器において、測定対象とする信号以外の不用な信号を測定しないよう分別するために設定する測定条件とその条件で得られる信号との関係性のこと。

デブリ

炉心損傷事故時において、溶融又は崩壊した燃料ピン構成物などが冷却材中で冷却され、がれき(debris)状となったもの。

燃焼度

核燃料が燃焼した程度を示す量のこと。核燃料の単位重量あたりの累積発熱量(MWd/t)や核分裂を起こした重金属元素(ウラン、プルトニウムなど)の原子数比率(at%)で表す。

燃料ペレット

二酸化ウラン(UO_2)などの粉末状の核分裂性物質を圧縮焼結して、円柱状のセラミックス質にしたもの。積み重ねて被覆管に挿入したものを燃料棒という。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/24/0765.html> 〕

バッチ数

原子炉の燃料交換において1回の燃料交換期間で交換される燃料の割合を示す数。例えば4バッチ燃料交換の場合、1回の燃料交換で炉内の4分の1の燃料が交換されることを意味する。

パルスモード/キャンベルモード

原子炉の中性子束の大きさを広域系中性子計装により測定する際の中性子束の大きさに応じた測定モードのこと。

被覆管

燃料棒(燃料要素、燃料ピンとも言う)から核分裂生成物などが外部に漏れることを防ぐため核燃料を密封する金属製のさや管のこと。核燃料を装填後、両端部を溶接密封する。軽水炉ではジルコニウム合金製、高速増殖炉では、ステンレス鋼製などを使用している。

ピンバンドル

燃料集合体内において、燃料棒(燃料要素、燃料ピンとも言う。)を束ねたものこと。

フェニックス

フランス原子力庁(CEA)マルクール研究所にある高速増殖原型炉。電気出力25万kWe。1973年初臨界、2010年運転終了。フェニックスを中心にマイナーアクチニド(MA)燃焼などの研究開発が進められ、高速増殖炉におけるMA燃焼性能を実証した。

フォールトツリー解析

事故・故障の分析手法の1つ。炉心損傷事故など、望ましくないが発生する可能性のある事象を頂上に配置し、その発生経過を遡って発生原因となる基本事象にまで樹形状に下方へ展開した図式を用いたシステム解析手法。

ブラギング計

ナトリウム中の不純物濃度を測定する計測器のこと。ナトリウム中の不純物の溶解度が温度により異なることを利用したもの。

プラトー特性

放射線計測器において、信号の検出頻度が一定となる区間(プラトー)と検出器に加える電圧の関係のこと。

ブランケット燃料

高速増殖炉などで、原子炉の炉心周辺の区域に置かれ、核分裂性物質に転換させる親物質となる燃料。例えば、ウラン238やトリウム232を親物質としてブランケットに入れると中性子を吸収して、それぞれが核分裂性物質であるプルトニウム239、ウラン233に転換するので、この場合のウラン238やトリウム232がブランケット燃料となる。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/28/0850.html> 〕

プラントウォークダウン

プラント設計書のみからでは得られない実際の施工、運用、管理の状況を調査し、脆弱性を評価する活動。

〔 出典：プラントウォークダウン手法の調査に関する報告書
(独立行政法人 原子力安全基盤機構 平成6年3月) 〕

プルトニウム富化度

核燃料に含まれるプルトニウムの割合。正確には、燃料に含まれる重金属(アクチノイド元素金属)の重量に対するプルトニウム金属の重量の比で表される。

プレナム

- ① 燃料ピンガスプレナム：燃料ピン内の上部または下部に設けるガス溜め空間のこと。
- ② (原子炉容器)プレナム：原子炉容器内の空間部分であって、主として冷却材の混合が行われる場所のこと。
(出典：JIS Z 4001:1999 原子力用語)

フロー

蒸気発生器伝熱管内の水・蒸気を放出すること。

フローコーストダウン

主循環ポンプなどの動力源が断たれ、主モータ駆動が停止した後の冷却材の流量減衰の特性のこと。

フローネットワークモデル

冷却系のようなシステム全体の流量、温度の分布を計算するための一般的な手法。ポンプ、熱交換器、配管などのシステムを構成する要素をつなぎ合わせてネットワークとしてモデル化したもの。

ベーパーラップフィルタ

1次、2次冷却系のアルゴンガス中に含まれるナトリウム冷却材の蒸気を捕集する金属製のフィルタのこと。アルゴンガス系統側へのナトリウムの移行を防止し、ナトリウムの付着凝縮によるアルゴンガス系弁などの機能低下を防ぐ。

ペクレ数

流体の流れや熱移動の特性を表す数値の1つ。

ペDESTAL

原子炉容器を支える台座のこと。

放射性廃棄物

原子力施設から発生する放射性物質を含む廃棄物の総称。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る高レベル放射性廃棄物と、それ以外の低レベル放射性廃棄物と2つに大別される。

放射性腐食生成物

ステンレス鋼などの原子炉を構成する材料から化学的な作用によって生成された腐食物が冷却材(ナトリウムなど)とともに原子炉内を循環している間に、炉心の中性子によって放射化された物質のこと。コバルト60、コバルト58、マンガン54など。

放射線毒性(有害度)

放射性物質からの放射線が身体に与える影響のこと。又はその特性を表す数値。放射性毒性と呼ぶ場合もある。国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告による実効線量係数を用いて放射性物質に含まれる放射能を実効線量に換算し、それらを合計して算出する。シーベルト(Sv)などで表される。

ホットベッセル

原子炉容器のコンパクト化を図るため、原子炉容器の炉壁に冷却流路を設けずに簡素な炉容器構造としたもの。

マイナーアクチニド (MA)

原子番号89のアクチニウムから同103のローレンシウムの15種類のアクチニド元素のうち、超ウラン元素(原子番号92のウランよりも大きな原子番号の元素の総称)からプルトニウムを除いた元素(ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)など)のこと。全て放射性元素であり、長半減期であるものが多いことが特徴である。

ランダム故障

発生の時期又は部位が予測できない事象(事象そのものが不明な場合を含む)による故障。偶発故障と呼ぶ場合もある。

(出典:原子力発電所の保守管理規程 [JEAC4209])

離散要素法

粉体の運動をシミュレーションする解析手法の1つ。個々の粒子運動を運動方程式に基づいて時々刻々追跡する。

ループ型炉

高速増殖炉の代表的な形式の1つ。ループ型炉は、原子炉容器内に炉心を収容し、原子炉容器外に配置した1次冷却系循環ポンプや中間熱交換器を配管で結合している。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。また、タンク型と比較して耐震性に優れていると言われている。

炉心損傷

原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、あるいは炉心の異常な出力上昇により、炉心温度が上昇し、燃料被覆管が損傷する事故。炉心溶融を含む。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/43/1012.html> 〕

炉心溶融

原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、あるいは炉心の異常な出力上昇により、炉心温度が上昇し、燃料溶融に至る事故。

〔 出典：原子力規制委員会ホームページ(旧保安院の用語集)
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/word/43/1014.html> 〕

ロバスト性

システムが外的要因によって変化することを防ぐ性質(頑健性)。