

大間原子力発電所における
フルMOX-ABWRへの取り組み
解説用教材

目次

- ①MOX燃料の概要
- ②MOX燃料の歴史
- ③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用
- ④継続的な安全研究の実施
- ⑤フルMOX炉心の特徴
- ⑥フルMOX-ABWRの設備対策

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

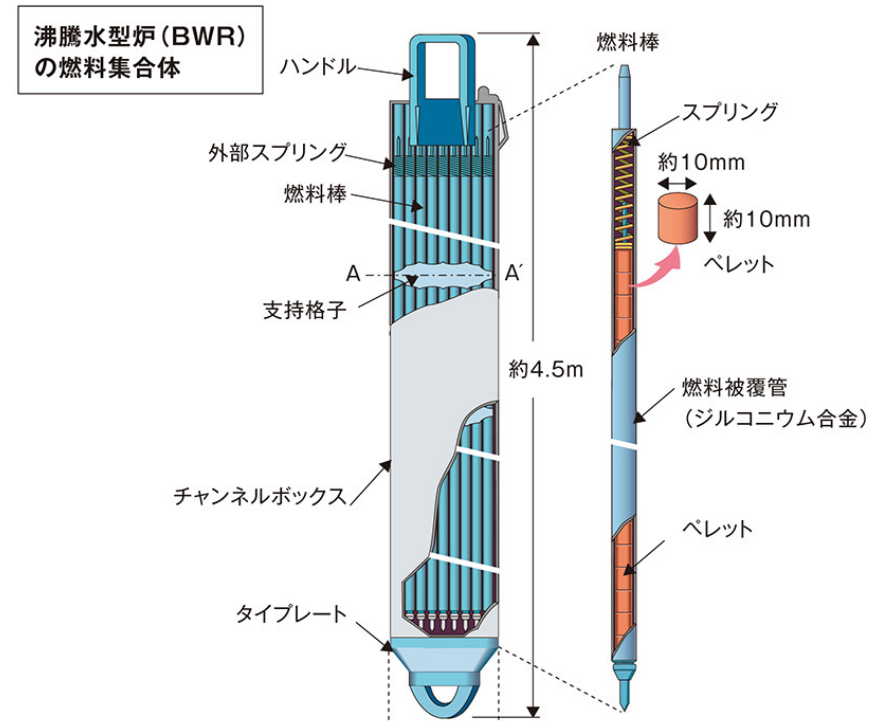
④継続的な安全研究の実施

⑤フルMOX炉心の特徴

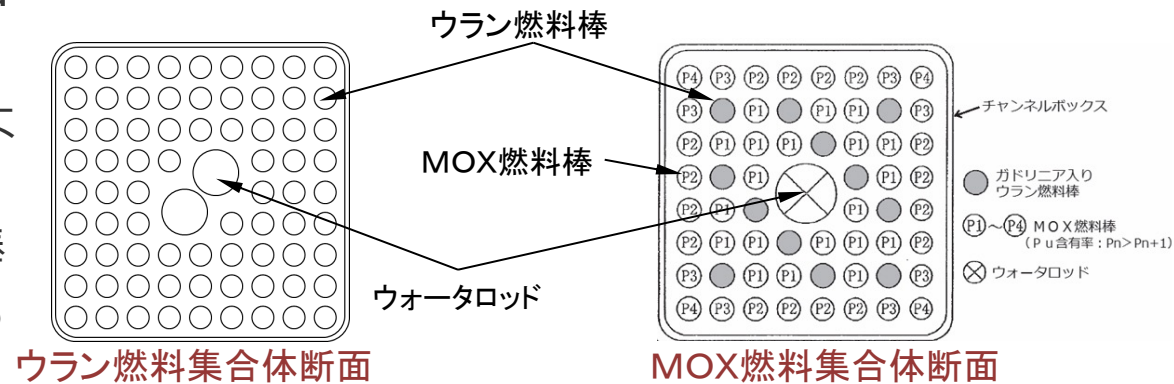
⑥フルMOX-ABWRの設備対策

①MOX燃料の概要

- 日本の原子力発電所（軽水炉）では、ウラン燃料を使用しているが、これは燃えやすいU-235の割合を3～5%に高めたものである。原子力発電の特徴の一つとして、原子力発電所で使い終わったウラン燃料（使用済燃料）は、再処理することでリサイクルできる。
- 使用済燃料には、再利用できるプルトニウムとウランが残っている。そこで、使用済燃料を再処理して取り出したプルトニウムとウランを混合して作った混合酸化物燃料が、MOX（Mixed Oxide)燃料である。
- MOX燃料は、ウラン燃料と同じように、ペレットに焼き固められ、燃料被覆管内に密閉されて燃料棒となり、燃料集合体に組み立てられる。
- MOX燃料はこれまで様々な原子炉で利用されてきた。



【1】 出典：原子力・エネルギー図面集



【2】 出典：小林哲朗, 解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術 フルMOXの技術的バックグラウンドは何か?, 日本原子力学会誌ATOMOS, 2014, 56巻, 36号, pp. 378-383

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

④継続的な安全研究の実施

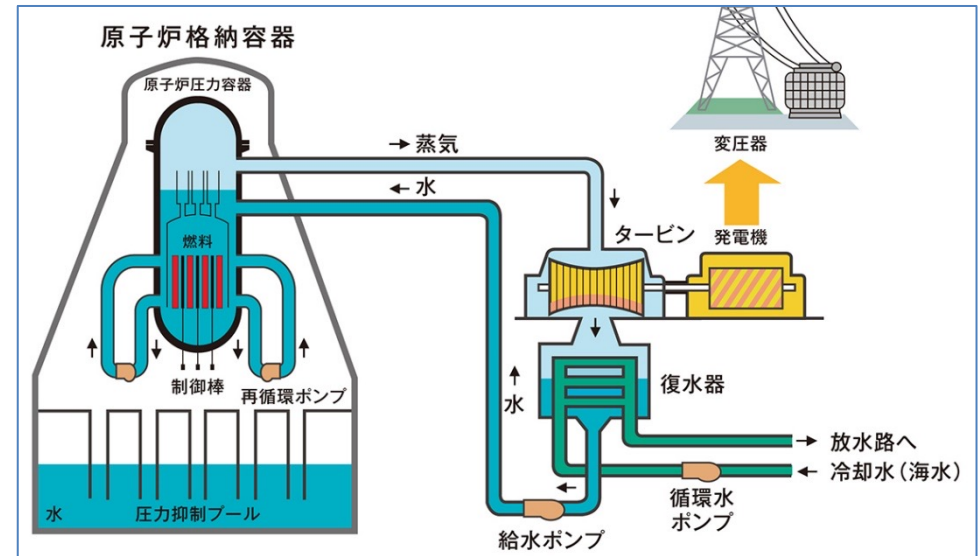
⑤フルMOX炉心の特徴

⑥フルMOX-ABWRの設備対策

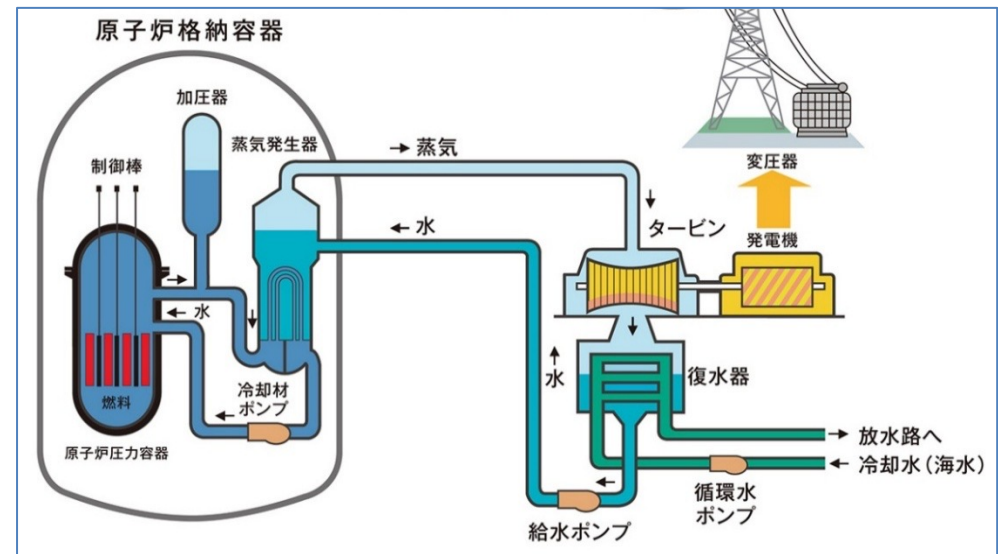
②MOX燃料の歴史（MOXの利用実績のある原子炉施設：軽水炉）

軽水炉：軽水を原子炉冷却材及び
中性子減速材として使用。

- BWR（沸騰水型原子炉）
 - 軽水を原子炉圧力容器内で沸騰させて蒸気を発生させ、直接タービン発電機に導き発電する。
 - 海外では主にドイツで、国内では福島第一3号機でMOXの利用実績がある。
- PWR（加圧水型原子炉）
 - 軽水を沸騰しない高温高压水とし（一次冷却系）、この高温高压水を蒸気発生器に送って熱交換により蒸気を発生させ（二次冷却系）、この蒸気をタービン発電機に導き発電する。
 - 海外では主にフランスで、国内では玄海3号機、伊方3号機、高浜3号機および4号機でMOXの利用実績がある。



[3] 出典：原子力・エネルギー図面集



[4] 出典：原子力・エネルギー図面集

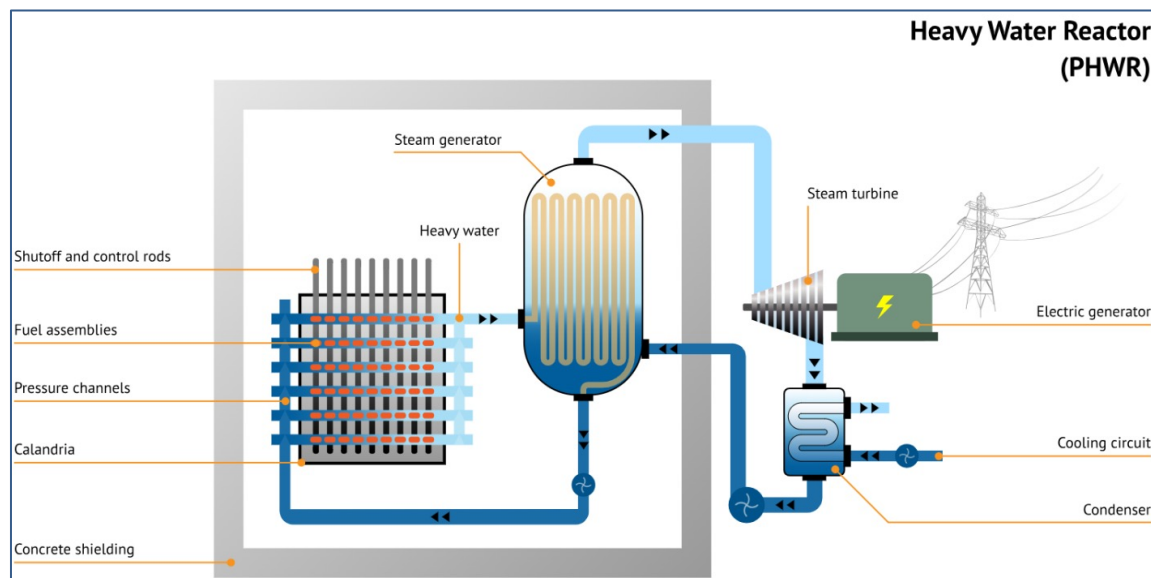
②MOX燃料の歴史（MOXの利用実績のある原子炉施設：重水炉、新型転換炉）

重水炉（加圧重水炉（PHWR））：

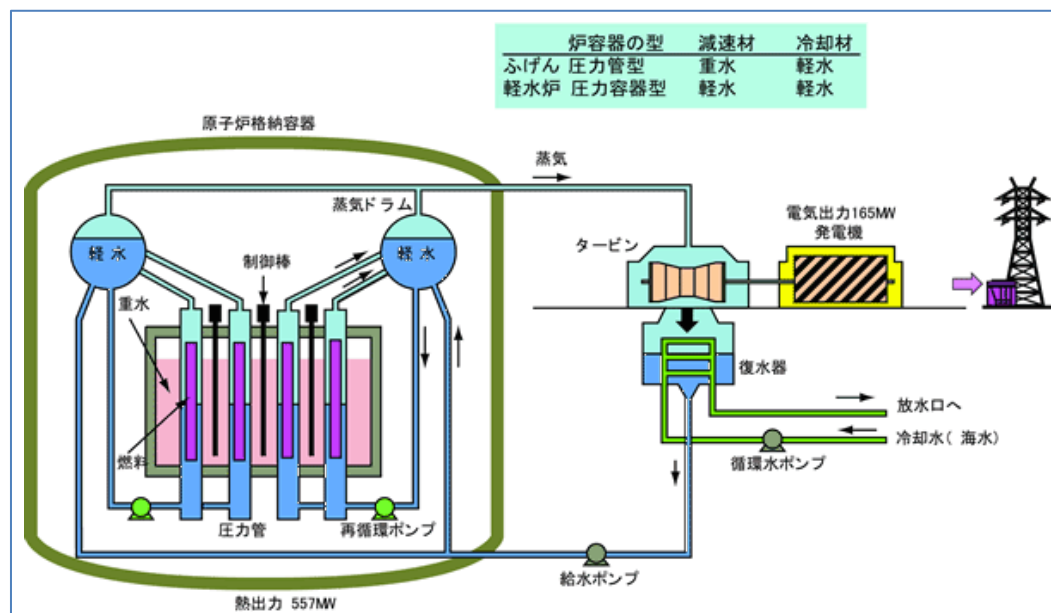
- 重水を原子炉冷却材及び中性子減速材として使用。
- 重水を高温高圧とし（一次冷却系）、蒸気発生器に送って熱交換により蒸気を発生させ（二次冷却系）、この蒸気をタービン発電機に導き発電する。
- インドでMOXの利用実績がある。

新型転換炉（ATR）：

- 中性子減速材に重水（円柱状のタンク内）、原子炉冷却材に軽水（タンクを貫通する圧力管内）を使用。
- 軽水を圧力管内で沸騰させて蒸気を発生させ、タービン発電機に導き発電する。
- 国内の原型炉ふげん（廃止措置中）でMOXの利用実績(772体)がある。



【5】出典：EnergyEncyclopedia (<https://www.energyencyclopedia.com/en/free-downloads/images/phwr-schematic-diagram-37>)

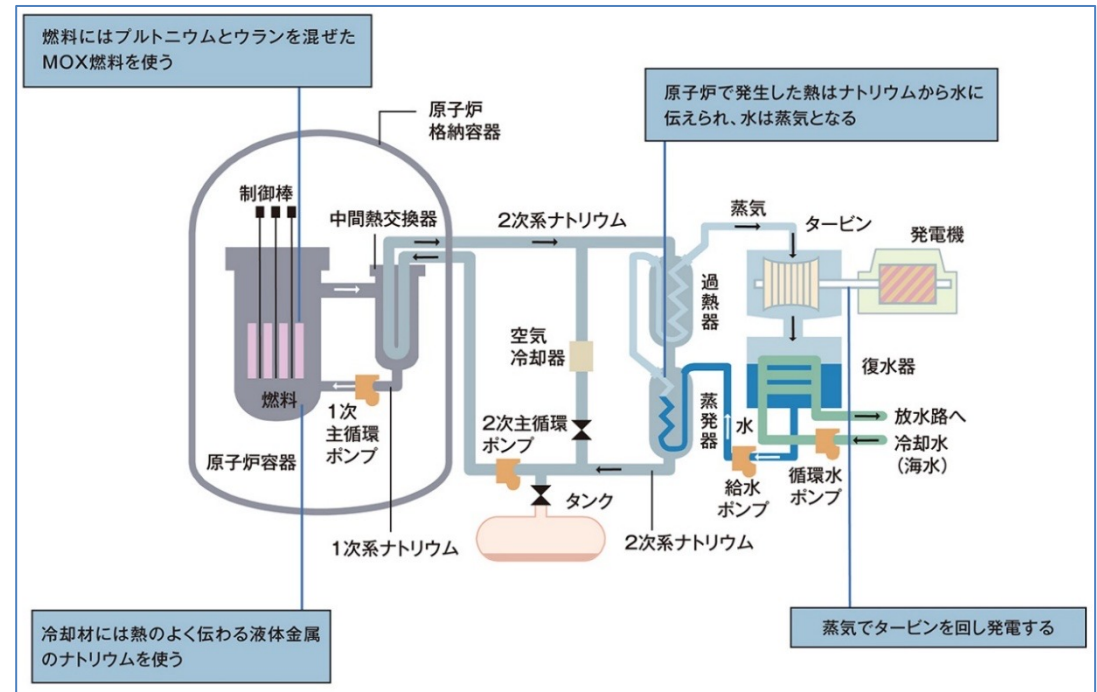


【6】提供：日本原子力研究開発機構

②MOX燃料の歴史（MOXの利用実績のある原子炉施設：高速増殖炉）

高速増殖炉（FBR）：

- 原子炉冷却材として熱伝導度の高い液体金属ナトリウムを使用。高速中性子により核分裂連鎖反応を維持するため中性子減速材はない。
- 原子炉容器内で発生した熱を各ループを介して高温高圧の蒸気が発生させ（一次系ナトリウム、二次系ナトリウム、水・蒸気系）、この蒸気をタービン発電機に導き発電する。
- 海外では主にフランスやロシアで、国内では原型炉もんじゅでMOXの利用実績がある。



【7】 出典：原子力・エネルギー図面集

②MOX燃料の歴史（MOX燃料利用の特徴：原子炉種類の比較）

- 新型転換炉は、減速材に重水を用いており、軽水に比べて減速は大きくないものの、中性子を非常に吸収しにくい※2ため、濃縮度の小さい天然ウランを燃料として利用できる利点がある。
- 軽水炉は、減速材に軽水を使用しており、減速が大きい利点があるが、中性子を吸収しやすい※1。
- 高速増殖炉では、減速材はなく、高速中性子が燃料及びそれを囲むブランケット中のU-238をPu-239へ変化※3させるため、転換比が1を超える。

※1:軽水の原子核は軽水素（陽子のみ）であるため、原子核の質量が中性子とほぼ等しいことから、衝突（弾性散乱）による高速中性子の減速（エネルギーの損失）が大きい。また、軽水は、中性子吸収断面積が大きいいため、中性子を吸収しやすい。

※2：重水の原子核が重水素（中性子と陽子）であるため、原子核の質量が高速中性子より大きいことから、軽水に比べて衝突による高速中性子の減速は小さい。また、重水は、中性子吸収断面積が極めて小さいため、軽水に比べて中性子を非常に吸収しにくい。

※3：U-238が中性子を捕獲しU-239となり、U-239が β -崩壊してNp-239に、さらにNp-239が β -崩壊することでPu-239と変化する。

原子炉の種類	核分裂に寄与する中性子	燃料組成	燃料集合体断面形状	減速材	冷却材	転換比
新型転換炉 (ATR)	熱中性子	プルトニウム約1.5% ウラン235 約0.7% ウラン238 約97.8%	円形	重水	軽水	0.7
軽水炉 (BWR) (PWR)	熱中性子	ウラン235 約3% ウラン238 約97%	四角形	軽水	軽水	0.6
高速増殖炉 (FBR)	高速中性子	プルトニウム約20% 劣化ウラン 約80% (ウラン238)	六角形	—	ナトリウム	1.2

②MOX燃料の歴史（MOX燃料利用の特徴：高速増殖炉）

- 高速増殖炉では、高速中性子によって、長期間発熱し続けるマイナーアクチニド（MA）*を、有害度が低い核種に変換させることが可能であり、放射性廃棄物の減容化・有害度低減に資する。
- 高速炉サイクルが実用化すれば、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射エネルギーを低減できる可能性がある。

* MA：ウラン、プルトニウム以外の重元素（ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm))

高速炉におけるエネルギーの発生と放射性廃棄物の減容化・有害度低減の仕組み



【8】 出典：経済産業省ウェブサイト (https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/006.html)

高レベル放射性廃棄物の減容・有害度の低減

比較項目		技術オプション	直接処分	再処理	
				軽水炉	高速炉
発生体積比※1			1	約4分の1に減容化 約7分の1に減容化	約0.22 約0.15
潜在的有害度※2	天然ウラン並になるまでの期間※3		約10万年	約12分の1に低減 約330分の1に低減	約8千年 約300年
	1000年後の有害度※3		1	約0.12	約0.004

※1 数字は原子力機構概算例 直接処分時のキャニスタを1としたときの相対値を示す

※2 潜在的有害度:人が人体に放射性物質を取り込んだと仮定した潜在的な有害度

※3 出典:原子力政策大綱 上欄は1GWyを発電するために必要な天然ウラン量の潜在的有害度と等しくなる期間を示し、下欄は直接処分時を1としたときの相対値を示す

【9】 出典：電気事業連合会HP (https://www.fepc.or.jp/supply/hatsuden/nuclear/haikibutsu/high_level/shobun/)

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

④継続的な安全研究の実施

⑤フルMOX炉心の特徴

⑥フルMOX-ABWRの設備対策

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用（Puの年間消費量）

- MOX燃料を軽水炉で利用することを「プルサーマル」と呼ぶ。
- 改良型沸騰水型原子炉（ABWR）において全炉心でのMOX燃料の利用（フルMOX）を目指す「フルMOX-ABWR」は、軽水炉によるMOX燃料利用計画の柔軟性を広げるという政策的な位置づけを持ち、現行のABWRの基本仕様の変更を伴うことなく実施可能。
- 大間原子力発電所では、MOX燃料の炉心装荷体数を段階的に増やし、フルMOX炉心を目指す計画。
- フルMOX炉心における全プルトニウムの年間平均使用量は、約1.7トン。

「小林哲朗, ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術, 日本原子力学会誌ATOMOΣ, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383」より引用

項目	仕様等
定格熱出力	3,926MW（電気出力 1,383MW）
燃料集合体	872 体：ウラン燃料集合体、MOX燃料集合体※
制御棒	205 本
運転期間	13 か月
燃料取替（定期検査中）	全炉心の約1/4～1/3の燃料を新燃料に取替え

※MOX燃料集合体の炉心装荷体数 [原子炉設置許可における炉心装荷体数の範囲]

○初装荷炉心：0～264体（運転開始時は1/3未満）

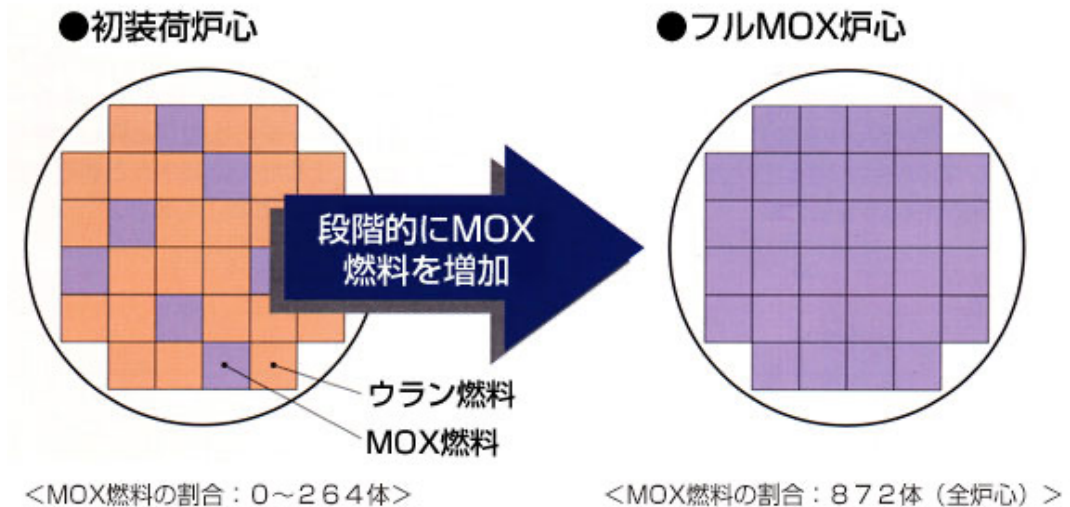
○取替炉心：0～872体（フルMOXまで）

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用（フルMOXへの段階的移行）

- 原子力安全・保安院による指示
（2008年4月）

- 全炉心にMOX燃料を装荷する初めての原子炉であり、全MOX燃料装荷炉心に移行する各段階毎^{*1}に、炉心に係る各種データを確認しながら慎重に進めていく必要がある
- 各段階毎に、炉心に係るデータの計算結果及び測定・評価結果を報告^{*2}すること

「資料2-2：大間原子力発電所 フルMOX炉心に係る新知見収集の取組みと評価手法の適用性確認について、第1373回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（令和7年11月27日）」より引用



【10】出典：J-POWER HP「段階的なMOX燃料装荷割合の増加」

(<https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/fullmox.html>)

^{*1} MOX燃料の炉心装荷体数を増加させる段階毎

^{*2} 炉心に係るデータ

- 原子炉停止余裕
- 最大線出力密度
- 燃料集合体最高燃焼度 など

[報告時期]

計算結果 : 各段階の原子炉起動前までに

測定・評価結果 : 各段階の運転終了後に

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用（核設計コードの検証の取組み）

- 現行の安全設計手法及び安全評価手法の向上を図る観点から、既許認可に使用され、安全解析コードの入力値の算出に使用される核設計コードについて、フルMOX炉心設計への適用性に関する事業者独自の取組みが継続されている。
- 核設計コードのフルMOX-ABWRへの適用の妥当性確認においては、大間原子力発電所の設置許可取得以降の知見も取り入れられ、以下により得られる測定値を用いて、ウラン炉心から全MOX炉心までの範囲で確認が実施されている。また、大規模商用プラントでの運転実績データについて、現状得られているのは部分MOX装荷炉心までであるため、それを超える範囲については、以下の連続エネルギーモンテカルロ法コードによる計算値を参照解（測定値相当とみなした値）として、核設計コードのフルMOX-ABWRへの適用の妥当性確認が実施されている。

（測定値）

- 国内および海外の臨界試験装置における臨界試験データ（ウラン炉心、部分MOX炉心、全MOX炉心の体系）
- 国内および海外の燃料照射後試験データ（ウラン燃料、MOX燃料）
- 大規模商用プラントでの運転実績データ（部分MOX装荷炉心）

（測定値相当）

- 連続エネルギーモンテカルロ法コードによる参照解（ウラン炉心、1/3MOX炉心、フルMOX炉心）

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

④継続的な安全研究の実施

⑤フルMOX炉心の特徴

⑥フルMOX-ABWRの設備対策

④大間原子力発電所におけるMOX燃料利用（継続的な安全研究の実施）

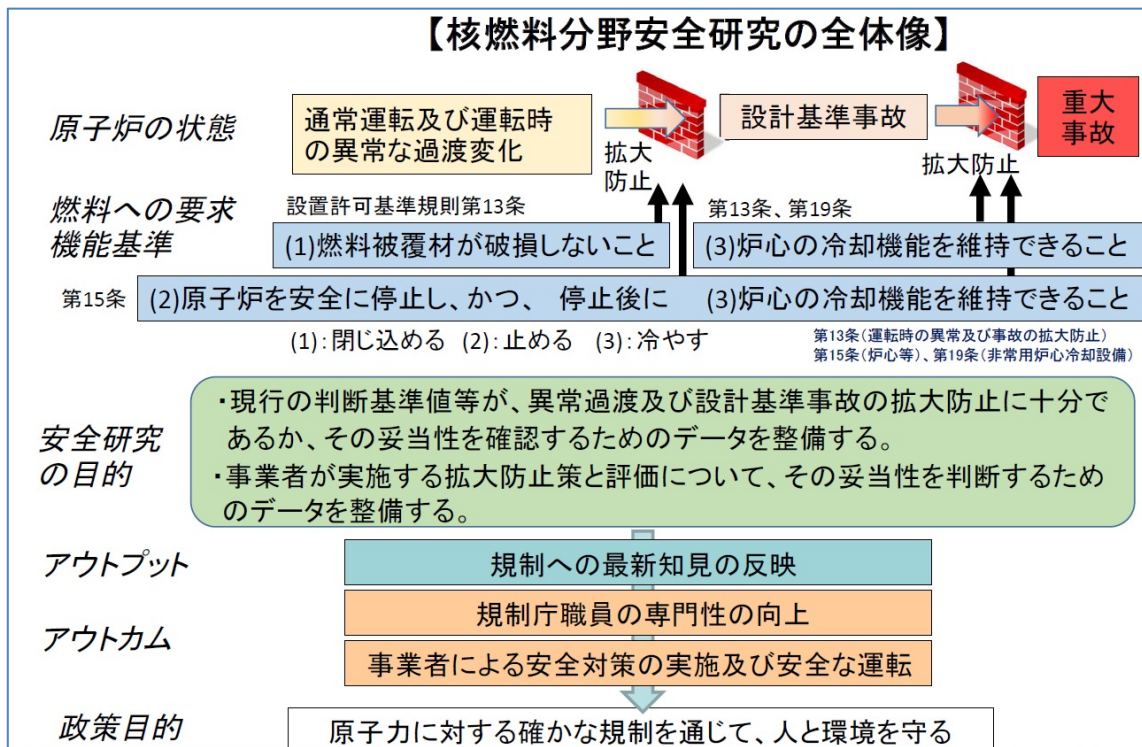
- ・燃料及び炉心の健全性及び冷却性に係る安全研究について、大間原子力発電所の設置許可取得以降も継続して実施されている。
- ・これらの安全研究から得られる知見について、引き続きの収集が必要。

安全研究の例

「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」(2019~2023年度) 原子力規制庁

3.4 成果の活用等（抜粋）

本研究で実施した、LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響評価、RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響評価及び炉心損傷基準の設定に関する評価から得られた成果から、本研究の範囲では、設置許可に関する燃料及び炉心の健全性及び冷却性に関する基準の妥当性を確認することができた。



▲「安全研究成果報告 事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究（ RREP-2024-1001 ）」（原子力規制庁）（<https://www.nra.go.jp/data/000473309.pdf>）より引用

◀ 【11】 出典：原子力規制委員会アーカイブ検索システム
(<https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA100000638?contents=NRA100000638-002-003#pdf=NRA100000638-002-003>)

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

④継続的な安全研究の実施

⑤フルMOX炉心の特徴

⑥フルMOX-ABWRの設備対策

⑤フルMOX炉心の特徴（大間原子力発電所のプラント諸元表）

電気出力		138万3千kW(キロワット)
原子炉	型式	改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)
	熱出力	392万6千kW(キロワット)
	圧力・温度	7.07MPa(メガパスカル)、287°C(出口)
	燃料:種類	濃縮ウラン およびウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)
	燃料集合体	872体
原子炉・格納容器		種類 圧力抑制型
タービン	種類	くし形6流排気復水式(再熱式)
	回転数	1,500回転/分
	蒸気流量	約7,300トン/時
発電機	種類	横軸円筒回転界磁3相同期
容量		156万5千kVA(キロボルトアンペア)

【12】 出典：J-POWER HP「大間原子力発電所建設計画概要」 (<https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/plan.html>)

⑤フルMOX炉心の特徴（大間原子力発電所で使用するウラン燃料とMOX燃料の諸元表、構造図）

【燃料集合体の諸元】

項目	ウラン燃料	MOX燃料
全長	約4.47 m	同左
燃料棒本数	ウラン燃料棒 74本 MOX燃料棒 —	12本 48本
ウラン235濃縮度 ^{*1}	約3.8 wt%	約1.2 wt%
核分裂性プルトニウム富化度 ^{*2}	—	約2.9 wt%
最高燃焼度 (平均取出燃焼度)	55 GWd/t (45 GWd/t)	40 GWd/t (33 GWd/t)

* 1 $U235 / (U235 + U238)$

$$*2 \quad (\text{Pu239} + \text{Pu241}) / (\text{Pu238} + \text{Pu239} + \text{Pu240} + \text{Pu241} + \text{Pu242} + \text{Am241} + \text{U235} + \text{U238})$$

「小林哲朗, ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術, 日本原子力学会誌ATOMOΣ, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383」の第1表をもとに作成

「下線は核分裂しやすい核燃料物質」

ウラン燃料棒

MOX燃料棒

ウォーターロッド

チャンネルボックス

ガドリニア入りウラン燃料棒

MOX燃料棒 (Pu含有率: $P_n > P_{n+1}$)

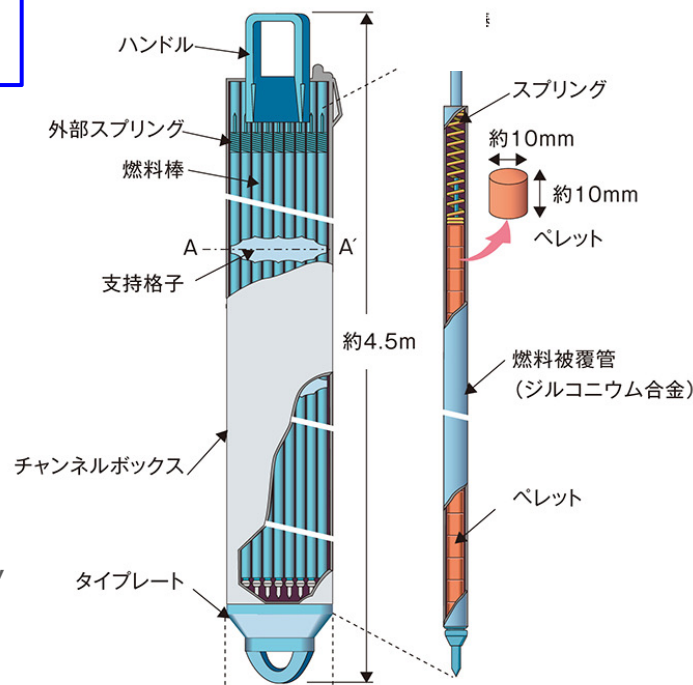
ウォーターロッド

【2】 出典

ウラン燃料集合体断面

MOX燃料集合体断面

MOX燃料と呼んでいるが
実際には20%はウラン燃料棒



燃料集合体の構造

【1】出典：原子力・エネルギー図面集

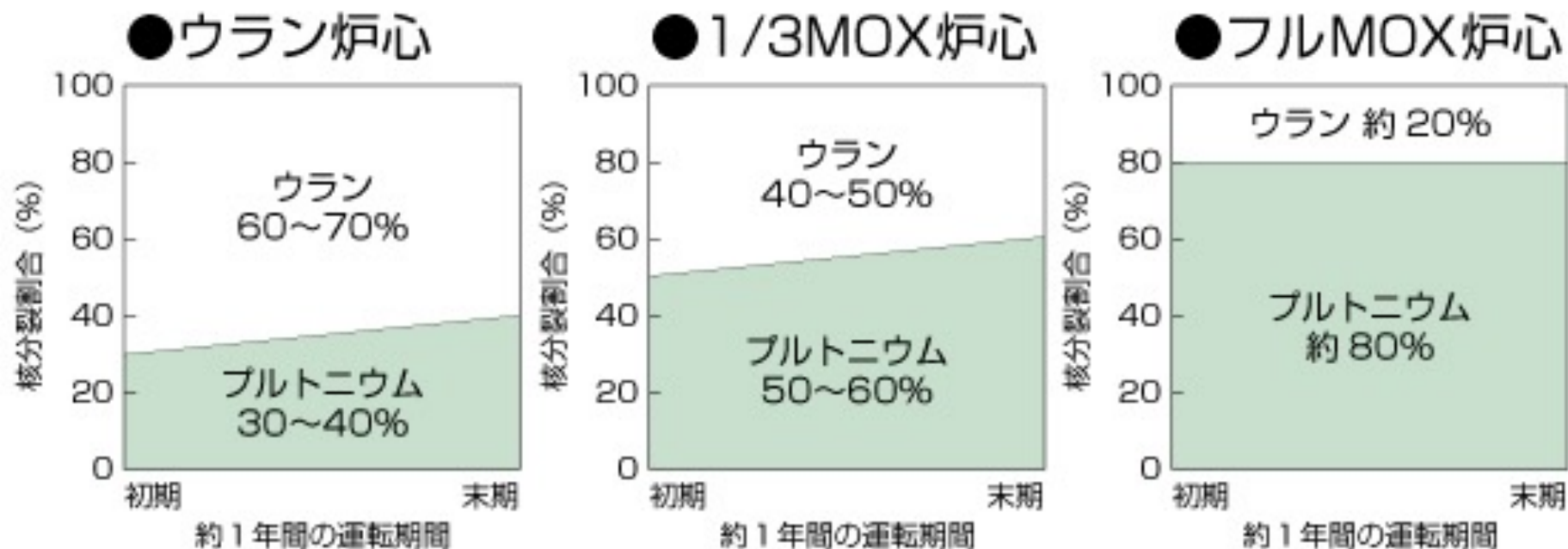
【2】出典：小林哲朗，解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術フルMOXの技術的バックグラウンドは何か？，日本原子力学会誌 ATOMOS, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383

⑤フルMOX炉心の特徴（ウラン燃料とMOX燃料の組成変化（使用前後））



【13】 J-POWER HP「ウラン燃料とMOX燃料の組成比較」 (<https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/comparison.html>)

⑤フルMOX炉心の特徴（ウラン燃料とMOX燃料の核分裂寄与割合（燃料集合体、炉心全体））

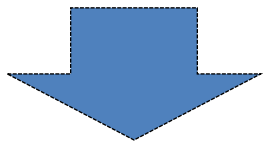


【14】 出典：J-POWER HP「フルMOX炉心の特徴」 (<https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/feature.html>)

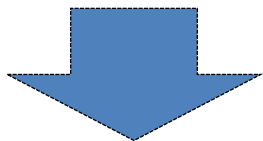
⑤フルMOX炉心の特徴（MOX燃料の物性のウラン燃料との比較）

○MOX燃料の物性に係る特徴

- ・ペレットの融点及び熱伝導度がプルトニウム含有率の増加に伴い低下
- ・核分裂生成ガスのペレットからの放出率が、ウラン燃料よりも若干増加



これらのMOX燃料の特性を燃料棒の熱・機械設計コードに反映



本コードを用いて燃料設計評価を実施し、各評価項目が設計基準を満足することを確認

「電源開発株式会社 大間原子力発電所 燃料の機械設計について（MOX燃料）（資料第109A-6-7号（資料第109A-1-2号 改1））」（平成18年2月）
（原子力安全・保安院）（<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo7.pdf>）より引用

⑤フルMOX炉心の特徴（燃料棒・熱機械設計：燃料設計評価）

燃料棒の熱・機械設計コードを用い、燃料棒寸法、炉心条件等を基に、以下のパラメータを評価。

- ・燃料温度

ペレット中心温度の燃焼変化を評価

- ・燃料棒内圧

燃料棒内圧の燃焼変化を評価

- ・被覆管円周方向1%塑性歪相当出力【燃料の設計評価項目】

ペレットの熱膨張によって被覆管が押し広げられることで被覆管に1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度（被覆管円周方向1%塑性歪相当出力）を評価する。

【設計基準】運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えないこと（被覆管の円周方向の平均塑性歪が1%以下であること（表面熱流束165%に相当））

⑤フルMOX炉心の特徴（燃料棒・熱機械設計：燃料設計評価）

・応力設計比【燃料の設計評価項目】

被覆管に発生する応力（内外圧差、水力振動、スパーサの接触圧による応力及び熱応力等）が許容応力（一次応力に対しては降伏応力、一次応力＋二次応力に対しては引張強さ）を超えないことを確認するため、応力設計比（発生応力/許容応力）を評価する。

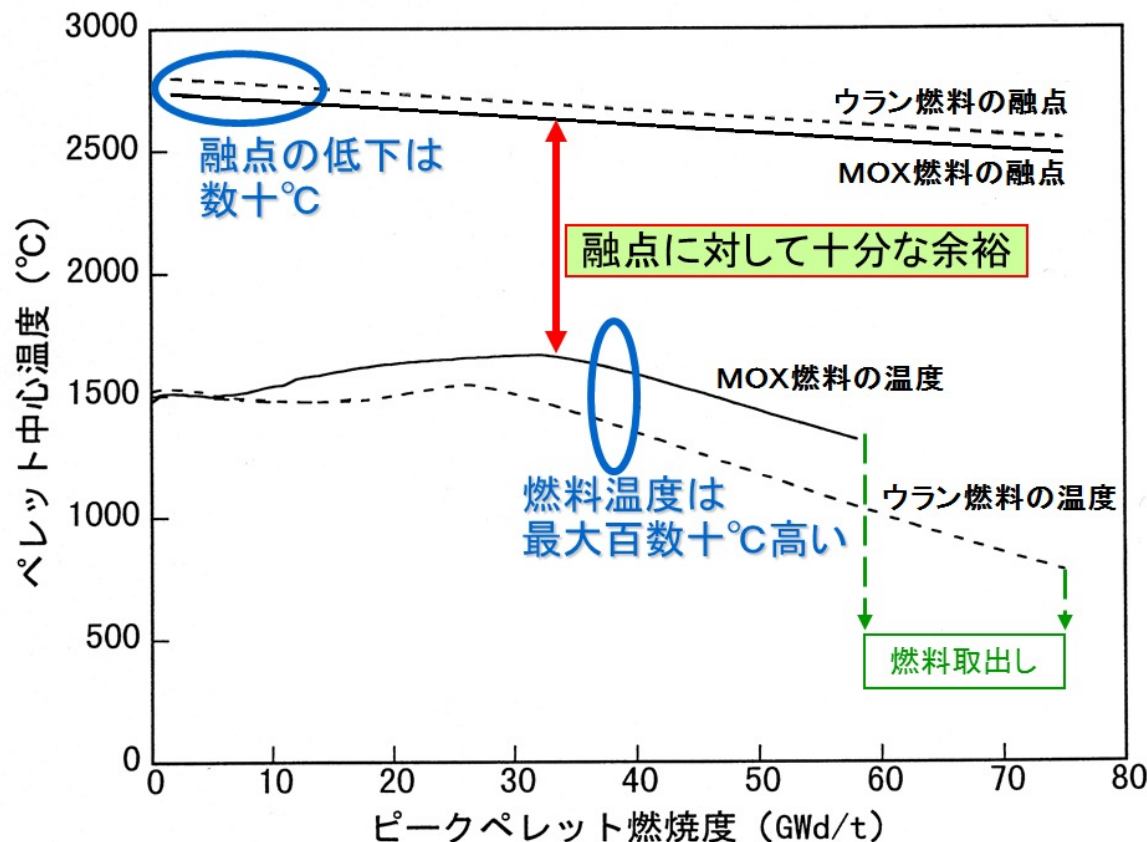
【設計基準】被覆管応力が許容応力以下であること（応力設計比が1以下であること）

・累積疲労係数【燃料の設計評価項目】

燃料が原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間の出力変動及び圧力変動によって被覆管に発生する繰返し応力により、疲労が蓄積されても疲労破壊が発生しないことを確認するため、累積疲労係数を評価する。

【設計基準】累積疲労係数が1未満であること

⑤フルMOX炉心の特徴（燃料棒・熱機械設計：燃料温度）



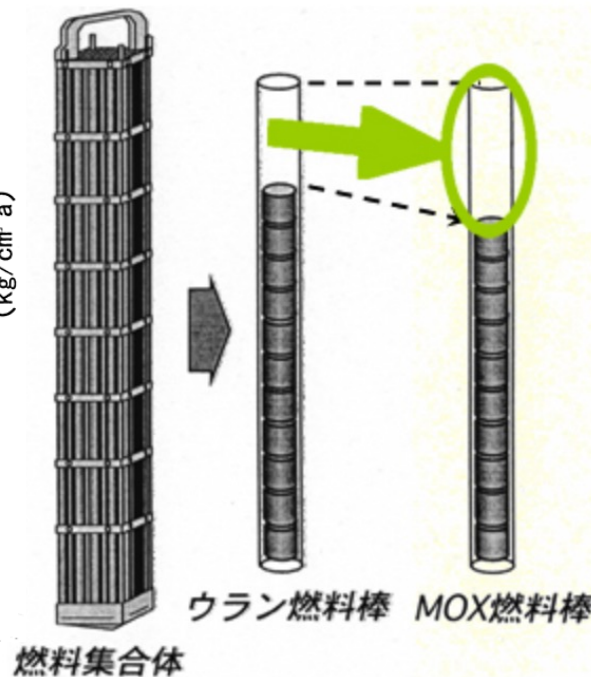
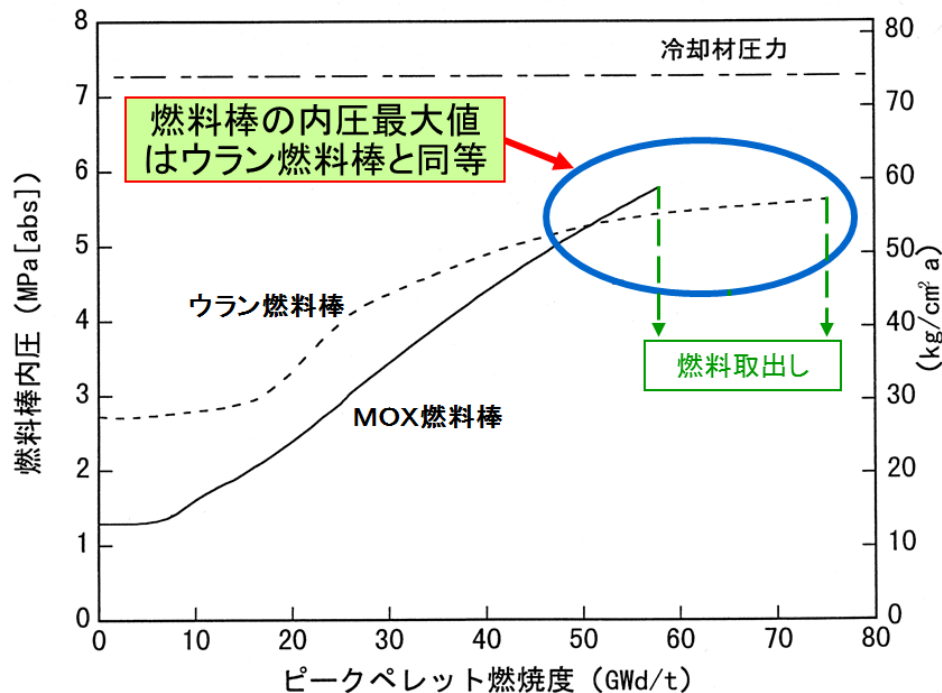
- 通常運転時では、MOX燃料ペレットの熱伝導度の低下により燃料温度が増加し、熔点も低下するが、燃料温度は熔点に対して十分な余裕がある。

「電源開発株式会社 大間原子力発電所 燃料の機械設計について（MOX燃料）（資料第109A-6-7号（資料第109A-1-2号 改1））」（平成18年2月）（原子力安全・保安院）

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo7.pdf>) をもとに作成

⑤フルMOX炉心の特徴（燃料棒・熱機械設計：燃料棒内圧）

- MOX燃料は、核分裂生成ガスのペレットからの放出率がウラン燃料よりも若干増加することから、燃料棒の内圧増加を抑制するため、プレナム部（ガス溜め）の体積を増加させている。



「電源開発株式会社 大間原子力発電所 燃料の機械設計について (MOX燃料) (資料第109A-6-7号 (資料第109A-1-2号 改1))」 (平成18年2月) (原子力安全・保安院) (<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo7.pdf>) をもとに作成

【15】 出典：J-POWER HP「ウラン燃料とMOX燃料の比較」

(<https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/comparison.html>)

⑤フルMOX炉心の特徴（MOX燃料の核特性のウラン燃料との比較）

- ・ ボイド係数：減速材の気泡の増減による反応度変化
- ・ ドップラ係数：燃料温度の増減による反応度変化

	フルMOX炉心	ウラン炉心
ボイド係数（\$ / %ボイド）	-0.21 ～ -0.22	-0.14 ～ -0.15
ドップラ係数（\$ / °C）	-0.32 ～ -0.31×10^{-2}	-0.23 ～ -0.27×10^{-2}
遅発中性子割合（%）	0.42 ～ 0.43	0.60 ～ 0.53
即発中性子割合（μsec）	22 ～ 26	35 ～ 43

【16】 出典：小林哲朗, 解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術 フルMOXの技術的バックグラウンドは何か?, 日本原子力学会誌ATOMOS, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383

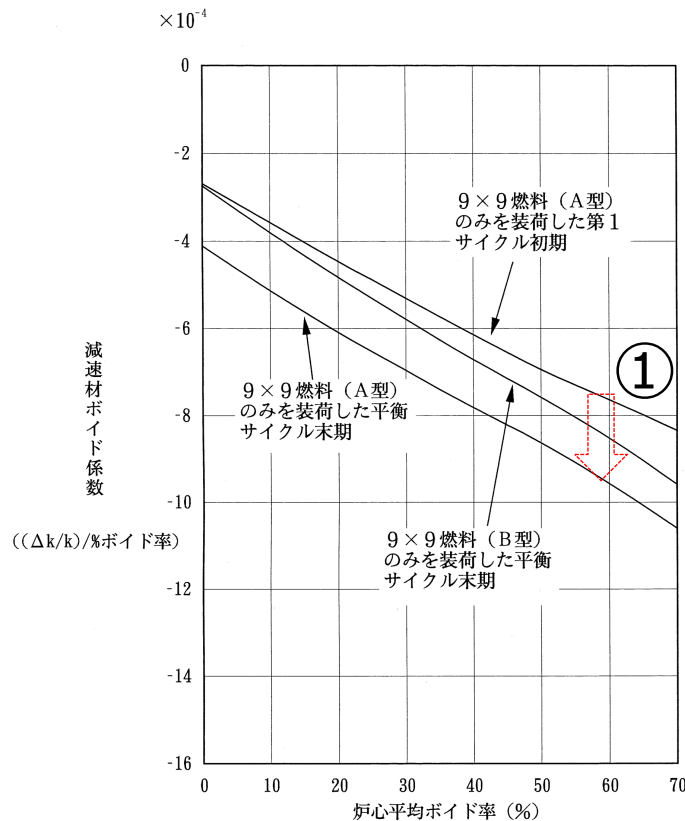


- ・ フルMOX炉心では、ウラン炉心に比べてボイド係数、ドップラ係数ともより負になるため、何らかの原因で出力が急上昇した場合には、出力上昇がより抑制される※。
- ・ また、原子炉圧力が急激に増加してボイドが潰れる（減少する）ような負荷の喪失事象の場合には、出力上昇がより大きくなる。

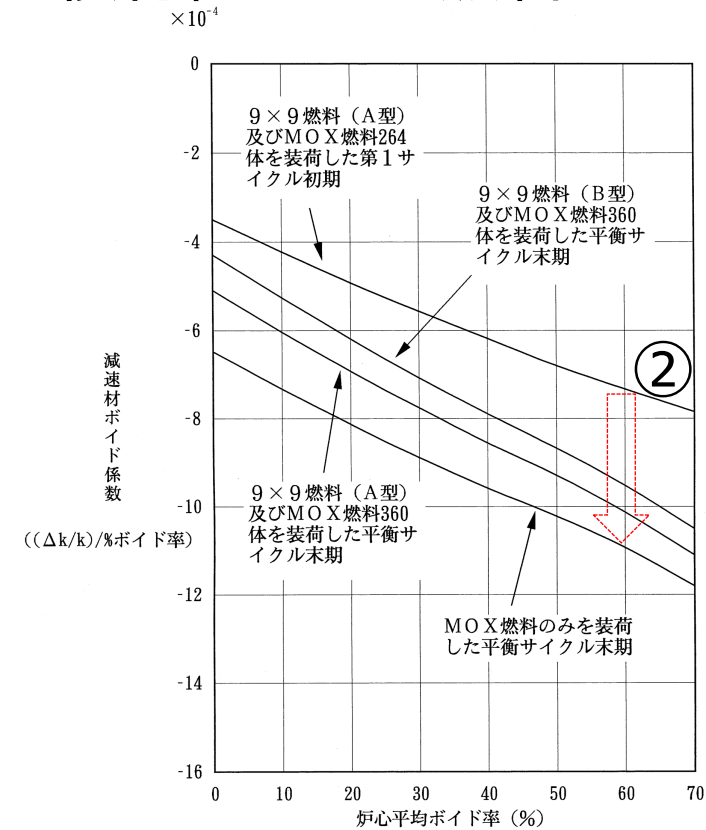
※以下の2つの効果によるもの。

- ・ ボイド効果：減速材の温度上昇に伴い、減速材中のボイドが増加し減速材の密度が減少することで、中性子が減速材と衝突しにくくなる（中性子が減速しにくくなる）。
- ・ ドップラ効果：燃料温度の上昇に伴い、核分裂しにくいウラン238の原子核について熱運動が活発になることで中性子と衝突しやすくなる（中性子を吸収しやすくなる）。

⑤フルMOX炉心の特徴（MOX燃料の核特性のウラン燃料との比較）



ボイド係数（ウラン燃料のみを装荷した場合）



ボイド係数（MOX燃料も装荷した場合）

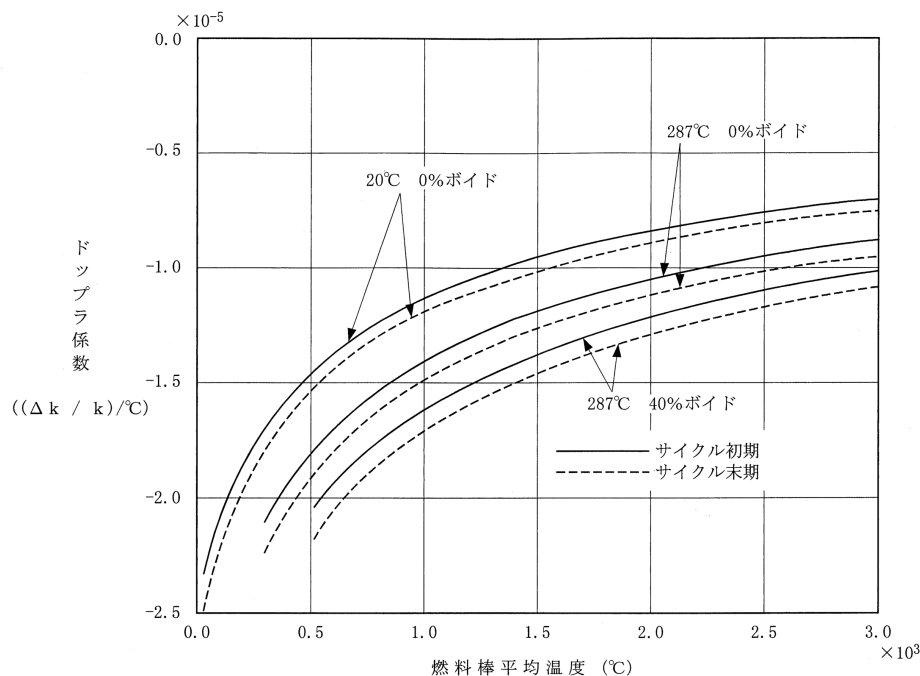
左【17】 右【18】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」（平成18年2月）（原子力安全・保安院）（<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf>）

① 燃焼に伴いPuが生成されるため、ボイド係数はより負となる。

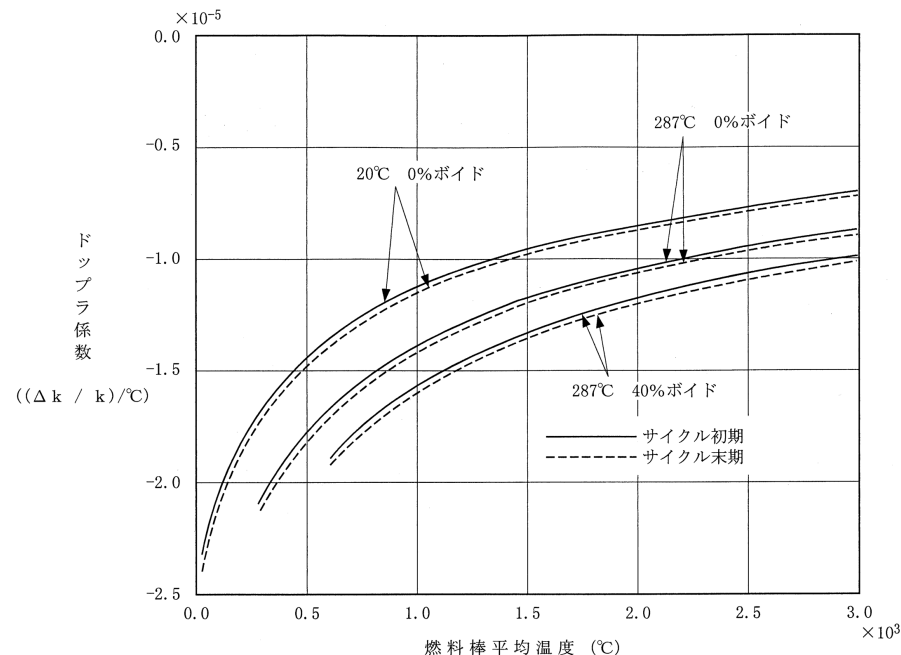
② MOX装荷体数の増加に伴い、Puの量が増加するため、ボイド係数はより負となる。

⇒ 何らかの原因で出力が急上昇した場合には、出力上昇がより抑制。原子炉圧力が急激に増加してボイドが潰れるような負荷の喪失事象の場合には、出力上昇がより大きくなる。

⑤フルMOX炉心の特徴（MOX燃料の核特性のウラン燃料との比較）



ドップラ係数
(ウラン燃料のみを装荷した場合)

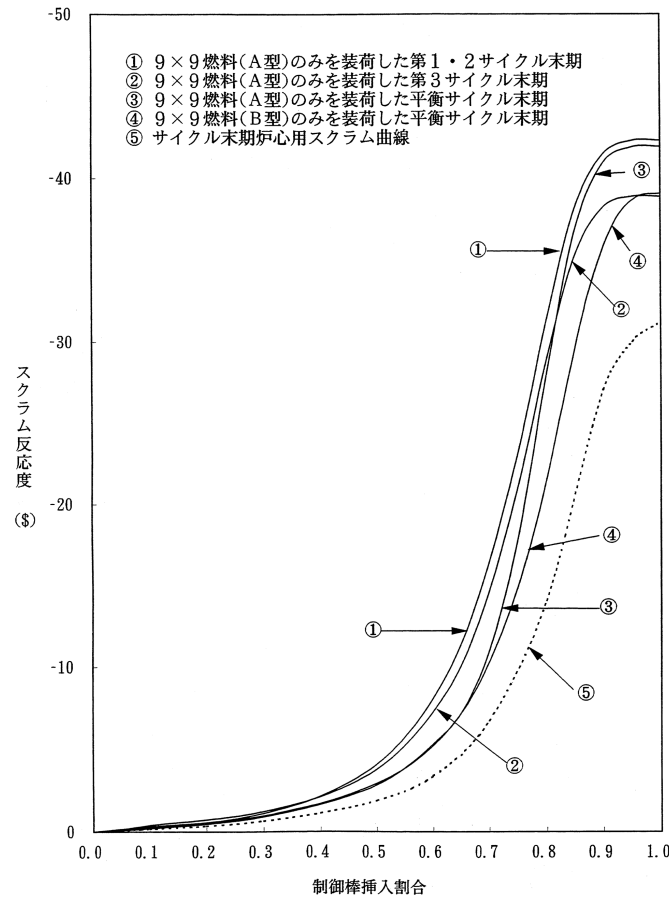


ドップラ係数
(MOX燃料のみを装荷した場合)

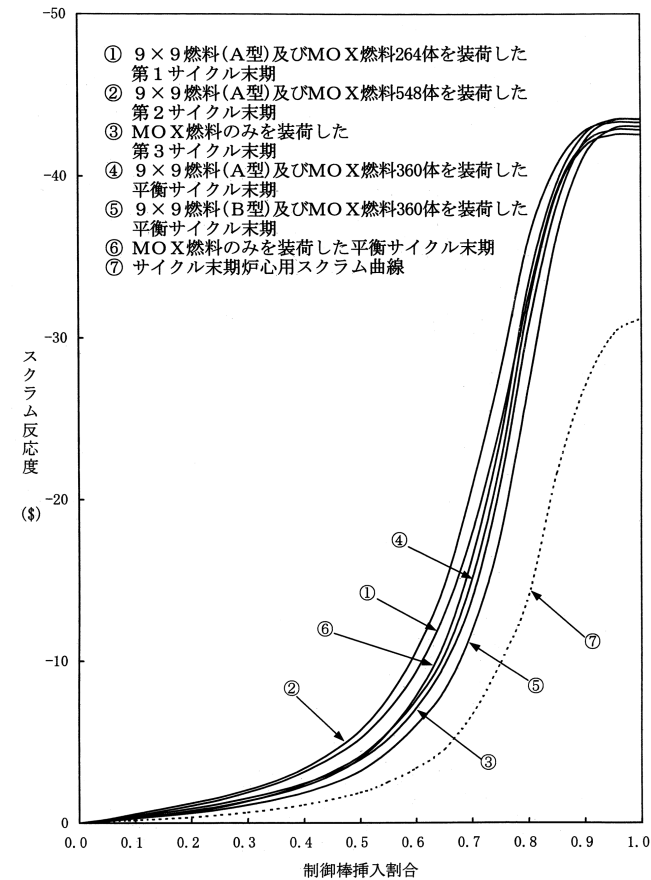
左【19】右【20】出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」（平成18年2月）（原子力安全・保安院）（<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf>）

ウラン燃料、MOX燃料を装荷した場合でドップラ係数に大きな違いはない

⑤フルMOX炉心の特徴（MOX燃料の核特性のウラン燃料との比較）



スクラム反応度
(ウラン燃料のみを装荷した場合)



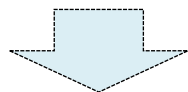
スクラム反応度
(MOX燃料も装荷した場合)

左【21】 右【22】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」（平成18年2月）（原子力安全・保安院）（<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf>）

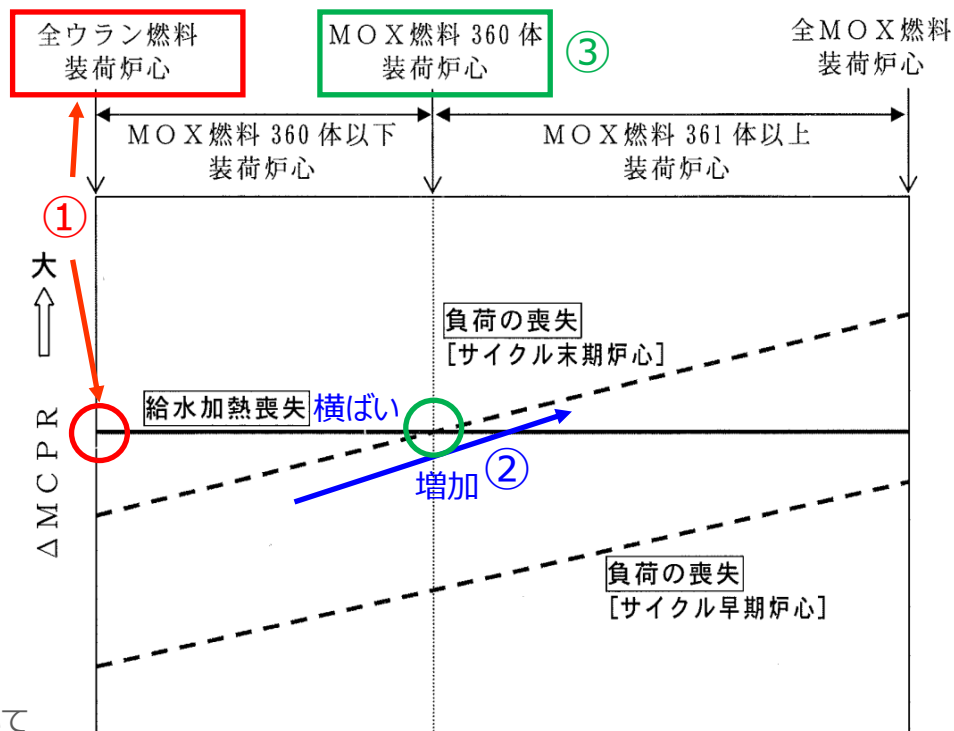
ウラン燃料、MOX燃料を装荷した場合でスクラム反応度に大きな違いはない

⑤フルMOX炉心の特徴（熱水力設計：MOX燃料装荷体数の影響）

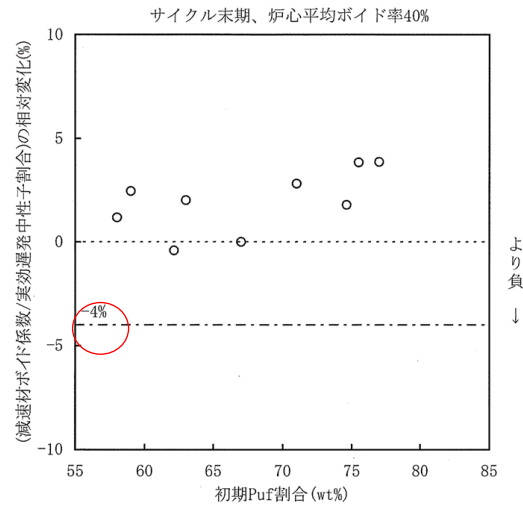
- ① 運転時の最小限界出力比(MCPR)の制限値は、運転時の異常な過渡変化時の $\Delta MCPR$ の最大値を踏まえて定めており、全ウラン燃料装荷炉心では、「給水加熱喪失」の $\Delta MCPR$ が最も大きい。
- ② ただし、MOX燃料装荷体数を増加させていくと、ボイド係数がより負となるため、原子炉圧力が急激に上昇してボイドが減少する「負荷の喪失」では、 $\Delta MCPR$ が増加していく。一方で、「給水加熱喪失」は、事象推移が緩やかであるため、ボイド係数の変化による影響をほとんど受けないことから、 $\Delta MCPR$ はほとんど横ばいである。
- ③ その結果として、MOX燃料装荷体数が360体のところで、「負荷の喪失」（サイクル末期炉心）の $\Delta MCPR$ が「給水加熱喪失」を上回る。



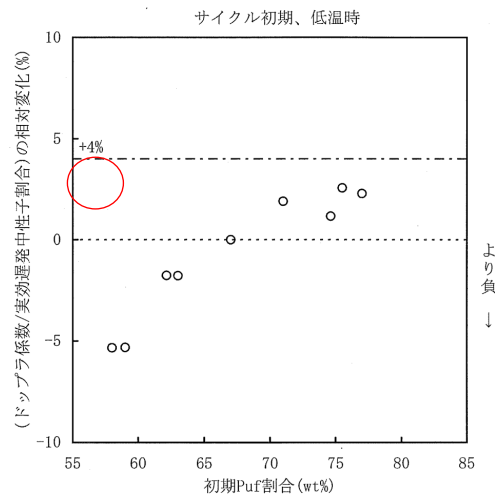
MOX燃料装荷体数に応じて、
「MOX燃料360体以下炉心」
と「MOX燃料361体以上装荷
炉心」を想定し、炉心ごとに運
転時のMCPRの制限値を定め
ている



⑤フルMOX炉心の特徴（核設計：Pu組成変化の影響）



Pu組成変化に伴うボイド係数の変化
(MOX燃料872体の場合、標準組成基準)



Pu組成変化に伴うドップラ係数の変化
(MOX燃料872体の場合、標準組成基準)

- 炉心パラメータ（ボイド係数、ドップラ係数）は、MOX燃料に用いるプルトニウム粉末の組成に応じて変化するが、その影響は小さい
- 安全評価（過渡解析、事故解析）においては、Pu組成変化の影響を保守的に見積もって評価を実施

⇒例：【361体以上装荷炉心の場合】

標準組成のボイド係数を

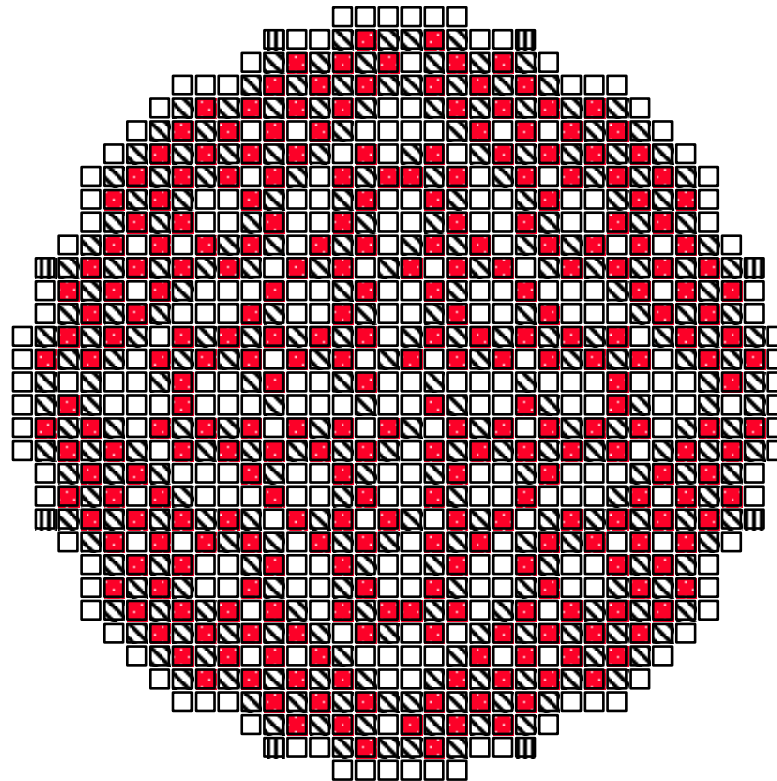
1.04倍、

標準組成のドップラ係数を

0.96倍 としている

⑤フルMOX炉心の特徴（炉心設計：MOX炉心の炉心特性のウラン炉心との比較）

フルMOX平衡炉心の設計例



MOX燃料のみを装荷

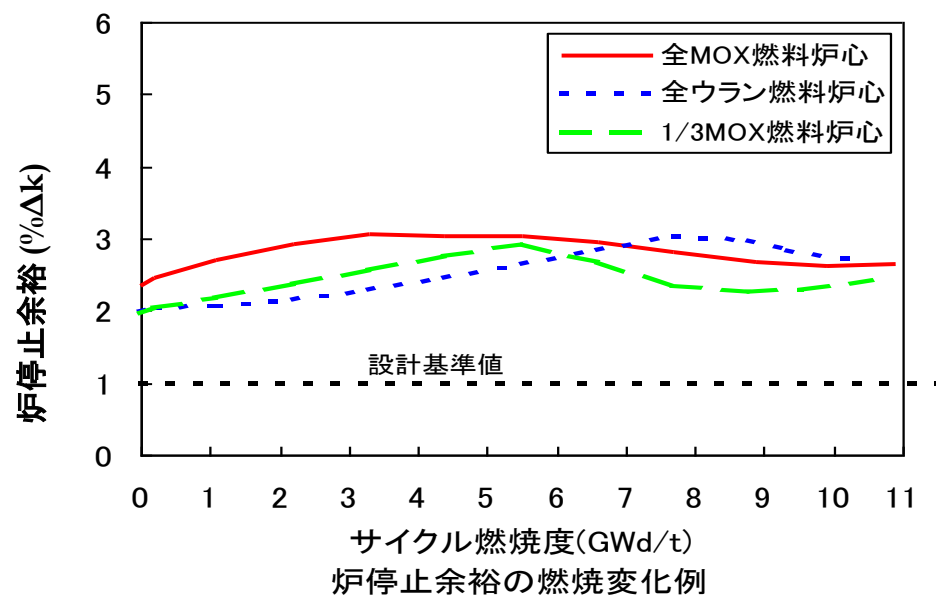
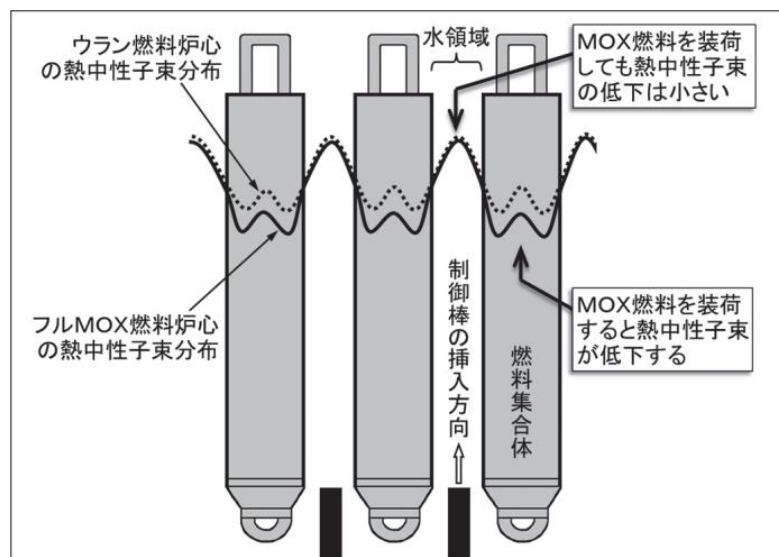
- | | |
|------------|------------|
| ■ 新燃料 | □ 3サイクル目燃料 |
| ▨ 2サイクル目燃料 | ▩ 4サイクル目燃料 |

【26】出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」（平成18年2月）（原子力安全・保安院）（<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf>）

⑤フルMOX炉心の特徴（炉心設計：MOX炉心の炉心特性のウラン炉心との比較）

- 炉停止余裕は、最大反応度価値を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態であっても、原子炉を未臨界状態とすることができる余裕のことをいう。
- BWRは、制御棒を燃料集合体外側の水領域に挿入するため、制御棒の反応度価値はMOX燃料の装荷による影響※を受けにくい。さらに、ABWRは従来のBWRに比べて水領域が大きい。
- このため、MOX燃料を全炉心まで装荷することによる全制御棒の反応度価値の低下はわずかであり、炉停止余裕は全ウラン炉心及び1/3MOX炉心と大きな差は生じない。

※：導入編のP.12を参照



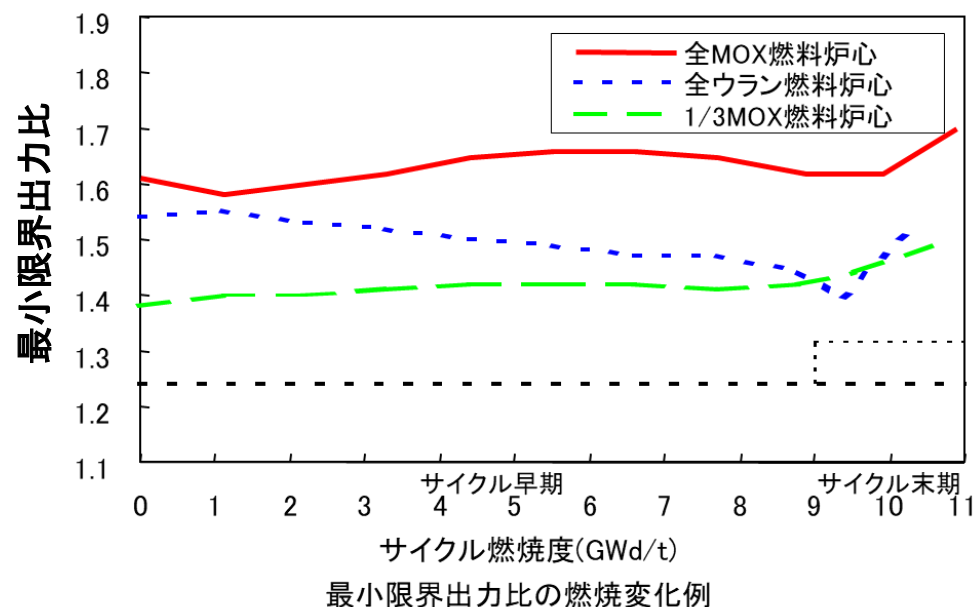
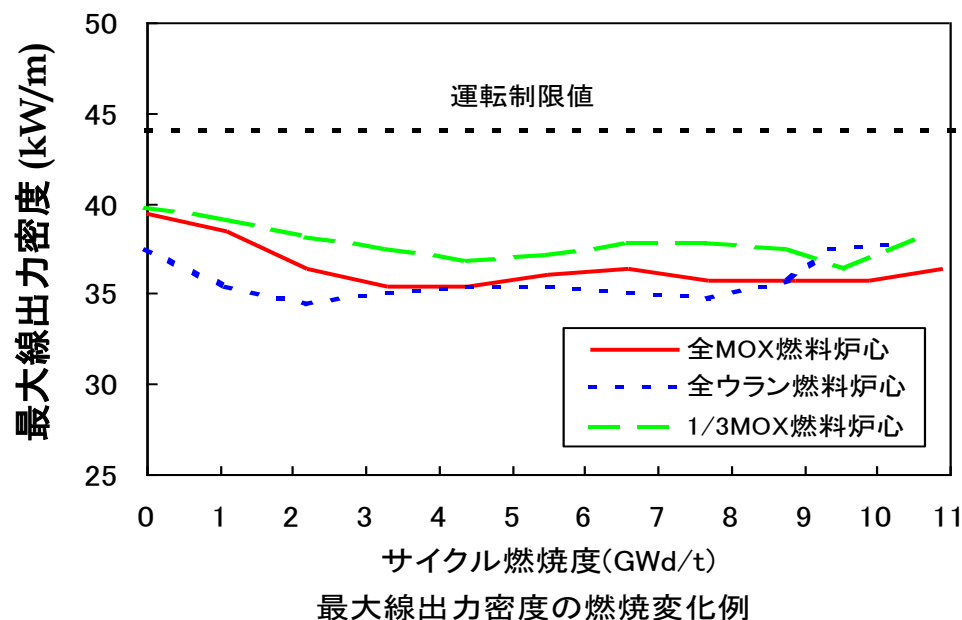
【27】 出典：小林哲朗, 解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術フルMOXの技術的バックグラウンドは何か?, 日本原子力学会誌ATOMOS, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383

【28】 出典：原子力規制委員会アーカイブ検索システム
(<https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA093202813?contents=NRA093202813-001-001#pdf=NRA093202813-001-001>)

⑤フルMOX炉心の特徴（炉心設計：MOX炉心の炉心特性のウラン炉心との比較）

最大線出力密度及び最小限界出力比の変化例（取替平衡炉心）

- 最大線出力密度は、ウラン炉心、1/3MOX炉心と大きな差はなく、制限値に対して十分な余裕を有している。
- 最小限界出力比は、ウラン炉心、1/3MOX炉心に比べ、径方向出力分布が平坦化するため、最小限界出力比が大きくなり、制限値に対する余裕は増加する傾向にある。



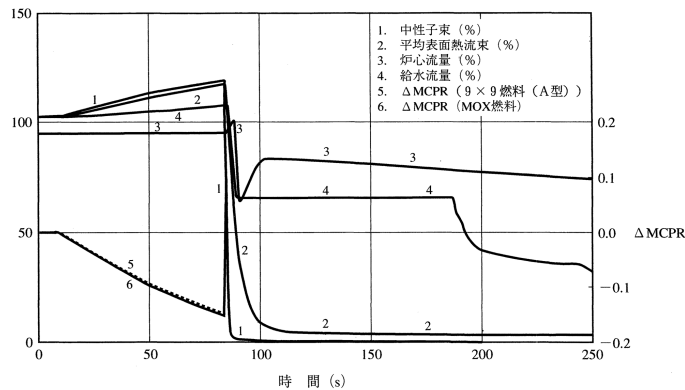
⑤フルMOX炉心の特徴（過渡解析：全ウラン炉心と全MOX炉心の解析結果の比較）

【給水加熱喪失の解析結果】

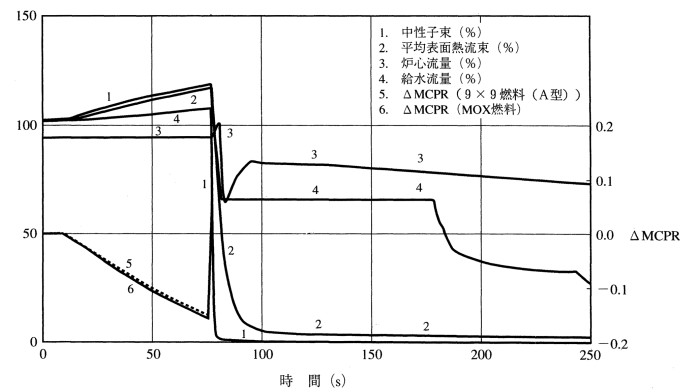
時刻（秒）		主要事項
360体以下	361体以上	
0	0	給水温度低下
約84	約76	原子炉スクラム
約88	約81	表面熱流束 360体以下：約117% 361体以上：約117%

- 炉心入口温度の低下に伴い中性子束が緩やかに上昇
- 中性子束最大値は中性子束高スクラムで制限されるため、ボイド係数の大きさにほとんど依存しない

⇒ Δ MCPRのMOX燃料装荷割合に対する感度小



MOX燃料360体以下



MOX燃料361体以上

左【31】 右【32】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について（別冊 各事象の詳細説明）（資料第109A-10-5号（資料第109A-8-1号の再配布））」（平成18年5月）（原子力安全・保安院）

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiyo/genshiyo109-a10/ssiryo5.pdf>)

⑤フルMOX炉心の特徴（過渡解析：全ウラン炉心と全MOX炉心の解析結果の比較）

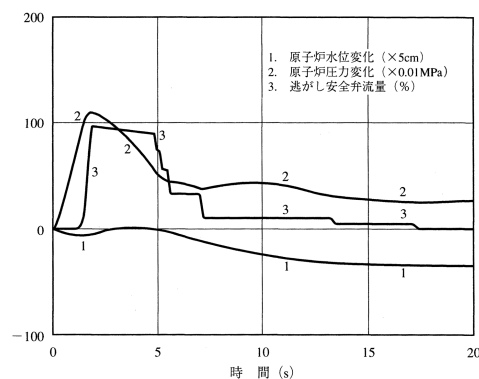
【負荷喪失(タービンバイパス弁不動作)の解析結果】

時刻（秒）		主要事項
360体以下	361体以上	
0	0	蒸気加減弁急速閉止開始
約0.1	約0.1	原子炉スクラム（蒸気加減弁急速閉）
約0.2	約0.2	再循環ポンプ4台トリップ
約2.1	約2.1	原子炉最高圧力 360体以下：約8.30MPa[gage] 361体以上：約8.34MPa[gage]

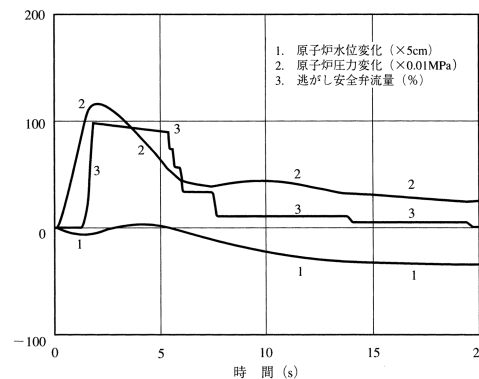
● 蒸気加減弁急速閉により
原子炉圧力が急激に上昇

● 出力の最大値はボイド係
数に大きく依存

⇒ ΔMCPRのMOX燃料装
荷割合に対する感度大



MOX燃料360体以下



MOX燃料361体以上

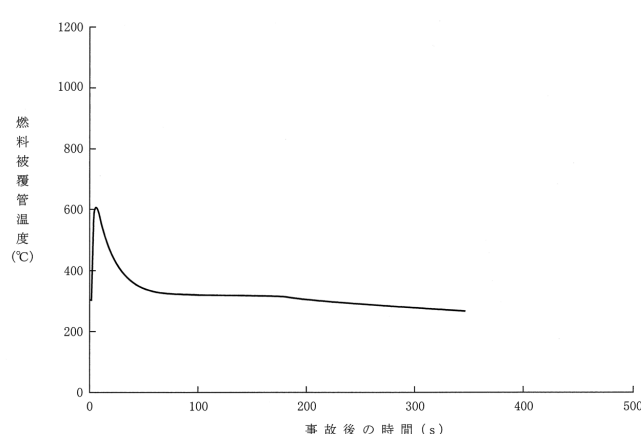
左【33】 右【34】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について（別冊 各事象の詳細説明）（資料第109A-10-5号（資料第109A-8-1号 の再配布））」（平成18年5月）（原子力安全・保安院）

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a10/ssiryoy5.pdf>)

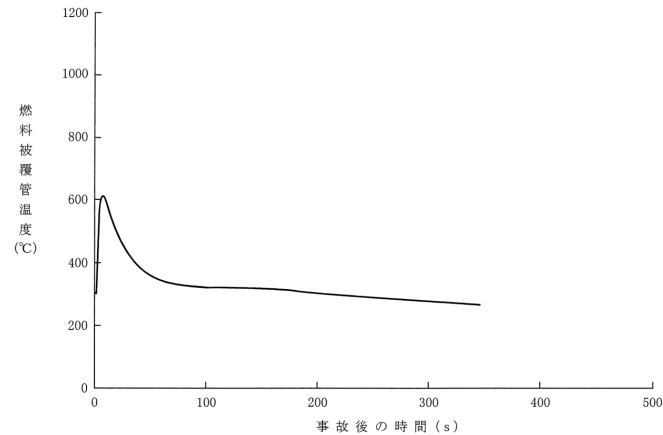
⑤フルMOX炉心の特徴（事故解析：全ウラン炉心と全MOX炉心の解析結果の比較）

【LOCAの解析結果】

時刻（秒）		主要事項
ウラン炉心	MOX炉心	
0	0	高圧炉心注水系配管の瞬時両端破断
約2.3	約2.3	原子炉スクラム
約5.6	約7.0	燃料被覆管温度最高 ウラン炉心：約607℃ MOX炉心：約611℃



ウラン炉心の結果



MOX炉心の結果

- ボイドが増加する事象であり、MOX燃料炉心では事故後の出力低下が早い
(ウラン炉心の出力変化を使用)
- MOX燃料はギャップ熱伝導率、ペレット熱伝導率がウラン燃料より小さく、被覆管最高温度が厳しくなる傾向あり

⇒ 後者の効果により、MOX炉心の被覆管最高温度評価結果はウラン炉心より若干高い結果となっている

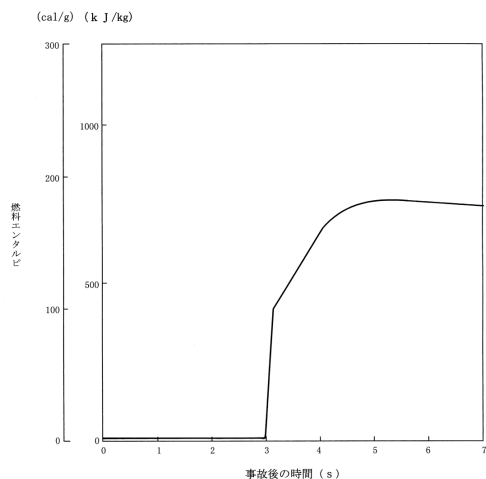
⑤フルMOX炉心の特徴（事故解析：全ウラン炉心と全MOX炉心の解析結果の比較）

【制御棒落下の解析結果】

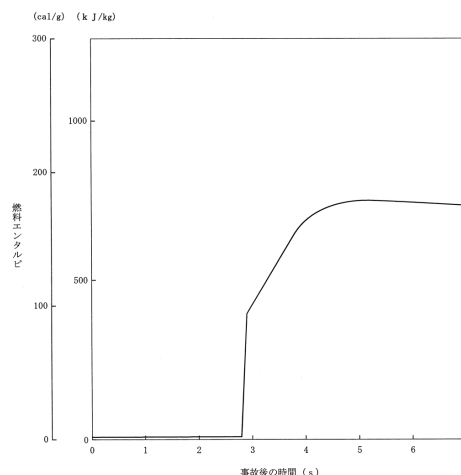
時刻（秒）		主要事項
ウラン炉心	MOX炉心	
0	0	制御棒落下開始
約3.0	約2.8	中性子束上昇によるエンタルピ上昇開始
約3.0	約2.8	原子炉スクラム
約5.6	約7.0	最大燃料エンタルピ到達 ウラン炉心：約759kJ/kg MOX炉心：約750kJ/kg

- MOX装荷炉心では、実効遅発中性子割合が小さく、
 - ・制御棒落下時の反応度投入速度大
 - ・ドル単位でのドップラ反応度大

⇒ 両者の効果により、MOX炉心とウラン炉心の燃料エンタルピ評価結果（最大値）はほぼ同等の結果となっている



ウラン炉心の結果



MOX炉心の結果

左【37】 右【38】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 事故解析について（別冊 各事象の詳細説明）（参考資料第109A、B-1-1号）」（平成18年7月）（原子力安全・保安院）

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-ab1/ssiryo1.pdf>)

目次

①MOX燃料の概要

②MOX燃料の歴史

③大間原子力発電所におけるMOX燃料利用

④継続的な安全研究の実施

⑤フルMOX炉心の特徴

⑥フルMOX-ABWRの設備対策

③フルMOX-ABWRへの取り組み（フルMOX炉心に対する設備対策）

- フルMOX-ABWRでは、全炉心でMOX燃料を使用するにあたり、次のような一部設備の設計対応が行われている。

ほう酸水貯蔵タンクの容量増加

十分な原子炉停止余裕を確保するため、制御棒のバックアップであるほう酸水貯蔵タンクの容量を増加。

ほう酸水貯蔵タンク容量
約30m³→約36m³

濃縮ほう素を用いた高価値制御棒の採用

十分な余裕をもって原子炉を臨界未満に維持するため、濃縮ほう素を用いた高価値制御棒を一部採用

制御棒のB-10濃度
約20%（天然ほう素）
→約50%（濃縮ほう素）
〔1本の制御棒価値が約1割増加〕

炉心流量制御範囲の拡大

反応度の低下を補うため、再循環流量の制御範囲を拡大

炉心流量制御範囲（上限）
111% → 120%

大容量主蒸気逃がし安全弁の採用

異常な過渡変化時における原子炉圧力上昇幅の増加を緩和するため、大容量主蒸気逃がし安全弁を採用



【40】

吹出し容量（弁数）
約395t/h（18弁）
→約460t/h（16弁）
〔総容量で約4%増〕

MOX燃料自動検査装置の採用

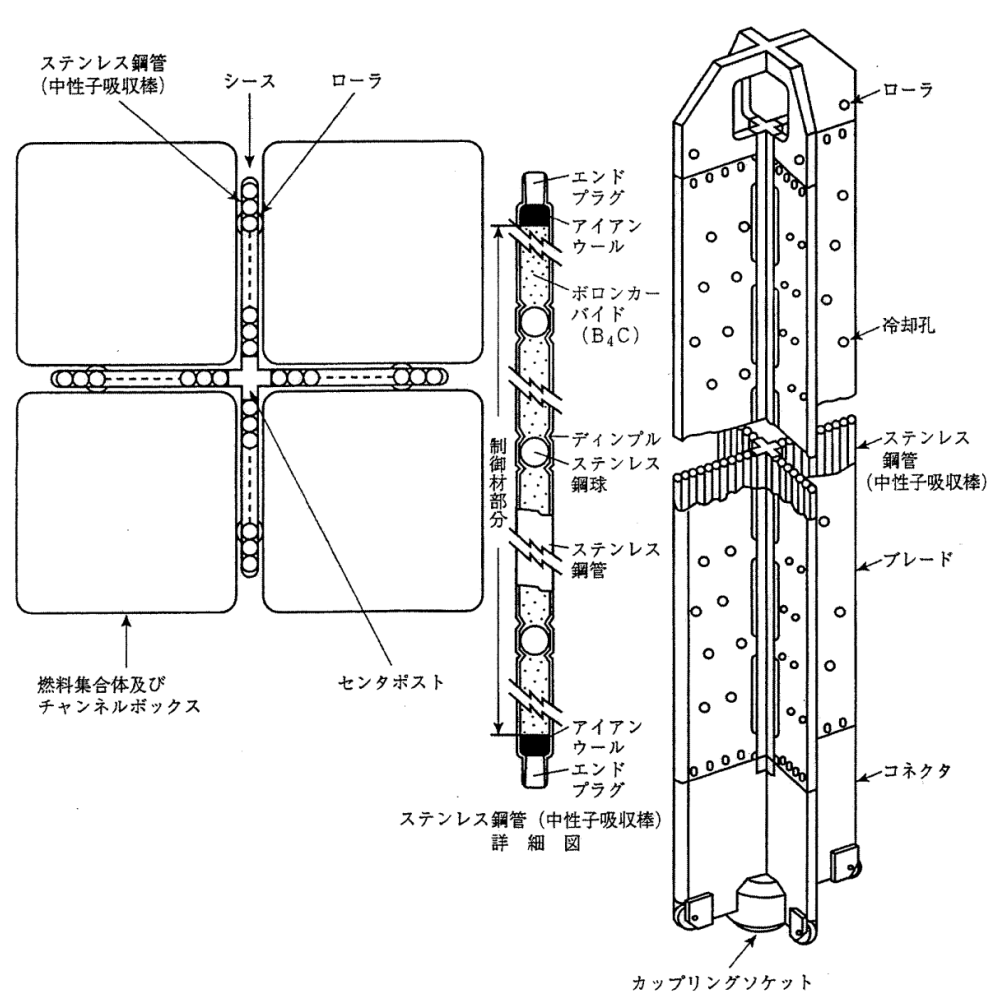
MOX新燃料の受入れ検査に伴い作業者が受ける放射線量を低減するため、遠隔・自動化した検査装置を採用

新燃料の表面線量率
ウラン燃料：約0.03mSv/h
MOX燃料：約2.2mSv/h

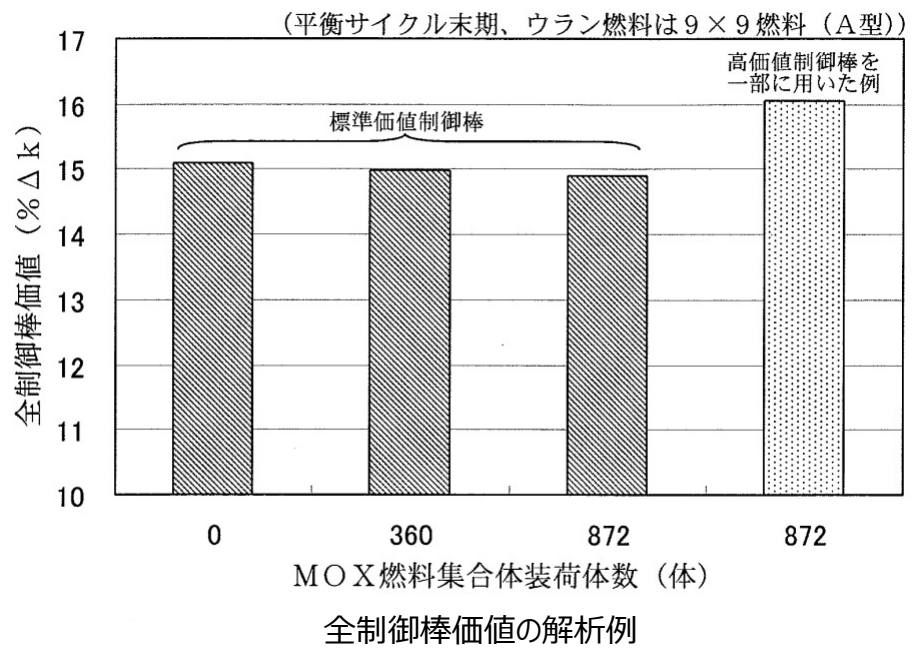
【39】 出典：J-POWER HP「フルMOX対応設備」（<https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/facilities.html>）

【40】 出典：日本原子力発電株式会社

⑥フルMOX-ABWRの設備対策（濃縮ほう素を用いた高価値制御棒の採用）



標準価値制御棒 ... ボロンカーバイド型（天然ほう素）
高価値制御棒 ... ボロンカーバイド型（濃縮ほう素）



制御棒概要図（ボロンカーバイド型の高価値制御棒及び標準価値制御棒）

⑥フルMOX-ABWRの設備対策（ほう酸水貯蔵タンクの容量増加）

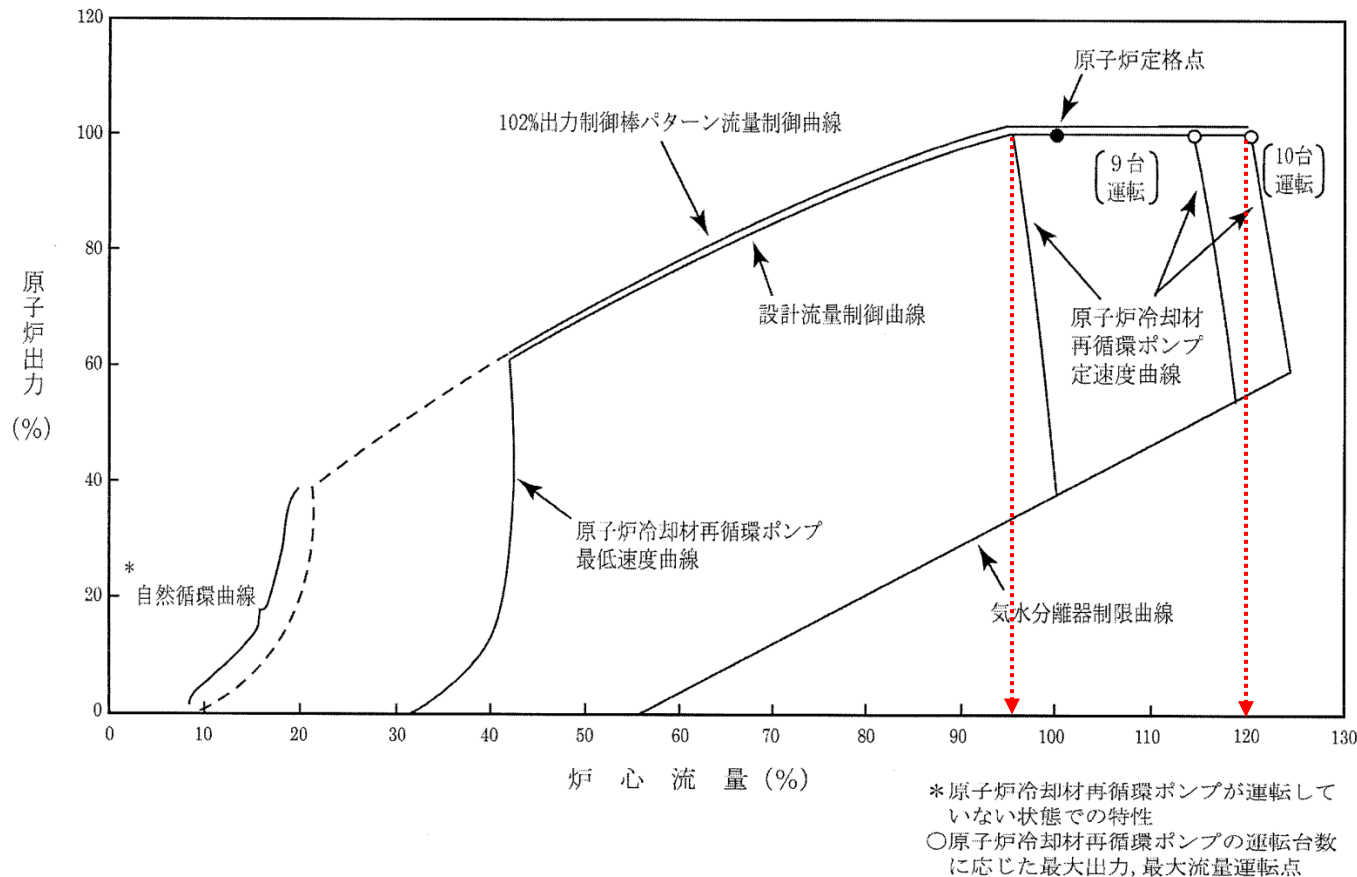
項目	数値	備考
①炉水中のほう素濃度	1,000 ppm	全MOX燃料装荷炉心においても0.05Δk以上の余裕をもって原子炉を冷温停止維持できるようにするためのほう素濃度
②設計ほう素濃度	1,600 ppm	①に「不完全混合による余裕分」と「残留熱除去系配管保有水等による希釈分」を合計し算出
③ほう素量	728kg	②を重量に換算
④五ほう酸ナトリウム量	3,980kg	③にほう素と五ほう酸ナトリウムの分子量の比を掛けて算出
⑤必要ほう酸ナトリウム溶液量	約27m ³	④に溶解度・比重を掛けて算出
ほう酸水貯蔵タンク容量	約36m ³	既設ABWRは約29m ³

「電源開発株式会社 大間原子力発電所 原子炉停止系の概要について（資料第109A-7-2号）」（平成18年3月）（原子力安全・保安院）
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a7/siryo2.pdf> をもとに作成



ほう酸水貯蔵タンク容量について、既設ABWRが約29m³であるのに対し、約36m³まで増加させている。

⑥フルMOX-ABWRの設備対策（再循環流量制御範囲の拡大）



定格出力運転時の再循環流量の制御範囲を既設ABWRの「90~111%炉心流量」から拡大
⇒95~120%炉心流量

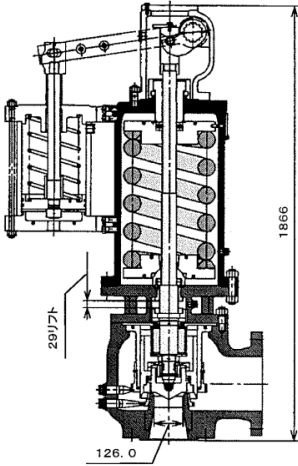
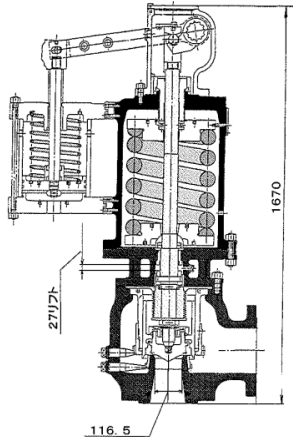
※：再循環流量の下限値は、運転時の異常な過渡変化のうち、△ MCPRが最も大きく、かつ、初期の再循環流量が低いほど△ MCPRが大きくなる傾向にある「負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不動作）」によって決まるMCPRの運転制限値を考慮して95%としている。

原子炉冷却材再循環ポンプ運転特性図

【43】出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 原子炉冷却設備の概要について（資料第109A-8-2号（資料第109A-7-3号の再配布）」（平成18年3月）（原子力安全・保安院）
(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shida/genshiro/genshiro109-a8/siryo2.pdf>)

⑥フルMOX-ABWRの設備対策（大容量SRVの採用）

第1表 主蒸気逃がし安全弁の主要仕様

構造図	大間炉、島根3号炉	柏崎刈羽6/7号炉、 浜岡5号炉、志賀2号炉
		
形式	バネ式(アクチュエータ付き)	バネ式(アクチュエータ付き)
個数	16	18
容量/個*	460 t/h	395 t/h
構造	のど部径	126.0mm
	リフト	29mm
	弁高さ	1866mm
		1670mm

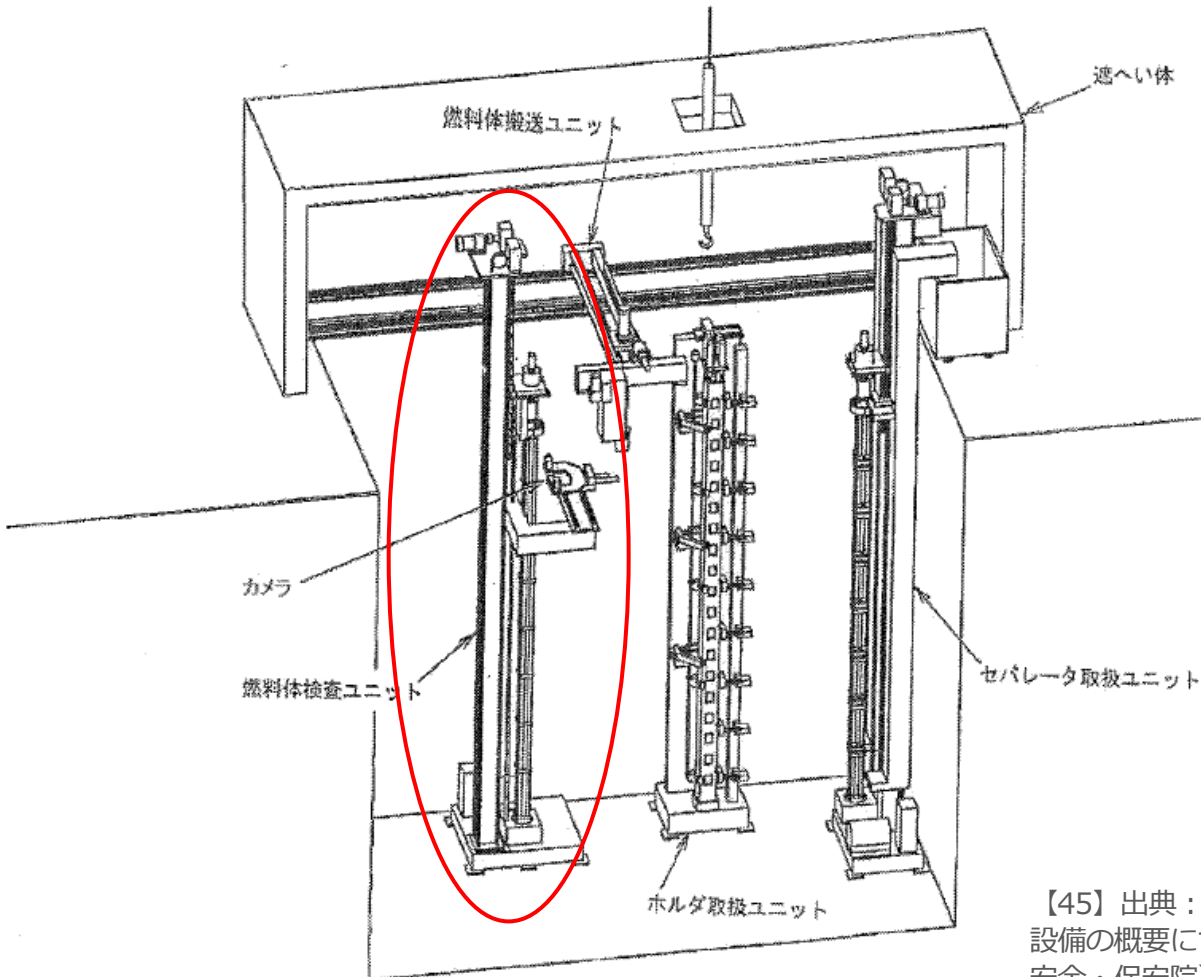
* 吹出し圧力 (7.92MPa [gage]) × 1.03 において

【44】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 原子炉冷却設備の概要について（資料第109A-8-2号（資料第109A-7-3号の再配布））」
 （平成18年3月）（原子力安全・保安院）
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a8/siryo2.pdf>



SRV1個当たりの吹出し容量：既設ABWRから増加（395t/h → 460t/h）
 ⇒ 吹出しの総容量を増加させつつ、SRVの個数を削減（18個→16個）

⑥フルMOX-ABWRの設備対策（MOX新燃料検査装置）



MOX燃料検査装置

輸送容器にて原子炉建屋
内に搬入されたMOX燃料は、
原子炉建屋クレーンにより輸
送容器から取り出され、
MOX燃料検査装置へ移動
⇒カメラを用いて遠隔操作に
より検査実施

【45】 出典：「電源開発株式会社 大間原子力発電所 燃料の貯蔵及び取扱設備の概要について（資料第109A-11-5号）」（平成18年5月）（原子力安全・保安院）

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiho/genshiho109-a11/siryo5.pdf>)

まとめ

- MOX燃料はこれまで様々な原子炉で利用されてきており、大間原子力発電所では、MOX燃料の炉心装荷率を段階的に増やし、フルMOX炉心（フルMOX-ABWR）を目指す計画としている。
- また、大間原子力発電所では、フルMOX炉心の特徴を踏まえて、高価値制御棒の採用、大容量主蒸気逃がし安全弁の採用、炉心流量制御範囲の拡大等の必要な設備対策を実施している。
- その上で、燃料棒熱・機械設計及び炉心設計に係る解析、過渡解析・事故解析を行い、各々の基準を満足することを確認している。
 - ✓ 燃料棒熱・機械設計に係る解析：MOX燃料の特徴をモデルに取り入れた熱・機械設計コードを用い、被覆管円周方向1%塑性歪や応力設計比に係る解析を行い、ウラン燃料と同様に、MOX燃料でも燃料に係る設計基準を満足することを確認している。
 - ✓ 炉心設計に係る解析：MOX炉心の設計を基に炉停止余裕や熱的制限値に係る解析を行い、ウラン炉心と同様に、MOX炉心でも炉心設計に係る基準を満足することを確認している。
 - ✓ 過渡解析・事故解析：燃料・炉心特性に係る解析条件にMOX燃料・炉心の特性を適切に反映して解析を行い、ウラン炉心と同様に、過渡解析・事故解析に係る基準を満足することを確認している。

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	✦	原子力・エネルギー図面集
【2】	✦	小林哲朗, 解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術 フルMOXの技術的バックグラウンドは何か？, 日本原子力学会誌ATOMO Σ, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383
【3】	✦	原子力・エネルギー図面集
【4】	✦	原子力・エネルギー図面集
【5】	✦	Energy Encyclopedia (https://www.energyencyclopedia.com/en/free-downloads/images/phwr-schematic-diagram-37)
【6】	✦	提供：日本原子力研究開発機構
【7】	✦	原子力・エネルギー図面集
【8】	✦	経済産業省ウェブサイト (https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/006.html)
【9】	✦	電気事業連合会HP (https://www.fepc.or.jp/supply/hatsuden/nuclear/haikibutsu/high_level/shobun/)
【10】	✦	J-POWER HP「段階的なMOX燃料装荷割合の増加」 (https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/fullmox.html)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【11】	+	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA100000638?contents=NRA100000638-002-003#pdf=NRA100000638-002-003)
【12】	+	J-POWER HP「大間原子力発電所建設計画概要」 (https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/plan.html)
【13】	+	J-POWER HP「ウラン燃料とMOX燃料の組成比較」 (https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/comparison.html)
【14】	+	J-POWER HP「フルMOX炉心の特性」 (https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/feature.html)
【15】	+	J-POWER HP「ウラン燃料とMOX燃料の比較」 (https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/comparison.html)
【16】	+	小林哲朗, 解説：ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術 フルMOXの技術的バックグラウンドは何か？, 日本原子力学会誌ATOMO Σ, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383
【17】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【18】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【19】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【20】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【21】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【22】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【23】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 設備の特徴等について（資料第109-1-7号）」（平成17年7月） （原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-01/siryo7.pdf)
【24】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【25】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)
【26】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 核設計について（資料第109A-6-8号（資料第109A-3-4号 改3））」 （平成18年2月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a6/siryo8.pdf)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【27】	+	小林哲朗, 解説: ABWRにおけるMOX燃料の全炉心利用技術 フルMOXの技術的バックグラウンドは何か?, 日本原子力学会誌ATOMO Σ, 2014, 56巻, 6号, pp. 378-383
【28】	+	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA093202813?contents=NRA093202813-001-001#pdf=NRA093202813-001-001)
【29】	+	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA093202813?contents=NRA093202813-001-001#pdf=NRA093202813-001-001)
【30】	+	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA093202813?contents=NRA093202813-001-001#pdf=NRA093202813-001-001)
【31】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について (別冊 各事象の詳細説明) (資料第109A-10-5号 (資料第109A-8-1号 の再配布))」 (平成18年5月) (原子力安全・保安院) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a10/ssiryo5.pdf)
【32】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について (別冊 各事象の詳細説明) (資料第109A-10-5号 (資料第109A-8-1号 の再配布))」 (平成18年5月) (原子力安全・保安院) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a10/ssiryo5.pdf)
【33】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について (別冊 各事象の詳細説明) (資料第109A-10-5号 (資料第109A-8-1号 の再配布))」 (平成18年5月) (原子力安全・保安院) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a10/ssiryo5.pdf)
【34】	+	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 運転時の異常な過渡変化の解析について (別冊 各事象の詳細説明) (資料第109A-10-5号 (資料第109A-8-1号 の再配布))」 (平成18年5月) (原子力安全・保安院) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a10/ssiryo5.pdf)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【35】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 事故解析について（別冊 各事象の詳細説明）（参考資料第109A、B-1-1号）」（平成18年7月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-ab1/ssiryo1.pdf)
【36】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 事故解析について（別冊 各事象の詳細説明）（参考資料第109A、B-1-1号）」（平成18年7月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-ab1/ssiryo1.pdf)
【37】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 事故解析について（別冊 各事象の詳細説明）（参考資料第109A、B-1-1号）」（平成18年7月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-ab1/ssiryo1.pdf)
【38】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 事故解析について（別冊 各事象の詳細説明）（参考資料第109A、B-1-1号）」（平成18年7月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-ab1/ssiryo1.pdf)
【39】	⌘	J-POWER HP「フルMOX対応設備」 (https://www.jpowers.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/mox/facilities.html)
【40】	⌘	日本原子力発電株式会社
【41】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 原子炉停止系の概要について（資料第109A-7-2号）」（平成18年3月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a7/siryo2.pdf)
【42】	⌘	「電源開発株式会社 大間原子力発電所 原子炉停止系の概要について（資料第109A-7-2号）」（平成18年3月）（原子力安全・保安院） (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsa/shidai/genshiro/genshiro109-a7/siryo2.pdf)

山典一見

[illegible]