

福島第一原子力発電所におけるトリチウム量 及び多核種除去設備処理水化学的水質について

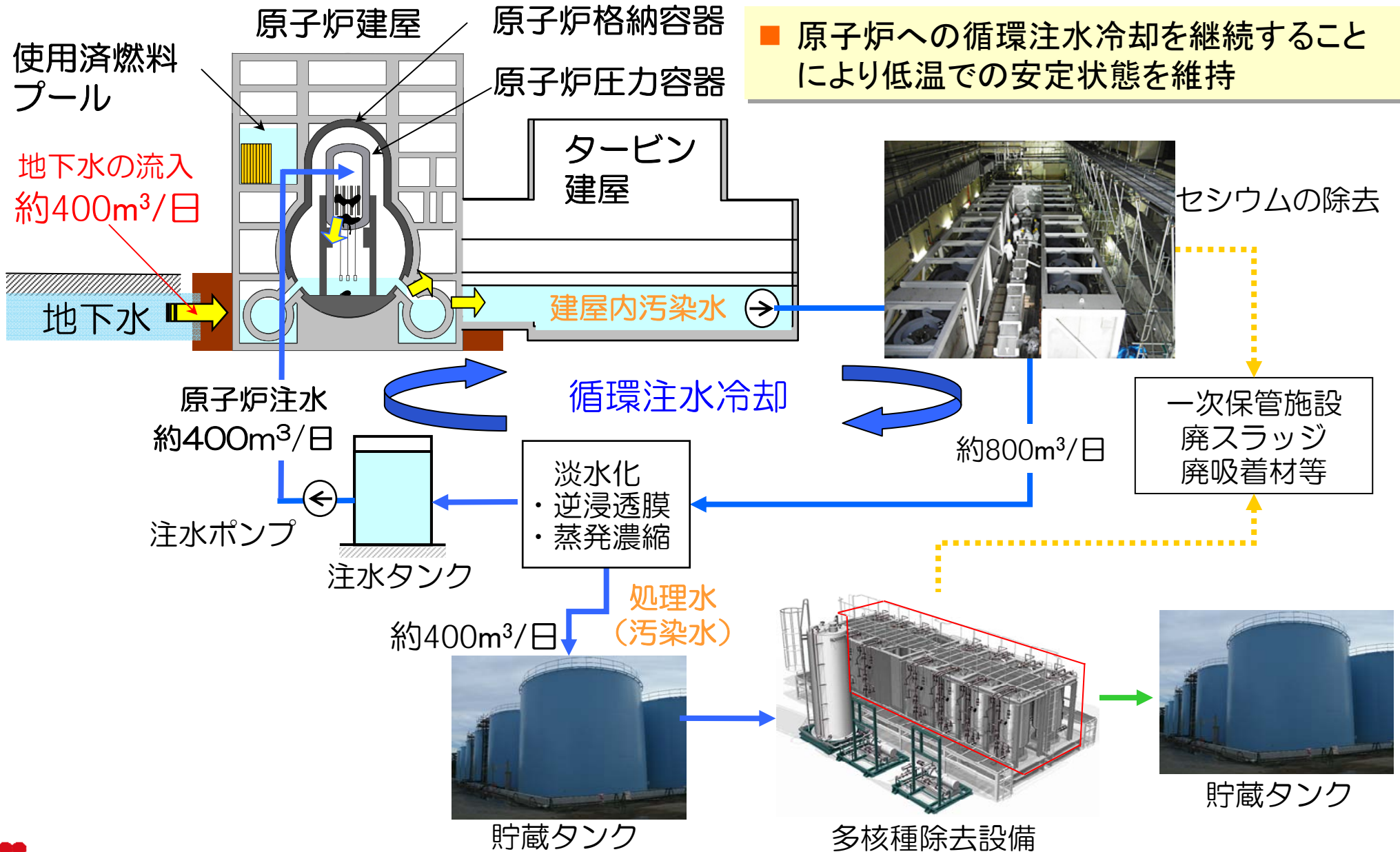
2014年4月24日

東京電力株式会社



東京電力

1. 原子炉の冷却状況 循環注水冷却



■ 原子炉への循環注水冷却を継続することにより低温での安定状態を維持

2. 汚染水の状況 汚染水の貯蔵

- 総貯蔵容量*は約49万 m^3
- 総貯蔵量*は約46万 m^3
- 80万 m^3 までの増設計画(H26年度末迄の目標)



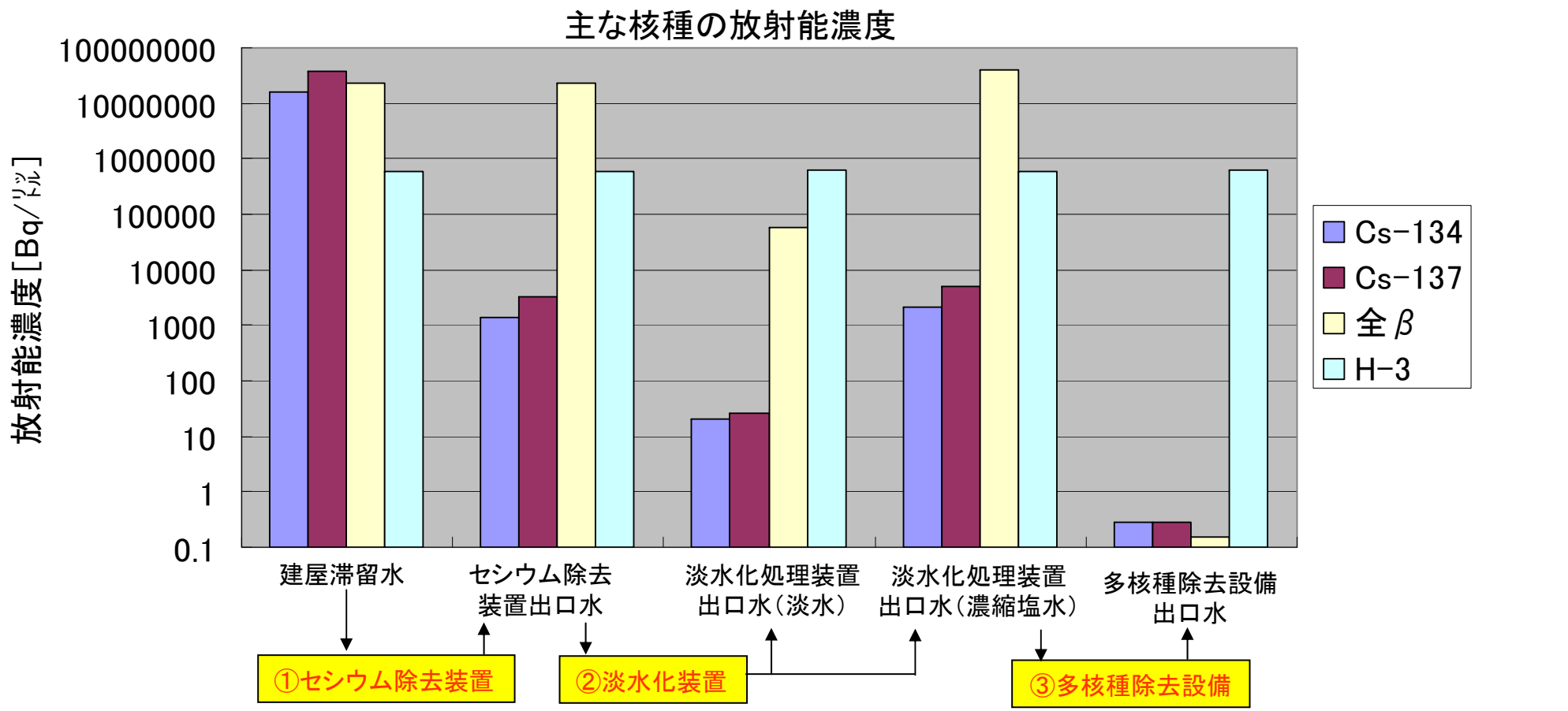
【各タンクの貯蔵容量*】

- 鋼製角型タンク : 約 0.3万 m^3
- 鋼製円筒型タンク(フランジ) : 約 30万 m^3
- 鋼製円筒型タンク(溶接) : 約 14万 m^3
- 鋼製横置きタンク : 約 4万 m^3

* H25.4.22現在

2. 汚染水の状況 汚染水処理の概要

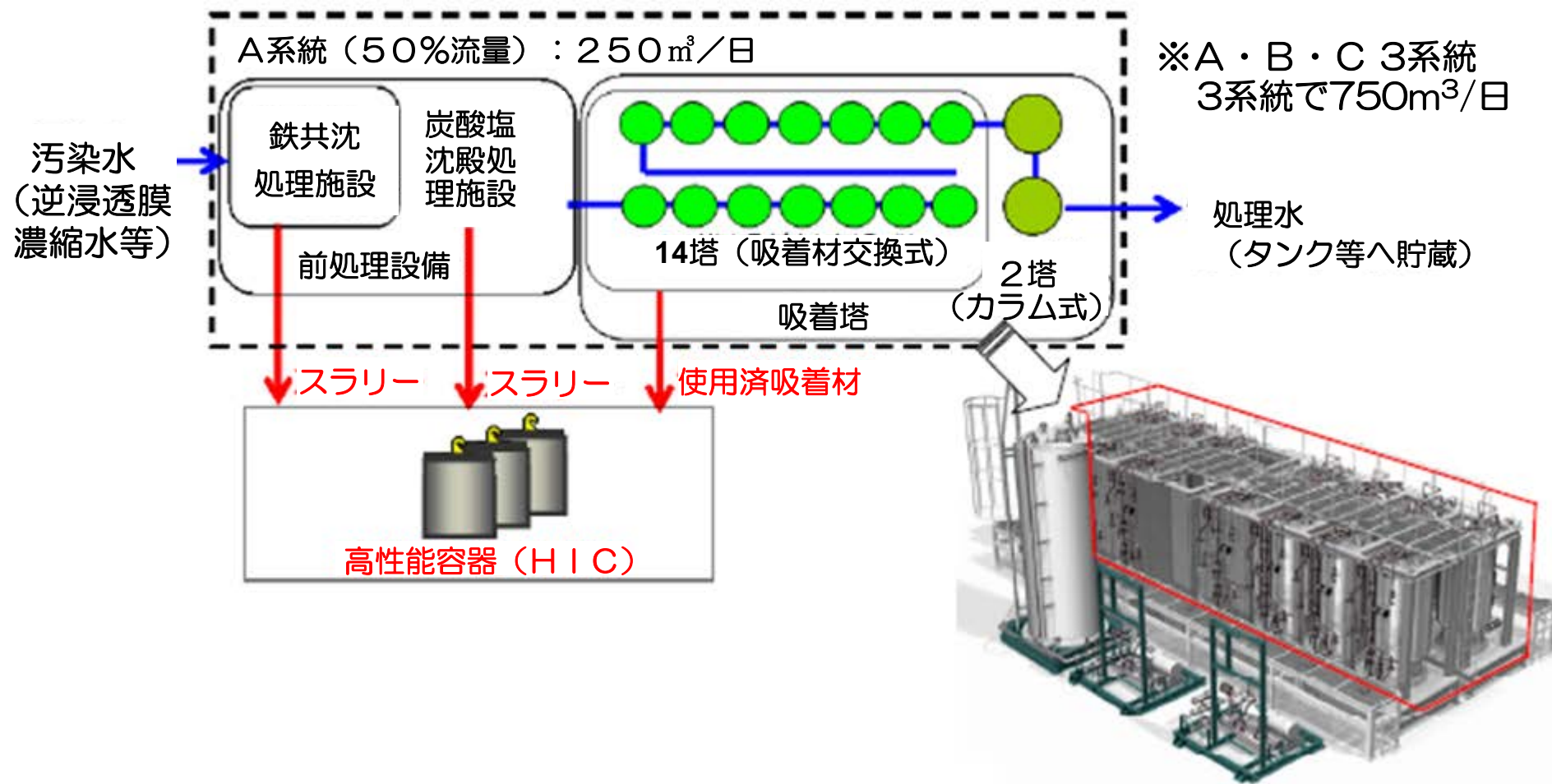
- ① 主要な放射線(ガンマ線)源であるセシウムを、セシウム除去装置により低減
- ② 原子炉冷却水として使用する為、淡水化装置により塩分を除去
- ③ タンク貯留水の放射性物質濃度(トリチウムを除く)を、多核種除去設備により低減



※採取日 H25.11.5 (多核種除去設備出口水はH25.4.9~12)
 ※建屋滞留水における全β、H-3の濃度はセシウム除去装置出口水のデータを用いた
 ※多核種除去設備出口水の全βはSr-90の値を用いた
 ※検出限界値以下の場合、検出限界値を用いた

2. 汚染水の状況 多核種除去装置

- 汚染水中の放射性物質(トリチウム除く)を除去
- 放射性物質を含む水を用いた試験を実施中



3. ホット試験における除去性能評価

■ ホット試験における除去性能評価

多核種除去設備で汚染水（RO濃縮塩水）を用いたホット試験を行い、除去対象とする62核種※について、除去性能を評価。A、B、C系のホット試験における処理済水の分析の結果、これまで以下の事項を確認。

- 主要な核種であるSr-90の放射能濃度は、1/1億～1/10億程度に低減
- Co-60、Ru-106(Rh-106)、Sb-125(Te-125m)、I-129が比較的高く検出

（ ）内は放射平衡となる核種

※除去対象核種の選定(実施計画記載事項抜粋)

【検討対象核種】

- ・1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質(FP核種)。
- ・プラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質(CP核種)。

【濃度の推定】

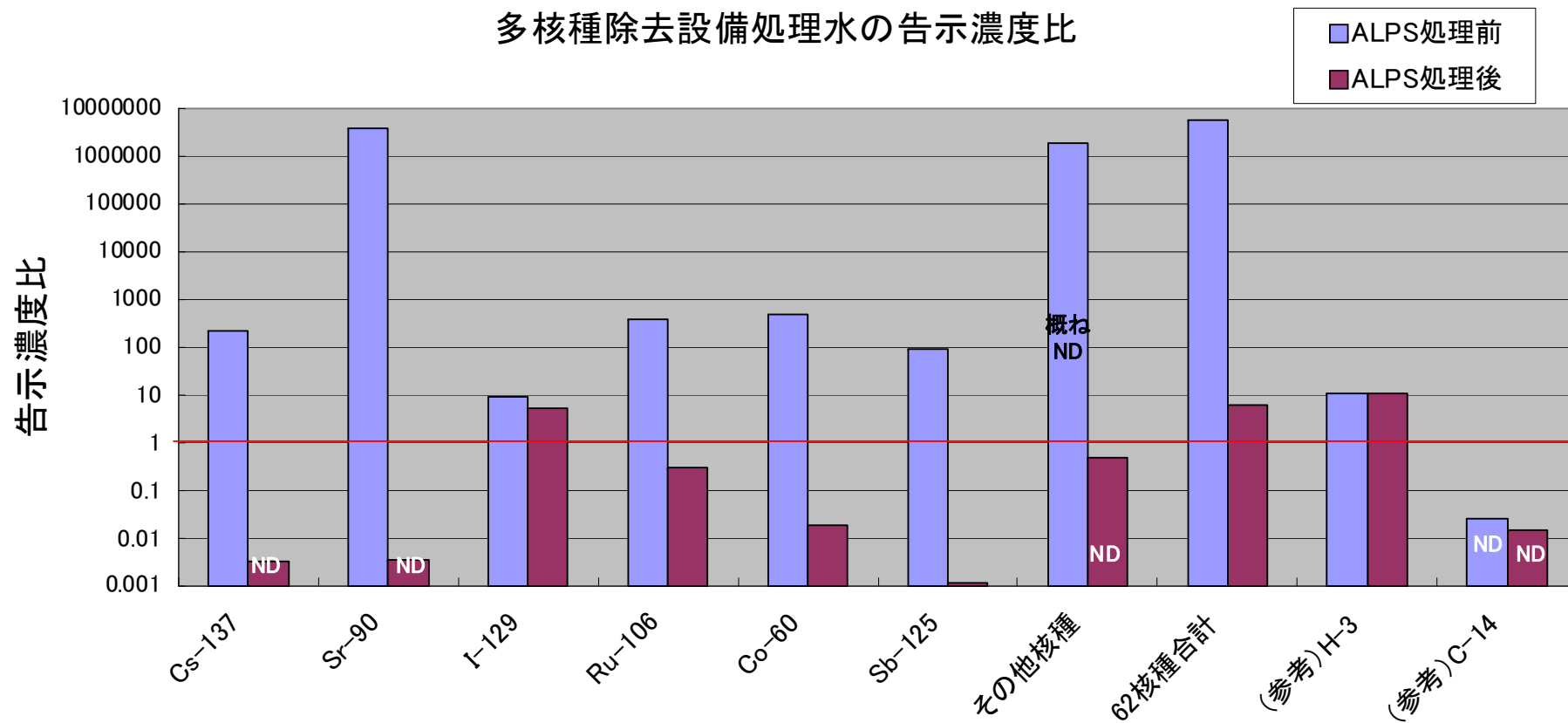
- ・FP核種: 炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し、滞留水の測定結果(2011/3)及び炉心インベントリ評価結果から濃度を推定。
- ・CP核種: プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種、および高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に混入した濃縮廃液タンクの保有水中核種を選定し、これら保有水の測定結果を用いて滞留水に含まれる濃度を推定。

【除去対象核種の選定】

- ・事故発生から多核種除去設備稼働までの期間(約1年)の減衰を評価し濃度推定。
- ・推定濃度が告示濃度限度に対し1/100を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在する除去対象核種として選定。
- ・但し、トリチウムについては除去することが困難であるため除去対象核種から除外した。

3. ホット試験における除去性能評価

多核種除去設備処理水の告示濃度比



※採取日 H25.9.30~10.4 (C系HOT試験時)
 但し、H-3は処理前後とも採取日H25.11.15の淡水化装置出口水の値を用いた
 C-14の処理前は採取日H25.2.14のセシウム除去装置出口水の値を
 処理後は採取日H26.1.15のC系処理済み水の値を用いた
 ※検出限界値以下の場合、検出限界値を用いた

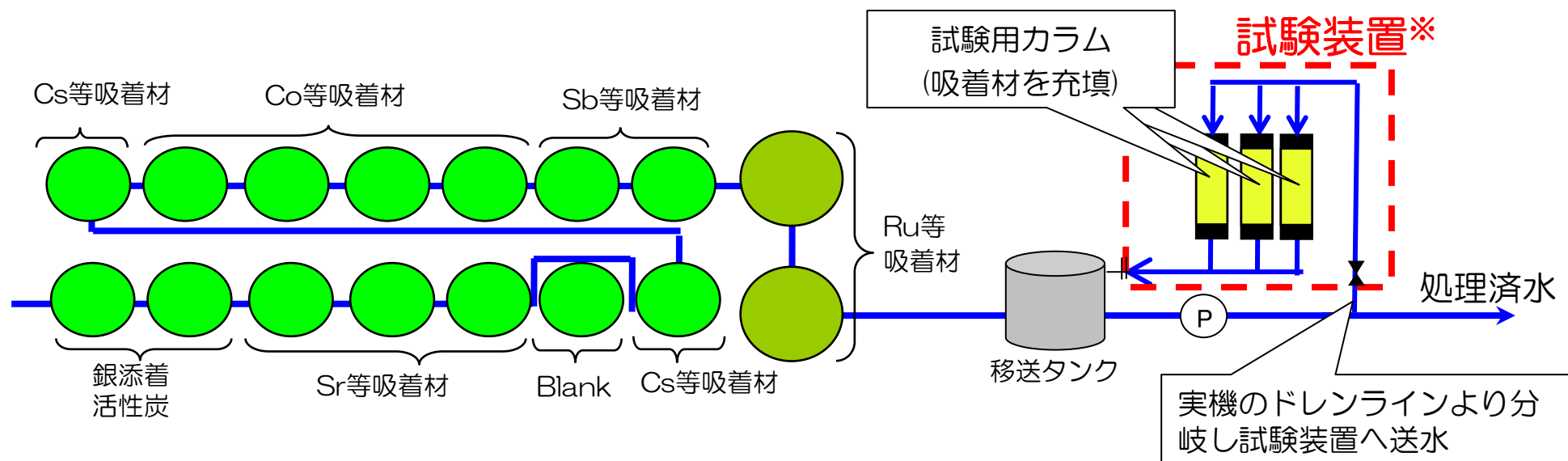
告示: 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示



4. 除去性能向上策の検討（インプラント通水試験概要）

■除去性能向上策の検討

- 比較的放射能濃度が高い核種を活性炭系吸着材へ通水し除去性能向上する見込み有り
- ラボ試験では、大量の通水による長期間の除去性能維持を確認出来ない
- そのため、**活性炭系吸着材等を充填した試験装置を実機に接続し、通水試験（インプラント通水試験）を実施し、除去性能の維持を確認していく**
- インプラント通水試験では、活性炭系吸着材の他に除去性能向上が見込める吸着材の検証も併せて実施



※試験装置は、A系統に設置。1/24～3/18通水試験実施。

5. インプラント試験結果（途中経過）及び今後の方針

試験結果を踏まえ、吸着塔を2塔増設するとともに、塔構成を下図の通り変更することで、除去性能の向上（告示濃度比の和で、現状約6→改善後0.5～0.6）が得られる見込み

Co-60

- 活性炭で除去される見込み有り（コロイド形態の放射性物質が存在することを確認）
- 活性炭を2塔増設すれば高い除去性能が得られる見込み

Sb-125

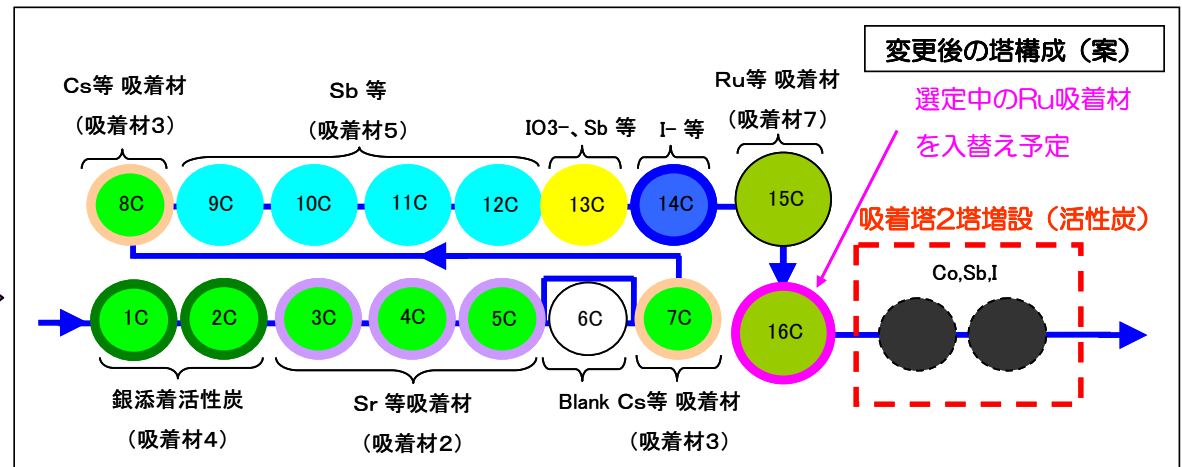
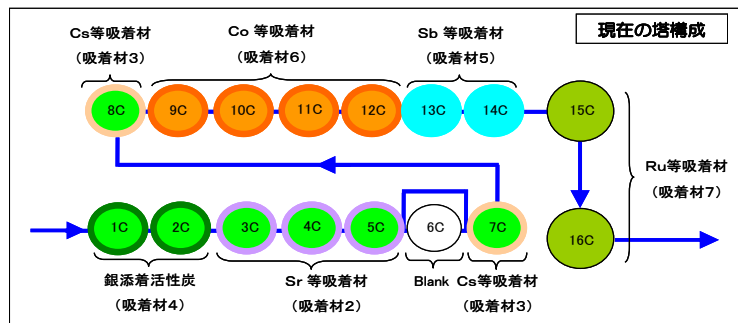
- 現状の「活性炭2塔」および「Sb等吸着材2塔」では吸着容量不足と推定
- 「活性炭4塔」および「Sb等吸着材4塔」に増設すれば、高い除去性能が得られる見込み

I-129

- ヨウ素イオン，コロイドの形態の他にヨウ素酸イオンが存在すると推定
- 「ヨウ素酸イオン吸着材」＋「銀添着吸着材」＋「活性炭」を模擬した試験の結果、約10日通水時点で高い除去性能を確認
- インプラント試験を継続し寿命確認予定

Ru-106

- コールド試験により，Ru除去可能なメディアを選定済み（インプラント試験にて確認予定）



6. トリチウムの総量について

■福島第一原子力発電所(1～4号機)における、トリチウムの量は以下と推測される。

2014.3.25時点

推定箇所		トリチウムの量		備考
		[Bq]	[g]※1	
総量		約 3.4×10^{15}	T:約9.5	※2
[内訳]	・タンク貯留水	約 8.3×10^{14}	T:約2.3 (THO:約15.5)	※3
	・建屋滞留水	約 5.0×10^{13}	T:約0.14 (THO:約0.9)	※4
	・海水配管トレンチ内水	約 4.6×10^{13}	T:約0.14 (THO:約0.9)	※5
	・その他	約 2.5×10^{15}	T:約6.9	※6

※1:トリチウム原子の重量(括弧内は「THO」の形態に相当する量を示す)

※2:事故時の炉内トリチウムインベントリをORIGEN2を使用し評価(10～12頁参照)

※3:淡水化装置出口濃度データとタンク貯留水量より推測(13～14頁参照)

※4:淡水化装置出口濃度データ(2014.3)と建屋滞留水量(約92000m³)より推測

※5:淡水化装置出口濃度データ(2011.9)とトレンチ内滞留水量(約11000m³)より推測

※6:総量からタンク貯留水・建屋滞留水・トレンチ内水のトリチウム量を差し引いて算出

(タンク・建屋・トレンチ以外のトリチウムは主に燃料デブリ内などに存在するものと想定される)

7. 多核種除去設備処理水の化学的性質

	多核種除去設備処理水			【参考】※ 一般排水路 排水基準	
	採取日時	平成25年4月16日 10:30	平成25年4月18日 11:30		
一般的性質	導電率 (μ S/cm)	6220	6200		
	塩素 (ppm)	2100	1900		
環境に影響する可能性のある項目	pH	7.6	7.4	水域: 5.8~8.6 海域: 5.0~9.0	
	浮遊物質 (mg/L)	<1	<1	最大70以下 平均50以下	
	化学的酸素要求量 (COD) (mg/L)	<1	1	最大40以下 平均30以下	
トリチウム分離等に影響する可能性のある項目	イオン種濃度 (ppm)	Na ⁺	1480	1590	
		NH ₄ ⁺	30	0	
		NO ₂ ⁻	0	0	
		NO ₃ ⁻	0	0	
		SO ₄ ²⁻	760	610	

※福島県生活環境の保全等に関する条例施行規則第24条別表第5に定める排水指定事業所排水管理基準による。

原子力発電所でのトリチウム生成源

- ① 燃料の三体核分裂(ウランが核分裂により3つの破片に割れる反応)による生成
- ② ボロンカーバイド(炭化ホウ素)制御棒に含まれるホウ素-10の中性子照射による生成
- ③ 炉水の放射化(重水や不純物としてのリチウム等への中性子照射による生成)

上記①が主要な発生源だが、現在の福島第一では未臨界であることから追加生成はない

① 燃料の三体核分裂による生成

- 燃焼中の ^{235}U 、 ^{239}Pu の核分裂生成物としてトリチウムが生成される。この量は ^{235}U で0.013%、 ^{239}Pu で0.023%程度で、燃焼が進んだ燃料では ^{239}Pu の燃料が支配的になるが、平均的に0.018%とすると1MWあたりで生成されるトリチウムは次のようになる。

$$N_F \times 1.8 \times 10^{-4} \times \lambda = 1.01 \times 10^4 \text{ Bq/s} \cdot \text{MWt}$$

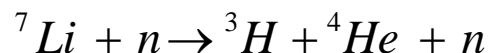
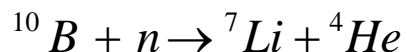
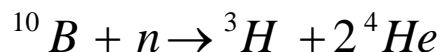
$$NF : 1\text{秒間における } 1\text{MWt あたりの 核分裂数} = 3.15 \times 10^{16} /\text{s} \cdot \text{MWt}$$

- 炉内で生成されるトリチウム量はおよそ次のとおりだが、燃料棒が破損しなければほとんど放出されない。(被覆管を透過する割合は $\sim 10^{-4}$ 程度)

トリチウム生成量	50万kWe	80万kWe	110万kWe
Bq/月	4.07E+13	6.29E+13	8.51E+13

② ボロンカーバイド(炭化ホウ素)制御棒に含まれるホウ素の中性子照射による生成

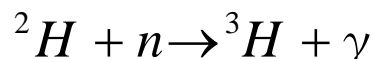
- B_4C (ボロンカーバイド)を中性子吸収に用いた制御棒のポイズンチューブ内では次の反応によりトリチウムが生成する。



- ^{10}B が約50%減少するまで照射された B_4C 1g中には保守的に評価して 1.48×10^9 Bq/g B_4C 程度のトリチウムが生成するが、制御棒が破損しても一度に放出されることはない。

③ 炉水の放射化(重水等への中性子照射による生成)

- 炉水中の重水への中性子照射によりトリチウムが生成する。重水によるトリチウム生成は次式で算出される。



$$N^3H = \Sigma(D_2O) \times \phi \times V \times \rho \times (D/H) \times t$$

N^3H :トリチウム 生成量 V :炉水体積
 ΣD_2O :重水の反応断面積 ρ :水の密度補正
 ϕ :熱中性子束 D/H :重水存在比

- 炉内で生成されるトリチウム量はおよそ次のとおり

トリチウム生成量	50万kWe	80万kWe	110万kWe
Bq/月	4.44E+09	6.29E+09	1.07E+10

- 炉内トリチウムインベントリーは三体核分裂によるものが主なものであることから、ORIGEN2(原子燃料燃焼計算コード)を使用し、事故時の詳細な評価を行うと次のようになる。

(Bq)

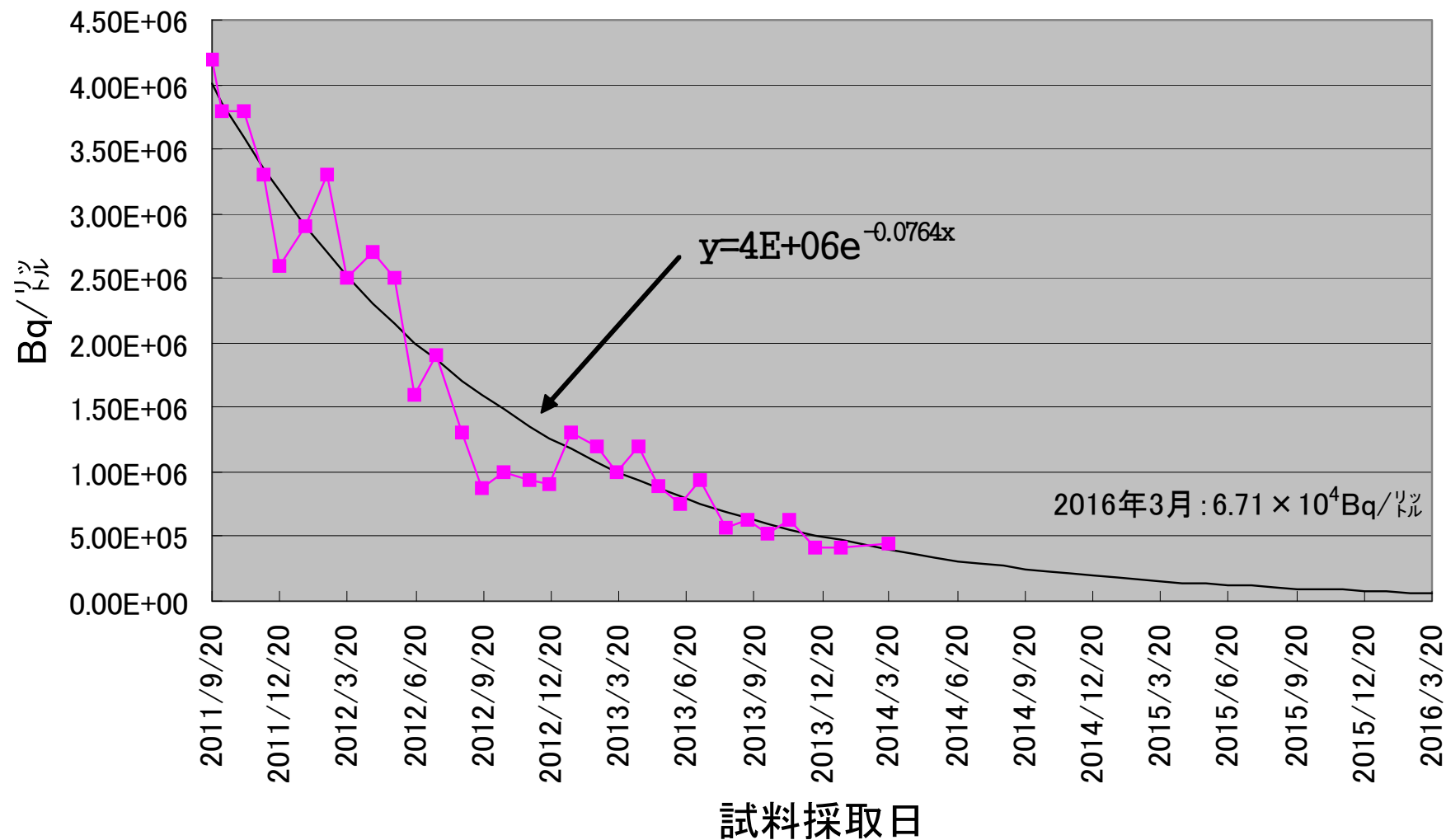
	1号機	2号機	3号機	合計
TEPCO	1.0E+15	1.2E+15	1.2E+15	3.4E+15
<参考> JAEA*	9.4E+14	1.2E+15	1.2E+15	3.3E+15

* 日本原子力学会和文論文誌「福島第一原子力発電所の滞留水への放射性核種放出」(西原賢司 他)

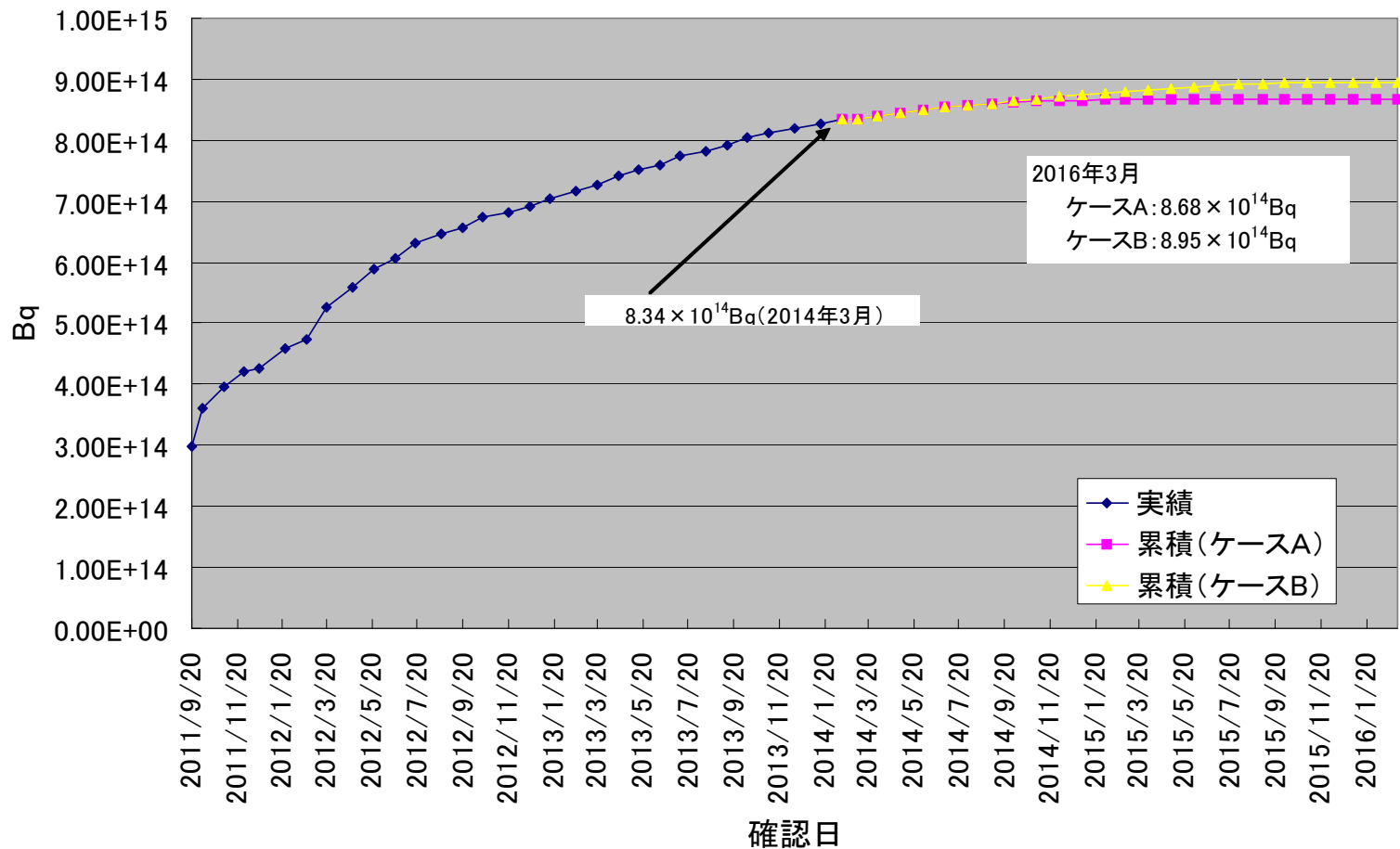
- 事故前は評価結果のトリチウムのうち、約60%程度が燃料棒の被覆管に吸蔵※していたと考えられる。
- 現在(2014年3月末)、タンクに貯水される水に含まれるトリチウムの総量は 8.34×10^{14} Bqと推定され、2016年2月末では約 9×10^{14} Bqになると推定される。
- この時(2016年2月末)の新たに処理される水に含まれるトリチウムの濃度は 6.7×10^4 Bq/l程度であると推定される。
- 表中の1~3号機のトリチウムを合計した 3.4×10^{15} Bqはトリチウム原子の重量9.5gに相当する量。(トリチウムが「THO」の形態で存在した場合、63.3gに相当する)

※ (株)東芝「実ハル圧縮試験」(JAEA(旧動力炉・核燃料開発事業団)契約業務報告書) 1996年9月

新たにRO処理される水に含まれるトリチウム濃度



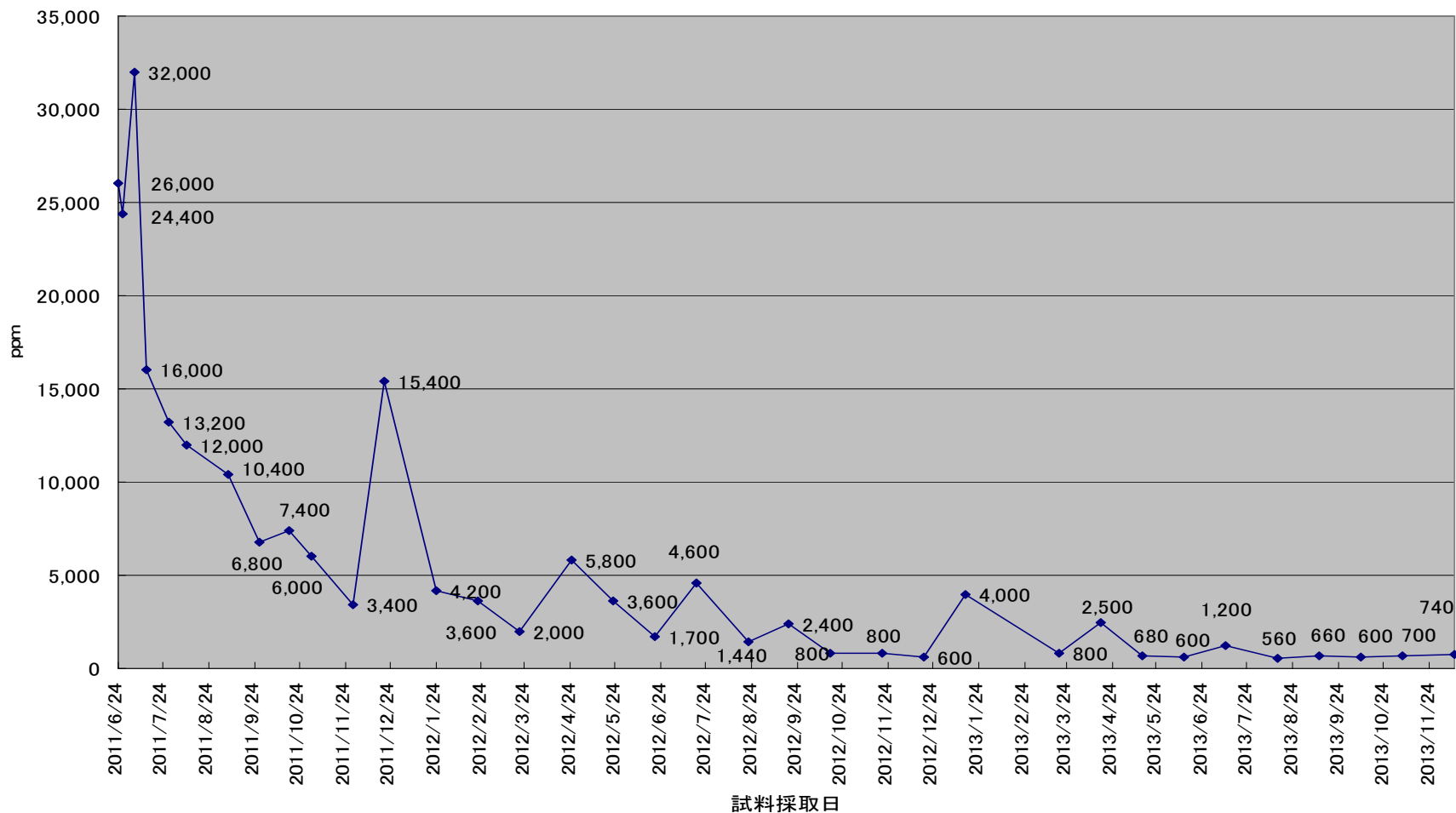
トリチウムの累積量



- ケースA: 地下水バイパス実施、サブドレン汲み上げ、雨水排水、地下水ドレン排水
- ケースB: 地下水バイパス実施せず、サブドレン実施せず、雨水排水、地下水ドレン貯水

✓この他に2016年3月にはR/B、T/B、集中RW、HIT建屋に 6.08×10^{12} Bqがあると推定される。

逆浸透膜処理後の水に含まれる塩分の濃度



出典: 廃炉対策推進会議資料(滞留水の処理状況)……RO処理後の濃縮塩水は処理前の2倍程度の塩分となることから、資料に記載された値を2倍してプロットした