原子力資料情報室･原子力市民委員会共催イベント

『核燃料サイクル、今こそ取り組むべき課題』

六ケ所再処理工場の概要とその危険性

2021年9月24日

川井康郎
プラント技術者の会/
原子力市民委員会原子力規制部会

目次

1. 再処理施設の危険な特徴

2. 再処理施設における重大事故とその対策

3. 多くの懸念事項～再処理工場の稼働は許されない

1. 再処理施設の危険な特徴

破綻した核燃料サイクル

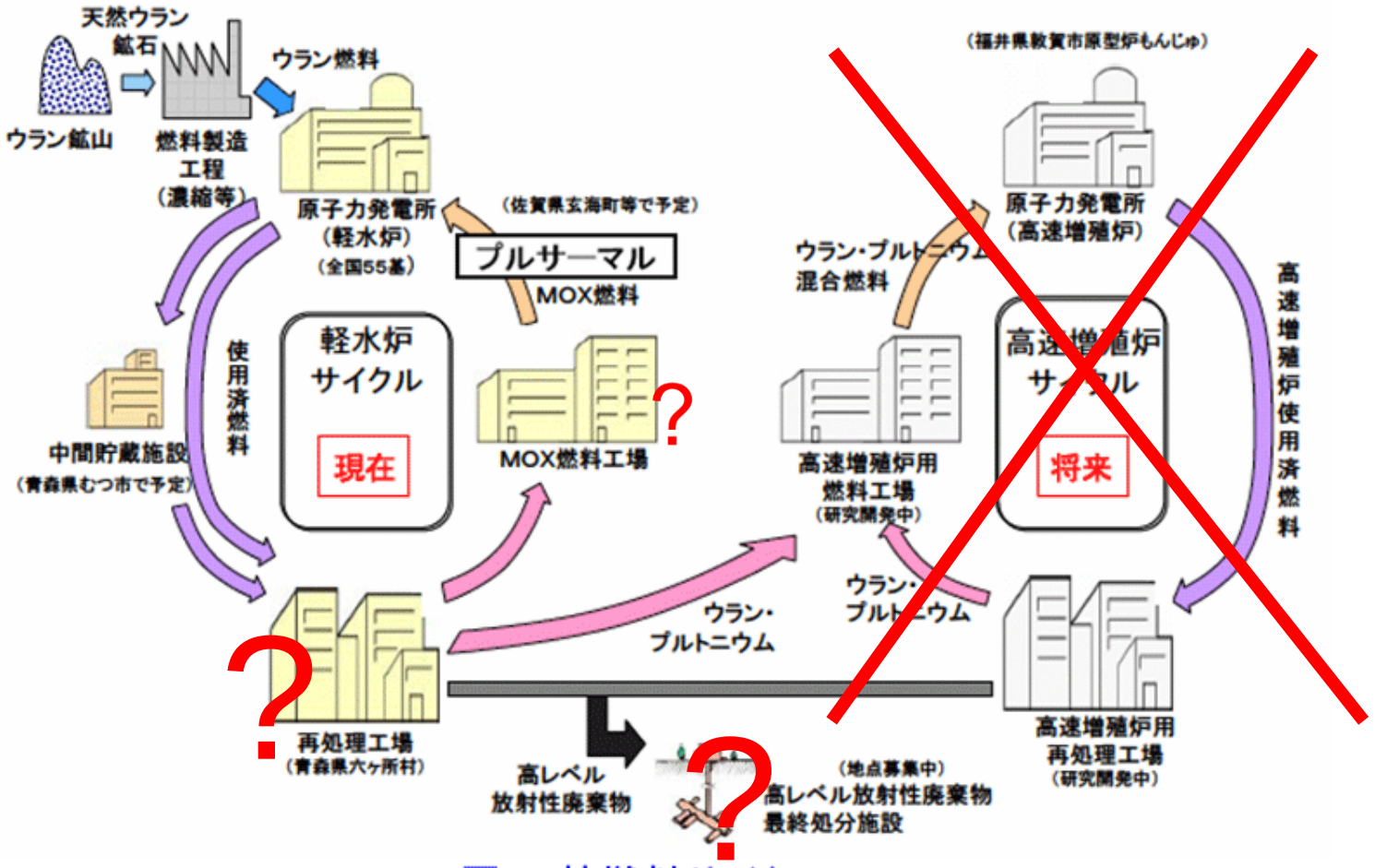


図１　核燃料サイクル

[出典]資源エネルギー庁：施策情報 、原子力政策の現状について 、なぜ、日本は核燃料サイクルを進めるのか？、核燃料サイクル、http://www.enecho.meti.go.jp/policy/nuclear/pptfiles/0201-0.pdf

六ケ所核燃複合施設

使用済み燃料中間貯蔵施設
（RFS）

（1）ウラン濃縮工場：2012.9まで操業、現在は停止状態
（2）低レベル廃棄物埋設施設：2018.3より搬入
（3）高レベル廃棄物一時貯蔵施設：1995.4より搬入（英仏より）
（4）**再処理工場**：2020.7.19新規制基準による設置変更許可～設工認申請中
（5）MOX燃料加工工場：2020.12.9新規制基準による設置変更許可

施設の現状

■ 施設仕様

- ➢ 処理能力：800 tU/年 (原発約40基分)
- ➢ 使用済み燃料貯蔵能力：3,000 tU

■ 経緯

1993.4.28 着工 ～ 2001.4.20 通水試験開始

2006.3 – 2009 断続的にアクティブ試験実施

2013.12 新規制基準施行 ～ 2014.1.7適合性審査申請

2020.7.29 適合性審査合格（設置変更許可）

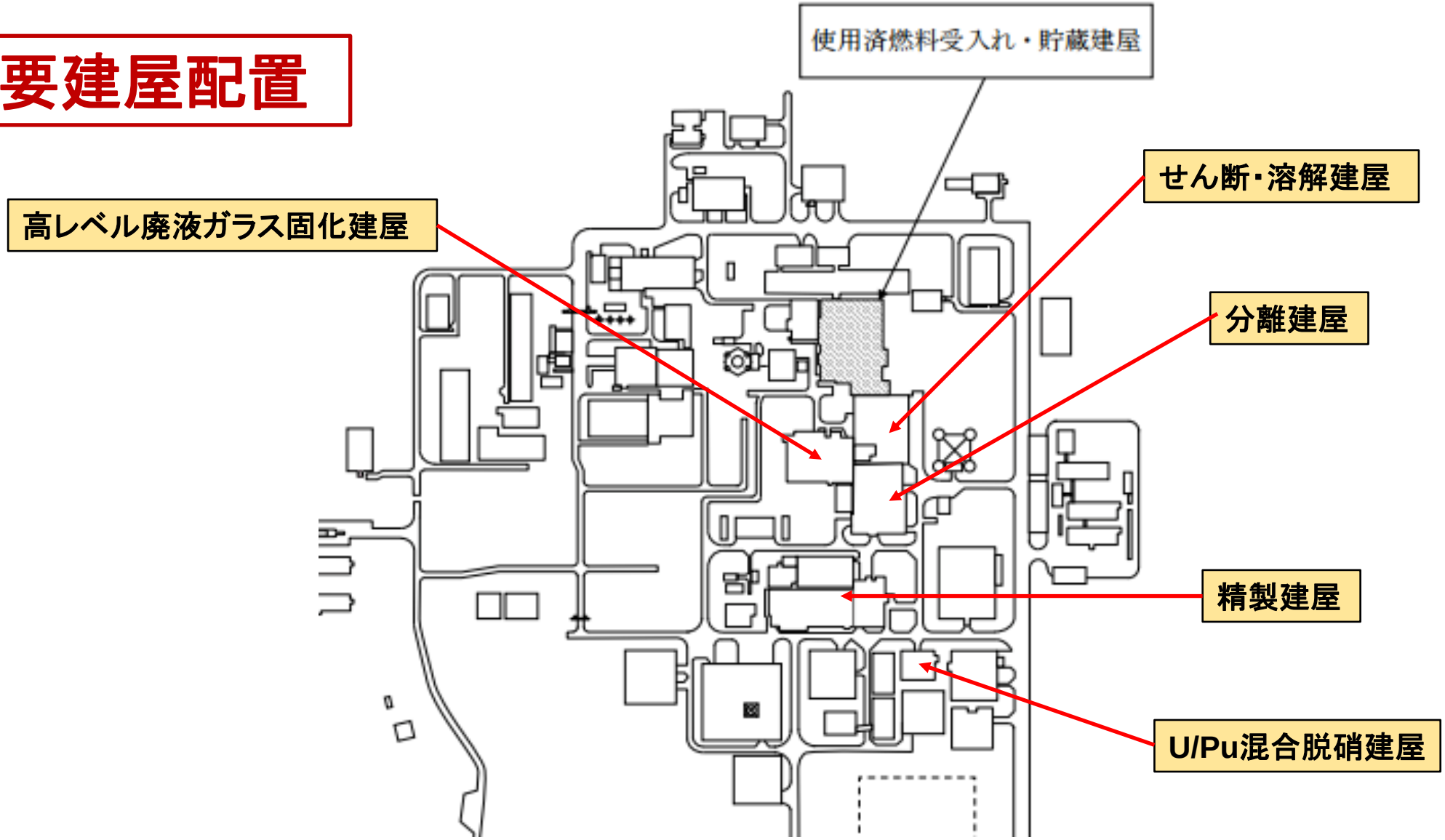
■ 処理実績（@2018.10）

燃料投入量：425 t

	ウラン粉末	MOX粉末	ガラス固化体
累計生産量	366 t	6.7 t	346本

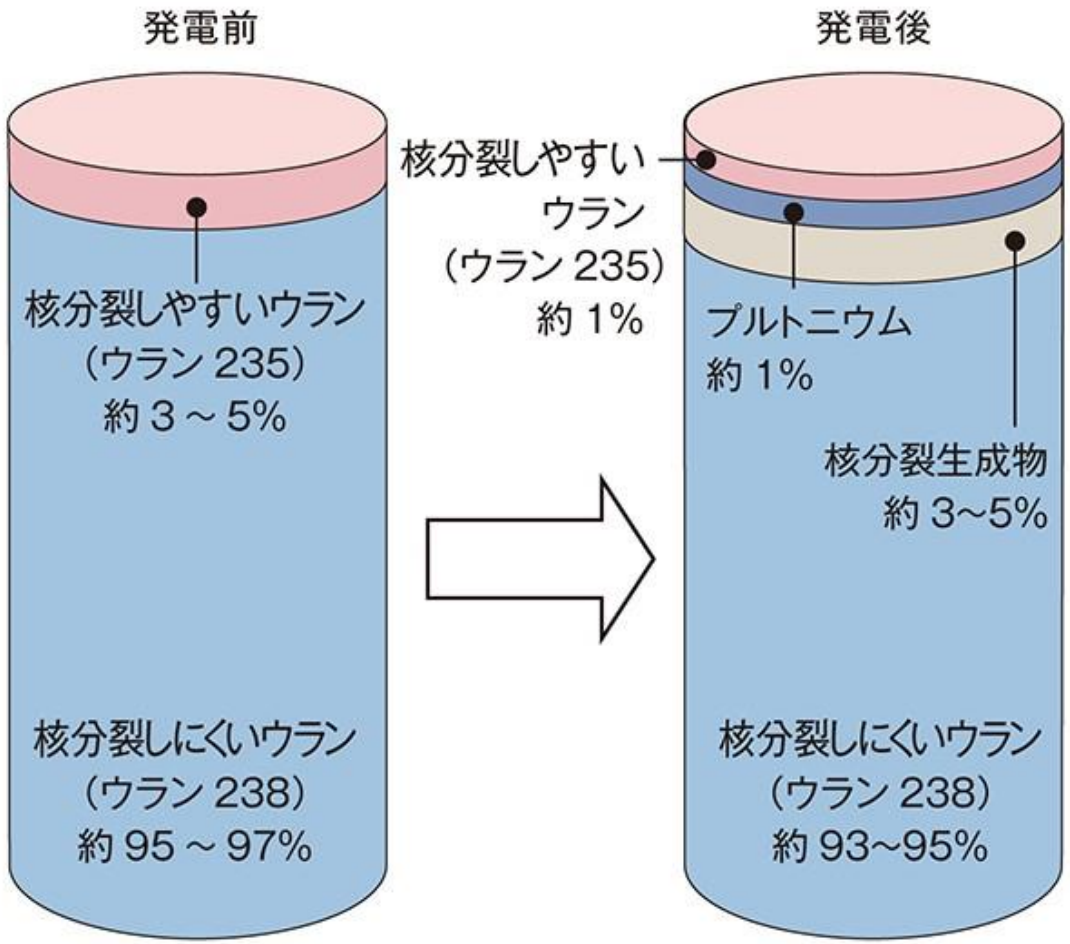
高レベル放射性廃液
貯蔵量：約223m^3

主要建屋配置



建屋間の配管やケーブルは洞道を通じて接続

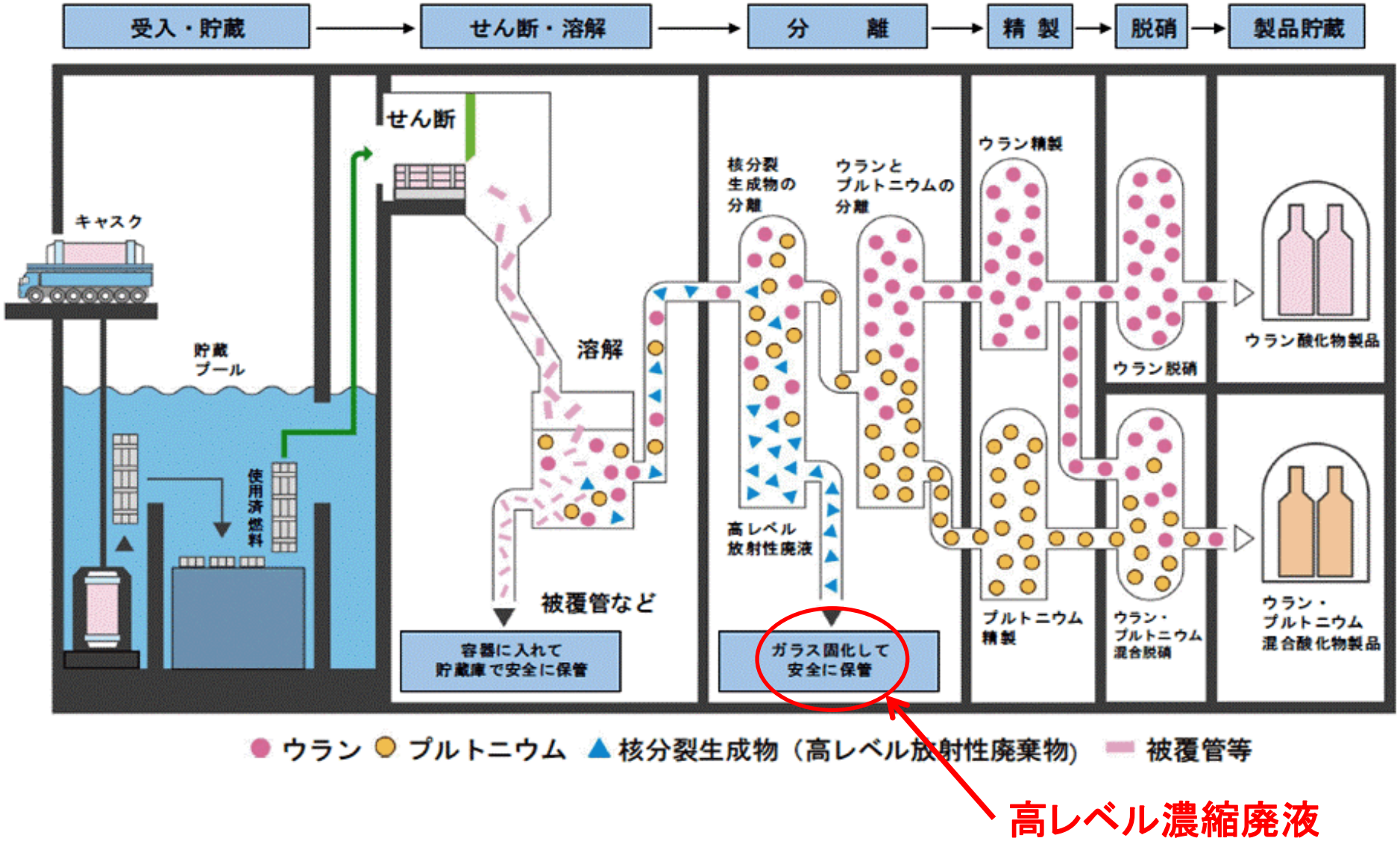
軽水炉の核分裂生成物



■ 再処理の目的

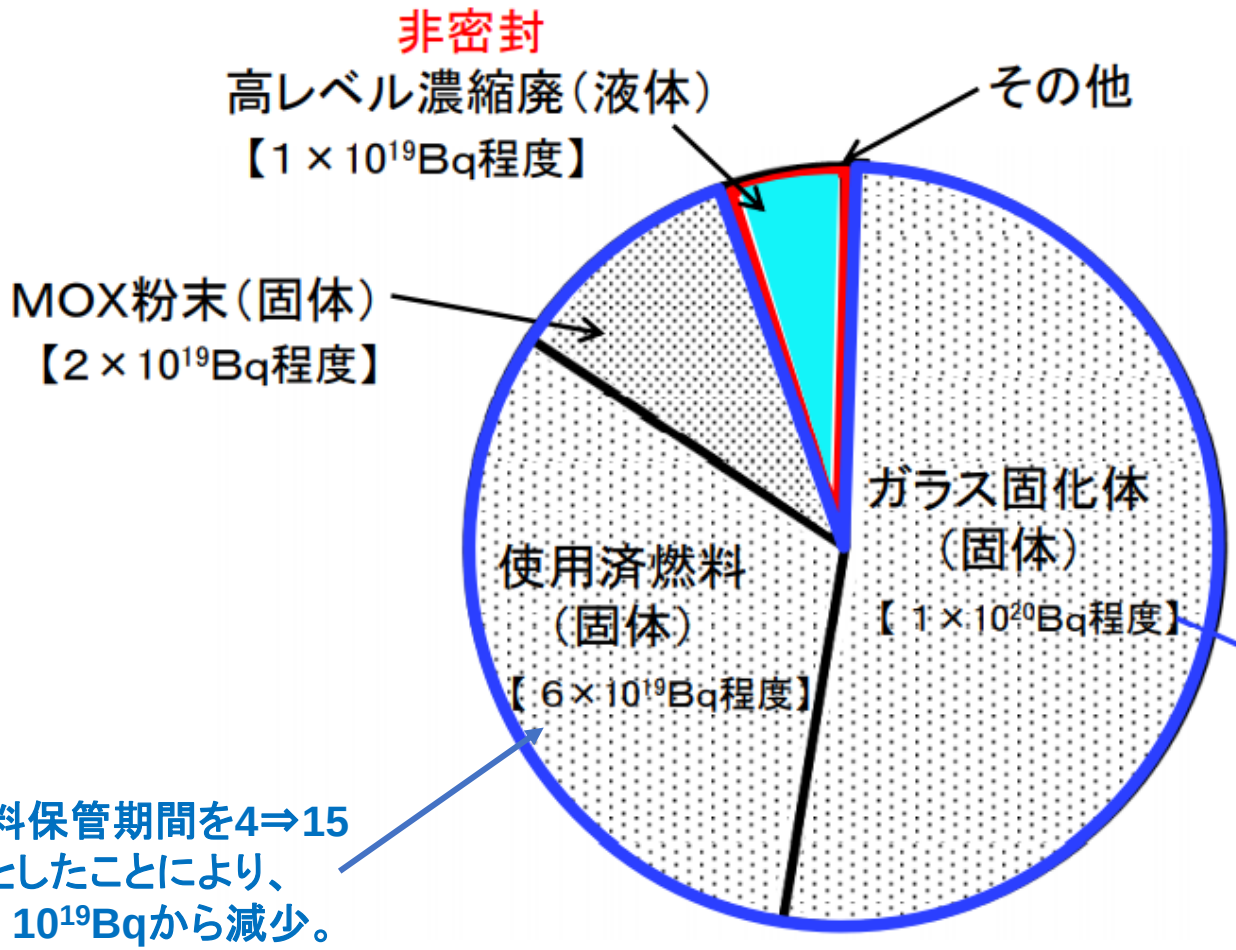
- 使用済み燃料からPu239ならびに未反応U235の回収
- 核分裂生成物（高レベル廃棄物）のガラス固化処理

工程


受入・貯蔵
せん断・溶解
分　離
精 製
脱硝
製品貯蔵
キャスク
貯蔵プール
使用済燃料
せん断
溶解
被覆管など
容器に入れて貯蔵庫で安全に保管
核分裂生成物の分離
ウランとプルトニウムの分離
高レベル放射性廃液
ガラス固化して安全に保管
ウラン精製
プルトニウム精製
ウラン脱硝
ウラン・プルトニウム混合脱硝
ウラン酸化物製品
ウラン・プルトニウム混合酸化物製品
● ウラン ● プルトニウム ▲ 核分裂生成物（高レベル放射性廃棄物） ▬ 被覆管等

高レベル濃縮廃液

施設の放射性物質保有量



合計 1.9 x 10^{20}Bq（約2万京）
一重大事故当たり許容放出量
100テラベクレルの200万倍

まとめ～再処理施設の特徴

■ 危険性

- 厖大な放射能保有量
- 使用済み燃料の切断、溶解による防護の喪失
- 強酸物質と可燃性溶剤(*)の存在
- 軍事用核物質Pu^{239}の生産
- 対処すべき施設群が広範囲にわたる

(*) リン酸トリブチル（抽出溶媒）とノルマルドデカン（希釈剤）

■ 高木仁三郎元原子力資料情報室代表の言葉

2000年4月28日核燃裁判意見陳述書より

『原子力産業の諸施設のなかでも、再処理工場は放射能的に最も汚い、危険性の高い施設であり、いわば核施設固有の危険性と化学施設固有の危険性の集約点のような存在である。』

2. 再処理施設における重大事故とその対策

世界の主要な再処理施設事故例

出典：ATOMICA

年	施設	事故概要	原因	被害
1973	英国ウィンズケール	抽出工程溶媒供給器発火	不溶性溶媒残渣の発火	運転員被ばく
1975	米国サバンナリバー	転換工程脱硝器の爆発	TBP-硝酸ウランの急激な熱分解反応	機器建屋破壊、運転員被ばく
1993	ロシア トムスク	抽出工程調整槽爆発	同上	機器建屋破壊、環境汚染
1957	**ロシア キシュテム**	**高レベル廃液貯槽爆発**	**冷却系1故障による有機混合体の爆発**	**大量の環境放出と汚染**
1997	米国ハンフォード	Pu回収工程試薬貯槽爆発	HAN(*)の急激な熱分解反応	機器建屋破壊
1981	ベルギー ユーロケミック	アスファルト固化体火災	硝酸塩との急激な化学反応	機器損傷、作業員被ばく
1997	動燃東海村	同上	同上	同上

(*) HAN:　硝酸ヒドロキシルアミン

再処理施設における「重大事故」とは？

■ 定義（再処理事業規則第1条3）

設計上定める事象（DBE）を超えた事故で、以下に掲げるもの。

1. 臨界事故
2. 冷却機能喪失による高レベル放射性廃液の蒸発乾固
3. 放射線分解により発生した水素の爆発
4. 有機溶媒の火災または爆発
5. 貯蔵設備における使用済み燃料の著しい損傷
6. 放射性物質の漏えい

参考：原発の場合は「炉心の著しい損傷」と「貯蔵燃料体又は使用済み燃料の著しい損傷」

■ 重大事故対処施設（設備基準第28条への解釈）

工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する設備

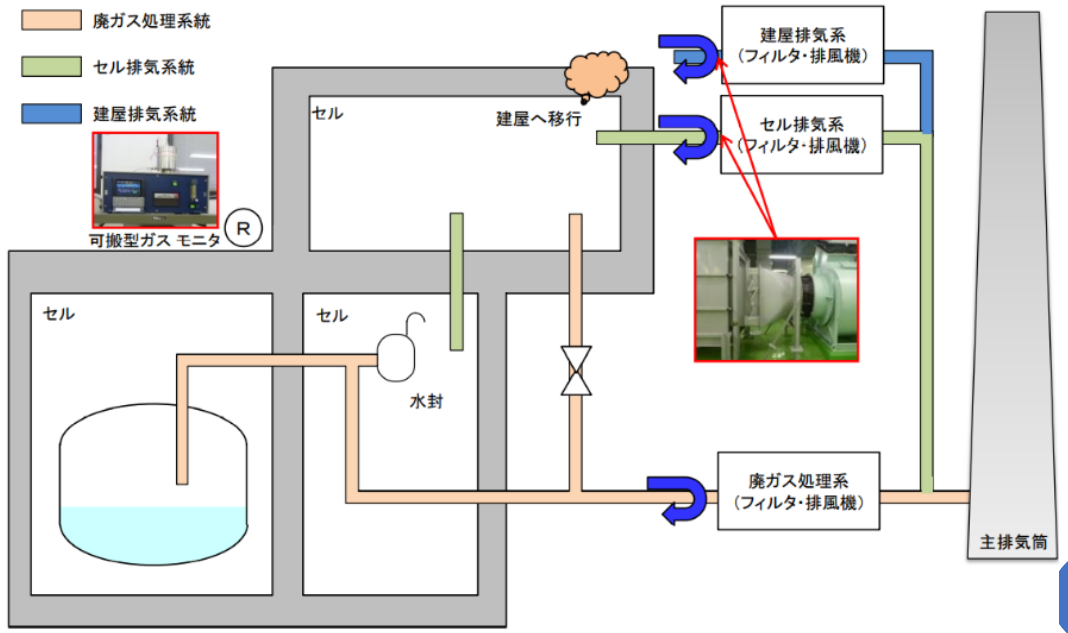
⇒Cs137換算100テラベクレルを十分に下回ること

対策の誤り例(1)～他セル・建屋内への導出

- 通常時の気圧管理:
  建屋外＆事務室等(大気圧)＞制御室等(-5mmH_2O)＞屋内作業区域(-10)＞セル内(-20)＞機器内
- 重大事故発生時には換気系を遮断し、排ガスを他セル、更には建屋内に導出・滞留・沈着させる　⇒徐々に管理放出

⇒結果

- 系内の圧力バランスが逆転し隙間、接続部など各所から漏えい
  (原燃:内圧500Pa以上でセル 漏えい)
- 作業環境の悪化～事故収束シナリオの破綻
- 建屋外拡散へ



(例)臨界事故の際の対処図

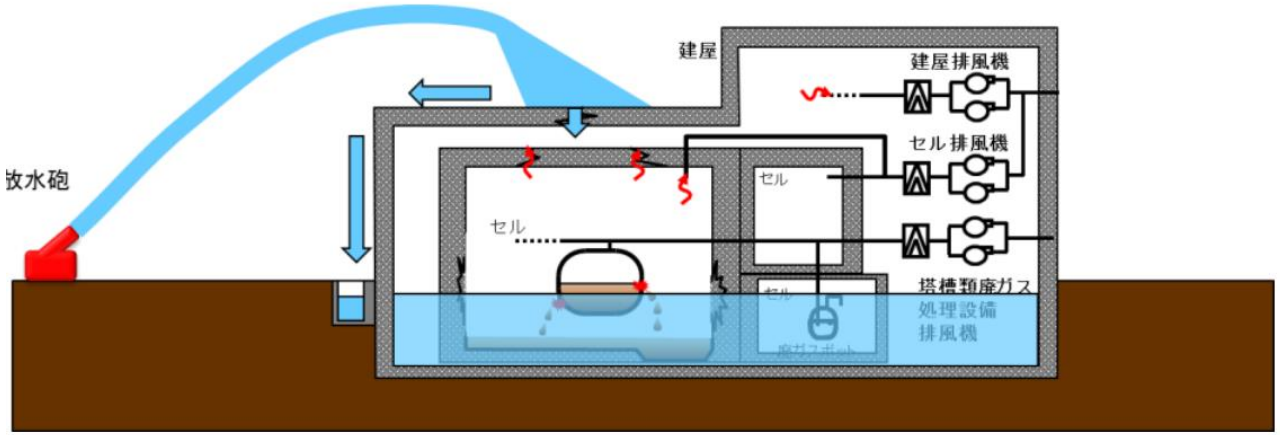
■放水砲に頼るという茶番

- 建屋外部に漏えいした汚染ガスは可搬型のポンプと放水砲によって外側から叩き落す。

  基準第40条：重大事故発生時、工場外への放射性物質の放出を抑制するための放水設備を設けること

⇒効果は全く期待できない

- 漏えいガスの可視化は困難（特に夜間）
- 空中に拡散したガスは補足困難
- 希ガス（Kr、Xe等）は非水溶性
- 大量の汚染排水の発生

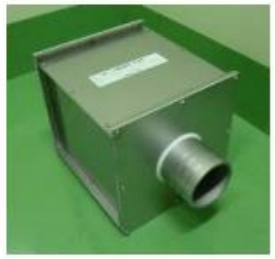


建屋への放水

対策の誤り例（2）～可搬型設備への依存

- 重大事故時対処設備として可搬型の諸設備（電源車、冷却水ポンプ、ホース、配管、ダクト、ケーブル、高性能粒子（HEPA）フィルタ、排風機、計器類、等々）を前提

（基準第33条にて可搬型設備の濫用を許している）



■可搬型設備の設置には多くの困難

- 膨大な作業
  - ➢資機材の保管場所からの移動、現場での据え付け、機能試験
  - ➢長距離配管、ホース、ダクト類の敷設、接続、漏れ試験
  - ➢ケーブル類の接続、通電試験、計器類の設置、校正
- 作業の成否は環境に大きく影響
  - ➢自然事象
    地震の場合：地割れ、道路損壊、建屋内外の倒壊物
    その他：降雪、降灰等によるアクセス困難、断線、故障、
  - ➢夜間作業の困難
  - ➢施設内同時発生

■最悪の設計思想

- 本体設備の改造を回避するための安上がりな弥縫策
- 百歩譲って「方法」を認める場合でも、全ての関連設備を「常設」とすべき

原発における対処との比較

■再処理施設は発電用原子炉（原発）に比べて危険性は少ない？

	原発	再処理
重大事故とは	炉心あるいは燃料の損傷	臨界、高レベル廃液蒸発・乾固、水素爆発、有機溶媒火災、使用済み燃料損傷、漏えい
危険性	原燃による強調 核物質が集中して存在 高温・高圧 臨界状態 事故の進展が早い	実際には 膨大な放射能保有量 多重防護喪失、非密封 強酸と可燃溶剤を使用 高レベル濃縮廃液の存在
電源設備	外部2回線＋非常用電源＋独立電源 （特定事故等対処施設）	外部2回線＋非常用電源 （重大事故時には可搬型電源で対処）
重大事故への対処	特定事故等対処施設（第二制御室、独立電源）	基本的に可搬型設備にて対応

⇒少なくとも原発並みの恒久的な対処設備を設けるべき

３．多くの懸念事項
～再処理工場の稼働は許されない

耐震強度の不足

■基準地震動の変遷

375 gal @設計時S_2（旧設計用基準地震動）
450 gal @2009.6.29耐震バックチェックSs
600 gal @2014.1.7新基準適合性審査申請時Ss
700 gal @2016.2.19適合性審査会合Ss

■これまでの耐震裕度評価

- 耐震バックチェック（2009.6.29報告）
  - ➢主要機器の耐震裕度@450 gal
    分離建屋：1.04~1.4 (468~630 gal)、ガラス固化建屋：1.1~1.5 (495~675 gal)
- ストレステスト（2012.4.27報告）
  - ➢ 重大事故対処設備の耐震裕度@450 gal：1.50~1.75 (675~788 gal)
  - ➢ 一部機器の材料強度は「規格値」ではなく「ミルシート値」を採用し嵩上げ

⇒設備は700ガルの揺れに耐えられない。
⇒アクティブ試験時に汚染されたレッドセル内機器の耐震補強は困難

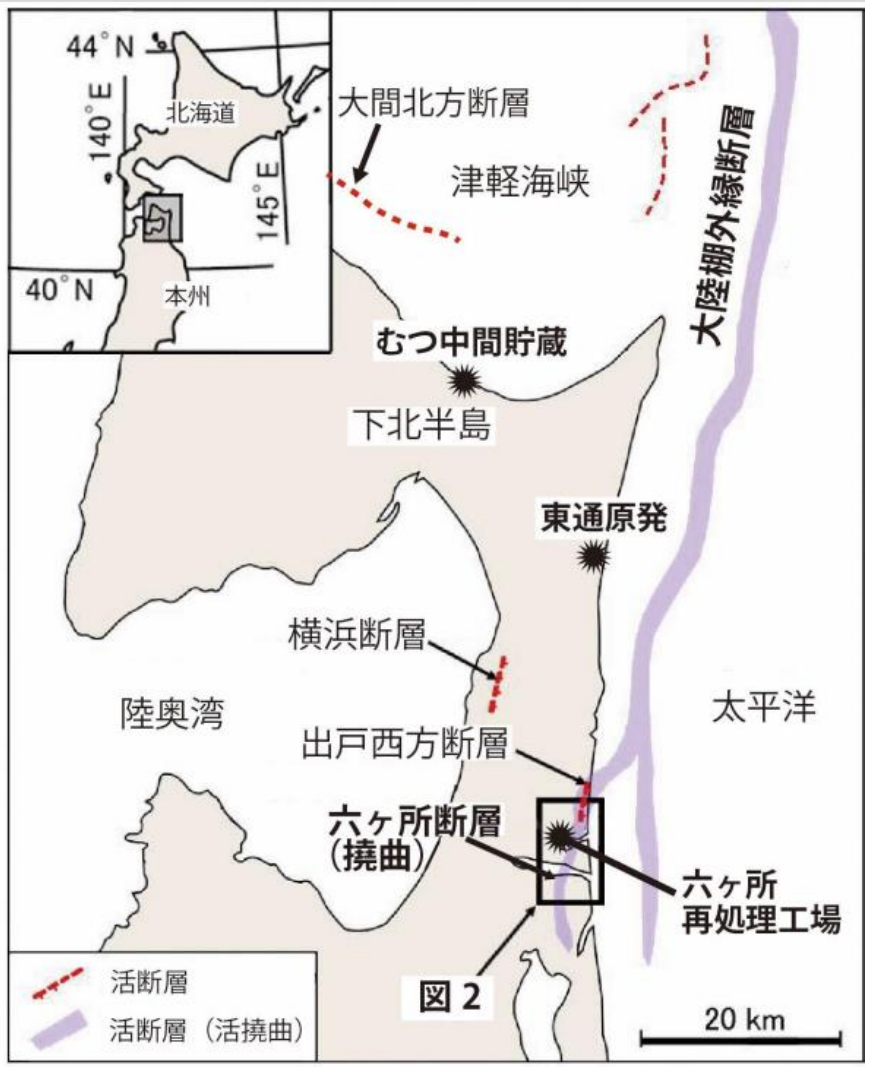
原燃による意図的な断層評価

■原燃によるSs=700gal算出ベース

- 出戸西方断層
  - 長さ11kmの小断層

■考慮すべき断層

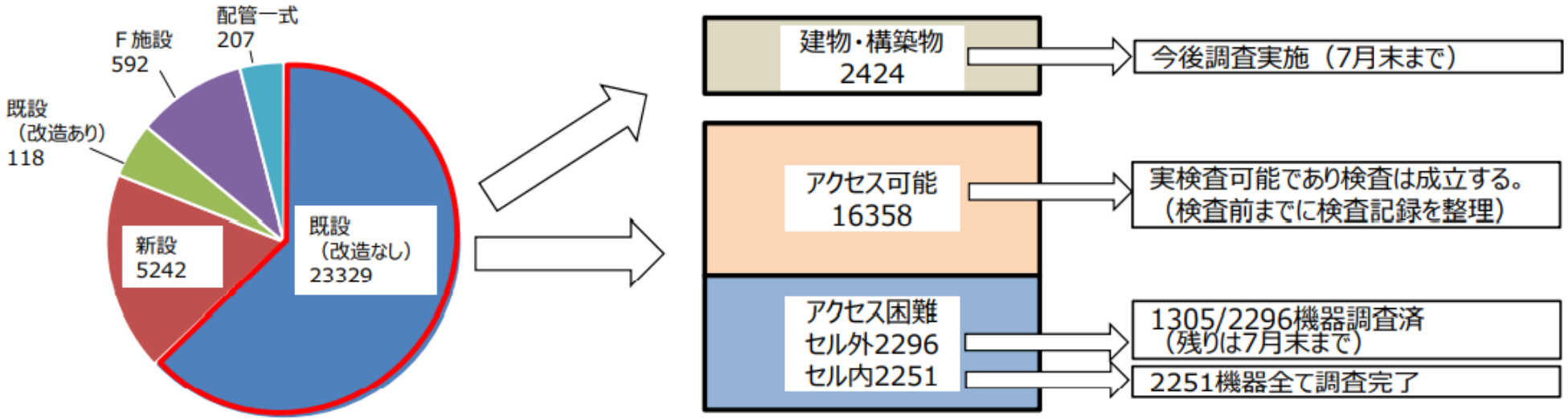
- 大陸棚外縁「活」断層
  - 200 m x 100 km以上
  - 南西端にて六ケ所断層に連結
- 六ケ所断層
  - 10~12万年前の海成段丘が六ケ所
  - 撓曲として地表露出
  - 工場近傍が動いた場合は2000ガル超の予測



下北半島周辺の活断層と六ヶ所再処理工場

アクセス困難な検査・改修工事

■検査の成立性 （2021.6.28原燃資料）



使用前事業者検査対象の分類イメージ

■原燃の計画

- セル内等のアクセス困難な機器については建設時の検査記録にて評価と
  ⇒長期間放置されてきた機器類の健全性は過去資料では確認できない！
  ⇒補修・補強はおろか、アクセスも視認もできない箇所多数！
  ⇒設計・工事認可、使用前検査、そもそも適合性審査が成立しない！
- 原発や一般の産業プラントにおいては年一回の定期検査を実施

膨大なトリチウム排水量

■福島第一汚染水との比較

	福島第一原発	六ケ所再処理
通常運転時排出（Bq/年）	管理目標値：2.2 x 10^{13} (22兆) 過去実績：2 ~ 2.5 x 10^{12}	管理目標値(*)：9.7 x 10^{15} (9,700兆) （2018.5.9原燃資料より）
汚染水放出計画	総貯蔵量(@2021.6)：780兆Bq 希釈放出濃度：1,500 Bq/L 年間放出量：22兆Bq/年	
アクティブテスト時放出量（Bq） 2006.4~ 2009.3		約 2.2 x 10^{15} (2,200兆) 濃度（2007.10）：9,000万Bq/L

- 原発と比べて桁違いに大きいトリチウム排出量

(*) **その他核種の放出管理目標値**
（液体）I-129：4.3 x 10^{10} 、I-131：1.0 x 10^{11} 等
（気体）H-3: 1.0 x 10^{15} 、Kr-85: 1.6 x 10^{17}、C-14: 5.1 x 10^{13} 等

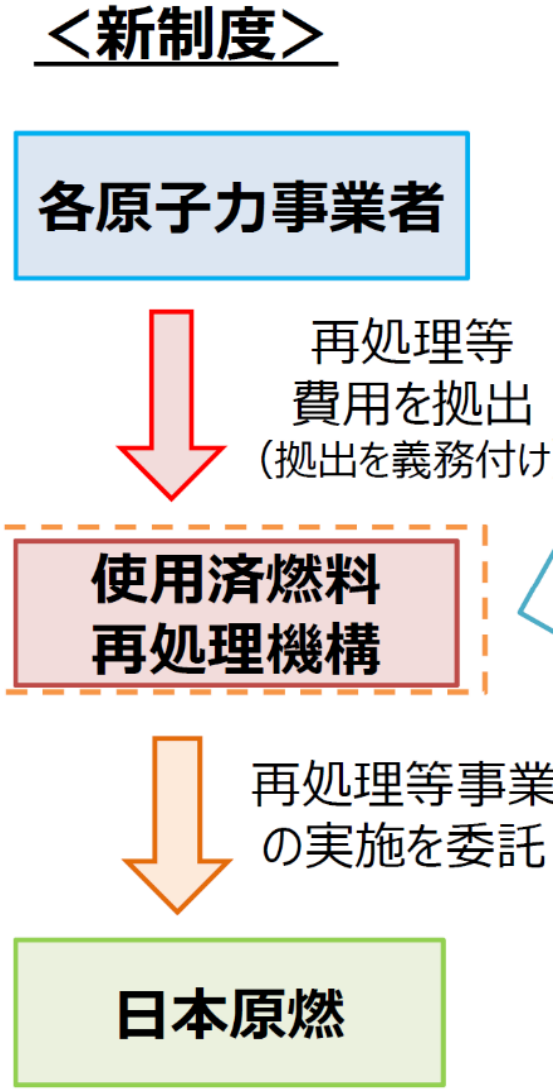
不足している日本原燃の技術能力

- 昨年7月の適合性審査報告書にて規制委は「原燃は重大事故の発生時に対処しうる十分な技術的能力を保有」と評価
- しかしながら、実態は数多くの失敗、不祥事、怠慢行為、規制当局による注意、勧告、改善命令が多発、常習化
  ⇒日本原燃には再処理工場を運営・操業する技術的・組織的能力が欠如

- 事例
  - アクティブ試験の失敗と未熟なガラス固化技術
  - 使用済み燃料プールの欠陥工事
  - 度重なる非常用電源の故障、操作ミス
  - 非常用電源建屋に雨水流入（14年間点検せず）
  - 機器3500件が25年間未点検
  - 埋め込み金具の欠陥（点検・補修不可能箇所多数）
  - 多くの故障を長期間放置～規制庁「異常な状態」

■技術能力欠如の要因

- 企業体質
  - ➢ 倒産しない仕組み（右図）
  - ➢ 出向者によるマネジメント⇒意欲と使命感の欠如
- 品質マネジメント体制（QMS）の不備
  - ➢ マネジメントによる無理解
- 技術力（運転、メンテナンス等）不足
  - ➢ 専門知識と運転経験の不足
  - ➢ 長期間の中断による技術力の低下
  - ➢ 仏ラ・アーグ工場訓練への依存
- 寛容な規制当局



まとめ

(1) 核燃サイクルはすでに破綻している。

(2) 再処理工場は極めて危険な施設
～万一の事故の場合には取り返しのつかない甚大な被害

(3) 六ケ所工場には多くの致命的な欠陥がある。
～耐震強度不足、設備内汚染による検査・補修の困難、重大事故対策の不備、等々

(4) 日本原燃は再処理施設を運営する能力に欠けている。
～この危険な設備を動かす資格はない

再処理施設を廃止に追い込み
核燃サイクルを断念させよう！

END