

参考資料3-2-2 ②照射試験及び燃料材料開発 「もんじゅ」や「常陽」等での照射試験、照射後試験等（7/7）

細目	5～6年	10年
「常陽」照射試験		国際協力の 可能性有り
① Am-1長期照射試験	J1-1 照射 冷却	
	J1-2 照射	冷却 照射後試験
② Am-1短期高出力試験	J2 照射 冷却 照射後試験	
③ MA含有高Pu-MOX燃料の系統的試験	J3(定常) 特性解析・設工認 製造・輸送 照射	冷却 照射後試験
	J3 (PTM) 特性解析・設工認 製造・輸送 照射 冷却 照射後試験	
④ GACID-1 先行照射試験	J4 特性解析・設工認 製造・輸送 照射	冷却 照射後試験
期待される 研究開発成果	①～④ ・短期照射試験燃料、熔融限界線出力試験に基づく燃料特性確認 ・MA含有燃料の照射初期挙動(Am等の再分布、Heガス生成による影響、ペレット組織変化等)の把握 ・MA含有燃料の燃料熔融限界の把握	①、③、④ ・長期照射試験燃料に基づく燃料像の具体化、有効性評価 ・MA含有燃料の照射挙動(Heガス生成による影響、被覆管内面腐食等)の把握 ・MA含有燃料の健全性実証 ・MA核種の核変換特性の確認

* 照射試験の実施時期は「常陽」の運転計画に応じて調整予定

参考資料3-2-2 ②照射試験及び燃料材料開発 長寿命炉心燃料材料の開発等の基盤技術開発 (1/2)

(1) 燃料物性測定、物性研究

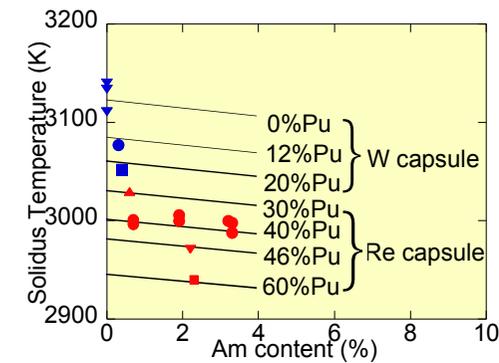
MA含有MOX燃料、高Pu富化度MOX燃料の燃料物性(融点、熱伝導度、酸素ポテンシャル、比熱等)をO/M比等をパラメータとして系統的に把握する。

また、計算科学による燃料物性研究を通じ、より広範囲の評価を可能とする。

さらに、融点等について、燃焼燃料の測定を行い、燃焼による影響を評価する。



高周波加熱炉
(融点測定)



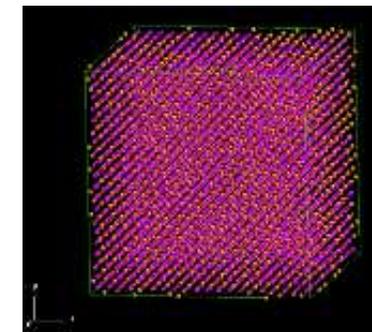
Am-MOX燃料の
融点測定結果

(2) 長寿命炉心材料開発

MA核変換効率の向上に有効な燃料の長寿命化のため、高中性子照射量に耐えられる炉心材料(被覆管: ODS鋼等)の開発を行う。

(3) FPターゲット開発

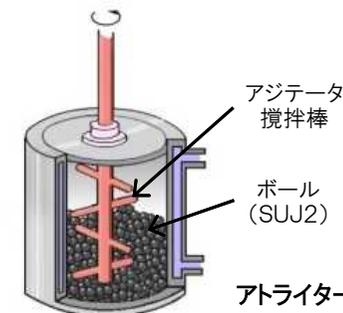
環境への長期的影響リスクがある長寿命FPを変換するため、高速炉場で適用するターゲットの開発を行う。



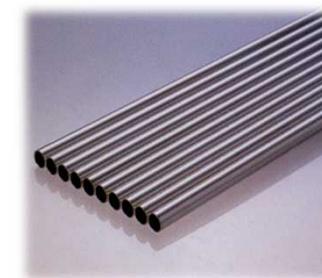
分子動力学計算シミュレーション

(4) 燃料挙動評価・設計手法開発

燃料物性データ、照射試験データ等に基づいてMA含有MOX燃料等の燃料物性、照射挙動モデルを整備し、MA含有MOX燃料等の挙動評価手法、設計手法を開発する。また、設計基準の整備を行う。なお、初期段階手法を照射試験燃料設計に適用する。



ODS鋼の製造技術開発
(メカニカルアロイング)



ODS鋼製被覆管

参考資料3-2-2 ②照射試験及び燃料材料開発

長寿命炉心燃料材料の開発等の基盤技術開発(2/2)

細目	5~6年	10年
① 燃料物性測定、物性研究	国際協力の可能性有り	
	基礎物性測定、物性研究	
	高温物性測定技術開発	高温物性測定、物性研究
	計算科学によるシミュレーション	
② 長寿命炉心材料開発	被覆管製造試験	
	炉外試験	
	照射準備	照射試験、照射後試験(材料照射→燃料照射)
③ FPターゲット開発	ターゲット製造技術開発	照射、照射後試験
④ 燃料挙動評価、設計手法開発	暫定設計手法開発	設計手法、設計基準の整備(Ⅰ)
	設計手法、設計基準の整備(Ⅱ)	
期待される研究開発成果	<ul style="list-style-type: none"> ① 廃棄物減容等に向けたMA含有MOX燃料等の特性把握 ② 長寿命被覆管材料の性能、実現見通しの1次評価 ③ FPターゲット等の見直し評価 ④ 初期照射データによるMA含有燃料設計手法の信頼度向上 	<ul style="list-style-type: none"> ①~④ 廃棄物減容等に向けたMA含有MOX燃料等の具体化、有効性評価へ反映

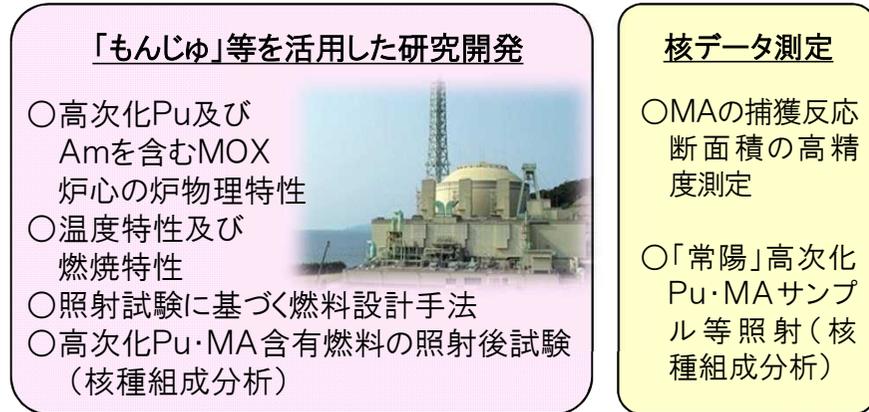
参考資料3-2-3 ③炉特性・炉システム設計技術

炉特性の確認及び炉心概念の検討(1/2)

(1)核データ

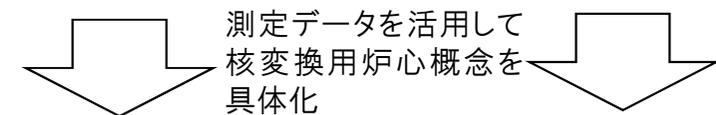
高速中性子エネルギー領域における捕獲反応断面積の高精度測定手法を開発し、低中速から高速にかけてのエネルギー領域における系統的なMAの捕獲反応断面積測定を行う。

また、積分実験として高次化Pu及びMAの高純度サンプル等を「常陽」において照射し、照射後試験施設において核種組成分析を行い、高速中性子場及び減速中性子場における核変換率・量の核変換データを拡充する。ここで、核種組成分析手法の高精度化を併せて行う。



(2)炉特性(「もんじゅ」炉心での確認)

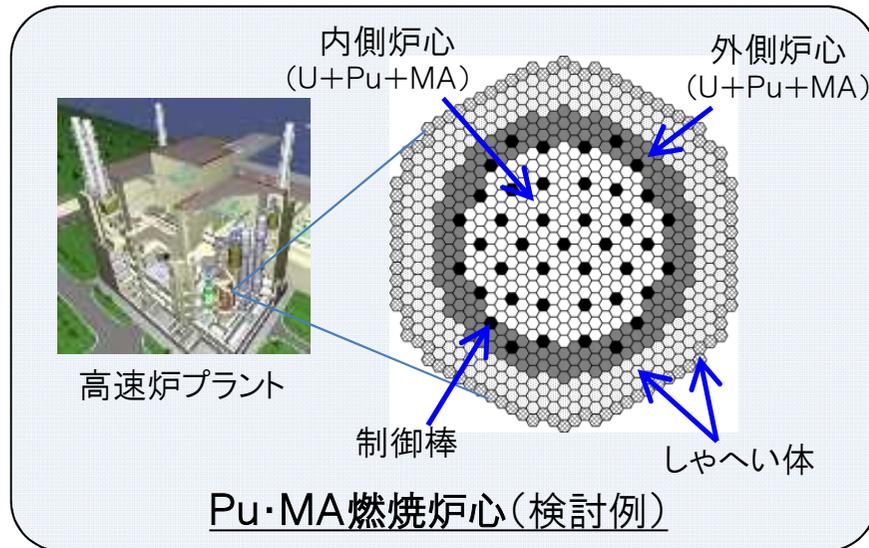
「もんじゅ」性能試験及び定格運転において、高次化Pu及びAmを含むMOX炉心における炉物理特性や、実機でしか得ることのできない温度特性及び燃焼特性データを取得する。



(3)炉システム

Pu及びMA燃焼を行う炉心の特性を把握し、プラントを含めた炉システムへの影響を評価する。

炉心安全性や燃料製造・取扱いへの影響に留意しつつ、Pu及びMAの好適なリサイクル・装荷方法を明らかにする。MAの含有だけでなく、従来の増殖型炉心との違いとしてPuの高次化、Pu富化度の増加が挙げられ、これらについて、「もんじゅ」等を用いた核データ・炉特性の測定や、照射試験に基づき開発した燃料設計手法を炉心設計に反映させ、炉心及び炉システム概念を具体化する。



参考資料3-2-3 ③炉特性・炉システム設計技術

炉特性の確認及び炉心概念の検討(2/2)

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy~9Cy										10Cy以降		
	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期 点検	第5 点検	定期 点検	第6 点検	定期 点検	第7 点検	定期 点検	第8 点検	定期 点検	第9 点検	定期 点検	第10 点検	
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)																						
① 核データ											国際協力の 可能性有り											
微分測定	高速中性子捕獲反応断面積の高精度測定手法の開発										MAの捕獲反応断面積の 高精度測定											
積分実験による 評価・検証	照射準備			「常陽」高次化Pu・MAサンプル等照射																		
	測定データの高精度化					PIE(核種組成分析)																
② 炉特性 (「もんじゅ」炉心での 確認)	「もんじゅ」性能試験 (臨界性、等温温度係数、出力係数等)			「もんじゅ」定格運転(燃焼係数等)										PIE(核種組成分析)								
③ 炉システム						測定データの反映 (「もんじゅ」、「常陽」)					測定データの反映(「もんじゅ」、「常陽」)											
						↓					↓											
炉心概念検討	Pu・MA燃焼炉心の特性把握										Pu・MA燃焼炉心概念の具体化											
原子炉システム 概念検討	炉システムへの影響評価										炉システム概念の具体化											
期待される 研究開発成果											①~③ Pu・MA燃焼炉 心の特性把握 (「もんじゅ」性能 試験、「常陽」サ ンプル等照射 データを活用)					①~③ Pu・MA燃焼システム の具体化 (「もんじゅ」運 転・照射データ を活用)						

参考資料3-2-4 ④再処理技術開発

MA分離プロセスの開発(1/2)

(1) 吸着剤の最適化

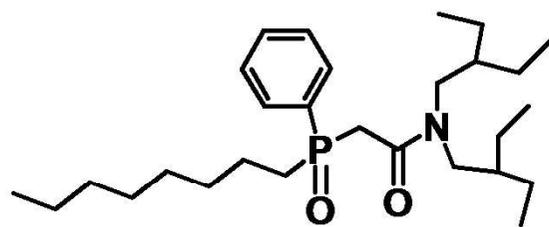
MA回収率及び分離性能の向上を図るため、吸着・溶離剤の担体構造の最適化検討(NUCEF等での新抽出剤の実用化評価と連携)

(2) MA回収試験

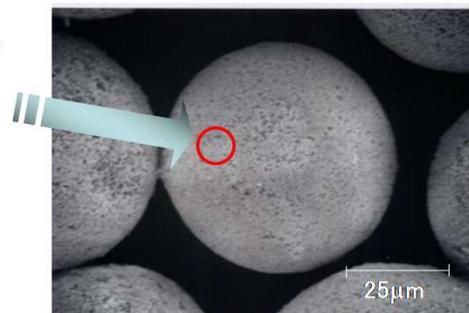
CPFで所有する高放射性廃液等により、分離方法(液々抽出/固液抽出)の検討と、改良抽出剤のMA回収率、分離性能等に関する基礎データ取得

(3) フローシートの構築

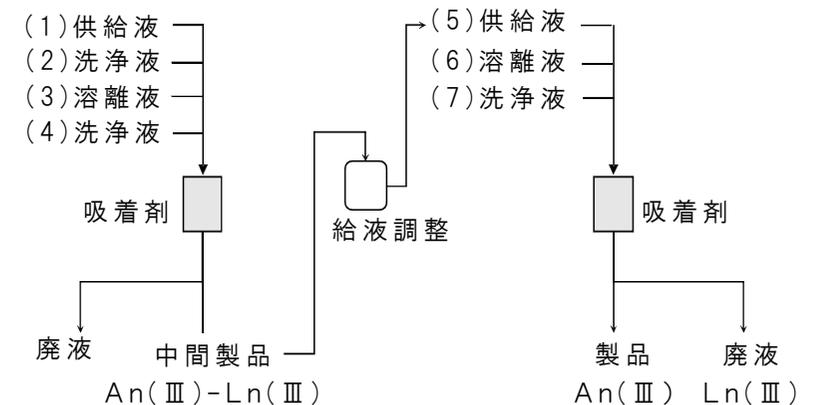
廃液発生量を低減しつつ、MAを効率的に回収可能な分離フローシートの構築



抽出剤
(例、CMPO (Octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoylmethylphosphine oxide))

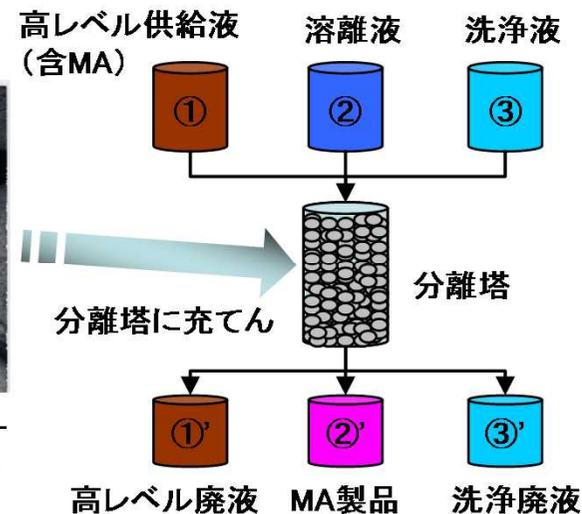


多孔質SiO₂粒子の表面にポリマー(スチレン-ジベンジルベンゼン)を被覆し、CMPOを担持した吸着材



第一段階:
An(III)-Ln(III)回収

第二段階:
An(III)/Ln(III)分離



固液抽出(抽出クロマトグラフィー)の適用例

参考資料3-2-4 ④再処理技術開発 MA分離プロセスの開発(2/2)

細目	5～6年	10年
<p>① 吸着剤の最適化</p> <p>② MA回収ホット試験</p> <p>③ MA回収フローシート構築</p> <p>④ 新抽出剤の実用性評価</p>	<p>最適化検討</p> <p>コールド試験・照射試験による性能評価</p> <p>装置整備</p> <p>実液ホット試験(MAサイクル試験)</p> <p>フローシート検討</p> <p>MA入り燃料粉回収⇒照射試験燃料用原料に利用</p> <p>MA, MA/Ln, 等の分離用新抽出剤の創成(NUCEF)</p>	<p>国際協力の可能性有り</p> <p>「もんじゅ」MA含有燃料等の再処理試験</p> <p>MA含有MOX燃料等の再処理試験による検証</p>
<p>期待される研究開発成果</p>	<p>①～④</p> <ul style="list-style-type: none"> MA分離プロセスデータ蓄積 MA分離フローシート構築 高Am含有・高Pu富化度燃料の溶解・分離性能把握 シミュレーション解析用データ取得 	<p>①～④</p> <p>照射済燃料によるMA、高Pu-MOX燃料の再処理フローシート検証</p>

参考資料3-2-4 ④再処理技術開発

MA燃料の再処理試験(1/2)

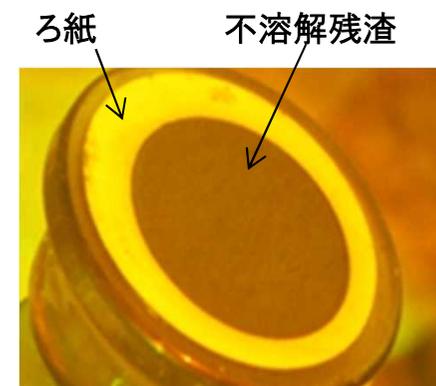
(1)高Am含有高Pu富化度MOX燃料の溶解・抽出フローシート構築

「もんじゅ」、「常陽」の高Am燃料を対象に、溶解と抽出技術に関する基礎データを取得し、MAの分離回収を含む再処理全体のフローシート構築に資する。

高Am含有及び高Pu富化度の影響を評価する上で、再処理側で取得すべき基礎データとしては、主にスラッジ挙動、溶解シミュレーション、U/Pu/Np抽出性能等を取得する。

(2)核変換特性の確認

大洗(AGF)での照射後燃料微小試料の同位体等詳細分析データと、CPFでの燃料ピン単位でのマクロな元素・同位体分析データを、核変換特性評価技術の確認に資する。



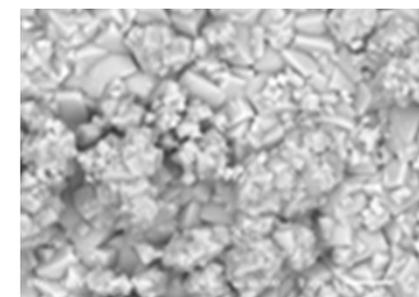
ろ紙上の不溶解残渣の外観
(CPFでの溶解試験液をろ過した)



高レベル放射性物質研究施設(CPF)



照射燃料試験施設(AGF)



モリブデン酸ジルコニウム
(スラッジの代表的な化合物)

参考資料3-2-4 ④再処理技術開発

MA燃料の再処理試験(2/2)

細目	5~6年	10年
<p>① 高Am含有・高Pu富化度燃料の溶解・抽出フローシート構築</p> <p>溶解性能への影響</p> <p>抽出性能への影響</p> <p>② 核変換特性の確認</p>	<p>溶解性評価、残渣挙動評価、溶解シミュレーション検討 等</p> <p>U/Pu/Np一括抽出性能への影響、溶媒劣化への影響評価 等</p>	<p>高Am燃料の搬入(想定)</p> <p>「もんじゅ」MA含有燃料等の再処理試験</p> <p>MA含有燃料等の再処理試験による検証</p> <p>MA含有燃料等の再処理試験による検証</p> <p>燃料ピン単位でのマクロな元素・同位体分析データによる検証</p>
<p>期待される研究開発成果</p>	<p>① MA-MOX、高Pu-MOX燃料の再処理特性データの取得</p>	<p>①~② 照射済燃料によるMA、高Pu-MOX燃料の再処理フローシート検証</p>

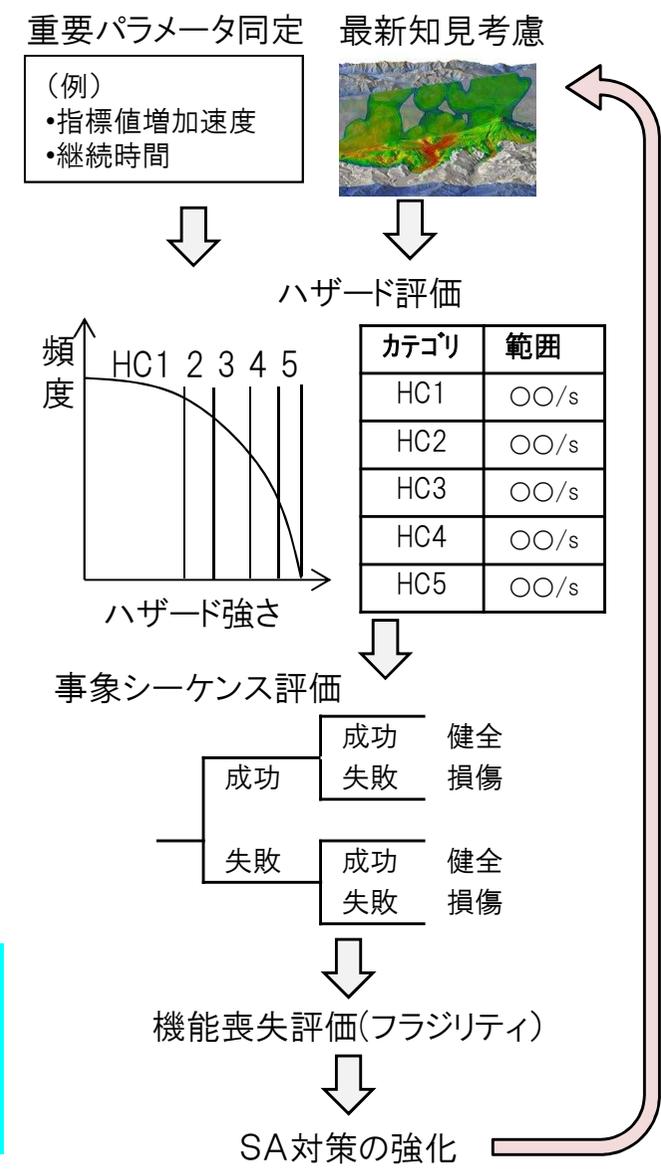
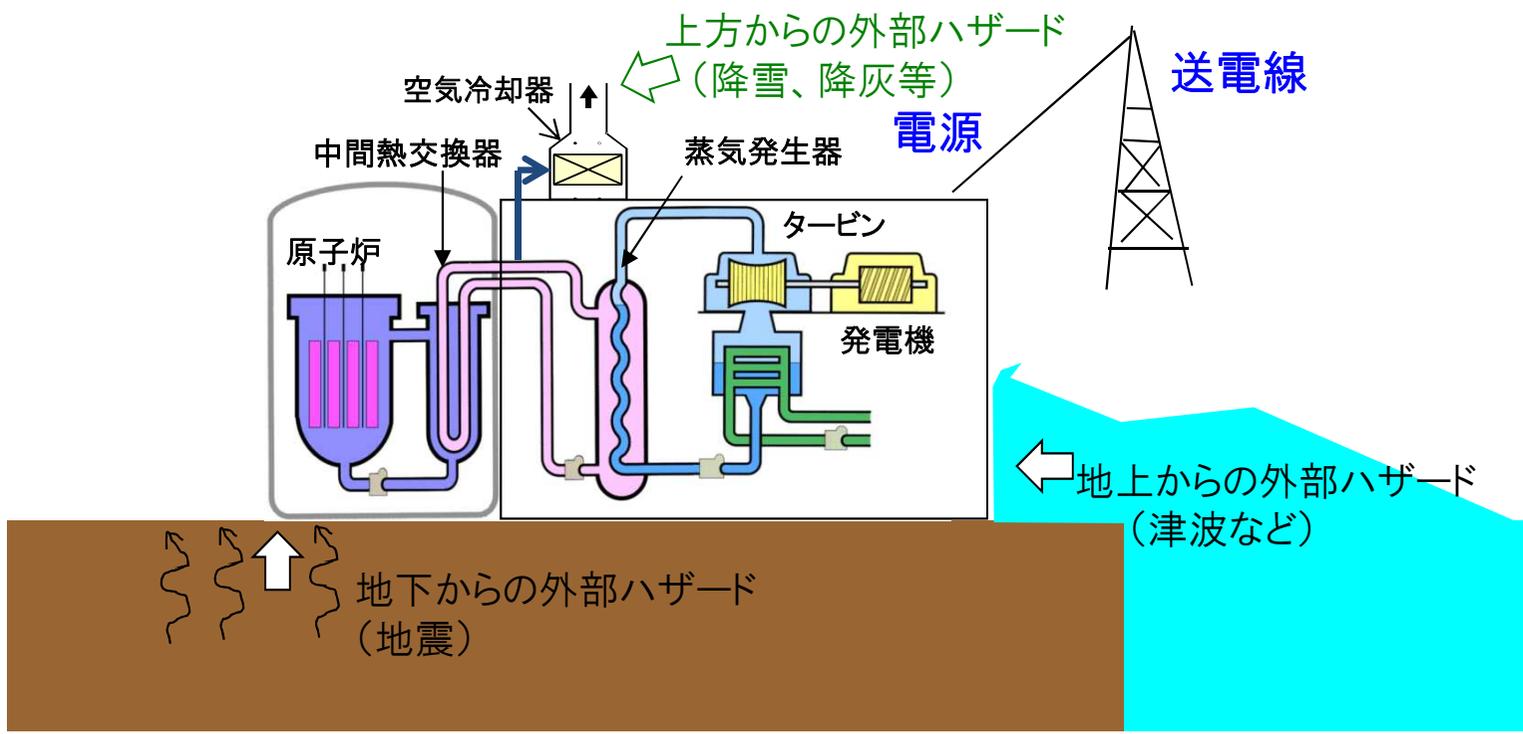
国際協力の可能性有り

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

PSA等によるSA評価技術の構築と安全性向上策の抽出(1/2)

●地震等の外部事象を含む確率論的安全評価(PSA)

地震・津波、降雪、降灰、森林火災等の幅広い外部事象を含むPSAを「もんじゅ」実機に対して実施し、リスク情報を活用して継続的に安全性向上策を抽出する。



参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

PSA等によるSA評価技術の構築と安全性向上策の抽出(2/2)

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy~9Cy					10Cy以降						
	40%出力プラント確認試験	燃料交換	出力上昇試験第1サイクル	定期点検	第2サイクル	定期点検	第3サイクル	定期点検	第4サイクル	定期点検	第5点検	定期点検	第6点検	定期点検	第7点検	定期点検	第8点検	定期点検	第9点検	定期点検	第10点検
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)				安全性向上評価報告						安全性向上評価報告											
①地震等の外部事象を含む確率論的安全評価(PSA)	PSAによる安全性向上策の抽出とその評価			PSAによる安全性向上策の抽出とその評価		PSAによる安全性向上策の抽出とその評価		PSAによる安全性向上策の抽出とその評価		PSAによる安全性向上策の抽出とその評価					国際協力の可能性有り						
期待される研究開発成果	①外部事象を含むSAによる評価結果									①安全性の継続的改善のための総合的なリスク評価とシビアアクシデントマネジメント(SAM)策の充実											

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

「もんじゅ」の安全性に関する総合評価(1/2)

評価の概要

<地震・津波・全交流電源喪失(SBO)・最終ヒートシンク喪失(LUHS)>

評価項目	評価の指標	施設	裕度評価 緊急安全対策後(現時点)
地震	基準地震動Ss (760gal)との比較	原子炉	1.86倍 空気冷却器出口止め弁
		炉外燃料貯蔵槽	2.2倍 原子炉補助建物
		燃料池	1.85倍 燃料池入口逆止弁
津波	設計津波高さ (5.2m)との比較	原子炉	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		炉外燃料貯蔵槽	
		燃料池	
全交流 電源喪失 (SBO)	外部からの支援がない 条件で、燃料を冷却できなくなるまでの 時間	原子炉	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		炉外燃料貯蔵槽	
燃料池		300日程度 消防車燃料(軽油)枯渇、 燃料池水位低下	
最終ヒート シンク喪失 (LUHS)		原子炉	自然循環で冷却可能
		炉外燃料貯蔵槽	
		燃料池	消火栓から給水可能

- 地震、津波及びその重畳に対して、原子炉、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の裕度(耐力)を確認。
- SBO、LUHS及びその複合事象では、プラント外部からの支援がない場合でも、原子炉、炉外燃料貯蔵槽では、燃料が重大な損傷に至らないこと、燃料池では、緊急安全対策によって時間的余裕があることを確認。

<シビアアクシデント対応方策>

冷却材にナトリウムを使用していることで検討した事項

- SBO条件でのナトリウム漏えい
 - 自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
 - 2次系床ライナは貫通損傷せず、ナトリウム-コンクリート反応による水素の発生は無いことから、水素爆発は発生しない。
 - 漏えいナトリウムによる熱的影響が他の健全ループに及ぶことはない。
- SBO条件での蒸気発生器伝熱管水漏えい
 - 自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
 - ナトリウム・水反応によって発生する圧力から評価される中間熱交換器、2次系機器・配管での発生応力は、許容応力を下回り、ナトリウムバウンダリの破損は生じない。
 - ナトリウム・水反応による影響が他の健全ループに及ぶことはない。

シビアアクシデント対応方策の評価のまとめ

- 「もんじゅ」の特徴を踏まえつつ、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に基づき、事故以前に整備したSAM策及び緊急安全対策の点検を行い、実効性の高いものとした。
- 冷却材にナトリウムを使用していることを考慮し、発生頻度は極めて低いと考えられるが、全交流電源喪失の状況でナトリウム漏えい、或いはSG伝熱管水漏えいが発生をした場合の検討を行った。その結果、全交流電源喪失状況下での対応方策を明確にし、残りの健全なループにより炉心の冷却を継続できることを確認した。

➡ JAEA報告書として公開報告書に取りまとめ、安全基盤技術としてSAM策検討に活用。

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

「もんじゅ」の安全性に関する総合評価（1/2）

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy～9Cy									10Cy以降				
	40%出力プラント確認試験	燃料交換	出力上昇試験第1サイクル	定期点検	第2サイクル	定期点検	第3サイクル	定期点検	第4サイクル	定期点検	第5	定期点検	第6	定期点検	第7	定期点検	第8	定期点検	第9	定期点検	第10	...	
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)	報告書発行			安全性向上評価報告																			
①「もんじゅ」の安全性に関する総合評価と活用	安全基盤技術としてSAM策検討に活用																						
期待される研究開発成果	①公開報告書を発行済 〔東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価 JAEA-Research 2013-001, (2013.7)〕																						