

行き場のない「使用済み燃料問題」から 日本の原子力政策の破綻の現状を読み解く！

長沢 啓行（大阪府立大学名誉教授）

主催：サヨナラ原発福井ネットワーク

（１）核燃料サイクル破綻を教訓に、使用済み燃料をこれ以上生み出さな

- ・高速炉開発が破綻 → 余剰プルトニウム問題が浮上 → 六ヶ所再処理工場の操業制限へ
- ・プルサーマルの抱える矛盾 → プルサーマルでは余剰プルトニウム問題を解決できない
- ・使用済み燃料の「中間貯蔵」は「永久貯蔵」に → これ以上使用済み燃料を生み出さな
- ・仏でもプルサーマル炉廃炉から再処理・プルサーマル縮小へ → 脱プルトニウムは世界の流れ
- ・再生可能エネルギーの普及・発電単価低下 → 原発は苦難の時代から撤退の局面へ

（２）廃炉原発の解体・撤去中止と使用済み燃料の超長期貯蔵を探る

- ・廃止措置は「即時解体・撤去」ではなく「長期閉鎖」（密閉管理）が世界の流れ
- ・乾式キャスクの寿命は収納する使用済み燃料の崩壊熱によって決まる
- ・原子炉建屋は解体せず100年密閉管理し、使用済み燃料は50年以上プール冷却を
- ・使用済みMOX燃料は自然冷却可能まで最低90年、キャスク貯蔵まで100年以上冷却が必要
→ プルサーマルを中止し、使用済みMOX燃料をこれ以上生み出さな

①

再処理が前提で、初期の原発では使用済み燃料貯蔵プールの貯蔵容量が少ない！

使用済み燃料貯蔵・管理容量 [体]，プール満杯までの燃料交換回数 福井県原子力安全対策課：福井県の原子力，改訂第10版(2000.3)

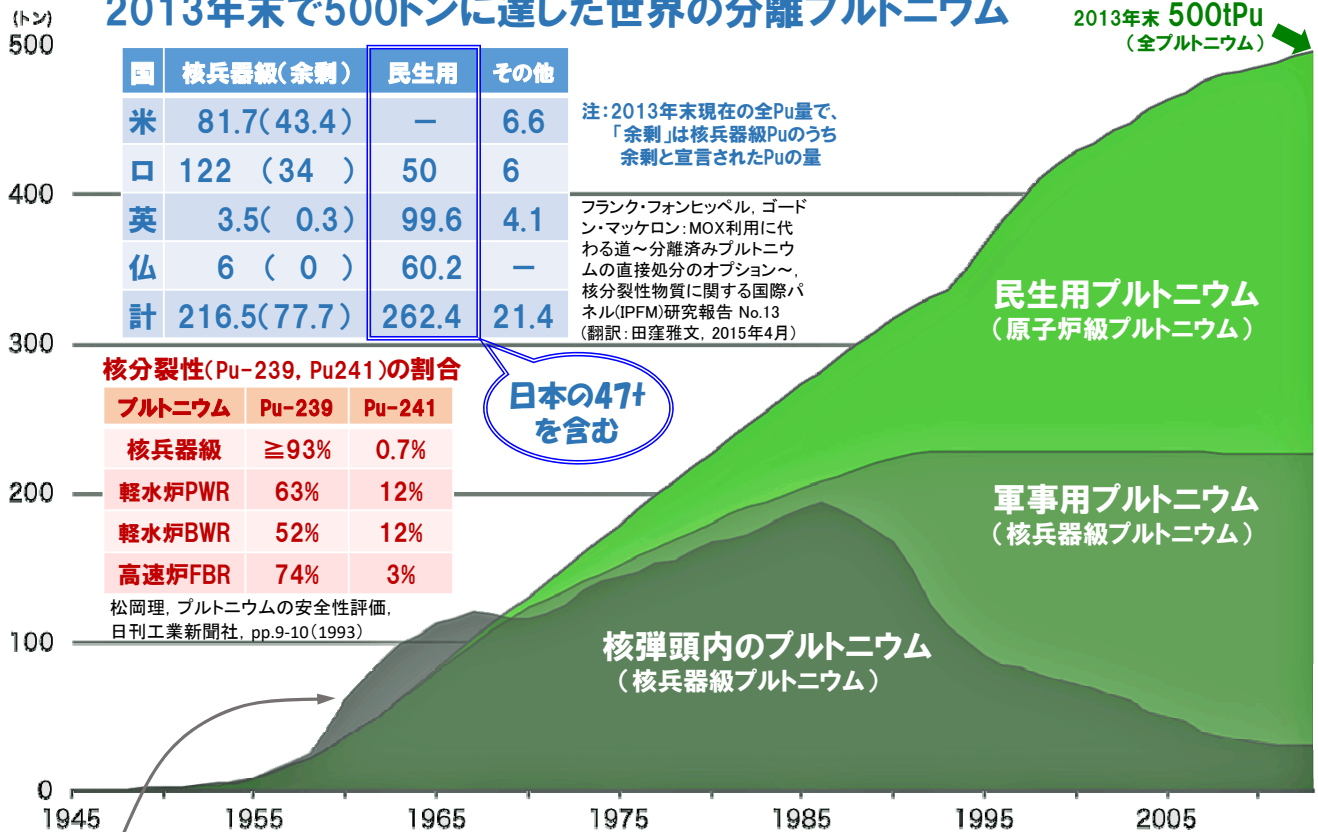
電力会社	発電所名	1996年3月月末時点				満杯回数	2000～01年増強後		満杯回数	
		1炉心	1取替分	貯蔵容量	管理容量		貯蔵容量	管理容量	個別	共用化
関西電力	美浜1号	121	40	288	127	3.2	288	127	3.2	10.8
	美浜2号	121	40	555	394	9.9	555	394	9.9	
	美浜3号	157	52	424	215	4.1	1118	909	17.5	
	高浜1号	157	52	424	215	4.1	424	215	4.1	11.5
	高浜2号	157	52	424	215	4.1	424	215	4.1	
	高浜3号	157	52	1188	979	18.8	1188	979	18.8	
	高浜4号	157	52	1188	979	18.8	1188	979	18.8	
	大飯1号	193	64	704	447	7.0	704	447	7.0	16.4
	大飯2号	193	64							
	大飯3号	193	64	974	717	11.2	2129	1872	29.3	
	大飯4号	193	64	974	717	11.2	2129	1872	29.3	
日本原電	敦賀1号	308	77	790	405	5.3	1217	832	10.8	16.4
	敦賀2号	193	64	987	730	11.4	1734	1477	23.1	

注：大飯1・2号のプールは共用であり、管理容量は1号または2号のどちらか片方の燃料交換を考慮した管理容量になる

(2012年3月末現在)	GCR	BWR	PWR	合計		備考
仏再処理工場	0	1,279	1,666	2,945	7,138	1975～98.3末にBWR・PWR約5,600tU、 GCR約1,300tUを輸送
英再処理工場	1,510	1,866	817	4,193		
東海再処理工場	0	644	376	1,020		1977.9～98.3末に約936トンU再処理 2006.3.31から再処理アクティブ試験 1999.12から使用済燃料搬入・貯蔵
六ヶ所再処理工場	0	219	206	425	3,344	
同貯蔵量	0	1,464	1,455	2,919		
原発サイト貯蔵量	0	8,050	6,236	14,286		日本原子力研究開発機構で試験研究
試験用に搬出	0	2	2	3		
合計	1,510	13,523	10,758	25,791		

②

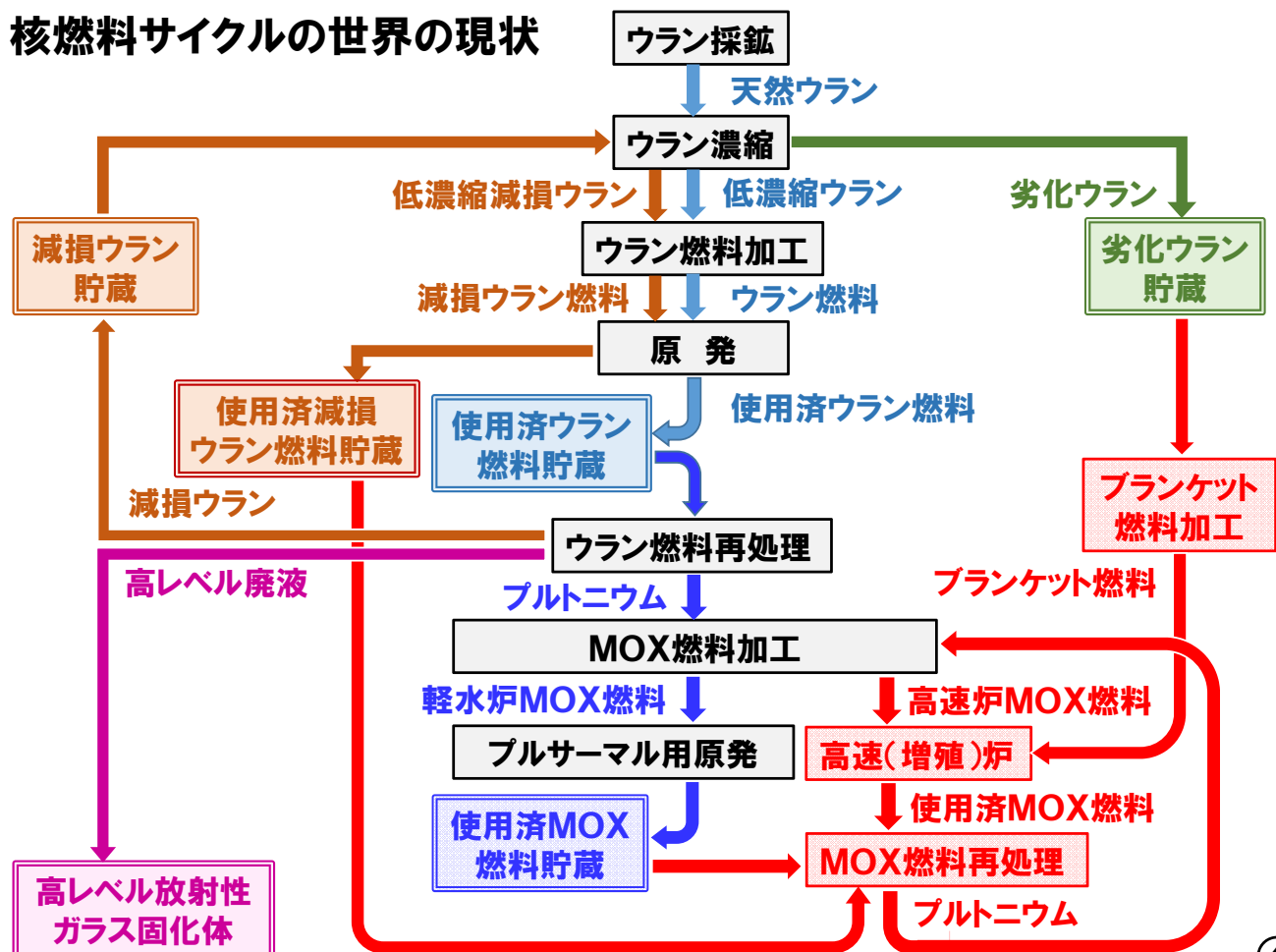
2013年末で500トンに達した世界の分離プルトニウム



運用状態の核弾頭の推定規模を同じスケールにするため核弾頭には平均3kgのプルトニウムが入っていると想定(1960年代の米国のプルトニウム量に関しては過大推定となるようである (出典: Military plutonium: IPFM, Global Fissile Material Report 2010, Balancing the Books: Production and Stocks and Global Fissile Material Report 2013. Civilian plutonium: David Albright, Frans Berkhout and William Walker, Plutonium and Highly Enriched Uranium 1996 (Oxford University Press, 1997) through 1996 and Global Fissile Material Report 2013, Appendix 1.3 thereafter. Nuclear warheads: Hans Kristensen and Robert Norris, "Global nuclear weapons inventories, 1945 – 2013" Bulletin of the Atomic Scientists Vol.69, No.5, pp.75–81(2013))

③

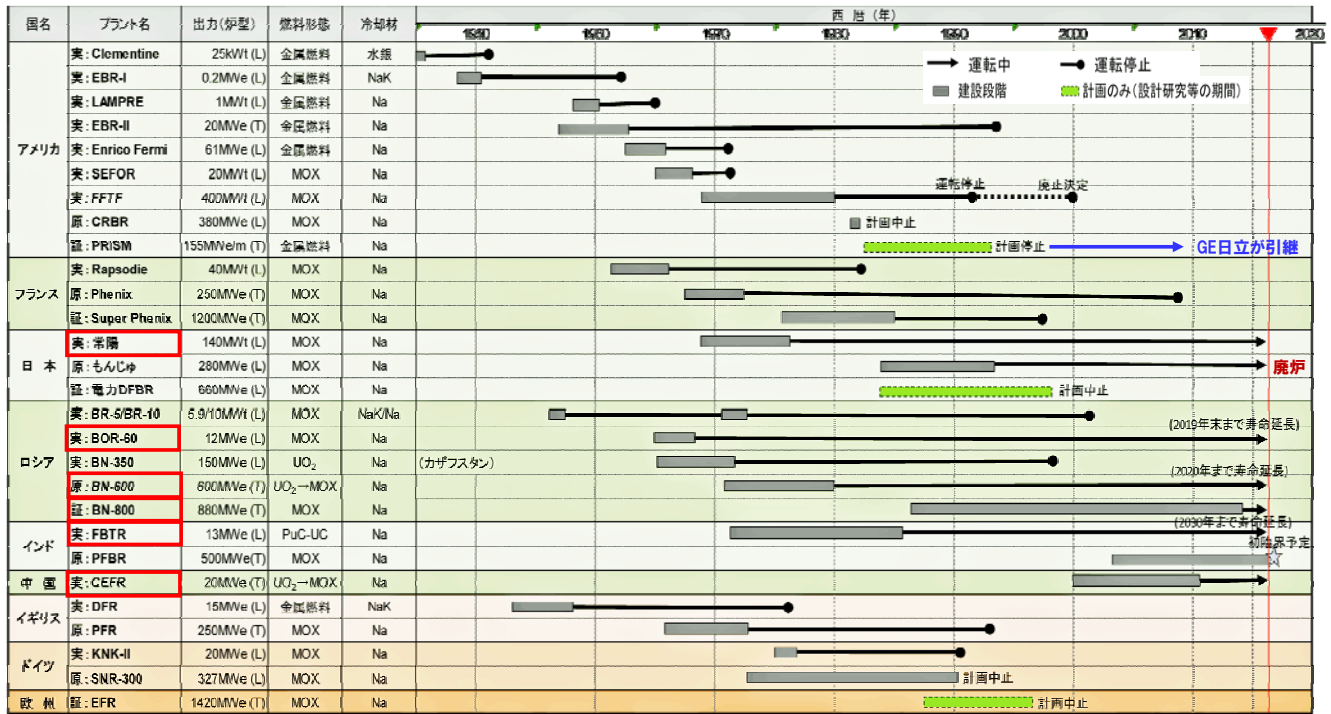
核燃料サイクルの世界の現状



④

世界の高速炉開発の歴史

佐賀山豊(日本原子力研究開発機構):「高速炉開発会議」での議論を踏まえた日本の高速炉開発のゆくえ、都市大(東京都市大学)原子カシンポジウム「日本の高速炉開発ゆくえ」(2017.7.20)



- アメリカ、イギリス、ドイツ、欧州は完全撤退（GE日立のPRISM引継開発は英Pu処分用で、見通し不明）
- 日本はもんじゅ廃炉後、仏ASTRID計画参画で実証炉計画継続を図るも、仏が計画縮小変更
- ロシアは高速炉燃料を高濃縮ウランからMOXへ転換できず、困難に直面（MOX加工工場建設費高騰）
- 中国はロシア実験炉輸入、原型炉飛ばしてBN800輸入失敗、自主技術60万kW実証炉昨年末着工
- インドは仏実験炉をコピー輸入（U/Pu炭化物燃料）、原型炉独自開発・建設中（MOX燃料）

高速(増殖)炉開発は撤退と後退を重ね、21世紀後半以降も見通せず

日: 高速増殖炉もんじゅを廃炉にし、仏ASTRID計画で「実証炉計画継続」を図るも、オールジャンの開発体制が根底から崩壊、建設主体も決められないまま、21世紀後半へさらに後退

- 原子力メーカの東芝は原発輸出から撤退、日立は英原発輸出計画で破綻リスクに直面、三菱重工はトルコ原発輸出からの撤退を模索、経産省は原子力産業再編を狙うも困難。
- 電力各社は原発再稼働審査と運転差止仮処分対策に追われ、電力自由化の下での生残りに必死。再エネの普及に伴う再稼働原発の電力過剰と使用済燃料貯蔵問題に直面

仏: 高速炉ASTRIDをシミュレーション開発へ後退、実機は検証用の10~20万kWへ規模縮小、建設費数千億~1兆円の半額負担を日本に要請したあげく、2019年度で予算打ち切り

英: 2011年12月に100トン規模の余剰プルトニウム処分を固定化処分から新設炉でのMOX利用へ方針転換するも、英国には自力開発力がすでにない。
軽水炉プルサーマルは仏EDFに拒否され、加重水炉CANDU-6は2%の低Pu富化度で非効率、GE日立の高速炉PRISMに頼るが、先を見通せず、技術的・経済的可能性を検証中。
新MOX加工工場の2025年操業・2029年MOX利用開始を掲げながら、代替案も模索中。

露: 核兵器解体・余剰プルトニウムの高速増殖炉MOX利用を掲げたが、高濃縮ウラン燃料からMOX燃料へ転換できず。原型炉BN600ではMOXバイバック燃料棒が破損、MOXペレット燃料棒へ転換したが、MOX加工工場の建設が遅れ、フルMOX炉心への改造も断念。実証炉BN800は高濃縮ウラン燃料にMOXペレット燃料とMOXバイバック燃料を一部加えたハイブリッド炉心で2016年10月に運転開始するも、MOX燃料の技術的・経済的困難の中にある。

米: 核兵器解体・余剰プルトニウムの軽水炉MOX利用を掲げたが、MOX加工工場の建設費が6倍へ高騰し断念、ダウブレンディング等によるWIPP(超ウラン廃棄物隔離プラント)処分へ転換

仏ナトリウム冷却高速炉ASTRID

Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
(60万kW→10~20万kW)

- ・仏原子力・代替エネルギー庁CEAが2010年に開発プロジェクトを開始、当初は60万kWだったが、仏電力会社EDFが「2060年以前には高速炉に投資しない」と決めたため、フラマトム社と協議の上ASTRIDをシミュレーション中心の計画へ変更、実証炉の規模を10~20万kWへ縮小し(もんじゅ28万kW)、建設費数千億~1兆円の半額負担を日本に要請(2018.6)
- ・実験炉ラブソディ、原型炉フェニックス、実証炉スーパーフェニックスの実験データに基づいてASTRIDのシミュレーション・プログラムを作成
- ・米DOEと仏CEAが2018年4月26日、先進的なナトリウム冷却高速炉SFR分野(PRISMとASTRID)での協力強化と人工知能分野での協力開始の趣旨書SOIを交換

米ナトリウム冷却・小型モジュール高速炉PRISM

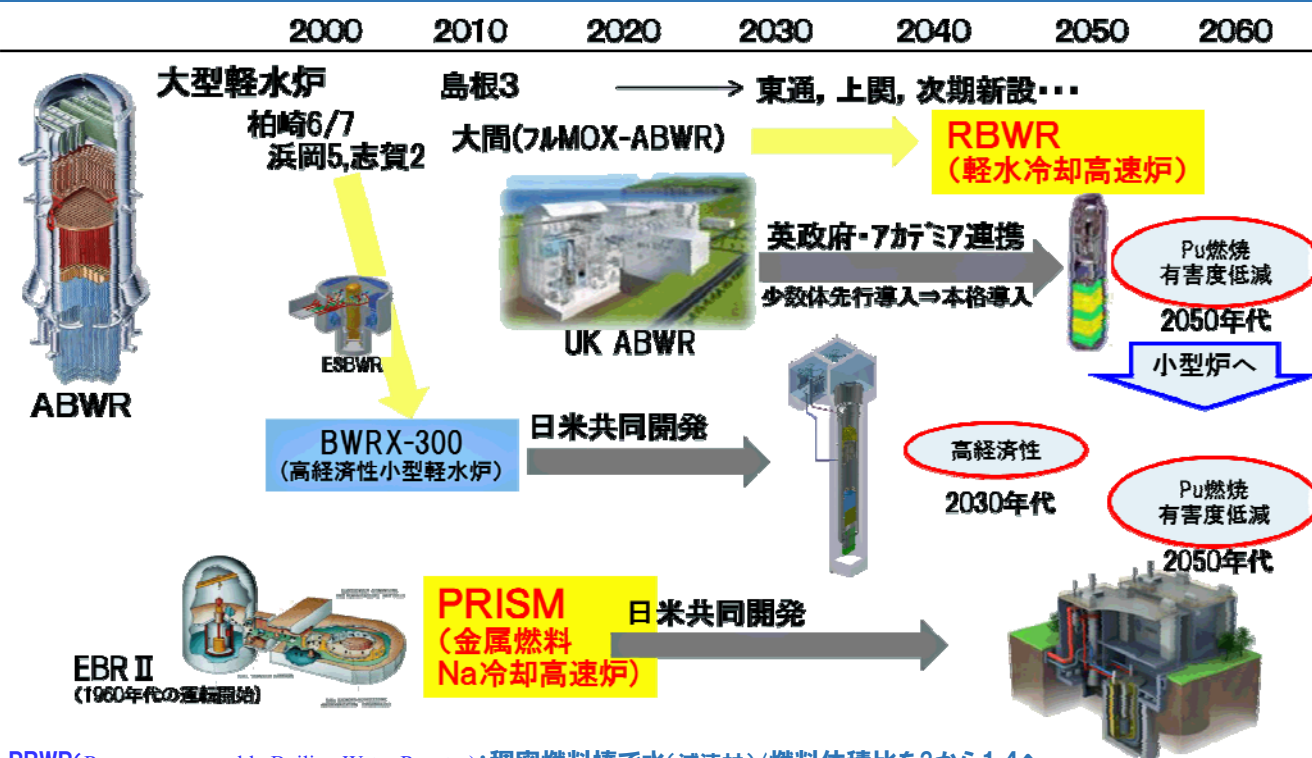
Power Reactor Innovative Small Module
(30万kW, U-26%Pu-10%Zr燃料)

- ・米DOEアルゴンヌ国立研究所中心に1981年から研究開発、DOEの先進液体金属炉ALMR計画の下、1986年からNRCの承認前審査を受けていたが、1994年に米議会中止決定で中断、DOEはALMR計画を破棄したが、GE日立ニュークリア・エナジー社が引き継ぎ、2010年にNRCへ許認可戦略を提出(具体化は未定)、2017年6月エクセロン社等米5社とチーム結成協定
- ・GEの高速実験炉SEFORやDOEの実験増殖炉EBR-IIの実験データを吸収
EBR-II: 2万kW、DOEアルゴンヌ国立研究所が1994年まで約30年間運転
- ・英原子力デコミッショニング機構NDAが「英国余剰プルトニウム処分の選択肢」の一つに選定
- ・GE日立ニュークリア社が、米ARCニュークリア社の液体ナトリウム小型高速炉ARC-100の許認可取得・カナダ初号機建設で2017年8月協力協定
ARC-100: EPR-IIに基づく設計で、GE日立がPRISMの知的財産権使用を許可し商業化を支援、10万kW(26万kWt)、20%濃縮ウラン金属合金燃料で燃料交換サイクル20年

⑦

「日立の原子力ビジョンと新型炉開発」でもPRISMは2050年代に・・・

日立製作所・日立GEニュークリア・エナジー「高速炉の新たな可能性について」第13回高速炉開発会議戦略ワーキンググループ資料1(2018.10.17)

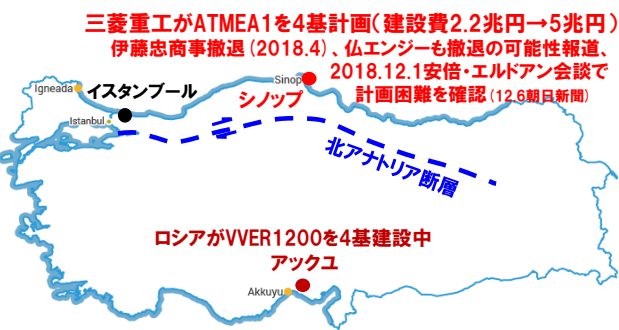
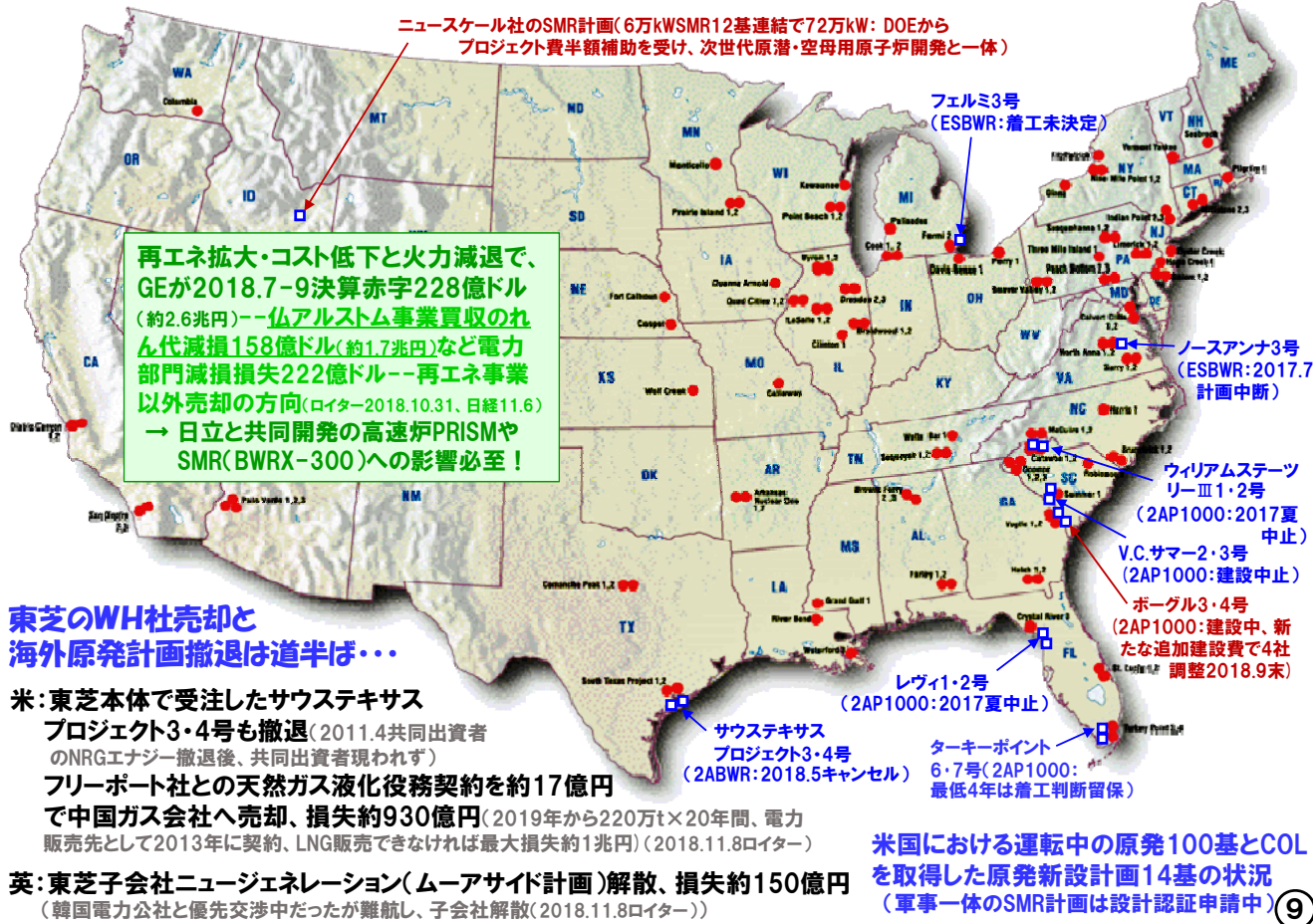


RBWR(Resource-renewable Boiling Water Reactor): 稠密燃料棒で水(減速材)/燃料体積比を3から1.4へ小さくして高速中性子割合を高めた高転換軽水炉。高速増殖炉までのつなぎだったが、Pu焼却炉として再浮上。

BWRX-300: 150万kW級ESBWRを30万kW級へ小型化したSMRだが、ESBWRはノースアナ3号建設計画に採用され2017.3に建設・運転一括認可COLが発給されたが、建設費高騰のため地元州公益事業委員会は未承認。

⑧

WH社経営破綻に続き、GEも巨額損失で原子力事業撤退へ



東芝に始まる原発輸出破綻の連鎖

2017.11英韓政府間覚書: 韓国電力公社のムーアサイド計画参加は、子会社である韓国水力・原子力会社のウィルヴァ計画参加が条件 (原産新聞2017.11.29)

格納容器コンクリート空陥等補修工事で原発利用率低下、韓国電力公社が2018年上半期に8147億ウォン(約800億円)の赤字、UAEバラカ原発でも空陥補修で竣工遅れ

日立の「ホライズンプロジェクト」継続の判断基準

- ①事業継続に必要な全許認可取得
- ②事業継続可能な固定買取価格(ストライクプライス)の設定
ヒンクリーポイントC: 92.5ポンド/MWh (13.5円/kWh:市場価格の1.8倍)、35年間
- ③ホライズン社への投資スキームの確定とオフバランス化(非連結化)
(議決権を行使しない株主を除いて事実上過半数の議決権で支配する筆頭株主から外れる)

ムーアサイド Moorside

東芝: AP1000を3基計画 (韓国電力公社への売却を断念し、子会社解散へ、ロイター2018.11.8)

ウィルヴァニューydd Wilfa Newydd

日立: ABWR2基計画 ベクトルが建設主体撤退

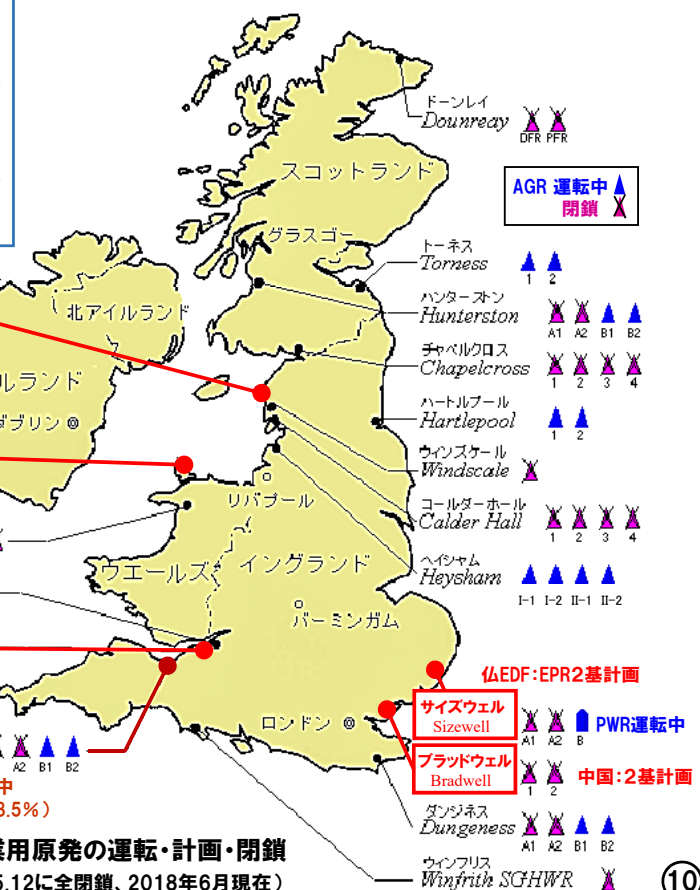
オールドベリー Oldbury

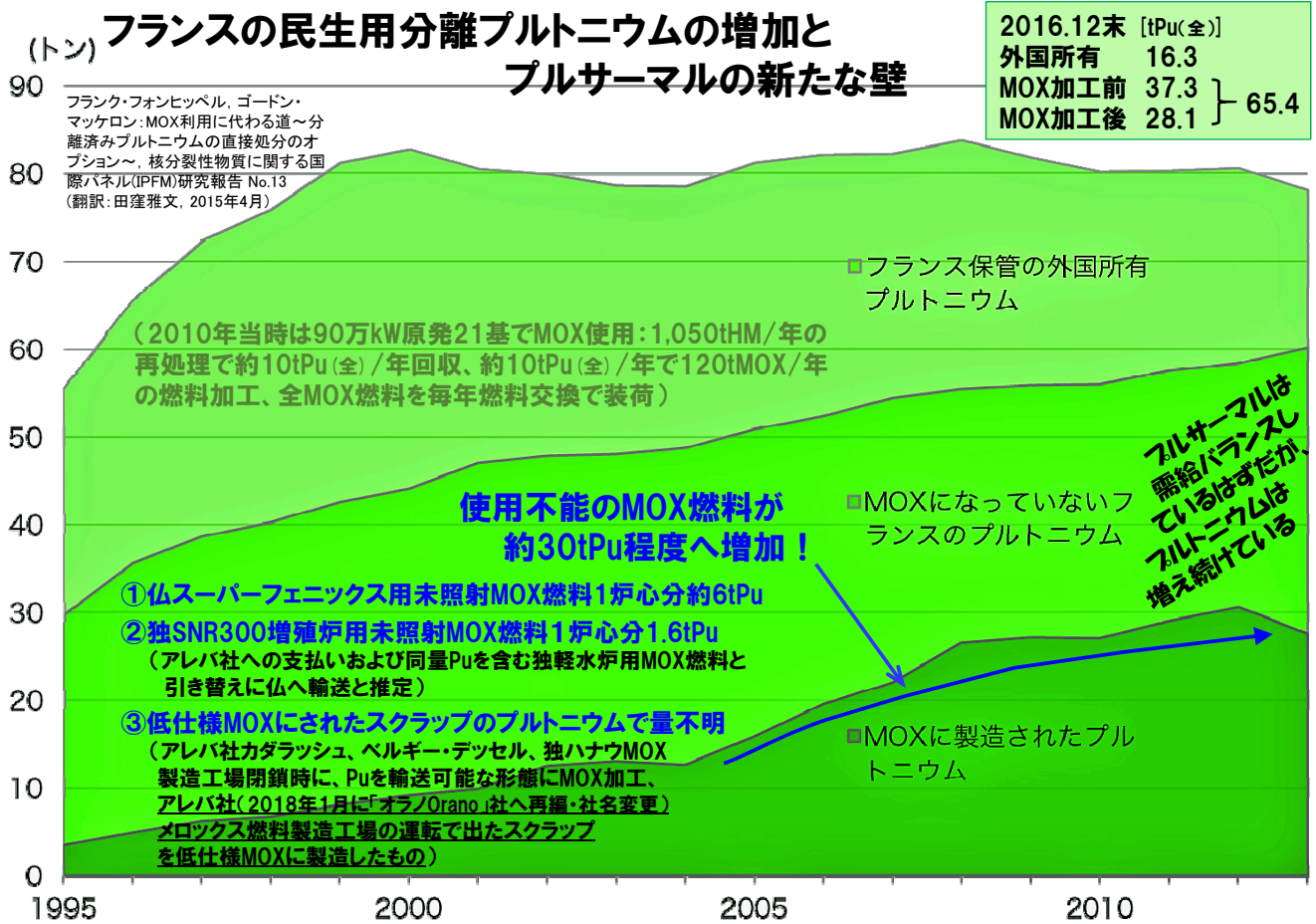
日立: ABWR2基計画

ヒンクリーポイント Hinkley Point

仏EDF:EPR2基建設中 (EDF66.5%、中国33.5%)

英国における商業用原発の運転・計画・閉鎖の状況(GCRIは2015.12に全閉鎖、2018年6月現在)





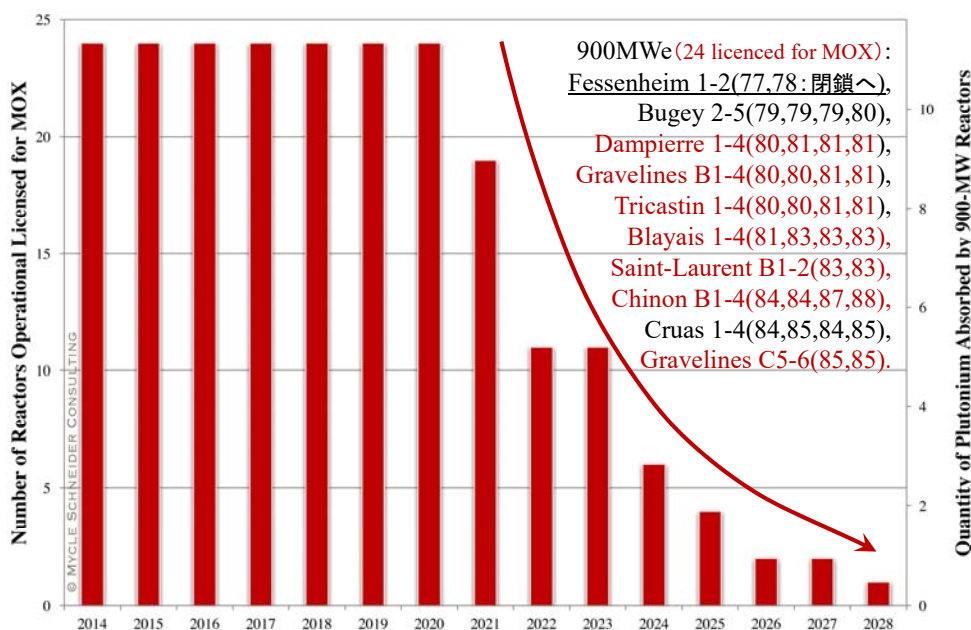
未照射MOX燃料約30tPuはほとんどが使用不能、未加工プルトニウム量は約30トンのレベルのまま、2013年末外国保有のほとんどが日本のもの(出典: IAEA, Communication Received from France Concerning its Policies Regarding the Management of Plutonium, INF/CIRC/549/Add5/18, 2014 and previous annual reports. ⑪)

仏プルサーマル用は30年超運転の90万kW級PWR34基中24基だけ！ 130万kW級PWR20基、150万kW級4基にはプルサーマル免許なし

グリーン成長のためのエネルギー転換法(2015.7.22仏国民議会可決成立、原発比率低減+原発容量上限6,320万kW:オランド大統領)

2025年までに原子力比率75%を50%にする計画(2,100万kW減、90万kW23基相当→2035年へ延期?)

EDFは40年運転になる90万kW級8基の10年ごとの定期安全レビューPSRを2019年に開始(合格すれば10年延長)、40年超運転の技術要件のパブコメ開始(2018.9~2019.3末)・・・



Plutonium Absorption Capacity by 900MW Reactors (40 y. lifetime)

Mycale Schneider: The Plutonium Economy in France Under Increasing Pressure, International Conference on US-Japan Nuclear Co-operation Agreement and Japan's Plutonium Policy 2017, Tokyo, 24 February 2017

再エネの普及・価格急低下で、原発の競争力が失われている！

1300MWe(運転開始年):
 Paluel 1-4(85,85,86,86),
 Saint-Alban 1-2(86,87),
 Flamanville 1-2(86,87),
 Cattenom 1-4(87,88,91,92),
 Nogent s/Seine 1-2(88,89),
 Belleville 1 & 2(88,89),
 Penly 1-2(90,92),
 Golfech 1-2(91,94).

N4-1450MWe:
 Chooz B1-2(96,99), Civaux 1-2(99,2000).

EPR1750MWe:
 Flamanville 3(2019年Q4燃料装荷予定、運転中の詳細なRV炭素偏析管理が条件、RV上蓋は2024年末までに制限、総工費109億ユーロ(1兆4,200億円)、原産新聞2018.10.12)

2018.11.27 仏マクロン政権が原子力比率50%化を2035年へ10年延期、 高速実証炉ASTRIDを2020年以降予算つけず凍結(日本政府へ伝達)

- 90万kW原発34基中の14基を2035年までに閉鎖:
2020年春までに2基閉鎖(Fessenheim 1・2)
2025/26に2基閉鎖(電力安定供給の確保、独など仏隣国における再エネ開発進展・石炭火力電源の減少と、卸電力価格の低下が条件)
2027/28に2基閉鎖(運開から50年を迎える前に2基閉鎖)
2035年までに8基閉鎖(40年超運転のために実施した安全強化策等に係る投資回収を考慮し、運開50年を迎えた時点で8基閉鎖:90万kW34基すべてがこれに該当)
(Fessenheim以外は閉鎖3年前までに原発を特定、仏環境連帯移行省の多年度エネルギー計画PPE改定案骨子(2018.11.27公表)では、複数原発立地サイトでの全基閉鎖回避をEDFへ要請)
- 原発閉鎖は再エネの進展状況に依存:再エネ年間投資€50億→€70~80億へ増額、
陸上風力を2030年までに5倍化、海上風力の開発を促進
(2017年度発電電力量に占める原子力比率はすでに71.6%へ下がっていた)
- 石炭火力4基を2022年までに閉鎖、しかし、新石炭火力を計画
- ASTRID:2019年までに€10億(約1,200億円)投じ、2020年代半ばまでに建設可否を
判断する予定だったが、2019年で打ち切り、2020年以降予算付けない方針
(2018年6月にASTRID計画の規模縮小を表明していた)
- 2021年に原発新設計画に関する方針を決定:原子力産業規模、EPRの経済的最適化設計、
使用済燃料貯蔵、投資モデル、規制・法手続について政府主導でEDFと共同作業
- EDFに新しい原発計画を進めるよう求め、「原発に関する課題とリスクに沿う形でEDF
への政府出資比率を83.7%から引上げる可能性に言及

(2018.11.27World Nuclear News、11.27時事通信、11.28ロイター、11.28-30日本経済新聞、11.30電事連)

⑬

**2025年に原子力比率を75%から50%へ減少=フルサーマル炉の減少=再処理量
も減少=使用済燃料搬出量減少 → 原発サイト内フル満杯=燃料交換不能に!
→ 再処理契約の貯蔵契約への変更以外にない(サイト乾式貯蔵にはフル冷却不足)**

仏原発・再処理工場における使用済核燃料の貯蔵能力・貯蔵量

日本原子力研究開発機構「平成26年度
発電用原子炉等利用環境調査 核燃料
サイクル技術等調査 報告書」(2015.2)

	貯蔵能力	2012年末貯蔵量	備考
原発58基サイト内プール	6,594tHM	4,172tHM	毎年1,100~1,200tHM発生
ラ・アーグ再処理工場プール	17,600tHM	9,790tHM	毎年約1,050tHM再処理計画

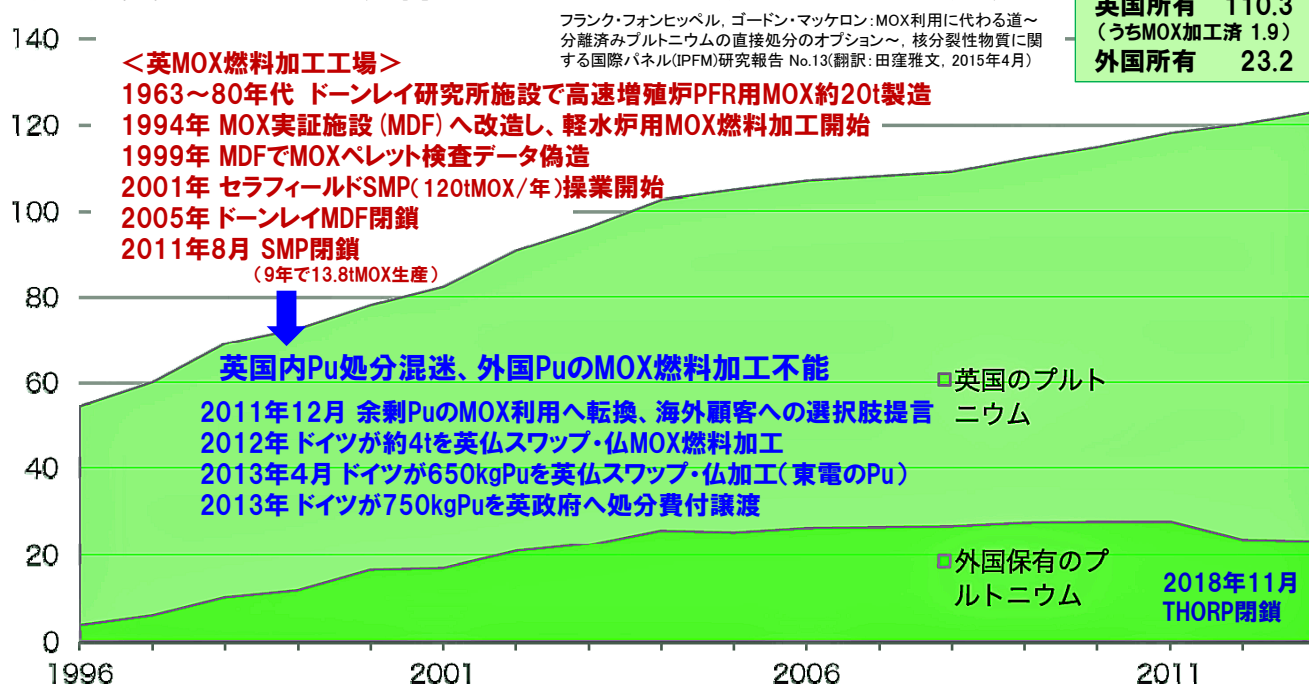
注:ラ・アーグ再処理工場はUP2-800(使用済核燃料貯蔵プール容量C:4,800tHM、NPH:2,000tHM)とUP3-A(同D:4,600tHM、E:6,200tHM)の2ラインからなる。上記以外に、CEA研究施設に120tHMが貯蔵されているが、政令で2015年末までに搬出することになっている。

- 原発58基から毎年1,100~1,200tHMの使用済核燃料(U燃料約1,050tHM、MOX燃料約100tHM、URE燃料約50tHM:2012年で装荷中断)が取出され、1,050tHM(2009年までは850tHM)がラ・アーグ再処理工場へ搬出される。
- 原発サイト内貯蔵容量は取替炉心の数年分しかなく、取出した分とほぼ同量の冷えた使用済核燃料から再処理工場へ搬出されるため、サイト内貯蔵量はほとんど変わらない。
- 使用済MOX燃料(約100tHM/年、2010年末実績累計1,287tHM)と使用済回収ウランURE燃料(ロシアとの再濃縮契約打切、2012年まで累計約500tU、仏内再濃縮計画有)は将来の高速炉燃料用にサイト内貯蔵する計画のため、現貯蔵量の半分は再処理工場へ搬出できない。
 - 取出した使用済核燃料は2年程度のプール冷却(集合体発熱量10kW以下)で搬出され、再処理工場のプール貯蔵へ移される(乾式貯蔵ではなく、キャスク輸送のみ)。
 - 再処理工場が事故等で長期停止すれば、7年程度で使用済核燃料を搬入できなくなるため、AREVA社はラ・アーグのプール容量増強も検討中(ただし、再処理契約に依存)

⑭

(トン) 英国の民生用分離プルトニウムの増加と混迷する処分策

2016.12末 [tPu]
英国所有 110.3
(うちMOX加工済 1.9)
外国所有 23.2



英国政府によるIAEA報告の累計 (出典: IAEA, Communication Received from the United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland Concerning its Policies Regarding the Management of Plutonium, INFCIRC/549/Add8/17, 15 August 2014 and previous annual reports.)

英政府のプルトニウム処分案・・・当初は(2)が中心だったが、2011年以降(1)を優先検討中

- (1) MOX利用: 軽水炉(仏EDFは拒否、他へ)、重水炉(EC6(改良型CANDU6, 2%Pu)、高速炉(GE日立PRISM)
- (2) 廃棄物として固定化: 低仕様MOXペレット加工・缶封入、セメント固化、溶融ガラス固化
- (3) 無期限貯蔵(または処分費付譲渡) (セラフィールドMOX工場でも可能)

⑮

英国は使用済核燃料直接処分へ転換、現有プルトニウムのみMOX利用を模索

マグノックス炉GCR 26基517万kW: 2015.12に最後のGCR閉鎖、GCR金属燃料は化学的に活性な(黒鉛減速炭酸ガス冷却炉) マグネシウム合金被覆のため長期にはプール貯蔵できず(90日以上プール貯蔵後、セラフィールドへ移送) すべて再処理(GCR専用再処理工場B-205は2017~2020年に再処理終了後閉鎖予定)、低燃焼度(0.55万MWd/tHM)のため、回収ウラン(U235濃度0.4~0.5%)を再濃縮し、AGR燃料に利用(バージン燃料と区別なく使用)
(1964~2004年に再処理回収ウラン3.5万tUのうち1.6万tUをBNFLガス拡散工場で0.7%へ微濃縮、URENCO遠心分離工場で2.6~3.4%へ濃縮し、AGR燃料1,650tUに加工)

改良型ガス炉AGR 14基888万kW: 2030年までに全廃炉予定(2023年4基、24年4基、28年2基、30年4基)
仏EDFエナジーが所有・運営、2005.1以降装荷された燃料は再処理せず、直接処分までセラフィールドで集中貯蔵(AGR使用済核燃料貯蔵量は約6,000tHMと推定、ステンレス鋼被覆管で長期プール貯蔵可能)
THORP再処理工場は2004年末までに装荷されたAGR燃料の再処理終了後(海外軽水炉顧客分を含めて2018年頃)閉鎖予定

軽水炉PWR(サイズウェルB)1基119万kW: 1995年運転開始、2035年まで認可、60年運転を計画
仏EDFエナジーが所有・運営、使用済核燃料はすべて再処理せず、直接処分までサイト内貯蔵
サイト内貯蔵プールは20年運転で満杯になり、乾式キャスク貯蔵を併用(2017年3月貯蔵施設運用開始)
(サイズウェルBの40年運転で1,049tHMの使用済核燃料が発生と見積もり)

- ⇒ 使用済核燃料貯蔵施設 ⇒ 英原子力廃止措置機関NDAが直接処分計画(処分場未定)
- セラフィールド: プール貯蔵施設8,000tHM+乾式貯蔵施設2,300tHM
- ウィルファ原発サイト: 乾式貯蔵施設700tHM
- サイズウェルB原発サイト: プール貯蔵施設550tHM+乾式貯蔵施設(2015年竣工予定)

○新設原発の使用済核燃料もすべて再処理せず、サイト内貯蔵後、直接処分

○所有プルトニウムは新設炉でMOX利用し、使用済MOX燃料はサイト貯蔵後、直接処分

⑮

英国のプルトニウム管理における優先的政策

リチャード・オッペンハイム駐日英国大使館環境エネルギー部
長一等書記官、第56回原子力委員会、資料第1号(2012.12.21)

- 2010年5月核不拡散条約レビュー会議の勧告に基づき、2011年2月パブリックコンサルテーション文書で「MOX燃料として国内外で再利用する管理方法が他の2選択肢(イモビライゼーション方式(ガラス固化・地層処分)や長期貯蔵方式)より将来的展望が得られる管理方法」との方針を打ち出し、パブリックコンサルテーションの結果、**2011年12月1日に英国政府はプルトニウムをMOX燃料として新規の原子炉で再利用することが優先的選択肢であると決定**(MOX燃料に加工できないプルトニウムに関しては固化し、廃棄物として処分)。

再利用政策実施に向けた次のステップ

- 英国政府は、新規原子炉でのMOX利用が政府の優先的選択肢としているが、**新MOX工場(2019年着工、2025年操業開始、2029年新原子炉でMOX利用の計画)建設を正式に決めるに十分な情報が得られていない。**
- 政府は次の段階として、「**再利用の選択肢が安全かつ確実に実施可能である事はもとより、この政策実施に係る費用が妥当かつ遂行可能で、見合う対価が得られるか**」について検証作業を始めている。
- 政府はこの再利用方法を優先的に進めているが、代替案も模索している。処分する選択肢は、再利用できない少量のプルトニウムのためにも必要である。

海外顧客所有のプルトニウムについて(2011.12)

Management of the UK'S Plutonium Stocks A consultation response on the long-term management of UK-owned separated civil plutonium, Dep. of Energy & Climate Change, United Kingdom(1 Dec. 2011)

- MOX燃料として再利用する優先的な選択肢を打ち出した英国は、海外顧客に2つのオプションを提案：
 - 英国所有プルトニウムがMOX燃料に加工される燃料工場にてMOX燃料に加工するオプション
 - 英国政府が海外顧客プルトニウムの所有権を取得し、**英国の政策に従って管理するオプション**

(「政府間合意に従った措置」と「合意し得る商業上の条件(長期的な費用を見込み、所有することによって英国納税者に追加的負担が発生しないような金額の支払い)」が所有権取得の前提、取得後は当該プルトニウムも英国政策(新設炉でのMOX利用が優先的選択肢だが、他の選択肢も検討)に従った扱い。NDAには「総合的観点から英国に便益が得られる事を英国政府に実証する」責任が課せられている。)



○2013.12現在英国保管123tPu(うち海外分23tPu)の年管理費約20億ポンド(約31億ドル)

(日本原子力研究開発機構「平成26年度発電用原子炉等利用環境調査 核燃料サイクル技術等調査 報告書」(2015.2))

英国で英国所有プルトニウムを貯蔵している三重構造の缶 ⑰

ドイツのプルトニウム処分はブルサーマルと英への処分費付譲渡で2016年に完了

- 1983年 「緑の党」(1980年結成)が5%条項突破で27議席獲得
- 1989年 バッカースドルフ再処理工場建設中止
- 1991年 試運転直前のSNR300放棄
- 1993年 ハナウMOX燃料工場運転不許可:94年閉鎖(1973~93年に200tMOX生産)
- 1994年 原子力法改正:再処理義務放棄
- 1995年 ハナウ新MOX燃料工場運転中止:120tMOX/年でほぼ完成していた
- 1998年 社会民主党SPD・緑の党連立政権誕生
- 2000年4月 再生可能エネルギー法施行:20年間固定価格買取制度FIT
- 2000年6月 電力業界と政府間の脱原発合意成立
- 2002年6月 2022年までの脱原発法施行:総計2.623兆kWhを上限に全19基全廃(平均32年運転)
- 2004年8月 再生可能エネルギー法改正で太陽光買取価格3割引き上げ
- 2010年12月 メルケル政権(CDU)が脱原発を2034年頃まで緩和:17基運転中
- 2011年6月 福島事故で2022年脱原発を閣議決定:老朽炉7基と事故停止炉1基閉鎖
 - 2015([Grafenrheinfeld](#):閉鎖済み)、17([Gundremmingen B](#):閉鎖済み)、19年([Phillipsburg 2](#))に各1基、
 - 21年3基([Gundremmingen C](#)、[Grohnde](#)、[Brokdorf](#))、22年3基([Isar 2](#)、[Emsland](#)、[Neckarwestheim 2](#))閉鎖の予定
- 2012年7月 英保管の約4tを英仏スワップし、仏でMOX燃料加工 (下線はMOX装荷認可原発)
- 2013年4月 英保管の650kgPu(全)を英仏スワップし、仏でMOX燃料加工 (アレバ社が引き取りを迫っていた東京電力の福島第一3号機用Puと交換)
- 2013年 英保管の750kgPu(全)を英政府へ処分費付譲渡
- 2016年 約37tPu(全)のMOX装荷完了(独環境省MOX利用計画:4サイクル・4年運転)
 - 2012年までに約33tPu、13年1.2tPu、14年1.0tPu、15年1.2tPu、16年0.2tPuのMOX装荷

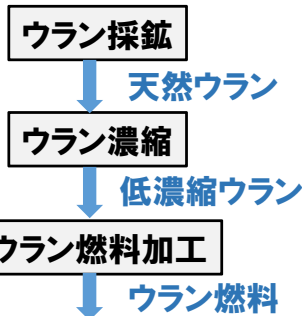
使用済核燃料貯蔵容量(2013年末推定貯蔵量)

サイト内:プール6,009tHM(4,124tHM)、乾式貯蔵14,710tHM(3,829tHM)--2022年全原発閉鎖まで十分な貯蔵容量
サイト外:乾式貯蔵7,760tHM(92tHM)(ゴアレーベンとアーハウスの2施設だが、搬入が阻止され、1997年以降搬入中止)

核燃料サイクルの日本の現状

日本のプルトニウム保有量

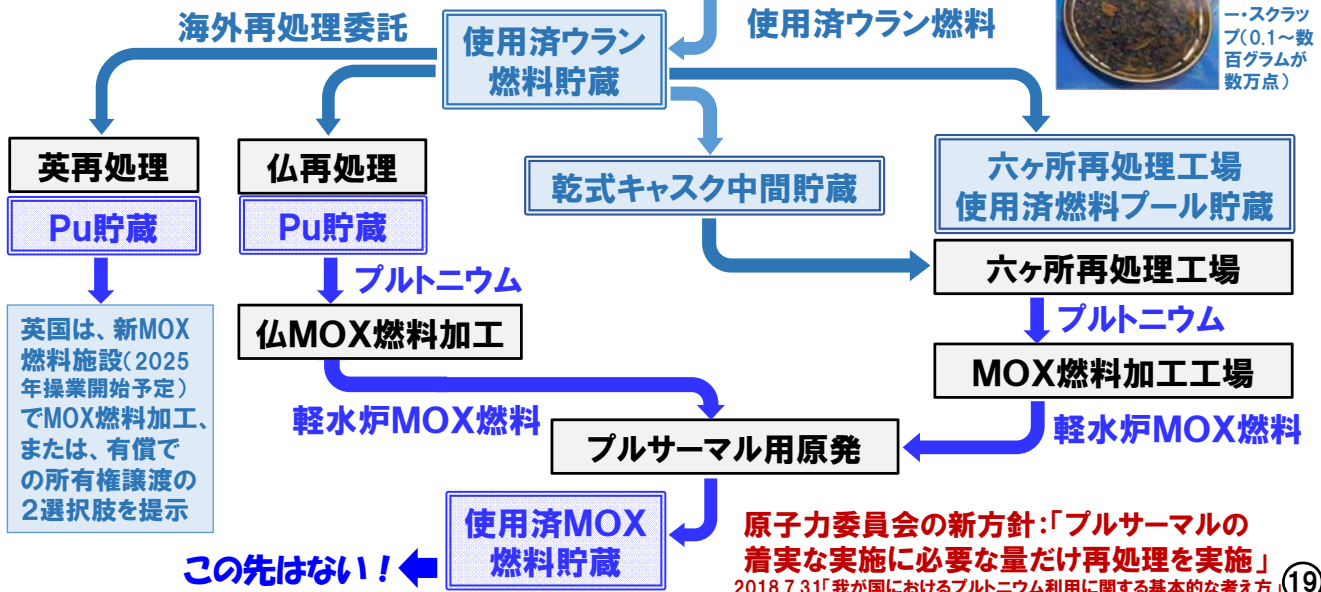
総量	約46.9トン	(2016年12月末:全Pu)
海外	約37.1トン	
英	20.8トン	(ふげん使用済核燃料731体、約110tの仏再処理新規委託で約1.3tPu追加:2026年頃、2018.12.11共同通信)
仏	16.2トン	
国内	約9.8トン	



国内保管Pu	約9.8トン
電力会社(未装荷MOX)	1,597kg
日本原燃	3,604kg
研究開発関係	4,643kg
燃料加工施設	3,805kg
常陽(未装荷MOX)	134kg
もんじゅ(未装荷MOX)	282kg



大半が、不純物混じりのダーティー・スクラップ(0.1~数百グラムが数万点)



日米原子力協定延長を機に顕在化した日本の余剰プルトニウム問題

2003年8月 原子力委員会「我が国のプルトニウム利用の基本的考え方について」

利用目的のないプルトニウムを持たないとの原則→プルトニウム利用計画の妥当性を原子力委員会が確認

2010年9月 電気事業者連合会のプルトニウム利用計画 → 2011.3.11福島事故で破綻

2015年度までに16~18基の軽水炉でMOX燃料として年間5.5~6.5トンの核分裂性プルトニウムを利用

2016年10月 「再処理等拠出金法」附帯決議を踏まえ、原子力委員会が経産大臣に再処理実施前に実施中期計画提示を求め、経産大臣も政府方針に反する実施中期計画(使用済燃料再処理機構が策定)は認可しない旨表明

2017年7月20日 原子力委員会「原子力利用に関する基本的考え方」(翌日、政府として尊重する旨閣議決定)

①「利用目的のないプルトニウムは持たないという原則」の堅持、②「現在では、唯一、現実的な手段である軽水炉を利用したプルサーマルでの対応」と「国際社会に対して我が国の方針について適切に説明していくことが重要」、③「原子力関連機関は、使用済燃料の中間貯蔵の能力拡大に向けた取組を強化していく必要がある」

2017年10月 原子力委員会「日本のプルトニウム利用について【解説】」

商業用のプルトニウムは、①電気事業者がプルサーマルで利用、②六ヶ所再処理工場の再処理量は徐々に増やしていく、③MOX燃料加工工場の操業には原料が一定量必要、六ヶ所再処理工場とのタイミングの差が大幅には乖離しない、④プルトニウム利用計画や実施中期計画を国が確認。研究開発等のプルトニウムは、研究機関がプルトニウム利用計画を公表し、国(原子力委員会)がその妥当性を確認。「プルトニウムが溜まり続けることはなく...使用される予定のプルトニウム量を勘案することとする現在の仕組みの下で、適切なプルトニウム・バランスをしっかりと確保していく方針」

2018年1月 原子力委員会「日本のプルトニウム利用の現状と課題」

現下の状況を踏まえ「プルトニウム利用の基本的な考え方について」(2003.8)をアップデートすることも必要ではないか。

2018年6月 米国家安全保障会議NSCが日本政府へプルトニウムの適切な管理を求める

プルトニウム保有量に上限を設け、削減策を公表すること、日米原子力協定自動延長に合わせて日米共同文書を発表することなどを具体的に求める(日本経済新聞2018.6.10)

2018年7月16日 日米原子力協定期限、「6ヶ月前の事前通告で一方向的に終了できる」状態で自動延長

2018年7月3日 「第5次エネルギー基本計画」閣議決定で「プルトニウム保有量の削減に取り組む」を追記

2018年7月5日 原子力委員会「2017年度版原子力白書」で「プルサーマルの実施に必要な量だけ再処理が実施されるよう国が再処理量を認可することや海外保有分のプルトニウムの着実な削減の必要性などの議論」を紹介

2018年7月31日 原子力委員会が「我が国におけるプルトニウム利用に関する基本的な考え方」を改定 ②0

原子力委員会の「我が国におけるプルトニウム利用に関する基本的な考え方」改定(2018.7.31)の意義

我が国の原子力利用は、原子力基本法にのっとり、「利用目的のないプルトニウムは持たない」という原則を堅持し、厳に平和の目的に限り行われてきた。我が国は、我が国のみならず最近の世界的な原子力利用をめぐる状況を俯瞰し、プルトニウム利用を進めるに当たっては、国際社会と連携し、核不拡散の観点も重要視し、平和利用に係る透明性を高めるため、下記方針に沿って取り組むこととする。

我が国は、上記の考え方に基づき、**プルトニウム保有量を減少させる**。プルトニウム保有量は、以下の措置の実現に基づき、**現在の水準を超えることはない**。

1. 再処理等の計画の認可(再処理等拠出金法)に当たっては、六ヶ所再処理工場、MOX燃料加工工場及びプルサーマルの稼働状況に応じて、**プルサーマルの着実な実施に必要な量だけ再処理が実施されるよう認可を行う**。その上で、生産されたMOX燃料については、事業者により時宜を失わずに**確実に消費されるよう指導し、それを確認する**。
2. プルトニウムの需給バランスを確保し、**再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし、再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させるため、事業者に必要な指導を行い、実現に取り組む**。
3. **事業者間の連携・協力を促すこと等により、海外保有分のプルトニウムの着実な削減に取り組む**。→ 伊方3号で東電・中部電のPu利用!
4. **研究開発に利用されるプルトニウムについては、情勢の変化によって機動的に対応することとしつつ、当面の使用方針が明確でない場合には、その利用又は処分等の在り方について全てのオプションを検討する**。
5. **使用済燃料の貯蔵能力の拡大に向けた取組を着実に実施する**。
加えて、透明性を高める観点から、今後、電気事業者及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)は、**プルトニウムの所有者、所有量及び利用目的を記載した利用計画を改めて策定した上で、毎年度公表していくこととする**。

原発再稼働とプルサーマルが停滞

六ヶ所再処理工場に操業制限

六ヶ所再処理工場プールへ使用済燃料を搬出できない

原発サイト内プール満杯になり、燃料交換できず、運転できない

ところが・・・

乾式中間貯蔵施設ができれば・・・
よく冷えた使用済燃料から順次、乾式貯蔵へ移され、サイト内プールに空きができる

原発の運転継続・40年超運転が行われ、
原発重大事故の危険におびえ続ける

サイト内プールに熱い使用済燃料が供給され、
プール燃料溶融事故の危険が続く

使用済MOX燃料は数十年以上のプール冷却が必要で、乾式貯蔵へ移せない

②1

電力会社のプルトニウム利用計画 (2010年度時点, Pu保有量は2015.12末)

所有者	MOX燃料利用予定原発	利用目安量 [tPu/年]	Pu保有量 [tPu] (仏保管, 英保管)
北海道	泊3号(PWR 91.2万kW)	0.2	0.125 (0.066, -)
東北	女川3号(BWR 82.5万kW)	0.2	0.439 (0.206, 0.159)
東京	3～4基(福島第一3号含む)	0.9～1.6	8.942 (2.073, 5.976)
中部	浜岡4号(BWR 113.7万kW)	0.4	2.643 (1.522, 0.745)
北陸	志賀1号(PWR 54万kW)	0.1	0.097 (0.090, -)
関西	高浜3・4号, 大飯1～2基 (PWR 87万, 87万, 118万kW)	1.1～1.4	9.267 (5.573, 2.362)
中国	島根2号(BWR 82万kW)	0.2	0.867 (0.423, 0.355)
四国	伊方3号(PWR 89万kW)	0.4	1.007 (0.032, 0.666)
九州	玄海3号(PWR 118万kW)	0.4	1.957 (0.073, 1.030)
日本原電	敦賀2号, 東海第二 (PWR 116万, BWR 110万kW)	0.5	3.440 (0.484, 2.739)
小計	15～17基	4.4～5.4	28.784 (10.542, 14.032)
電源開発	大間(ABWR 138.3万kW)	1.1	—
合計	16～18基	5.5～6.5	28.784 (10.542, 14.032)

注: 仏国回収核分裂性プルトニウムの一部が電気事業者より電源開発(大間原発)に譲渡される予定
(東北電力約0.1トン、東京電力約0.7トン、中部電力約0.1トン、北陸電力約0.1トン、
中国電力約0.2トン、四国電力約0.0トン、九州電力約0.1トンの合計約1.3トン)

電気事業連合会「六ヶ所再処理工場回収プルトニウム利用計画(平成22年度)」(2010.9.17);
電気事業連合会「電気事業者におけるプルトニウム利用計画等の状況について」(2016.3.29)

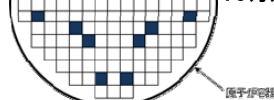
伊方3号のMOX燃料

157体(約74tU)中
1/4炉心以下 =
40体(約19tHM)以下

核分裂性Pu(Pu239とPu241)
の割合: 集集体平均約6%
燃焼度4.5万MWd/tHM

2010.2 MOX燃料16体

装荷
(2010.3～
2011.4の
13月運転)



2016.6 再使用MOX燃料

16体装荷
(2016.9～
2017.10の
13月運転)

(新MOX燃料
5体を貯蔵中)

2017.12～18.9.25 運転差止仮処分
2018.10.4 MOX燃料16体再々装荷

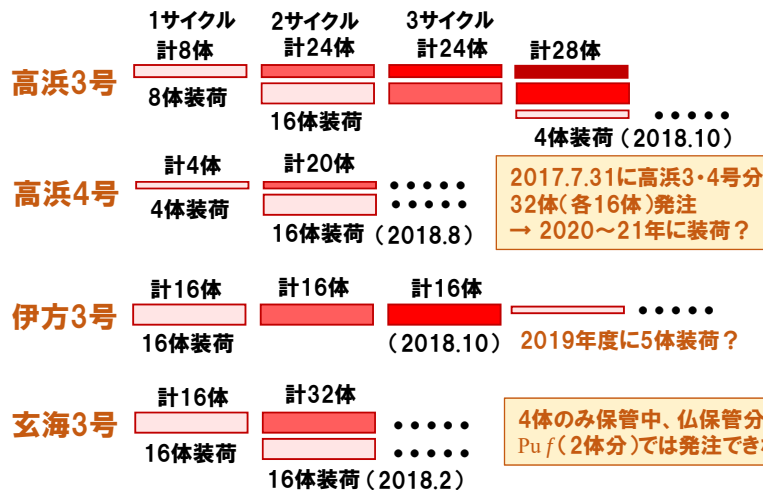
四国電力、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料の
採用に係る原子炉設置変更許可について(2006.3.28); 現
在運転中のMOX炉心安全性確認結果(2017年10月現在)

②2

ブルサーマルの矛盾

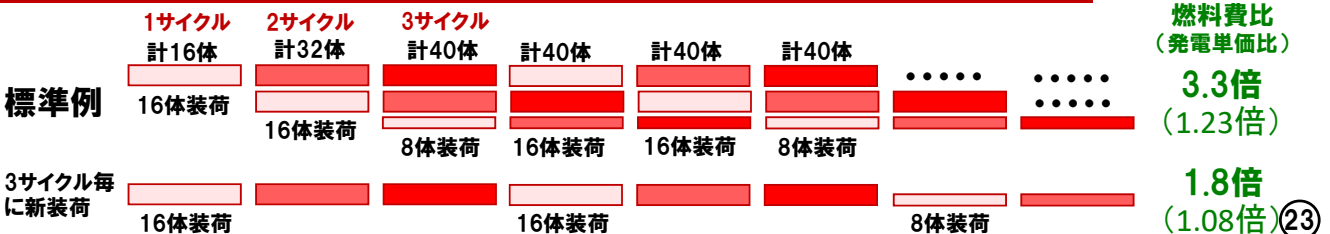
(その1) 輸入MOX燃料費はウランの10倍！

●「毎年の新MOX燃料装荷」になっていない



(PWRは3サイクル、BWRは4サイクルで燃料交換なので、
高浜・伊方・玄海では16体・16体・8体で毎年装荷しないと、年平均0.4tPufにならない)

90万kW級PWR原発1/4炉心(40体)の場合のMOX燃料の装荷パターン



(その2) 国内MOX燃料費はもっと高い！

六ヶ所再処理工場の建設費：7,600億円(1993年着工時)→2.85兆円(2018.6.12)

総事業費：1.3兆円増の13兆9,300億円へ高騰

(40年間の操業・廃止措置・高レベル放射性廃棄物貯蔵管理費など)(使用済燃料再処理機構2018.6.12)

MOX燃料加工工場の建設費：1.2兆円(2010年着工時)→2.33兆円(2018.6.12)

●MOX燃料費20倍では、発電単価は1.48倍、3サイクル毎の新MOX装荷でも1.16倍になる！

(その3) 使用済MOX燃料のサイト内貯蔵は「永久」貯蔵に！自治体の合意は？

●使用済MOX燃料は、アクチニド成分が使用済ウラン燃料の10倍で崩壊熱がなかなか下らず、30~90年のプール貯蔵による冷却が避けられない。使用済MOX燃料再処理用の第二再処理工場も見通せず、ほぼ「永久」貯蔵が避けられない。

(その4) 「事業者間の連携・協力等で海外保有分を着実に削減」は、高価なMOX燃料費負担と使用済MOX燃料貯蔵・管理の問題で困難！

●ブルサーマルは形だけしか進められず、プルトニウム消費率が1/3以下へ低下するのは必至

●高浜3・4号では仏保管5,573kgPufの消費に毎年装荷でも7年、3サイクル毎装荷では21年かかる。大飯3・4号では5.5万MWD/tUの高燃焼度のためブルサーマルは一層危険性が増す。

➡ 関西電力の仏保管分5.6tPufを7~21年かけて削減しても、関電の英保管分2.4tPufは削減できず、海外保管分は30tPuも残り、六ヶ所再処理工場は操業できない！

●伊方3号と玄海3号の仏保管分では1体と2体しか作れず、これ以上新MOX装荷はできない。

●その他の原発では、再稼働の見通しがたたない。

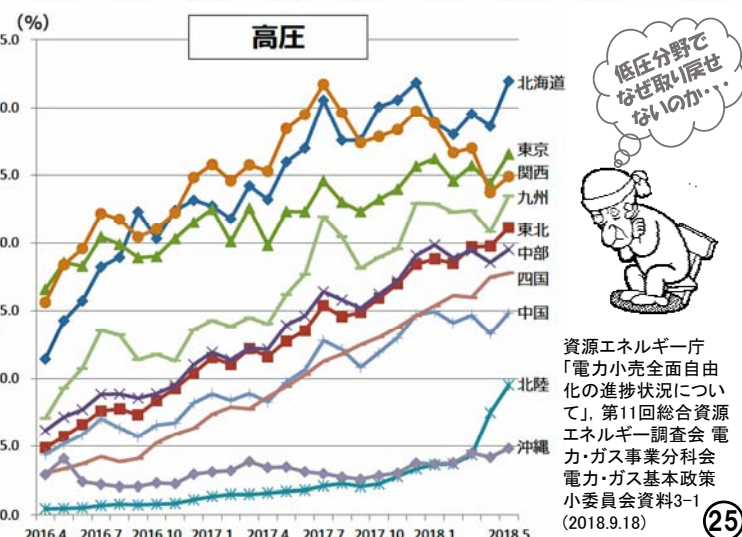
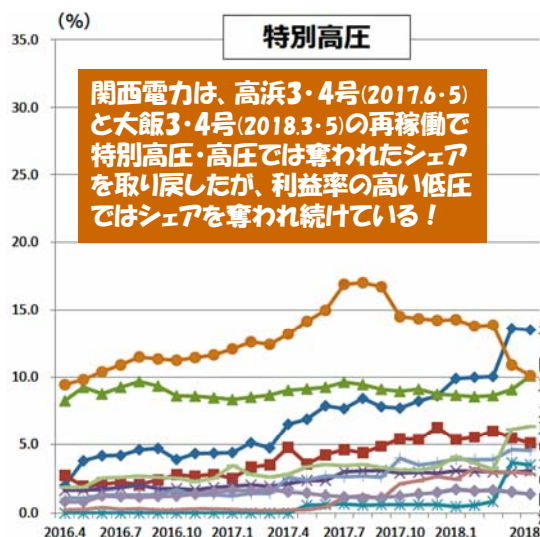
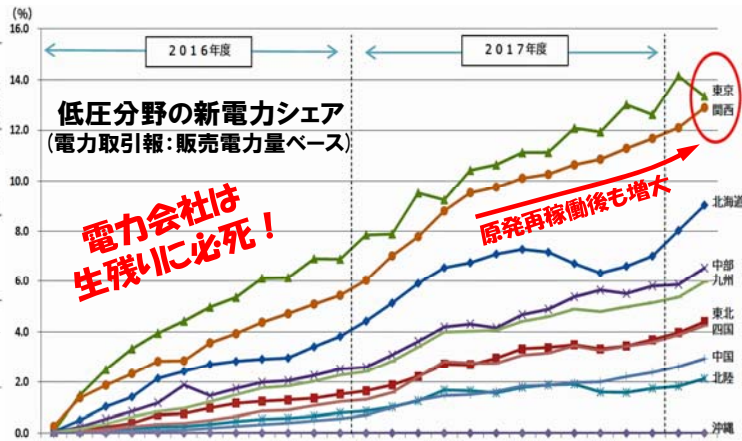
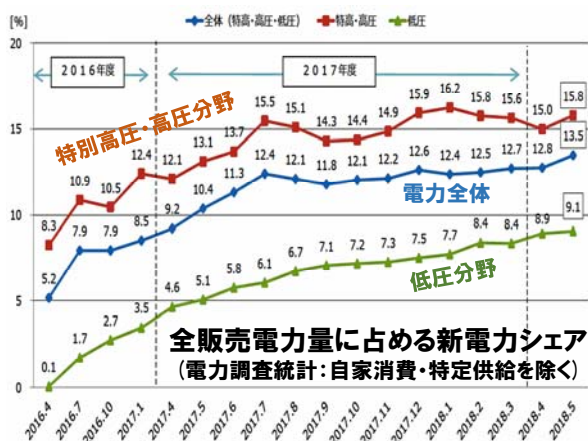
➡ 電事連は「(電力会社間でプルトニウム融通について)まだ検討はしていない」(勝野会長(中部電力社長)、2018.7.20)とし、電力関係者は「自社原発から出た使用済核燃料を再処理して回収したプルトニウムを消費するのが大前提で、(融通で)他社の分まで使うとなると、話が根本から変わる」(産経新聞2018.7.31)

●東電や中部電の仏保管分との英仏スワップ？ それでも、四電・九電の英保管分を超えるスワップは不可能！ ②④

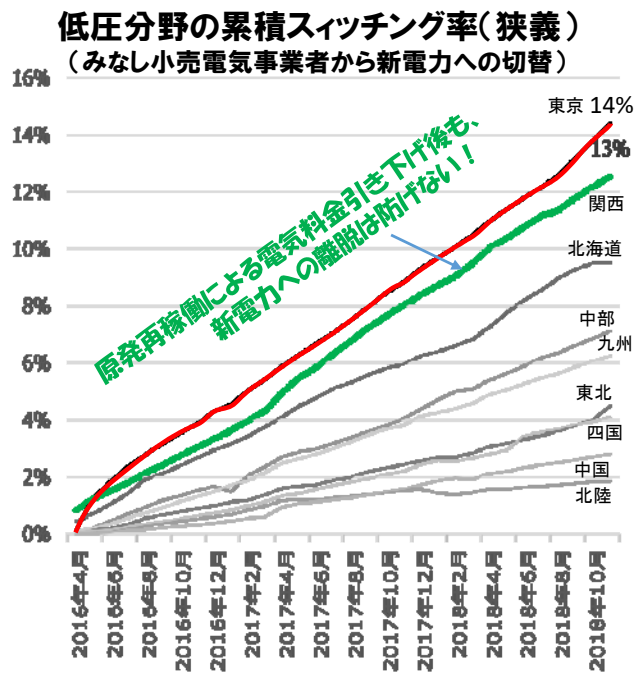
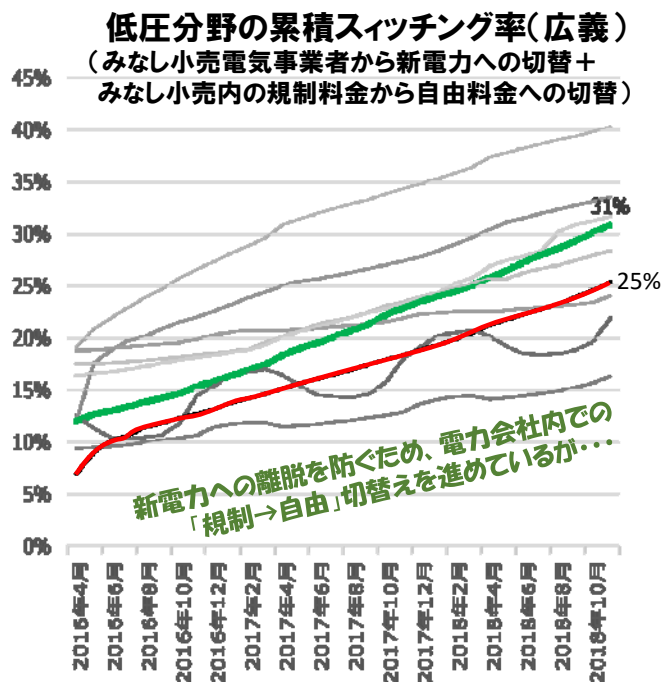
表1. 高浜3・4号の輸入ウラン・MOX燃料の価格

原発	輸入年月	集集体数・価格	1体当り価格
ウラン燃料集集体			
3号	1999.6	16体・16.2億円	1.0億円/体
4号	2011.3	40体・40.2億円	1.0億円/体
MOX燃料集集体			
4号	1999.10	8体・43.6億円	5.4億円/体
3・4号	2010.6	12体・106.2億円	8.8億円/体
3号	2013.6	20体・185.1億円	9.3億円/体
4号	2017.9	16体・169億円	10.6億円/体

(原子力市民年鑑2016~17(2017), 東京新聞2017.12.17)



低圧分野での東京電力と関西電力エリアの累積スイッチング率は、広義で平均的な水準で推移しているが、狭義では全国で最も高い水準で推移し、増大傾向が続く！



2020年発送電分離後は、6～9割を占める規制料金がなくなるため、すべて自由料金に切り替えざるを得ない
→ 自由料金を引上げざるを得ない！
→ 新電力へのスイッチングがさらに進む！

低圧部門における競争の現状及び見通し①(東京電力・関西電力エリア)、電力・ガス取引監視等委員会 第6回電気の経過措置料金に関する専門会合(2019.2.22)

2018年夏季最大需要時の予備率は全国9エリア13.8%、中部関西エリア13.4%

2018年度 夏季の需給実績(全国最大需要時)(送電端)

電力広域的運営推進機関、電力需給検証報告書(2018年11月)

エリア	最大需要日	時間※1	実績					猛暑H1想定※3		
			最大需要 (万kW)	火力需給停止分を 供給力に含めない場合		火力需給停止分を 供給力に含めた場合※2		最大需要 (万kW)	供給力※4,5 (万kW)	予備率※4
				供給力 (万kW)	予備率※1	供給力 (万kW)	予備率			
北海道			401	544	35.8% [30.4%]	544	35.8%	442	519	17.6%
東北			1,291	1,652	27.9% [22.1%]	1,686	30.6%	1,382	1,434 (8)	3.8%
東京			5,600	6,108	9.1% [6.5%]	6,108	9.1%	5,637	5,849 (34)	3.8%
東3エリア			7,292	8,304	13.9% [10.7%]	8,338	14.3%	7,460	7,802 (42)	4.6%
中部		(美浜3号、高浜1・2号248万kW工事中)	2,584	2,854	10.4% [8.4%]	2,854	10.4%	2,627	2,848 (31)	8.4%
北陸		(大飯3・4号236万kW稼働、高浜3・4号165万kW停止中)	503	567	12.7% [12.1%]	567	12.7%	524	569	8.4%
関西		8月3日(金) 14~15時 [16~17時]	2,794	3,084	10.4% [6.8%]	3,089	10.6%	2,718	2,947 (27)	8.4%
中国			1,084	1,181	9.0% [7.7%]	1,181	9.0%	1,081	1,172	8.4%
四国		(伊方3号89万kW停止中)	503	644	27.9% [13.5%]	644	27.9%	529	574	8.4%
九州		(玄海3・4号、川内1号325万kW稼働、川内2号89万kW停止中)	1,579	1,927	22.0% [12.0%]	1,927	22.0%	1,639	1,777 (32)	8.4%
中西6エリア			9,047	10,257	13.4% [9.0%]	10,262	13.4%	9,117	9,886 (90)	8.4%
全国9エリア			16,339	18,561	13.6% [9.7%]	18,600	13.8%	16,578	17,688 (132)	6.7%
沖縄			134	185	38.1% [35.3%]	188	40.0%	153	208	35.7%
全国10エリア			16,473	18,746	13.8% [9.9%]	18,787	14.1%	16,731	17,896 (132)	7.0%

※1 括弧内は、各エリアの最大需要日で予備率が最小であった時間帯と、その時間帯の予備率を示している。

※2 2018年春の電力需給検証実施時に夏季見通しを確認した発電事業者に対して、火力需給停止していた供給力を発電機の接続エリアの供給力に加算したものを示している。

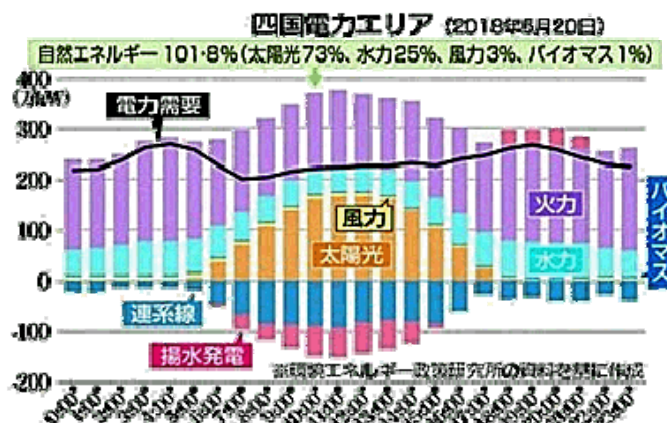
※3 2018年5月の電力需給検証報告書における2018年度夏季見通しの値。

※4 連系線活用後(エリア間取引考慮後)の供給力および予備率。

※5 括弧内の数値は、供給力の内数として電源1'の値を示している。なお、電源1'については電源分・DR分ともに供給力側でカウントしている。

四電、自然エネ 一時100%供給 今年5月、国内10社で初 2018/8/17(金) 10:18配信 徳島新聞

5月20日午前10~11時の四電管内の電力需要は221万kW。これに対する供給は太陽光161万kW、水力56万kW、風力7万kW、バイオマス1万kWの計225万kWで、需要の101.8%に達した。同11時~正午は需要が223万kWで、太陽光167万kW、水力52万kW、風力6万kW、バイオマス1万kWの計226万kWを供給し、需要に対する割合は101.3%だった。両時間帯ともに、太陽光が72.9%、74.9%を占め、最も多かった。火力発電と合わせると、10~11時は150万kW、11時~正午には153万kWの供給過多となった。余った電力は連系線を通じて市場で他社に卸売したほか、水をくみ上げて夜間に発電する「揚水発電」に使った。



伊方3号(89万kW)なしで、150万kWも余剰!

2018年度夏季電力需給見通し: 10年に1回程度の猛暑を想定してもなお最低限必要な【7月】 原発なしでも十分! 予備率3%を確保できる見通し

資源エネルギー庁、2018年度夏季の電力需給検証について(2018.5.18)

(万kW)	東日本3エリア	北海道	東北	東京	中西日本6エリア	中部	関西	北陸	中国	四国	九州	9エリア	沖縄
①最大電力需要	7,446	442	1,367	5,637	9,117	2,627	2,718	524	1,081	529	1,639	16,563	153
②供給力	7,771	496	1,420	5,856	9,980	2,875	2,975	574	1,183	579	1,794	17,751	206
③供給予備率②-①	326	54	53	219	862	248	257	50	102	50	155	1,188	53
供給予備率③÷①	4.4%	12.2%	3.9%	3.9%	9.5%	9.5%	9.5%	9.5%	9.5%	9.5%	9.5%	7.2%	34.9%

【8月】

注: 高浜3号87万kWは8/3から定検、高浜4号87万kWは5/3から定検、大飯3・4号各118万kWは4/10および6/5から営業運転再開、玄海3・4号各118万kWは5/16および7/19に営業運転再開、川内1・2号各89万kWのうち1号は6/29営業運転再開、2号は4/23から定検

(万kW)	東日本3エリア	北海道	東北	東京	中西日本6エリア	中部	関西	北陸	中国	四国	九州	9エリア	沖縄
①最大電力需要	7,460	442	1,382	5,637	9,117	2,627	2,718	524	1,081	529	1,639	16,578	153
②供給力	7,802	519	1,434	5,849	9,886	2,848	2,947	569	1,172	574	1,777	17,688	208
③供給予備率②-①	342	78	52	212	769	221	229	44	91	45	138	1,111	55
供給予備率③÷①	4.6%	17.6%	3.8%	3.8%	8.4%	8.4%	8.4%	8.4%	8.4%	8.4%	8.4%	6.7%	35.7%

【表 10 2018 年度夏季全国最大需要時の太陽光発電の供給力（実績）】

（送電端）

エリア		東3 エリア	北海道	東北	東京	中西6 エリア	中部	北陸	関西	中国	四国	九州	全国9 エリア	沖縄	全国10 エリア
太陽光 供給力 (万kW)	①想定 (8月)	317	10	79	229	888	223	19	130	116	68	332	1,205	9	1,213
	時間帯	-	14-15時	14-15時	14-15時	-	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	-	14-15時	-
	②最大需要日 の実績	924	76	233	616	1,579	385	53	294	234	129	475	2,503	17	2,520
	時間帯	-	14-15時	14-15時	14-15時	-	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	14-15時	-	14-15時	-
	差分 (②-①)	+607	+66	+154	+387	+692	+172	+35	+164	+118	+61	+143	+1,299	+8	+1,307
出力比率 (%) (自家消費 +供給力)	①想定 (8月)	-	7.4	18.8	20.8	-	29.4	24.4	27.5	29.9	32.3	42.6	-	25.9	-
	②最大需要日 の実績	-	55.2	54.6	52.3	-	59.4	72.6	47.7	60.1	53.3	58.5	-	51.3	-
	差分 (②-①)	-	+ 47.8	+ 35.8	+ 31.5	-	+ 30.0	+ 48.2	+ 20.2	+ 30.2	+ 21.0	+ 15.9	-	+ 25.4	-

【表 8 2018 年度夏季全国最大需要時の供給力と事前の想定との差】

（送電端 万kW）

電源	実績	想定	実績-想定	差の主な要因
全国合計	18,748	17,805	+ 943	
原子力	544	90	+ 454	・大飯原発3,4号機および玄海原発3,4号機の稼働による増 ・川内原発の定額出力一定運転による増
火力	11,917	12,582	▲ 665	需給停止 ▲ 478 需給停止 ▲ 41 火力停止による減少 ▲ 33 その他 ▲ 121
水力	990	1,140	▲ 149	出水状況および貯水池運用による減（計画外停止 ▲ 7万kW含む）
温水	2,105	2,139	▲ 32	需給停止による減少 ▲ 25万kW含む
太陽光	2,520	1,213	+ 1,307	出力比率が想定以上になったことによる増（想定では定量的に足る量として下位5日の平均値を採用）
風力	34	4	+ 30	
地熱	24	27	▲ 2	補修差等による減
その他	611	702	▲ 91	

太陽光は想定を1,307万kW超過し、
夏季最大需要時に大活躍！
九州電力は原発を動かすために
太陽光発電に出力制限！

※1 四捨五入の関係で合計が合わない場合がある。
※2 計画外停止：突発的な事故あるいは計画になかった緊急補修など
予期せぬ停止または出力抑制。
※3 需給停止：電力需要に対して、供給力が十分大きい場合、効率的な
需給運用のために発電機を停止することをいう。
※4 補修差等を含む。（電気学会技術報告 第977号）
※5 電力需給検証において供給計画以外のデータ収集を行わなかった
事業者の供給力。

電力広域的運営推進機関、電力需給検証報告書（2018年11月）

29

使用済燃料の乾式キャスク貯蔵問題で結局、何が問われているのか？

原発を運転すれば、使用済燃料が生み出される（伊方3号で25t/年）

プールが満杯になれば燃料交換できずに原発が停止する

原発の運転を断念すれば、これ以上使用済燃料は生み出されない！

使用済燃料を乾式貯蔵へ移し、
プールを空けて原発の運転を継続

原発を運転すれば、使用済燃料
が生み出される（伊方3号で25t/年）

使用済燃料を乾式
キャスクで永久貯蔵

使用済燃料を再処理し、
プルサーマル実施

使用済MOX燃料をプール
/乾式キャスクで永久貯蔵

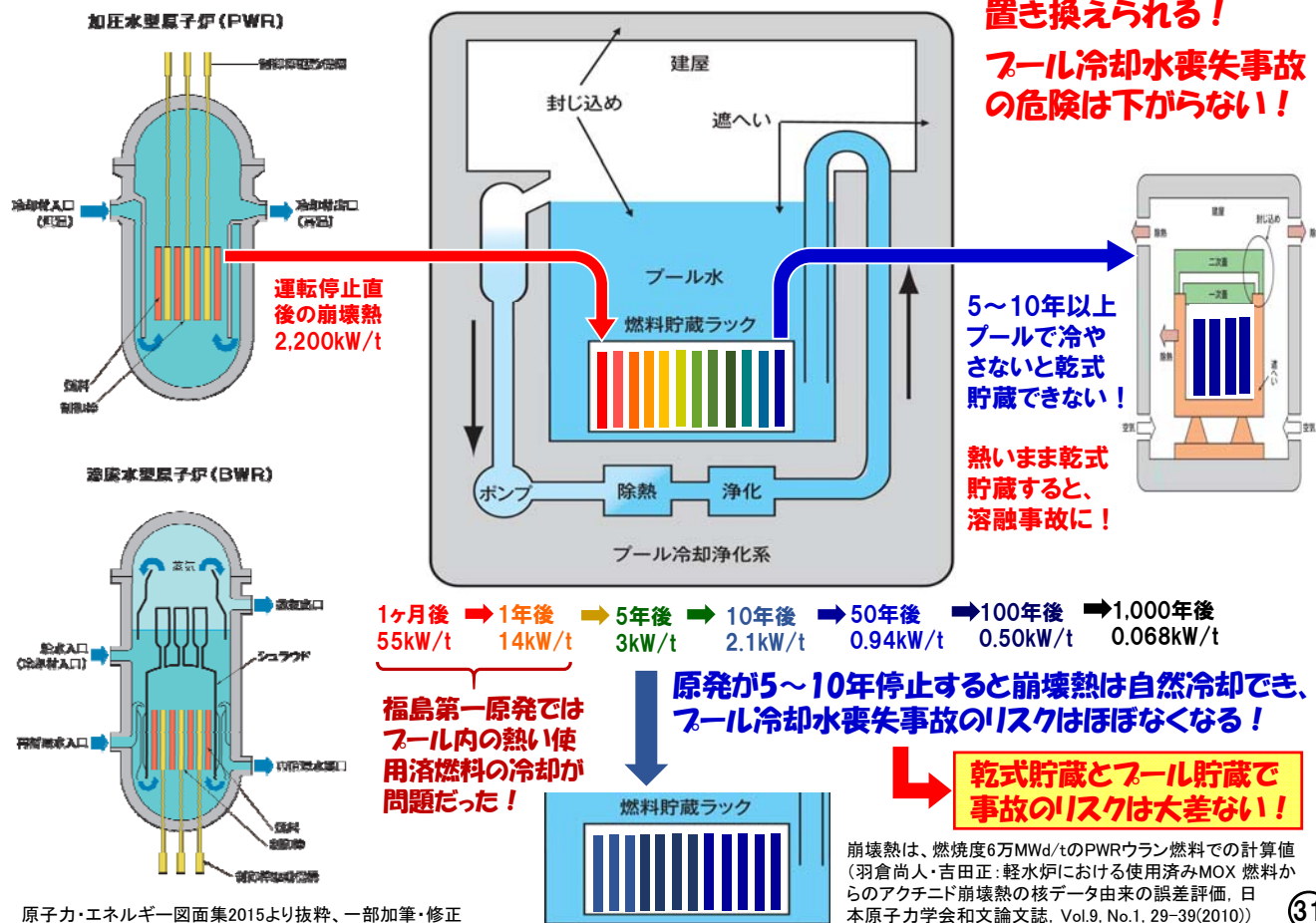
世界の流れは、再エネによる
エネルギー供給・消費体制から
産業・経済の全般に及ぶ変革へ！

原発の運転が続く限り、
使用済燃料が生み出され、
「永久貯蔵」が避けられない！

30

再稼働原発で乾式キャスク貯蔵を認めると、自然冷却できる燃料が搬出され、危険な燃料で置き換えられる！

フル冷却水喪失事故の危険は下がらない！



原子力・エネルギー図面集2015より抜粋、一部加筆・修正

③1

使用済核燃料の崩壊熱2kW/tは成人の発熱量にほぼ等しい！

人の場合は、暑いと薄着、発汗・冷房で冷やし、寒いと厚着、暖房で調整するが、満員電車では暑すぎて汗だく、熱中症にも...

使用済核燃料の場合は、崩壊熱が下がり、自然空冷可能な燃料棒の形状が保たれ、空気自然循環が保たれば、自然空冷＝乾式キャスク内貯蔵が可能

人の発熱量(一日のエネルギー必要量)

年齢	男性 W/kg			女性 W/kg		
	身体活動レベル			身体活動レベル		
	低い	普通	高い	低い	普通	高い
1～2	4.4	5.1	5.9	4.4	5.1	5.8
3～5	4.0	4.7	5.3	3.8	4.4	5.1
6～7	3.2	3.8	4.3	3.1	3.6	4.1
8～9	3.0	3.5	3.9	2.8	3.2	3.7
10～11	2.7	3.2	3.6	2.5	2.9	3.4
12～14	2.3	2.6	3.0	2.1	2.5	2.9
15～17	2.0	2.3	2.6	1.8	2.1	2.5
18～29	1.7	2.0	2.3	1.6	1.9	2.1
30～49	1.6	1.9	2.2	1.6	1.8	2.1
50～69	1.6	1.8	2.1	1.5	1.8	2.0
70以上	1.6	1.8	2.1	1.5	1.7	2.0

年齢	男性						女性(妊婦、授乳婦を除く)					
	基礎代謝基準値		基準体重		基準体重での基礎代謝量		基礎代謝基準値		基準体重		基準体重での基礎代謝量	
	kg	kcal/kg/日	kg	kcal/日	W	W	kg	kcal/kg/日	kg	kcal/日	W	W
1～2	11.7	61.0	34	710	52	60	11.0	59.7	32	660	48	56
3～5	16.2	54.8	43	890	65	75	16.2	52.2	41	850	62	72
6～7	22.0	44.3	47	980	71	83	21.6	41.9	45	920	67	78
8～9	27.5	40.8	54	1,120	81	95	27.2	38.3	50	1,040	76	88
10～11	35.5	37.4	64	1,330	97	113	34.5	34.8	58	1,200	87	102
12～14	48.0	31.0	72	1,490	108	126	46.0	29.6	66	1,360	99	115
15～17	58.4	27.0	77	1,580	115	134	50.6	25.3	62	1,280	93	108
18～29	63.0	24.0	73	1,510	110	128	50.6	22.1	54	1,120	81	95
30～49	68.5	22.3	74	1,530	111	130	53.0	21.7	56	1,150	84	97
50～69	65.0	21.5	68	1,400	102	119	53.6	20.7	54	1,110	81	94
70以上	59.7	21.5	62	1,280	93	108	49.0	20.7	49	1,010	73	86

活動レベル(身体活動レベル):生活パターン

(出典:厚生労働省:日本人の食事摂取基準(2010年版), 見てわかる! 栄養の図解事典)

低い(1.5):生活の大部分で座っており(=座位)、(デスクワークなど)静かな活動が中心の場合

普通(1.75):座位中心の生活だが、仕事で立ったりすることもあり、あるいは通勤、買い物、家事、軽いスポーツをすることが含まれる場合

高い(2.0):仕事で移動することや立っていることが多い場合。あるいは日常的にスポーツや活発な活動を行う習慣がある場合。

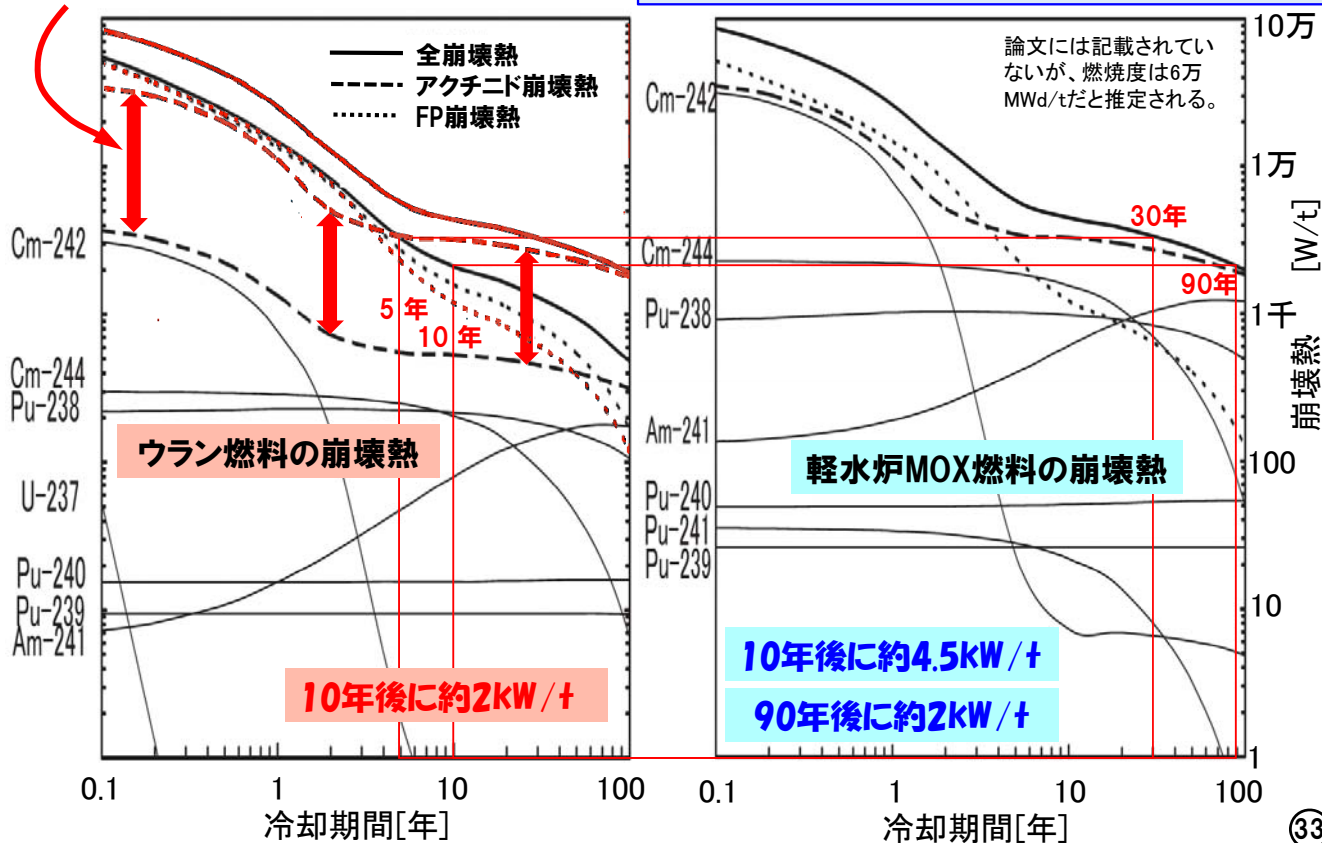
③2

MOX燃料はウラン燃料の6～9倍の長期冷却が必要！

吉田 正, 崩壊熱, 炉物理の
研究 第64号(2012年3月)

FP崩壊熱は大差なく、アクチニド崩壊熱
に10倍程度の差がある！

使用済ウラン燃料「中間」貯蔵(永久貯蔵のおそれ) ⇨
再処理 ⇨ フルサーマル ⇨ 使用済MOX燃料(永久貯蔵)



国内の乾式キャスク貯蔵は、福島第一原 発(1995年9月～9基)と東海第二原発(20 01年12月～15基)での試験貯蔵のみ



(1)ゴアレーベン中間貯蔵施設(ドイツ)の金属キャスク



(2)サリー発電所(米国)の金属キャスク

乾式キャスク
表面線量率
の国内基準は
2mSv/h以下

東海第二原発
キャスク表面実
績は10μSv/h
(50mSv/年の帰還
困難区域相当)



(1)福島第一原子力発電所



(2)東海第二発電所

図6 中間貯蔵施設の金属キャスクの例

【出典】(1)資源エネルギー庁:使用済燃料の中間貯蔵について(パンフレット)(1999年6月)
(2)(旧)げんしろうHP:原子力計画の遅れによる使用済燃料の貯蔵問題

使用済燃料中間貯蔵技術(06-01-
05-14), 原子力百科事典ATOMICA

図7 わが国の原子力発電所の金属キャスク貯蔵施設

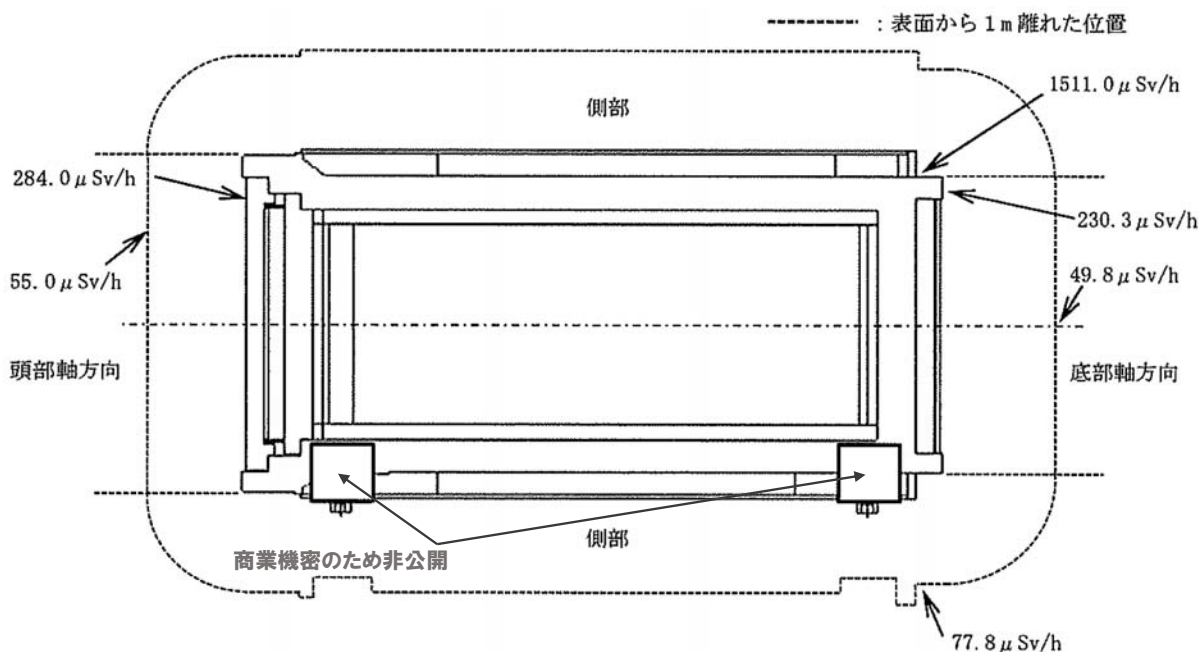
【出典】(1)東京電力:リサイクル燃料備蓄センターのあらまし(パンフレット)(2001年11月)
(2)資源エネルギー庁:使用済燃料中間貯蔵施設⑤Q&A(パンフレット)(2008年)

三菱重工製PWR用乾式キャスク(MSF-21P型)の遮蔽評価

三菱重工業「型式設計特定容器等の型式指定申請書」, Doc No.L5-95HUI00(2016.12.1)

三菱重工の遮蔽解析による線量当量率の評価結果 [$\mu\text{Sv/h}$]

	表面			表面から1m離れた位置		
	側部	頭部軸方向	底部軸方向	側部	頭部軸方向	底部軸方向
最大線量当量率	1,511.0	284.0	230.3	77.8	55.0	49.8
設計基準	2,000以下			100以下		



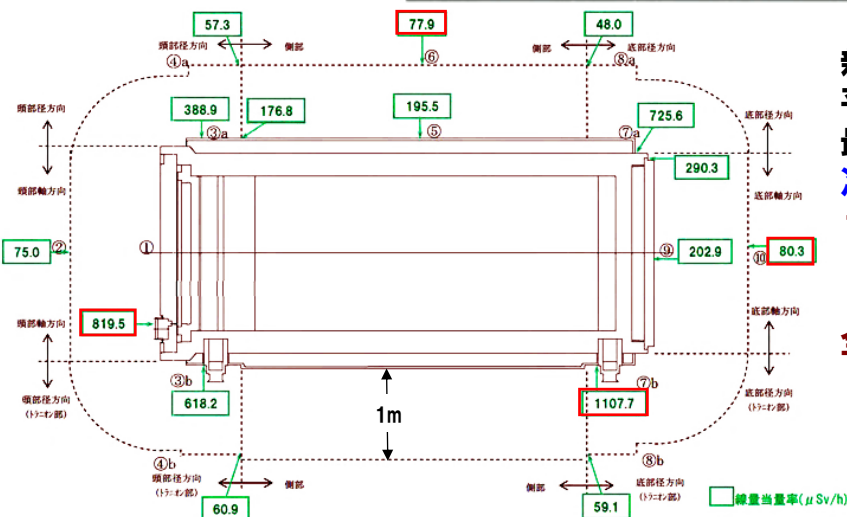
③⑤

新型8×8ジルコニウムライナ燃料収納時の線量当量率 [$\mu\text{Sv/h}$]

BWR用大型キャスク(タイプ2) / BWR用大型キャスク(タイプ2A)

崩壊熱は自然冷却できるレベルでも、放射能は膨大で、高放射線のため労働者被曝が避けられない!

線量当量率評価位置



評 価 点		頭 部			側 部 央		底 部				
		軸 方 向	径 方 向	径 方 向 (トランニオン部)			径 方 向	径 方 向 (トランニオン部)	軸 方 向		
		①	③a	③b			⑤	⑦a	⑦b	⑨	
表 面	ガンマ線	燃料有効部	7.3	0.5	0.5	11.5	95.8	1.3	24.2	9.0	3.0
		構造材放射化	692.8	132.5	110.4	153.9	0.1	12.8	63.2	139.9	19.1
		二次ガンマ線	0.5	2.0	2.1	4.1	26.9	4.6	7.8	2.5	2.3
		中 性 子	118.9	253.9	505.2	7.3	72.7	706.9	1012.5	51.5	265.9
		合 計	819.5	388.9	618.2	176.8	195.5	725.6	1107.7	202.9	290.3
評 価 点		②	④a	④b	⑥		⑧a	⑧b	⑩		
表面から1mの位置	ガンマ線	燃料有効部	0.5	12.9	12.9	40.5		21.2	21.2	3.9	
		構造材放射化	45.6	24.0	24.0	0.7		8.1	8.1	59.3	
		二次ガンマ線	0.2	3.1	3.1	10.5		5.3	5.3	0.9	
		中 性 子	28.7	17.3	20.9	26.2		13.4	24.5	16.2	
		合 計	75.0	57.3	60.9	77.9		48.0	59.1	80.3	

新型8×8ジルコニウムライナ燃料
平均燃焼度:3.4万MWd/tU以下
最高燃焼度:4.0万MWd/tU以下
冷却期間 :18年以上

γ線線源強度

燃料有効部:8.9京photons/s
構造材放射化(Co60):130兆Bq
全中性子源強度:140億n/s

二次ガンマ線は金属・コンクリート等の(n, γ)反応で生成されるガンマ線

リサイクル燃料貯蔵株式会社:リサイクル燃料備蓄センター事業許可基準規則への適合性について(第四条 遮蔽等).資料番号RFS0004 改訂04(提出日:2015.12.16)

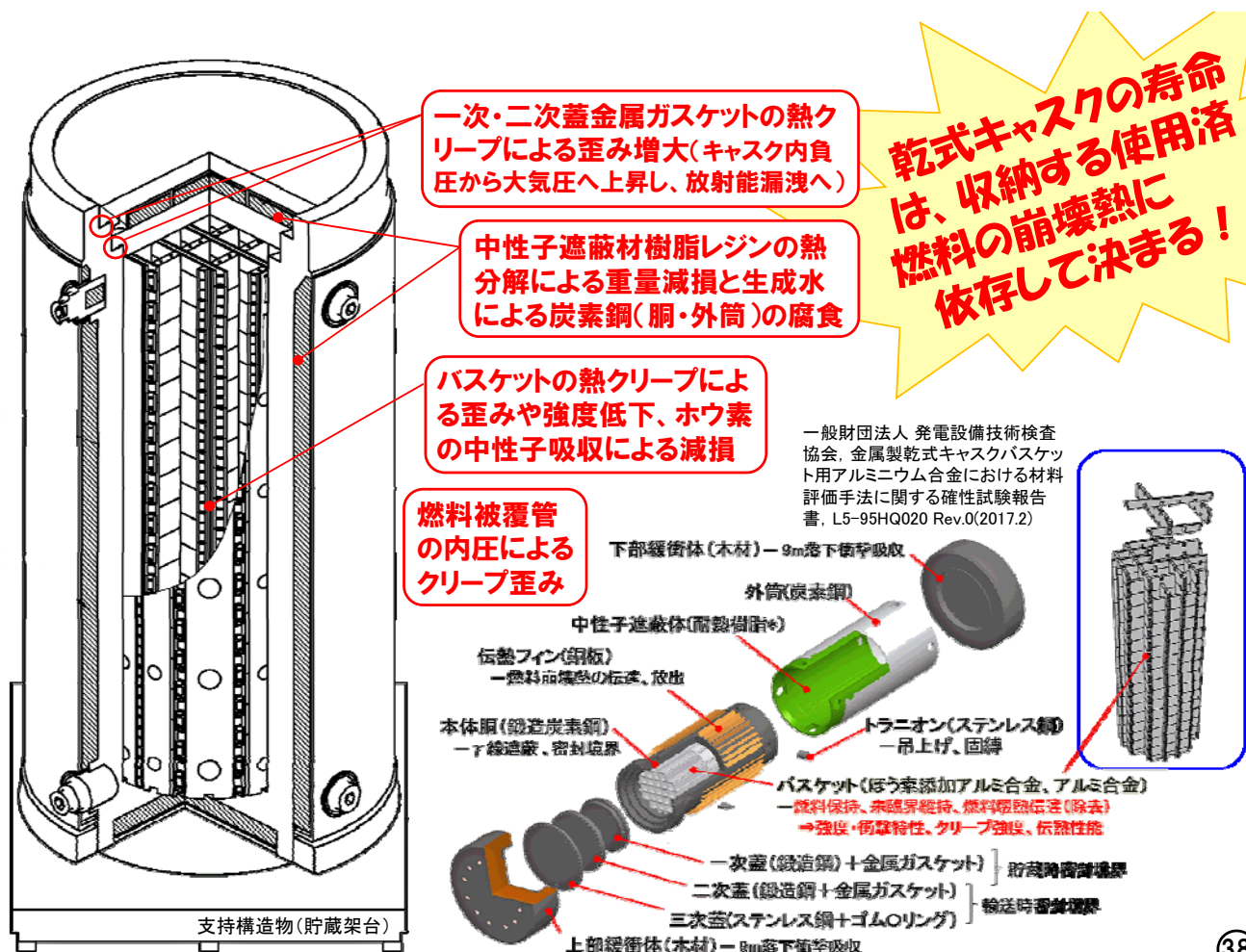
③⑥

リサイクル燃料備蓄センター（関根浜）で計画中の乾式貯蔵用金属キャスクの仕様

	BWR用 大型キャスク(タイプ1, 2, 2A)	BWR用 中型キャスク	PWR用 キャスク
全長	約5.4m	約5.4m	約5.1m
外径	約2.5m	約2.4m	約2.5m
全質量	約119t	約116t	約113t
最大収納体数	69体 (0.18tU/体で12.5tU)	52体(左同9.4tU)	21体 (0.45tU/体で9.5tU)
最大崩壊熱量	12.1kW (0.97kW/t)	16.9kW(1.8kW/t)	13.9kW (1.5kW/t)
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	8×8燃料(タイプ1) 2.9万MWd/t 18年以上		17×17燃料 (3.9万MWd/t型) A型 3.6万MWd/t 15年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	新型8×8燃料(タイプ1, 2A) 4.0万MWd/t(1), 3.4万MWd/t(2A) 18年以上(1), 24年以上(2A)		17×17燃料 (3.9万MWd/t型) B型 3.6万MWd/t 20年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	新型8×8ジルコニウムライナ燃料 4.0万MWd/t 18年以上	同左 4.0万MWd/t 8年以上	17×17燃料 (4.8万MWd/t型) A型 4.8万MWd/t 15年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	高燃焼度8×8燃料(タイプ2A) 4.0万MWd/t 18年以上	同左 5.0万MWd/t 8年以上	17×17燃料 (4.8万MWd/t型) B型 4.8万MWd/t 20年以上

注: [全質量]には使用済燃料集合体の重量を含む。「冷却期間」は「原子炉から取り出して金属キャスクに収納するまでの期間」のこと。
 集合体数からウラン重量tUとkW/tへの換算は、米国の試算例に従い、引用者が行ったが、平均2kW/t未満の制限であることがわかる。
 リサイクル燃料貯蔵株式会社:リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業変更許可申請書(使用済み燃料貯蔵施設の変更)(2014.1.15)

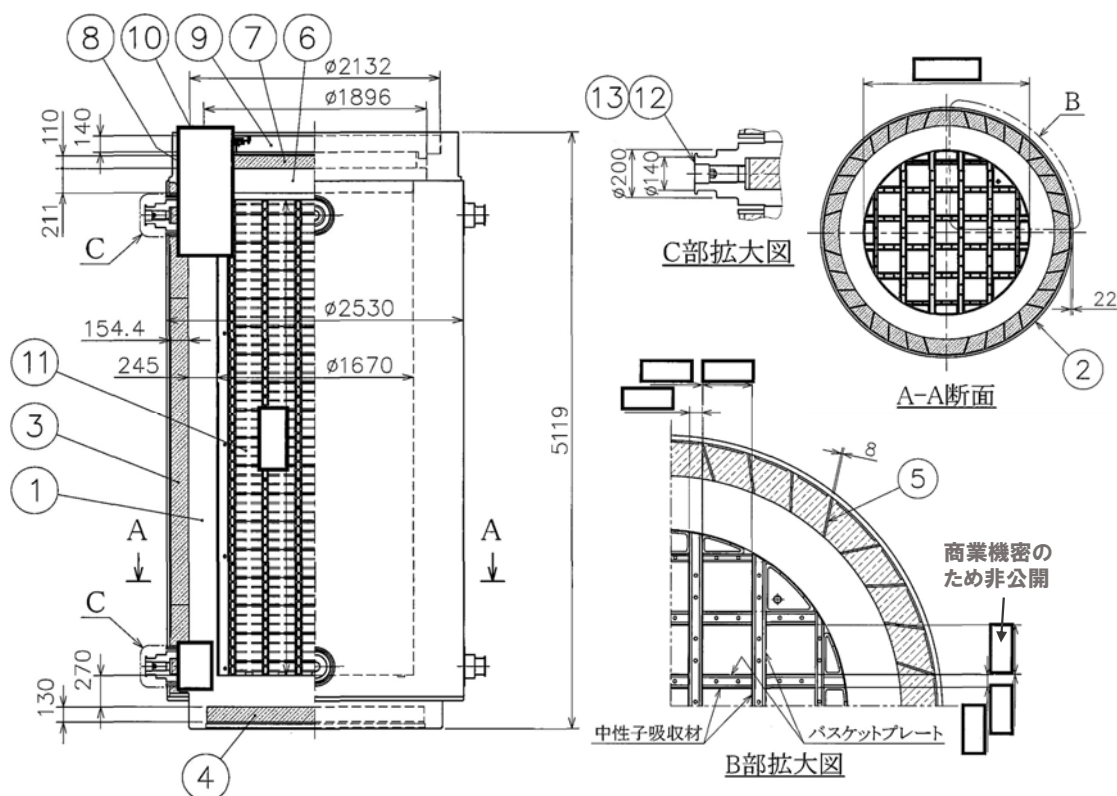
(37)



(38)

三菱重工製PWR用乾式キャスク(MSF-21P型)の構造

三菱重工業「型式設計特定容器等の型式指定申請書」, Doc No.L5-95HUIOO(2016.12.1)

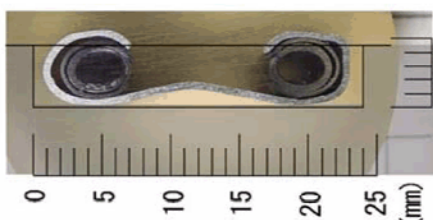


- ① 胴(炭素鋼GLFI)
- ② 外筒(炭素鋼SGV480)
- ③ 側部/④底部/⑦蓋部中性子遮蔽材(レジン)
- ⑤ 伝熱フィン(32本, 銅C1020)
- ⑥一次蓋/⑨二次蓋(炭素鋼GLFI)
- ⑧一次/⑩二次蓋ボルト(合金鋼SNB23-3)
- ⑪ バスケット
(バスケットプレート:アルミニウム合金, 中性子吸収材:ほう素添加アルミニウム合金)
- ⑫上部/⑬下部トランニオン(ステンレス鋼SUS630)

③⑨

乾式貯蔵キャスクの金属ガスケットの構造

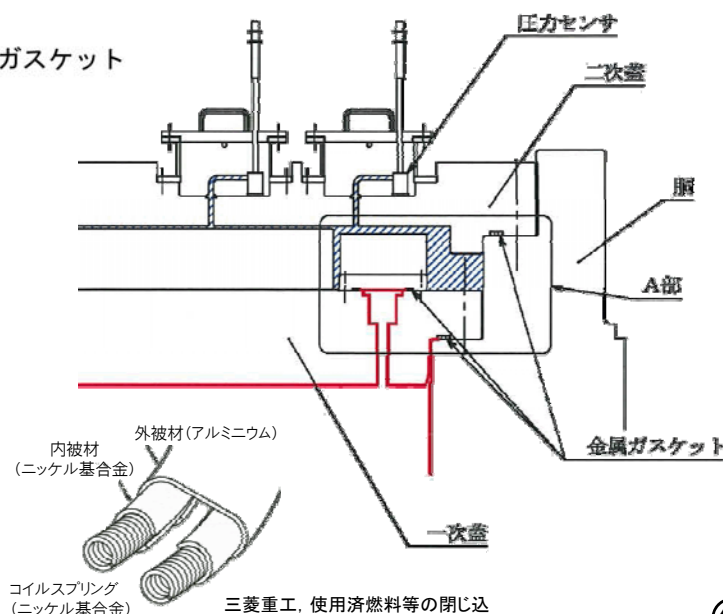
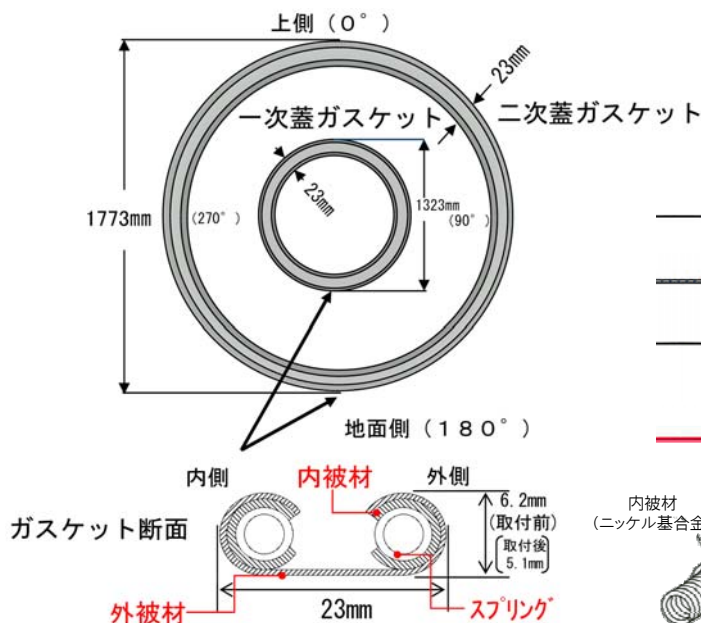
(右, 下左)電力中央研究所, 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全評価の現状, 中施第1-2-2号(2008.7), 第119回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合, 参考資料1-2(2016.6.6)
(下右)三菱重工業「型式設計特定容器等の型式指定申請書」, Doc No.L5-95HUIOO(2016.12.1)



取付後ガスケットの断面



福島第一原子力発電所
乾式貯蔵キャスクの二次蓋ガスケット



三菱重工, 使用済燃料等の閉じ込めに関する説明資料(2017.1.11)

④⑩

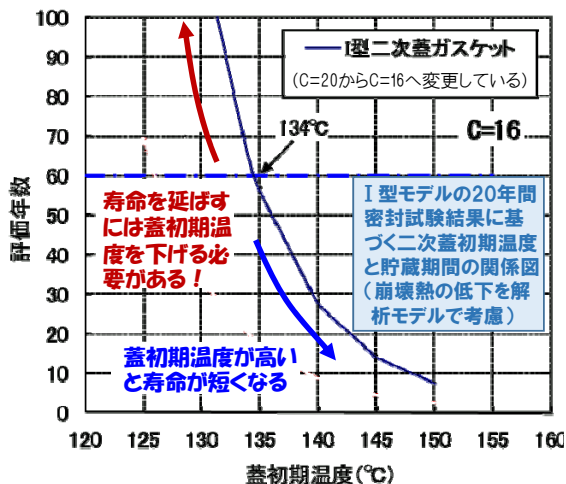
金属ガスケットの寿命は初期温度に依存する！

三菱重工は、「金属ガスケットのLMPが約 11×10^3 を超えないように設計すれば、応力緩和を考慮しても初期漏えい率が維持され、設計貯蔵期間60年を通して $10^{-10} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ ($\approx 10^{-9} \text{atm} \cdot \text{cc}/\text{s}$)以下を確保できる」と言うが...

$$\text{LMP} = T(20 + \log t) \leq 11 \times 10^3$$

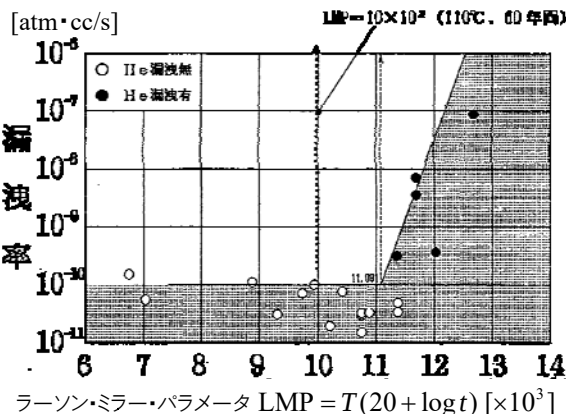
T : 蓋初期温度[K]($^{\circ}\text{C} + 273.15$), t : 貯蔵期間[h]

➡ 蓋初期温度が高いか、貯蔵期間が長いと漏洩する！



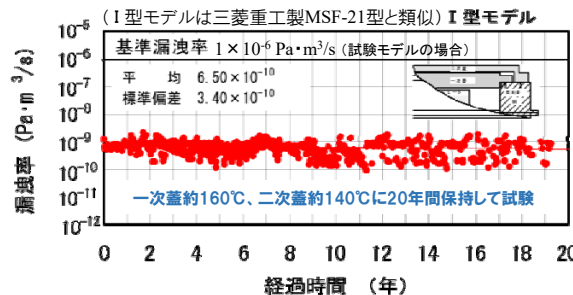
密封寿命と初期温度の関係

三枝・白井(電力中央研究所), 敷地内貯蔵と敷地外貯蔵, 日本原子力学会テキスト「核燃料サイクル」(2012.12.10); 加藤・三枝, 使用済燃料キャスクの長期密閉性能, 原子力バックエンド研究, Vol.8, No.1(2001)



金属ガスケット(二次蓋)の長期密封性能試験結果(眼鏡型)

($1 \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s} = 9.87 \text{atm} \cdot \text{cc}/\text{s}$)



三菱重工製MSF-21P型の二次蓋金属ガスケット部の温度は104°Cであり、保守的に設定した110°Cを適用したというが...

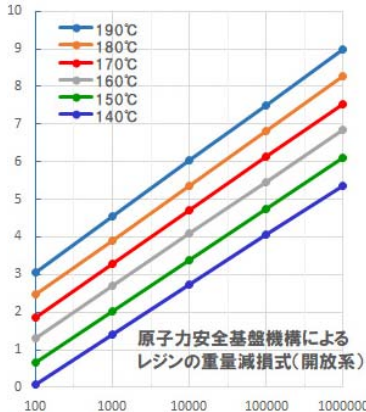
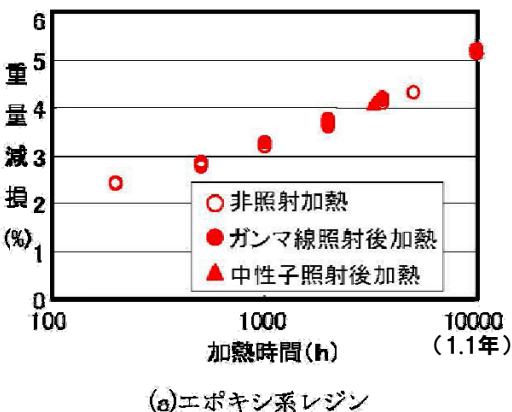
三菱重工は、MSF-21P型の金属ガスケットの基準漏洩率を $Q_s = 2.3 \times 10^{-6} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ と算出しているが、これはキャスク内圧が初圧0.08MPaから設計貯蔵期間60年間で大気圧0.1MPaに到達する漏洩率のことで、漏洩率が10倍では4.3年、100倍では4ヶ月、1000倍では10日、1万倍では0.9日で大気圧に達し、内部の放射能が外部へ漏れ出る！

三菱重工, 使用済燃料等の閉じ込めに関する説明資料(2017.1.11); 原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する規制要求の考え方(案), 第2回使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵に関する検討チーム, 資料1添付資料(2017.6.26)

(41)

乾式キャスクの中性子線遮蔽材(エポキシ系レジン)の経年劣化に伴う重量減損率

- 電気炉に外部から乾燥空気を連続供給し、加熱温度170°Cで内部雰囲気を一に保持(開放系)
- 中性子照射: エポキシ系レジン $3.9 \times 10^4 \text{Gy}$ (実際のキャスクの5~7倍)

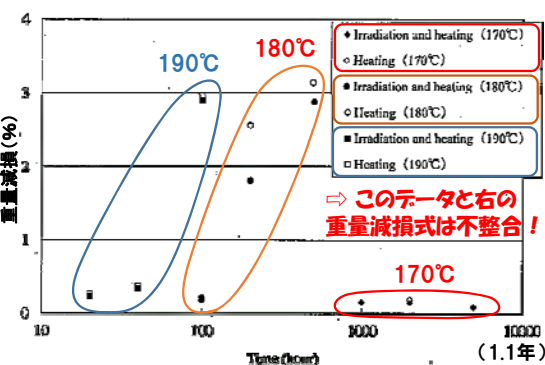


出典: 班目・岡本・杉井・安見・山中「高耐熱・耐放射線中性子遮蔽材料の高速中性子照射実験」, 東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 平成14年度共同利用成果報告書UTNL-R-0429, 14K-11(2002)

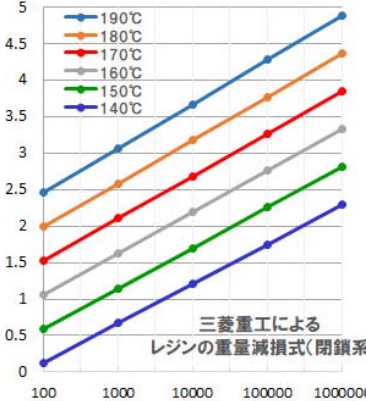
○エポキシ系レジンへのγ線・中性子線の照射による減損率への影響はほとんどないが、温度に敏感

○原子力安全基盤機構のエポキシ系レジン重量減損式の開放系と一致するが、三菱重工のデータは閉鎖系と一致せず、データ非公開

原子力安全基盤機構 平成15年度リサイクル燃料資源貯蔵技術等(金属キャスク貯蔵技術確認試験)報告書p.221



エポキシ系レジンの中性子照射($10^{15} \text{n}/\text{cm}^2$)の影響



三菱重工はレジンの設計評価期間(60年)の質量減損を約2.9wt%と評価、発生する水がすべて炭素鋼を腐食させると仮定すると腐食厚さは60年で約1mmになるが、酸化鉄が酸素の拡散障壁になり、閉鎖環境で酸素も供給されないことから全面腐食の程度は小さいと評価。

➡ レジンが減損し、炭素鋼が全面腐食すれば、遮蔽性能が低下！

三菱重工業株式会社「耐圧強度及び耐食性に関する説明資料 金属キャスクの耐食性について」, 使用済燃料貯蔵施設に係る型式設計特定容器等の型式指定申請に関する三菱重工業株式会社との面談(10), 補足説明資料8-9, Doc No. L5-95HU216 RI(2017.5.23)

(42)

<乾式貯蔵の認可は2段階>

①乾式キャスクの型式証明

2016.12.1 三菱重工から型式指定申請

2016.12.14~17.7.31 原子力規制庁が
三菱重工と15回非公開面談

第10回面談(2017.5.23)資料に、「使用環境温度: 140℃以下、使用環境: 閉鎖環境」、「原子力安全基盤機構報告書に記載されているデータ及び自社開発品に対する社内試験データに基づいて、熱による中性子遮蔽材の重量減損率は約2%と評価(第3図)」、「余裕を加えて2.9%の減損率を保守的に設定」と記載しながら、データは「企業秘密のため非公開」

2017.9.26 原子力規制委員会が型式設計特定容器等指定通知

三菱重工株式会社「金属キャスクの耐食性について」(L5-95HU216 R1)、使用済燃料貯蔵施設に係る型式設計特定容器等の型式指定申請に関する三菱重工株式会社との面談について(10)、補足説明資料8-9(2017.5.23)

三菱重工のデータ非公開で、原子力安全基盤機構による重量減損式(閉鎖系)との整合性を確認できない!

②乾式貯蔵施設の認可

2018.5.25 四国電力が伊方3号敷地内乾式貯蔵施設の設置申請および愛媛県・伊方町への事前協議申し入れ

2018.7.5 第596回会合で適合性審査開始

2018.12.11 第1回廃止措置計画審査会合で乾式貯蔵施設ありきの審査開始

(注1) 設計貯蔵期間における使用済燃料の崩壊熱量の低下に伴い中性子遮蔽材の温度低下を考慮した値。

(注2) 劣化パラメータより中性子遮蔽材の重量減損率を評価。

$$\Delta w : \text{中性子遮蔽材の重量減損率} (\%) = 5.69 \times 10^{-4} \times E_p - 19.2$$

$$E_p : \text{劣化パラメータ} = T \times (C + \ln(t))$$

T : 中性子遮蔽材温度 (K)

t : 中性子遮蔽材加熱時間 (h)

C : 定数 = 77.6

原子力安全基盤機構の
エポキシ系レジン
の重量減損式(閉鎖系)と一致

内は商業機密のため、非公開とします。

(主な中性子発生源は
242Cm(α, n)反応)

第3図 中性子遮蔽材の重量減損データ
(自社開発品(エポキシレジン)及びMS-4-PR10)

④3

原発サイト内輸送・貯蔵兼用キャスクの型式証明・型式指定における審査基準

「乾式貯蔵を促進する観点から」「過度に保守的な現行基準を見直し」の結果...

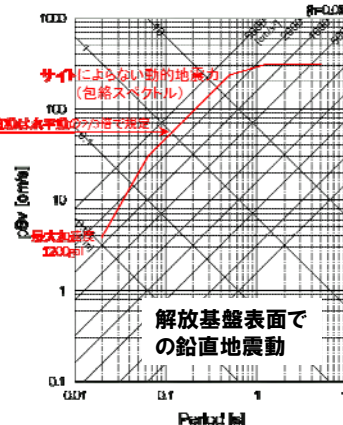
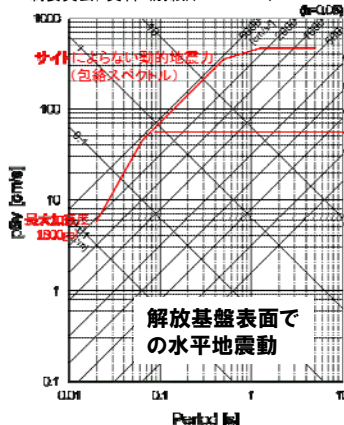
原子力規制庁、原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する規制要求の考え方について(追加検討)、第22回原子力規制委員会、資料5(2018.8.1)

「兼用キャスク地震力」で評価!

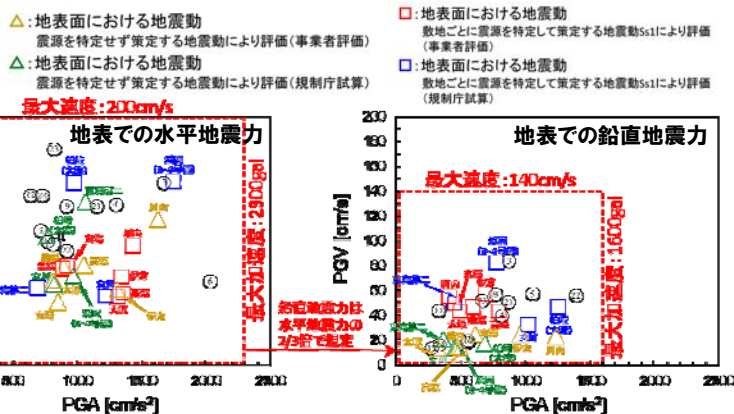
(静的地震力: 水平2,300gal, 200cm/s, 鉛直1,600gal, 140cm/s)

「サイトによらない動的地震力」(下図)は電事連から「過大となり使用する事業者はいない」と指摘され不採用に!

原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する規制要求の考え方、第43回原子力規制委員会、資料5(別紙)(2017.10.11)



使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵に関する検討チーム第2回会合(2017.6.5)



○は国内で観測された地表における地震動(水平二成分のうち最大成分:2018.7時点の評価):2004年新潟県中越地震(③新潟県自治体震度計川口町、④K-NET小千谷、⑤新潟県自治体震度計山古志村)、2004年新潟県中越地震最大余震(⑥新潟県自治体震度計川口町)、2000年鳥取県西部地震(⑨KIK-net日野)、2007年能登半島地震(⑩K-NET穴水)、1995年兵庫県南部地震(⑪神戸海洋気象台、⑫JR鷹取)、2016年熊本地震(⑬KIK-net益城、⑭熊本県自治体震度計益城町)、2016年熊本地震最大前震(⑮KIK-net益城、⑯熊本県自治体震度計益城町)

<使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵に関する検討チーム第2回会合(2017.6.5)での電事連の発言>

○亀田副部長(電気事業連合会)

全国一律の動的地震力を設定しても使用する事業者はないというところがございます。地盤及び基礎の評価は動的地震力に基づき実施するものと考えてございますが、これらの評価は発電所固有のものであり共有化が難しいと考えてございます。また、動的地震力を全国一律に設定する場合、発電所ごとに定められる基準地震動Ssよりも大きなものとならざるを得ず、過度な要求が施設設計に課せられることが想定されるため、それを使うことは難しいと考えているところでございます。

なお、発電所構外の中間貯蔵施設まで念頭に置いた場合は、動的地震力を含めて、全国一律の地震力の設定が有効となってくる可能性がございます。継続して検討することが望ましいと考えているものでございます。

④4

廃炉に伴う使用済燃料の乾式キャスク貯蔵に関する四大原則

- (1) 廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵は「再処理のための中間貯蔵」や「深地層処分までの中間貯蔵」であってはならず、目に見える形で地上で管理し続けられる貯蔵でなければなりません

➢日本学術会議による「総量管理と暫定保管」の提言(2012年回答)

●原子力発電からの期限を区切った撤退などの「総量管理」政策

●保管終了後の扱いを予め確定せずに数十年から数百年にわたる保管を念頭に置く暫定保管

- (2) 廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵施設が稼働中の原発の使用済燃料プールを空けるために使われてはなりません

この恐れがある場合には乾式貯蔵施設の設置を認めてはいけません

➢同一サイト内に稼働中の原発があればこうなるのは必至、サイト外でもこの恐れが伴う

- (3) 乾式キャスクによる貯蔵は設計貯蔵期間を100年以上の超長期にし、キャスク劣化時の補修・取替を考慮した設計にしなければなりません

➢100年以上のキャスク寿命には、50年冷却で崩壊熱を1kW/t未満へ引き下げる必要がある

- (4) 使用済燃料の崩壊熱が乾式キャスクの設計条件を満たすまでプールで冷却しなければならぬ場合には、プールの補強やプールの新設・増強を考慮しなければなりません

➢「解体・撤去」をやめ、「原子炉建屋の100年密閉管理」で使用済燃料のプール冷却を継続すべき

➢主要国でも、「高線量の労働者被曝」と「放射性廃棄物処分場問題」が解体・撤去を妨げている (45)

主要国の廃止措置(解体撤去/長期閉鎖)の進捗状況(2018.9現在)

国	閉鎖基数	解体・撤去					長期閉鎖
		準備段階	炉解体段階	更地化段階	撤去完了	計	
加	6	0	0	0	0	0	6
仏	12	3	1	0	0	4	8
独	29	10	4	8	5	27	2
日	22	21	0	0	1	22	0
英	30	0	0	0	0	0	30
米	35	5	0	5	13	23	12
計	134	39	5	13	19	76	58

注:その他、露7、スウェーデン5、伊、ウクライナ、ブルガリア各3など15カ国40基を加えると廃止措置中は174基。
主要国の閉鎖134基中4割強の58基が長期閉鎖で、日本以外では過半数が長期閉鎖を選択している。

解体・撤去における二大問題

①高線量の労働者被曝

→長期安全貯蔵:加、英、米、仏

→大型機器の一括撤去:米、独

②放射性廃棄物処分場問題

→軍用サイト内に処分場確保:米

→中間貯蔵施設で長期保管:独

○日本の閉鎖22基には動力試験炉JPDR、ふげん、もんじゅ、福島第一1~6号は含まれるが、福島第二1~4号と玄海2号は含まれない

○加は、すべて重水炉CANDUで、40~80年密閉管理後に解体・撤去の方針である

○仏は、第一世代炉8基(ガス炉7、PWR1)と50万kW級ガス炉2基、FBR2基で、50年遮蔽隔離後に解体する方針だったが、2000.12に25年以内の即時解体へ変更するも、黒鉛ブロック処分施設の遅れから停滞

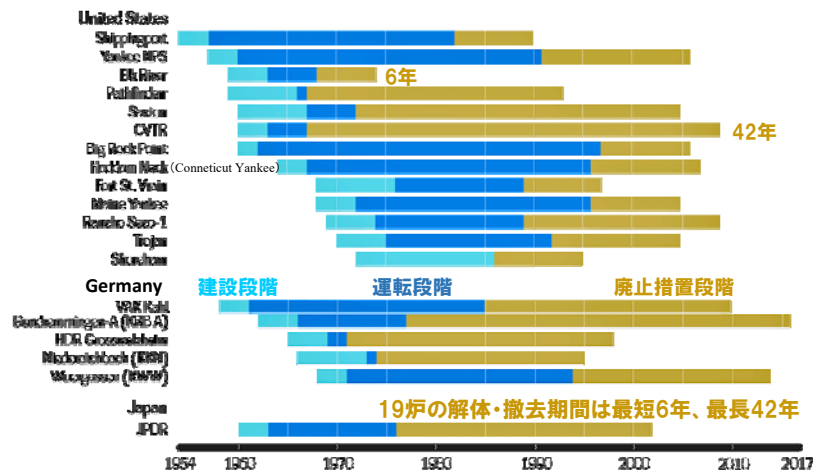
○独は、グライフスバルト1~5号(6~8号は建設中断し解体)など旧東独VVER6基を「解体」したが、原子炉容器や蒸気発生器などの大型機器は解体せずそのまま一括撤去し、グライフスバルト中間貯蔵施設へ搬入、タービン建屋再利用のため「完了」には入らず

○英は、FBR2基以外すべてガス炉で、閉鎖後5年以内に原子炉の黒鉛ブロックを密閉、50~80年間遮蔽隔離後、10年で原子炉解体・撤去の方針

○米は、小型炉3基の格納容器を保存したまま原子炉等をコンクリート等で永久埋設(長期閉鎖に含まれる)、これら以外は「即時解体」が「安全貯蔵後解体」を選択できるが、60年以内に施設または敷地の「無拘束解放」を義務づけ、原子炉容器や蒸気発生器など大型機器は解体せず一括撤去し、DOEハンフォード・サイト内リッチランド処分場等へ搬入し、トレンチ埋設処分

(出典:THE WORLD NUCLEAR INDUSTRY STATUS REPORT 2018, A Mycle Schneider Consulting Project, Paris, London, September 2018; 競争力を失う原子力発電~世界各国で自然エネルギーが優位に~自然エネルギー財団(2019.1))

撤去完了19炉(計600万kW)の廃止措置期間



(THE WORLD NUCLEAR INDUSTRY STATUS REPORT 2018, A Mycel Schneider Consulting Project, Paris, London, September 2018; 競争力を失う原子力発電～世界各国で自然エネルギーが優位に～自然エネルギー財団(2019.1))

米国における解体撤去と長期閉鎖の内訳

	小計	解体・撤去			長期閉鎖
		サイト解放	解体中	貯蔵終了	
即時解体	11	11	9 ← 2	—	—
遅延解体	21	12	4 ← 5	3 ← 9	9
永久埋設	3	—	—	—	3
合計	35	23	13	7	12

米国では、60年以内に廃止措置を終えることになっていて、永久埋設3基と即時解体11基以外はすべて遅延解体で、数十年間の安全貯蔵(長期閉鎖)後解体・撤去する

世界の廃止措置データベース(2019.1.31), 原子力デコミッションング研究会 <http://www.decomiken.org/worlddb/index.html>

ドイツは「処分場」問題に直面

連邦政府の責任で、連邦放射性廃棄物機関BGEに委託し、全放射性廃棄物国内地層処分の方針

●発熱性放射性廃棄物(ガラス固化体及び使用済燃料など)の処分場候補だった「ゴアレーベン岩塩ドーム」の探査活動を打ち切、2013年サイト選定法に基づき新サイト選定開始!

○使用済燃料は、原発内貯蔵のほか、一部をゴアレーベン、アーハウス、ノルト(グライフスバルト)の集中中間貯蔵施設で貯蔵中

○英仏返還高レベル放射性廃棄物は、ゴアレーベンの集中中間貯蔵施設で貯蔵中だが、今後の返還高レベル放射性廃棄物等は、国内4カ所の原発サイト内で貯蔵予定

●非発熱性放射性廃棄物の処分

コンラッド処分場: 2002年計画では2080年までに見込まれる最大廃棄物量30.3万m³の処分認可、旧鉄鉱山立坑2本の処分場への改造工事中、2022年以降操業予定

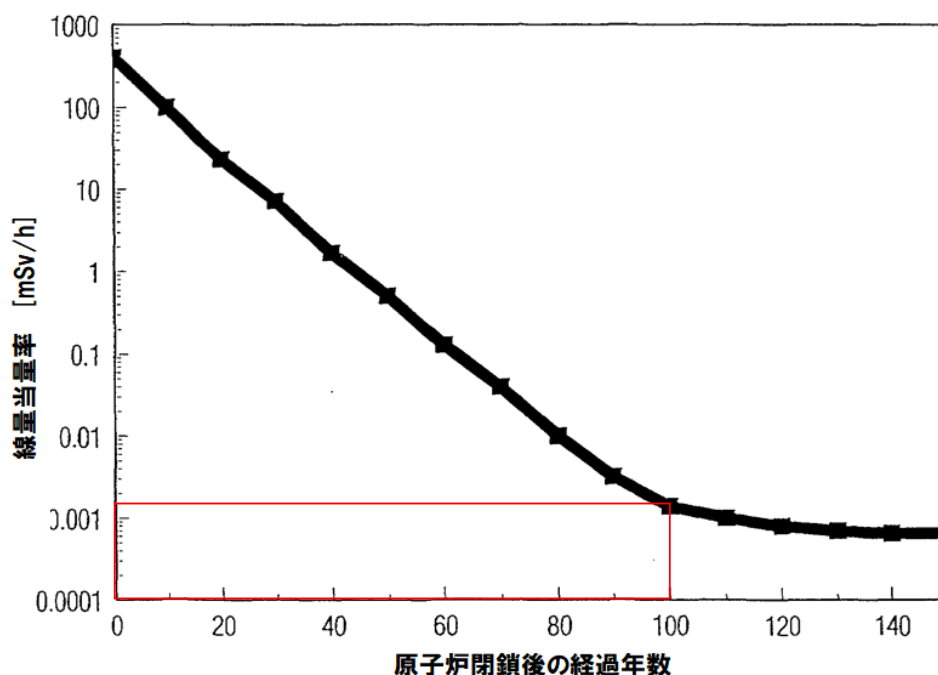
モルスレーベン処分場(岩塩鉱山): 安全面で1998年処分中止、2001年閉鎖、廃止措置申請中

アッセル研究鉱山(岩塩鉱山): 1978年に低中レベル放射性廃棄物定置終了、2010年に「定置廃棄物の回収後閉鎖」を決定、廃棄物回収のための調査中



英ガス炉では「100年計画」で廃止措置(安全貯蔵後に解体・撤去)

「黒鉛ブロックなど原子炉本体の遮蔽隔離建屋」を作り、50～80年間長期閉鎖



英GCR2基(Berkeley 1,2: 1989.3, 88.10閉鎖)の廃止措置開始前1992年の外観



2021年安全貯蔵開始後の外観予想図(49年間安全貯蔵後、2070年から解体開始、2079年撤去の計画)

英国における原子力発電所廃止措置計画 http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=05-02-03-05

マグノックス代表炉の内部における線量当量率の時間に伴う減衰状況

(ガス炉の黒鉛ブロックに含まれる不純物の放射化による誘導放射能が線源で、主要核種は半減期5.27年のコバルト60、100年後にはニオブ94(Nb-94)や銀108m(Ag-108m)が主要になり、135年後以降はほとんど下がらない。Magnox炉GCRより改良型ガス炉AGRの方が不純物が多く、Co-60も50倍多い。)

Holt, G.(Magnox Electric plc, Berkeley Centre, UK): The Decommissioning of Commercial Magnox Gas Cooled Reactor Power Stations in the United Kingdom, Proceedings of a Technical Committee Meeting, Julich, Germany, IAEA-TECDOC-1043, pp.71-83(1997)

英マグノックス炉の黒鉛含有不純物放射化による誘導放射能 仏G2炉はマグノックス炉とほぼ等しく、英AGR炉はかない高い

マグノックス炉とAGR炉の黒鉛含有放射能 [Ci/t]

Element	Magnox	AGR
³ H	1.5	1.3 (0.86)
¹⁰ Be	0.00086	0.0038 (4.4)
¹⁴ C	1.0	3.1 (3.1)
³⁶ Cl	0.012	0.038 (3.2)
⁴¹ Ca	0.0088	0.020 (2.3)
⁵⁴ Mn	0.0000033	0.000086 (26)
⁵⁵ Fe	0.18	1.5 (8.3)
⁵⁹ Ni	0.0011	0.0091 (8.3)
⁶⁰ Co	0.33	16.2 (49)
⁶³ Ni	0.16	1.8 (11)
⁶⁵ Zn	0.0000025	0.000061 (24)
⁹³ Mo	0.000010	0.00092 (92)
^{93m} Nb	0.0000067	0.00056 (84)
⁹⁴ Nb	0.0000000012	0.00000014 (120)
⁹⁹ Tc	0.0000021	0.000093 (44)
^{108m} Ag	0.00028	0.00060 (2.1)
^{113m} Cd	0.00012	0.073 (610)
^{121m} Sn	0.00054	0.046 (85)
¹³³ Ba	0.0067	0.0051 (0.76)
¹⁵² Eu	0.0027	0.0017 (0.63)
¹⁵⁴ Eu	0.063	0.048 (0.76)
¹⁵⁵ Eu	0.019	0.016 (0.84)

注：黒鉛含有不純物量から計算した「40年運転後10年冷却」時点の放射能。仏ガス炉G2炉9年運転後の測定値は、⁶⁰Coで0.054Ci/t(反射板)、0.16~0.35Ci/t(減速材)であり、マグノックス炉の計算値に近い。

⁶⁰Co等の生成反応と特徴

⁵⁹Co(n,γ)⁶⁰Co

Co-60: 半減期5.27年でβ崩壊し、娘核種Ni-60が1.17 MeVと1.33 MeVの強いガンマ線を2本放出する

⁹³Nb(n,γ)⁹⁴Nb

ニオブNb-94: 半減期2.03万年でβ崩壊し、娘核種Mo-94が0.871 MeVと0.703 MeVのガンマ線を2本放出する。

¹⁰⁷Ag(n,γ)^{108m}Ag

Ag-108m: 半減期418年で崩壊し、0.434 MeV, 0.615 MeV, 0.723 MeVの弱いガンマ線を放出

今井久、廃止措置における原子炉用黒鉛の処理・処分、デコミッションング技報第10号, pp.13-22(1994.6)

黒鉛含有不純物量 [ppm]

Element	Magnox	AGR
Li	0.05	0.05
Be	0.02	0.02
B	0.1	0.5
N	10	10
Na	1.0	4
Mg	0.1	0.4
Al	1	4
Si	35	35
S	50	60
Cl	2	4
Ca	35	25
Ti	3	0.7
V	12	0.4
Cr	0.35	0.4
Mn	0.04	0.25
Fe	10	28
Co	0.02	0.7
Ni	1	6
Zn	0.13	1
Sr	0.4	0.4
Mo	0.1	2.5
Ag	0.001	0.001
Cd	0.04	0.07
In	0.05	0.06
Sn	0.05	1.0
Ba	1.5	0.5
Sm	0.04	0.05
Eu	0.004	0.005
Gd	0.005	0.01
Dy	0.008	0.006
W	0.12	0.15
Pb	0.12	0.8
Bi	0.08	0.05

(49)

原子炉解体時に問題となる放射能の大半は ステンレス含有不純物の放射化物である！

日本原子力研究開発機構による説明：

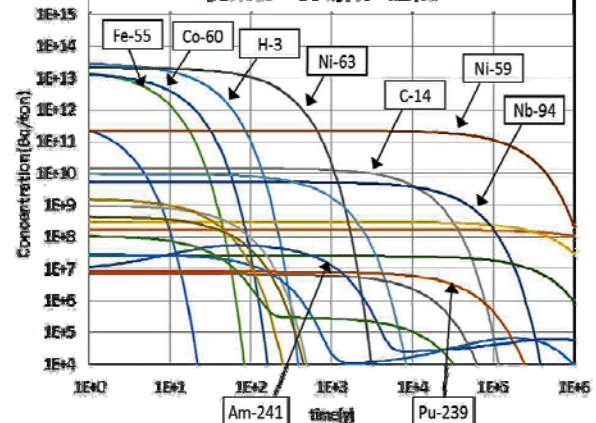
原子力科学研究所の原子炉施設における余裕深度処分（現在は「中深度処分」と名称変更、L1）相当の炉内構造物は約80％がステンレスである。

- L1廃棄物は、解体による炉内構造物等＋運転に伴う制御棒、反射体、使用済樹脂等からなる。
- 放射能濃度は、廃棄のための容器を含まない廃棄物自体の重量で評価、照射量も商業炉と研究炉で異なるため、廃棄体重量で評価した電事連の商業炉に関する放射能濃度減衰グラフより少し高い。

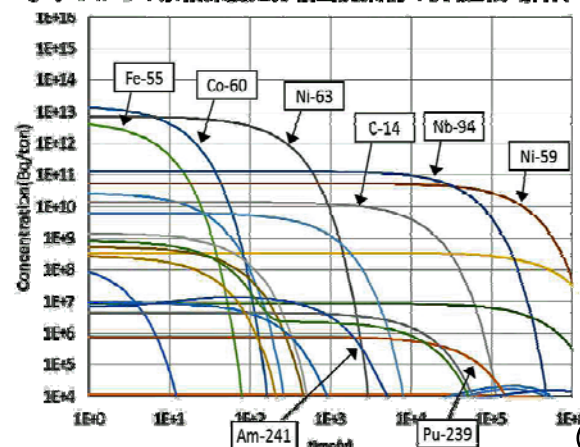
ふげんでは、炉内構造物に主にステンレスを使っているが、圧力管にはNb含有量の多いジルコニウム合金を使っているため、長半減期核種のNb-94の放射能濃度がステンレスの放射化物と比べて大きくなる傾向にある。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門、日本原子力研究開発機構から発生する低レベル放射性廃棄物等について、第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合、資料2-2(2015.2.12)

原研の原子炉施設からの余裕深度処分相当
廃棄物の例(解体+運転)



ふげんからの余裕深度処分相当廃棄物の例(運転+解体)



(50)

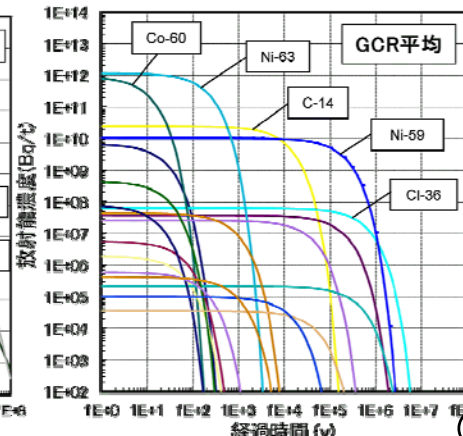
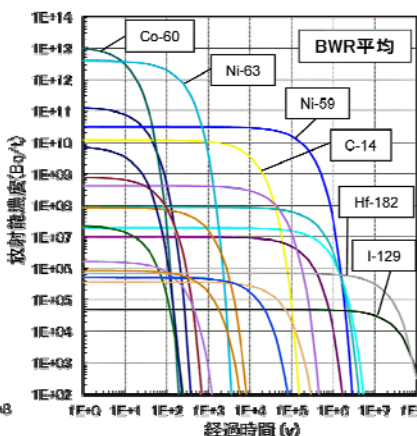
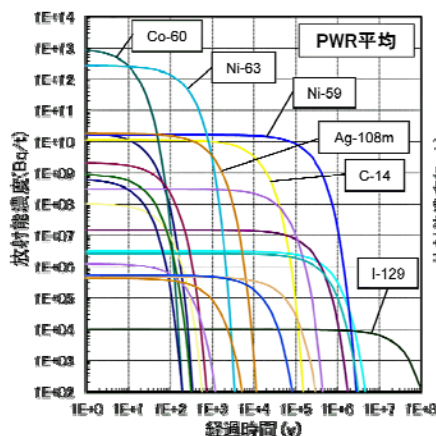
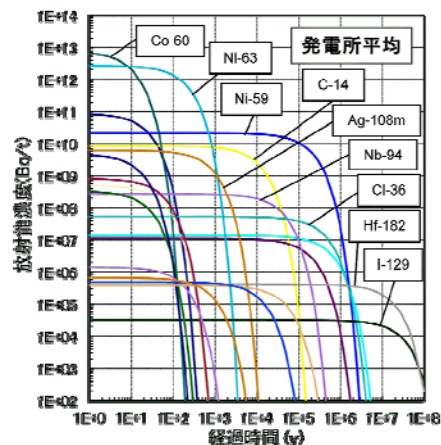
軽水炉解体時に問題となる放射能の大半は ステンレス含有不純物の放射化物である！ 東海原発では黒鉛含有不純物の放射化物が加わる！

- 電事連による商業炉の放射能濃度は、最終的な廃棄物の取扱単位である廃棄体(廃棄物+容器)の重量に対する濃度である。

外部被曝線量で重要なのは、黒鉛ブロックと同様に、
Co-60, Nb-94, Ag-108mである！

- PWR制御棒ではAg-108mが極端に多く、BWR制御棒(Hf型)ではHf-182が多く、GCR黒鉛ブロックではC-14が相対的に多いのが特徴(それぞれPWR平均, BWR平均, GCR平均に反映されている)で、それ以外の核種構成には炉型で余り差はない。

電気事業連合会、原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について、第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合、資料2-1(2015.2.12)



51

伊方1・2号を解体せず、超長期密閉管理すれば、誘導放射能は大幅に減少する

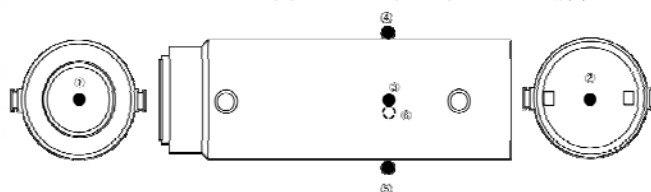
●1号機 IBA蒸気発生器 ※1 Co-60の半減期は約5.3年のため、計算上は18.2年経過すれば約11分の1まで減衰する。

測定点	表面線量当量率(mSv/h)		減衰状況 ^(※1)
	H10.2.16	H28.4.18 【18.2年後】	
1	0.040	0.003	1/13
2	0.010	<0.001	—
3	0.018	<0.001	—
4	0.0092	測定不可	—
5	0.0080	測定不可	—
6	0.75	0.037	1/20
7	0.55	0.035	1/16
8	0.65	測定不可	—
9	0.55	測定不可	—
10	0.45	0.036	1/13
11	0.30	0.030	1/10
12	0.35	測定不可	—
13	0.40	測定不可	—
14	0.20	0.003	1/67
15	0.50	0.008	1/63
16	0.45	測定不可	—
17	0.25	0.003	1/83
18	0.65	0.002	1/325

●1号機 旧炉内構造物保管容器

測定点	表面線量当量率 [mSv/h]		減衰状況 [*]
	H16.10.11~16	H28.8.18	
1	<0.001	<0.001	—
2	0.25	0.080	1/3
3	0.50	0.082	1/6
4	0.60	測定不可	—
5	0.45	0.085	1/5
6	0.55	0.073	1/8

※ Co-60の半減期は約5.3年のため、計算上は11.8年経過すれば約4.7分の1まで減衰する。



「PWRプラントの支配的な外部被ばく線源はコバルト60であることから、半減期が約5.3年であることを考慮し、雰囲気線量当量率を0.01mSv/hまで減衰させるために安全貯蔵期間を25年として設定した。」(四国電力)

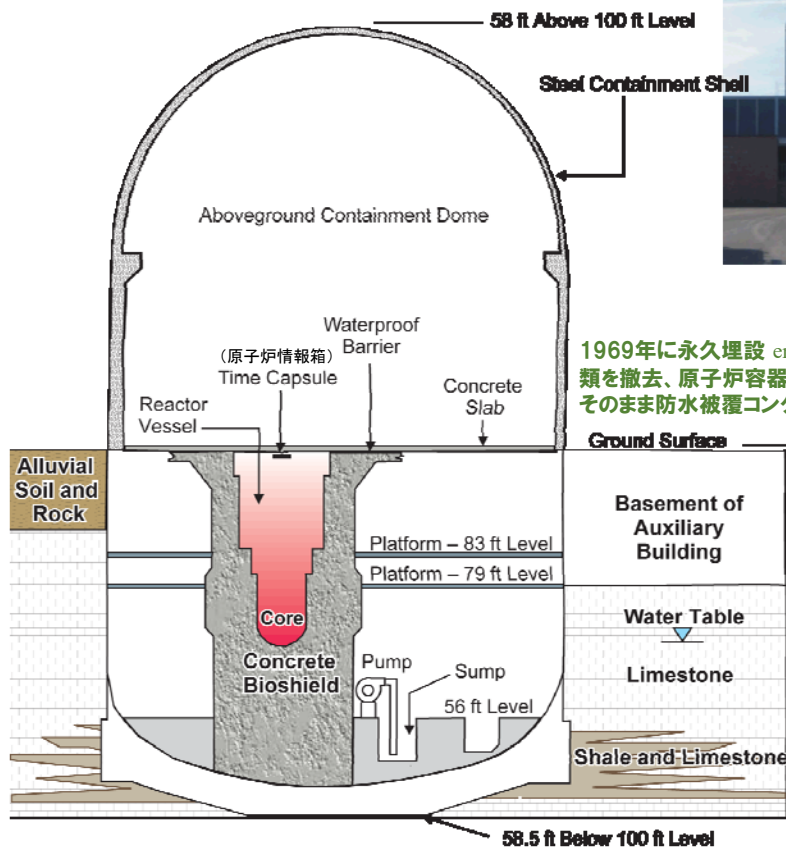
→ 超長期密閉管理の妥当性を示唆！

四国電力、伊方発電所1号機廃止措置における被ばく低減について(2017.7.18)

52

ピクア有機物減速冷却炉 OMR (1.2万kW, 1963.11~1966.1 organically cooled and moderated, thermal reactor)

冷却材兼減速材に炭化水素を使用。原子炉スクラム停止後、制御棒2本が動かず、核燃料エレメント4本も固着して再装荷できず、廃炉



Piqua, Ohio, Decommissioned Reactor Site

https://www.lm.doe.gov/Piqua/Fact_Sheet.pdf

1969年に永久埋設 entombed (機器・配管類を撤去、原子炉容器とコンクリート遮蔽はそのまま防水被覆コンクリート床下に密閉)



米の永久埋設炉3基

- ① ハラム SGR (8.4万kW, 1963.11~1964.9)
- ② ピクア OMR (1.2万kW, 1963.11~1966.1)
- ③ フェルトリコ・ボナス BWR (1.8万kW, 1965.9~1968.6)

53

フェルトリコ・ボナス BWR (1.8万kW, 1965.9~1968.6)

過熱蒸気で発電する沸騰水型原型炉(全米で2基のみ)だったが、技術的問題が発生し多額の改良工事が必要になり、廃炉

原子炉容器は炉内構造物と共にコンクリートやグラウトを詰めて埋設、汚染機器類は原子炉容器下部にある主冷却ポンプ室に収納し、コンクリート固化して埋設



BONUS, Puerto Rico, Decommissioned Reactor Site

<http://www.lm.doe.gov/BONUS/bonus-factsheet.pdf>



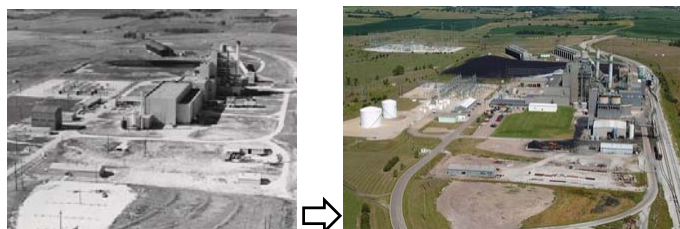
ハラム埋設後、新たに建設された火力発電所



https://www.lm.doe.gov/Hallam/fact_sheet.pdf

Hallam, Nebraska, Decommissioned Reactor Site

ハラム SGR (8.4万kW, 1963.11~1964.9, sodium-cooled, graphite-moderated, nuclear reactor)



原子炉建屋(上部は解体)地下の原子炉容器・炉内構造物、燃料ピット(使用済燃料除く)、減速材貯蔵セルはコンクリート埋設後土壌カバー。中間熱交換機5基は地上のコンクリート建屋に密閉保管。約30万Ci(約1京Bq)埋設、DOEは2071年以降無制限解放(地下水汚染調査打切)予定

54

トロージャン原発(118万kWPPWR, 1976.5運開、1992.11閉鎖、2005.5撤去完了)では、労働者被曝低減のため原子炉容器(大型商業炉として世界初)、蒸気発生器4基、加圧器等大型機器を解体せず一括撤去、そのままDOEハンフォード・サイト内リッチランド処分場へ輸送・埋設

クラスA:ドラム缶、金属箱等に収納した放射性核種濃度の比較的低いもの(<0.1Ci/ft³ within 100年)

クラスB:300年耐用高健全性容器に入れられる濃度の廃棄物

クラスC:放射化された鋼・ステンレス鋼等の廃棄物

GTCC:炉内構造物相当の放射性核種濃度の廃棄物で浅層埋設処分不可だが処分場未定(Greater Than Class C)

SHIPPINGポート(10万kWPPWR)で1985～89年に、大型機器の一括撤去、同処分場への長距離輸送・埋設を経験



55

グライフスヴァルト原発 (VVER440計8基:1974年～運転中4基、試運転中1基、建設中3基、敷地面積約200ha)



旧グライフスヴァルト原発:各建屋に2原子炉、手前から1・2号と並び、奥の5・6号と7・8号は建屋が新しい

日本再生可能エネルギー総合研究所: 2012.6.8現地ルポ 世界最大の原発跡地を見る～旧東ドイツ グライフスヴァルト原発の今, part1「解体と除染」, part2「中間貯蔵施設と地元の町」

1990年東西ドイツ統一後、原発停止。5年の停止作業後、1995年から解体除染作業、2012年現在継続中、すでに4000億円以上かかる。2013年半ばに解体作業を一旦終了の予定。非汚染物を含めて廃棄物は180万tだが、建物のほとんどは残し、使用済核燃料や原子炉容器・蒸気発生器などは隣接する中間貯蔵施設に保管、線量の下がる20～30年後に除染・解体作業と最終処分場への移送を予定。最終処分場は未定で、中間貯蔵施設が「中間」で留まるか不明。

使用済核燃料は当初3連に運んで処理、途中から原発内保管、運転停止時に5000本超の燃料棒。冷却プールで冷却後、1999～2006年にキャスクに収めて中間貯蔵施設へ搬入。

隣接する中間貯蔵施設



56

隣接する中間貯蔵施設

飛行機の墜落に備えて、屋上は
1.5mのコンクリートで覆われている



中間貯蔵施設の外景

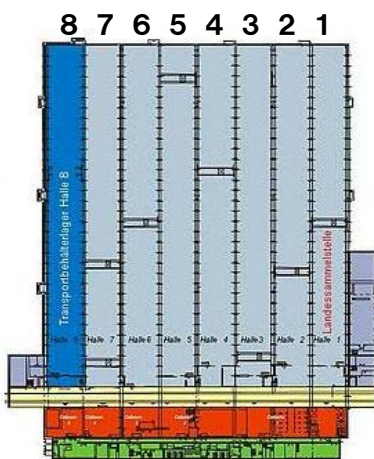


第7ホール内の蒸気発生器：各炉に6台、
放射線量が高いため、特殊な塗料を塗布

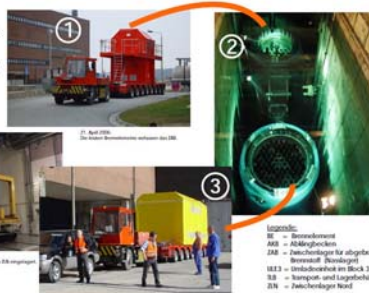


第7ホール内の原子炉容器：5原子炉＋
旧東独の他の原子炉の計6基

(57)



Transportwege des
Kernbrennstoffes
vom ZAB zur ULE
und dann zum ZLN



使用済み核燃料を詰めたカスクの
中間貯蔵施設への移送

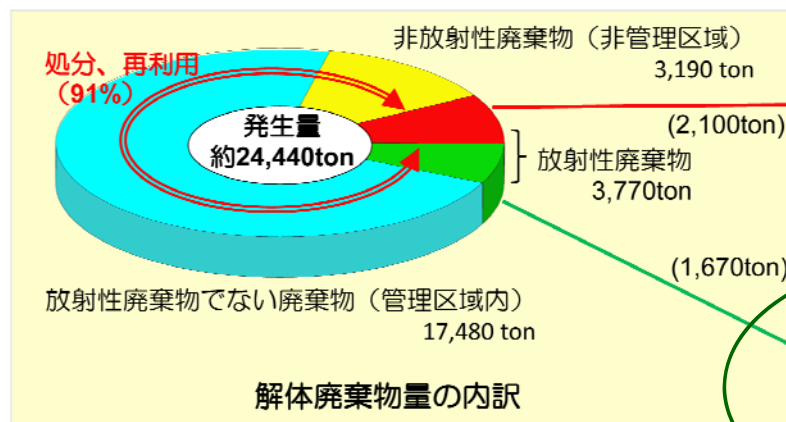
中間貯蔵施設の見取り図：縦長の
8ホールで、左端青の第8ホールで
使用済み核燃料収納カスクを保管



2.2 JPDRの解体及び廃棄物埋設

独立行政法人 日本原子力
研究開発機構「低レベル放
射性廃棄物処分の現状と課
題～研究施設等廃棄物の処
分について～」(2014.5.27)

- 放射性廃棄物は、極低レベルコンクリートを除いて、全て保管
- 極低レベル廃棄物を、廃棄物埋設実地試験に使用
- 放射性廃棄物でない廃棄物の区分を実施

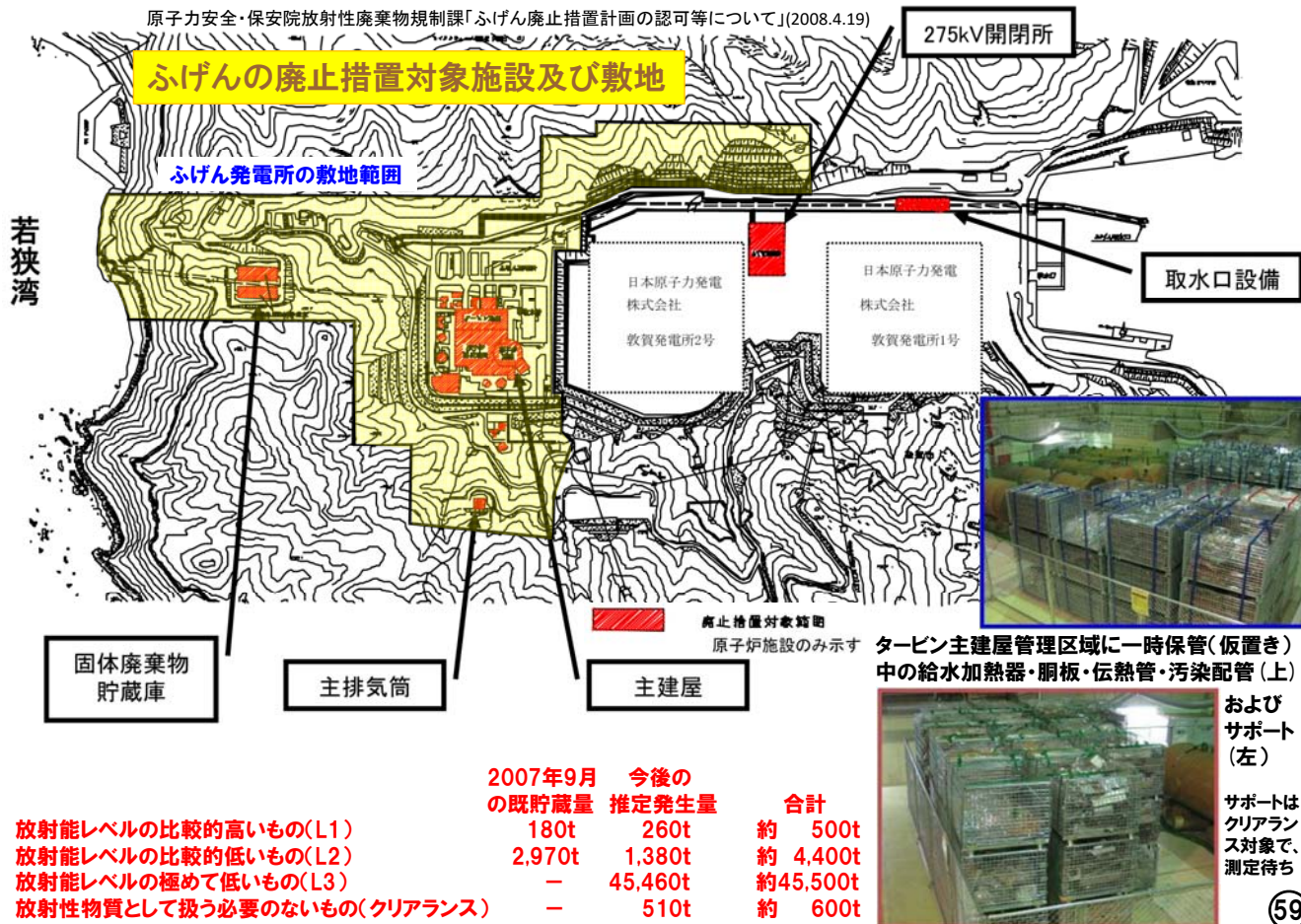


発生した廃棄物を適切に区分し、極低レベルコンクリート廃棄物のトレンチ処分、「放射性廃棄物でない廃棄物」の適用等により、全体の90%以上（約22,340ton）の廃棄物を処分、再利用した。汚染や放射化した金属、コンクリート等、残り約2,100tonについては、L1～L3処分が必要。

(58)

新型転換炉ふげん発電所の廃止措置計画（平成18年11月7日独立行政法人日本原子力研究開発機構）

原子力安全・保安院放射性廃棄物規制課「ふげん廃止措置計画の認可等について」(2008.4.19)



原発の「廃止措置」＝解体・撤去は虚構にすぎない！

「解体・撤去」できない現実がある・・・学ぶべきは「これ以上動かすな」

・使用済核燃料はどうしようもない！・・・「これ以上増やさない」ことが先決

再処理⇒日常的放射能汚染と重大事故の危険

高レベル廃棄物ガラス固化体の危険

再処理に伴う中レベル放射性廃棄物と再処理工場の廃止措置

ワンス・スルー⇒使用済核燃料の危険(直接処分、暫定保管、超長期管理)

・解体に伴う放射性廃棄物(余裕深度処分(L1)、ピット処分(L2)、トレンチ処分(L3))

⇒「処分」できず、解体中断状態(先行するJPDR(保管庫設置)、東海、ふげん、浜岡)

30～40年の廃止措置期間で解体・撤去できる保障なく、原発17場所は不可能

・放射性廃棄物を減らすためのクリアランスレベルによる再利用・産廃処分

・労働者被曝の犠牲で大量の放射性廃棄物を排出し、

次世代以降にも及ぶ公衆被曝の危険を拡大する解体・撤去は許されるか？

⇒「何のための解体・撤去か」が改めて問われている！

「超長期密閉管理」以外にない！・・・事実上、こうならざるを得ない

・放射能減衰を待つ解体・撤去、それ以外(原子炉建屋等)は超長期密閉管理

原発を動かせば、使用済核燃料が増え、施設の放射能汚染度が進む・・・

廃炉問題から見えてくる「負の遺産」問題を無視した原発再稼働は許せない！