



ナトリウム冷却高速炉の国際標準化に向けた 安全性向上の取り組み

佐賀山 豊

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



報告内容

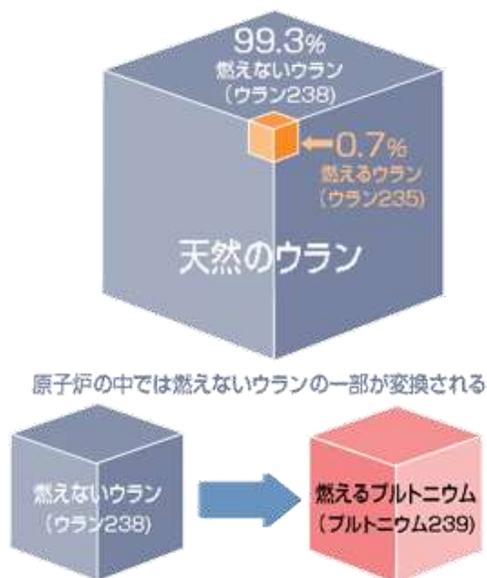
1. 高速炉の役割
2. 第4世代原子炉国際フォーラムにおける高速炉の位置づけ
3. 高速炉安全設計基準の世界標準化
4. SFRの具体的な安全対策(例)



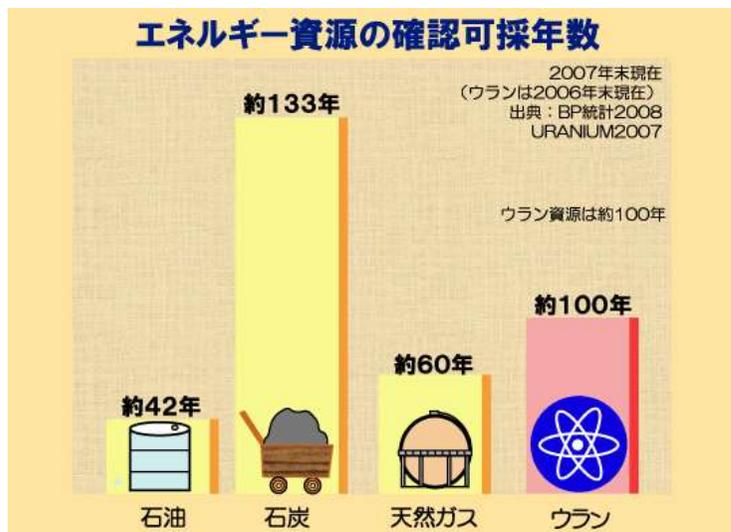
1. 高速炉の役割



持続可能性(長期エネルギー供給)



- 軽水炉を含む現在の炉は天然ウランに0.7%含まれているウラン235を燃料としている。
- 高速炉はウラン238を核燃料に変換するため燃料の利用可能な部分はウラン235からウラン全体となるため100倍以上となる。



- ウラン資源は100年程度で枯渇が指摘されている。
- 高速炉の導入により、数世紀の核エネルギー供給が持続可能となる。



持続可能性(環境負荷低減)

	放射能レベルの減衰 (注1)	高レベル放射性廃棄物の 発生量(体積比)
直接処分	10万年	1 (使用済燃料)
軽水炉を用いる 核燃料サイクル (プルサーマル)	1万年 (注2)	0.3~0.4 (ガラス固化体) (注4)
高速増殖炉を用いる 核燃料サイクル (高速増殖炉サイクル)	200~300年 (注3)	0.3~0.4以下(ガラス固化体) (注5)



(注5)
原子力政策大綱の評価
価では0.15まで低減

(注1) 同じ量の発電に必要な天然ウランの放射能による潜在的な有害度(最大値)に減衰するまでの期間を示します。

(注2) 回収率: プルトニウム99.5%、ウラン99.6%

(注3) 回収率: プルトニウム99.9%、ウラン99.9%、マイナーアクチノイド99.9%

(注4) 再処理した場合、直接処分の場合に比べて体積で30~40%程度に抑制されます。

(注5) マイナーアクチノイド回収を行う高速増殖炉サイクルでは、さらに体積を減少できる可能性があります。

出典: 原子力委員会 新計画策定会議 第13回、第17回資料

- 高速炉は長寿命の廃棄物を炉の中で燃やすことができるため、廃棄物の毒性を大幅に低減し環境負荷を低減することができる。



2. 第4世代原子炉国際フォーラム における高速炉の位置づけ



第4世代原子炉国際フォーラム(GIF)は13か国が参加し、下記目標を達成可能な第4世代原子炉について国際協力による開発を進めている。

- 持続可能性
 - 大気汚染が無い長期エネルギー供給
 - 廃棄物低減による環境負荷低減
- 経済性
 - 他の電源と競合可能な経済性
 - 他の電源と競合可能な投資リスク
- 安全性・信頼性
 - 優れた安全性・信頼性
 - 小さい炉心損傷確率
 - サイト周辺の避難が不要
- 核拡散抵抗性

■ 主目的である発電以外の熱利用(水素製造)についても検討範囲としている。



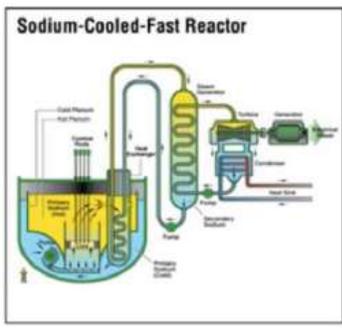
GIFの6概念と参加国

(2014年1月現在)

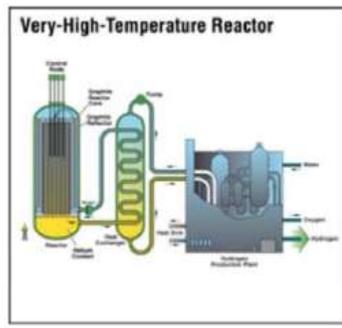
System	CA	CN	EU	FR	JP	KR	RU	CH	US	ZA
SFR		✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓	
VHTR		✓	✓	✓	✓	✓		✓	✓	
SCWR	✓		✓		✓		✓			
GFR			✓	✓	✓			✓		
LFR			P		P		P			
MSR			P	P			P			

✓ = Signatory to the System Arrangement; P = signatory to the Memorandum of Understanding; Argentina, Brazil, and the United Kingdom are inactive.

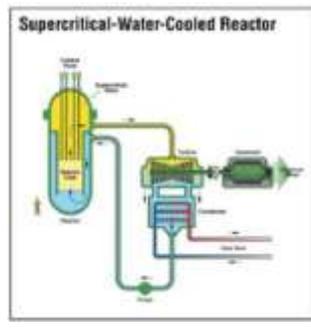
Na冷却高速炉
SFR



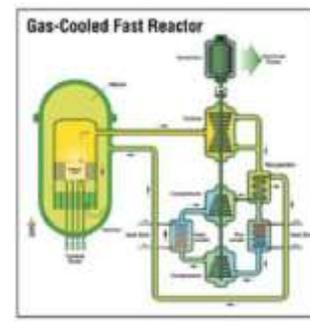
高温ガス炉
VHTR



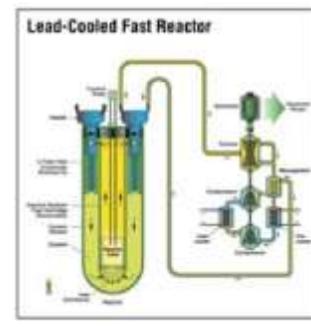
超臨界軽水炉
SCWR



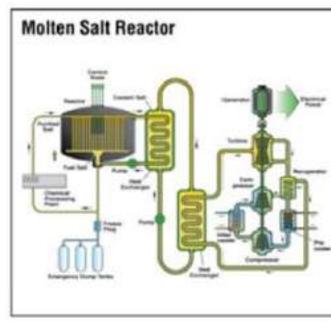
ガス冷却高速炉
GFR



鉛冷却炉
LFR



溶融塩炉
MSR





各概念の目標達成度評価

持続可能な核エネルギー供給(核燃料供給)のための概念

水素製造や熱利用のための概念

	SFR	VHTR	SCWR	GFR	LFR	MSR
持続可能性	◎	△	○+	◎	◎	◎
経済性	○	○+*	○+	○	○	△
安全性・信頼性	○	○+	○	○	○	○
核拡散抵抗性	○	○	○	○	◎	○
開発時期	◎	○**	△	△	△	△

評価 ◎:top-lank、○+:highly ranked、○:rated good、△:neutral

開発時期の目標 ◎:2015、○:2020、△:2025(材料開発等必要)

*:水素製造についての評価

** :水素製造のため比較的早期に開発必要

<三国共通認識>

- 核エネルギーの持続可能性のために**高速炉は必要不可欠**
- SFR、GFR、LFRのいずれの高速炉概念でも目標が達成可能

<SFRについて>

- SFRは経験が豊富で技術的な課題が明確となっている。
- 建設費削減と保守補修性の向上が課題

<GFR>

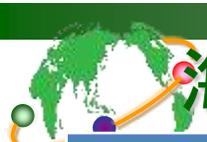
- 高温利用については魅力がある
- 燃料開発、安全性について不確かな面が多く長期的なR&Dが必要

<LFR>

- システム簡素化の可能性はある
- 材料の腐食、重い冷却材による耐震性の課題
- シビアアクシデント時の挙動(燃料溶融時の挙動)の不確かさの課題

<比較評価の結論>

- GFR、LFRの場合は長期間のR&Dが必須。
- **SFRが最も成熟しており、近い将来の産業化が可能。**



海外の高速炉開発状況

	現在の炉(SFR、解体中含む)	開発計画
フランス	Phenix Super Phenix	ASTRID(SFR) Allegro(GFR)
アメリカ	EBR-II FFTF	—
ロシア 2010年に高速炉 を優先開発対象 に選定	BOR-60 (2009年に、2014.12までの運 転ライセンスを得ている) BN-600 BN-800 (2014.6 初臨界)	BN-1200(SFR) MBIR(SFR) BREST-300(LFR) SVBR(LFR)
中国	CEFR (40%出力運転を達成)	CDFR(SFR)
韓国	—	PGSFR(SFR)
インド	FBTR PFBR (2014.9に臨界へ)	PFBR(SFR) × 6基

黒:解体中、赤:運転中

各国でもSFRの重要性は認識されており、次世代炉の具体的な開発計画が明確になっている。



日仏ASTRID協力



- 2014年5月5日: 仏国大統領と日本首相により第4世代炉に関する協力について共同声明

(10)両国は、民生用原子力分野における協力を強化する。両国は、この文脈において、第4世代原子炉 ASTRID 計画及び高速炉協力に係る日本国当局とフランス共和国原子力庁の間の取決めの署名を歓迎する。

- 2014年5月5日: 政府機関間取決めにCEA、METI、MEXTが署名

- 2014年8月7日: 実施取決めにCEA, AREVA NP, JAEA, 三菱重工, MFBRが署名

協力項目

- 設計検討
- 燃料 R&D
- シビアアクシデントR&D
- 原子炉技術R&D

常陽やもんじゅによる照射や大型試験等も計画中



3. 高速炉安全設計基準の 世界標準化



ナトリウム冷却炉の安全クライテリア (SDC)

- ・2010年10月のGIF会合での日本が提案し、第四世代原子力システム国際フォーラム (GIF) の場で構築してきたSDCは、2013年5月のGIF北京会合で承認された。
- ・現在、SDCの具体的方策を規定する、安全設計ガイドライン (SDG) の検討等を進めている。

安全原則

← 安全基本原則

GIF安全目標
安全アプローチに対する
GIF原則

第4世代炉の共通の
安全目標及びアプローチ

安全設計クライテリア (GIF-SDC)

← SFRに対する一般的な安全要件



クライテリア
SFR特性を考慮した安全アプローチに対するGIF原則に基づく

GIFで承認

安全設計ガイドライン (GIF-SDG)

← 安全設計及び安全評価のガイド

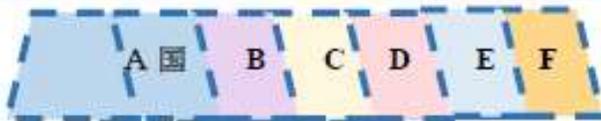


ガイドライン
・特定の安全事項に関する安全アプローチに関するガイド (反応度、除熱機能喪失等)
・安全設計及び安全評価のための技術的ガイド (設計基準、設計条件等)

現在進捗中

技術規格・基準

(各国における規格・基準)





ナトリウム冷却炉(SFR)の安全上の特徴

<利点>

- 高い冷却材の沸点
- 低い運転圧力(≒大気圧)
- 高い伝熱性能
- 高い自然循環力
- 固有の炉心特性

<欠点>

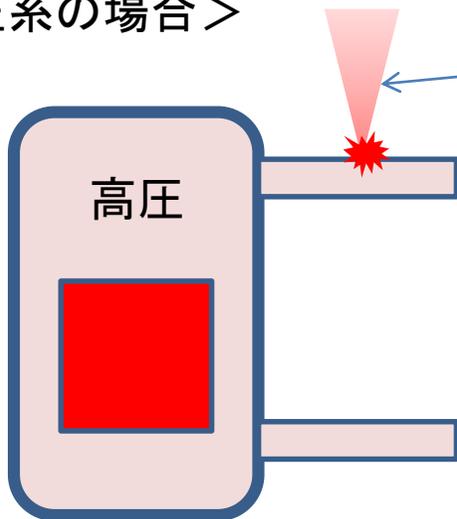
- 化学的に活性が高い
 - 空気雰囲気中で漏えいすると火災となる
 - 水と接触した場合に激しい反応を生じる
- 液体金属なので光を通さない(見えない)



ナトリウム冷却材の特徴（低圧力、高い沸点）

大気圧と同程度の低圧力、沸点からはるかに低い温度での運転

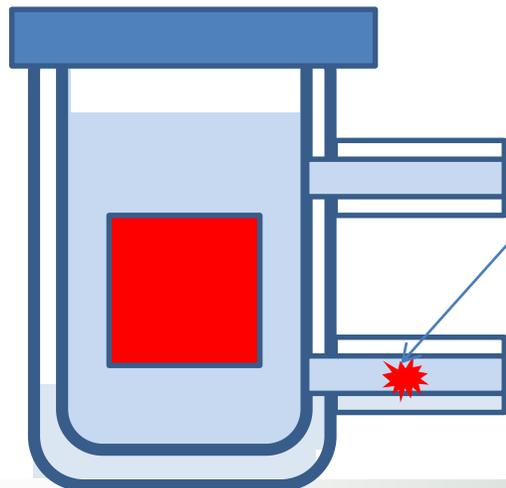
<高圧系の場合>



高圧のためバウンダリ破損時は冷却材放出、系内減圧、沸騰が発生する可能性がある。

冷却材のバウンダリは圧力バウンダリとなっており、破損が系統内の減圧をまねき、炉心部の露出および損傷につながる可能性がある。

<低圧系の場合>



バウンダリが破損しても外容器等で液位確保が可能

冷却材のバウンダリが損傷しても液位を確保している場合は系統への影響は軽微。容器に外容器等を設置することに万が一のバウンダリ損傷時にも大きな影響は発生しない。



ナトリウム冷却材の特徴(高い自然循環力)

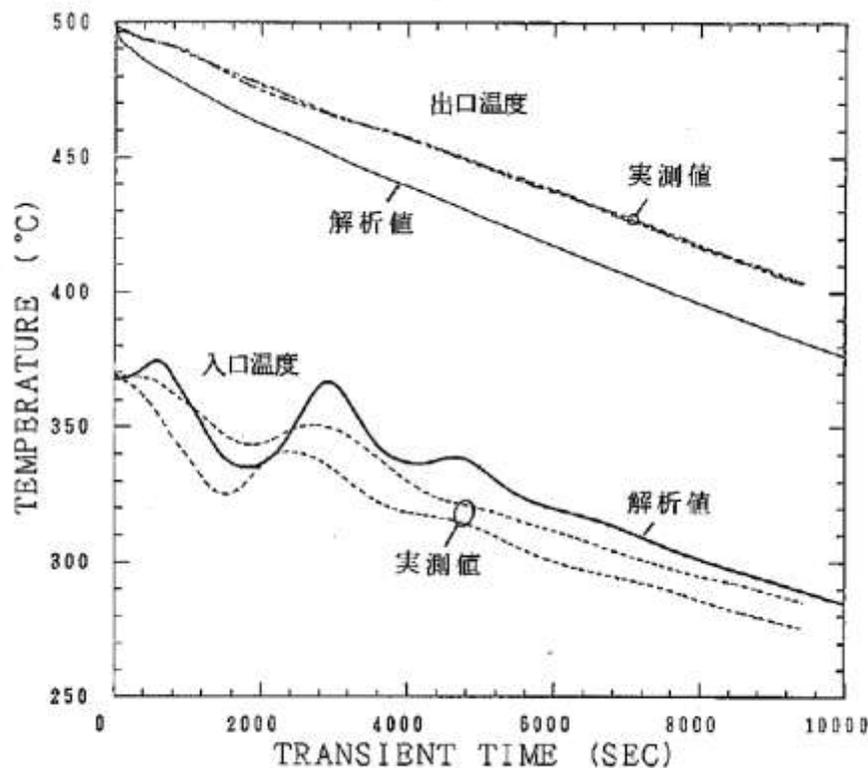
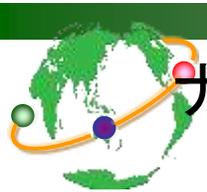


図3.13 炉容器出入口温度(長時間)

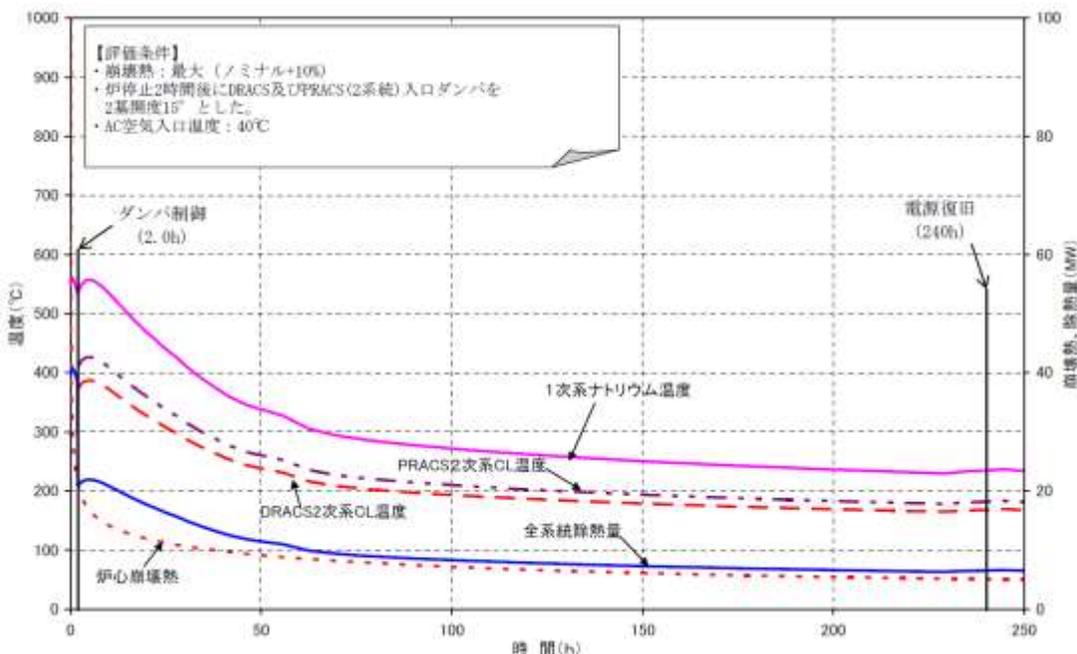
常陽における自然循環試験結果

各国の実験炉(常陽、EBR-II、FFTF)、原型炉(Phenix)で**自然循環による崩壊熱除去が実機で実証**されている。

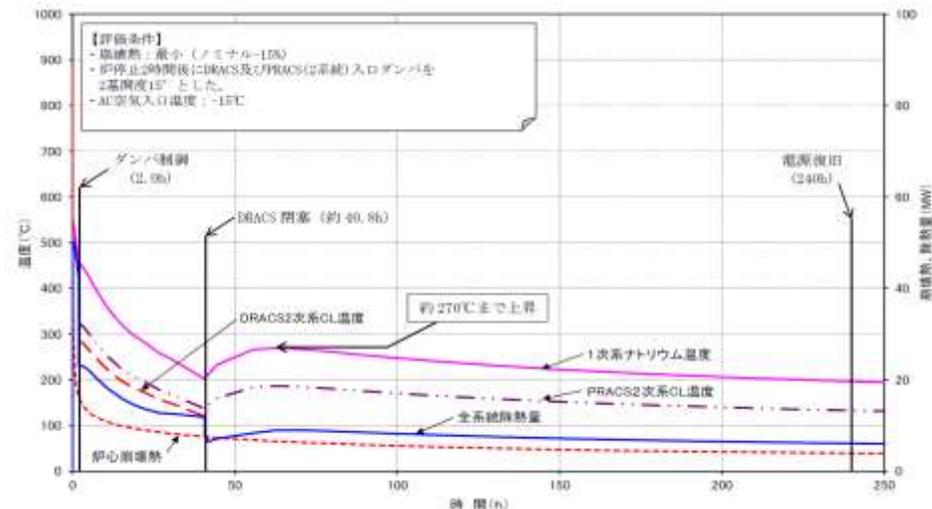


ナトリウム冷却材の特徴(長期間の全電源喪失への耐性)

自然循環のため全電源喪失時にも長期間の放置(循環も制御もなし)が可能



全電源喪失時の自然循環解析



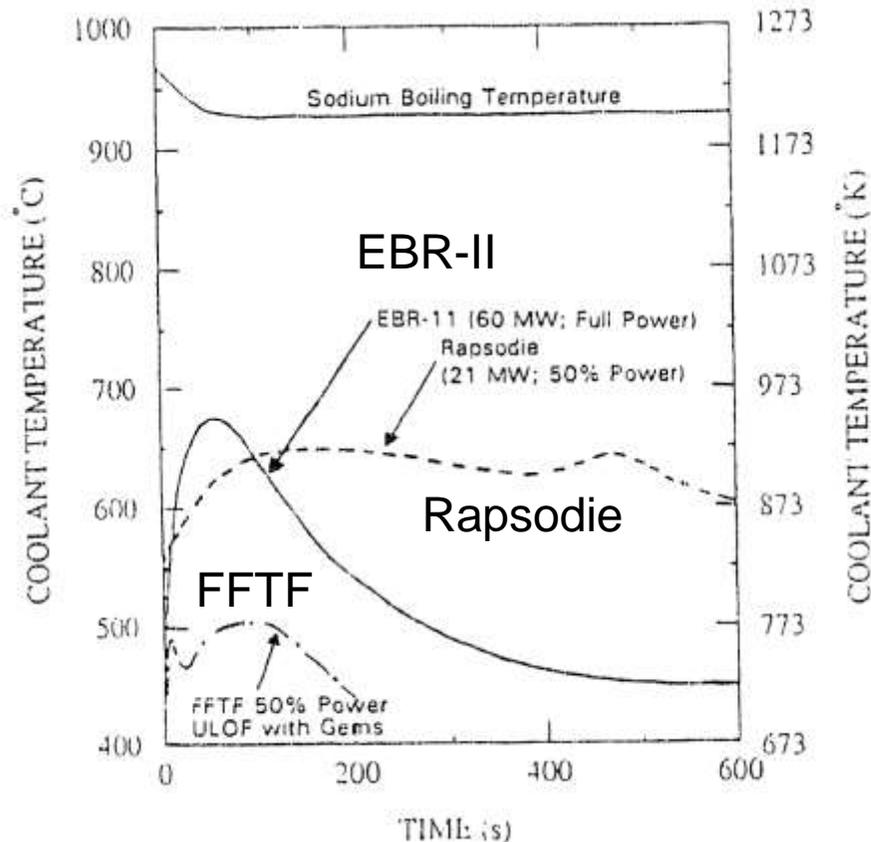
外気が-15°Cで凍結しやすいケース

■ 全電源を喪失して10日間以上放置された場合でも自然循環により崩壊熱除去が可能



ナトリウム冷却材の特徴(固有の炉心特性)

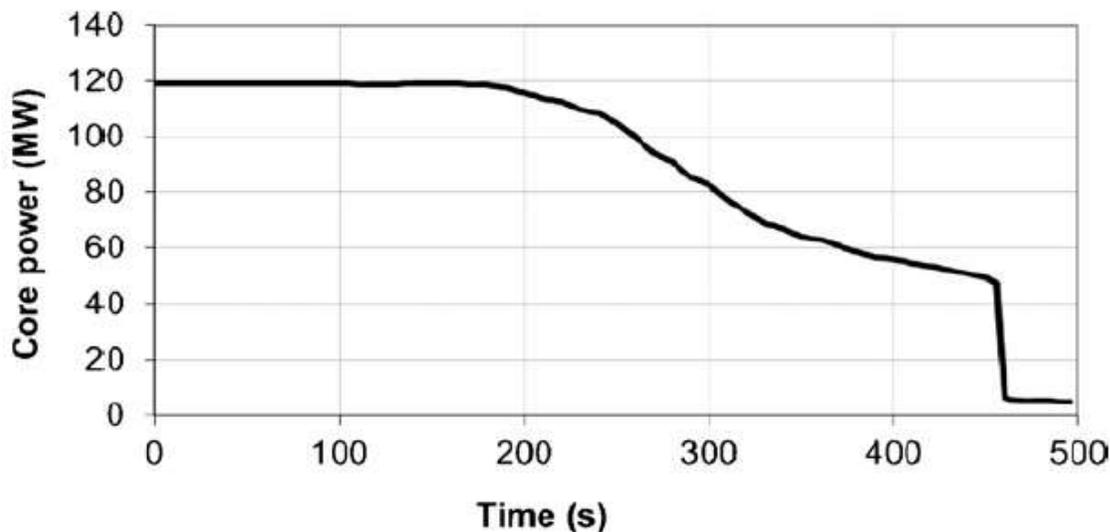
- 出力運転時から冷却材流量喪失+スクラム失敗を実施した試験



実験炉(米: EBR-II、FFTF、仏: Rapsodie)の出力の小さな炉心では出力運転から冷却材流量喪失+スクラム停止時の固有の炉特性による静定が試験により実証されている。



ナトリウム冷却材の特徴(固有の炉心特性+自然循環力)



<ULOHRSフェーズ(~460s)>

- 120MWt運転
- 1次系ポンプ3/3基運転
- 2次系2/3系統運転
- 試験開始0秒でSG除熱喪失
- スクラムなしで460秒まで放置

<PLOHRSフェーズ(~3h)>

- 460秒で手動スクラム
- 1次系ポンプトリップ
- 2次系ポンプ停止

<自然循環試験フェーズ(~7h)>

- SGACSに起動による自然循環移行

- 20%出力からの除熱喪失+スクラム失敗
Unprotected loss of heat sink (ULOHRS)



- ULOHRSからの手動トリップ
Protected loss of heat sink (PLOHRS)



- 自然循環試験

原型炉であるPhenixにおいて固有の炉心特性および自然循環による除熱能力を実証した。



ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴(反応度投入)

- SFRを含め、高速炉の特徴は通常運転状態においては炉心が最大反応度体系にない。このため炉心が損傷して燃料の移動・集中化が生じると正の反応度を生じる可能性がある。
- ATWS(異常過渡時の炉停止失敗)



発生確率が小さいが影響大

発生した場合の影響が比較的大きいため発生確率が小さいATWSの防止および緩和対策を陽に設計に採り入れる方針。



ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴(除熱喪失)

- SFRは冷却材の沸点が高いため大気圧に近い圧力で運転されている。このため軽水炉で問題となる減圧沸騰を伴う事象LOCA(Loss of Coolant Accident)が問題とならない。
 - 冷却材液位確保
 - 除熱源確保および除熱源までの冷却材循環確保



減圧沸騰がないため対応は比較的容易だが防止が必要

<液位確保>

- バウンダリ破損時に減圧沸騰がないため液位確保の対策となり現象が単純で対策が容易。
- RVを2重容器としてRVIによる液位確保により炉心損傷を防止する方針。

<除熱源・冷却材循環確保>

- 除熱源確保と冷却材循環確保には複雑な現象がないため対策が容易。
- 除熱源喪失からRV損傷に至ると燃料および高温ナトリウムによりCVに負荷が生じる
- 除熱源と冷却材循環を自然循環と多様性により確実に確保し炉心損傷を防止する方針。



ナトリウムの特徴に対する安全上の対策



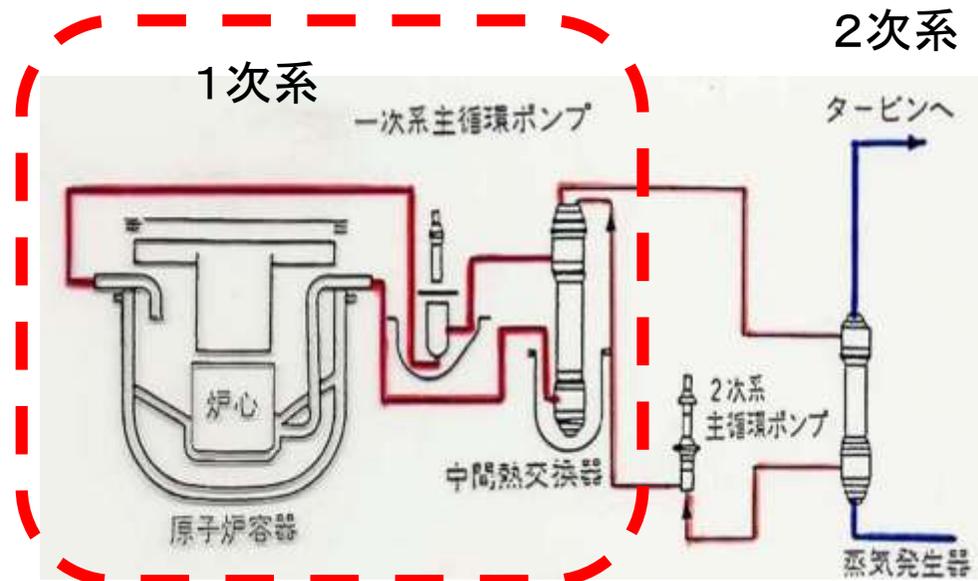
格納容器

■ ナトリウム漏えい・火災

- **1次ナトリウム**は原子炉冷却材のため液位確保を行う
- **格納容器内はナトリウムを内包する機器の周囲を不活性化(窒素雰囲気気化等)**して漏えい時の火災の影響を緩和している。
- 格納容器外の**2次ナトリウム**の漏えいは**原子炉冷却および放射性物質の格納の問題とはならない**が火災の影響を限定するためにキャッチパンの設置、窒素充填、早期ナトリウムドレン、外管の設置等の対策を設計で選択して対応する。

■ ナトリウム-水反応

- 2次ナトリウム冷却系の設置により蒸気発生器でナトリウム-水反応が発生した場合でも**影響が原子炉に直接およばない**ようにしている。
- 新型蒸気発生器ではナトリウム水反応の防止・影響緩和が検討されている。
- タービン系を蒸気タービンからガスタービンにすることにより原理的にナトリウム水反応を排除するシステムも米仏を中心に検討されている。





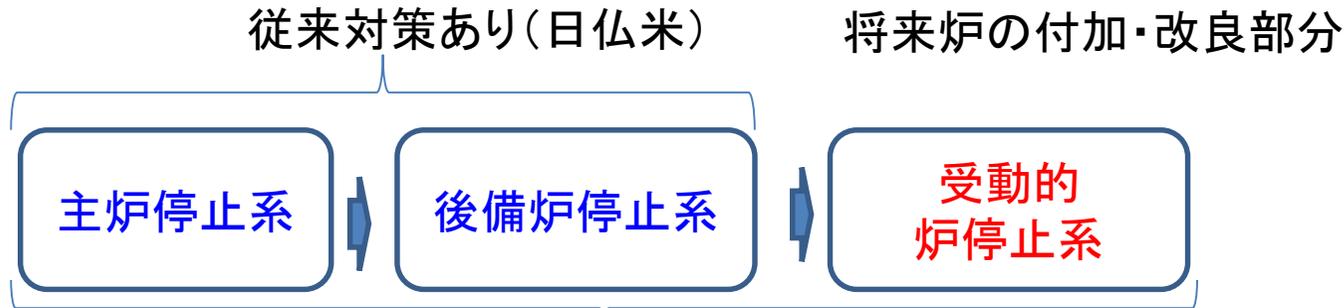
安全設計クライテリア (SDC) の記載 (反応度関連: 炉心損傷防止)

従来の高速炉 (日米仏) が有している対策

■ クライテリア46: 原子炉の停止

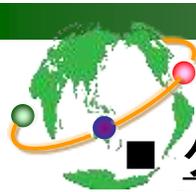
6.9. 原子炉を停止するための手段は、少なくとも2つの原理の異なるかつ独立した系統から成り立っていなければならない。さらに、設計基準を超える設計拡張状態に対して、重大な炉心損傷を防止し、かつ再臨界を長期にわたり防止するための受動的あるいは固有の原子炉運転停止能力が備えられなければならない。

次世代高速炉が付加されるべき特徴



多様な主・後備炉停止系 + 受動炉停止により
ATWSによる炉心損傷頻度 $10^{-7}/\text{ry}$ 以下

第3世代炉の炉心損傷頻度の目標は $10^{-5}/\text{ry}$ 以下



安全設計クライテリア (SDC) の記載 (反応度関連: 炉心損傷緩和)

■ クライテリア44: 原子炉の炉心の構造上の性能

...設計拡張状態に対して、炉心損傷事故の際に **大規模な機械エネルギーの放出をもたらす可能性のある再臨界の防止対策**を含めなければならない。

従来は機械的エネルギーの発生をRVで閉じ込めることを想定していた。

設計対策により大規模な荷重の発生そのものを防止する。

- 炉心仕様の制限
- 溶融燃料早期排出 (e.g. 内部ダクト付集合体の採用)

+

さらに溶融後の長期冷却のため以下の緩和対策を導入する。

- コアキャッチャの設置
- 自然循環による溶融燃料の冷却

次世代高速炉が付加されるべき特徴

炉心損傷
防止対策

炉心損傷頻度 $10^{-7}/ry$ 以下



炉心損傷
緩和対策

原子炉容器内で事象
終息 (IVR: In-Vessel
Retention)



従来対策あり

格納容器

さらにCVで格納し避難不
要を達成



SDC/SDGの最近の進捗

年月	内容
2013年5月	<u>「SDC第1期レポート」が第4世代炉国際フォーラム(GIF)の政策会合にて承認。</u>
2013年7月	国際的レビューのため、GIFから、国際機関(IAEA, MDEP, OECD/NEA/CNRA)とSFR開発国規制機関(日:NRA、米:NRC、仏:ASN、中:NNSA、欧:ENSREG、韓:NSSC、露:Rostekhnadzor)へ、レポート送付。
2013年12月	MDEP, OECD/NEA/CNRAにて、SDCの概況報告及び議論
2014年6月	GIF-IAEA SFR安全性ワークショップにて、各国次期SFRのSDC整合性について議論
2014年6月	GIF SDCタスクフォース会合にて、 <u>安全アプローチSDG(ナトリウム冷却炉の特徴に沿った安全対策のガイドライン)のドラフト版を作成。</u>

要求・考え方を記載したSDCについてはGIFで承認され、国際的なレビューを受ける段階となっている。また、並行して設備対策に展開する際の方針を示すSDGについてSFRの特徴を考慮した安全アプローチについてGIFで議論中。



IAEAの場におけるSDC/SDGに対する国際的なコメント

SDCはGIFの場で承認され、加盟国(米、仏、露、韓、中)は将来のSFRにおいてSDCを取り入れることを表明している。以下ではGIF加盟国の規制関係およびGIF以外からのコメントを示す。

機関	コメント／議論
IAEA	一般的な事項が3つ(IAEA用語の統一性、3種類のSFR形式に対する適用性、強固な決定論的アプローチの考え方)、技術的な事項が7つ(受動/固有安全による炉停止機能、1次冷却材流量慣性の重要性、ナトリウム火災の防止・緩和対策、校閲的指摘)で、 <u>いずれも建設的なコメントが出された。</u>
米国NRC (規制側)	多くはセキュリティ関連と、安全に関連する定義や整理の考え方のIAEAとNRCの違いに起因、SFR特有の項目に対する <u>コメントはない。</u>
露(規制側)	SDCにおける格納容器の要求に関連して、放射性物質に対してコンファイメントを設け外的事象には別途対策を設けるという露の考え方が説明された。 →これに対し敷地外緊急時対応を不要とする第4世代炉目標達成には <u>格納容器が必要というSDCを支持する意見が欧米側</u> から出された。
中国(開発側と 規制側共通)	SFR実証炉では <u>SDCを取り入れる。</u>
インド	GIF加盟国ではないが間もなく運転開始する原型炉に続く次期炉で <u>SDCを取り入れる。</u>

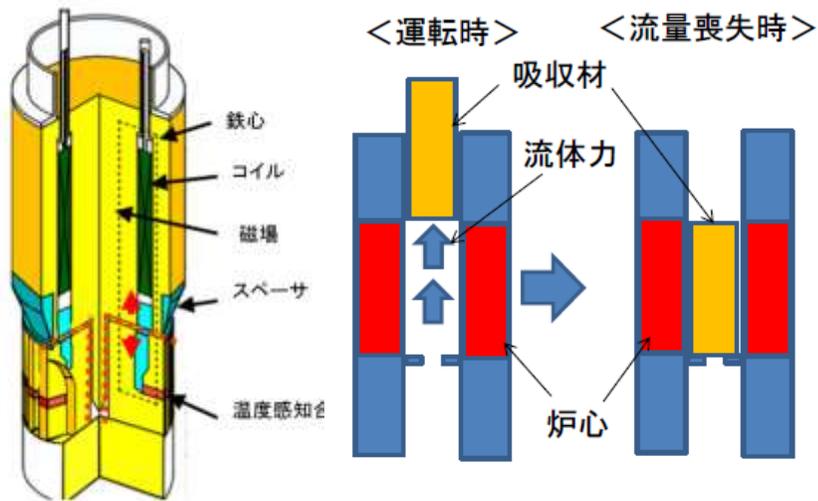


4. SFRの具体的な安全対策(例)



日仏が提案する炉心損傷防止対策(受動的炉停止系)とその実証試験

- 日本の受動的炉停止系(SASS)は炉停止失敗時に温度が上昇すると温度感知合金がキュリー一点に達することにより磁力を失い受動的に制御棒切り離しが行われる。
- 仏露ではキュリー一点式に加え、流体力で浮揚する吸収体を設置し流量喪失時に受動的に炉停止する方式を検討している(流体浮揚式)。



SASS(日)
温度感知式

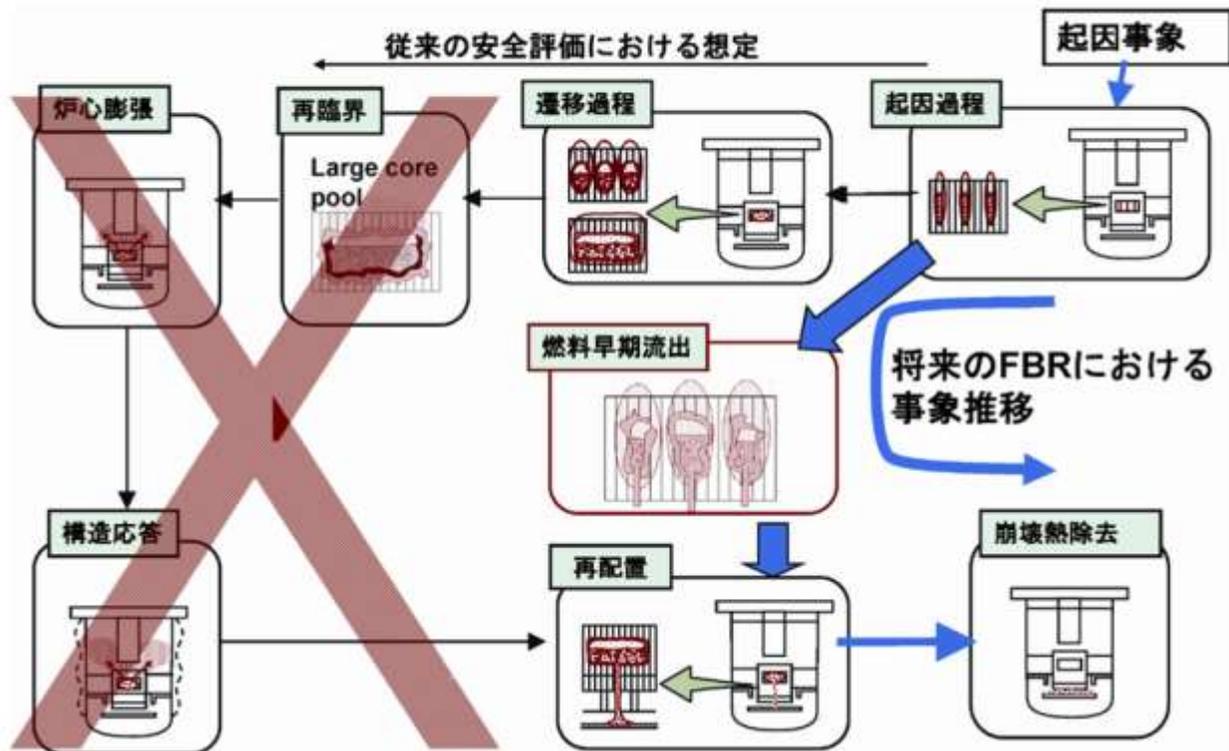
流体浮揚式(仏露)



高速実験炉常陽

- SASSは炉外試験等をへて常陽における炉内試験により安定的な保持力を実証している。
- フランス電力公社(EDF)はSASSのフランスのSFRへの採り入れを検討することを提案している*。
- ASTRID協力でも炉停止系は協力対象となっている。

日本が提案する炉心損傷緩和対策とその実証試験



原子炉容器内で事象終息 (IVR: In-Vessel Retention)



カザフスタン共和国のIGR (EAGLEプロジェクトによる実証)

ポイント

- 炉心設計の制限による起因過程における緩和
- 燃料早期流出による遷移過程における緩和
- 炉心再配置後の崩壊熱除去

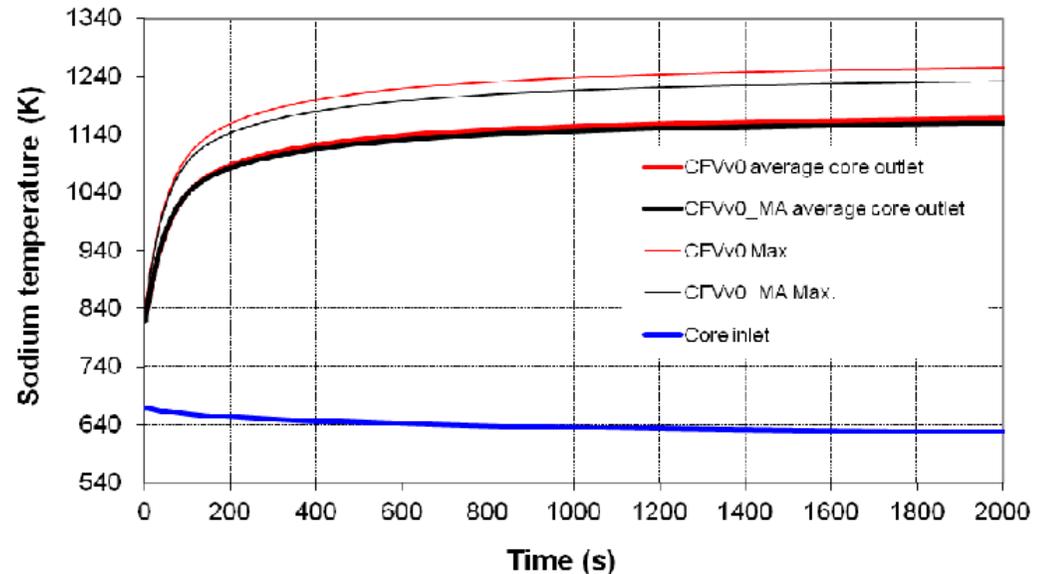
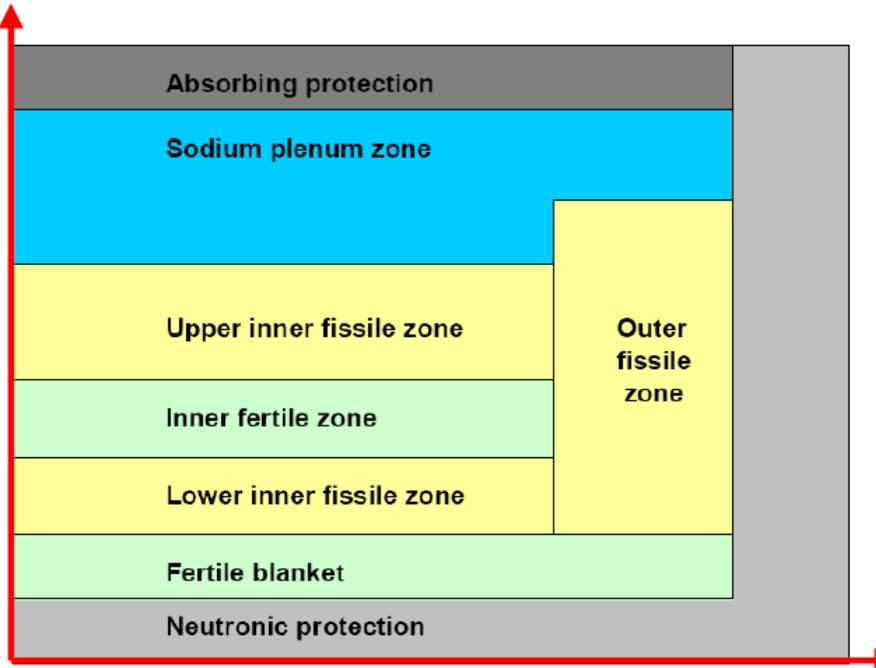
- フランス電力公社 (EdF) は燃料早期流出含め炉心溶融後の緩和対策の仏での採用の検討を提案*
- フランス原子力庁 (CEA) はEAGLEプロジェクトに参加

設計対策の導入



仏 (CEA) が提案する炉心損傷緩和対策

軸方向非均質炉心によるナトリウムボイド反応度の低減

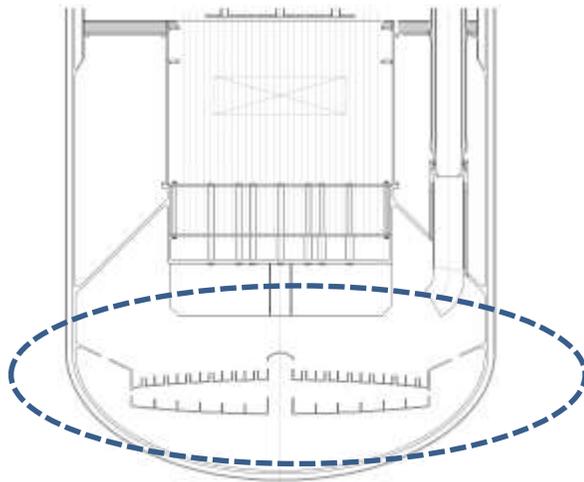
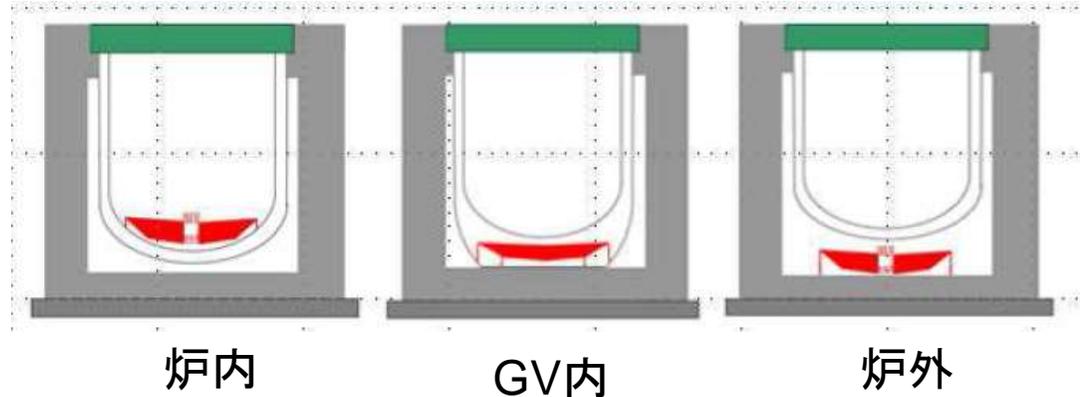


- ナトリウムボイド反応度を低減することにより冷却材流量喪失型のATWS (ULOF) 時の炉心の出力上昇挙動は大幅にマイルドになる。
- 被覆管、燃料等が溶融により移動を開始した場合は正の反応度投入の可能性があるので引き続き燃料の早期排出等の対策の必要性について日仏間で協議を行っている。

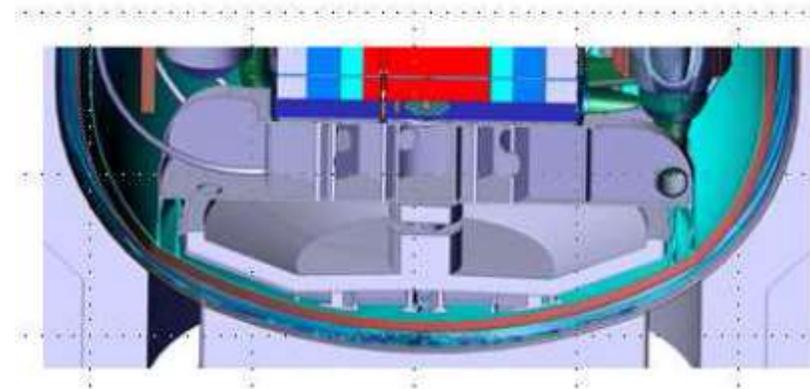
Sandra Poumérouty, Guillaume Darmet, Christophe Vénard, "Neutronics and transient studies of the CFVv0 core with minor actinides" Proc. the 2013 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'13), Paper FF022, Jeju, Korea, 14-18 April (2013)



日仏が提案する炉内コアキャッチャ



日本のコアキャッチャ



仏のコアキャッチャ

- 日では炉内および炉外、仏では炉内、GV内、炉外へのコアキャッチャ設置について比較評価が行われナトリウム冷却炉の特質とATWSへの安全対策を踏まえ炉内コアキャッチャが日仏ともに採用された。



日仏が提案する多重・多様な崩壊熱除去系

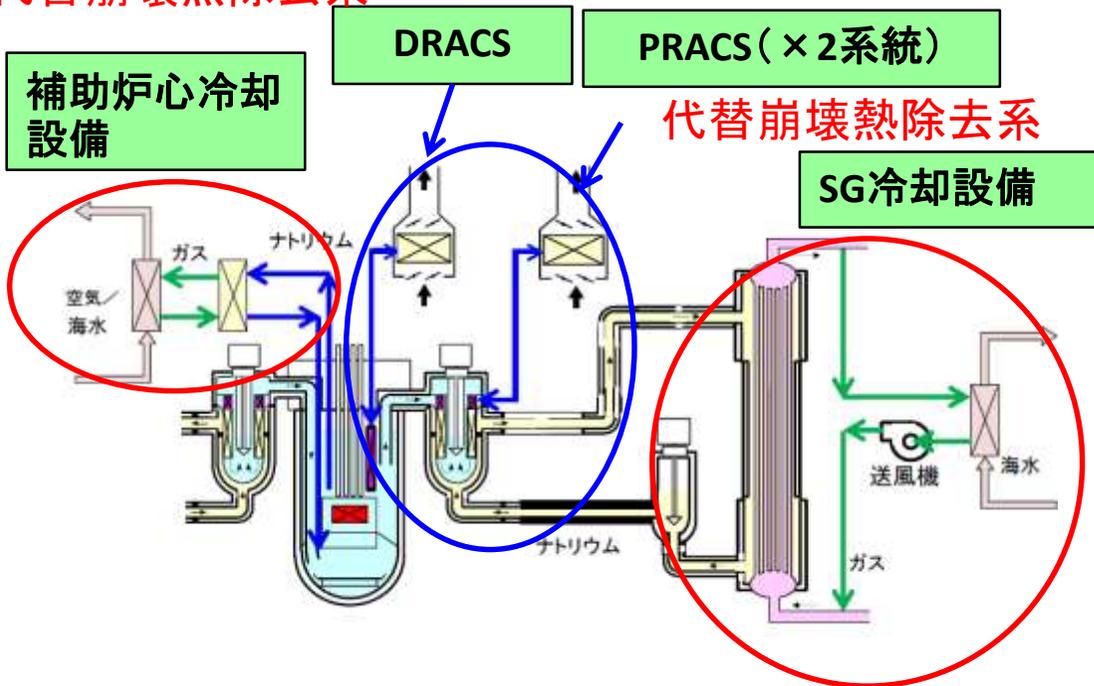
- 多重性・多様性を有する通常の崩壊熱除去系
 - 厳しい想定として通常の崩壊熱除去系の仮想的な全喪失を想定
 - 多様な代替崩壊熱除去系の追設を検討中
- ↓
- **除熱喪失による炉心損傷を排除**

考え方は日仏共通

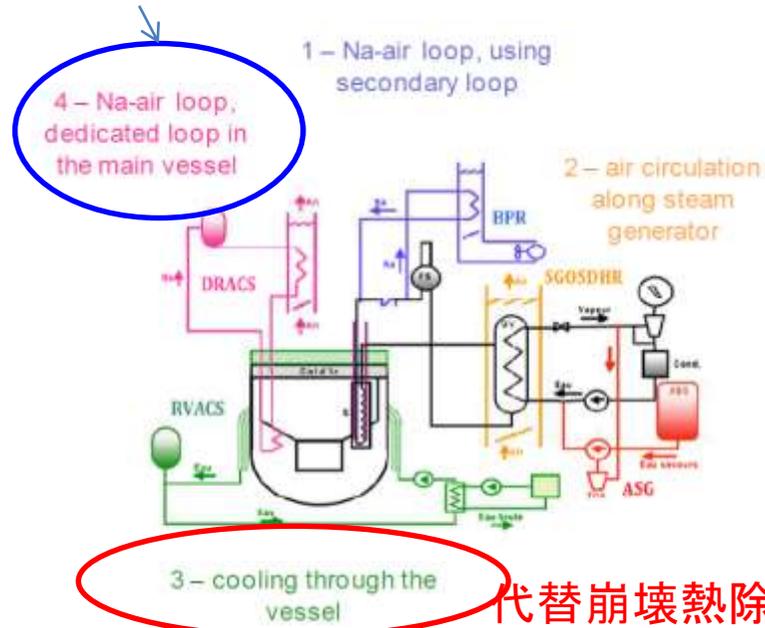
代替崩壊熱除去系

通常崩壊熱除去系

原子炉容器内崩壊熱除去系 (多様・多重化して設置)



日本が検討中の崩壊熱除去系(案)



仏が検討中の崩壊熱除去系(案)



日本が提案中のシビアな状況における崩壊熱除去についての国際協力試験 (AtheNa-SA)

- 通常の崩壊熱除去系に加えた多様な崩壊熱除去の実証試験をJAEAが有する大型ナトリウム試験装置 (試験装置としては現在世界最大のナトリウムループ) で行うことを提案している。
- SFRの安全性確保のため除熱喪失による炉心損傷を排除する必要があることはSDCの議論の中で国際的にも共有認識となっている。
- 排除するための設計対策については国際的な認知が必要であり国際協力により実証を行うことが重要となっている。



AtheNa試験装置