資料１－３

島根原子力発電所２号機における「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用について」に関するご質問回答

平成１８年3月２４日

中国電力株式会社

本説明資料は，島根原子力発電所 2 号機における「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用について」に関して，島根県をはじめとする関係の皆さま方へのご説明用資料として準備したものです。

なお，本資料中に示します解析結果の数値等につきましては，今後当社が予定しています原子炉設置変更許可申請及び国による安全審査等の過程で変更される可能性があります。

－ 目 次 －

Ⅰ．必要性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1

Ⅰ－１．プルサーマルの必要性

Ⅰ－１－１．プルサーマルの必要性をどのように考えているのか。・・・・・・2
Ⅰ－１－２．プルサーマルはウラン資源の節約ないし有効利用にならないのではないのか。（ウラン資源の節約）・・・・・・・・・・・・・・・・・・7
Ⅰ－１－３．プルサーマルはウラン資源の節約ないし有効利用にならないのではないか。（軽水炉核燃料サイクルに伴うエネルギー収支）・・・・・9
Ⅰ－１－４．高レベル放射性廃棄物の量の低減に繋がるのか。（再処理によって低レベル放射性廃棄物は増えるのではないのか）・・・・・・・・10
Ⅰ－１－５．余剰プルトニウムを持たないとする国際公約とは。・・・・・・14
Ⅰ－１－６．保障措置（核不拡散）への取り組みはどのようになっているのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・16
Ⅰ－１－７．日本のプルトニウムバランスはどのようになっているのか。・・17
Ⅰ－１－８．中国電力のプルトニウム保有量とプルトニウム利用計画はどのようになっているのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・18
Ⅰ－１－９．日本のウラン資源確認可採量は 0 のようだが，確実にウラン資源を確保できるのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・20

Ⅰ－２．原子力政策大綱（平成 17 年 10 月 14 日閣議決定）

Ⅰ－２－１．原子力政策大綱で何が決まったのか。・・・・・・・・・・・・21
Ⅰ－２－２．再処理路線が選定された理由は。・・・・・・・・・・・・・・22
Ⅰ－２－３．再処理路線のコストはどの程度か。・・・・・・・・・・・・・24
Ⅰ－２－４．高速増殖炉の取組状況はどうか。・・・・・・・・・・・・・・25

Ⅰ－３．プルサーマルの経済性

Ⅰ－３－１．プルサーマルによる電気料金への影響はどの程度か。・・・・・26
Ⅰ－３－２．MOX 燃料の燃料取得費は，バックエンドコストの一部として現行の電気料金に含まれているのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・27

Ⅰ－４．諸外国の状況

Ⅰ－４－１．国際的に見て，プルサーマルが増勢傾向にあるわけではないことは何を意味するのか。リサイクルとして有効なら増えるはずではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・28
Ⅰ－４－２．米国の最近の状況はどうか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・30
Ⅰ－４－３．米国以外の国の状況はどうか。
①継続しようとしている国（仏）や継続使用している国（ベルギー，スイス，ドイツ）があることとその理由は。・・・・・・・・・・・・・・・31
②プルサーマルを止めた国や止めようとする国があるのはなぜか。・・32
③再処理工場がある英国での状況はどうか。・・・・・・・・・・・・・・33

Ⅰ－５．当社の電源開発への取り組み

Ⅰ－５－１．電源開発の取り組み状況はどうか。また ESS とは何か。・・・・34

Ⅱ．安全性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・36

Ⅱ－１．プルサーマルの安全性

Ⅱ－１－１．MOX 燃料はウラン燃料とどのように異なるのか。・・・・・・・37
Ⅱ－１－２．MOX 燃料の使用実績はどうか。・・・・・・・・・・・・・・・・40
Ⅱ－１－３．試験過程を出来るだけ省略し，いきなりぶっつけ本番で商業利用を始めるのではないのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・42
Ⅱ－１－４．国による安全審査はどのように行われるのか。・・・・・・・・・43
Ⅱ－１－５．MOX 燃料の炉心装荷率 1/3 の根拠は。・・・・・・・・・・・・・45
Ⅱ－１－６．プルトニウム含有率が高すぎるのではないか。・・・・・・・・・46
Ⅱ－１－７．制御棒の効きが悪くなるのではないか。・・・・・・・・・・・・47
Ⅱ－１－８．燃料棒の発熱分布にむらができて，燃料が壊れやすくなるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・51
Ⅱ－１－９．原子炉内の燃料集合体毎の発熱分布にむらができて，燃料が壊れやすくなるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・53
Ⅱ－１－１０．燃料が溶けやすくなって，壊れやすくならないのか。・・・・54
Ⅱ－１－１１．燃料棒の内圧が上昇して，壊れやすくならないのか。・・・・57
Ⅱ－１－１２．プルトニウム・スポットの影響で，燃料が壊れやすくならないのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59

Ⅱ－１－１３．原子炉圧力が上昇する事象が発生した場合，燃料が壊れやすくなるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・61
Ⅱ－１－１４．MOX 燃料の反応度事故に関する知見が得られていないのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・63
Ⅱ－１－１５．島根 2 号機の平常運転時の周辺環境への影響はどうか。・・・65
Ⅱ－１－１６．島根 2 号機の事故時の影響が拡がるのではないか。・・・・・67
Ⅱ－１－１７．燃焼が進み中性子照射量が増えると，被覆管が壊れやすくなるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・70
Ⅱ－１－１８．中性子照射量が増えると，原子炉圧力容器が壊れやすくなるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・71
Ⅱ－１－１９．燃焼に伴い MOX 燃料の組成はどのように変化するのか。・・72
Ⅱ－１－２０．プルサーマルは受け入れた後で危険性が増加されていくのではないのか。（MOX 燃料の高燃焼度化・プルトニウム含有率の増大化）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・73
Ⅱ－１－２１．原子爆弾に転用できるのか。・・・・・・・・・・・・・・・・74
Ⅱ－１－２２．再処理工場操業時の周辺環境への影響はどうか。・・・・・・75
Ⅱ－１－２３．BWR と PWR の MOX 燃料の違いは。・・・・・・・・・・・・76

Ⅱ－２．MOX 燃料の取扱い

Ⅱ－２－１．プルトニウムの人体への影響はどうか。・・・・・・・・・・・・78
【成型加工】
Ⅱ－２－２．MOX 燃料製造時の品質管理はどのようになっているのか。・・・81
Ⅱ－２－３．MOX 燃料の成型加工先はどこか。・・・・・・・・・・・・・・・84
【輸送】
Ⅱ－２－４．MOX 燃料輸送時の安全（核物質防護含む）はどのように確保されるのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・85
【発電所での取扱い】
Ⅱ－２－５．島根原子力発電所の作業員は MOX 燃料を安全に取り扱えるのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・87
Ⅱ－２－６．使用済 MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（冷却性能の観点）・89
Ⅱ－２－７．使用済 MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（被ばくの観点）・・91
Ⅱ－２－８．MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（未臨界性の観点）・・・・93
Ⅱ－２－９．MOX 燃料を装荷後，定期検査はどのように行われるのか。・・・94
Ⅱ－２－１０．島根原子力発電所の防護体制はどのようになっているのか。・95
Ⅱ－２－１１．防災対策（EPZ の範囲）を変更しなくてもよいのか。・・・・97

【処理方策】

Ⅱ－２－１２．使用済 MOX 燃料の処理方策が決まっていないのではないのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・98
Ⅱ－２－１３．MOX 燃料の炉内滞在期間，使用済燃料の冷却期間，再処理までの期間は。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・100

Ⅱ－３．島根原子力発電所の安全対策

Ⅱ－３－１．島根原子力発電所の安全対策はどのようになっているのか。・・101
Ⅱ－３－２．島根原子力発電所はどれくらいの地震に耐えられるのか。・・・104
Ⅱ－３－３．稼動中の材料の磨耗損傷，ひび割れ，老朽等，その他人為的ミスにより格納容器が破損しないという保証はなく，地震が起きた場合には甚大な被害を受けるのではないか。・・・・・・・・・・・・・・・105
Ⅱ－３－４．島根 1，2 号機の確率論的安全評価の結果はどうか。・・・・・・107
Ⅱ－３－５．島根原子力発電所における品質保証活動，点検・検査はどのようになっているのか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・108
Ⅱ－３－６．定期安全管理審査では島根 2 号機は「B」判定，玄海は「A」判定となった理由は何か。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・111
Ⅱ－３－７．中国電力としての運転技術習熟等安全管理に対する方針はどうか。また，「運転・保修員の資質向上」についての事業者側の具体策はどうか。・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・112
Ⅱ－３－８．プルサーマルに関する社内研修体制はどうか。・・・・・・・・115
Ⅱ－３－９．プルサーマルによる理解活動の状況はどうか。・・・・・・・・116

Ⅰ．必要性

Ⅰ－１．プルサーマルの必要性

Ⅰ－１－１．プルサーマルの必要性をどのように考えているのか。

中国地方の電力需要は中長期的には，快適性志向の高まりや電化住宅の普及拡大から緩やかながら着実に増加していくものと想定しており，この電力需要に対応して電力の安定的かつ効率的な供給を果たすためには，バランスのとれた電源構成（ベストミックス）の実現を目指していくことが必要であると考えています。特に原子力比率の低い当社においては，供給安定性，経済性，環境保全（運転中に CO_2 を排出しない）の面で優れた原子力の開発を経営の最重要課題として取り組んでいます。

プルサーマルを含めた原子燃料サイクルの確立は，エネルギーの安定供給性に優れるという原子力発電の特性をより一層向上させるものであり，ウラン資源の有効利用，将来にわたるエネルギーの安定供給の観点から，その早期の確立は極めて重要なことと考えています。

当社は，地球環境問題に配慮しつつ，地域の皆さまに将来にわたり安定した電気をお届けすることを責務と考えており，その公益的課題達成のためにも，原子燃料サイクルの早期確立，また，その一環としてのプルサーマルの 2010 年度までの実施に向けて不退転の決意で取り組んでいるところです。

なお，国においても，エネルギーセキュリティの観点から，原子燃料サイクルを国策とし，その一環としてプルサーマルを着実に推進していく方針が示されており，当社を含めた電力会社は，国の方針に基づき，2010 年度までを目途として 16～18 基でプルサーマルを実施する旨公表し，実現に向けて官民一体となった取り組みを行っているところです。

○エネルギーの安定供給の確保

我が国は，先進国の中でもエネルギー輸入依存度が高く，エネルギー資源の約 96%を輸入に頼っており，その約半分を石油に依存し，その全体の約 90%を政情の不安定な中東地域から輸入しています。

また，石油や石炭などは利用方法が比較的簡単なことから，今後開発途上国による利用増加が予想され，エネルギー供給の不安定要素が拡大していく恐れがあります。

一方，原子力発電の燃料となるウランは，供給国がオーストラリアやカナダなど，政情の安定した国であり，より安定的にエネルギーを確保することが期待できますが，最近では中国が今後 15 年間に 100 万 kW 級の原子力発電所を 30 基程新設する計画を打ち出す等，世界のウラン需給も逼迫していくことが予想されます。

このような情勢の中，地熱，水力を含めても 4%程度（原子力を除く）と諸外国に比べてエネルギー自給率の低い我が国では，エネルギーセキュリティの観点からも自給率を高めていくことが必要です。

○地球環境保全・電力供給の安定性

太陽光や風力などの新エネルギーは，エネルギー有効利用，地球環境負荷低減の観点から貴重なエネルギーと認識していますが，自然条件による供給の不安定性やコスト高などから，現段階では補完的なエネルギー源と位置付けています。これに対し，原子力発電は，その発電の過程で CO_2 や SO_X・NO_X を排出しないうえ，安定的に大規模な電力供給を見込むことができます。

なお，当社では新エネルギーの普及促進に向けて適切な購入基準を定めた余剰電力の購入，「中国グリーン電力基金」への業務支援，寄付金の拠出等の取組みを行っている他，下関発電所 1 号機での石炭・木質バイオマス混焼技術実証試験，グループ会社での風力発電所の運転を行っています。今後とも，新エネルギーの普及促進への取組みを継続していくとともに，経済性にも配慮しながら当社グループによる開発に向けた取組みを積極化していきたいと考えています。

○燃料費に伴う価格変動

原子力発電は，火力発電に比較して燃料費の発電費に占める割合が低いため，発電原価は燃料費の変動に左右されにくいという特徴があります。

≪国の方針≫

エネルギー資源に乏しい我が国においては，使用済燃料に含まれるウラン，プルトニウムを再利用する原子燃料サイクルを国策とし，その一環としてプルサーマルを着実に推進していくこととしています。なお，プルサーマルは，我が国における原子力開発の初期段階から一貫して国の方針として位置付けられています。

○エネルギー基本計画（平成 15 年 10 月 7 日閣議決定）

核燃料サイクルの重要な前提である使用済燃料の再処理によって発生するプルトニウムの確実な利用という点で，当面の中軸となるプルサーマルを着実に推進していくものとする。

○原子力政策大綱（平成 17 年 10 月 14 日閣議決定）

我が国においては，核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指して，安全性，核不拡散性，環境適合性を確保するとともに，経済性にも留意しつつ，使用済燃料を再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用することを基本的方針とする。

この基本的方針を踏まえ，当面，プルサーマルを着実に推進することとする。

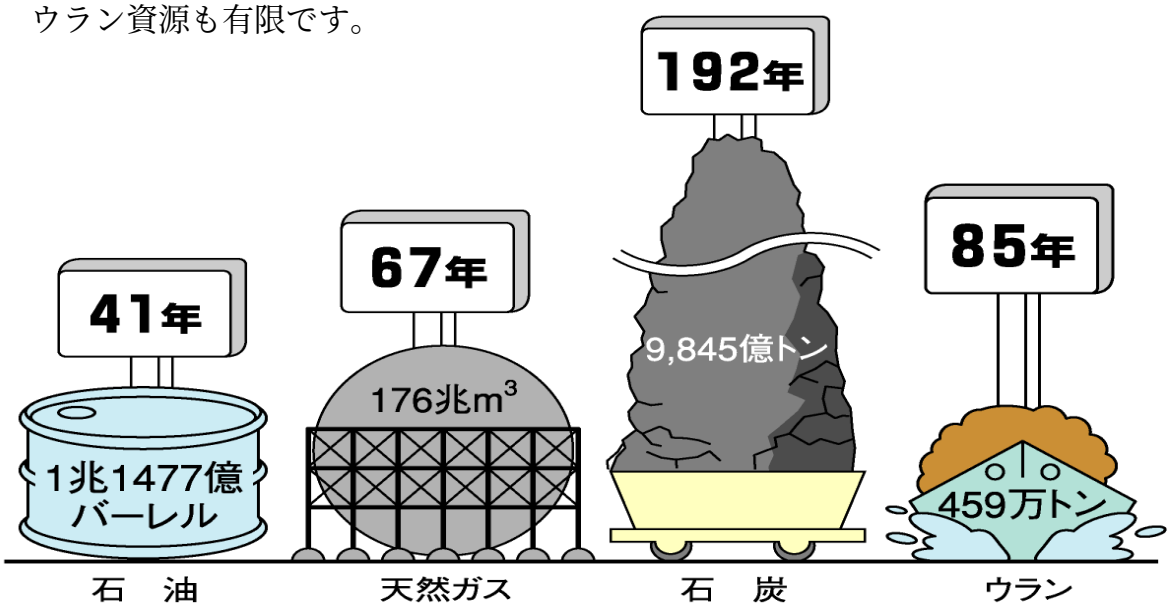
（参考資料）

（１）世界のエネルギー資源埋蔵量
（２）主要国のエネルギー需給率
（３）世界のウラン需給率
（４）各種電源別二酸化炭素排出量
（５）使用済ウラン燃料の再利用

（参考資料 1）

世界のエネルギー資源埋蔵量

ウラン資源も有限です。

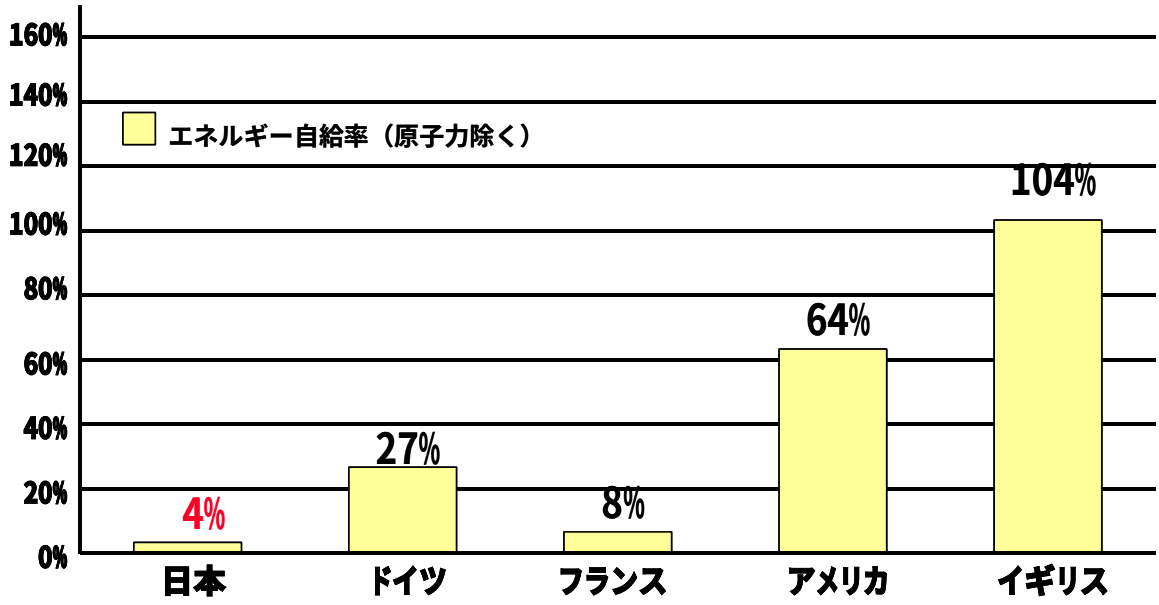


出典:石油, 石炭, 天然ガス／BP 統計 2004　　ウラン／OECD/NEA, IAEA URANIUM 2003

（参考資料 2）

主要国のエネルギー需給率

日本のエネルギー自給率は諸外国に比べて低く，水力，地熱を含めても 4%程度



出典：ENERGY BALANCE OF OECD COUNTRIES,,2001-2002（2004）

（参考資料 3）

世界のウラン需給率

中国が今後 15 年間に 100 万 kW 級の原子力発電所を 30 基程新設する計画を打ち出す等，将来的にはウラン需給が逼迫していくことが予想されます。

（単位：千TU）

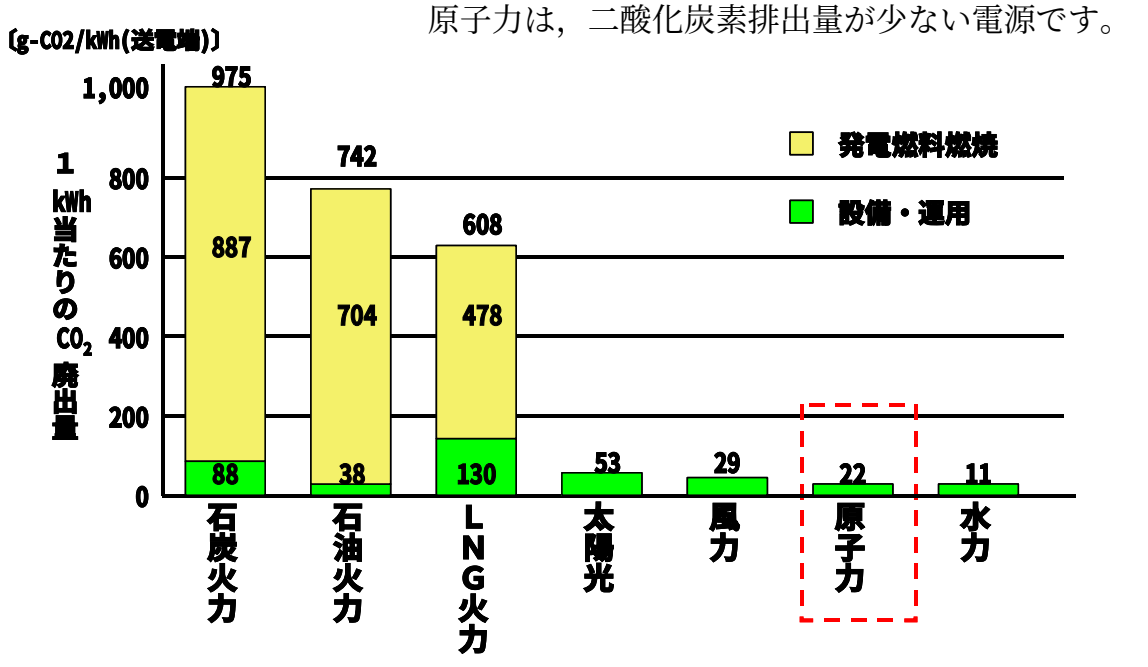
		2005年	2010年	2015年	2005～2015年の増減
供給	・生産量	41.6	64.0	71.5	＋29.9
	・西側在庫取崩し	4.0	1.0	1.5	▲2.5
	・その他	19.7	18.5	9.0	▲10.7
	合 計 ①	65.3	83.5	82.0	＋16.7
需要	・アジア [中国 再掲]	13.3 [1.5]	17.3 [2.4]	20.3 [4.1]	＋7.0 [＋2.6]
	・北米	21.2	22.5	22.7	＋1.5
	・欧州	20.2	20.8	22.3	＋2.1
	・その他	9.8	10.9	12.7	＋2.9
	合 計 ②	64.5	71.5	78.0	＋13.5
バランス ①－②		0.8	12.0	4.0	－

出典：世界原子力協会（WNA）の需給予測資料（2005年9月発行）

（参考資料 4）

各種電源別二酸化炭素排出量

原子力は，二酸化炭素排出量が少ない電源です。



出典：電力中央研究所報告書 他

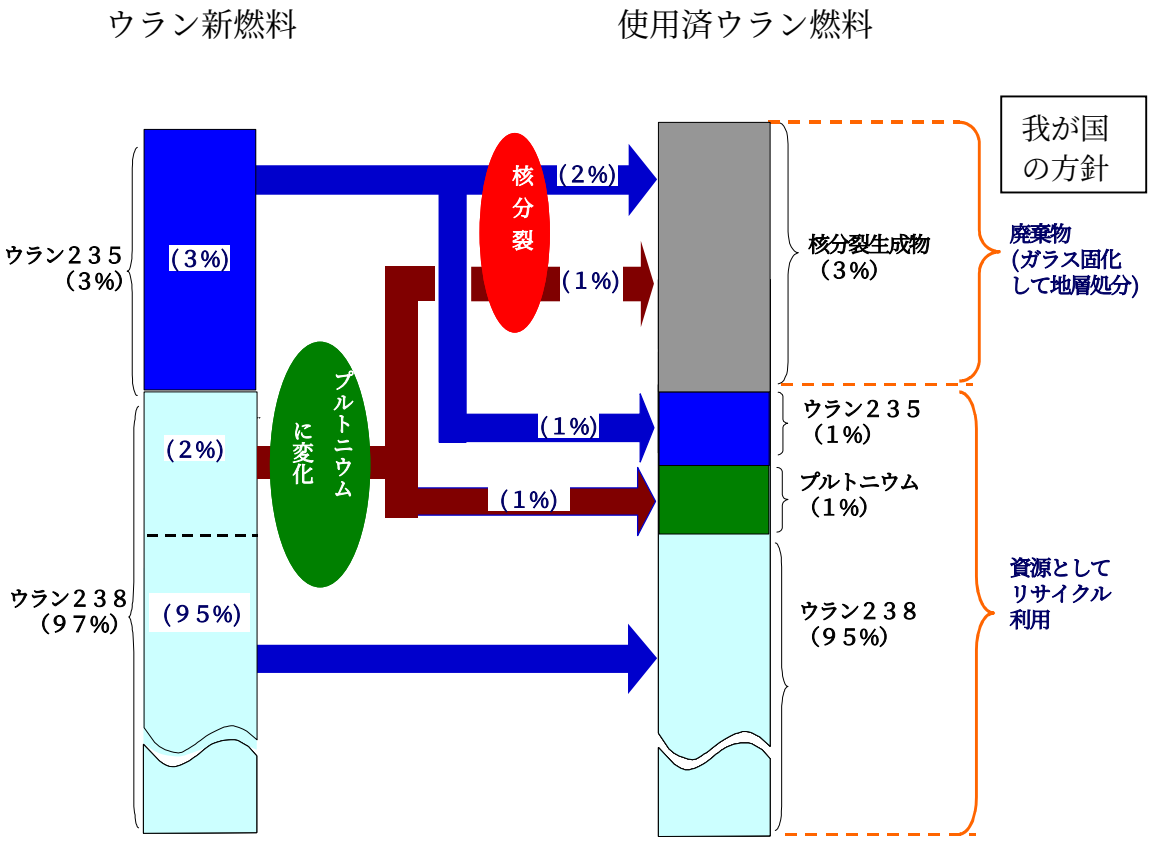
（参考資料 5）

使用済ウラン燃料の再利用

原子力発電所で一度使用した使用済燃料は，約 97%がリサイクル可能です。

再処理をすることにより，核分裂生成物（約 3%）とプルトニウム及びウラン（約 97%）を分離し，核分裂生成物はガラス固化体として地層処分し，プルトニウム及びウランは MOX 燃料や回収ウラン燃料として利用することができます。

○ウラン燃料の組成変化



Ⅰ－１－２．プルサーマルはウラン資源の節約ないし有効利用にならないのではないのか。（ウラン資源の節約）

再処理により回収されたプルトニウムを全て MOX 燃料として再利用すると，ウラン利用効率を約 2 割程度高めることができます。

なお，回収ウランも全て再利用した場合には，ウラン利用効率を約 4 割程度高めることができます。

再処理により回収されたウランにも核分裂しやすいウラン 235 が 1%程度含まれていることから，この回収されたウランも天然ウラン同様，濃縮して燃料として再利用することが可能です。

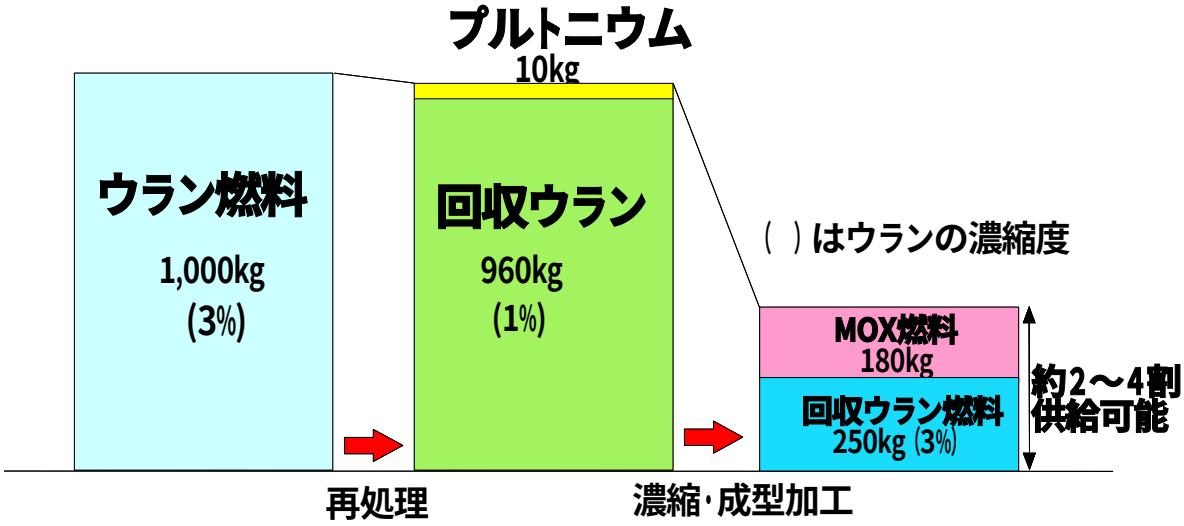
したがって，当社としては，回収されたプルトニウムを MOX 燃料として利用することに加え，回収ウランも利用していくこととしています。

添付図に，「プルサーマルによるウラン資源の節約効果」を示します。

（添付図）

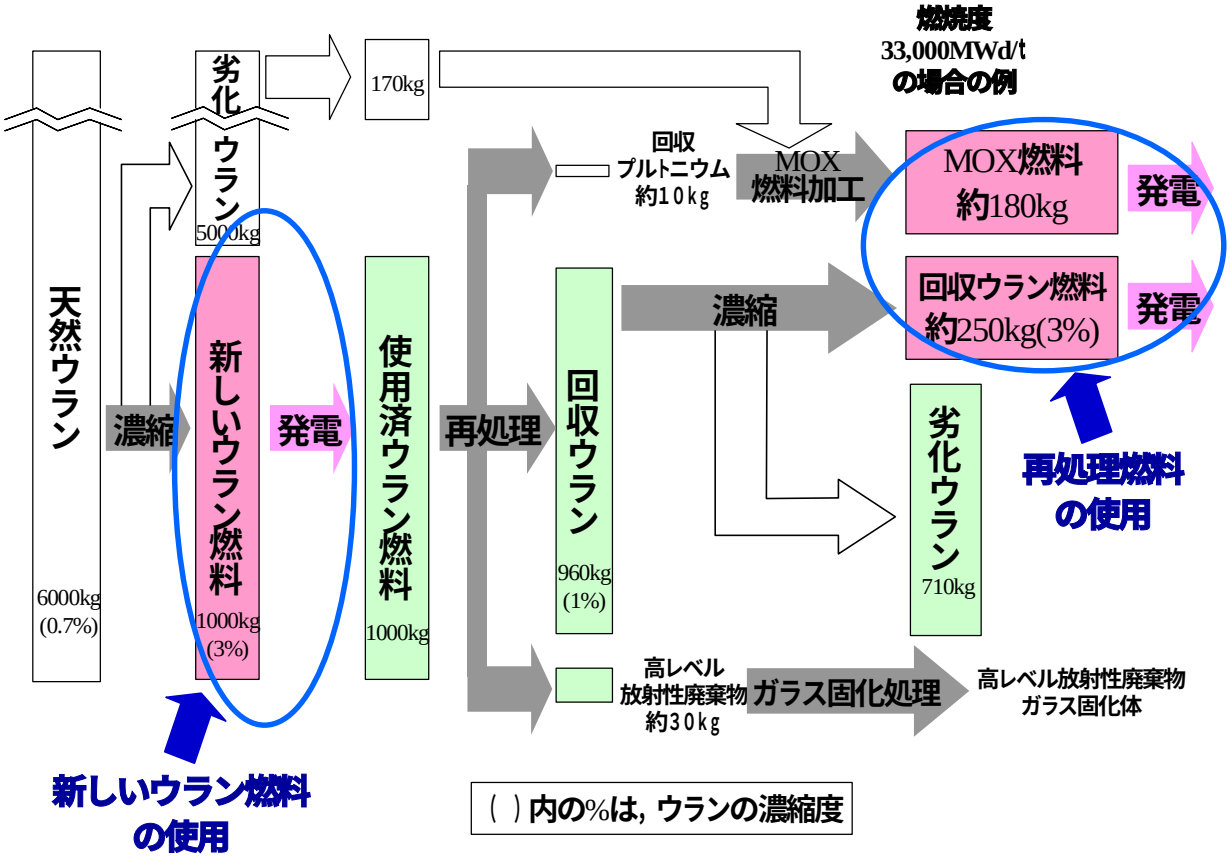
プルサーマルによるウラン資源節約効果

（BWR の試算例　濃縮度 3%，燃焼度 33,000MWd/t）



※ 沸騰水型軽水炉（BWR），濃縮度 3%，燃焼度 33,000MWd/tの場合

出典：「核燃料サイクルのエネルギー政策上の必要性（H13.11　資源エネルギー庁）」



Ⅰ－１－３．プルサーマルはウラン資源の節約ないし有効利用にならないのではないか。（軽水炉核燃料サイクルに伴うエネルギー収支）

日本全体で計画中の 16～18 基の原子力発電所でプルサーマルを実施し，各原子力発電所で MOX 燃料を炉心の 1/3 に装荷した場合のウラン資源の節約量は, 年間約 300 億 kWh の電力量に相当（青森県の年間消費電力量の約 3 倍に相当）します。

また，核燃料サイクルに伴って獲得できるエネルギーは，再処理・MOX 燃料加工等で使用するエネルギーに比べはるかに多いという試算があります。

（出典）：藤家洋一，石井保 共著「核燃料サイクル －エネルギーのからくりを実現する－」

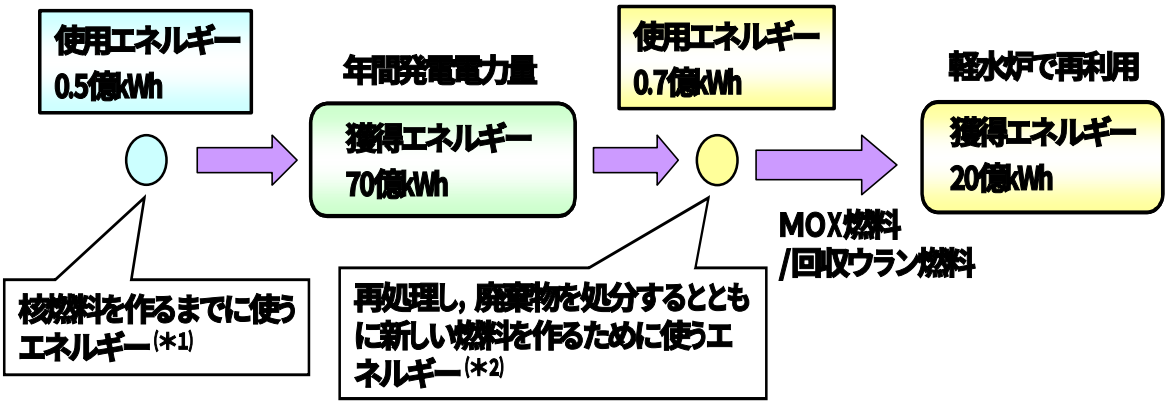
○試算例：100 万 kW 級原子力発電所を 1 年間稼動させた場合

燃料製造に要するエネルギーは，原子炉にウラン燃料を入れるまでの工程では 0.5 億 kWh，使用済燃料を取り出したあとの工程では 0.7 億 kWh 程度になる。

新燃料として，ウラン燃料に加えて，MOX 燃料と回収ウラン燃料も使用した場合，100 万 kW 級原子力発電所の年間発電量の 30%弱にあたる 20 億 kWh 相当の電力を得ることができる。

すなわち，0.7 億 kWh の電力を追加して使うことによって，廃棄物の後始末をすると同時に，新たに 20 億 kWh を生み出す能力をもつエネルギー資源を獲得できることになる。

核燃料資源のリサイクルに伴うエネルギー収支



（使用エネルギー試算上，考慮した工程）

（＊1）ウラン採鉱，精錬・転換，濃縮，核燃料加工

（＊2）再処理，廃棄物処理・処分，MOX 燃料加工，回収ウラン燃料加工

○軽水炉とは,

軽水（普通の水）を減速材及び冷却材に使う形の原子炉であり，世界の主流となっています。

Ⅰ－１－４．高レベル放射性廃棄物の量の低減に繋がるのか。
（再処理によって低レベル放射性廃棄物は増えるのではないのか）

使用済燃料を直接処分した場合には使用済燃料そのものが高レベル放射性廃棄物になるのに対し，再処理を行った場合にはウランとプルトニウムを回収した後に残る高レベル放射性廃液をガラス固化したものが高レベル放射性廃棄物になります。

再処理により，高レベル放射性廃棄物の量（体積）は約 40%に減らすことができると試算されています。

また，再処理を行った場合には，ウランとプルトニウムが回収されるため，放射能の強さは直接処分の場合に比べて減少し，環境負荷の低減も図れます。

一方，再処理に伴って発生する低レベル放射性廃棄物（TRU 廃棄物(*)）も発生するため，放射性廃棄物の量は直接処分した場合に比べて増加しますが，低レベル放射性廃棄物（TRU 廃棄物）については，原子力委員会において，廃棄物の放射能濃度や性状に応じて区分し，それぞれの区分に応じた方策を講じることで，安全な処分が可能との基本的考え方が示されています。

なお，島根 2 号機において，プルサーマルを実施した場合でも，島根原子力発電所の運転に伴って発生する低レベル放射性廃棄物（発電所廃棄物）の発生量が増加することはありません。

（＊）TRU（Transuranium）廃棄物（超ウラン核種を含む放射性廃棄物）
再処理施設及び MOX 燃料加工施設から発生する低レベル放射性廃棄物で，ウランより原子番号の大きい人工放射性核種を含む廃棄物であり，ネプツニウム 237，プルトニウム 239，アメリシウム 241 のように半減期が長く，アルファ線を放出する放射性核種が多い。

（参考資料）
（１）再処理に伴う放射性廃棄物の環境負荷の低減
（２）放射性廃棄物の処分方法

（参考資料 1）

再処理に伴う放射性廃棄物の環境負荷の低減

○原子力政策大綱での試算

再処理してウランやプルトニウムを取出し，利用するというプルトニウム管理を行うことにより，

・1000 年後の高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の放射能の強さが使用済燃料直接処分の 1/8

・高レベル放射性廃棄物の体積が 3～4 割

・高レベル放射性廃棄物の処分場が 1/2～1/3

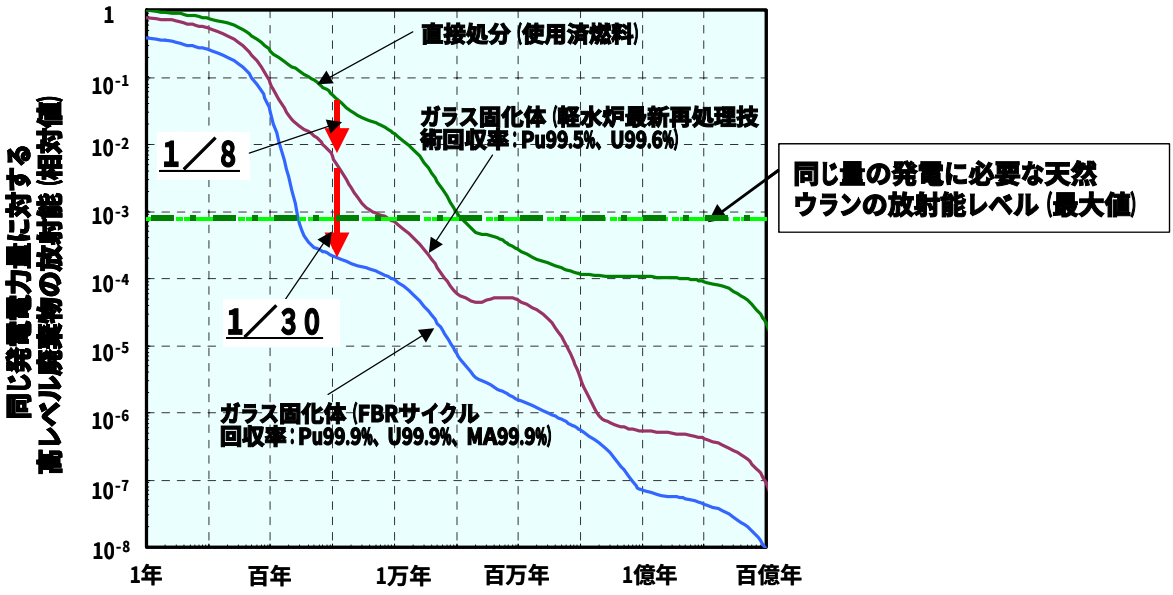
になるという試算がなされています。

	全量再処理	全量直接処分
高レベル放射性廃棄物	ガラス固化体 約 1,400m^3	使用済燃料 約 3,800～5,200m^3
低レベル放射性廃棄物	約 1.9 万 m^3	約 1.5 万 m^3

処分される高レベル放射性廃棄物の放射能の推移

○ 直接処分に比べて，放射性廃棄物全体の放射能は，軽水炉リサイクルの場合で 8 分の 1 程度に，長い半減期のマイナーアクチニド（ウランやプルトニウム以外の，ネプツニウム，アメリシウム等の重元素）をリサイクルする高速増殖炉では 30 分の 1 程度まで減らすことができる（千年後の値）。

○ 放射能が天然ウラン並となる期間も十万年程度から，軽水炉リサイクルにより数千年に，さらに高速増殖炉では数百年にまで短くすることが可能。



出典：第 9 回新計画策定会議（平成 16 年 10 月 7 日）資料第 13 号より

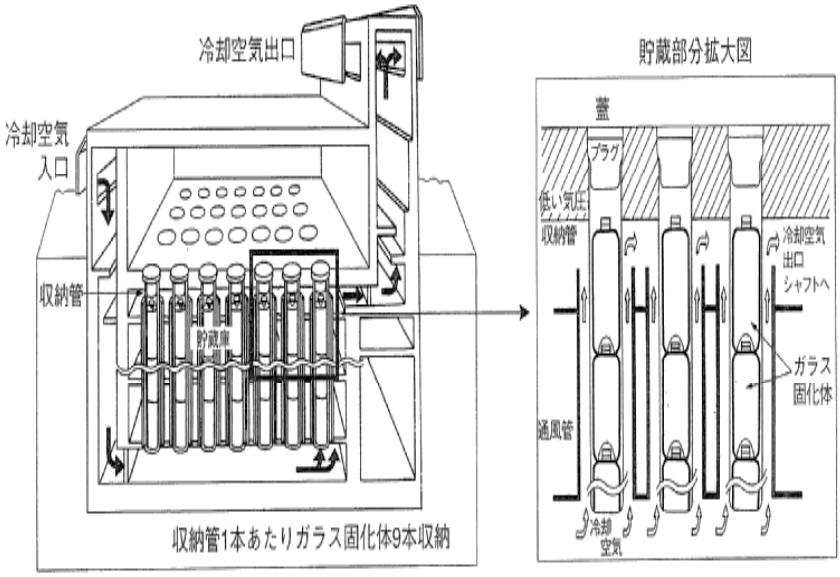
放射性廃棄物の処分・管理方法（ガラス固化体）

ガラス固化体（高レベル放射性廃棄物）は，冷却のために 30～50 年間，日本原燃㈱の貯蔵管理施設にて貯蔵を行った後，最終処分場に輸送されることになっています。

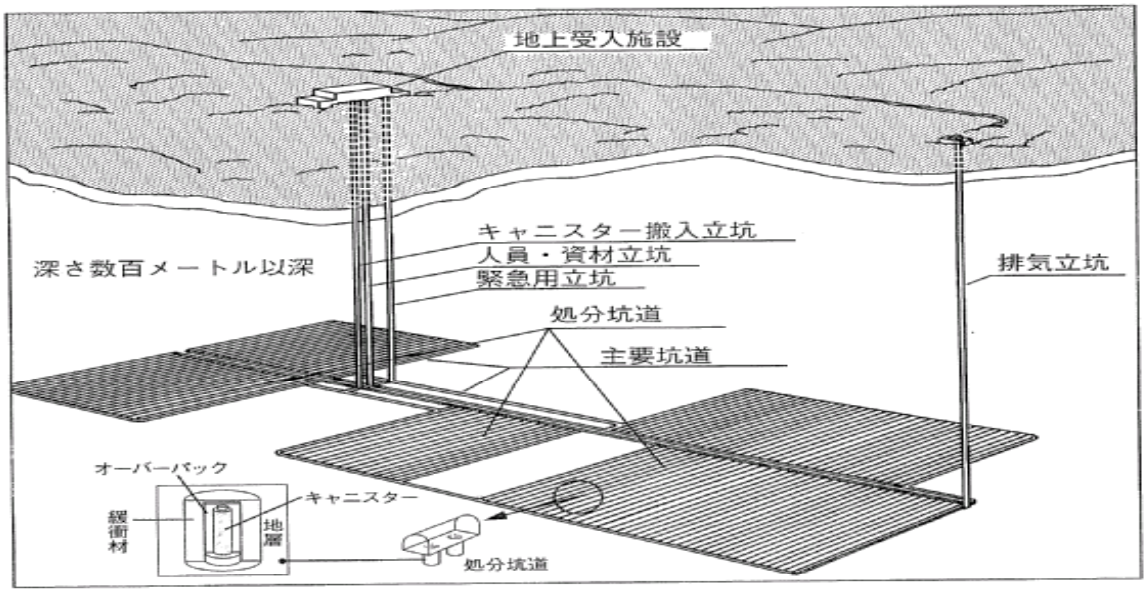
なお，ガラス固化体は，法律に基づき，300m 以深の地層に処分することになっており，現在，処分実施主体である「原子力発電環境整備機構」が平成 40 年後半頃（2035 年頃）の処分開始を目指し，最終処分場の公募を行っているところです。

寸法：直径　約 40cm
　　高さ　約 1.3m
総重量：約 500kg
容量：約 150 リットル

ガラス固化体
（出典：原子力発電環境整備機構 HP）



ガラス固化体貯蔵施設
（出典：原子力安全白書平成 11 年版　他）



地層処分場の概念図（出典：資源エネルギー庁「原子力 2004」）

（参考資料 2－2）

放射性廃棄物の処分・管理方法（低レベル放射性廃棄物：TRU 廃棄物）

原子力委員会により，処分方針が示されており，今後，原子力安全委員会において安全規制の考え方などが検討されるとともに，国において法整備がされることになっています。

放射性廃棄物の処分方法は，深さや放射性物質の漏出抑制のバリアの違いにより，浅地中トレンチ処分（素掘り処分）(＊1)，浅地中ピット処分 (＊2)，余裕深度処分（地下 50～100m）(＊3)，地層処分 (＊4) に分類して処分することになっています。

出典：資源エネルギー庁「原子力 2005」

（参考）発電所からの放射性廃棄物（低レベル放射性廃棄物）

発電所の運転に伴って発生する低レベル放射性廃棄物（放射能レベルの比較的低い廃棄物）は，現在，六ヶ所にある日本原燃㈱低レベル放射性廃棄物埋設センターに埋設処理（浅地中ピット処分）が行われています。

なお，発電所解体時には，放射能レベルの極めて低い廃棄物（浅地中トレンチ処分）と放射能レベルの比較的高い廃棄物（余裕深度処分）が発生します。

（＊1）浅地中トレンチ処分（素掘り処分）
人工構築物を設けない浅地中（地下数 m）へ埋設処分する方法

（＊2）浅地中ピット処分
コンクリートピットを設けた浅地中（地下数 m）へ埋設処分する方法

（＊3）余裕深度処分
一般的な地下利用に対して余裕を持った深度（地下 50～100m）へ埋設処分する方法

（＊4）地層処分
人間の生活環境から十分離れた安定な地層中に（地下 300m 以深），適切な人工バリアを構築することにより処分の長期的な安全性を確保する処分方法

Ⅰ－１－５．余剰プルトニウムを持たないとする国際公約とは。

我が国は，国際プルトニウム指針を採用するにあたって，1997 年 12 月に「我が国は，余剰プルトニウムを持たないとの原則を堅持しつつ，プルトニウム利用計画の透明性の確保に努めている。また，国際的には，核兵器の不拡散に関する条約（NPT(*)）に加入し，これを遵守する」旨のステートメントを公表しています。

（＊）NPT：Non-Proliferation Treaty

核兵器保有国（1967 年 1 月 1 日の時点で核兵器保有の米，旧ソ連，英，仏，中の 5 ヶ国）の増加を防止し，保有国が非保有国に核爆発装置や核分裂性物質を提供しないことを目的とする条約で 1970 年 3 月に発効され，1995 年に無期限延長が決定されています。

○国際プルトニウム指針

プルトニム管理に関する基本的な原則を示すとともに，その透明性向上のため，参加国が保有するプルトニウム（平和利用のプルトニウム及び軍事目的にとって不要となったプルトニウム）の量を毎年公表すること等を定めた国際的な指針。

1997 年 12 月，9 ヶ国*が国際プルトニウム指針の採用を決定し，その旨を IAEA に報告。

＊：米，露，英，仏，中，日，独，ベルギー，スイス

（参考資料）

（１）2004 年末における我が国の分離プルトニウム管理状況

（参考資料 1）

2004 年末における我が国の分離プルトニウム管理状況

出典：我が国のプルトニウム管理状況（平成 17 年 9 月 6 日　内閣府 文部科学省 経済産業省）

2004年末における我が国の分離プルトニウム管理状況

（　　）内は2003年12月末の値を示す。

1．国内に保管中の分離プルトニウム量

《単位：kgPu》

	施設名		JNC再処理施設
再処理施設	内訳 硝酸プルトニウム等（溶解後、分離されてから、混合転換工程までのプルトニウム）		５６２　（　４７８）
	内訳 酸化プルトニウム（酸化プルトニウムとして貯蔵容器に貯蔵されているもの）		２７５　（　２１８）
	合計		８３７　（　６９５）
		うち、核分裂性プルトニウム量	５６９　（　４７４）

	施設名		JNCプルトニウム燃料加工施設
燃料加工施設	内訳 酸化プルトニウム（酸化プルトニウム貯蔵容器に貯蔵されているもの）		２，４４２（２，４６５）
	内訳 試験及び加工段階にあるプルトニウム		６８６（　７３９）
	内訳 新燃料製品（燃料体の完成品として保管されているもの）		４３３（　３３１）
	合計		３，５６２（３，５３６）
		うち、核分裂性プルトニウム量	２，４９９（２，４８８）

	原子炉名等	常陽	もんじゅ	ふげん	実用発電炉	研究開発
原子炉等	原子炉に保管されている新燃料製品並びに研究開発に供されているもの	８５（１８）	３６７（３６７）	０（０）	４１５（４１５）	４４５（４４５）

合計		１，３１１　（１，２４４）
	うち、核分裂性プルトニウム量	９７６　（　９２８）

注：研究開発とは臨界実験装置等を指す。

合計		５，７１０　（５，４７５）
	うち、核分裂性プルトニウム量	４，０４５　（３，８８９）

2．海外に保管中の分離プルトニウム量*
（基本的に海外でＭＯＸ燃料に加工して我が国の軽水炉で利用予定）

《単位：kgPu》

英国での回収分		１５，８９７　（１３，６１４）
仏国での回収分		２１，５０３　（２１，５５４）
合計		３７，４００　（３５，１６８）
	うち、核分裂性プルトニウム量	２５，２８５　（２３，８３８）

3．分離プルトニウムのうち酸化プルトニウムの使用状況〔2004年〕

《単位：kgPu》

供給量	JNC再処理施設回収量	海外からの移転量
	１７１（１６７）	０（　０）

使用量	もんじゅ・常陽・ふげん等
	１３０（２７０）

注)使用量とは、燃料加工施設の原料貯蔵区域から加工工程区域への正味の払出し量と定義している。

・小数点第１位の四捨五入の関係により、合計が合わない場合がある。
・表中の数値は、破線内を除き、プルトニウム元素重量（核分裂性及び非核分裂性プルトニウムの合計）を表す。

Ⅰ－１－６．保障措置（核不拡散）への取り組みはどのようになっているのか。

当社が所有するプルトニウムについては，国際的には国際原子力機関（IAEA）の保障措置の下で，厳格に管理するとともに，核物質防護条約や核物質防護の具体的な水準の目安などを設定したIAEAのガイドラインを踏まえ，防護措置を実施してきています。

また，国内における対応としては，原子炉等規制法に基づく保障措置制度の運用，および核物質防護措置を行ってきています。

このように厳重な国内の規制及び国際機関の監視の下，プルトニウムは厳重に管理され，その平和利用は国際的に担保されています。

島根原子力発電所では，定期的なIAEA及び国の査察官の現場査察を受けるとともに，定期的に発電所内に保有している核燃料物質量（ウラン，プルトニウムの量）をIAEA及び国に報告しています。

また，IAEAの査察カメラが設置されており，燃料プールまわりについては常時監視を受けています。

○我が国の再処理工場における核不拡散への取り組み

我が国の再処理工場では，プルトニウムとウランを混合して回収することから，プルトニウム単独で回収する海外の再処理工場に比べて，核拡散抵抗性が高い技術を採用しています。

○英仏の再処理工場で回収されたプルトニウムの核不拡散への取り組み

我が国は，仏国，英国との間で原子力協力協定を締結しており，プルトニウム等の核物質の利用について，平和目的に限定することを規定しています。

英仏両国とも，ユーラトム（＊）・IAEA との間で保障措置協定を締結し，IAEA，ユーラトムの保障措置が適用されています。

（＊）ユーラトム

欧州原子力共同体をいい，1958 年 1 月に設立され，現在の欧州連合（EC）を構成している。また，1973 年 4 月にユーラトムは国際原子力機関（IAEA）と核拡散防止条約（NPT）に基づく保障措置協定を締結している。

Ⅰ－１－７．日本のプルトニウムバランスはどのようになっているのか。

海外の再処理工場で回収される核分裂性プルトニウム(*)は累計約 30 トンであり，六ヶ所再処理工場で回収される核分裂性プルトニウムは，本格操業段階で年間約 4.4 トン程度と想定されています。

プルサーマルが日本全体で 16～18 基導入された時点で，プルサーマル用の核分裂性プルトニウム需要は，電源開発株式会社大間原子力発電所を含めて年間 5.5～6.5 トン（その他に研究開発用に年間数百キログラムの需要）です。

したがいまして，プルサーマルが日本全体で 16～18 基導入された段階では，需要が供給を上回り，長期的には，一定の期間でプルトニウムを確実に利用していくことができると考えています。

（＊）核分裂性プルトニウム

プルトニウムのうち，核分裂しやすいプルトニウムをいい，プルトニウム 239，プルトニウム 241 をいいます。

Ⅰ－１－８．中国電力のプルトニウム保有量とプルトニウム利用計画はどのようになっているのか。

１．プルトニウム保有量

海外に核分裂性プルトニウムを約 0.7 トン, 国内に核分裂性プルトニウムを約 0.1 トン保有しています。

○当社のプルトニウム保有量（平成 17 年 9 月末現在の保有量）

	国　内	海　　外			総　計
	東海村	仏　国	英　国	合　計	
核分裂性プルトニウム	約 0.1	約 0.5	約 0.3	約 0.7※	約 0.8
総プルトニウム	約 0.1	約 0.7	約 0.4	約 1.1	約 1.2

※　四捨五入の関係で合計値が一致していません。

２．プルトニウム利用計画

当社は既に，海外において再処理により回収したプルトニウムを保有しており，国から原子炉設置変更許可を得た後, まず海外において MOX 燃料の製造を行い，このプルトニウムを利用していきたいと考えています。

また，2012 年に国内の MOX 燃料加工工場が操業を開始する予定であり，この後は国内の再処理工場で回収されたプルトニウムも利用していくこととしています。

六ヶ所再処理工場の本格操業段階で当社に割り当てられるプルトニウムを確実に利用する観点から，プルトニウム利用量はこれに相当する量として，核分裂性プルトニウムで年間約 0.2 トン（約 40 体に相当）と設定しています。さらに，大間原子力発電所及び日本原子力研究開発機構への譲渡も予定していることから，これらをあわせて六ヶ所再処理工場で回収されるプルトニウムを着実に利用していくこととしています。

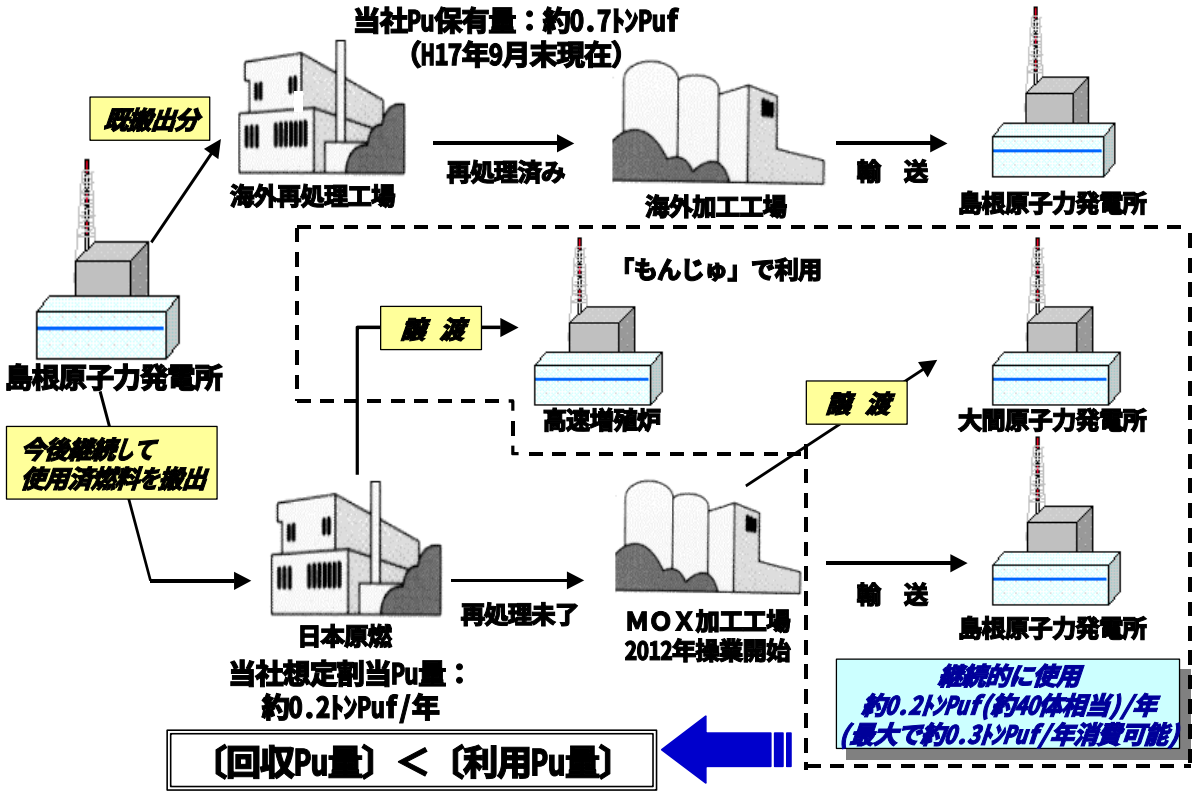
なお，島根 2 号機において，最大炉心装荷率である 1/3 まで MOX 燃料を装荷した場合には，核分裂性プルトニウムを年間約 0.3 トン利用することができます。

（参考資料）

（１）当社のプルトニウム利用計画

（参考資料 1）

当社のプルトニウム利用計画



Puf：核分裂性プルトニウムの略

Ⅰ－１－９．日本のウラン資源確認可採量は 0 のようだが，確実にウラン資源を確保できるのか。

ウランは，供給国がオーストラリアやカナダなどの政情の安定した国であり，安定的に確保することができます。

島根 1 号，2 号及び 3 号機の運転に必要なウランは，当社が海外ウラン資源開発株式会社等との間に締結した長期購入契約等によって確保しているウラン精鉱や回収ウランを引き当てることにしています。

これらの長期購入契約等により，2010 年度までに装荷予定の島根 1 号，2 号及び 3 号に必要な燃料は確保できています。

なお，これ以降の必要なウランについては，今後の長期購入契約等により調達する予定です。

Ⅰ－２．原子力政策大綱（平成 17 年 10 月 14 日閣議決定）

Ⅰ－２－１．原子力政策大綱で何が決まったのか。

閣議決定された「原子力政策大綱」では，核燃料サイクルに向けた今後の取組について，再処理路線を進めるとの基本的方針が再確認されています。

（基本的方針）

- 使用済燃料を再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用するという基本的方針を踏まえ，当面，プルサーマルを着実に推進する。
- 使用済燃料は，当面は，利用可能になる再処理能力の範囲で再処理を行うこととし，これを超えて発生するものは中間貯蔵する。
- 中間貯蔵された使用済燃料及びプルサーマルに伴って発生する使用済燃料の処理の方策は，2010 年頃から検討を開始する。その処理のための施設の操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分に間に合う時期までに結論を得る。
- 2030 年前後から始まる既設炉の代替に際しては, 現行の軽水炉を改良したものを採用する。
- 「高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化戦略調査研究」や FBR 原型炉「もんじゅ」等の成果に基づいた実用化への取組を踏まえつつ，FBR の 2050 年頃からの商業ベースでの導入を目指す。なお，導入条件が整う時期が前後することも予想されるが，これが遅れる場合には，改良型軽水炉の導入を継続する。

Ⅰ－２－２．再処理路線が選定された理由は。

原子力委員会において，今後の使用済燃料の取扱いに関して以下の 4 つのシナリオを定め，それぞれについて，10 項目の視点から評価が行われました。

その結果，我が国における原子力発電の推進に当たっては，経済性の確保のみならず，循環型社会の追及，エネルギー安定供給，将来における不確実性への対応能力の確保等を総合的に勘案すべきであるとの立場にたって，これら 10 項目の視点からの各シナリオの評価に基づいて，我が国においては，核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指して，安全性，核不拡散性，環境適合性を確保するとともに，経済性にも留意しつつ，シナリオ 1（全量再処理）の使用済燃料を再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用することを基本的方針とすることとされました。

○4 つのシナリオ及び評価の視点の 10 項目

（１）4 つのシナリオ

シナリオ 1 【全量再処理】	使用済燃料は，適切な期間貯蔵した後，再処理する。なお，将来の有力な技術的選択肢として高速増殖炉サイクルを開発中であり，適宜に利用することが可能になる。
シナリオ 2 【部分再処理】	使用済燃料は再処理するが，利用可能な再処理能力を超えるものは直接処分する。
シナリオ 3 【全量直接処分】	使用済燃料は直接処分する。
シナリオ 4 【当面貯蔵】	使用済燃料は，当面全て貯蔵し，将来のある時点において再処理するか，直接処分するかのいずれかを選択する。

（２）評価の視点の 10 項目

①安全性，②技術的成立性，③経済性，④エネルギー安定供給，⑤環境適合性，⑥核不拡散性，⑦海外の動向，⑧政策変更に伴う課題，⑨社会的受容性，⑩選択肢の確保（将来の不確実性への対応能力）

（参考資料）

（１）再処理路線を基本方針とした主な理由

（評価シナリオ及び評価項目に基づく評価結果）

（参考資料 1）

再処理路線を基本方針とした主な理由

再処理路線を選択した主な理由

① 政策的意義を比較衡量すると，再処理路線は直接処分路線に比較して，政策変更に伴う費用を考慮しなければ現在のウラン価格の水準や技術的知見の下では「経済性」の面で劣るが，「エネルギーセキュリティ」，「環境適合性」，「将来の不確実性への対応能力」等の面で優れており，将来ウラン需給が逼迫する可能性を見据えた上で原子力発電を基幹電源に位置づけて長期にわたって利用していく観点から総合的にみて優位と認められること

② 国及び民間事業者が核燃料サイクルの実現を目指してこれまで行ってきた活動と長年かけて蓄積してきた社会的財産（技術，立地地域との信頼関係，我が国において再処理を行うことに関して獲得してきた様々な国際合意等）は，我が国が原子力発電を基幹電源に位置づけて適宜適切に技術進歩を取り入れつつ長期にわたって利用し，「エネルギーセキュリティ」，「環境適合性」，「将来の不確実性への対応能力」等の面で優位性を享受していくために，維持するべき大きな価値を有していること

③ 原子力発電及び核燃料サイクルを推進するには，国民との相互理解の維持・確保が必要であり，再処理路線から直接処分路線に変更を行った場合においても，立地地域との信頼関係の維持が不可欠であるので，国民及び民間事業者はその再構築に最大限の努力を行うべきであるが，そのためには，時間を要することが予想され，その間，原子力発電所からの使用済燃料の搬出が困難になって原子力発電所が順次停止する事態が発生することや中間貯蔵施設と最終処分場の立地が進展しない状況が続くことが予想されること。

Ⅰ－２－３．再処理路線のコストはどの程度か。

経済性の評価については，現在の状況においては，シナリオ 1（全量再処理）はシナリオ 3(全量直接処分)に比べて発電コストが 1 割程度高いと試算されていますが，政策変更（現在の全量再処理政策を全量直接処分政策へ変更）に伴う費用まで勘案するとこのシナリオ（全量再処理）が劣るとは言えなくなる可能性があるとされています。

なお，「一般家庭の電気代に換算すると年間 600～840 円程度割高になる」との試算結果がありますが，これは原子力委員会の新計画策定会議において試算・公表された，使用済燃料を全量直接処分する場合の原子力発電コスト（4 円 50 銭～4 円 70 銭/kWh）と，全量再処理する場合の原子力発電コスト（5 円 20 銭/kWh）との単純比較として試算されたものであり，MOX 燃料の使用による電気料金の増加分ではありません。

○経済性（原子力政策大綱抜粋）

	全量再処理	全量直接処分
原子力発電コスト	約 5.2 円/kWh	約 4.5～4.7 円/kWh
うち核燃料サイクルコスト	約 1.6 円/kWh ・うちフロントエンド ：0.63 円/kWh ・うちバックエンド ：0.93 円/kWh	約 0.9～1.1 円/kWh ・うちフロントエンド ：0.61 円/kWh ・うちバックエンド ：0.32～0.46 円/kWh
政策変更コスト		約 0.9～1.5 円/kWh ・六ヶ所再処理関連分 ：約 0.2 円/kWh ・代替火力関連分 ：約 0.7～1.3 円/kWh
（参考値） 原子力発電コスト＋政策変更に伴う費用	約 5.2 円/kWh	約 5.4～6.2 円/kWh

Ⅰ－２－４．高速増殖炉の取組状況はどうか。

高速増殖原型炉「もんじゅ」については，1995 年のナトリウム漏えい事故以降運転を停止していますが，核燃料サイクル開発機構（現日本原子力研究開発機構）ナトリウム漏えい対策等に係る改造工事計画について国の安全審査を終え，2005 年 2 月に福井県及び敦賀市より安全協定に基づく「事前了解」を受領し，2005 年 9 月より同工事を開始しているところです。

また，将来における核燃料サイクルの有力な選択肢である高速増殖炉サイクル技術については，日本原子力研究開発機構を中心に研究開発が進められています。

○原子力政策大綱

・高速増殖炉（FBR）サイクルの適切な実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を 2015 年頃に提示する。

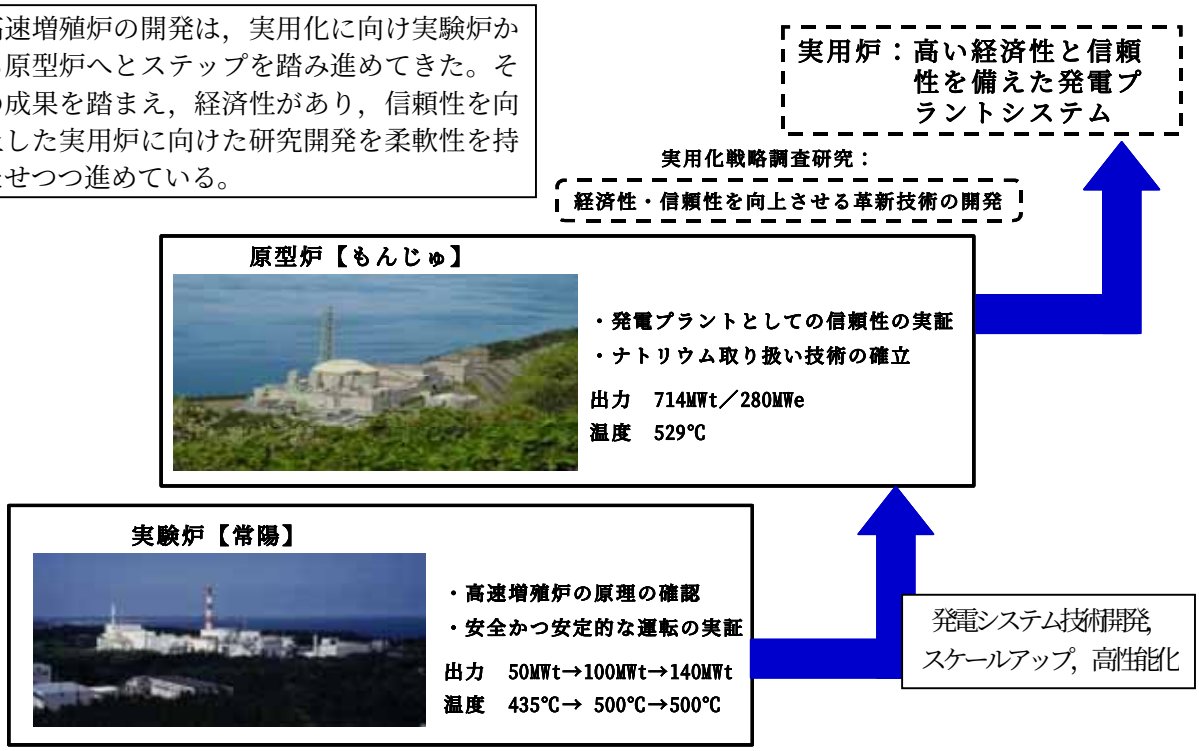
・実用化に向けた次の段階の取組に位置付けられるべき実証炉については，これらの研究開発の過程で得られる種々の成果等を十分に評価した上で，具体的計画の決定を行うことが適切である。

とした上で，

・「高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化戦略調査研究」や FBR 原型炉「もんじゅ」等の成果に基づいた実用化への取組を踏まえつつ，FBR の 2050 年頃からの商業ベースでの導入を目指す。

○高速増殖炉（FBR）の研究開発

高速増殖炉の開発は，実用化に向け実験炉から原型炉へとステップを踏み進めてきた。その成果を踏まえ，経済性があり，信頼性を向上した実用炉に向けた研究開発を柔軟性を持たせつつ進めている。



第 17 回新計画策定会議（平成 17 年 1 月 28 日）より

Ⅰ－３．プルサーマルの経済性

Ⅰ－３－１．プルサーマルによる電気料金への影響はどの程度か。

現時点では MOX 燃料加工先が決定していないため，MOX 燃料の加工代についての具体的な数値を持ち合わせておりません。

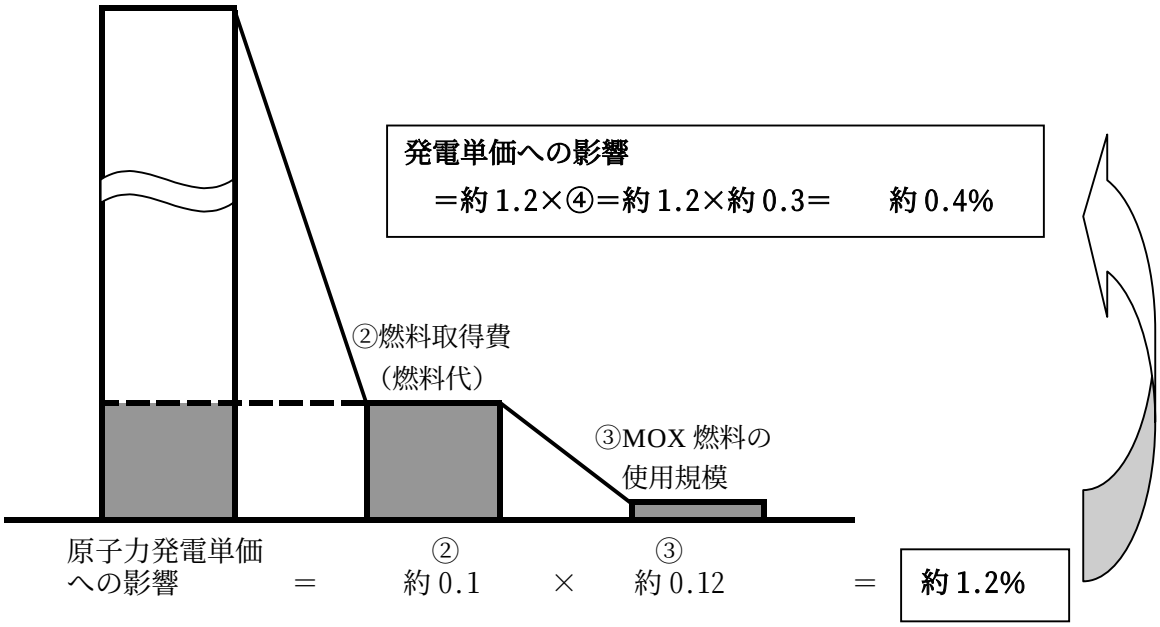
しかしながら，原子力発電では，発電費に占める燃料費の割合は小さい上，当社の場合，島根 2 号機において炉心装荷率 1/3 以下で使用すること等から，MOX 燃料の使用が発電コストに与える影響は小さく，経営努力で吸収できると考えています。

○当社発電原価への影響

（MOX 燃料の取得費がウラン燃料の 2 倍になった場合の試算例）

島根 2 号機に MOX 燃料を 228 体（最大可能装荷体数）装荷した場合，原子力発電単価への影響は約 1.2%，全体の発電単価への影響は約 0.4%と想定しています。

①当社の原子力発電費



②原子力発電費に占める燃料取得費の割合（＝約 10%）

③MOX 燃料の使用規模

（島根 2 号機において MOX 燃料を 228 体（最大可能装荷体数）装荷した場合）

＝MOX 燃料集合体（228 体）／（島根 1 号，2 号及び 3 号機の全燃料集合体（400＋560＋872 体））＝約 12%

④当社の原子力発電比率（3 号運開後）（＝約 30%）

Ⅰ－３－２．MOX 燃料の燃料取得費は，バックエンドコストの一部として現行の電気料金に含まれているのか。

MOX 燃料の燃料取得費（燃料加工費）は，現行の電気料金には含まれていません。

なお，国（総合エネルギー調査会電気事業分科会制度・措置検討小委員会）において，バックエンド(*)事業に対する制度・措置のあり方について検討が行われ，MOX 燃料の燃料取得費については，バックエンド費用というよりもフロントエンド(*)費用である燃料加工費として整理することが妥当であるとされ，バックエンド費用の措置対象外となっています。

（＊）原子力発電所での使用を中心に考えたとき，その前段の工程をフロントエンド，後段の工程をバックエンドといいます

・フロントエンド：ウラン鉱の採掘・製錬，ウランの転換・濃縮，濃縮ウランの再転換，成型加工

・バックエンド：再処理，放射性廃棄物の処理・処分

（参考）核燃料サイクルバックエンドコスト措置対象外の費用

出典：「バックエンド事業に対する制度・措置の在り方について」（平成 16 年 8 月 30 日総合エネルギー調査会電気事業分科会）

総合エネルギー調査会電気事業分科会制度・措置検討小委員会において，バックエンド費用の性質等に鑑み，以下の費用については，措置の対象外と整理されています。

- MOX 燃料に関連する費用やウラン濃縮工場バックエンド費用は，バックエンド費用というよりはむしろフロントエンドと考えられることから，燃料加工費として整理することが妥当
- 使用済燃料の中間貯蔵費用は，再処理に直接関わる費用ではないので，措置対象外とすることが適当
- 使用済燃料等の輸送費用は，措置対象外とすることが適当

なお，高レベル放射性廃棄物の地層処分費用については，「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（平成 12 年 5 月成立，同年 6 月施行）」に基づき，原子力発電環境整備機構に毎年度，ガラス固化体の処分費用を拠出しています。

Ⅰ－４．諸外国の状況

Ⅰ－４－１．国際的に見て，プルサーマルが増勢傾向にあるわけではないことは何を意味するのか。リサイクルとして有効なら増えるはずではないか。

各国のエネルギー政策は，その国のエネルギー事情や環境問題への対応の観点から，独自に策定されているものです。

我が国は，欧州諸国と異なり，近隣諸国と電力を融通し合える状況にない島国であり，また，エネルギー資源にも乏しいことから，原子燃料サイクルを行うことで，長期にわたるエネルギー供給を確保していくことが重要です。

○各国の状況

ドイツ，スイス，ベルギーにおいて再処理路線凍結の動きが出ている反面，これまでも再処理路線を堅持していた仏国，ロシアに加え，米国においては，平成 18 年 2 月に核不拡散対策と使用済燃料の再処理を兼ね備えた形で他国に燃料を供給する新たな国際的な枠組み構想「国際原子力エネルギー・パートナーシップ」（GNEP：Global Nuclear Energy Partnership）構想を発表しています。

なお，ドイツにおいては，仏国 COGEMA 社において MOX 燃料の再処理を行い，回収されたプルトニウムを再び MOX 燃料として利用する計画があるとの報道もあります。

一方，アジアにおいては，中国とインドが原子力開発を加速させています。中国では，今後 15 年間に 100 万 kW 級の原子力発電所を 30 基程，新設するとともに，再処理工場の建設計画もあります。

○高速増殖炉（FBR）の開発状況

ロシア，中国及びインドでは，国を挙げて高速増殖炉（FBR）の開発に取り組んでいるところです。

ロシアでは実証炉が運転中であり，インドでは実験炉に引き続き，50 万 kW 級原型炉の建設が進められています。

出典：電気新聞他

（参考資料）

（１）再処理路線を政策とする国の状況

（参考資料 1）

再処理路線を政策とする国の状況

国名	再処理工場	高速増殖炉
フランス	操業中 （UP2-800，UP3）	原型炉（フェニックス） ：1973 年～運転中 実証炉（スーパーフェニックス） ：使用中止
ロシア	操業中 （RT-1）	実証炉（BOR-60）：1968 年～運転中
インド	操業中 （トロンベイ，カルパッカム， タラプール）	実験炉（FBTR）：1985 年～運転中 原型炉（PFBR）：建設中
中国	計画段階	実験炉（CEFR）：設計中
イギリス	操業中 （THORP）	実験炉（DFR）：閉鎖 原型炉（PFR）：閉鎖
日本	操業中（東海） 建設中（六ヶ所）	実験炉（常陽） ：1977 年～運転中 原型炉（もんじゅ）：改造中

（出典）原子力ポケットブック 2005 年版（日本原子力産業会議）

Ⅰ－４－２．米国の最近の状況はどうか。

米国においては，解体核兵器のプルトニウムによる MOX 燃料の利用を開始するとともに，平成 18 年 2 月に核不拡散対策と使用済燃料の再処理を兼ね備えた形で他国に燃料を供給する新たな国際的な枠組み構想「国際原子力エネルギー・パートナーシップ」（GNEP：Global Nuclear Energy Partnership）構想を発表しています。

（１）GNEP 構想

GNEP 構想では，米国は使用済燃料の再処理を再開するとともに，我が国などのパートナーシップ国*と共同でプルトニウムを単体で分離しない次世代の再処理技術を開発し，この技術で再処理した燃料を新たに開発する高速炉「先進変換炉」で燃焼させる考えです。

＊：米，日，仏，英，露，中の６カ国

パートナーシップ国は核燃料サイクル技術の確立と濃縮から再処理，最終処分前の処理を担うのに対し，他の原子力発電国は濃縮や再処理の技術開発を放棄してパートナーシップ国から核燃料の供給を受けるとされており，核不拡散強化に貢献できるため，経済産業省はこの構想に協力する方針を表明しています。

（２）MOX 燃料の利用

2000 年 9 月のロシアとの余剰プルトニウム管理・廃棄協定に基づき，2002 年 1 月に DOE（米国エネルギー省）が，34 トンの核兵器からの余剰プルトニウムは全て MOX 燃料に転換して原子炉で燃焼することを公表しました。

また，2005 年 3 月には，NRC（米国原子力規制委員会）から，サウスカロライナ州サバンナリバーサイトに MOX 燃料加工工場の建設許可が得られており，2006 年末にも着工の見込みです。

更に，余剰プルトニウム処分計画の一環として，2005 年 3 月に，NRC から，デュークパワー社のカトーバ１号機（PWR）で MOX 燃料 4 体を試験使用する許可が得られ，2005 年 6 月に使用を開始しています。

（出典）：電気新聞他

Ⅰ－４－３．米国以外の国の状況はどうか。
① 継続しようとしている国（仏）や継続使用している国（ベルギー，スイス，ドイツ）があることとその理由は。

仏国は，日本と同様，エネルギー資源が乏しいことから，再処理路線を選択しており，国内 59 基中，20 基でプルサーマルを実施中です。

ベルギー，スイス及びドイツは，英仏に再処理して回収されたプルトニウムを所有しており，このプルトニウムは MOX 燃料に加工して国内で使用することにしています。このため，ベルギーでは 7 基中 3 基で，スイスでは 5 基中 2 基で，ドイツでは 18 基中 10 基で MOX 燃料を使用しています。

なお，ドイツにおいては，軽水炉で一度使った使用済み MOX 燃料約 20 トンを仏国 COGEMA 社で再処理してプルトニウムを回収し，再び MOX 燃料として利用する計画があるとの報道もあります。

○再処理路線継続

	状　況
仏国	・再処理路線政策を選択し，再処理工場（ラ・アーグ），MOX 燃料加工工場（マルクール）等，国内に核燃料サイクル施設を所有。 ・MOX 燃料加工工場の加工能力を現在の 145 トン/年から 195 年/トンに拡張する方針（2004 年に仏国規制当局に認可申請を提出）。

○プルサーマル実施国

	状　況
ベルギー	・1998 年 12 月の原子燃料サイクル政策の見直しにより，1991 年に締結した COGEMA との再処理契約（2001～2010 年）を破棄。以降発生した使用済燃料については，発電所サイト内に貯蔵。
スイス	・2003 年 5 月の国民投票により可決された原子力法により，新規再処理を 10 年間凍結することとされた。 ・国外との再処理契約量（英仏との既契約分再処理は 2006 年末まで）を超える使用済燃料については，再処理せず深地層処分することが可能。
ドイツ	・2002 年 2 月の原子法改正により，海外再処理によって発生したプルトニウムは MOX 燃料に加工してドイツ国内で利用することが義務付けられるとともに，2005 年 7 月以降使用済燃料は直接処分することとされた。

（出典）：資源エネルギー庁調べ（原子力 2005），電気新聞他

② プルサーマルを止めた国や止めようとする国があるのはなぜか。

○各国のプルサーマル中止理由（2004 年 12 月末現在）

国名	利用期間	中止理由
イタリア	1968～1981	・チェルノブイル事故を契機に，原子力発電の是非を問う国民投票を行い, 既存の原子力発電所の閉鎖と新規建設計画の中止が決定され, 原子力発電から完全に撤退。 ・なお，海外依存のリスク回避と割高電気料金問題の観点から，「原子力を見直し，包括的なエネルギーシステムの再検討」が必要との首相発言の報道もなされている。
インド	1994～2000	・高速増殖炉路線に移行。
オランダ	1971～1987	・1994 年 5 月の総選挙で反原子力の労働党やグリーン・レフト(急進党)が躍進し，同 8 月には，労働・自民・民主 66 の 3 党連立政権が発足したことから, 原子力を取り巻く政治情勢が厳しくなった。 ・プルサーマル実施プラントであるドーデバルト発電所は，1997 年 3 月に閉鎖。
スウェーデン	1974～1979	・現在，燃料サイクル政策として，直接処分路線をとっており，MOX 燃料利用は行われていない。

（出典）：資源エネルギー庁調べ（原子力 2005）他

③　再処理工場がある英国での状況はどうか。

英国政府は，英国の原子力発電企業が所有するプルトニウムの場合，安全性と環境保護を確保するために設定された規制の枠組みの中で自分たちのニーズに最も適した燃料サイクルを選択するのは事業者の問題と判断しています。

英国は，北海での原油・天然ガス生産量の増加に伴い，1980 年代初頭以降エネルギー輸出国となっています。

現在，英国の原子炉は，炭酸ガス冷却炉（GCR）及び改良型ガス冷却炉（AGR）(*)が 22 基，軽水炉（PWR）はわずかに 1 基です。PWR 及び AGR は，MOX 燃料を装荷することが可能ではありますが, 唯一, PWR で調査が行われているに過ぎません。

（出典）旧核燃料サイクル開発機構ホームページ他

（＊）炭酸ガス冷却炉（GCR：Gas Cooled Reactor）

燃料の被覆管の材料にマグノックス（マグネシウム合金系の一種）を用いたガス冷却炉をいいます。この原子炉は燃料に天然ウランを，減速材に黒鉛を，冷却材に炭酸ガスを用いています。

改良型炭酸ガス冷却炉（AGR：Advanced Gas Cooled Reactor）

GCR に引き続く第二世代の発電炉として経済性向上を目指し英国で開発され, 英国内のみで運転されています。燃料には低濃縮ウランを用い，減速材には黒鉛を，冷却材には炭酸ガスを用いています。

Ⅰ－５．当社の電源開発への取り組み

Ⅰ－５－１．電源開発の取り組み状況はどうか。また ESS とは何か。

電源の開発にあたっては，長期的なエネルギーの安定供給，経済性，地球環境問題への対応等を考慮しています。

エネルギーの安定供給については，特定のエネルギー源に過度に依存することのないよう，燃料種別をバランス良く分散させておく必要があります。燃料の中でも特に，供給国の安定性や貯蔵の容易性を有している原子力，可採年数が長く資源量が豊富かつ地域偏在性の少ない石炭が安定供給面に優れています。

経済性については，発電コストが燃料価格に左右されにくい原子力，他の燃料に比べて価格が低位安定している石炭が優れています。

また，環境特性に優れる原子力をベース電源として開発することにより，CO_2 排出量の低減など地球環境問題への対応に大きく貢献できます。

このような状況を考慮し，当社は原子力，石炭，その他（石油，ＬＮＧ，水力等）の設備構成がほぼ同程度となるようベストミックスの構築を目指すとともに適切な裕度を持った供給システムの形成に向けて取り組んでいます。

特に当社は，原子力比率が低く，供給安定性，経済性，環境保全の面で優れている原子力発電の開発を最重要課題として取り組んでいます。

なお，太陽光発電や風力発電等の新エネルギーについては，エネルギー有効利用，地球環境負荷低減の観点から貴重なエネルギーと認識していますが，自然条件に左右されるため不安定であること，エネルギー密度が小さく大電力を得るためには広大な面積が必要であること，発電コストは，未だ原子力発電や火力発電に比べて高いことから，現時点では補完的なエネルギー源と位置付けています。

【ESS とは】

ESS とは，（株）エネルギア・ソリューション・アンド・サービスの略で，お客さまに最適なエネルギー利用のためのソリューション（解決策）を提供することを目的として，平成 13 年 10 月に設立した当社のグループ企業です。

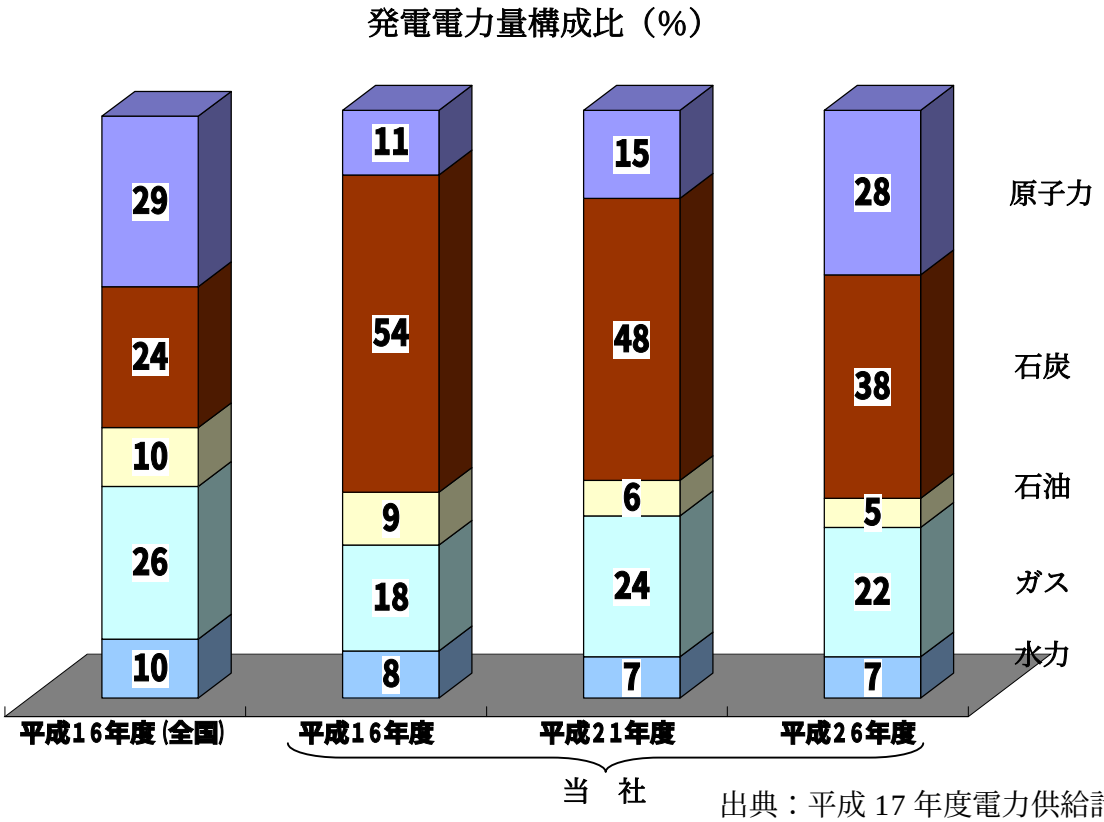
当社グループが電気事業を通じて蓄積してきた技術とノウハウを活かして，LNG（液化天然ガス）や石炭をお客様にお届けする燃料販売をはじめ，熱と電気を供給するコージェネレーション・システム等，エネルギー利用効率の高いシステムや停電対策等の高付加価値システム他について提案活動を行っています。

（参考資料）

（１）当社の発電電力量構成比率

（参考資料１）

当社の発電電力量構成比率



出典：平成 17 年度電力供給計画

（参考）新エネルギーに対する当社の取組み

・余剰電力の購入＊1，「中国グリーン電力基金」への業務支援＊2等

・下関１号機における石炭・木質バイオマス混焼技術実証試験＊3の実施
（H16 年 12 月～H18 年 3 月予定）

＊１：エネルギーの有効利用や地球環境負荷軽減の観点から，新エネルギー等から生じる電力を購入することにより，その普及促進に協力しています。

＊２：環境・エネルギー問題に関心の高い地域の皆さまから参加者を募り，参加者からの寄付金をもとに，太陽光（公共用）・風力発電・環境教育目的用発電設備などの建設を助成し，一層の普及促進を図る市民参加型の取組みで，（財）中国産業活性化センターが運営しています。当社では，申込み手続き，寄付金の口座振替などの運営のお手伝いや，募集ＰＲ，基金への拠出により協力しています。

＊３：発電所の燃料（石炭）に木質バイオマス（木の切れはし）を混合させたものを燃料として使用し，木質バイオマスが燃料として使用できること等を確認する試験。木は光合成により CO_2 を吸収する性質があるため，木質バイオマスを燃料として使用することにより，全てを石炭とした場合に比べて CO_2 排出量の削減が期待でき，3%（重量比）の混合割合を目指しています。

Ⅱ．安全性

Ⅱ－１．プルサーマルの安全性

Ⅱ－１－１．MOX 燃料はウラン燃料とどのように異なるのか。

島根 2 号機で採用を予定しています MOX 燃料は，MOX 燃料棒に燃料材として少量の二酸化プルトニウムを二酸化ウランと混合したウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを使用すること以外は，燃料棒の配列，形状，寸法，スペーサの形状等の燃料集合体の基本構造は，島根 1 号機及び 2 号機でこれまで良好な使用実績を有する高燃焼度 8×8 燃料と同じです。

今回採用を予定しています MOX 燃料は，既に原子炉設置変更許可を取得し，加工実績のある東京電力㈱柏崎刈羽 3 号機の MOX 燃料と同じ設計としています。

なお，MOX 燃料を島根 2 号機で使用しても設備等を変更する必要はありません。

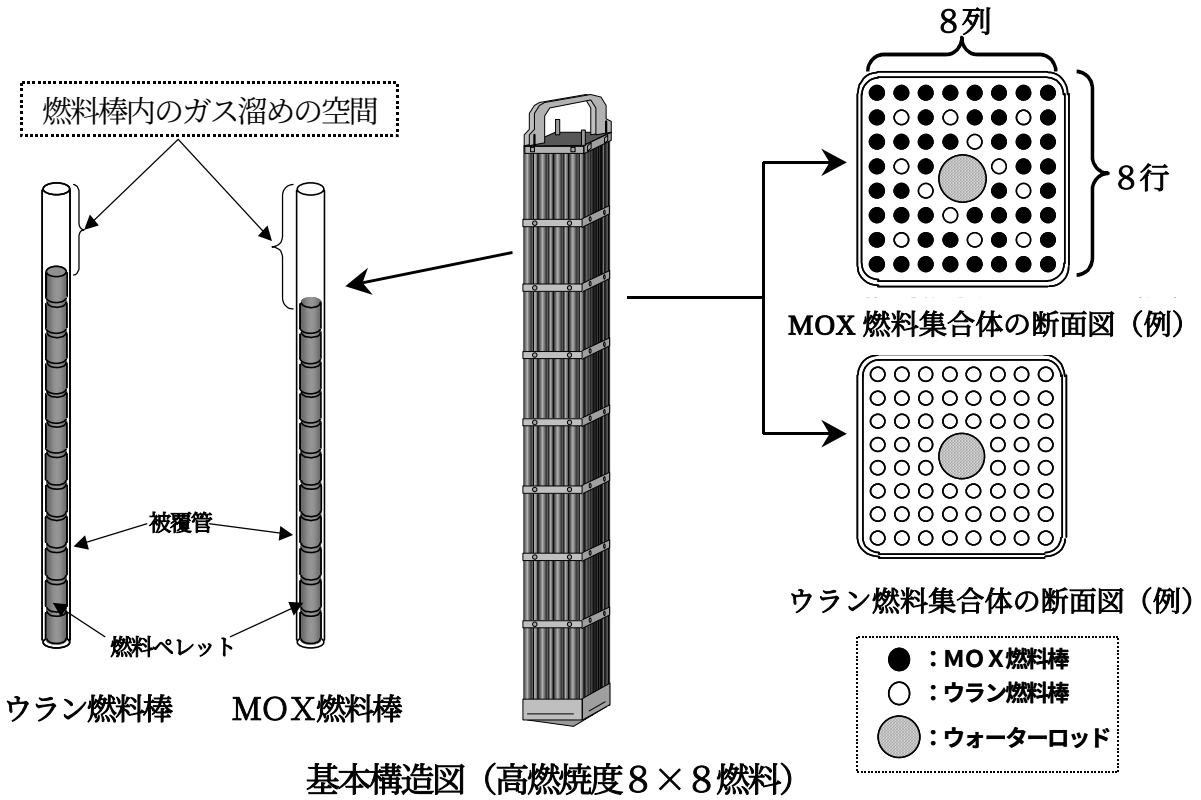
添付図に，「島根 2 号機採用予定の MOX 燃料の基本構造」を示します。

（参考資料）

（１）プルトニムの発電割合

（添付図）

島根 2 号機採用予定の MOX 燃料の基本構造

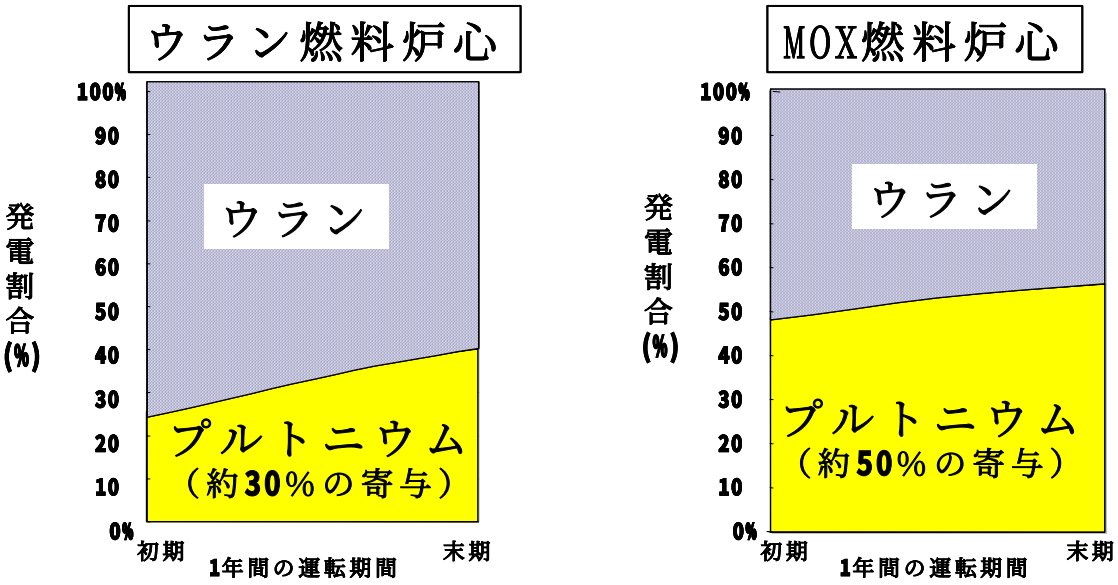


基本構造図（高燃焼度８×８燃料）

プルトニウムの発電割合

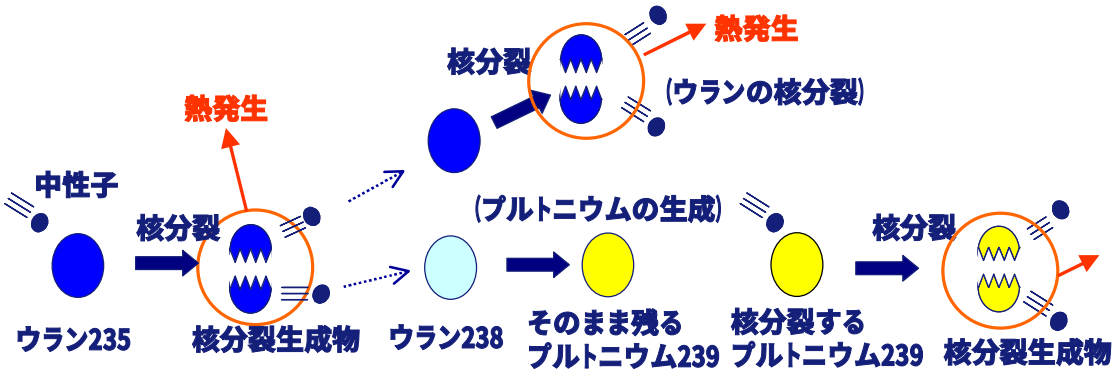
島根 2 号機においても，発電量の約 30%は，運転中に生成されるプルトニウムの核分裂によるものですが，炉心の 1/3 に MOX 燃料を装荷した場合，プルトニウムの発電への寄与割合は，これが約 50%に増えることになります。

プルトニウムの発電割合



○原子力発電所におけるウラン燃料の核分裂

・ウランには核分裂しやすいウラン 235 と核分裂しにくいウラン 238 が存在。
・ウラン 235 は核分裂し，中性子を放出。
・ウラン 238 が中性子を吸収しプルトニウムに変化。
・この生成したプルトニウムが核分裂し熱を発生。



Ⅱ－１－２．MOX 燃料の使用実績はどうか。

１．国内の使用実績

少数体規模での実証試験として，日本原子力発電㈱敦賀発電所 1 号機（BWR）で 2 体，関西電力㈱美浜発電所 1 号機（PWR）で 4 体の MOX 燃料が安全に使用され，その後の照射後試験でも，燃料の健全性が確認されています。

また，旧核燃料サイクル開発機構（現日本原子力研究開発機構）の新型転換炉ふげん発電所においても 772 体の MOX 燃料が装荷され，燃料集合体最高燃焼度は約 40,000MWd/t に達しており，全て健全に使用されています。

２．海外の使用実績

MOX 燃料は，1960 年代から使用が開始され，海外では欧州を中心に，9 ヶ国，54 基の原子力発電所において 2004 年 12 月末現在で約 5,000 体の豊富な使用実績があります。

2004 年 12 月末現在，フランス，ドイツ，スイス，ベルギーの 4 ヶ国，36 基で使用されています。

なお，これまで，ウラン燃料と異なる燃料破損の事例は報告されていません。

また，これまでプルサーマルを中止していたアメリカにおいては，余剰プルトニウム処分計画の一環として，2005 年 3 月に，原子力規制委員会（NRC）からデュークパワー社のカトーバ 1 号機（PWR）で MOX 燃料 4 体を試験使用する許可を，2005 年 6 月に使用を開始しています。

３．BWR での使用実績

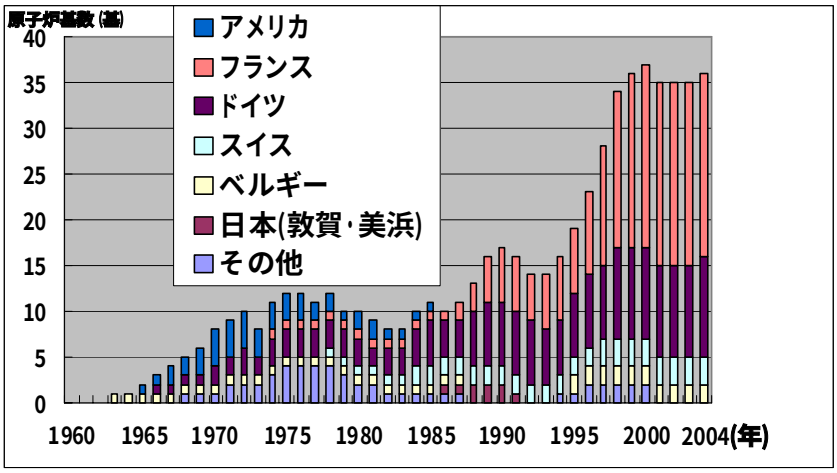
我が国を含め，世界 7 ヶ国，14 基の原子力発電所で，2004 年 12 月末現在約 940 体の使用実績があり，燃料集合体最高燃焼度も約 58,000MWd/t に達しています。

（参考資料）

（１）各国の軽水炉における MOX 燃料の使用実績

（参考資料 1）

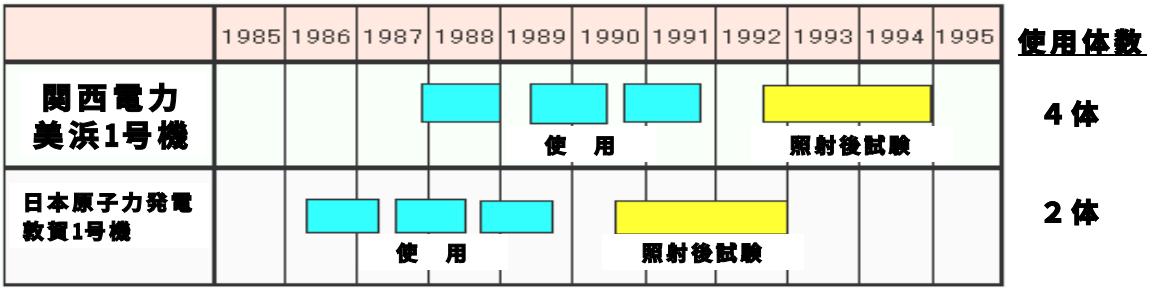
各国の軽水炉における MOX 燃料の使用実績



国 名	利用期間
フランス	1974～
ドイツ	1966～
ベルギー	1963～
スイス	1978～
アメリカ	1965～1985
イタリア	1968～1981
オランダ	1971～1987
日本	1986～1991
スウェーデン	1974～1979
インド	1994～2000

その他は，イタリア，オランダ，インド，スウェーデンを示す。

出典：資源エネルギー庁調べ（原子力２００５）
（２００４年１２月末現在）



Ⅱ－１－３．試験過程を出来るだけ省略し，いきなりぶっつけ本番で商業利用を始めるのではないのか。

国（原子力安全委員会）において，敦賀発電所 1 号機，美浜発電所 1 号機をはじめとする国内外の MOX 燃料の照射実績及びその後の照射後試験，並びに MOX 燃料を用いた実験炉での試験を通して，現行の安全設計手法及び安全評価手法を用いることの妥当性が確認されています。

○照射後試験及び実験炉での試験

出典：「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」（平成 11 年 6 月 28 日原子力安全委員会了承　平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）

（１）照射後試験

- 敦賀発電所 1 号機で，MOX 燃料 2 体（燃料集合体燃焼度：約 26,000MWd/t），美浜発電所 1 号機で MOX 燃料 4 体（燃料集合体燃焼度：約 23,000MWd/t）の運転実績及び燃料取出し後の照射後試験により，燃料棒としての照射挙動はウラン燃料棒と同等であること，ペレットの照射挙動もウランペレットと顕著に異なるところは見られないこと及び照射されたすべての燃料が健全であったことが確認されています。
- オランダのドーテバルト炉において使用された MOX 燃料の照射後試験結果から，ペレット燃焼度約 63,000MWd/t までのガス状の核分裂生成物（FP ガス）放出率，ペレットの密度変化等のデータが得られています。
- 仏国の実験炉（CABRI 炉）での照射済 MOX 燃料を用いた出力急昇試験，日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）の実験炉（NSRR）での新型転換炉「ふげん」の照射済 MOX 燃料を用いた出力急昇試験から，ウラン燃料に適用される破損しきい値を MOX 燃料に適用することの妥当性が示されています。

（２）MOX 燃料を用いた実験炉での試験

実験炉において MOX 燃料体系を模擬した試験を行い，測定値と解析値を比較し，MOX 燃料についてもウラン燃料と同程度の精度で解析が可能であることが確認されています。

・ベルギーVENUS 炉
・日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）TCA
・フランス EOLE 炉

Ⅱ－１－４．国による安全審査はどのように行われるのか。

島根 2 号機で MOX 燃料を取替燃料の一部として採用するにあたっては,「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（原子炉等規制法）に従い，事前に国に原子炉設置変更許可申請を行い, 厳正な審査により安全性の確認を受けることになります。

安全審査においては, 原子炉設置変更許可申請の内容が各種の安全審査指針類に照らし, 原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針が妥当であるか否かが確認されます。

なお, 経済産業省原子力安全･保安院による審査終了後, その審査結果については, 原子力安全委員会及び原子力委員会においてダブルチェックが行われることになっています。

〇安全審査に用いられる指針類

・発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針
・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針
・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針　　など

〇安全審査のポイント

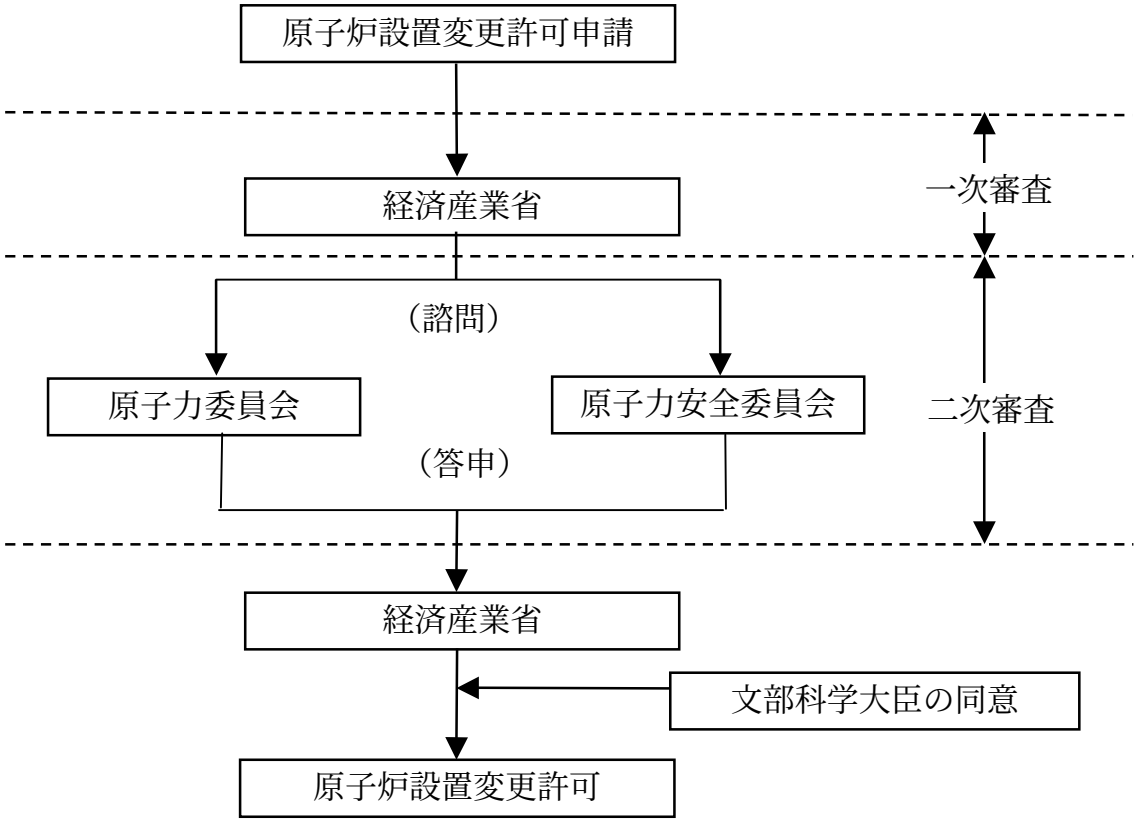
- 制御棒の原子炉停止能力は十分か
- 出力が急激に変動したとき，うまく元に戻ろうする能力があるか（原子炉の自己制御能力）
- 各燃料棒の発熱の仕方にアンバランスはないか
- 燃料棒内に核分裂性ガスが異常に溜まって燃料棒を傷めないか
- 原子炉内が異常高温になったとき，燃料が溶けないか
- 事故を想定した場合の発電所周辺への影響はないか
- MOX 燃料の取扱いや貯蔵は安全に行えるか

（参考資料）

（１）原子炉設置変更許可申請の手続き

（参考資料 1）

原子炉設置変更許可申請の手続き



Ⅱ－１－５．MOX 燃料の炉心装荷率 1/3 の根拠は。

MOX 燃料の炉心装荷率が 1/3 程度までであれば，ウラン燃料のみを使用した場合と同じ設計・評価が可能であることが確認されていること，この程度の装荷率であれば設備の変更を伴うことなく MOX 燃料を装荷可能であることが確認されていることから，島根 2 号機においても MOX 燃料の炉心装荷率(※)を 1/3 以下（560 体中，MOX 燃料の炉心装荷体数を 228 体以下）としています。

但し，1/3 というのは，海外での代表的な原子炉における装荷実績を勘案した数値であり，安全上の限界というものではありません。
原子炉の特性はプルトニウムの量に応じて連続的に変化するものであり，1/3 を超えたからといって，直ちに安全確保に支障をきたすものではありません。

なお，フランスにおいては，2002 年 10 月末現在，10 プラントで 1/3 炉心程度（157 体中 48 体）を達成し，また，当社と同じ BWR としては，ドイツのグンドレミンゲンにおいて，1/3 炉心程度（784 体中 300 体）の MOX 燃料を装荷していると聞いております。

（※）炉心装荷率＝MOX 燃料棒中の（全プルトニウム＋全ウラン）の初期質量/炉心全体の（全プルトニウム＋全ウラン）の初期質量

Ⅱ－１－６．プルトニウム含有率が高すぎるのではないか。

照射後試験等を通じて得られたMOX燃料の核的特性，物性，照射挙動に関する知見を基に国（原子力安全委員会）において検討がなされ，MOX燃料のプルトニウム含有率がペレット最大プルトニウム含有率で約13wt%，ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度で約8wt%，燃焼度が燃料集合体最高燃焼度で45,000MWd/tの範囲内であれば，ウラン燃料のみを使用した場合と同じ設計・評価が可能であることが確認されています。

島根2号機で今回採用を予定しているMOX燃料のプルトニウム含有率,燃焼度は,この国による検討範囲内とし，それを踏まえた設計を行うことから，安全性に問題はないと考えています。

○ペレット最大のプルトニウム含有率及び燃焼度

「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年6月19日原子力安全委員会了承）の検討範囲及び島根2号機の設計

	原子力安全委員会	島根2号機の設計
ペレット最大 プルトニウム含有率(＊1)	約13wt%	10wt%以下
ペレット最大核分裂性 プルトニウム富化度(＊2)	約8wt%	6wt%以下
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料を超えない範囲 （45,000MWd/t）	40,000MWd/t

（＊１）:プルトニウム含有率＝（全Pu＋^{241}Am）/（全Pu＋^{241}Am＋全U）×100wt%

（＊２）：核分裂性プルトニウム富化度＝(核分裂性 Pu［^{239}Pu＋^{241}Pu］)/（全 Pu＋^{241}Am＋全U）×100wt%

^{241}Puは，半減期約14.4年で非核分裂性の^{241}Amに崩壊するため，全Puの重量には^{241}Amを含めて考える。

Ⅱ－１－７．制御棒の効きが悪くなるのではないか。

プルトニウムはウランに比べ中性子を吸収しやすい性質を持っていることから，燃料中のプルトニウムの割合が増えると，相対的に制御棒に吸収される中性子の数が減少し，制御棒の効きが低下すると言われていますが，島根 2 号機において評価した結果，MOX 燃料を装荷した炉心とウラン燃料のみを装荷した炉心とでその差は小さく，いずれの炉心でも，通常運転中はもちろんのこと，万一の事故時においても十分な余裕をもって原子炉を停止させることができることを確認しています。

添付図に，「原子炉スクラムの機能（島根 2 号機の解析例）」及び「原子炉の停止状態を維持する機能（島根 2 号機の解析例）」を示します。

（参考）制御棒の機能

制御棒の主な機能には以下の 2 点があります。

・緊急時に原子炉をすばやく止める機能

・停止している原子炉の停止状態を維持する機能

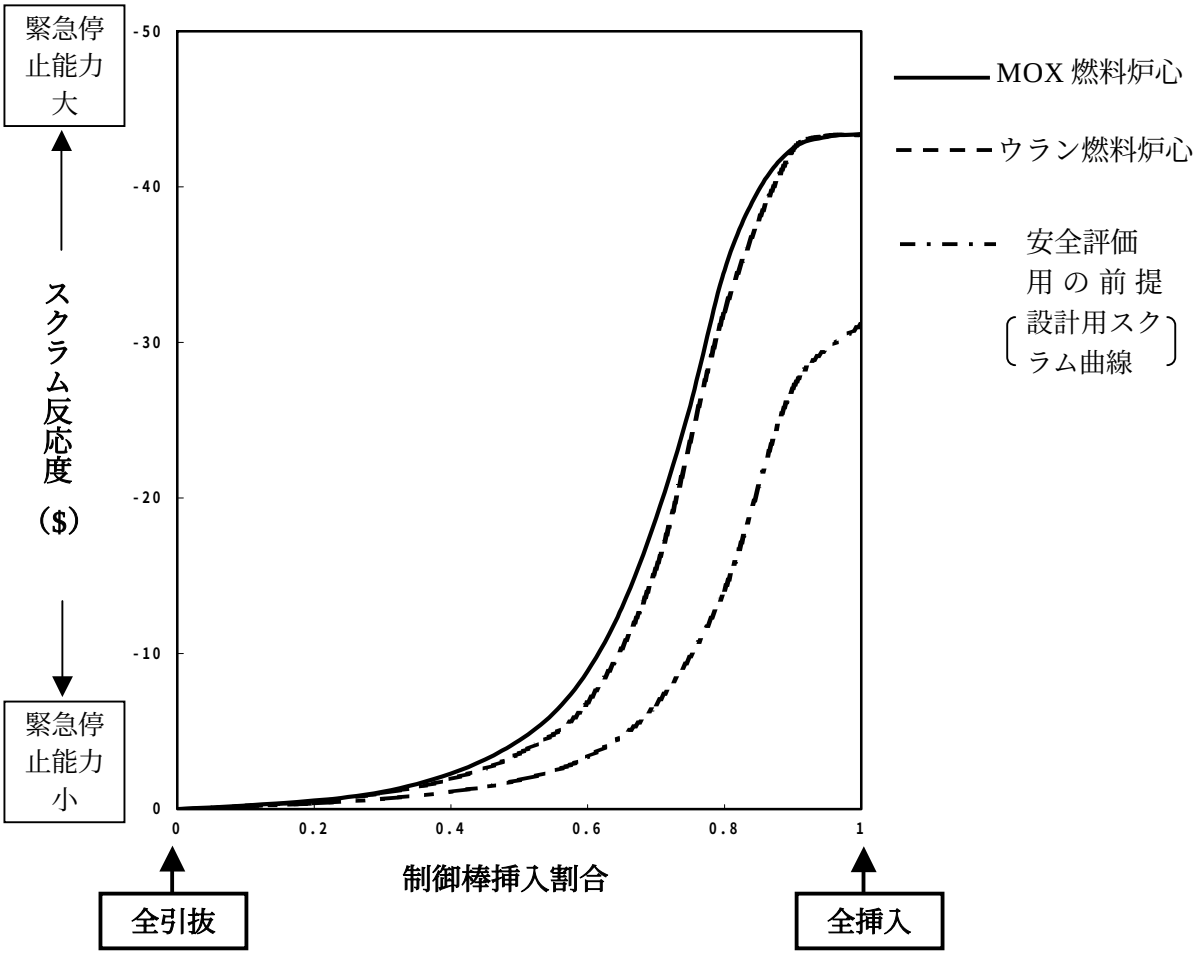
（参考資料）

（１）制御棒

（添付図 1）

原子炉スクラムの機能（島根 2 号機の解析例）

島根 2 号機において，MOX 燃料を装荷した炉心でも，従来のウラン燃料を装荷した炉心と同等の緊急時の停止（スクラム）能力を有しています。



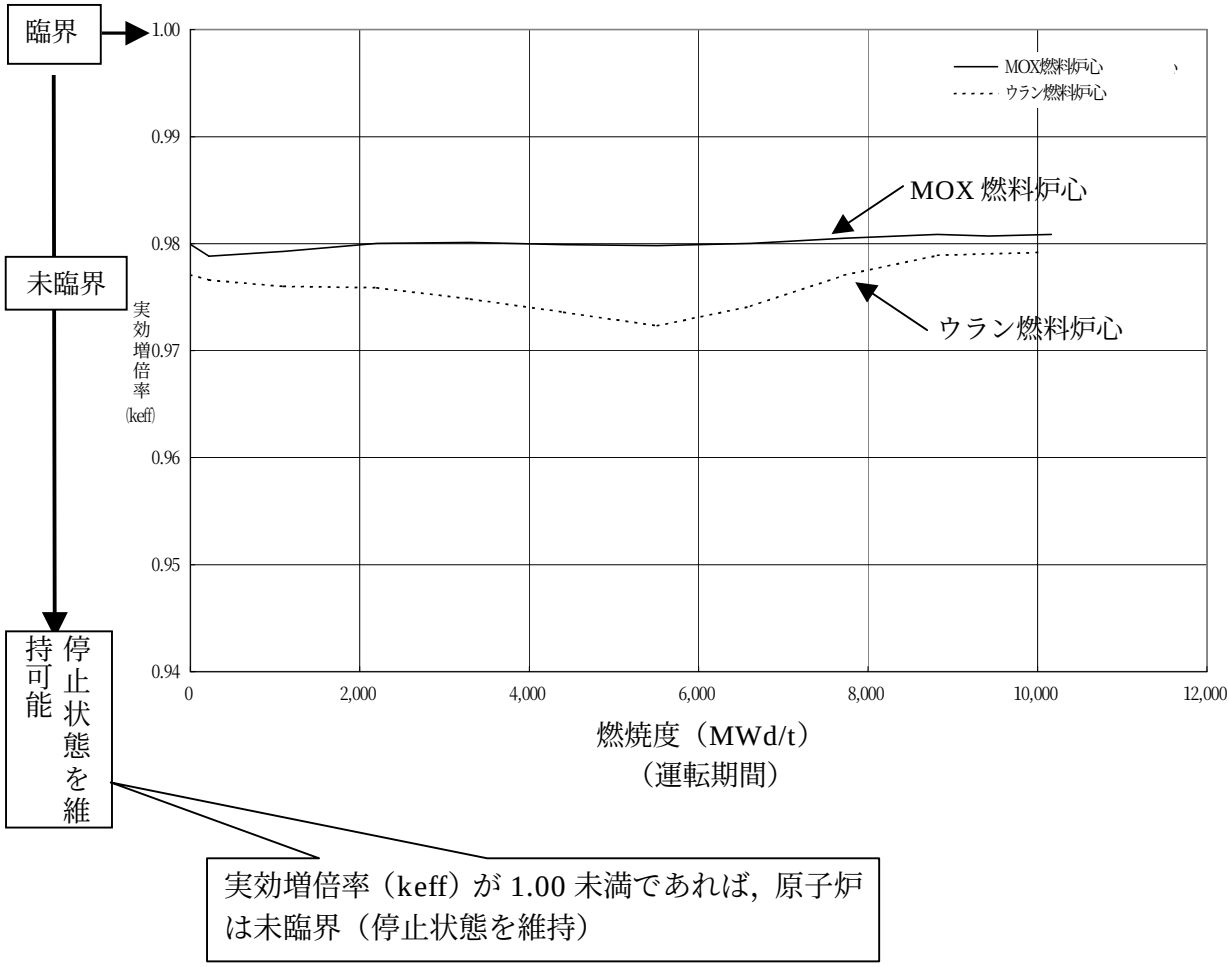
○スクラム反応度

緊急時に原子炉を停止する能力を表し，このスクラム反応度が大きい方が停止能力が高いことを意味します。

（添付図 2）

原子炉の停止状態を維持する機能（島根 2 号機の解析例）

島根 2 号機において，MOX 燃料を装荷した炉心でも，従来のウラン燃料を装荷した炉心と同様，十分な余裕を持って原子炉の停止状態を維持することが可能です。



○実効増倍率（keff）

原子炉では，ウラン，プルトニウムの核分裂性物質が中性子を吸収して核分裂反応を起こすとともに，新たに中性子が発生します。

原子炉内における中性子の増加の割合を実効増倍率といいます。

実効増倍率＝1.00：臨界（中性子の数は時間によらず一定）

＜1.00：未臨界（中性子の数は時間により減少）

＞1.00：超臨界（中性子の数は時間により増加）

制御棒

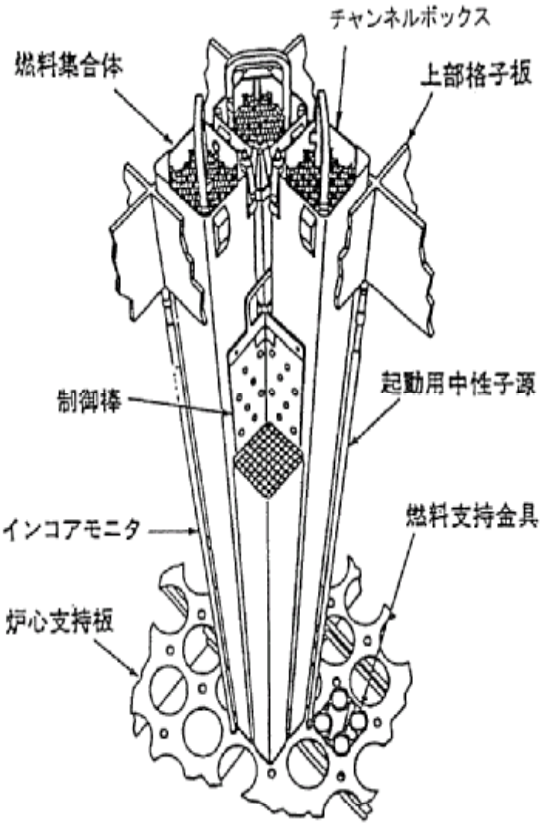
制御棒は，中性子吸収材として中性子吸収断面積の大きい（中性子の吸収能力が大きい）ボロン・カーバイド粉末を充填したステンレス鋼管またはハフニウム棒をステンレス鋼薄板で被覆し，十字形にしたものです。

この制御棒を 4 体の燃料集合体毎にその中央に，炉心全体に一様に配置しており，島根 2 号機では 137 本配置しています。

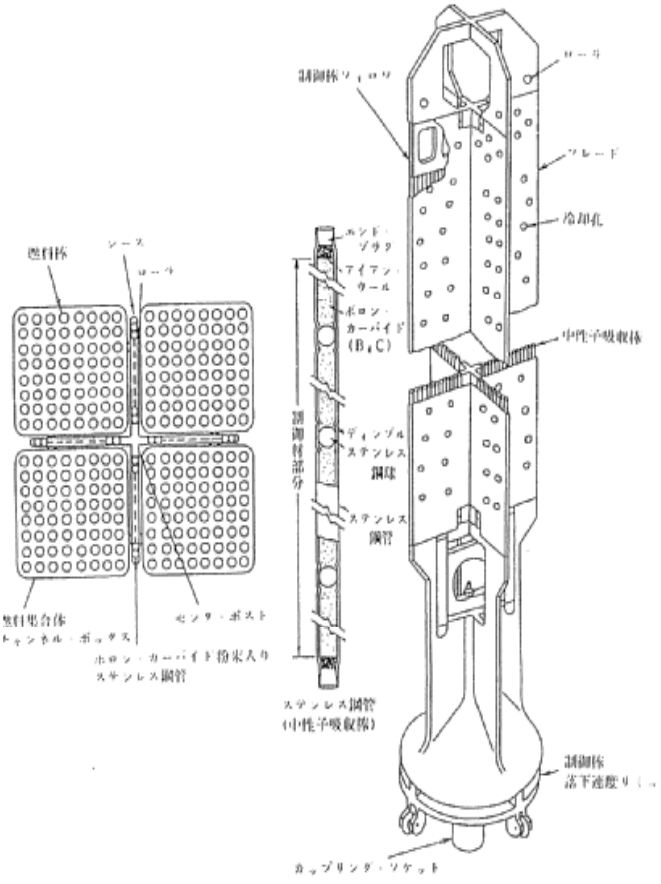
制御棒は制御棒駆動機構によって，原子炉内を上下に動かすようになっており，挿入または引抜きにより，原子炉内で核分裂によって生成される中性子の量を調整（中性子を吸収）することによって出力の制御を行っています。

なお，原子炉やプラント（タービンなど）に異常が発生した場合（緊急時）には，速やかに原子炉を停止させるために，全制御棒を急速に原子炉内に自動挿入します（原子炉スクラム機能）。

制御棒と燃料集合体の構成



制御棒



Ⅱ－１－８. 燃料棒の発熱分布にむらができて, 燃料が壊れやすくなるのではないか。

島根 2 号機に限らず, 従来のウラン燃料においても, 異なる濃縮度をもった燃料棒の配置を工夫することにより, 発熱の分布の平坦化を図っています。

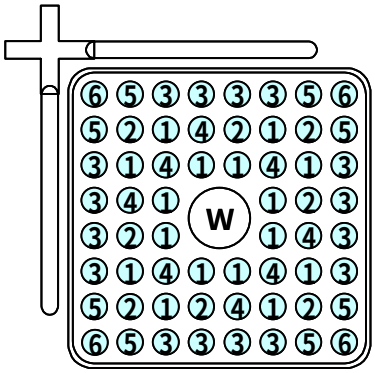
同様に, 島根 2 号機で今回採用予定の MOX 燃料についても, 異なるプルトニウム含有率をもった燃料棒の配置を工夫することにより, 燃料集合体内の発熱分布を平坦化し, 極端に高い出力が発生するところをなくすようにしています。

添付図に,「燃料集合体内の燃料棒配置（島根 2 号機の設計例)」及び「燃料集合体内の発熱分布（島根 2 号機の解析例)」を示します。

（添付図）

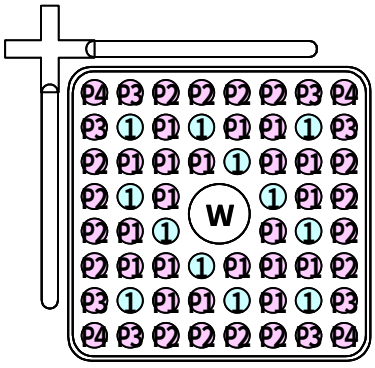
燃料集合体内の燃料棒配置（島根 2 号機の設計例）

（ウラン燃料集合体の例）



① ：最高濃縮度燃料棒
⑥ ：最低濃縮度燃料棒
① ～ ⑥ ：この順で濃縮度が小さくなることを示す
Ⓦ ：ウォータロッド（1本）

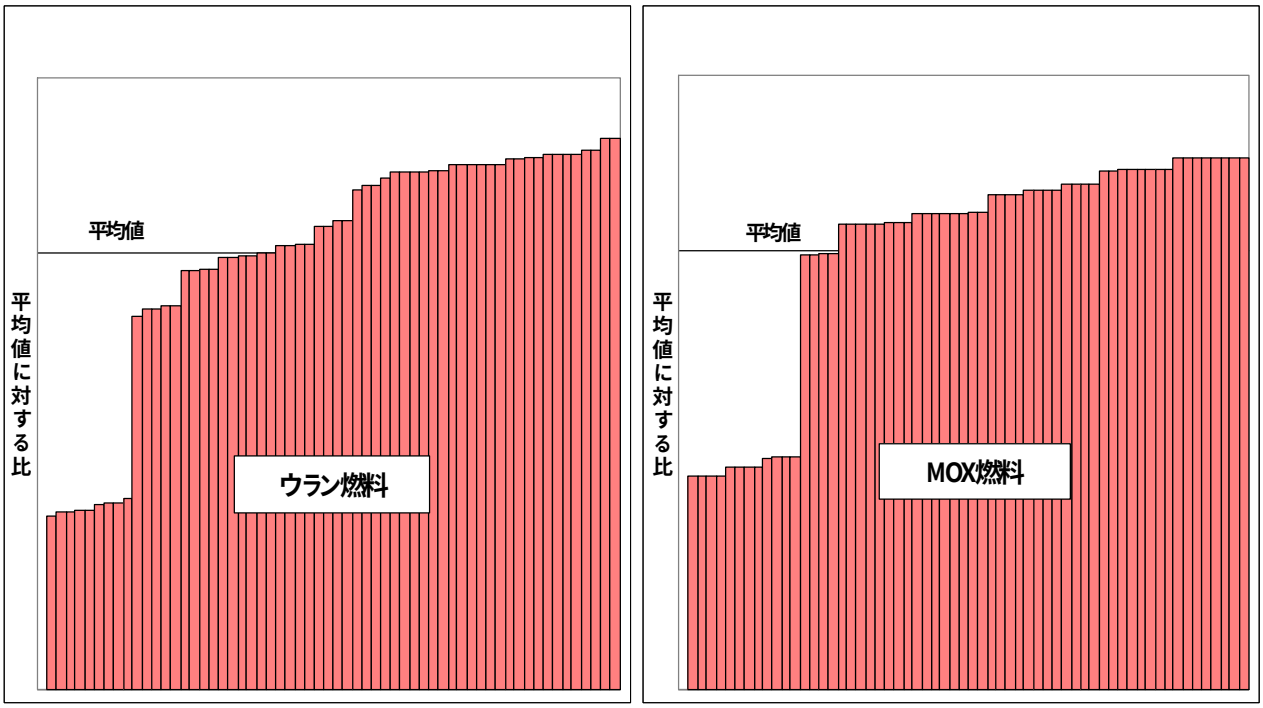
（MOX 燃料集合体の例）



① ：ウラン燃料棒
P1 ：最高Pu含有率MOX燃料棒
P1 ～ P4 ：この順でPu含有率が小さくなることを示す
Ⓦ ：ウォータロッド（1本）

燃料集合体内の発熱分布（島根 2 号機の解析例）

燃料集合体内の 60 本の燃料棒を発熱の低い順に並べて比較



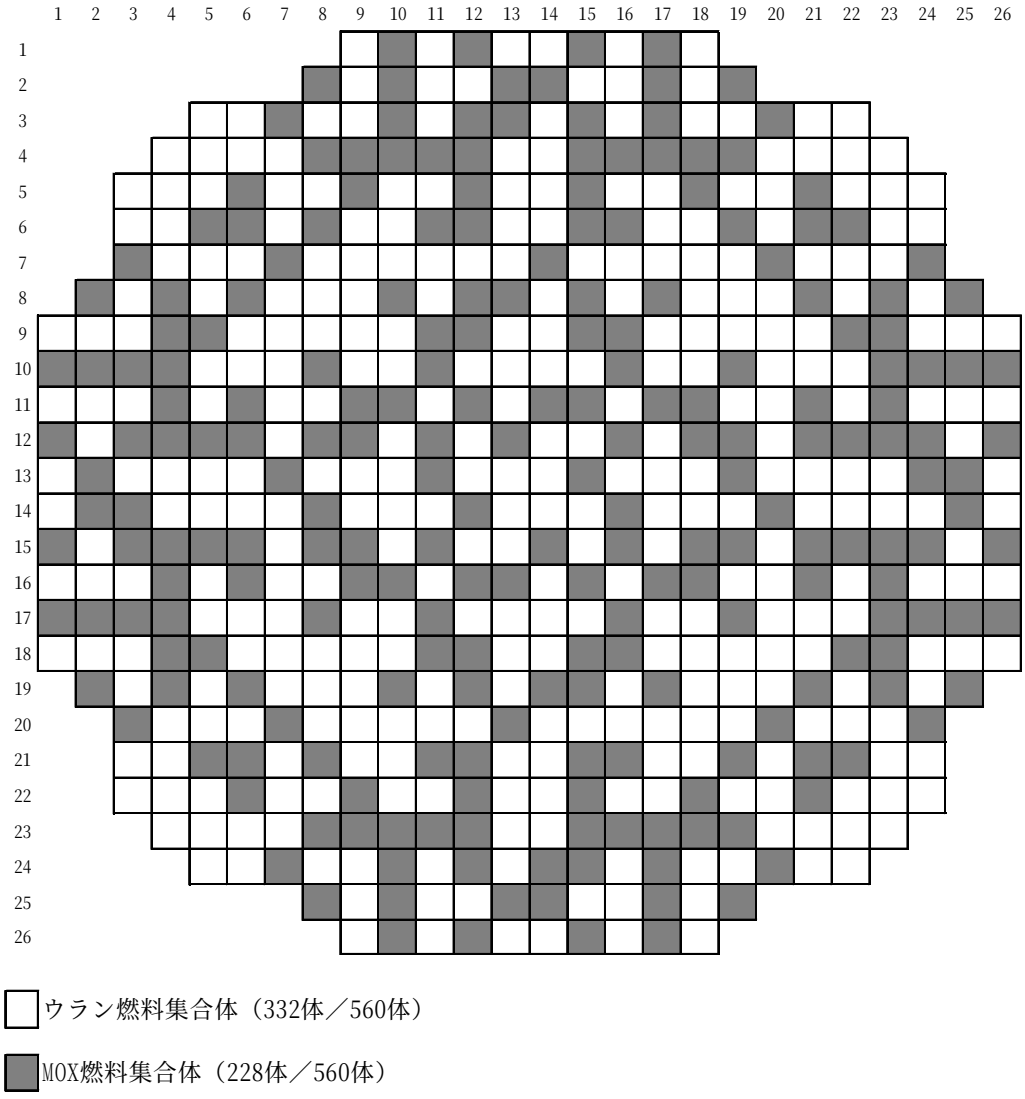
Ⅱ－１－９．原子炉内の燃料集合体毎の発熱分布にむらができて，燃料が壊れやすくなるのではないか。

従来のウラン燃料のみの炉心においても，設計の異なる燃料が混在しており，また，燃焼期間の異なる燃料が混在していることから，これらの燃料を安全かつ効率的に燃焼させるよう，原子炉内での燃料集合体の配置に工夫を行っています。

MOX 燃料もウラン燃料と比べて特性が大きく異なるわけではなく，島根 2 号機での MOX 燃料集合体の配置に当たっては，ウラン燃料のみの炉心と比較して，特別複雑な配慮を要するものではありません。

下図に島根 2 号機において，MOX 燃料を最大装荷体数である 228 体装荷した場合の炉内配置の一例を示します。

図　MOX 燃料集合体の炉内配置（島根 2 号機の設計例）



Ⅱ－１－１０．燃料が溶けやすくなって，壊れやすくならないのか。

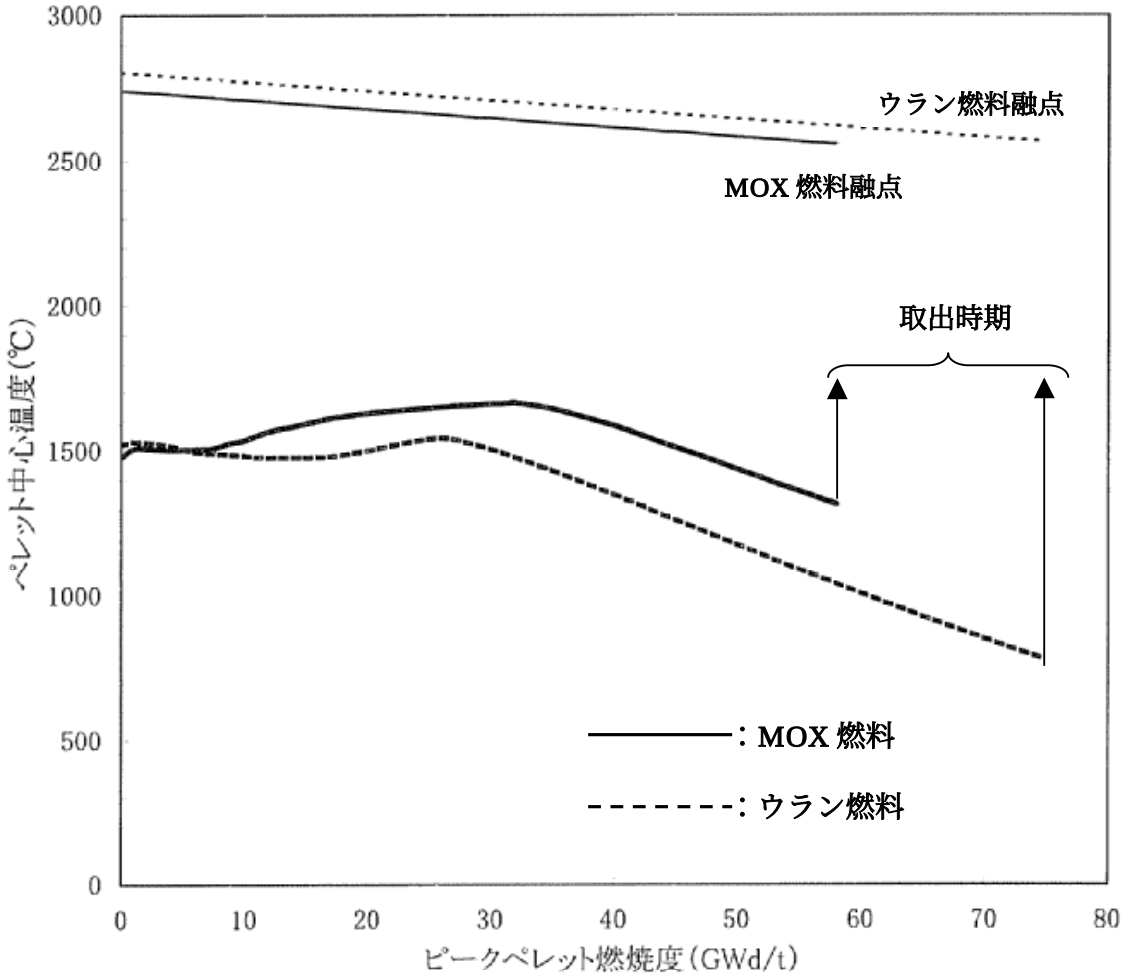
MOX 燃料ペレットの融点（溶け出す温度）は，ウラン燃料ペレットの融点（約2,800℃）よりわずかながら低下しますが，その差は数十℃に過ぎません。

島根 2 号機で採用予定の MOX 燃料では, ペレットの熱伝導度（熱の伝わりやすさ）がわずかながら低下しますが, これを考慮して評価した実際のペレット中心温度は千数百度程度であり, 融点に対して十分な余裕があり, 問題となるものではありません。

添付図に,「ペレット中心温度（島根 2 号機の解析例）」を示します。

（添付図）

ペレット中心温度（島根 2 号機の解析例）



（1GWd/t=1000MWd/t）

ピークペレット燃焼度：燃料集合体を構成するペレットのうち，最も燃焼の進んだものの燃焼度

各グラフの終端の燃焼度が，燃料集合体最高燃焼度（MOX 燃料：40GWd/t，9×9 ウラン燃料：55GWd/t）時点でのピークペレット燃焼度にあたる。

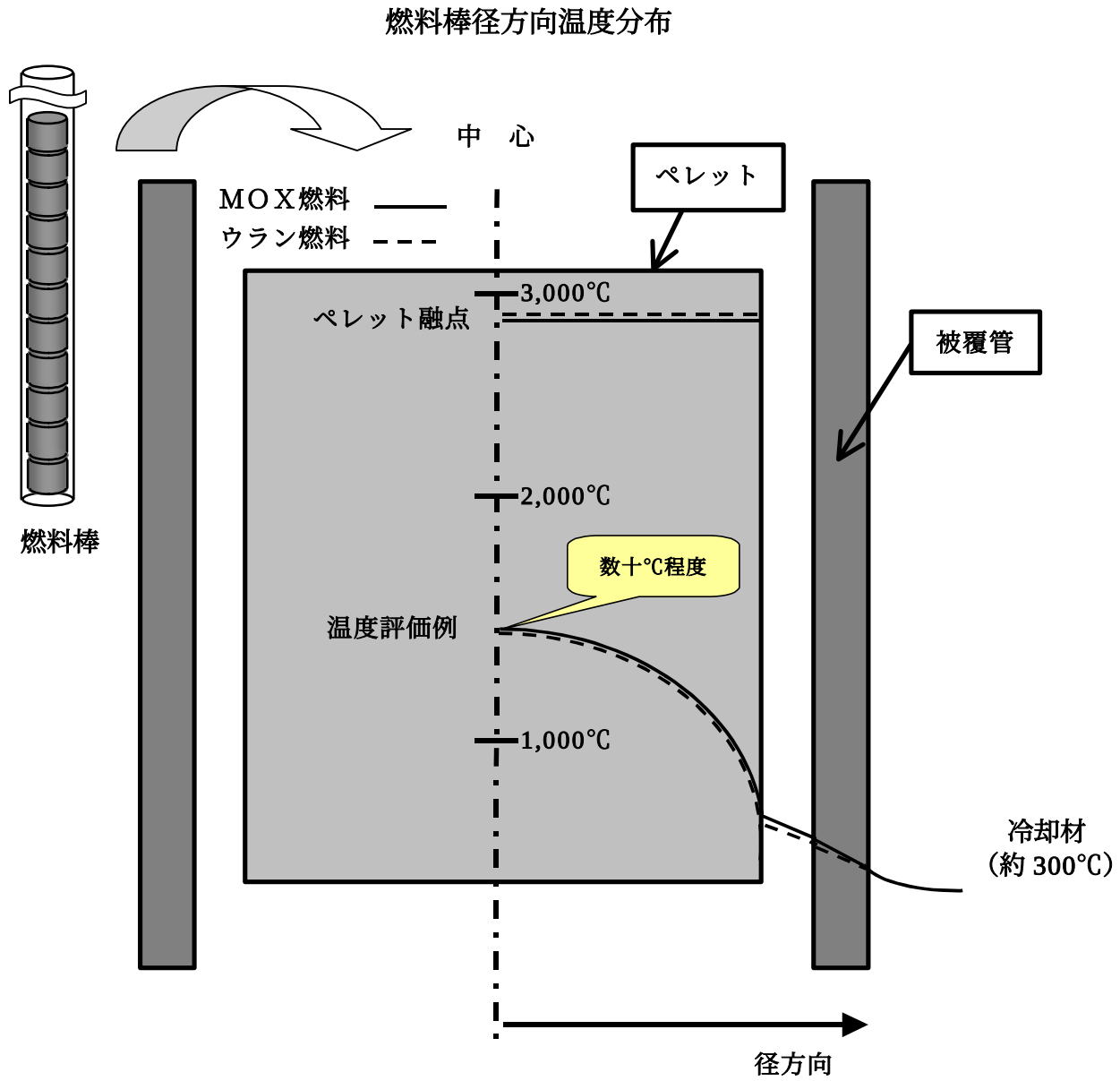
（参考）

（１）燃料棒径方向温度分布（島根 2 号機の解析例）

（参考 1）

燃料棒径方向温度分布（島根 2 号機の解析例）

燃料棒内で発生した熱は，被覆管表面から冷却材へと伝えられ，冷却材が沸騰することによって発生した蒸気が，タービンに送られ，電力を発生するための仕事に使われています。



（注）本図は，燃料棒内の径方向（ペレット中心から被覆管表面まで）の温度分布を示したものであり，軸方向（ペレットの下部から上部にかけて）の温度分布を示しているものではありません。

Ⅱ－１－１１．燃料棒の内圧が上昇して，壊れやすくならないのか。

ウランやプルトニウムの核分裂により，キセノン（Xe），クリプトン（Kr）などのガス（核分裂生成ガス：FP ガス）が発生します。この FP ガスの大部分は燃料ペレット内部に留まりますが，その一部は燃料ペレットから燃料棒内部に放出されることから，燃焼に伴い，燃料棒の内圧が上昇します。

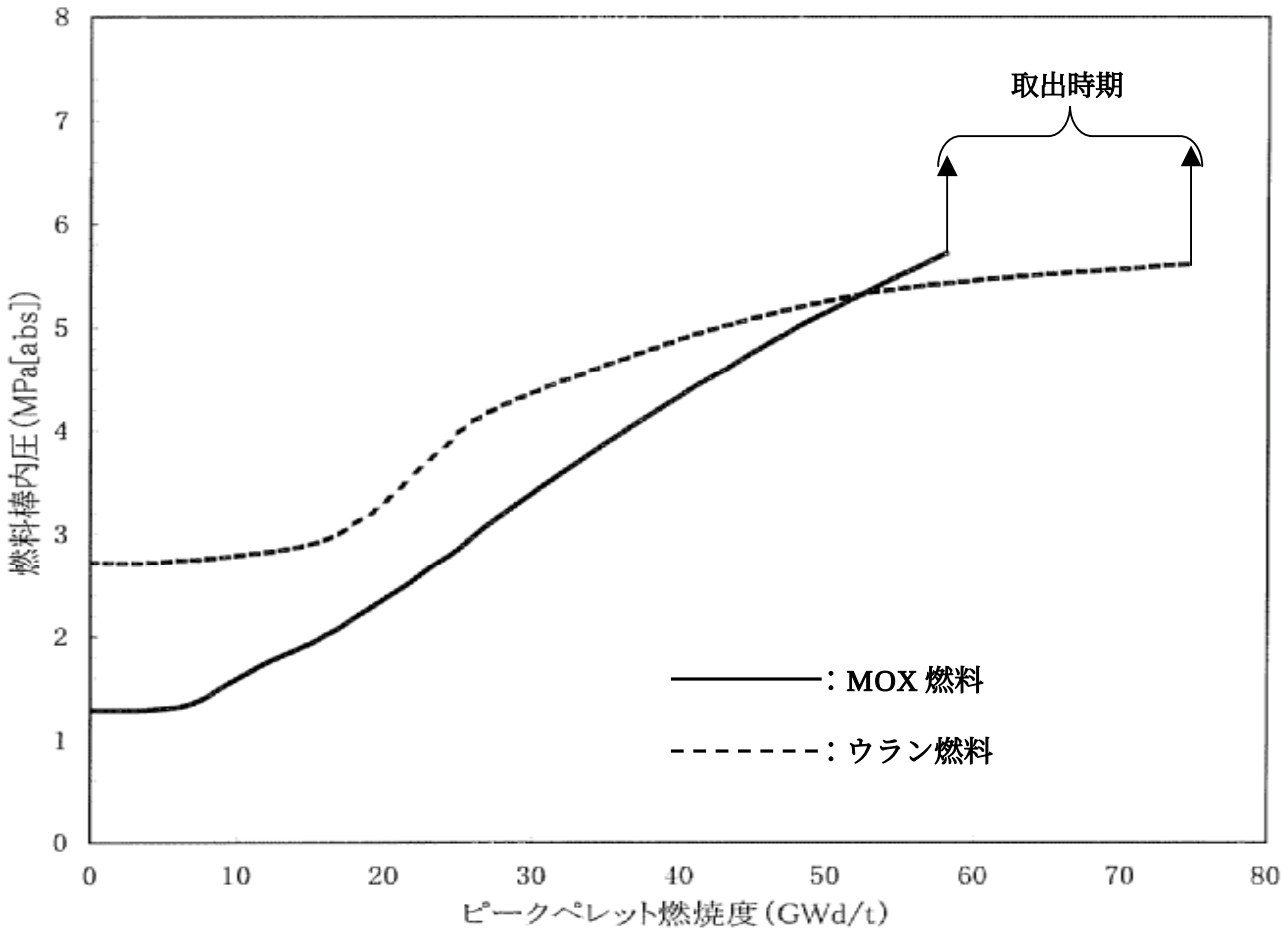
MOX 燃料については，FP ガスの放出率が高くなるとのデータもあることから，島根 2 号機の MOX 燃料の設計にあたっては，先行電力の MOX 燃料と同様，ウラン燃料より FP ガスの放出率が高くなるものとして，燃料棒内の空間（ガス溜め）の体積をウラン燃料棒より増加させた設計としています。

島根 2 号機の燃料棒内圧を評価した結果，燃料取り出し時の燃料棒内圧はウラン燃料棒と同等となることを確認しています。

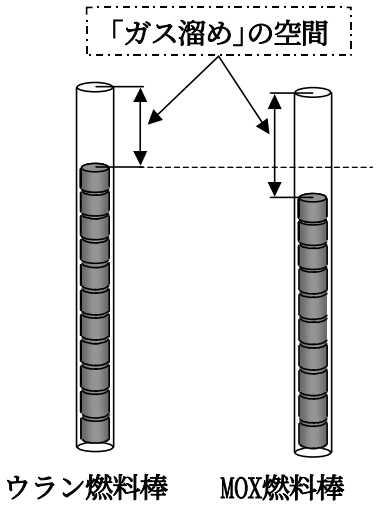
添付図に，「燃料棒内圧（島根 2 号機の解析例）」を示します。

（添付図）

燃料棒内圧（島根 2 号機の解析例）



〔1GWd/t＝1000MWd/t
1MPa＝9.86923atm〕



ピークペレット燃焼度：

燃料集合体を構成するペレットのうち，最も燃焼の進んだものの燃焼度。

各グラフの終端の燃焼度が，燃料集合体最高燃焼度（MOX 燃料：40GWd/t，9×9 ウラン燃料：55GWd/t）時点でのピークペレット燃焼度にあたる。

Ⅱ－１－１２．プルトニウム・スポットの影響で，燃料が壊れやすくならないのか。

初期の MOX 燃料は，二酸化プルトニウム粉末と二酸化ウラン粉末とを単純に混ぜ合わせる加工法であったことから，比較的大きなプルトニウム・スポット（プルトニウムのかたまり）が発生する傾向にありました。

しかしながら，最近では，二酸化プルトニウム粉末と二酸化ウラン粉末とを粉砕し，すりつぶしながら混合する加工法が採用されていることから，プルトニウム・スポットは十分小さくなっており，照射実績によっても燃料の健全性に問題ないことが確認されています。

なお，反応度投入事象時の局所的出力増加による破損挙動の解明のための実験がアメリカで行われており，プルトニウム・スポット径 400μm，1100μm の実験結果によってもプルトニウム・スポットの破損しきい値（燃料が破損したとみなす燃料の発熱量）への影響がないことが確認されています(*)。

（＊）出典：「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）

○「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）」抜粋

プルトニウム含有率の不均一性についても，プルトニウム・スポットに着目し，現実的に考えられるものより更に厳しい条件に対する実験の結果より，燃料破損への影響を特に考慮する必要がないこと等を確認した。

プルトニウム含有率の不均一性については，現在の MOX 燃料の製造方法として PuO_2 と UO_2 の二段階混合等を採用しており，粒径の大きいプルトニウム・スポット（プルトニウム含有率が局所的に高い領域）の発生は考え難い。

（参考資料）

（１）MOX 燃料の製造工程

MOX 燃料の製造工程

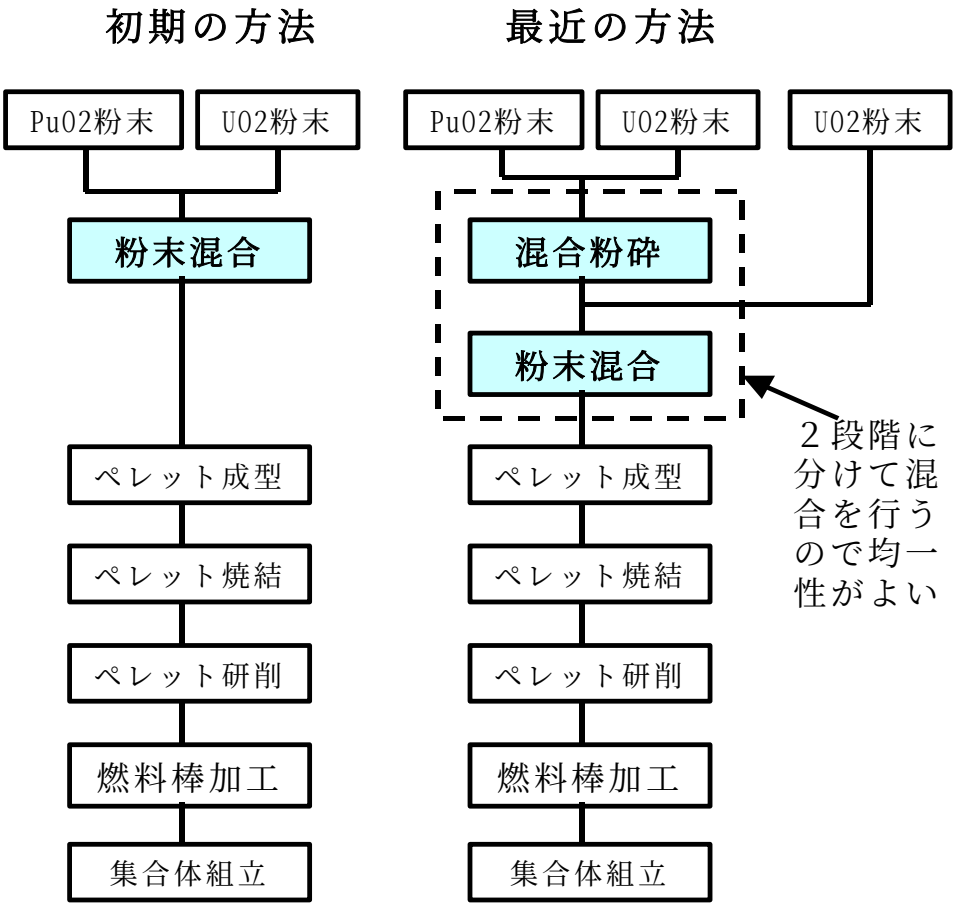
仏国 MELOX 社の測定例では，20μm 以下の個数が多く最大でも約 200μm，英国 BNGS 社製の測定例では平均径は約 24～28μm，最大でも約 90μm と報告されています。

出典：平成 11 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（1/3 炉心混合酸化物燃料照射試験編)」，平成 13 年 3 月（財）原子力発電技術機構
平成 12 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(炉心混合酸化物燃料照射試験編)」，平成 12 年 3 月（財）原子力発電技術機構

プルトニウム・スポットの検査（プルトニウムの混合の均一性の確認）は，一般的にαオートラジオグラフ法(*)により行われます。

（*）αオートラジオグラフ法：ペレットの表面を磨き，α線に感じるフィルムを置いて，プルトニウムからのα線を写真に捉えて，大きさや均一性を検知する。

○MOX 燃料製造工程



Ⅱ－１－１３．原子炉圧力が上昇する事象が発生した場合，燃料が壊れやすくなるのではないか。

原子炉圧力が上昇するような事象が発生した場合には，原子炉圧力の上昇に伴い原子炉内のボイド（泡）が潰れることによって水の密度が上昇し，中性子が減速しやすくなり（熱中性子になりやすい），結果として核分裂が起こりやすくなることから，原子炉の出力が上昇します。

島根 2 号機において，原子炉圧力が上昇する事象が発生した場合には，MOX 燃料を装荷した炉心では，中性子束はより急上昇する傾向はあるものの，ウラン燃料のみを装荷した炉心と同様，原子炉スクラムにより中性子束は急減することになります。表面熱流束(*)や原子炉圧力の上昇は，中性子束の上昇に比べゆっくりとしているため，MOX 燃料を装荷した炉心とウラン燃料のみを装荷した炉心とでその差はほとんどありません。

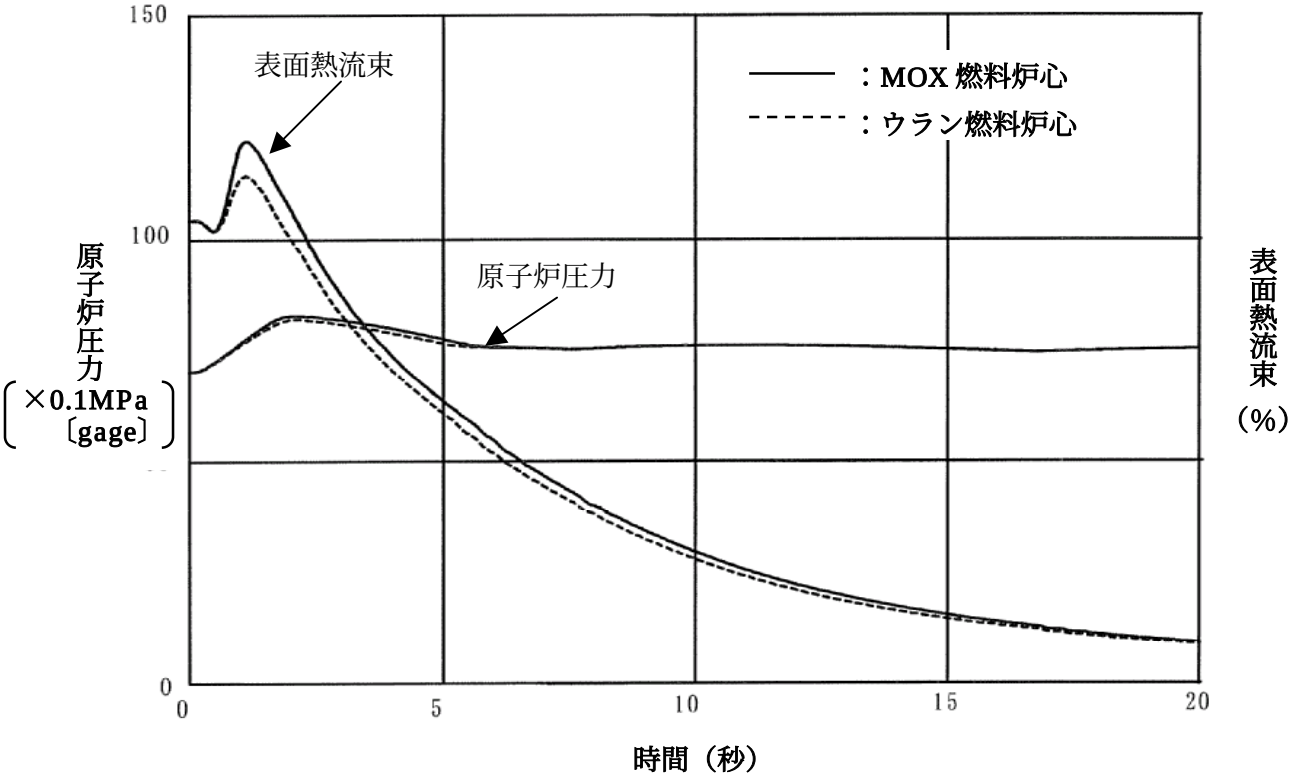
添付図に，「原子炉圧力の上昇が最も大きくなると想定される事象（島根 2 号機の解析例）」を示します。

（＊）表面熱流束
単位時間，単位面積当たりの燃料被覆管表面の通過熱量をいいます。

（添付図）

原子炉圧力の上昇が最も大きくなると想定される事象（島根 2 号機の解析例）

（想定事象：発電機負荷遮断バイパス弁不作動事象）



（基準値）

・表面熱流束：165%（燃料被覆管は，機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が，１%以下（表面熱流束 165%に相当）であること）

・原子炉圧力：9.48Mpa〔gage〕（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力（8.62MPa〔gage〕）の 1.1 倍以下であること）

Ⅱ－１－１４. MOX 燃料の反応度事故に関する知見が得られていないのではないか。

制御棒が落下した場合のように瞬時に大きな出力が発生するような事故（反応度事故）が発生した場合には，燃料が破損する可能性がありますが，この破損のしきい値（燃料が破損したとみなす燃料の発熱量）は，日本原子力研究開発機構（旧日本原子力研究所）等で行われた出力急昇試験の結果から，国（原子力安全委員会）によって評価されています。

MOX 燃料に適用される反応度事故時の破損しきい値については，国（原子力安全委員会）において，ウラン燃料と MOX 燃料とでは照射挙動に大差がないため，ウラン燃料に適用される反応度事故時の破損しきい値を適用することは妥当と判断されています。

また，国内外の MOX 燃料を用いた実験においてもその妥当性が示されています。

- 仏国の実験炉（CABRI 炉）において，MOX 燃料を用いた反応度事故模擬実験が行われており，上記の破損しきい値を十分に上回るエンタルピ（＊）でも破損が生じていないこと，破損事例が破損しきい値を十分に上回るエンタルピで発生していることからも，ウラン燃料に適用される破損しきい値を MOX 燃料に適用することの妥当性が示されています。
- 新型転換炉「ふげん」用の MOX 燃料に対する日本原子力研究開発機構（旧日本原子力研究所）の実験においても現行の破損しきい値の妥当性を否定する知見は得られていません。

○「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）」抜粋

照射後試験等の結果から，MOX 燃料とウラン燃料の間にはペレット，被覆管の照射挙動に有意な差はなく，本検討の範囲においては，破損しきい値に及ぼす照射の影響はウラン燃料の場合と変わるところはないと言える。

（＊）エンタルピ

物質の熱力学的な性質を規定する関数で，熱量の単位（J：ジュール［1cal=4.2J］）で表します。

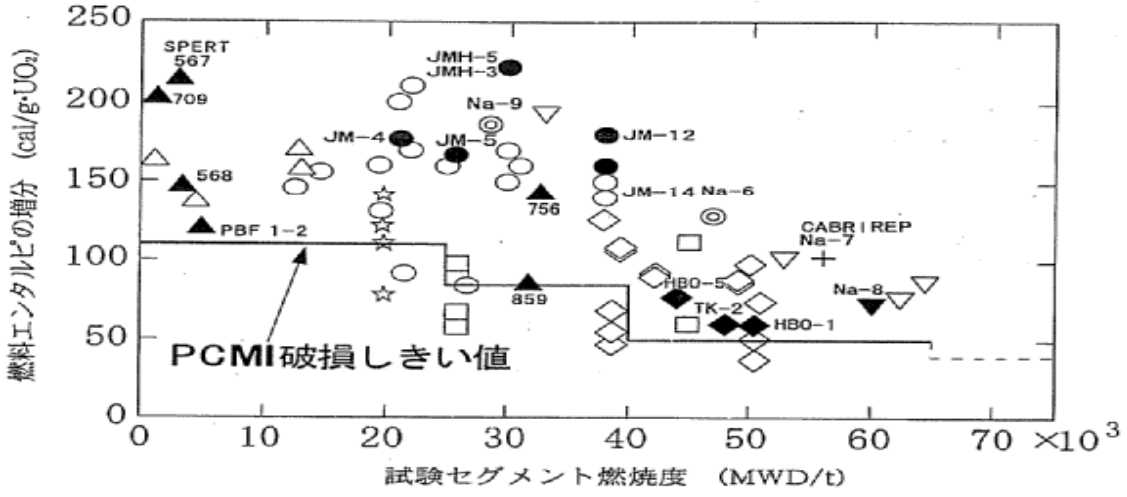
（参考資料）

（１）反応度事故時の破損しきい値（出力急昇試験結果）

反応度事故時の破損しきい値（出力急昇試験結果）

出典：改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について（平成 11 年 6 月 28 日原子力安全委員会了承）

実験シリーズ		破損せず	破損	実験シリーズ	破損せず	破損
NSRR	PWR	◇	◆	SPERT,PBF	△	▲
	BWR	□	—	CABRI(UO2)	▽	▼
	JMTR	○	●	CABRI(MOX)	◎	＋
	ATR(MOX)	☆	—			



＊試験セグメントは短いため、試験セグメント燃焼度とペレット燃焼度はほぼ同等となる。

注）Na-9及びＡＴＲのＭＯＸデータは、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」の策定後、公開されたデータ

第６－１図　PCMI 破損による燃料破損しきい値
（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」より）

Ⅱ－１－１５．島根 2 号機の平常運転時の周辺環境への影響はどうか。

島根原子力発電所においては，これまで周辺環境に影響を与えるような放射性物質の放出はないこと，MOX 燃料の信頼性も従来のウラン燃料と同等であり，これまでウラン燃料と異なる燃料破損の事例は報告されていないことから，MOX 燃料の採用により，周辺環境への影響が大きくなることはありません。

○島根原子力発電所における放射性廃棄物の管理状況

廃棄物の種類		放出管理目標値（年間）	2000 年度	2001 年度	2002 年度	2003 年度	2004 年度
気体廃棄物	希ガス	8.4×10^{14}Bq（2.5×10^{15}Bq）	N.D	N.D	N.D	N.D	N.D
	ヨウ素	4.3×10^{10}Bq（1.3×10^{11}Bq）	N.D	N.D	N.D	N.D	N.D
液体廃棄物（トリチウムを除く）		7.4×10^{10}Bq	N.D	N.D	N.D	N.D	N.D

注 1：過去の実績に照らし合わせ，放射性気体廃棄物の放出管理目標値を 2005 年 6 月 28 日に変更したため，変更後の値を上段に，変更前の値を下段の括弧内に記載

注 2：N.D（Not Detectable）：検出限界以下

・希ガスの検出限界濃度：2×10^{-2}Bq/cm^3

・ヨウ素の検出限界濃度：7×10^{-9}Bq/cm^3

・液体廃棄物の検出限界濃度：2×10^{-2}Bq/cm^3

（^{60}Co で代表した）

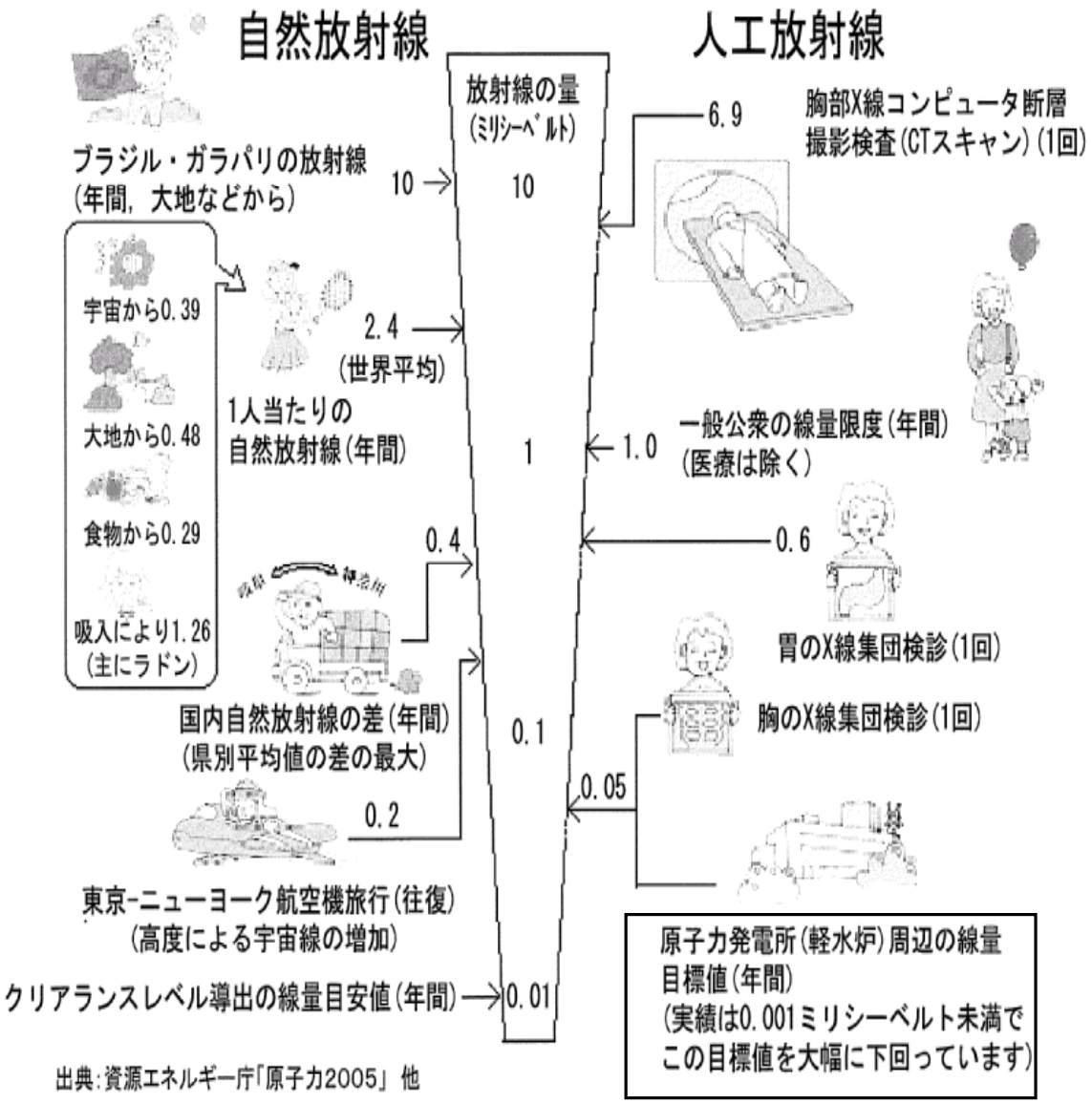
なお，島根原子力発電所の放射性廃棄物処理実績（過去 5 年間）は，当社ホームページにて公開しています。

（参考資料）

（１）日常生活と放射線

日常生活と放射線

人は，自然放射線を年間 2.4mSv（2,400μSv）浴びています。



Ⅱ－１－１６．島根 2 号機の事故時の影響が拡がるのではないか。

島根原子力発電所は，多重防護の考え方に基づく設計を行い，異常の発生を未然に防止するとともに，仮に異常が発生したとしても，それが事故にまで拡大し，周辺公衆に著しい放射線被ばくを及ぼすことがないよう，十分な事故防止対策を講じています。

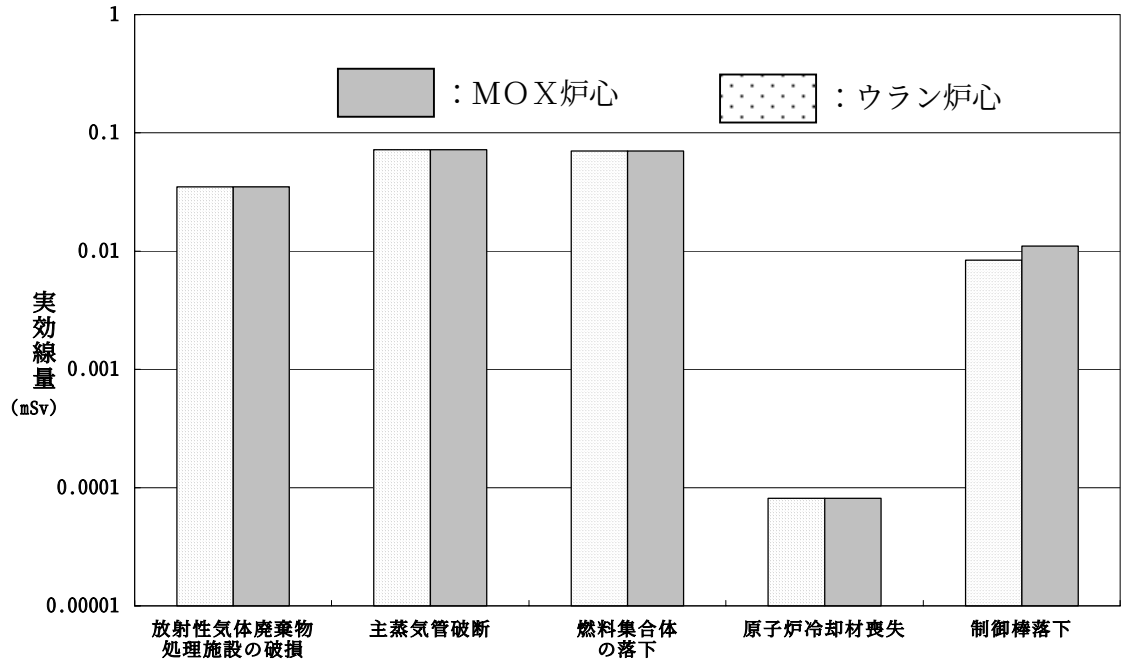
島根 2 号機において MOX 燃料を採用しても，「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」の安全機能はウラン燃料を使用する場合と変わるものではなく，万一事故が起こったとしても，プルトニウムが外部に放出される恐れはありません。

事故時に周辺環境に放出される主な核種はガス状の希ガス及びよう素であり，これら核種の放出量について，従来のウラン燃料の場合でも，十分安全側の評価を行っており，島根 2 号機において MOX 燃料を採用した場合にも，この評価値に包絡されることから，線量評価値は変わりません。

○事故時の実効線量（島根 2 号機の解析例）

発電所敷地境界外の実効線量は，指針に示されている判断基準 (*) を十分満足しています。

（*）判断基準：周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。
(周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ，「リスク」は小さいと判断する)



（参考資料）

（１）プルトニウムが放出されない理由

（参考資料 1）

プルトニウムが放出されない理由

MOX 燃料は，ウラン燃料に比べ，長期間にわたってアルファ線を放出する放射性物質（プルトニウム等）の蓄積量は多くなりますが，原子炉内の蓄積量が増加したからといって，事故時にこれが放出されるというわけではありません。

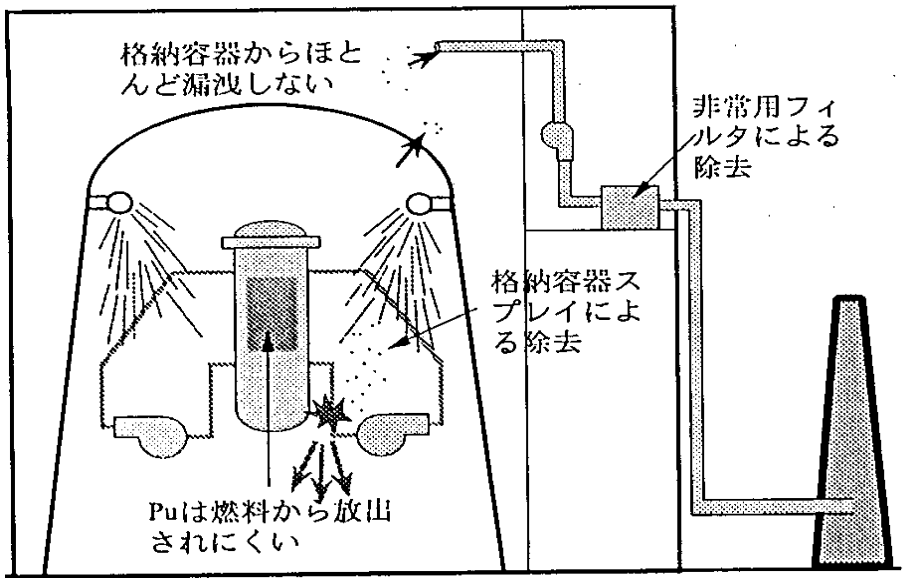
プルトニウム等は沸点が高く，よう素や希ガスと異なり，燃料から放出されることはありません。仮に燃料が溶融したとしても，格納容器内に放出されることは考えられません。

万一，格納容器内に放出されたとしても，プルトニウム等の粒子状放射性物質は格納容器内のスプレイ水による除去機能や気密性の高い格納容器の保持能力，原子炉建屋の高性能粒子フィルタの除去機能により，実際には周辺環境に放出されることは考えられず，これらによる環境への影響はウラン燃料の場合と同様に無視できます。

なお，燃料が溶融したスリーマイルアイランド事故でもプルトニウムは放出されていません。

○プルトニウムが格納容器内に放出された場合の周辺環境への放出量

- 過酷事故時（燃料溶融）の燃料からの放出量は，0.05%～0.5%（NUREG-1465）
- 格納容器の水スプレイや気密性（漏えい率：0.5%/日）により，格納容器からの放出は 1/10000 以下
- 非常用ガス処理系により，原子炉建屋からの放出は 1/10 以下



（参考）ラスムッセン報告に対する国際的評価

（参考）

ラスムッセン報告に対する国際的評価

＜国際的な評価＞

ラスムッセン報告以降の国際的な専門家レビューの結果，格納容器破損に至るような炉内水蒸気爆発(*)事象の発生は，リスク上考慮する必要がないとの立場が確立されています。

［NRC(米国原子力規制委員会)主催のワークショップ(SERG-2,1995 年)］

最近の知見に基づき，水蒸気爆発による格納容器破損の可能性について再評価が実施され，同破損は極めて起こりにくいとの見解が示されています。

（ラスムッセン報告）

ラスムッセン報告（米国原子炉安全性研究：WASH-1400,1975 年）では，「BWR-1 型の炉心損傷事故」として，原子炉圧力容器内の水蒸気爆発により格納容器が破損する事象を想定しています。

［BWR-1 型の炉心損傷事故］

炉心冷却系が故障。

溶融した炉心が原子炉容器の底に落下したとき，底に溜まっていた水が水蒸気爆発を引き起こす。この爆発によって格納容器が破壊され，かなりの部分の溶融燃料が大気中に放出される。

（＊）水蒸気爆発

非常に温度差がある液体同士を混ぜ合わせることにより発生する爆発。高温の液体が低温の液体と接触することにより，低温の液体が気化した場合，通常，気化した部分はそのまま液体の外に放出されるが，非常に温度差がある場合には，一度に大量の蒸気が発生するため爆発する。（例：火山噴火でマグマからの熱で地下水等が水蒸気になり，圧力を増して爆発）

Ⅱ－１－１７．燃焼が進み中性子照射量が増えると，被覆管が壊れやすくなるのではないか。

MOX 燃料はウラン燃料と比べ，高速中性子束が増加しますが，島根 2 号機で採用予定の MOX 燃料の集合体最高燃焼度は，9×9 燃料より低く設定していることから，MOX 燃料被覆管が寿命中に経験する高速中性子照射量はウラン燃料より小さく，MOX 燃料被覆管の照射挙動はウラン燃料の場合とほぼ同等です。

○「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）抜粋

被覆管については，ウラン燃料のそれと同じであり，照射後試験結果，出力急昇試験結果等から見て，検討範囲とした燃焼度であればその照射挙動はウラン燃料の場合と基本的に変わるところはないと判断できる。

○高速中性子照射量

	MOX 燃料	9×9 ウラン燃料
集合体最高燃焼度（MWd/t）	40,000MWd/t	55,000MWd/t
高速中性子照射量（n/cm^2）	約 9.6×10^{21}	約 1.2×10^{22}

出典：「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心について」（平成 11 年 6 月 28 日原子力安全委員会了承（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）

○高速中性子とは

高速中性子は，一般的には 0.5MeV 以上のエネルギーを持つものをいいます。ウラン 235 やプルトニウム 239 などの核分裂しやすい物質が核分裂反応を起こした際には，約 2MeV のエネルギーを持つ高速中性子が放出されます。高速中性子は，ウラン 235 等の原子核と衝突した際，核分裂を起こす確率が低いことから，原子炉において核分裂を連鎖的に起こすために，減速材（水）を用いて熱中性子（約 0.025eV）にします。

Ⅱ－１－１８．中性子照射量が増えると，原子炉圧力容器が壊れやすくなるのではないか。

MOX 燃料では核分裂により発生する中性子の数が若干多くなり，高速中性子の数が多くなりますが，MOX 燃料を装荷した炉心での炉心領域における高速中性子の増加量は高々数%程度にすぎない上，炉心と原子炉圧力容器壁との間の厚い水の層により，中性子のエネルギーは十分減衰してしまうことから，MOX 燃料を装荷した炉心も，ウラン燃料のみを装荷した炉心と同様，原子炉圧力容器まで到達する高速中性子の数は極めて少なく，原子炉圧力容器の健全性に影響が生じることはありません。

○平均的な中性子放出数

	U235	Pu239	Pu241
ν	2.42	2.87	2.93

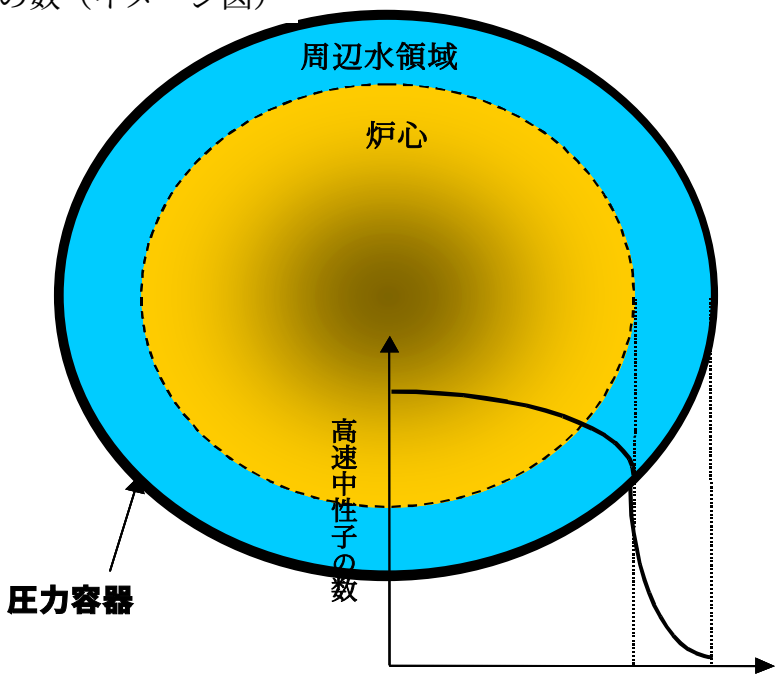
ν：１回の核分裂により放出される中性子数

出典：「軽水炉燃料のふるまい」（平成 10 年 7 月　（財）原子力安全研究会）

○原子炉圧力容器の高速中性子照射による影響

国（原子力安全委員会）で取り纏められた「改良型沸騰型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について（平成 11 年 6 月 28 日原子力安全委員会了承　平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」で，全 MOX 燃料装荷炉心においても，原子炉圧力容器での高速中性子照射量増加の影響が寿命期間中を通じて問題ないことが示されています。

高速中性子の数（イメージ図）



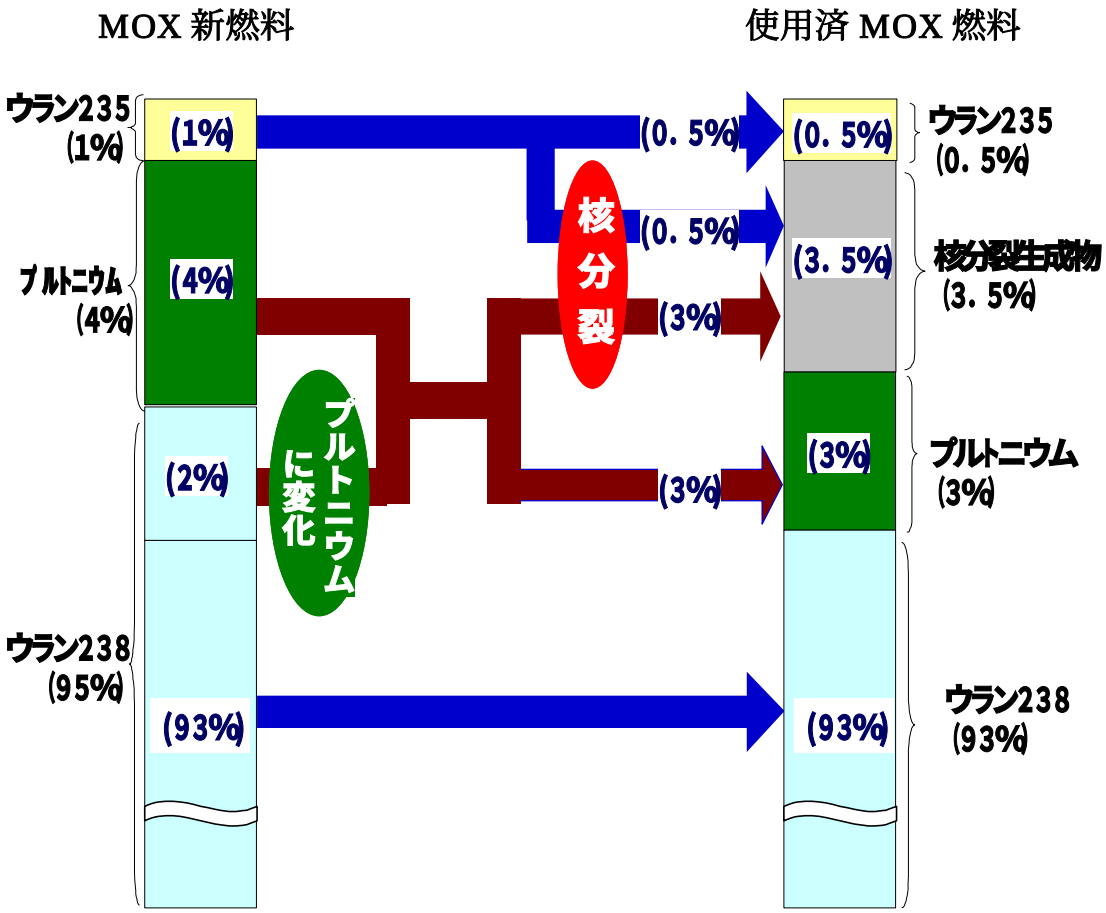
Ⅱ－１－１９．燃焼に伴い MOX 燃料の組成はどのように変化するのか。

MOX 燃料集合体中のプルトニウム含有率は，使用するプルトニウムの組成（プルトニウムにも核分裂しやすいものと，しにくいものがあり，その割合は，再処理した燃料の燃焼度や再処理するまでの冷却期間等によって異なります。）や混合するウラン母材のウラン 235 濃度により異なります。

島根 2 号機で採用予定の MOX 新燃料の組成が，プルトニウム約 4%，ウラン 235 約 1%，ウラン 238 約 95%の場合には，使用済 MOX 燃料の組成は，プルトニウム約 3%，ウラン 235 約 0.5%，ウラン 238 約 93%，核分裂生成物約 3.5%になると試算しています。

なお，MOX 燃料を入れた場合も種々の核分裂生成物が生成しますが，ウラン燃料と異なるものができるわけではなく，ウラン燃料が燃焼した場合とは核分裂生成物毎の生成割合が異なることになります。

○MOX 燃料に伴う燃料の組成変化（島根 2 号機の解析例）



Ⅱ－１－２０．プルサーマルは受け入れた後で危険性が増加されていくのではないのか。（MOX 燃料の高燃焼度化・プルトニウム含有率の増大化）

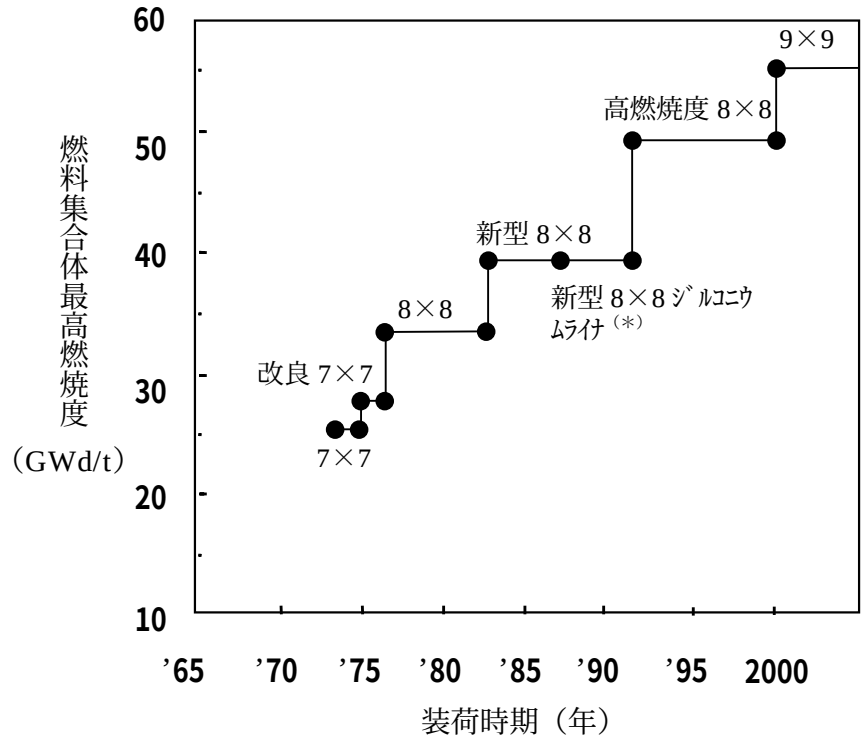
当社としては，まず，現在採用予定の MOX 燃料について，皆さまのご理解をいただくことが最も大切なことと考えております。

将来的に MOX 燃料のプルトニウム含有率，燃料集合体の最高燃焼度を変更する場合には，ウラン燃料の場合と同様，国による厳正な審査を受けることになります。

MOX 燃料のプルトニウム含有率を高め，高燃焼度化を進めていくにあたっては，MOX 燃料の使用実績，照射後試験及び MOX 燃料を用いた実験炉での試験を通して，その安全性，安全設計手法及び安全評価手法の妥当性を確認することが必要となります。

なお，ウラン燃料においても，これまでの使用実績，照射後試験，実験炉での試験を通して，その安全性，安全設計手法及び安全評価手法の妥当性を確認しながら，段階的に高燃焼度化を進めてきています。

○当社のウラン燃料の変遷



Ⅱ－１－２１．原子爆弾に転用できるのか。

島根原子力発電所では，燃料が平和目的で利用され，核兵器に転用されていないことが，国際原子力機関（IAEA）の保障措置のもとで，厳格に管理されています。

核兵器に使用されるプルトニウムは，核分裂しやすいプルトニウムが 100％近い（純度が高い）ものが一定量必要とされています。

しかし，島根 2 号機で採用予定の MOX 燃料に用いられる原子炉級プルトニウムの純度は，核分裂しやすいプルトニウムが 8 割程度までのものであり，核兵器をつくることは極めて難しいと言われています。

Ⅱ－１－２２．再処理工場操業時の周辺環境への影響はどうか。

六ヶ所再処理工場では，運転中に放出される放射性物質の種類と量を基に施設周辺の公衆が受ける線量を評価し，安全上問題のないことが国の安全審査で確認されています。

再処理工場の施設周辺で公衆が受ける線量は年間約 0.022mSv（22μSv）であり，この線量は自然界から受ける線量の約 1/100 です。

〔参考〕英仏の再処理工場の周辺で子供の白血病が多発しているという説について

英仏政府は，それぞれ専門家による委員会*を設置し，再処理工場から放出される放射能量等の調査と疫学調査を行った結果，再処理工場から放出される放射性物質の量等と被ばくとの間に有意な因果関係は認められないと結論付けています。

＊：英国　環境中の放射線の医学的側面に関する委員会
　　仏国　放射線生態学調査グループ及び疫学研究グループ

Ⅱ－１－２３．BWR と PWR の MOX 燃料の違いは。

BWR と PWR とでは，燃料集合体の形状等は異なりますが，MOX 焼結ペレットを被覆管の中に挿入し，密封する等，燃料棒での基本設計の考え方は同等です。

したがって，燃料の融点や熱伝導度，照射特性，核反応の制御特性等，MOX 燃料の採用に伴い変化する特性は，BWR も PWR も同様です。

国（原子力安全委員会）で取りまとめられた「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）において，BWR，PWR とも，「MOX 燃料の使用割合が全燃料の 1/3 程度までであれば，ウラン燃料のみを使用した場合と同じ設計・評価が可能であること」が確認されています。

（参考資料１）

（１）MOX 燃料の比較

（参考資料１）

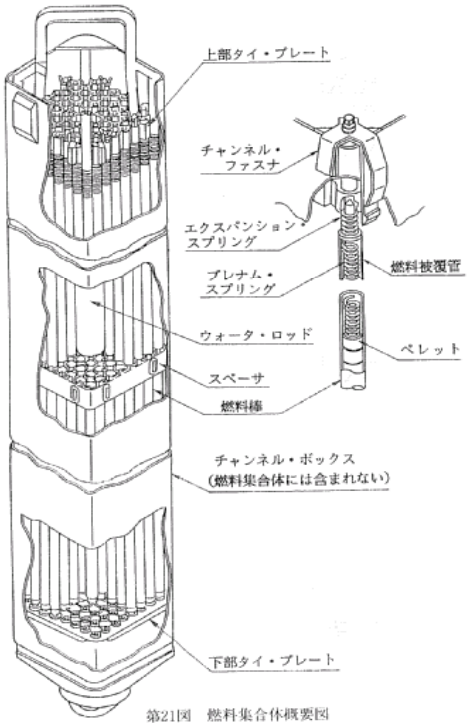
MOX 燃料の比較

○MOX 燃料の仕様

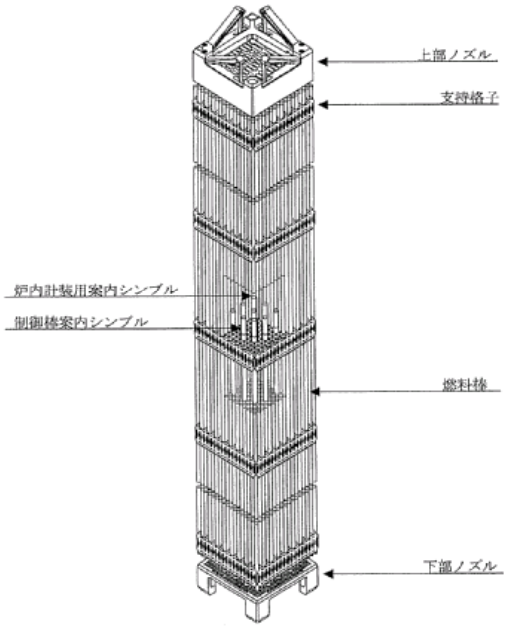
	島根 2 号機（BWR）	玄海 3 号機（PWR）
燃料基本構造	高燃焼度 8×8 燃料	17 行×17 列
ペレット最大 Pu 含有率	10wt%以下	13wt%以下
ペレット最大核分裂性 Pu 富化度	6wt%以下	8wt%以下
燃料集合体 最高燃焼度	40,000MWd/t	45,000MWd/t
Pu 組成	原子炉級	原子炉級

玄海 3 号機：原子炉設置変更許可申請書より抜粋

○MOX 燃料集合体構造図



BWR
（高燃焼度 8×8 燃料）



PWR
（17×17）

Ⅱ－２．MOX 燃料の取扱い

Ⅱ－２－１．プルトニウムの人体への影響はどうか。

被ばくの形態には大きく分けて「内部被ばく」と「外部被ばく」があります。プルトニウムを吸い込むなどの場合は「内部被ばく」，プルトニウムから放出される放射線が身体にあたる場合は「外部被ばく」となります。

プルトニウムが発する放射線（アルファ線）は，紙一枚でも遮ることができるため，プルトニウムは体内に取り込まれなければ問題になることはありません。

但し，プルトニウムの壊変により生じたアメリシウムから放出される放射線（ガンマ線）によって外部被ばくを引き起こす恐れがあることから，その取扱いに際しては遮へい体設置等の被ばく低減措置が必要となります。

原子力発電所で使用する MOX 燃料では，プルトニウムはウランと混ぜ，陶器のように焼き固めたペレットとして被覆管という金属のさやの中に密封されているため，体内に取り込まれることは考えられません。

また，MOX 燃料加工工場では，プルトニウム粉末及びペレットを扱う場合には，その取扱機器を減圧密閉構造のグローブボックスに収納し，その中でプルトニウムを取り扱っています。

○化学的影響

・一般の重金属並で特別毒性が高いものではありません。

○放射線影響

・経口摂取した場合，ほとんど排泄されます。
・肺や骨に長く沈着した場合（吸入摂取など），プルトニウムからの放射線の影響で，何年もの長期間の後にガンを発病する可能性があります。

○プルトニウムの人体への影響

プルトニウムの被ばくに由来すると確認された障害例はまだ報告されていません。

①マンハッタン計画作業者グループ

1944～1945 年，26 名の作業者が硝酸プルトニウム蒸気を吸収，最大許容身体負荷量以上を身体に沈着させたが，37 年経過後の調査でもプルトニウムに由来すると考えられる有害な健康影響は見られていない。

②ロッキーフラッツ火災被ばく例

1965 年 25 名の作業者が肺の最大許容負荷量（1 ないし 17 倍）の PuO_2 のエアロゾルの吸入被ばくを受けたが，1974 年まで全員について異常は報告されていない。

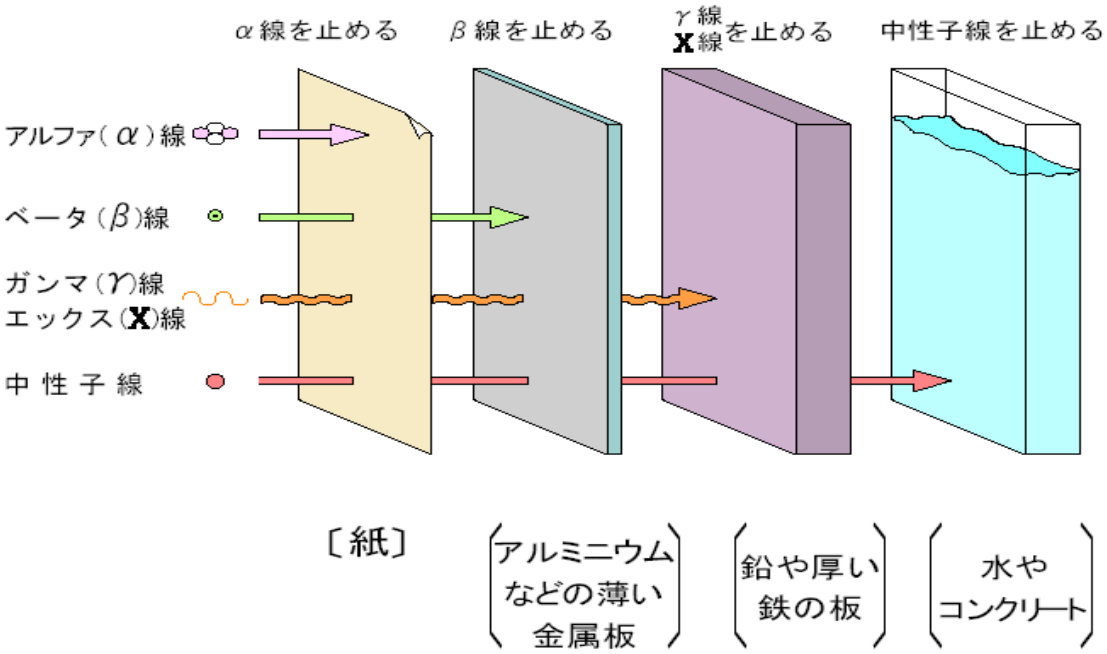
（参考資料）

（１）放射線の種類と透過力

（２）プルトニウムの体内取り込み防止

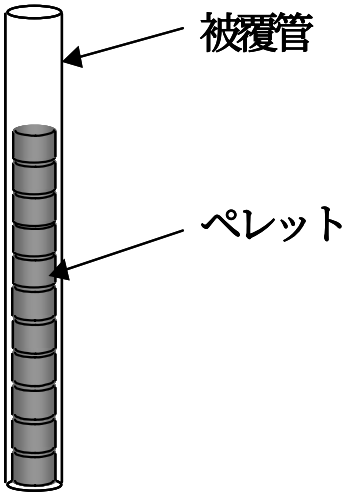
（参考資料 1）

放射線の種類と透過力



（参考資料 2）

プルトニウムの体内取り込み防止



【燃料ペレット・被覆管】

【MOX 燃料成型加工工場】

出典：日本原子力研究開発機構ホームページ

【成型加工】

Ⅱ－２－２．MOX 燃料製造時の品質管理はどのようになっているのか。

「英国 BNFL 社製 MOX 燃料データ問題」(*) を受けて，輸入燃料体検査制度の改善や JEAC4111-2003「原子力発電所における安全のための品質保証規程」の策定がなされており，これらを踏まえ，品質管理の徹底を図ることとしています。

具体的には，国（原子力安全・保安院）の通達に基づき，MOX 燃料の製造期間中，MOX 燃料加工工場に当社社員を派遣し，製造状況及び品質保証活動について確認するとともに，適切な頻度で監査を行うこととしています。さらに，品質保証活動の確認等を実施する場合には第三者機関を活用することとしています。これらの取り組みにより，確実な品質管理を行うことができるものと考えています。

添付図に「輸入燃料体検査の流れ」を示します。

（＊）英国 BNFL 社製 MOX 燃料データ問題

1999 年 9 月，英国 BNFL 社が製造した関西電力㈱高浜発電所 3 号機の及び 4 号機用の MOX 燃料の品質管理データが一部改ざんされていたことが判明し，日英政府，BNFL，関西電力㈱ほかの調査が進められ，2000 年 2 月には英国政府から調査結果が発表され，データ捏造のほか，燃料棒に異物が混入していたことが明らかになりました。これを受け，日英政府間協議の結果，2002 年 9 月に高浜発電所 4 号機用の MOX 燃料は英国に返還されました。

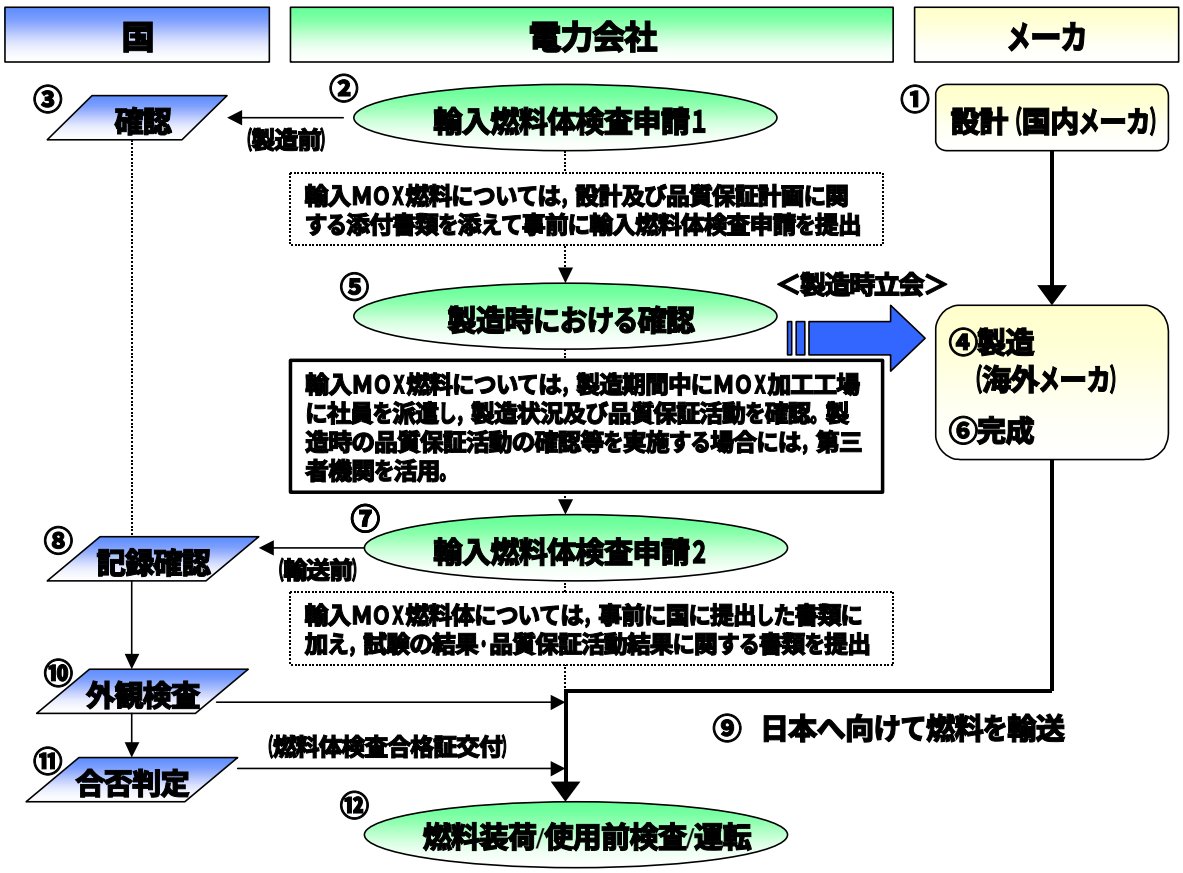
この問題の再発防止対策として，「電気事業者と国内加工メーカの品質保証体制の一層の充実」及び「輸入燃料体検査制度の改善（電気事業法施行規則の改正）」が実施されています。

（参考資料）

（１）輸入燃料体検査制度

（添付図）

輸入燃料体検査の流れ



（参考資料 1）

輸入燃料体検査制度

海外で加工される燃料体は，電気事業法第 51 条第 3 項に基づく輸入燃料体検査を受検する必要があり，輸入燃料体検査において，「発電用核燃料物質に関する技術基準」に対する適合性が審査されます。

○「英国 BNFL 社製 MOX 燃料データ問題」を受けての改善

①電気事業法施行規則の改正（H12.7.14）

燃料体検査申請書の添付書類に品質保証に関する説明書を追加。

・第 78 条第 2 項

提出時期	添付書類
MOX 燃料材の成型加工に着手する１月前	1　燃料体の耐熱性，耐放射線性，耐腐しょく性その他の性能に関する説明書 2　燃料体（燃料要素の集合体である燃料体にあっては，燃料要素）の強度計算書 3　燃料体の構造図 4　加工のフローシート 5　燃料材，燃料被覆材その他の部品の組成，構造，強度等に関する試験の計画に関する資料 6　品質保証の計画に関する説明書
燃料体の本邦への輸送を開始する１月前	1　燃料材，燃料被覆材その他の部品の組成，構造，強度等に関する試験の結果に関する資料 2　品質保証に関する説明書

・第 78 条の 3

電気事業法第 51 条第 3 項の検査は，電気工作物検査官が第 78 条第 1 項から第 3 項までに規定する申請書及び添付書類の内容を審査し，当該申請に係る燃料体を目視により確認することにより行うものとする。

②「原子力安全・保安院の通達（H14.7.31）」抜粋

- 電気事業者は，MOX 燃料加工事業者の評価を行い，必要があれば改善を要求すること。また，適切な頻度で監査を行うこと。
- 電気事業者は，製造期間を通じて MOX 燃料加工工場に社員を派遣し，製造状況及び品質保証活動について確認すること。
- MOX 燃料の製造は，原子炉設置変更許可取得後に開始すること。
- 電気事業者は，海外 MOX 燃料工場の製造時の品質保証活動の確認等を実施する場合，第三者機関を活用すること。

Ⅱ－２－３．MOX 燃料の成型加工先はどこか。

海外で再処理され回収されたプルトニウムの MOX 燃料への加工は，海外で実施することとしており，現時点では，仏国（COGEMA 社のメロックス工場），英国（BNGS 社（旧 BNFL 社）の SMP 工場），ベルギー（ベルゴニュークリア社のデッセル工場）が対象となります。

当社で使用する燃料の加工先については今後検討していきますが，加工実績，品質保証体制，技術的能力等を勘案して，総合的に判断していきたいと考えています。

なお，国内で回収したプルトニウムについては，現在計画中の国内 MOX 燃料加工工場で加工することとしています。

○国内外の MOX 加工工場（操業中及び計画中）

国　　名	設置者 （メーカ）	設置場所 （施設名）	加工能力 （tHM／年）	操業開始
フランス	COGEMA／ フラマトム	マルクール （メロックス）	145（※1）	1995 年
イギリス	BNGS	セラフィールド （MDF）（※2）	8	1993 年 (1999 年操業停止)
		（SMP）	120	2001 年
ベルギー	ベルゴ ニュークリア	デッセル	40	1973 年
日　　本	日本原子力研究 開発機構	東海村 (Pu 燃料第二開発室)	10 新型転換炉	1972 年
		(Pu 燃料第三開発室)	5 高速増殖炉	1988 年
	日本原燃	六ヶ所村	130	2012 年予定

（＊）HM（Heavy Metal）：重金属（ウラン及びプルトニウム）の重量を意味します。

※1：MOX 燃料加工工場の加工能力を現在の 145tHM/年から 195tHM/年に拡張する方針（2004 年に仏国規制当局に認可申請を提出）

※2：MDF は，今後，SMP の支援のための研究・技術開発に使用予定

【輸送】

Ⅱ－２－４．MOX 燃料輸送時の安全（核物質防護含む）はどのように確保されるのか。

１．安全対策

過去の MOX 燃料の輸送に関しては, 国内基準はもとより, 国際海事機関（IMO）の安全基準において最高の水準に適合し, 使用済燃料輸送船と同等の二重船殻構造, 衝突防止レーダー，消化設備等の安全対策が施された輸送船が使われています。

また，MOX 燃料輸送容器も，国内基準はもとより，国際原子力機関（IAEA）等によって国際的に定められた要件を満足するものであり，輸送中に万一，落下，火災, 水没等の事故に遭遇しても十分耐えられる安全性の高い輸送容器が使われています。

当社の MOX 燃料輸送に際しても，国内基準はもとより，国際機関の安全基準に適合した輸送船及び輸送容器を使用します。

２．核物質防護

日本は米国との間に, 原子力平和利用を目的とした二国間の原子力協定を締結しており，MOX 燃料の国際輸送に当たっては，同協定の取極に沿った確実な核物質防護対策が施されることになります。

なお，先行電力では，武装した 2 隻の専用輸送船が相互に護衛しながら航行し，武装した護衛官が乗船する等, テロの危険に対しても十分な対策が施されたと聞いております。

（参考資料）

（１）輸送船及び輸送容器

輸送船

○衝突防止レーダー

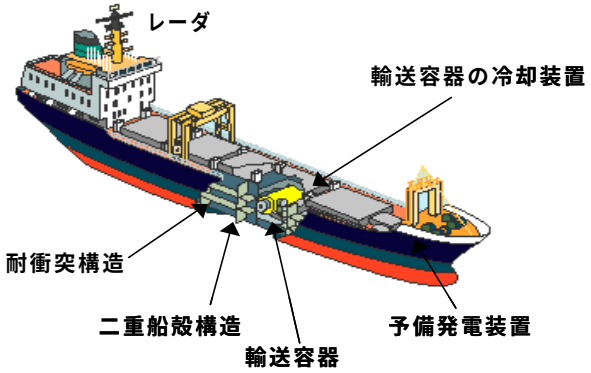
船舶との衝突を避けるため，自動衝突予防援助装置付きレーダーが設置されています。

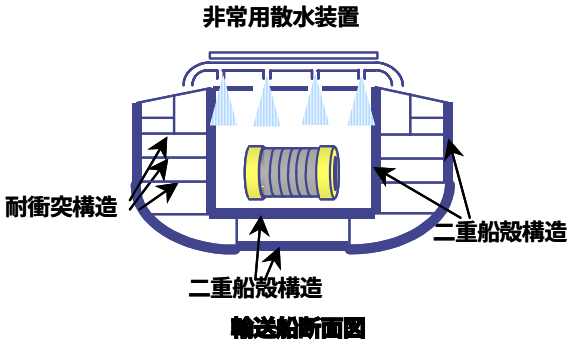
○二重船殻構造

船舶との衝突や座礁等を考慮して，船底及び船側を二重構造にしているため，船体が損傷しても内側まで水が入りにくく，沈みにくい構造になっています。

○消火設備

輸送容器は不燃性ですが，万一の火災に備えて広範囲に消火設備が施されています。



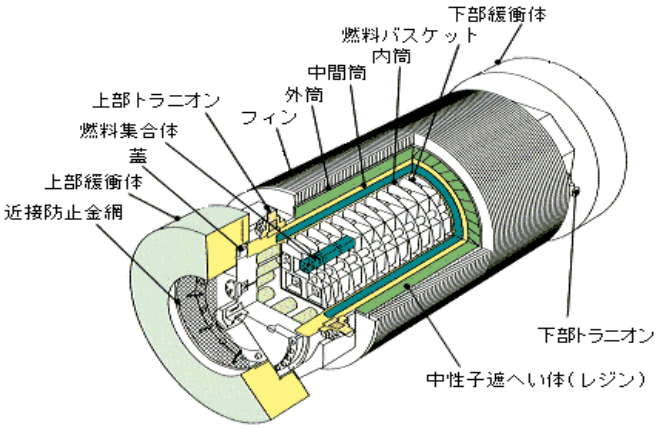


輸送船断面図

輸送容器

輸送容器は，9m の高さからの落下試験，800℃にさらした耐火試験，水深 200m 下での浸漬試験等によっても，密封性，遮へい性，未臨界性の性能が維持されるよう設計されたものです。

外径：約 2m
長さ：約 6m
重量：約 100 トン



【発電所での取扱い】

Ⅱ－２－５．島根原子力発電所の作業員はMOX燃料を安全に取り扱えるのか。

MOX燃料は，プルトニウムの壊変により生じたアメリシウムからのガンマ線等の影響により，ウラン燃料に比べ線量が高くなります。

島根原子力発電所での取扱いにあたっては，必要に応じて遮へい体を設置するとともに，可能な限り燃料との距離をとる等，作業員の被ばく低減対策を確実に実施することとしています。

また，MOX燃料の保管は燃料プールで行うこととしており，プール水の遮へい効果により，被ばくの問題が生じることはありません。

添付図に，「原子炉建物での作業の流れ（イメージ）と被ばく低減対策例」を示します。

○MOX新燃料の線量率

燃料型式	線量率（mSv/h）	
	表面	表面から1m
ウラン燃料	0.04	0.002
MOX燃料	2.7	0.1

（出典）：株式会社日立製作所トピカルレポート
「沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について」（平成11年8月）

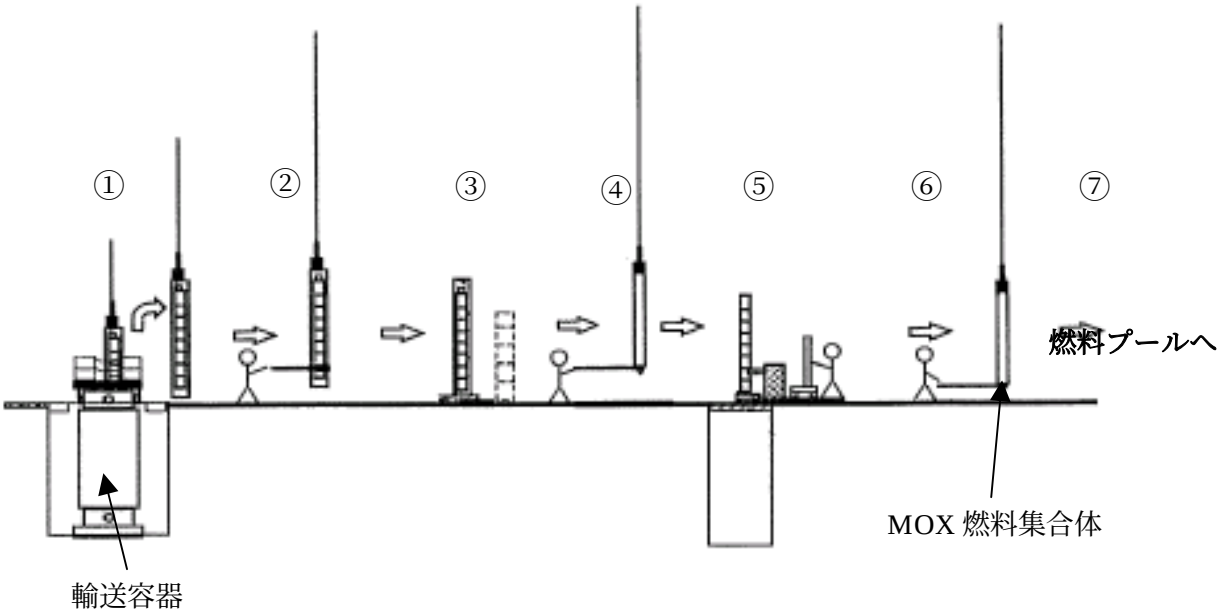
（添付図）

原子炉建物での作業の流れ（イメージ）と被ばく低減対策例

MOX 燃料は, MOX 燃料加工工場から島根原子力発電所まで海上輸送を行います。

発電所到着後，輸送容器を輸送船から荷卸しした後，構内輸送用のトレーラーにて原子炉建物に移送し，輸送容器を島根 2 号機原子炉建物 4 階に移送します。

以下に原子炉建物 4 階での MOX 燃料の取扱いに係る作業の流れと作業毎の被ばく低減対策例を示します。



主な作業項目		被ばく低減対策
①	輸送容器からの MOX 燃料の取出	専用輸送容器の使用 輸送容器上部遮へい体の設置
②	天井クレーンによる MOX 燃料の移動	移動用ガイドによる距離の確保
③	燃料ホルダー（輸送時に燃料を保護する容器）からの MOX 燃料の取出	遮へい体の設置
④	天井クレーンによる MOX 燃料の移動	移動用ガイドによる距離の確保
⑤	MOX 燃料保護具の取り外し	遮へい体の設置
⑥	天井クレーンによる MOX 燃料の移動	移動用ガイドによる距離の確保
⑦	MOX 燃料の検査，保管	燃料プール水中での実施

Ⅱ－２－６．使用済 MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（冷却性能の観点）

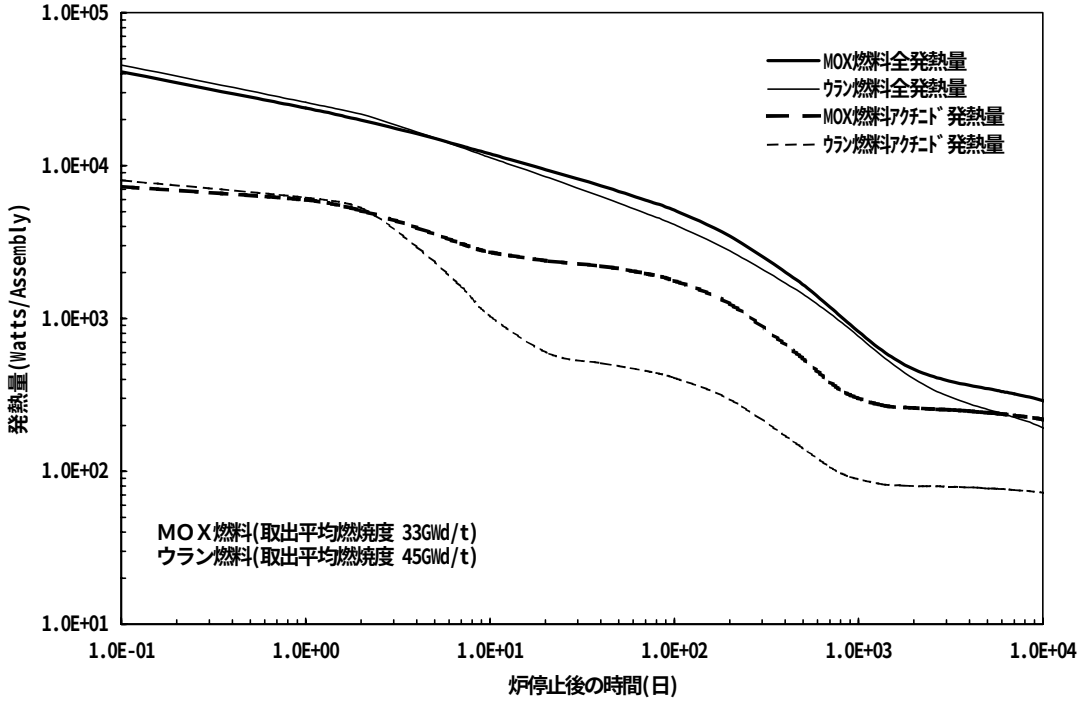
使用済ウラン燃料と使用済 MOX 燃料とで発熱量に大差はなく，いずれも現在の燃料プールの冷却設備により十分冷却することができます。

○使用済 MOX 燃料と使用済ウラン燃料の崩壊熱

使用済燃料の崩壊熱は，核分裂生成物（FP：Fission Product）とアクチニドの崩壊によるものです。燃料取出直後は FP が支配的であり，ウラン燃料と MOX 燃料の崩壊熱はほぼ等しくなります。一方，燃料取出から長期間を経た後の崩壊熱はアクチニドによって支配されるため，アクチニドの生成量が多い MOX 燃料の方が若干大きくなります。

しかしながら，その差はわずかであり，取出後 1 年程度経た後の崩壊熱はいずれも十分減衰しています。

使用済 MOX 燃料と使用済ウラン燃料の崩壊熱（評価例）



出典：沸騰水型原子力発電所 MOX 燃料の貯蔵について（平成 11 年 8 月　株式会社日立製作所）

（参考資料）

（１）島根 2 号機の燃料プール冷却設備

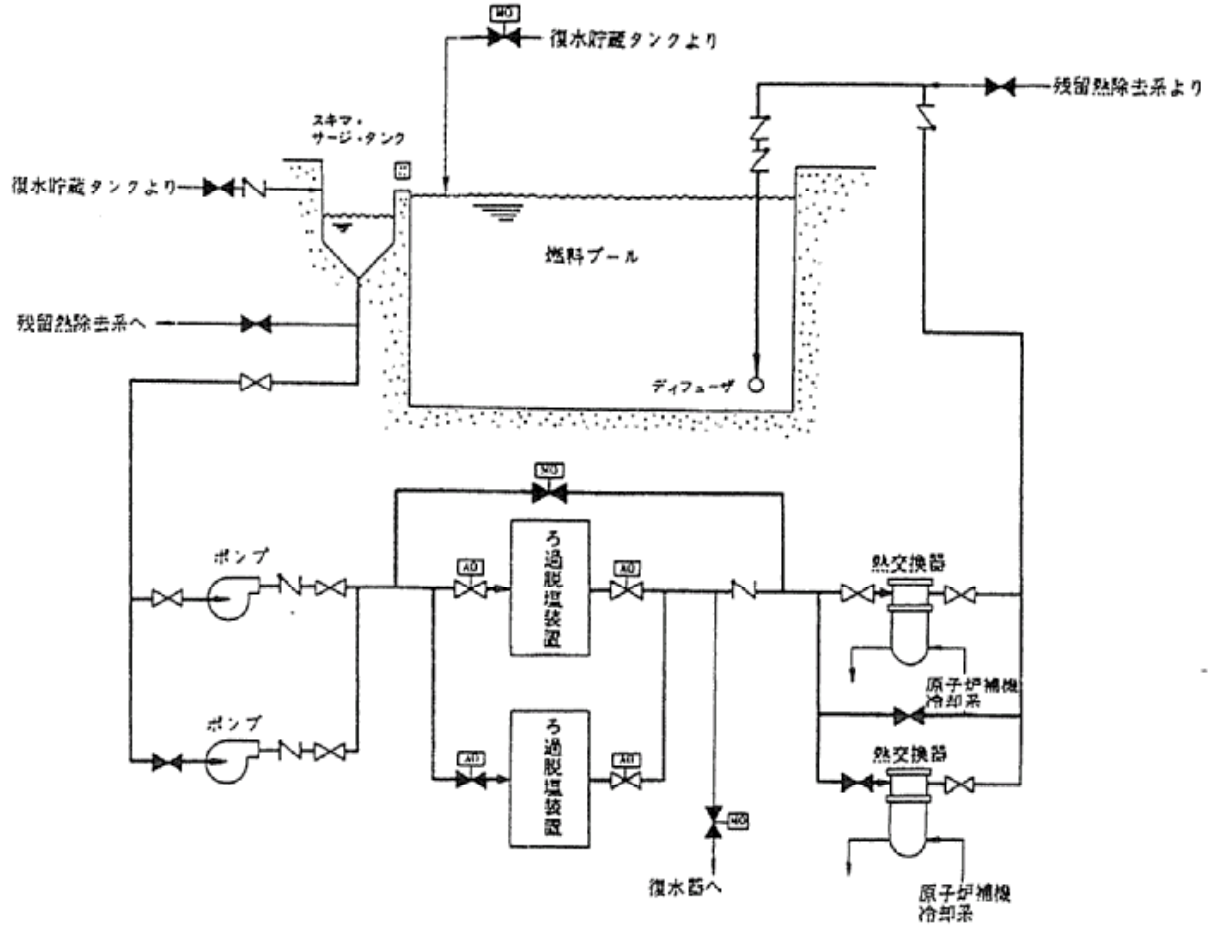
（参考資料 1）

島根 2 号機の燃料プール冷却設備

燃料プール冷却設備（燃料プール冷却系）は，ポンプ，熱交換器及びろ過脱塩装置を備えており，使用済燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに，ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過して，水の純度，透明度を維持しており，燃料プールの水温を保安規定に定めた値に維持できる能力を有しています。

なお，燃料プールの水温について，運転上の制限として「65℃以下」とし，これを保安規定に定めています。

島根 2 号機の燃料最大貯蔵容量は，「3,518 体」です。



島根 2 号機の燃料プール冷却系系統概要

Ⅱ－２－７．使用済 MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（被ばくの観点）

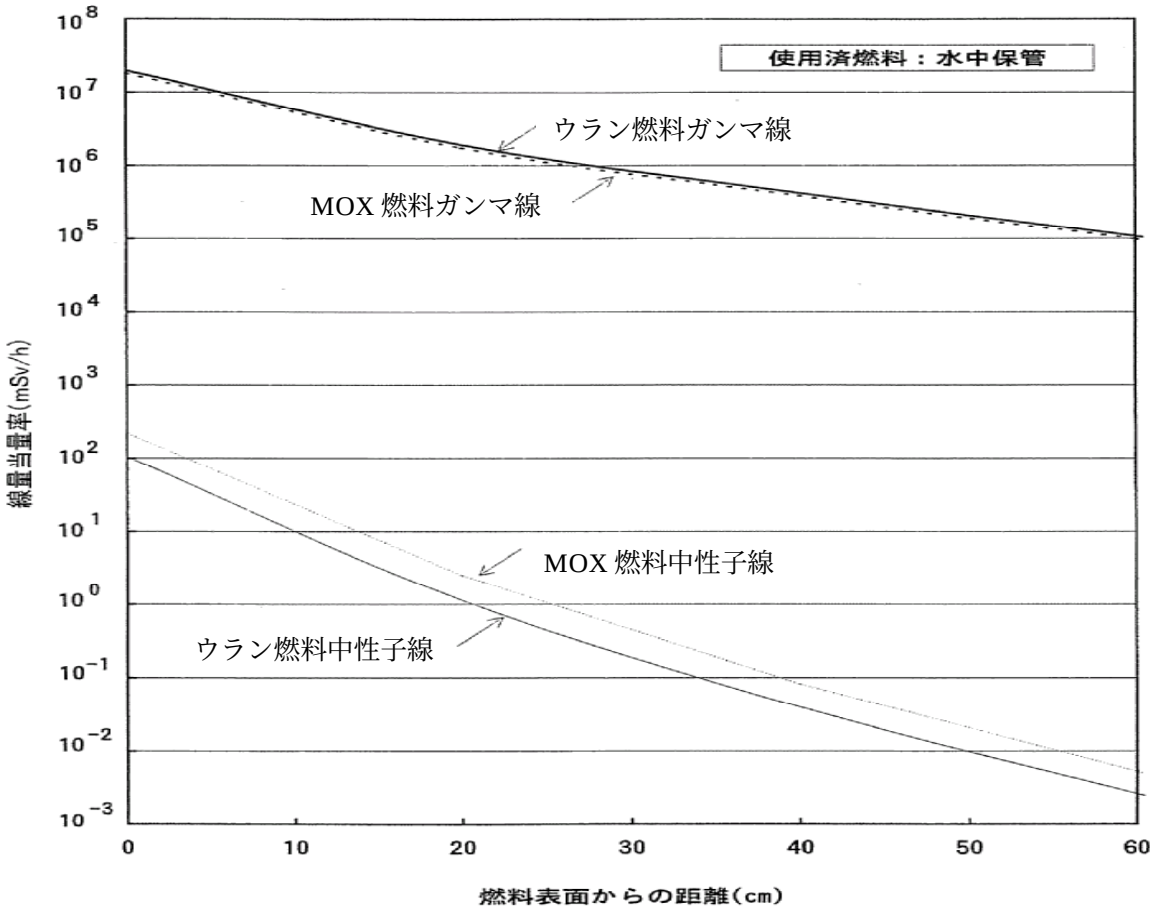
使用済 MOX 燃料は，使用済ウラン燃料と同様，全て水中で取扱い，燃料プールで貯蔵することから，プール水の遮へい効果により，被ばくの問題が生じることはありません。

なお，水は 1mの水深で 1/1000 以下に放射線を低減させます。燃料プールに保管中の燃料上部から水面までの距離は約 7m ありますので，プール近傍でもほとんど被ばくすることはありません。

○使用済 MOX 燃料と使用済ウラン燃料の線量

使用済 MOX 燃料と使用済ウラン燃料では核分裂生成物核種組成等がほぼ等しく，燃料集合体あたりのガンマ線はほぼ同等となります。

使用済 MOX 燃料と使用済ウラン燃料の線量（評価例）



（ウラン燃料：最高燃焼度 55GWd/t　　MOX 燃料 ：最高燃焼度：40GWd/t）

（出典）沸騰水型原子力発電所 MOX 燃料の貯蔵について（平成 11 年 8 月　株式会社日立製作所）

（参考資料）

（１）燃料貯蔵設備の遮へい設計

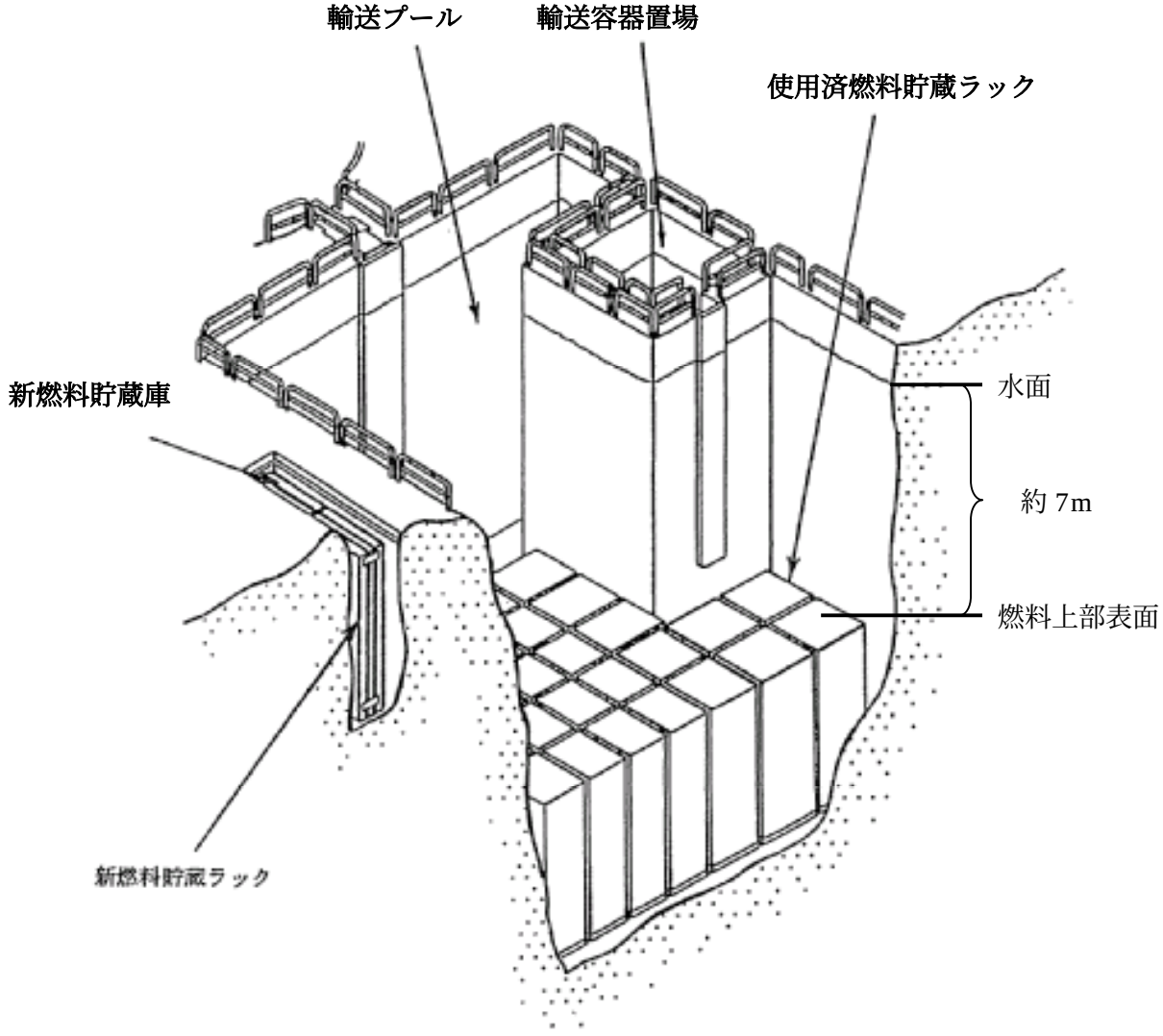
（参考資料 1）

燃料貯蔵設備の遮へい設計

使用済燃料の上部には十分な遮へい効果を有する水深を確保する設計としています。

また，燃料取扱設備は，使用済燃料の炉心から燃料プールへの移送操作，燃料プールから炉心への移送操作及び輸送容器への収納操作が，使用済燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，行うことができる設計としています。

なお，燃料プールの水位について，運転上の制限として「オーバーフロー水位付近にあること」（燃料上部表面から約 7m）とし，これを保安規定に定めています。



島根 2 号機の燃料プール概要図

Ⅱ－２－８．MOX 燃料は安全に貯蔵できるのか。（未臨界性の観点）

MOX 燃料を含めて，これまで使用した燃料の中で最も燃焼能力の高い燃料を燃料プールの貯蔵容量最大で貯蔵し，かつ，燃料プール水温等についても想定される最も厳しい貯蔵状態を想定して評価を行い，燃料が臨界に達することがないことを確認しています。

なお，MOX 燃料の燃焼能力は，ウラン濃縮度が約 3.0wt%のウラン燃料と同等となるように設計しており，現在使用している 9×9 ウラン燃料（ウラン濃縮度約 3.7wt%）よりも燃焼能力としては低いものです。

Ⅱ－２－９．MOX 燃料を装荷後，定期検査はどのように行われるのか。

島根 2 号機に MOX 燃料を利用するにあたって設備の変更はなく，プラントの運転方法も変わるものではありませんので，これまでの定期検査時の検査・点検による設備・機器の健全性の確認方法と変わるものではありません。

MOX 燃料についても，これまでのウラン燃料と同様に，炉内装荷後の健全性を確認するために，定期検査時に外観確認を行い，健全性を確認します。

○定期検査時の燃料検査

照射燃料体検査として，定期検査時に，燃料タイプ毎に燃焼度の高い（使用期間が長い）ものを 2 体づつ，外観検査を実施し，健全性を確認しています。

Ⅱ－２－１０．島根原子力発電所の防護体制はどのようになっているのか。

島根原子力発電所においては，核物質の盗難，不法な移転及び妨害・破壊行為を防止するため，法令に基づき核物質防護対策を講じております。
防護対策の具体的な内容については，機密保持の観点から説明を控えさせていただきますが，MOX 燃料を導入するにあたっても，現状の防護設備等で基本的に対応可能であると考えています。

これまでも，島根原子力発電所では，原子炉等規制法において，施設内の核物質の盗取等の不法移転や，施設内の重要機器等の妨害破壊行為による放射性物質の外部放出に対する防護のため必要な措置について，「核物質防護規定」を定め，これを遵守すること，及び防護に関する業務を統一的に管理する「核物質防護管理者」を選任すること等を行ってきました。
米国における 2001 年 9 月 11 日の同時多発テロの発生以降，テロを巡る情勢は国際的に緊迫しており，島根原子力発電所においても，銃器を所持した警察官が常時配備されるなど，核物質防護のための強化策が講じられています。

このようなテロを巡る国際情勢を踏まえ，より厳しさを増している核物質防護に的確に対応し，我が国原子力施設の防護水準を国際的に遜色のないレベルにまで引き上げ，核物質防護体制を磐石のものとするため，国においては，IAEA（国際原子力機関）の最新のガイドラインの防護要件を取り入れた原子炉等規制法の改正が行われました。
この法令改正に従って島根原子力発電所においても，核物質防護設備の整備および核物質防護規定の変更等，核物質防護対策の強化を行っています。

（参考資料）
（１）法令改正

法令改正

今回の法令改正により実施された核物質防護対策強化の内容と対応は以下のとおりです。

島根原子力発電所では，これらに基づき，適切な防護装置の設置及び体制の整備を行っています。

（１）設計基礎脅威（DBT）の明確化

核物質防護システムの設計にあたり，考慮すべき想定脅威を明確にし，これに基づいて具体的な核物質防護システムを構築。

（２）国による設計基礎脅威（DBT）の策定の義務化

防護制度の確立には国による DBT の評価が不可欠であり，事業者と当局との間で核物質防護の共通の基礎となる DBT の策定は国の責任であることを明確化。

（３）機密保持の強化

機密情報管理を徹底し，違反者への罰則を規定。

（４）国の審査と事業者の評価

国による事業者の防護措置の妥当性のレビュー，事業者の定期的な見直し・事業者の訓練等を明確化。

（５）対応部隊との連絡体制の強化

武装攻撃への対応を確実にするため，施設への中央警報ステーションの設置，輸送の際の輸送管理センターの設置を規定し，対応部隊との連絡体制を強化。

（６）その他原子力施設への妨害破壊行為に対する防護要件の明確化等

原子力施設の防護について，核物質の盗取に対する場合と異なる考え方で対処するべきこと等を明確化。

(参考)

国民保護法では，

国は，武力攻撃災害を防除・軽減するため，自ら必要な措置を講じ，地方公共団体と協力して，武力攻撃災害への対処に関する措置を的確／迅速に実施します。

原子力発電所などが武力攻撃を受けた場合は，原子力事業者に対して，指定行政機関の長は，施設の使用停止等を命ずることができることとしています。内閣総理大臣は，放射性物質等による汚染の拡大を防止するため，関係大臣を指揮し，汚染原因物質の撤去，汚染の除去のほか，被災者の救難及び救助その他必要な措置を講じさせます。

市町村長や都道府県知事等は，武力攻撃災害が発生し，又は発生する恐れのあるとき等は，応急措置として，退避の指示，警戒区域の設定等を実施します。また，消防庁長官は，都道府県知事に対し，武力攻撃災害の防御などに関して指示することができます。

Ⅱ－２－１１．防災対策（EPZ の範囲）を変更しなくてもよいのか。

MOX 燃料の採用によっても，防災対策（EPZ の範囲）を見直す必要はありません。

○　原子力発電所は，多重防護の考え方に基づく設計を行い，異常の発生を未然に防止するとともに，仮に異常が発生したとしても，それが事故にまで拡大し，周辺公衆に著しい放射線被ばくを及ぼすことがないよう，十分な事故防止対策を講じており，MOX 燃料の採用によっても，「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」の安全機能はウラン燃料を使用する場合と変わるものではなく，万一事故が起こったとしても，プルトニウムが外部に放出される恐れはありません。

○　仮に燃料が溶融するような事故を仮想しても，格納容器内に放出されることはほとんど考えられません。また，格納容器内に放出されることを仮定したとしても，スプレイ水による除去機能や格納容器の気密性等により，実際には周辺環境に放出されることは考えられず，これらによる環境への影響はウラン燃料同様，無視できます。

（参考）EPZ（Emergency Planning Zone）

周辺住民等への迅速な情報連絡手段の確保，緊急時環境放射線モニタリング体制の整備，原子力防災に特有の資機材等の整備，屋内退避・避難等の方法の周知，避難経路及び場所の明示等の「防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲」をいう。

「原子炉施設等の防災対策について」（昭和 55 年 6 月 30 日原子力安全委員会決定，最新改訂：平成 14 年 11 月）(*) では，原子力発電所における EPZ のめやす距離（半径）は，約 8～10km とされています。

（＊）「原子炉施設等の防災対策について」の改訂の経過

昭和 55 年 6 月制定以降，国際放射線防護委員会（ICRP）勧告の国内法令への取入れの反映，JCO 事故を契機とした「原子力災害対策特別措置法」に基づく改訂等がこれまでに 9 回行われています。

【処理方策】

Ⅱ－２－１２．使用済 MOX 燃料の処理方策が決まっていないのではないのか。

使用済 MOX 燃料の処理方策については，国において 2010 年頃から検討が開始され，その操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分間に合う時期までに結論を得ることとされており，当社としては，当面，適切に貯蔵管理することとしています。

なお，仏国 COGEMA 社の再処理工場において約 22 トン，国内の東海再処理工場において約 20 トンの使用済 MOX 燃料の再処理実績があります。

使用済 MOX 燃料の再処理については，新型転換炉「ふげん」等の使用済 MOX 燃料の再処理実績より，燃料の溶解特性やウラン，プルトニウム，核分裂生成物等の抽出特性に，ウラン燃料と有意な相違は認められておらず，また，燃焼度の差による有意な相違も認められていないことから，使用済 MOX 燃料の再処理は技術的には可能と考えられています。

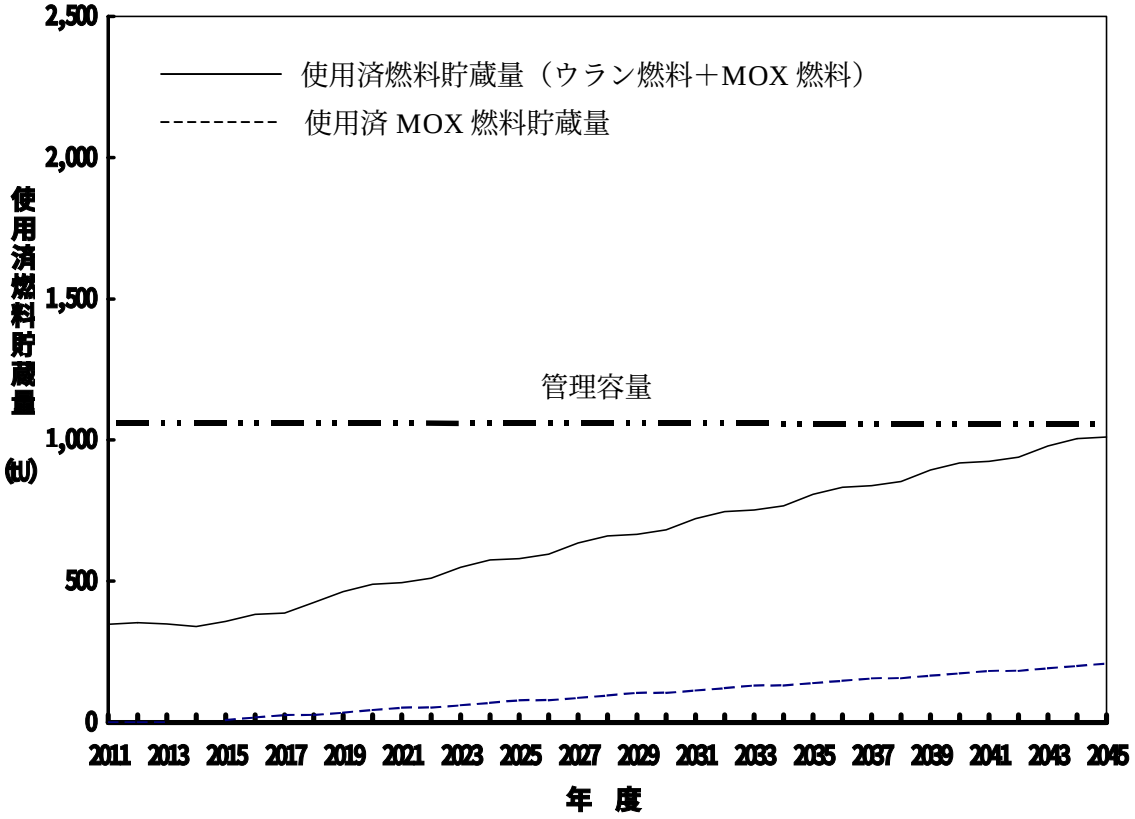
添付図に「島根原子力発電所使用済燃料貯蔵量の推移」を示します。

○原子力政策大綱（平成 17 年 10 月 14 日閣議決定）

中間貯蔵された使用済燃料及びプルサーマルに伴って発生する軽水炉使用済 MOX 燃料の処理の方策は，六ヶ所再処理工場の運転実績，高速増殖炉及び再処理技術に関する研究開発の進捗状況，核不拡散を巡る国際的な動向等を踏まえて 2010 年頃から検討を開始する。この検討は使用済燃料を再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用するという基本的方針を踏まえ，柔軟性にも配慮して進めるものとし，その結果を踏まえて建設が進められるその処理のための施設の操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分間に合う時期までに結論を得ることとする。

（添付図）

島根原子力発電所使用済燃料貯蔵量の推移



・2010 年頃から，使用済 MOX 燃料の処理方策について検討開始
・2045 年頃に第 2 再処理工場の運転開始

Ⅱ－２－１３．MOX 燃料の炉内滞在期間，使用済燃料の冷却期間，再処理までの期間は。

島根 2 号機における MOX 燃料及びウラン燃料の炉内滞在期間，使用済燃料の冷却期間及び再処理までの期間は以下のとおりです。

	MOX 燃料	9×9 燃料（ウラン燃料）
炉内滞在期間 （使用期間）	3～4 年（＊1）	4～5 年
使用済燃料の冷却期間 及び 再処理までの期間	使用済 MOX 燃料の処理方策については，2010 年頃から検討を開始し，その操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分間に合う時期までに結論を得ることとされており（原子力政策大綱：平成 17 年 10 月 14 日閣議決定），それまでの間は発電所内で適切に貯蔵管理することとしています。	・六ヶ所再処理工場に受け入れるまでの冷却期間 ：1 年以上（＊2） ・六ヶ所再処理工場でせん断処理するまでの冷却期間 ：4 年以上（＊2） ・別途，使用済燃料を輸送するまでの冷却期間が設けられており，輸送にあたってはこの冷却期間を考慮することが必要

（＊１）MOX 燃料は，照射実績等を考慮して，取出時の燃焼度を 9×9 燃料より小さく設計していることによる

（＊２）日本原燃㈱の再処理事業指定申請書による

Ⅱ－３．島根原子力発電所の安全対策

Ⅱ－３－１．島根原子力発電所の安全対策はどのようになっているのか。

島根 2 号機で採用を予定しています MOX 燃料は，MOX 燃料棒に燃料材として少量の二酸化プルトニウムを二酸化ウランと混合したウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを使用する以外は, 燃料棒の配列, 形状, 寸法等の燃料集合体の基本構造は, これまで良好な使用実績を有する高燃焼度 8×8 燃料と同じものです。

なお，島根 2 号機では，MOX 燃料を炉心装荷率 1/3 以下で使用することから，現在の設備の変更は必要ありません。

島根原子力発電所の安全対策の基本的な考え方は以下のとおりです。

１．多重防護の設計

原子力発電所は，その運転により原子炉内に放射性物質が発生，蓄積されるという特性を考慮し，一般の産業施設等における措置以上に入念な事故防止のための技術的措置を講じています。

具体的には，多重防護の考え方により，余裕のある安全設計により異常の発生を未然に防止するとともに，仮に異常が発生したとしても，それが事故にまで拡大し, 周辺公衆に著しい放射線被ばくを及ぼすことがないよう,「止める」,「冷やす」,「閉じ込める」(*) の安全機能による十分な事故防止対策を講じています。

（＊）止める・・・・自動的に原子炉を停止する装置
冷やす・・・・非常用炉心冷却装置
閉じ込める・・原子炉格納容器

２．厳重な品質管理，入念な点検・検査

発電所では品質保証体制を確立し，事故の発生防止のために厳重な品質管理に努めるとともに，定期検査時に加え，通常運転期間中においても機器・系統を定期的に巡視点検・検査することで事故や異常の発生防止に努めています。

３．社員の資質向上

運転員，保修員を含めた原子力部門の技術系社員は，技術訓練センターでの訓練に加え，国内の原子力関係機関（株式会社 BWR 運転訓練センター等）において，各人の能力，目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し，一般及び専門知識，技能の習得及び習熟に努めています。また，原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため，保安規定に基づき対象者，教育内容，教育時間等について保安教育実施計画を立てそれに従って教育を実施しています。

４．安全文化の醸成

国際的には，原子力発電の安全性，信頼性をより一層向上させる目的で設立された WANO（世界原子力発電事業者協会）(＊1) の活動を通じて，国内においては，原子力産業界全体の安全意識の高揚，モラルの向上，原子力の安全文化の共有化・向上を図り，原子力に対する信頼を回復することを目的として設立した NS ネット(＊2)（ニュークリアセイフティネットワーク，平成 17 年 3 月に日本原子力技術協会へ継承）の活動を通じて，安全文化の醸成に努めています。

具体的には，会員の専門家により構成したチームにより，会員の事業所の原子力安全に関する取り組みを，現場観察及び書類審査，面談などの意見交換を通して専門的立場から評価し，課題や良好事例を抽出することで，会員の自主的な安全推進活動の向上を図っています（ピュアレビュー）。

また，「安全文化意見交換会」を通して，経営者をはじめとして発電所員と原子力安全委員会との間で，安全文化に関する意見交換を行っています。

更にモラル向上のための教育を定期的に実施しています。

（＊1）WANO：World Association of Nuclear Operators

原子力発電事業者単位で会員となる民間組織で，会員間で，情報を交換することと，コミュニケーション，比較，学び合いを奨励することにより原子力発電所の安全性と信頼性を最高レベルに高めることを目的としています（1989 年 5 月設立）。

2005 年 1 月末現在，35 の国と地域の 440 以上の原子力発電所が会員になっています。

（＊２）NS ネット

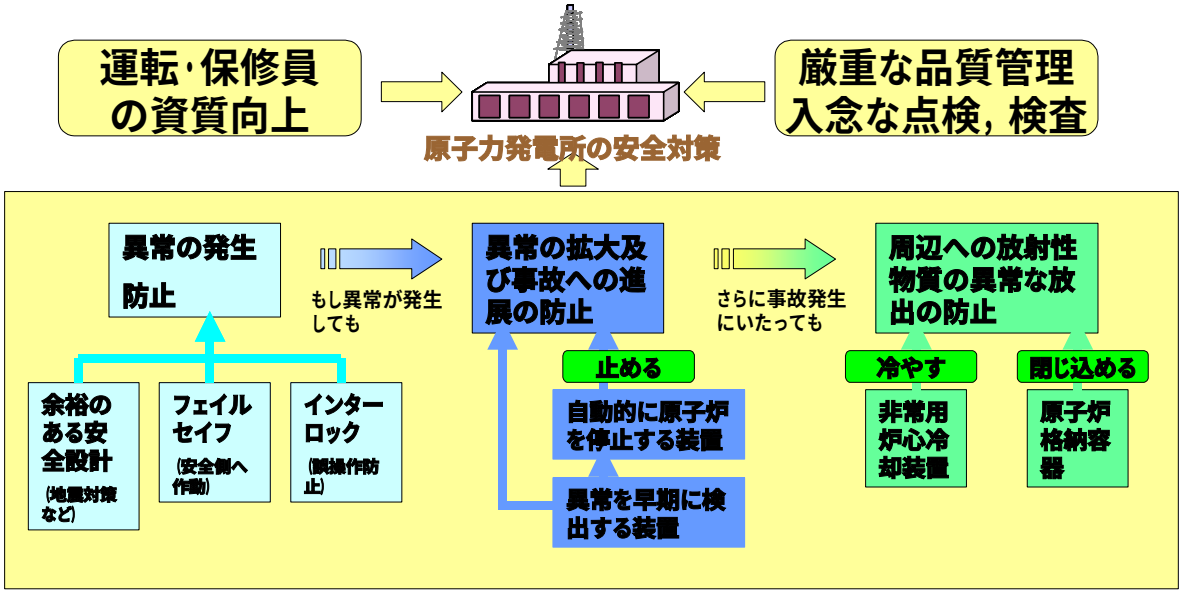
JCO 臨界事故を教訓に，1999 年 12 月に設立された組織ですが，現在は，日本原子力技術協会にその業務が継承されています。NS ネットは，原子力業界会員が，安全文化の共有，向上を図るために設立された相互交流ネットワーク組織です。

（参考資料）

（１）島根原子力発電所の安全対策（多重防護）

（参考資料１）

島根２号機の安全対策（多重防護）



（＊１）非常用炉心冷却系（ECCS：Emergency Core Coolant System）

非常用炉心冷却系は，主に配管等の破断による原子炉冷却材喪失時に，炉心を冷やす役割を担っており，低圧炉心スプレイ系（ポンプ１台），低圧注水系（ポンプ３台），高圧炉心スプレイ系（ポンプ１台）及び自動減圧系（逃し弁６個）から構成されています。

（＊２）フェイルセイフシステム

装置・システムの一部に故障があった場合でも安全な状態になるように配慮し設計されているシステム（例：制御棒駆動用の電源が仮に何らかの理由で喪失したとしても，水圧により自動的に制御棒が挿入される）

（＊３）インターロックシステム

運転員の誤操作等，所定の操作以外の誤った操作はできないようになっているシステム（例：運転員が誤って制御棒を引き抜こうとしても，引抜が出来ない）

Ⅱ－３－２．島根原子力発電所はどれくらいの地震に耐えられるのか。

原子力発電所は，国の「耐震設計審査指針」等に基づき，過去の地震や活断層の存在などを文献や現地調査などにより詳細に調べ，将来その地域で予想される最も大きな地震にも耐えられるよう設計しています。また，安全上重要な建物・構築物は堅固な地盤（岩盤）に設置し，地震による揺れを小さく抑えています※。

島根 2 号機は，その地域で考えられる最大地震として以下の大きさの地震を考慮し，これらを上回る基準地震動 S_2（最大加速度：398gal）により，安全上特に重要な設備の安全機能が保持できるよう設計しています。

- 西暦 880 年の出雲の地震に余裕を見た M7.5（マグニチュード 7.5）(*)
- 直下地震として M6.5

また，島根 1 号機についても，島根 2 号機の基準地震動 S_2 に対する耐震安全性を確認しています。

さらに，島根 3 号機においては基準地震動 $S_2－D_1$（最大加速度：398gal）に加えて，基準地震動 $S_2－D_2$（最大加速度：456gal）を設定し設計しており，島根 1，2 号機においても島根 3 号機の基準地震動 $S_2－D_2$ に対する耐震安全性を確認しています。

※　平成 12 年鳥取県西部地震（M7.3）においては，島根原子力発電所の建物地階で最大加速度 34gal が観測されました。このとき発電所近くの旧鹿島町役場では最大加速度 109gal が観測されています。

（＊）M（マグニチュード）：地震の規模を表す単位で，地震のエネルギーの大きさを表します。

Ⅱ－３－３．稼動中の材料の磨耗損傷，ひび割れ，老朽等，その他人為的ミスにより格納容器が破損しないという保証はなく，地震が起きた場合には甚大な被害を受けるのではないか。

原子力発電所の耐用年数については，法令で規定したものはありません。

島根原子力発電所を構成する機器については，運転期間中に繰返し発生する応力等による経年劣化を考慮し，十分に余裕のある設計とするとともに，運転監視，巡視点検，定期的な検査および点検により機器等の健全性を確認し，経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査および評価を行い，補修，取替等の保全を実施しています。

特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については，点検により経年的な劣化の傾向を把握し，故障に至る前に計画的な保全を実施しています。

島根２号機においては，法律に基づき定期的に，保安活動の状況及び実施した保安活動への最新知見の反映状況等について評価を行い，発電所を構成する設備・機器は経年劣化の程度に応じて，取替，補修を行っており，適切な保全が実施されていることを確認しています。今後も定期的に同様な保安活動を実施していくとともに，将来，運転開始 30 年を迎える前に，法律に基づき，発電所を構成する種々の機器に対して経年劣化に関する技術的な評価を実施し，機器の健全性及び保全の妥当性等について確認を行います。

また，島根１号機では，平成 15 年 12 月に上記の経年劣化に関する技術的な評価を実施し，これまでの保全項目に追加すべき新たな保全策について取り纏めました。

原子炉格納容器では本体，サプレッションチェンバ本体（水中部）及びコンクリート部等を経年化に対する技術評価を行った結果，十分な余裕を有しており，現状の保全に追加すべき項目がないことを確認しています。

このように，格納容器は経年劣化に対して十分な余裕を有しており，耐震安全性評価の観点からも問題がないことを確認しています。

（参考 1）島根１号機にて技術評価した機器例：

- 原子炉圧力容器，格納容器
- ポンプおよびポンプモータ
- 熱交換器
- 配管・弁
- コンクリートおよび鉄骨構造物
- 送受電設備・発電設備　等

（参考 2）法律上の規定

原子炉設置者は，原子炉ごとに十年を超えない期間ごと（＊1）に「原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価を行うこと」,「原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価を行うこと」が法律で規定されています。

また，高経年化対策についても，同じく原子炉の運転を開始した日以後三十年を経過する日までに「経年劣化に関する技術的な評価（＊2）を行い，これに基づき原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する十年間の計画を策定すること」,「これらの評価及び計画を策定した日以降，十年を超えない期間ごとに，これらの評価の見直しを行い，これに基づき原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する十年間の計画を策定すること」が法律で規定されています。

（＊1）定期安全レビュー
（＊2）運転開始後 30 年までに実施する評価

Ⅱ－３－４．島根１，２号機の確率論的安全評価の結果はどうか。

島根１号機，２号機のプラント運転時の炉心損傷確率は，それぞれ 1.0×10^{-7}／炉年，3.9×10^{-9}／炉年であり，IAEA（国際原子力機関）が公表した「原子力発電所のための基本安全原則」の技術的安全目標（既設炉で 10^{-4}／炉年，新設炉で 10^{-5}／炉年）に比べ，十分低い値となっています。

国の安全審査においては，炉心損傷事故の発生確率そのものは安全審査の対象にはなっていませんが，

- 原子炉施設が適切な安全管理のもとで確実に事故を防止できること
- 原子炉施設に設計基準事象（*）の発生を仮定した場合にも周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないよう事故の拡大を防止し，またその影響緩和に効果的な安全設備が備えられていること

などが審査されます。

（＊）設計基準事象

原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち，原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象をいいます。

なお，MOX 燃料は，燃料材として少量の二酸化プルトニウムを二酸化ウランと混合すること以外，燃料集合体の基本構造はウラン燃料と変わるものではなく，MOX 燃料の使用に当たって設備の変更の必要もないことから，MOX 燃料の使用により炉心損傷確率が変更になることはありません。

Ⅱ－３－５．島根原子力発電所における品質保証活動，点検・検査はどのようになっているのか。

品質保証活動は，ISO9001-2000 を基本とする「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（JEAC4111-2003）に従って，社長をトップマネジメントとする品質マネジメントシステムを確立，実施，評価を行うことで，システムの有効性を継続的に改善しています。

島根原子力発電所においては，社長が定めた品質マネジメントシステムに基づき，保安規定において「島根原子力発電所品質マニュアル」を定め，これにより品質保証活動を的確に遂行し，発電所の安全・安定運転の継続を図っています。

添付図に「島根原子力発電所の保安に関する組織」を示します。

また，保安規定において，巡視点検及び保守管理について規定し実施しています。

島根原子力発電所の安全・安定運転を維持するために，系統，機器等について安全上の機能・重要度等に応じた適切な保全を実施しています。この保全プログラムでは，保全計画（点検・補修等の方法，実施時期及び頻度），点検，補修等の結果の確認・評価方法，記録の採取・保存及び是正処置の方法を定め，点検，補修，取替，改造などの実施並びに当該設備が技術基準に適合することを定期事業者検査において確認しています。

○国の安全規制

原子力発電所は，原子炉等規制法に基づき原子炉の設置許可，設計および工事の方法の認可，使用前検査，溶接検査，保安規定の認可，運転開始後の定期検査，保安規定の遵守状況の検査（保安検査）ならびに運転管理監督までの安全規制が実施されています。

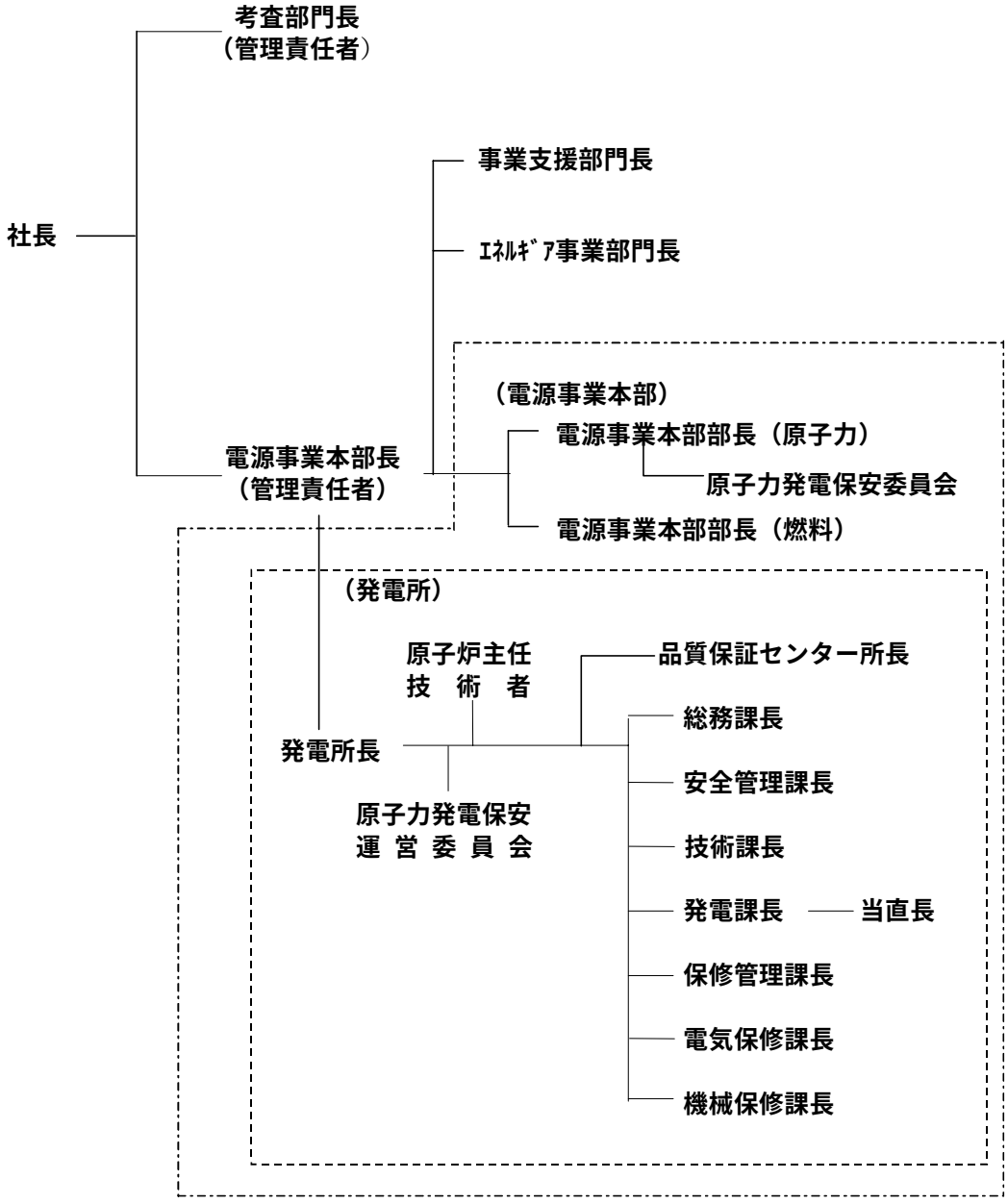
また，電気事業法の規定に基づき，工事計画認可，使用前検査，溶接検査，定期検査等の安全規制が実施されています。

（参考資料）

（１）定期検査の制度

（添付図）

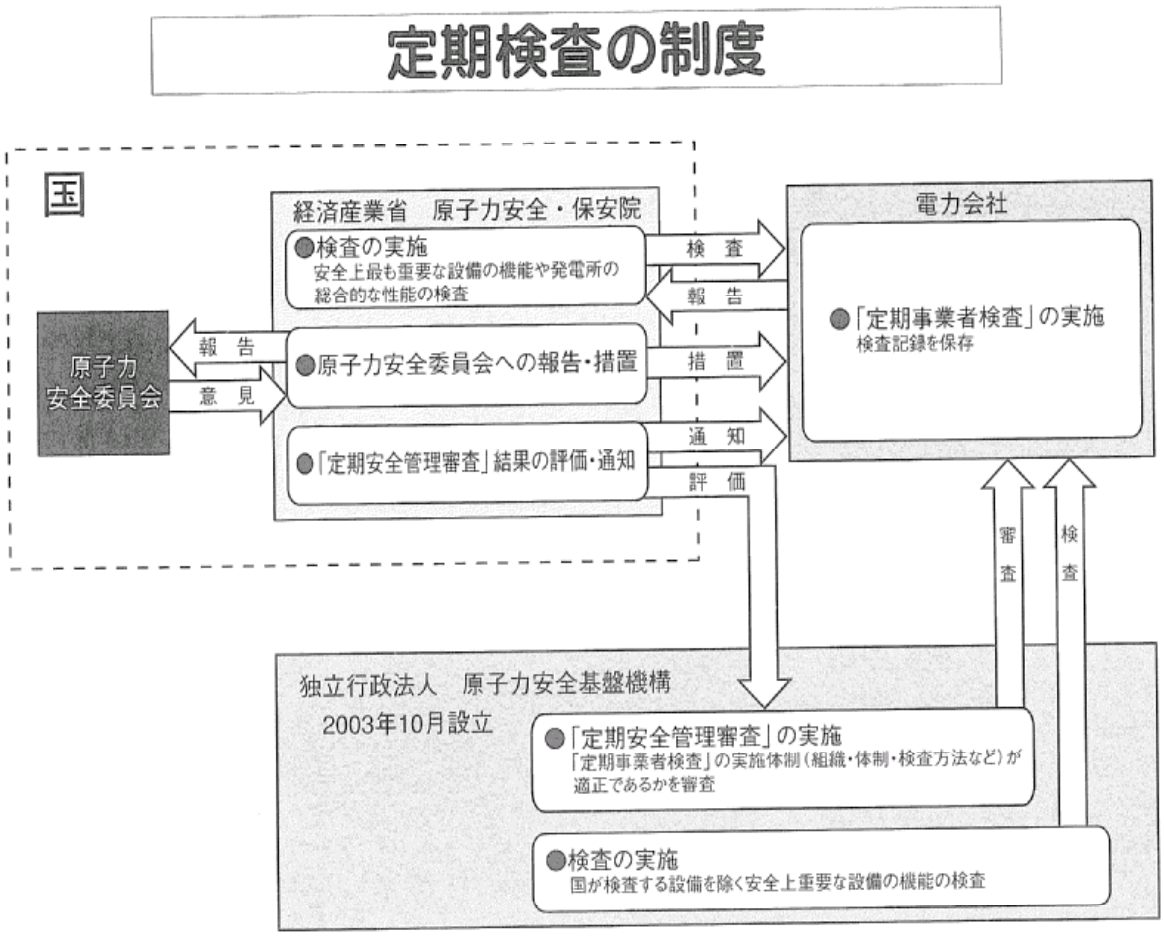
島根原子力発電所の保安に関する組織



（平成 18 年 3 月 24 日現在）

（参考資料１）

定期検査の制度



（出典）:「原子力・エネルギー」図面集　2003-2004　電気事業連合会

Ⅱ－３－６．定期安全管理審査で島根 2 号機は「B」判定，玄海は「A」判定となった理由は何か。

島根 2 号機の定期事業者検査の実施体制について審査された結果，改善すべき事項が 7 件認められ，その内の 6 件は審査期間中に是正処置を完了し，1 件は是正処置について検討していることから，実施体制に一部改善すべき点が認められるものの，自律的かつ適切に行い得ると判断され，「B」評定と判定されたものです。

なお，玄海原子力発電所（3 号機）においては，不適合と判断されるものが認められなかったことから，実施体制は良好であり自律的かつ適切に行い得ると判断され，「A」評定と判定されたもようです。

○定期安全管理審査　評定状況（平成 18 年 2 月 8 日時点：当社調べ）

「A」評定は 2 基，「B」は 32 基，「C」評定は 7 基となっています。

＜参考＞

定期安全管理審査の評定は，原子力安全基盤機構（JNES）が実施した定期安全管理審査の結果に基づいて，国において次の三段階の評定基準で行われる（事業者に対しては，評定結果とともにその理由が通知される。）。

A：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は，自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。

B：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は，一部改善すべき点が認められるものの，自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。

C：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は，自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得るために，相当程度改善すべき事項がある。

定期安全管理審査では，定期事業者検査の実施に係る組織，検査の方法，工程の管理，検査に係る教育訓練などが，品質保証および保守管理に関するルール（JEAC4111，JEAC4209 等）を満たしているかについての審査が行われます。

評定結果による次回安全管理審査実施項目数

A：抜取率（約５％減）（全検査の約 5%）

B：抜取率変化なし　（全検査の約 10%）

C：抜取率（約５％増）（全検査の約 15%）

Ⅱ－３－７. 中国電力としての運転技術習熟等安全管理に対する方針はどうか。また，「運転・保修員の資質向上」についての事業者側の具体策はどうか。

発電所の安全確保および安定運転に必要な知識，技能，モラルを兼ね備えた要員を養成するための教育訓練は，日常業務を通して行う OJT を主体とし，これを補完するために社内外の研修を活用しています。

（１）運転員の資質向上策

運転員の教育・訓練は，運転員の知識・技能の維持・向上を目的として運転員の長期養成計画に基づき，（株）BWR 運転訓練センター（BTC），当社原子力シミュレータ，技術訓練棟において体系的，計画的に実施しています。

運転員の資格レベルに応じた教育計画を運転員の長期養成計画として定めており，当社原子力シミュレータおよび BTC におけるシミュレータを主体とした各種訓練，原子力の基礎教育，事故・故障時運転操作訓練及び原子炉施設保安規定の教育等の職場における教育を通じて，運転員の技能向上を図っています。

（２）保修員の資質向上策

品質保証センターにおいて，社内やメーカ等の専門的知識・技能を有している者を講師・指導員として，入社年数により初級，中級，上級，専門コース等，実機に近い設備・機器を用いた教育・訓練を実施し，作業安全管理，品質管理等の項目を設定し，保修担当員の養成に取り組んでいます。

また，メーカ等主催の研修へも積極的に保修担当員を派遣し，技術・技能の習得を図っています。

（参考資料）

（１）島根原子力発電所の教育訓練計画（平成 17 年度）【運転員対象】

（２）島根原子力発電所の教育訓練計画（平成 17 年度）【運転員以外対象】

（参考資料 1）

島根原子力発電所の教育訓練計画（平成 17 年度）【運転員対象】

（単位：人）

保安教育の内容（保安規定）				実施時期	教育訓練者数
大分類	中分類	小分類（項目）	内容		
入所時に実施する教育	関係法令および保安規定に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要	入所時（原子力発電所新規配属時）	－
	原子炉施設の構造，性能に関すること	設備概要，主要系統の機能	・原子炉のしくみ ・原子炉容器等主要機器の構造に関すること ・原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		
放射線業務従事者教育	関係法令および保安規定に関すること		法令，労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質もしくは使用済燃料または　これらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	－
	原子炉施設の構造，性能に関すること		原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造に関すること		
	放射線管理に関すること		・原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱いの方法 ・管理区域への立入りおよび退去の手順 ・外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ・電離放射線が生体の細胞，組織，器官および全身に与える影響		
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の種類および性状ならびに運搬，貯蔵，廃棄の作業の方法・順序		
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急措置の方法		
その他反復教育（運転員管理教育）	関係法令および保安規定に関すること	原子炉施設保安規定	総則，品質保証，体制および評価，保安教育，記録および報告等に関すること	3年間で対象者全員が受講 ※2	0
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	原子炉物理・臨界管理	3年間で対象者全員が受講 ※2	0
			運転管理Ⅰ 運転管理Ⅱ 運転管理Ⅲ	3年間で対象者全員が受講 ※1※2	176
			巡視点検・定期的検査Ⅰ 巡視点検・定期的検査Ⅱ	3年間で対象者全員が受講 ※2	81
			異常時対応（現場機器対応） 異常時対応（中央制御室内対応） 異常時対応（指揮，状況判断）	6回／年 ※1※2	708
		運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携研修）	1回／年	63
			シミュレータ訓練Ⅱ（再研修）	1回／年	26
			シミュレータ訓練Ⅲ（当直管理者研修）	3年間で対象者全員が受講	18
			シミュレータ訓練Ⅲ（ＢＴＣ上級）	3年間で対象者全員が受講	3
		保守管理	保守管理計画に関することⅠ 保守管理計画に関することⅡ	3年間で対象者全員が受講 ※2	81
	放射線管理に関すること	放射線管理	・管理区域への出入管理等，区域管理に関すること ・線量限度等，被ばく管理に関すること ・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること ・管理区域外への移動等，物品移動の管理に関すること ・協力会社等の放射線防護に関すること	3年間で対象者全員が受講 ※2	81
			放射線測定器の取扱い	3年間で対象者全員が受講 ※2	0
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	3年間で対象者全員が受講 ※2	81
		燃料管理	・燃料の臨界管理に関すること ・燃料の検査，取替，運搬および貯蔵に関すること	3年間で対象者全員が受講 ※2	81
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること（アクシデントマネジメント対応を含む）	3年間で対象者全員が受講 ※2	0

（注）　※1：複数回／年受講する場合，延人数（人・回）で示す。
※2：当直長は1・2号機訓練で1回とする。

（参考資料 2）

島根原子力発電所の教育訓練計画（平成 17 年度）【運転員以外対象】

（単位：人）

保安教育の内容（保安規定）				実施時期	教育訓練者数
大分類	中分類	小分類（項目）	内容		
入所時に実施する教育	関係法令および保安規定に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要	入所時（原子力発電所新規配属時）	－
	原子炉施設の構造，性能に関すること	設備概要，主要系統の機能	・原子炉のしくみ ・原子炉容器等主要機器の構造に関すること ・原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		
放射線業務従事者教育	関係法令および保安規定に関すること		法令，労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	－
	原子炉施設の構造，性能に関すること		原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造に関すること		
	放射線管理に関すること		・原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱いの方法 ・管理区域への立入りおよび退去の手順 ・外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ・電離放射線が生体の細胞，組織，器官および全身に与える影響		
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の種類および性状ならびに運搬，貯蔵，廃棄の作業の方法・順序		
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急措置の方法		
その他反復教育（運転設備管理教育）	関係法令および保安規定に関すること	原子炉施設保安規定	総則，品質保証，体制および評価，保安教育，記録および報告に関すること	3年間で対象者全員が受講	55
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	・臨界管理に関すること ・運転上の留意事項に関すること，通則に関すること ・運転上の制限に関すること ・異常時の措置に関すること	3年間で対象者全員が受講	69
		保守管理	保守管理計画に関すること	3年間で対象者全員が受講	67
	放射線管理に関すること	放射線管理	・管理区域への出入り管理等，区域管理に関すること ・線量限度等，被ばく管理に関すること ・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること ・管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること ・協力会社等の放射線防護に関すること	3年間で対象者全員が受講	68
			放射線測定器の取扱い	3年間で対象者全員が受講	8
	核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	3年間で対象者全員が受講	70
		燃料管理	・燃料管理における臨界管理 ・燃料の検査，取替，運搬および貯蔵に関すること	3年間で対象者全員が受講	44
	非常の場合に講ずべき処置に関すること	防災教育	緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること	3年間で対象者全員が受講	62
		アクシデントマネジメント教育（AM教育）	アクシデントマネジメント対応活動に関すること	3年間でAM支援組織員全員が受講	49

Ⅱ－３－８．プルサーマルに関する社内研修体制はどうか。

これまでも，燃料・炉心管理，燃料輸送，機器の点検・検査及び運転操作に関する継続的な社内外の研修・教育を通して，技術系職員の資質向上に努めるとともに，品質保証体制を確立する等を通して，島根原子力発電所の安全・安定運転に取り組んできておりますが，プルサーマルの実施にあたっては，MOX 燃料の成型加工時の検査業務，輸送業務，発電所での受取・検査業務が新たな業務として加わることになりますので，これまでの社内外の研修・教育に加えて，MOX 燃料に関する社内外の教育・研修，作業前の事前教育・訓練を通じて，これまで同様，安全確保に万全を期してまいります。

○プルサーマル実施に向けた主な研修

- 品質管理強化に向けた社内教育，社外講習会の受講
- 発電所作業員等に対する事前教育
  - ・MOX 燃料加工工場での立会検査の事前教育
  - ・MOX 燃料輸送に係る事前教育
  - ・MOX 燃料受取作業の事前訓練（発電所内での取扱技術の習得）

○これまでの燃料関係の主な研修・教育

- 社内教育の実施

  ①原子力部門全般を対象
  - ・ 初級教育の一環として燃料炉心についての教育を実施。
  - ・ JCO 事故の際，臨界管理について発電所員全員を対象とした教育を実施。

  ②燃料関係者を対象
  - ・ 燃料検査員に対して事前教育を実施。
  - ・ 定期検査期間中の炉心管理について，関係者に対する教育を実施。
- 社外講習会の受講
  - ・ 放射性物質安全輸送講習会（国土交通省）
  - ・ 核燃料に関する技術セミナー
  - ・ 核物質防護セミナー　　等
- 国内関連機関での研修
  - ・ 旧日本原子力研究所の炉物理・核燃料に関する研修
  - ・ 東京大学大学院原子力専攻（専門職大学院）への職員の派遣　　等

Ⅱ－３－９．プルサーマルによる理解活動の状況はどうか。

当社においては，事前了解願い提出（平成 17 年 9 月 12 日）後，プルサーマルの必要性，安全性等について，地域住民の皆さまのご理解が得られるよう，各種の理解活動を実施しているところです。

これまで実施してきた小規模な説明会は，双方向コミュニケーションという観点では有効であると考えていますが，より広くご質問・ご意見をお聞きすることで，地域の皆さまにご理解をいただけるよう，従来の理解活動に加え，資料配布活動および地域説明会を，新たな取組みとして実施することとしています。

○今後の主な理解活動

- 資料配布活動を，3 月中旬～4 月上旬に松江市全域（約 8 万戸）を対象として実施することとしています。
- なお，資料配布活動で寄せられたご意見やご質問は，集約して，4 月中旬に松江市内の 3 箇所で開催する地域説明会に反映させるよう考えています。

○これまでの理解活動

- 松江市主催の住民説明会での説明（H18.2.1～3.15 現在，16 会場，約 700 名）
- 自治会，婦人会，公民館サークル等地域住民に対する説明会ならびに漁協，商工会，労働団体等各種団体に対する説明会・懇談会（約 100 団体，約 2,000 名）
- 訪問対話活動としての旧鹿島町内全戸訪問（H17.11.15～12.2，約 2,300 戸）
- 松江市内の新聞全紙へのチラシの折り込み（H17.9.18，約 9 万部）
  島根県内を対象にした新聞広告（6 回），テレビ CM（3 回）
- 原子力館来館者に対する説明（約 6,500 名）
  広報誌へのプルサーマル特集記事掲載，ホームページでの情報提供等

（参考資料）

（１）島根原子力発電所 2 号機　プルサーマル説明会　概要

（参考資料１）

島根原子力発電所２号機　プルサーマル説明会　概要

１．開催日時・場所

鹿島文化ホール：平成１８年４月１５日（土）10:00～12:00
（松江市鹿島町佐陀本郷６５９番地）
マリンゲートしまね：平成１８年４月１６日（日）14:00～16:00
（松江市島根町大芦２１７４）
くにびきメッセ国際会議場：平成１８年４月２２日（土）13:00～15:00
（松江市学園南１丁目２番１号）

２．募集人数

鹿島文化ホール　　：２５０名程度
マリンゲートしまね　　：１５０名程度
くにびきメッセ国際会議場：３５０名程度

３．参加方法

応募チラシに印刷したはがきにてお申し込み。応募チラシは，３月１９日に松江市全域の朝刊全紙に折り込み。当社ホームページでもお申し込みでき，締め切りは３月末日。