

核燃料サイクルを考える

第267回 定例懇談会 原子力システム研究懇話会

日本原子力産業協会 会議室

平成29年9月19日

(株)NV研究所 特別研究顧問 鈴木 篤之

アウトライン

1. 3.11を踏まえたサイクル施設の自主的安全性向上策

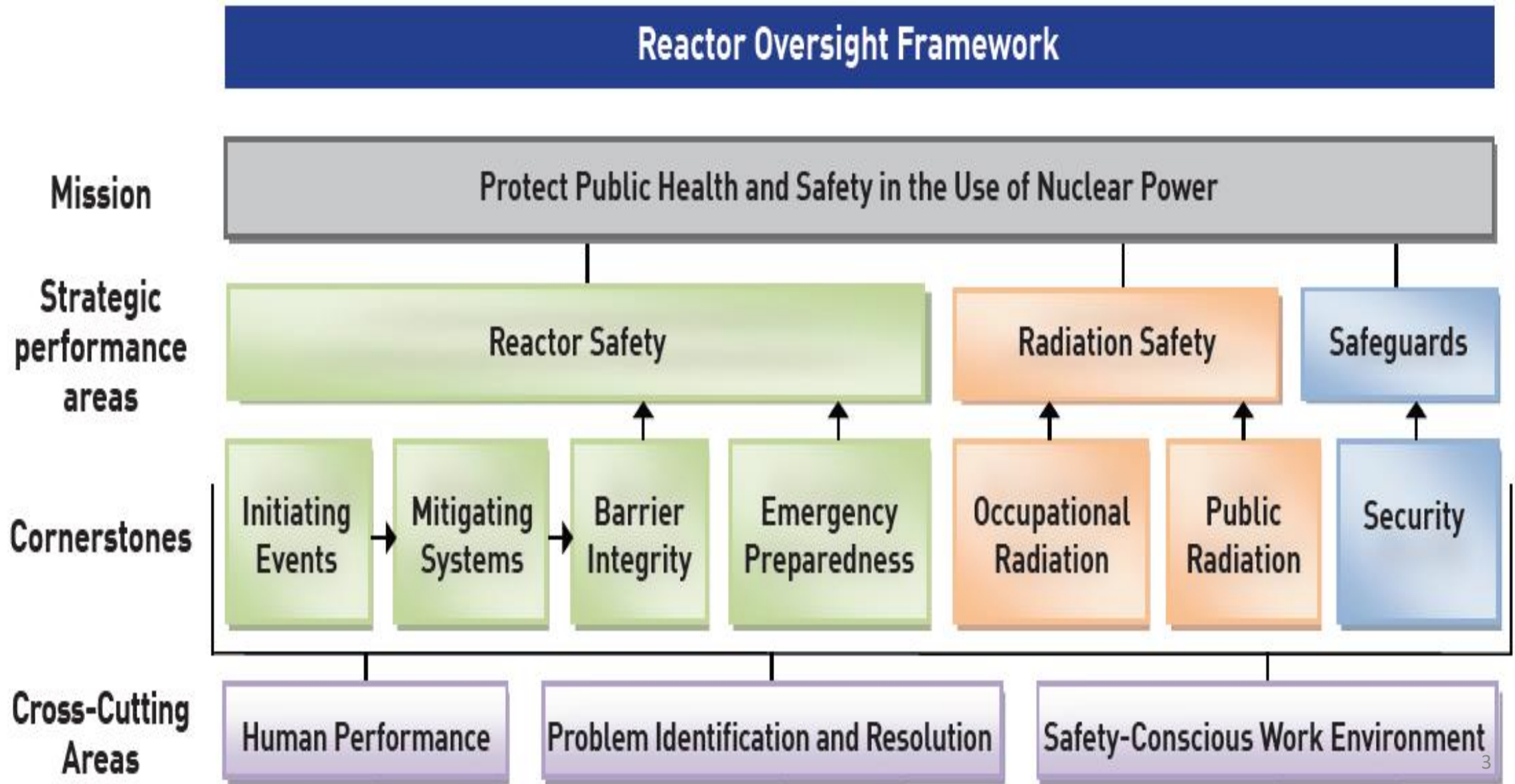
- 1) NRC/NEIによる安全運転実績の性能指標化
- 2) 新規制基準への適応: 重大事故等対処
- 3) IAEAの「福島第1」報告書

2. バックエンド計画の課題

- 1) 長期的安全性の評価
- 2) 米国等の先例
- 3) 日本的進め方?

Reactor Oversight Process (NUREG-1649, Rev. 6, [July 2016](https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1649/))

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1649/>



Regulatory Assessment Performance Indicator Guideline

(NEI 99-02, Aug., 2013) 擴大防止・影響緩和系強調

Table 24 – PERFORMANCE INDICATORS

Cornerstone	Indicator		Thresholds (see Note 1 and Note 2 for PLE)		
			Increased Regulatory Response Band	Required Regulatory Response Band	Unacceptable Performance Band
Initiating Events	IE01	Unplanned Scrams per 7000 Critical Hours (automatic and manual scrams during the previous four quarters)	>3.0	>6.0	>25.0
	IE03	Unplanned Power Changes per 7000 Critical Hours (over previous four quarters)	>6.0	N/A	N/A
	IE04	Unplanned Scrams with Complications (over the previous four quarters)	>1	N/A	N/A
Mitigating Systems	MS05	Safety System Functional Failures (over previous four quarters)	BWRs PWRs >6 >5	N/A N/A	N/A N/A
	MS06	Mitigating System Performance Index (Emergency AC Power Systems)	>1.0E-06 OR or PLE = YES	>1.0E-05	>1.0E-04
	MS07	Mitigating System Performance Index (High Pressure Injection Systems)	>1.0E-06 OR or PLE = YES	>1.0E-05	>1.0E-04
	MS08	Mitigating System Performance Index (Heat Removal Systems)	>1.0E-06 OR or PLE = YES	>1.0E-05	>1.0E-04
	MS09	Mitigating System Performance Index (Residual Heat Removal Systems)	>1.0E-06 or-OR PLE = YES	>1.0E-05	>1.0E-04
	MS10	Mitigating System Performance Index (Cooling Water Systems)	>1.0E-06 or-OR PLE = YES	>1.0E-05	>1.0E-04
Barrier Integrity Fuel Cladding Reactor Coolant System	BI01	Reactor Coolant System (RCS) Specific Activity (maximum monthly values, percent of Tech. Spec limit)	>50.0%	>100.0%	N/A
	BI02	RCS Identified Leak Rate (maximum monthly values, percent of Tech. Spec. limit)	>50.0%	>100.0%	N/A

監視・評価の視点（監視領域）

- 発電用原子炉施設に係る新たな監視・評価の仕組みを整備するため、米国のROPを参考にしつつ、監視・評価の対象範囲に含まれる内容を踏まえ、監視・評価の視点（監視領域）の体系を設定し、領域毎の詳細な内容を整理する。なお、核燃料施設等の監視・評価の仕組みについてはこれを参考に今後検討する。

原子炉等規制法（目的）

第一条 この法律は、原子力基本法（昭和三十年法律第百八十六号）の精神にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が平和の目的に限られることを確保するとともに、原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、及び核燃料物質を防護して、公共の安全を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか、原子力の研究、開発及び利用に関する条約その他の国際約束を実施するために、国際規制物資の使用等に関する必要な規制を行い、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。

監視領域（大分類）

原子力施設安全

放射線安全

核物質防護

監視領域（小分類）・・・発電用原子炉の場合

（上記大分類を、深層防護の考えを踏まえ、事業者のパフォーマンスを監視・評価するための詳細の小分類として以下の7つを設定する。）

発生防止

拡大防止・
影響緩和

閉じ込めの維持

重大事故等対処
及び
大規模損壊対処

公衆に対する
放射線安全

従業員に対する
放射線安全

核物質防護

【核セキュリティ文化醸成活動、安全文化とのインターフェースに係る活動を含む。】

横断領域

（安全確保や核セキュリティを達成する様々な活動にとって共通的に重要な要素（横断領域）として、この活動を担う組織と個人が確実に活動を行うことができる基本となる①価値認識、②遂行能力、③業務プロセスを取り上げ、それぞれ①「安全文化醸成活動（核セキュリティとの調和に係る活動を含む。）」、②「要員の業務遂行能力」、③「問題の把握と解決」を設定する。）

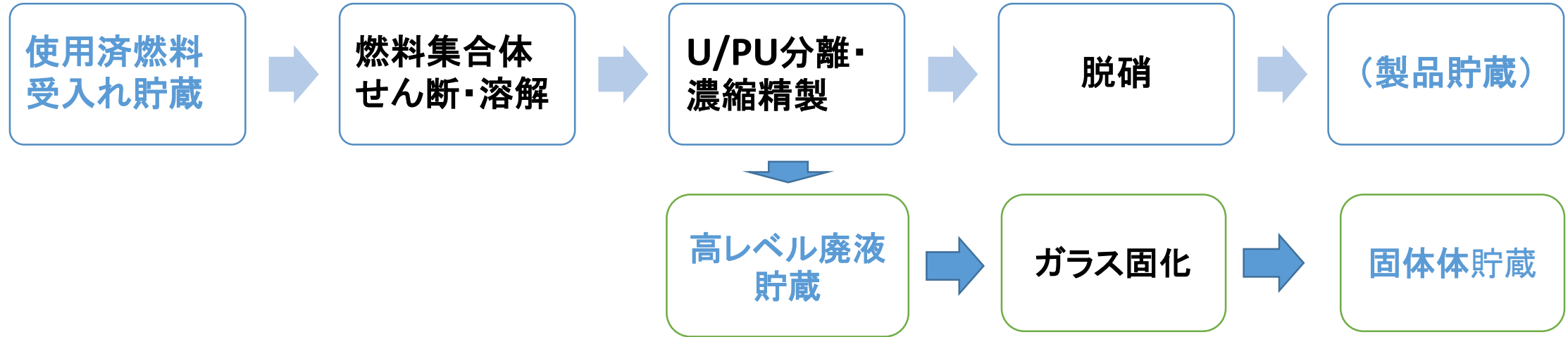
安全文化醸成活動（核セキュリティ文化とのインターフェースに係る活動を含む。）

要員の業務遂行能力

問題の把握及び解決

再処理施設の特徴 - 実用炉との類似点・非類似点

- ・「閉じ込める」: 負圧維持による動的閉じ込め、(水素掃気)
- ・「冷やす」: 放射能インベントリー: SF貯蔵、HLLW貯蔵、ガラス固化体貯蔵、(製品貯蔵)
- ・「止める」: 事故による放射能インベントリーの内的増大はない。(例外: 臨界事故)



→ 外部事象の発生による「止める」操作が、原子炉と類似する考え方から決められている。
「止める」操作によっても化学反応は急には止まらないことを考慮する。ただし、進展は遅い。

注: 再処理事業指定 当初申請書記載; 運転時の異常な過渡変化を超える事象 (BDBA)

- ・プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災
- ・プルトニウム濃縮缶でのTBP等の錯体の急激な分解反応
- ・溶解槽における臨界
- ・高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい
- ・高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏えい
- ・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体の落下
- ・短時間の全交流動力電源の喪失(ガラス溶融炉内廃ガスの漏えい)

公共の安全：再処理施設の重大事故等 - 新規制基準

再処理新規制基準		実用炉新規制基準
重大事故等(第28条)	設計基準事故(第16条)	重大事故(第37条)
臨界(第34条)	③ 臨界	炉心の著しい損傷防止 格納容器破損防止
冷却機能喪失/蒸発乾固(第35条)	① 冷却機能喪失	
放射線分解水素爆発(第36条)	① 水素掃気喪失	
有機溶媒等火災爆発(第37条)	② 溶媒等火災爆発	
使用済燃料貯蔵槽冷却(第38条)	④ その他必要	
放射性物質漏えい(第39条)	④ その他必要	
工場等外放出抑制設備(第40条)	---	外部放出抑制(第55条)

注1: 第34条～第39条の重大事故は、第16条設計基準事故の重大事故化。実用炉はいわゆる前段否定。

注2: 第40条の「工場等外環境への大量放出抑制設備は、実用炉と同種に大規模損壊想定。

事業者の基本方針案：想定条件別B-DBAの件数(審査会合第99回資料5(2), H28.2.17)

		外部事象により発生が予想されるB-DBA	内部事象により発生が予想されるB-DBA			より過酷な条件を課することにより発生が予想されるB-DBA
			静的機器の損傷： 移送配管貫通 亀裂+動的機器の単一故障	動的機器の機能喪失： 全交流電源喪失	動的機器の機能喪失： 多重故障	
塔槽類内	臨界					17
	蒸発乾固	45		45	45	
	水素爆発	97		83	93	
	錯体反応					3
	その他の漏えい	83		83	77	
セル内	臨界					6
	蒸発乾固					
	水素爆発	14				
	溶媒火災	15	22			
	漏えい	47	37			
	火災	3				
合計		304	59	221	215	26

新規制基準に基づく変更申請概要①(29/09/13)

<https://www.nsr.go.jp/data/000202910.pdf>



3. 変更申請の概要(8/11)

①各種溶液の代表的な崩壊熱密度

溶液の種類	崩壊熱密度	
	4年	15年
溶解液	1500W/m ³	600W/m ³
抽出廃液	790W/m ³	290W/m ³
Pu濃縮液	8800W/m ³	8600W/m ³
不溶解残渣廃液	6200W/m ³	4W/m ³
高レベル濃縮廃液	10000W/m ³	3600W/m ³

②放射エネルギーの観点

- ・蒸発乾固の特徴的核種であるルテニウム(半減期約1年)の放射エネルギー:約1/2000
- ・セシウム、ストロンチウム(半減期約30年)の放射エネルギー:約2割低減

		冷却年数4年 (標準燃料条件)	冷却年数15年
Ru106	高レベル濃縮廃液中の Ru106総量	3.0 × 10 ⁶ TBq	1.5 × 10 ³ TBq

新規制基準に基づく変更申請概要②(29/09/13)

<https://www.nsr.go.jp/data/000202910.pdf>

6. 重大事故等対処施設

6. 1 重大事故等への対処の基本方針【事業規則 第二十八条】

6. 1. 2 重大事故等の重要度分類(2/2)



重大事故等の重要度分類

環境影響の大きさ 事象進展の早さ	大きい (0.01TBq以上)	小さい (0.01TBq未満)
	早い (7日以内)	重要度高
遅い (7日を超えて1年以内)	重要度中	重要度低(遅)
極めて遅い (1年を超える)	重要度低(極遅)	重要度低(極遅)

重大事故等対処施設有効性評価対象 (29/09/13審査会合配布資料から編集)

	臨界	蒸発・乾固	水素爆発	溶媒急激反応	その他漏えい
前処理建屋	5種類 10機器	2グループ 8種類13機器	10種類 16機器		
分離建屋	2機器	1機器	27種類 28機器	1機器	
精製建屋	5機器 6セル	2グループ 13機器	23機器	2機器	
混合脱硝建屋		1グループ 3種類4機器	3種類 4機器		
ガラス固化建屋		4グループ 8種類15機器	8種類 15機器		1(グループ) 6機器

再処理施設安全運転性能指標(PI)の枠組み(私案)

災害の防止・核燃料物質の防護による公共の安全

再処理施設安全

放射線安全

核物質
防護

DBA
発生防
止

DBA拡
大防止・
影響緩
和

DBA閉じ
込め(影
響緩和)

B-DBA
発生防
止・影響
緩和

災害防
止準備
訓練

従業員
被ばく管
理

放射性
物質放
出管理

核物質
防護

注：

- 1 実用炉起因事象をDBA発生防止、実用炉影響緩和をDBA拡大防止・影響緩和、実用炉閉じ込めをDBA閉じ込め、に対応付け。
- 2 再処理施設安全では、重大事故を特定せず広くB-DBAとして発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの安全対策が求められている。これを第4の小分類に一括して整理。B-DBA対策はほとんどが可搬型設備。また、一時的かつ限定的ながら気相中放射能の閉じ込めが、B-DBA対策として求められている。
- 3 災害防止は、基本的に実用炉と同様。ただし、訓練には事故シナリオ如何による多様性がある。再処理施設安全以外の、放射線安全、核物質防護も、基本的に実用炉の場合と同様。

経験知： 使用済燃料仕様の条件設定

冷却機能喪失に伴う外部放出源評価 (冷却年数4y→15y)

核種	半減期	4年冷却	15年冷却	放出量割合1	放出量割合2	放出量割合3
Sr-90	28.1y	21.3%	37.9%	3.0%	2.4%	0.4%
Ru-106	367d	15.3%	~ 0	0.5%	92.1%	0
Cs-134	2.046y	15.4%	0.9%	5.2%	0.4%	0.2%
Cs-137	30.0y	31.1%	55.2%	28.0%	2.2%	3.8%
Ce-144	28.4d	9.0%	~ 0	0.1%	0	0
Pm-147	2.62y	1.3%	0.2%	0	0	0
Eu-154	1.811y	2.8%	~ 0	2.4%	0.2%	0
Pu-241	13.2y	0.0	0.1%	0.1%	0	0
Am-241	45.8y	0.9%	1.7%	20.0%	1.6%	2.9%
Cm-244	17.6y	2.6%	3.4%	24.0%	1.9%	2.5%
Total		100% (A)	100%(A) x 0.6	100% (B)	(B) x 600	(B) x 60

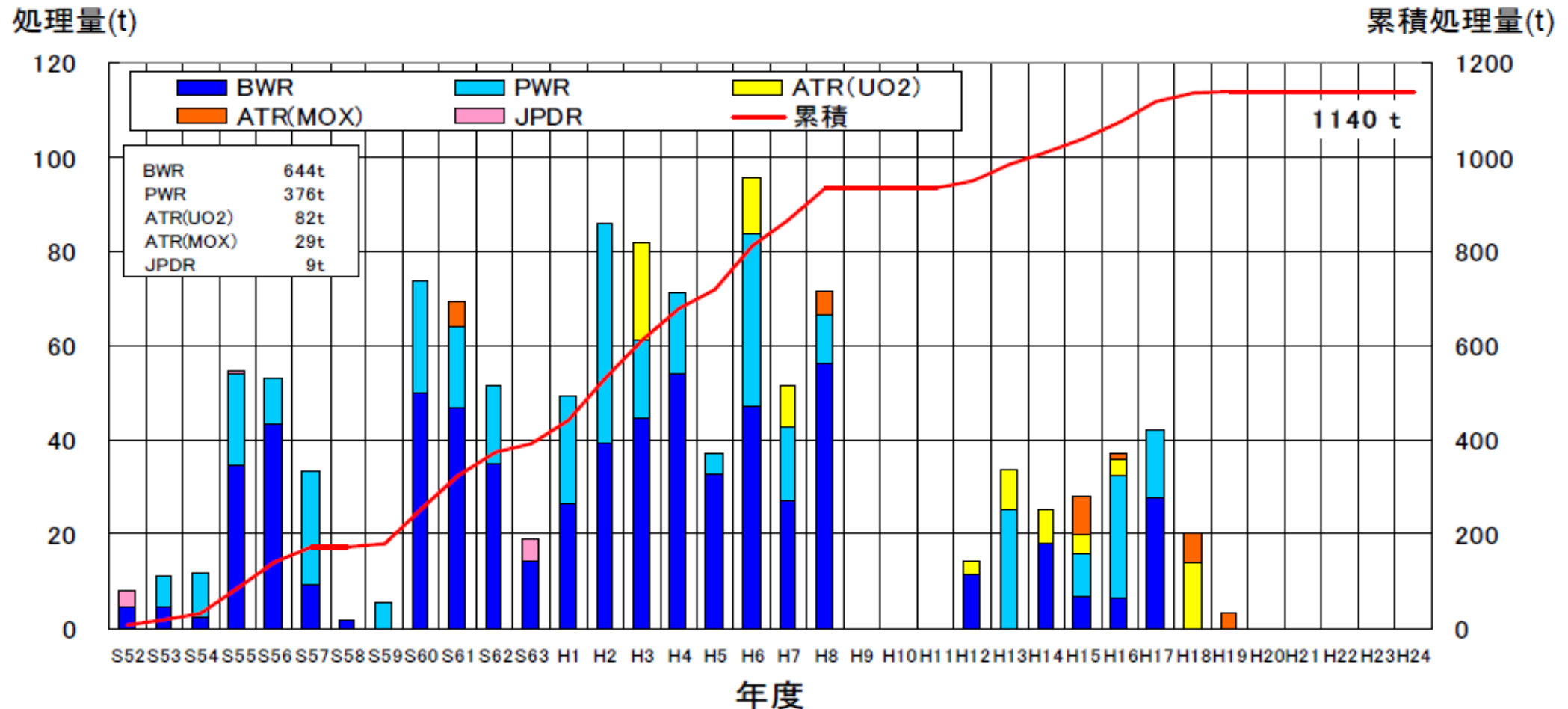
放出割合は、高レベル廃液量(Cs換算)×気相移行率(α)×経路減衰率(β)×HEPA減衰率(γ)

放出割合1: $\alpha = 5E-05$, $\beta = E-02$, $\gamma = E-02$; 放出割合2 & 3: $\alpha = E-01$, $\beta \times \gamma = E-02$

経験知(事前と事後知見の相異 → 学習)

実績: 644t(B)+376t(P)+82t(A/UO2)+29t(A/MOX) ← 設計: 0.7t/y x 300d = 210t/y

東海再処理施設の処理実績 平成24年12月31日現在



ガラス固化の事例(サイクル技報 No.14, 2002.3)

(廃液組成:燃料組成(炉型・燃焼度・初期濃縮度・等)、処理時冷却年数、
処理プロセス(処理燃料、廃液混合・等)、等々) → 変動前提・非包絡性

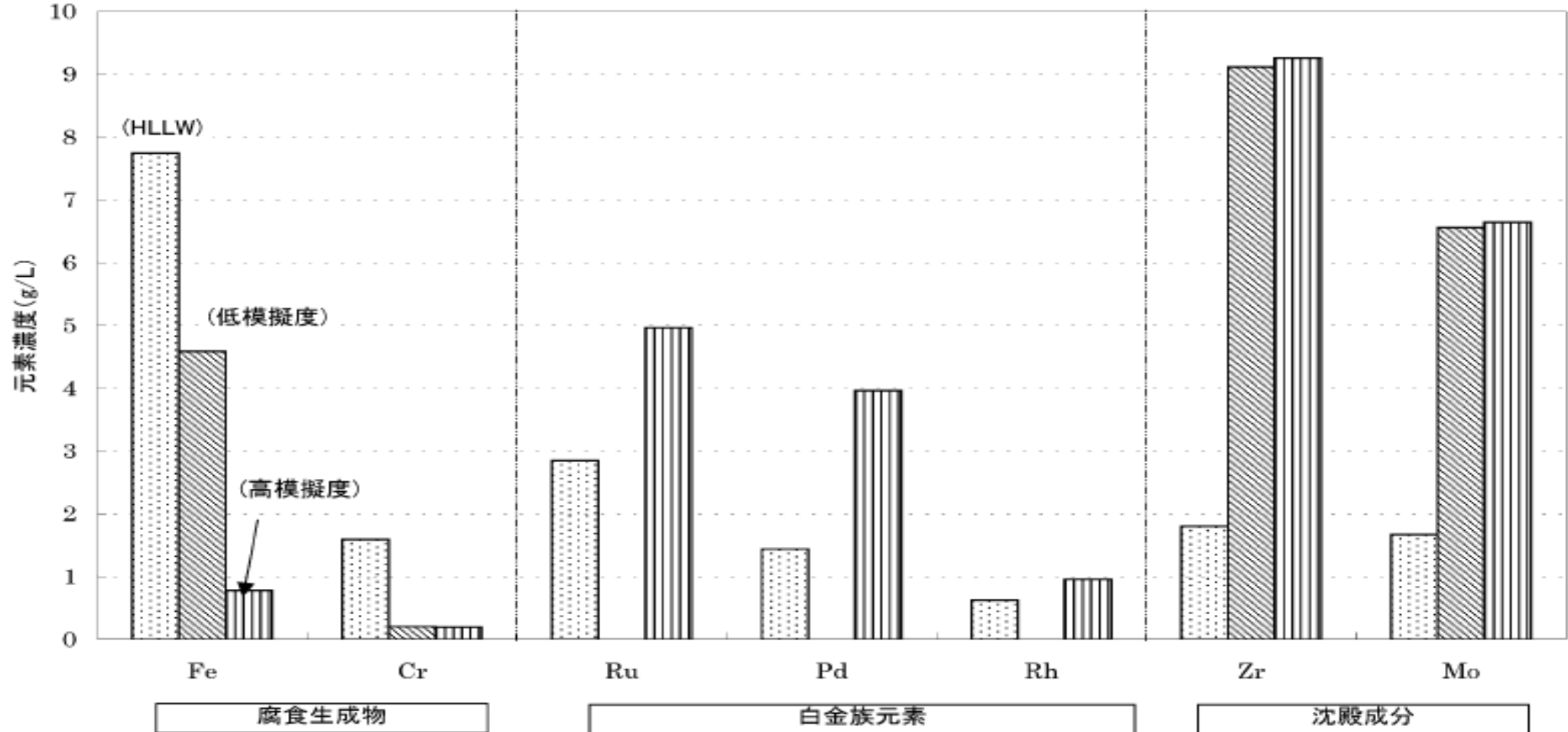


図7 廃液性状比較結果

IAEA F-1事故調査報告書 (2015) の指摘 (リスク評価)

「福島第一事故」 技術報告第2分冊:安全評価 第2-3章の所見及び教訓

(2) 確率論的安全評価結果が極端に低い場合は、再検討し確認する必要がある。

Observations and lessons in 2-3:

(2) **Extremely low numerical values from PSAs need to be reviewed and confirmed.**

Comparison of the CDF calculated for the Fukushima Daiichi NPPs to the worldwide average for similarly designed BWRs would have indicated that the values calculated by TEPCO were at least two orders of magnitude lower than the other plants. This difference should have been investigated which may have highlighted weaknesses in the procedures and training being used at the Fukushima Daiichi NPP. However, this investigation was not conducted, which highlights the issue that **numerical values obtained from PSAs need to be used with caution when making decisions about the overall safety of the plant.**

Fukushima Daiichi Accident, Technical Volume 2/5: Safety Assessment, pp89-90

非常用電源確保の信頼性評価 (TMI以降の米国)

NUREG/CR-6890 (http://www.eenews.net/assets/2011/03/23/document_pm_02.pdf)

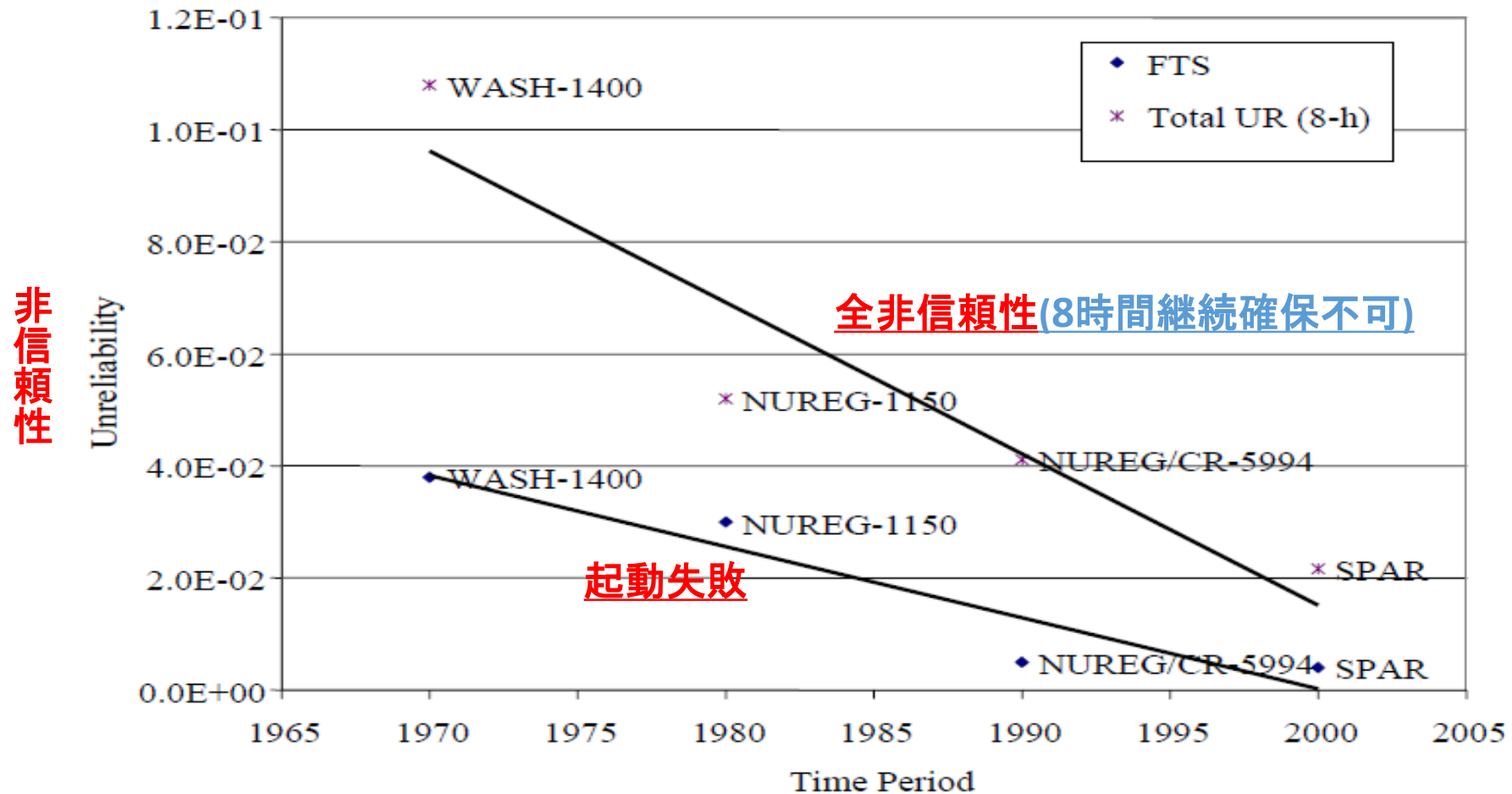


Figure ES-3. EDG fail to start and total unreliability historical trend.

非常用電源確保の信頼性評価 (TMI以降の米国)

FTS: failure to start, FTLR: failure to load and run (for 1-hr), FTR: failure to run (beyond 1-hr)

EPIX Data: 試験運転を含む事業者データ、Unplanned Demand: 計画外停止時 (NRC確認)

Table 4-2. SPAR emergency power source failure parameters and supporting data.

Component	Failure Mode	EPIX Data 1998–2002 ^a		SPAR Failure Probability or Rate Distribution (from EPIX data) ^b				Unplanned Demand Data 1997–2003 ^c			MLE Percentile within SPAR Distribution ^d
		Failures	Demands or Hours	5%	Median	Mean	95%	Failures	Demands or Hours	MLE	
EDG	FTS	98	23983	3.9E-04	3.7E-03	5.0E-03	1.4E-02	1	162	6.17E-03	71%
	FTLR (1/h)	58	21105	2.9E-04	2.0E-03	2.5E-03	6.5E-03	2	162	1.23E-02	100%
	FTR (1/h)	50	61070	1.4E-04	6.7E-04	8.0E-04	1.9E-03	3	1286	2.33E-03	98%
	UA	N/A	N/A	9.5E-06	3.3E-03	9.0E-03	3.7E-02	0	95	0.00E+00	0%
	Total UR (8 h) ^e	—	—	6.7E-03	1.8E-02	2.2E-02	5.2E-02	—	—	3.48E-02	86%
GTG	FTS	4	120	1.7E-04	1.9E-02	4.0E-02	1.5E-01	—	—	—	No data
	FTLR (1/h)	2	120	7.9E-05	9.1E-03	2.0E-02	7.7E-02	—	—	—	No data
	FTR (1/h)	1	82712	7.9E-08	9.1E-06	2.0E-05	7.7E-05	—	—	—	No data
	UA ^f	N/A	N/A	6.0E-06	1.4E-02	5.0E-02	2.3E-01	—	—	—	No data
HTG	FTS	3	1788	7.9E-06	9.1E-04	2.0E-03	7.7E-03	—	—	—	No data
	FTLR (1/h)	0	686	2.8E-06	3.2E-04	7.0E-04	2.7E-03	—	—	—	No data
	FTR (1/h)	0	3359	7.3E-08	2.5E-05	7.0E-05	2.9E-04	—	—	—	No data
	UA ^g	N/A	N/A	2.0E-06	2.4E-04	5.2E-04	2.0E-03	—	—	—	No data

バックエンド問題の本質：自然科学・社会科学に跨る 「長期的安全性：不確かさ」の科学

「科学・技術・社会・未来」空間

1. 科学的知識：地質環境特性の変動範囲？
→ **3.11震災の教訓**：科学的新知見反映の重要性
2. 技術進歩：Best Available Technology? 新技術？
→ **米国の現実**：超深度処分技術の再開発
3. 社会的価値観：リスク観の変遷？
→ **合意形成の科学**：情報の非対称性への適応
4. 未来予見性：Robustness, Safety Case？
→ **シナリオ想定科学**：地球温暖化の科学

Alvin Weinberg, “Science and Trans-science,” *Minerva*, 1972

科学の枠を超えた「**超科学的課題**」の問題提起:

どこまで考えれば安全？ *How safe is safe enough?*

1. 代表例:「**原子炉重大事故**」、「**低放射線リスク**」

→ 「原子炉重大事故」への対応: 審査過程への非専門家の意見反映

→ 「低放射線リスク」への対応: 科学的判断の限度？

2. **高レベル放射性廃棄物処分問題**の類似点と非類似点

→ 類似点: 低確率性と稀観測性

→ 非類似点: 現象の長期性と問題の非切迫性・非現実感

3. **超科学問題の科学** ~ (人間)行動科学 ノーベル賞対象分野 (**Economic Sciences**)

→ 人の判断・意識の複雑性と非論理性 ~ P. Slovic, D. Kahneman, et al

→ 学習による科学的論理の補強 ~ H. Simon, et al

→ 情報の非対称性に係る科学 ~ J. Stiglitz, J. Tirol, et al

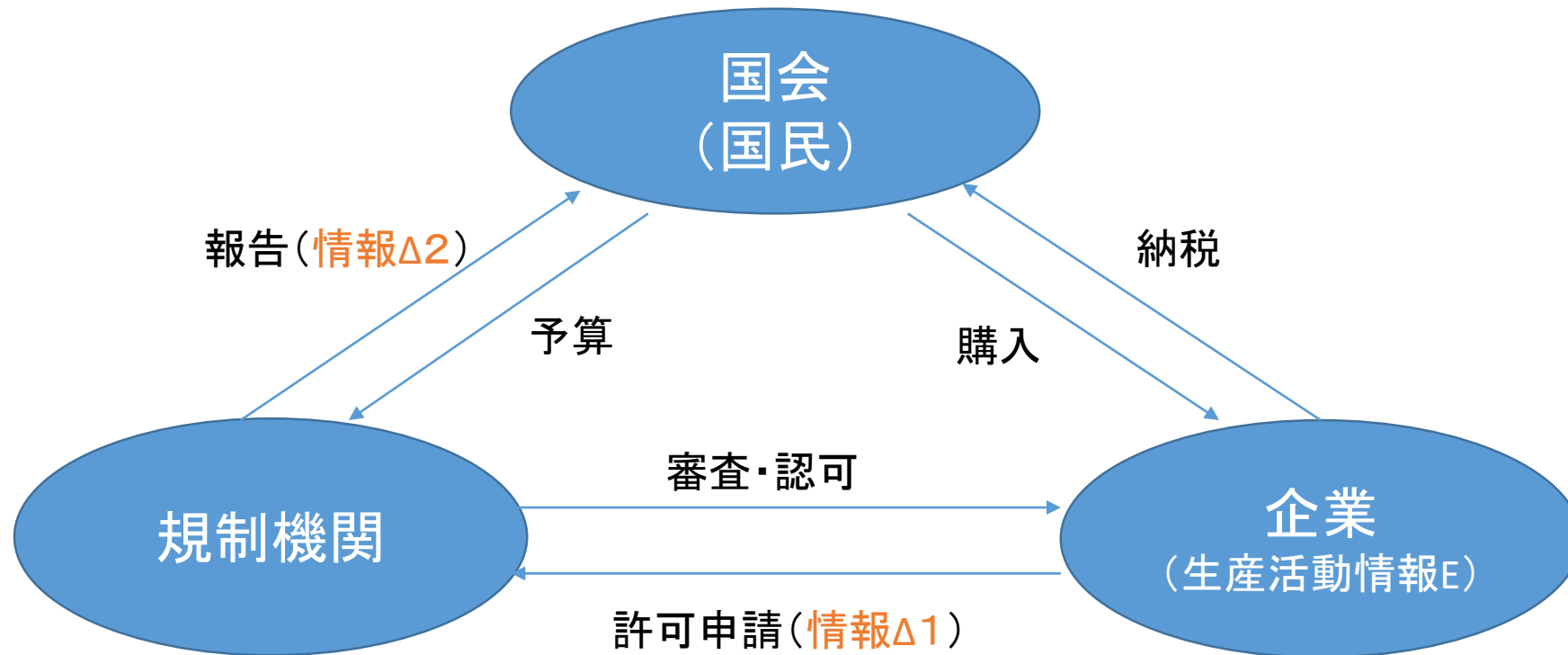
Jean-Jacques Laffont & Jean Tirol,

“The Politics of Government Decision-Making: [A Theory of Regulatory Capture,](#)”

The Quarterly Journal of Economics, November, 1991

公共の利益優先のための企業活動規制の適正化理論

➡ 公共の利益を最大化する意思決定問題(ゲーム論的エージェントモデル)



情報の非対称性: $E > \Delta 1 > \Delta 2$; 情報の不確かさ: 企業リスク(E)、審査リスク($\Delta 1, \Delta 2$)

Jean Tirol et al 論文の要旨

▪ モデル化;

- 企業:生産性に係る情報を有し自主的に経済効果を選択。
ただし、生産活動や規制には情報の不確かさに伴うが存在。
- 規制機関:審査に必要な情報を得る権限。ただし、結果責任に伴うリスク・不確かさが存在。
- 実態的規制:規制実施機関と国会の2層。国会の背後には国民が存在。
- 非対称性条件:提供される情報の中身は、提供者に依存。
- 信頼性条件:企業や第3の関係者は規制機関と**共有的関係**を築くことが可能。
- システム作動条件:(議会、国民による)社会全体の総純便益の最大化

• 主な結果;

- **非共有的枠組みの場合**、非対称情報下での企業の合理的選択は抑制的で非効率的。
- 規制機関と企業の**共有的関係**は社会全体の便益を減少。
規制機関は協力的、企業には低コスト化による便益。
- **第3のグループ**(消費者グループや環境保護団体)の存在は規制に影響力をもつ。
議会から規制機関への予算増。ただし、規制は非効率化。

バックエンド分野:「不確かさ」の行動科学

サイモン的手続き合理性にもとづく方法

1. スウェーデンの成功戦略 (地層処分; 国際的専門性の強化・活用)

1976-1992: Stripa mine project; 1996~: Åspö project

2. 先例的プログラムの設計

2010: 旧原子力安全委員会「中間深度処分安全確保の考え方」
(リスク・プロファイルの3段階化と自主的安全維持目標の設定)

3. 意思決定支援型知識基盤情報の体系化・整備

安全関連情報の品質保証・管理 (米国, スウェーデン等)

知識基盤化によるロバスト性強化・新知見反映

海外の参考例： 技術的信頼性と社会的柔軟性の強化

1) 米国の開発史 — サイクル論争

- ① リサイクルからワンスルーへ、そして？
- ② 余剰解体核プル問題
- ③ ブルーリボン委員会勧告

2) バックエンド計画の進展

- ④ 先行例 (WIPP)
- ⑤ 先行例 (フィンランド)
- ⑥ 共通的要素 地質環境特性/工学技術適応/国の安全保障)

① 米国の開発史：リサイクルからワンススルー、そして？

- 60年代、70年代は、発電炉建設ラッシュ予測； **AEC 軍事用再処理技術の平和利用技術化決定(U資源活用)**
- 1966; **West Valley, NY**に商用パイロット工場建設
- 70年代、**West Valley**: **トラブル、規制強化等によるコスト増, 国の支援停止**; 建設ラッシュ予測の見直し
- 1970/1972; **Cary Salt Mine, Lyons, KA**, サイト選定/中止
- 1974; インドの核実験, サイクル全面見直し、**AEC/ERDA/DOE, NRC**設立
- 1975; **フォード大統領、再処理の無期限停止 (Indefinitely suspending)**
- 1977; **カーター大統領、再処理禁止(banning)**; **Barnwell, SC**, 商用工場計画停止; 国内**NASAP**, 国際**INFCE**
- 1979; **TMI**事故
- 1981; **リーガン大統領の先進リサイクル技術開発容認**
- 1982; **核廃棄物政策法成立 (Nuclear Waste=Defense+Civil Waste**; **MRS: Monitored Retrievable Storage)**
- 1984/5; DOE候補地選定 (10→3: **Hanford, WA; Deaf Smith County, TX; Yucca Mountain, NV**)
- 1987; 核廃棄物政策法改訂、**Yucca Mountain**を選定 (Retrievabilityに関する政策法要求事項)
- 1993; **クリントン大統領のリサイクル放棄宣言**
- 2000/2002; **Yucca Mountain** の科学技術的妥当性評価 (USNAS / DOE)
- 2005/2006; **ブッシュ大統領エネルギー法改訂 / GNEP (核拡散抵抗性技術開発) 提案**
- 2008; DOE **Yucca Mountain**, NRCへ 許認可審査申請
- 2009; **オバマ大統領 申請取り下げ, YM以外の選択肢**; DOE, **Blue Ribbon Commission** 設置

② 米国の開発史; サイクル論争: 余剰解体核プル問題



MFFF: Mixed-oxide Fuel Fabrication Facility,
Savannah River Site, SC

34 tonnes of weapons-grade Pu (W-Pu)

1/2 x 68 tonnes of W-Pu reduction jointly with Russia

Obama政権の提案: \$ 285 million for 2017

MOX化は中止して、処分形態化、WIPPに輸送処分
議会の反対、承認予算: \$ 340 million

地元との合意:

計画中止の場合、サイト内のW-Puをすべて持ち出す
か、\$ 1 million/日または\$ 100 million/年の課徴金

当初計画:

\$ 4.9 billion; 2007年建設開始、2016年運転開始

Government Accountability Office(2012): \$ 7.7
billion

NRCによる計画変更承認:

2005年建設許可時の計画から、2025年竣工に変更
建設主体: Shaw Areva MOX から CB&I Areva MOX

③ 米国の開発史; サイクル論争: ブルーリボン委員会勧告

基本認識:

オバマ政権のYM計画停止決定は、米国の核廃棄物管理政策がとうとう行き詰まり袋小路にはまってしまったことを象徴している。この状態の継続は選択肢ではない。

委員会が推奨する考え方 (Strategy):

1. 同意を基本 (A **consent-based** approach to siting future storage and disposal facilities)
2. 責任主体の新設 (エネルギー省から独立し、安全かつ確実な事業の遂行に専念)
3. 積立金管理法の変更 (本来の意図に沿って確実に運用できるよう**連邦予算から分離**)

課題:

- DOE廃棄物 (量は全体の15%, 非高発熱性) と電気事業廃棄物との関係 *
- 貯蔵と処分 (サイト内・サイト外貯蔵; 50年間MRS構想の教訓; WCS会社等)
- リサイクル含む長期的技術の研究開発 (SMR, etc.)
- セキュリティ問題との関連 (国内・国際問題)

* **Moniz前エネルギー省長官の発言** (2015/3) 「DOE廃棄物だけを対象にすれば、立地はもっと容易。」

① バックエンド計画; 信頼醸成への適応 先行例 (WIPP) *World Nuclear News*, 16/02/2017

約3年間の操業中断を経て、4月から、WIPP (Waste Isolation Pilot Plant), New Mexico, の廃棄物受入れ再開を公表。

DOEは、1年間で、128回の輸送を予定。

WIPPの操業開始は1999年; 調査開始は1973年;

NM/EEG, New Mexico, Environmental Evaluation Group (1978)の役割(第3者評価)

80年代: 地下水・塩水論争 → **地下水シナリオ評価の非必要性**

90年代: 議会の合意プロセス(連邦裁判所判断・EPA基準改訂・Sandi研の最終レビュー)

DOEサイトから発生する**TRU廃棄物**(少量のPuなど超ウラン元素を含む、低レベル長半減期雑廃棄物)を処分

2014年のトラブル:

2014年2月 5日: **地下で車両火災**

2014年2月14日: **廃棄物封入ドラム缶の破損**(化学反応による)に伴う従業員被ばくと放射能の環境検出

② バックエンド計画； 信頼醸成への適応 先行例（フィンランド）： Nature, 02/12/2015

何故、フィンランドが先行しているか？

- 30億ユーロプロジェクト、2023年操業開始予定、**処分閉鎖は2120年まで行わない。**
- 花崗岩層の地下400mに6,500トンの使用済燃料を処分、**銅製オーバーパック**

合意形成の経緯は？

- TVOが単独で、1987年に、5候補地からOlkiluotoを選定、地元は強く反対。
- 地元の意向は、地域振興とともに地域雇用から賛同に転換
- 1995年、TVO社(60%)とFortum社(40%)の合併POSIVA社設立； 1999年、POSIVA社による立地提案

成功の秘策 — 要点

- サイト特性が優れていること。
- 地元との共生 — プロジェクトを長期的に実施主体と一緒に進める体制

補足：

- **原子力に対するフィンランドの見方**：低コスト・CO2問題貢献・エネルギーセキュリティ寄与（ロシアからのNG依存度減）
- **現計画の6500トン**は既存炉SFのみ。処分場の容量は12,000トン、
- 議会は、TVOとFortumの新設炉分を含む、9,000トンまで許可。新規参入のFennovoima社のSFについては、協議中。

③ 先行例の共通的要素 (地質環境特性/工学技術適応/国の安全保障)

		WIPP	Olkiluoto
技術的要素 (不確かさへの適応)	地質環境	岩塩	花崗岩(ONKALO)
	埋設廃棄物仕様	低レベル/長半減期	既存SF (6,500t) + α
	バリア性強化	部分埋め戻し	ボロン鋼C+銅製容器
	段階的申請・レビュー	NM/EEG レビュー	2012/2015; 2020
社会的要素 (信頼性醸成優先)	原子力理解	Los Alamos & Sandia	原子力発電所サイト
	発生者責任	DOE	TVO + Fortum = POSIVA
	必要性(安全保障)	軍事用施設廃棄物	エネルギー安全保障

まとめ

1) 3.11の教訓：安全性維持向上に向けた自主的取り組み

- ・ 安全運転実績の性能指標化 → 米国方式：規制・検査への反映
- ・ 「公共の安全」第一 → 重大事故等対処の充実、例：六ヶ所再処理新規制基準適合性
- ・ 専門性の研鑽 → **経験知重視アプローチ**、例：使用済燃料仕様の設定
- ・ IAEA報告の指摘（リスク評価学習） → **保守管理データの体系化**、例：非常用電源確保（継続運転）

2) バックエンド計画の課題

- ・ 問題の本質：長期的安全性評価に係る不確かさ → **学習による科学的論理の補強**
- ・ A. Weinbergの洞察、超科学的課題、例：原子炉事故と低線量影響
- ・ 「超科学的課題」の科学：人間行動科学、例：J. Tirol, H. Simon, et al
- ・ WIPP/Olkiluotoに共通する要素 → 発生者責任・**不確かさへの科学的適応**・急がば廻れ？

結論

- **学習を可能にする実施プログラム**による専門性の強化と社会的信頼感の回復・醸成
- 科学的発展（例：計算機）を牽引 → **行動科学により発展する科学技術**