

で囲った部分は非公開情報

資料 27-6 添付

格納容器再循環サンプルスクリーンに対する
炉心損傷時の影響検討について

PWR 5 電力

平成 29 年 6 月

格納容器再循環サンプスクリーンに対する炉心損傷時の影響検討について

1. 経緯

(1) 格納容器再循環サンプスクリーンの取替実績および新規制基準適合性審査について

格納容器再循環サンプスクリーン（以下、サンプスクリーンという）については、平成 20 年 2 月に発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令 62 号）を改正するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」が制定されており、これに基づき、全てのプラントについて、表面積を拡大させたスクリーンへ取替えを実施している。取替えたサンプスクリーンは通常運転時、異常な過渡変化時、事故時に晒されると考えられるすべての環境条件においてその機能が発揮できるよう施設する設計としている。

上記内規は、その後の平成 25 年 7 月に施行された新規制基準においても、継続して適用されており、新規制基準の適合性審査においても、これに基づき、重大事故等（以下、SA という）の環境におけるサンプスクリーンの使用について、機能を発揮できることを確認している。

(2) 中長期課題について

(1) のとおり、設計基準事象に対するサンプスクリーンの健全性及び SA 時におけるサンプスクリーンの使用に対して問題ないことを確認しているが、更なる検討として、SA 時は期待していない（※1）サンプスクリーンを使用した「①海水注入時の再循環運転」、「②炉心損傷時の再循環運転」についても、今後の知見拡充の観点で中長期課題として取り組むこととしており、「①海水注入時の再循環運転」については平成 29 年 2 月 27 日の技術情報検討会にて確認が行われている。

ここでは、上記のうち、SA 時は期待していないサンプスクリーンを使用した「②炉心損傷時の再循環運転」における核分裂生成物（FP）により付加されるデブリの影響を考慮した評価結果について示す。

※1 新規制基準審査においては、重大事故等の対応として炉心が損傷した場合は、サンプスクリーンを用いた再循環には期待しなくとも、代替スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び再循環ユニットによる自然対流冷却によって事象収束が図れることを確認している。今回は、可能な限り事故収束のために多様な手段を確認しておくとの観点において、サンプスクリーンの使用可能性について検討する。

2. 炉心損傷影響評価における条件整理

SA 時の炉心損傷を想定した事象においては、FP が燃料外へ放出され、格納容器内に溜まった水中に移行し、その後、格納容器内の温度低下により、FP がデブリとなって析出していることが考えられる。そのため、炉心損傷による FP 析出物の影響評価の確認にあたっては、SA 発生時における有効性評価のシナリオ条件に基づき、原子炉格納容器圧力評価によるサンプル水温度評価を用いて FP 析出量の評価を行うこととする (3.)。さらに、その FP 析出量を考慮して (有効性評価における事故収束は代替格納容器スプレイ及び自然対流冷却で実施するもの) 既設ポンプによるサンプルスクリーンを用いた再循環運転が可能であるかの確認を行う (4.)。また、炉心損傷した場合において、復旧作業等を実施する場合には、ポンプ周辺等の線量が増加し、復旧作業等に支障をきたす可能性があることから、線量率の観点から再循環運転が可能であるかの確認を行う (5.)。

ここではまず、影響評価を確認する対象プラント、及び FP 析出量評価を実施するにあたっての評価条件の考え方について述べる。

(1)対象プラント

PWR プラントにおいて、これまでに新規規制基準における有効性評価の適合性審査の確認 (完了含む) を行っているプラント (泊 3 号機、美浜 3 号機、高浜 1,2,3,4 号機、大飯 3,4 号機、伊方 3 号機、玄海 3,4 号機、川内 1,2 号機) を対象プラントとする。

(2)評価条件

- 評価期間は、SA 対策で考慮する期間である 7 日間とする。
- 炉心燃料は全炉心損傷を想定して、文献調査等に基づき、燃料外への FP 放出量を設定する。・・・
 - (a)
- 温度変化については、CV 温度解析結果を包絡した温度を設定する。・・・ (b)
- 水質条件については、海水腐食によるデブリ増加も考慮すべく、海水条件とする。具体的には表 2-1 のとおり。

表 2-1 水質条件

項目	条件	備考
海水濃度	1 倍相当 (3.5wt%)	有効性評価のうち「海水注入時の再循環運転への影響」にて、保守的条件として 3.5wt% ^{※2} に設定
溶存酸素濃度	大気飽和相当 (ppm オーダー)	塩析効果を考慮した CV 内密閉環境での設定値

※2：サンプルスクリーンの圧損評価にあたり、海水注入時の粘性上昇 (6%) を考慮した海水濃度

(a)・(b)、個々の条件設定については次のとおり。

(a) 炉心損傷に伴う **FP** 量の算出について

炉心損傷する **SA** 有効性シナリオでは、燃料の損傷割合が不明であるため、保守的に燃料が全て水溶液中で損傷すると仮定して、損傷燃料から燃料外へ放出される **FP** の放出割合を設定して評価を実施する。評価条件は以下のとおり。

○**FP** 量について

FP 量は、燃焼度 (**GWd/t**) 及びループ数を包含することで分類できるため、燃料種類 (燃焼度及び **MOX** の有無) とループ数 (**3~4**) により、対象プラントを **3** つにグループ化した。

- ・グループ **1** <**55+45MOX** 燃料、**3** ループ> : 伊方 **3** 号機
- ・グループ **2** <**55** 燃料、**4** ループ> : 大飯 **3,4** 号機
(泊 **3** 号機、美浜 **3** 号機、高浜 **1,2** 号機、
玄海 **4** 号機、川内 **1,2** 号機を包含)
- ・グループ **3** <**48+45MOX** 燃料、**4** ループ> : 玄海 **3** 号機
(高浜 **3,4** 号機を包含)

○**FP** の燃料外への放出割合について

FP の燃料外への放出割合については、これまでの知見 (文献調査) を踏まえて設定した。結果は表 **2-2** のとおり。

なお、対象とした文献は以下のとおり。

- ・米国スリーマイルアイランド (**TMI**) 原子力発電所における炉心溶融事故の知見文献 ¹⁾
- ・福島第一原子力発電所事故に基づく知見 ^{2),3),4)}
- ・技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (**IRID**) 報告 ⁵⁾
- ・**PHEBUS-FP** 試験 (シビアアクシデント時の燃料損傷と **FP** 放出移行に関する大規模な試験) ⁶⁾

表 2-2 FP の燃料外への放出割合の文献調査結果

揮発性区分 (※3)	燃料外 放出割合	該当核種 名称	
区分A	■	I	よう素
		Br	臭素
		Cs	セシウム
		Rb	ルビジウム
		Te	テルル
		Sb	アンチモン
		Se	セレン
		Ba	バリウム
		Pd	パラジウム
		Mb	モリブデン
		Tc	テクネチウム
		Co	コバルト
		Nd	ネオジウム
		Nb	ニオブ
		Pm	プロメチウム
		Pr	プラセオジウム
		Sm	サマリウム
		Cm	キュリウム
		Am	アメリシウム
Pu	プルトニウム		
Np	ネプツニウム		
Sn	スズ		
区分B	■	Sr	ストロンチウム
		Ru	ルテニウム
		La	ランタン
		Zr	ジルコニウム
		Y	イットリウム
		Ce	セリウム
区分C	■	Rh	ロジウム
		Eu	ユウロピウム
希ガス成分は非溶解性のため評価対象外		Xe	キセノン
		Kr	クリプトン

※3：揮発性区分は、TMI 文献¹⁾の区分名称。区分A：高揮発性成分、区分B：中揮発性成分、区分C：低揮発性成分

(b) 炉心損傷を考慮した SA 有効性評価シナリオ及び評価温度について

炉心損傷する SA 有効性評価シナリオは、①高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）、②格納容器の過圧破損／溶融炉心・コンクリート相互作用（大 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗）、③水素燃焼（大 LOCA＋ECCS 注入失敗）の 3 つに分類できると整理されている。いずれの 3 つのシナリオも温度はほとんど変わらないが、炉心損傷に至る事象進展が最も早い②を代表として抽出した。

従って、2. (1) の対象プラントの②のシナリオにおける格納容器内サンプル水温度解析結果を図 2-1 に示す。

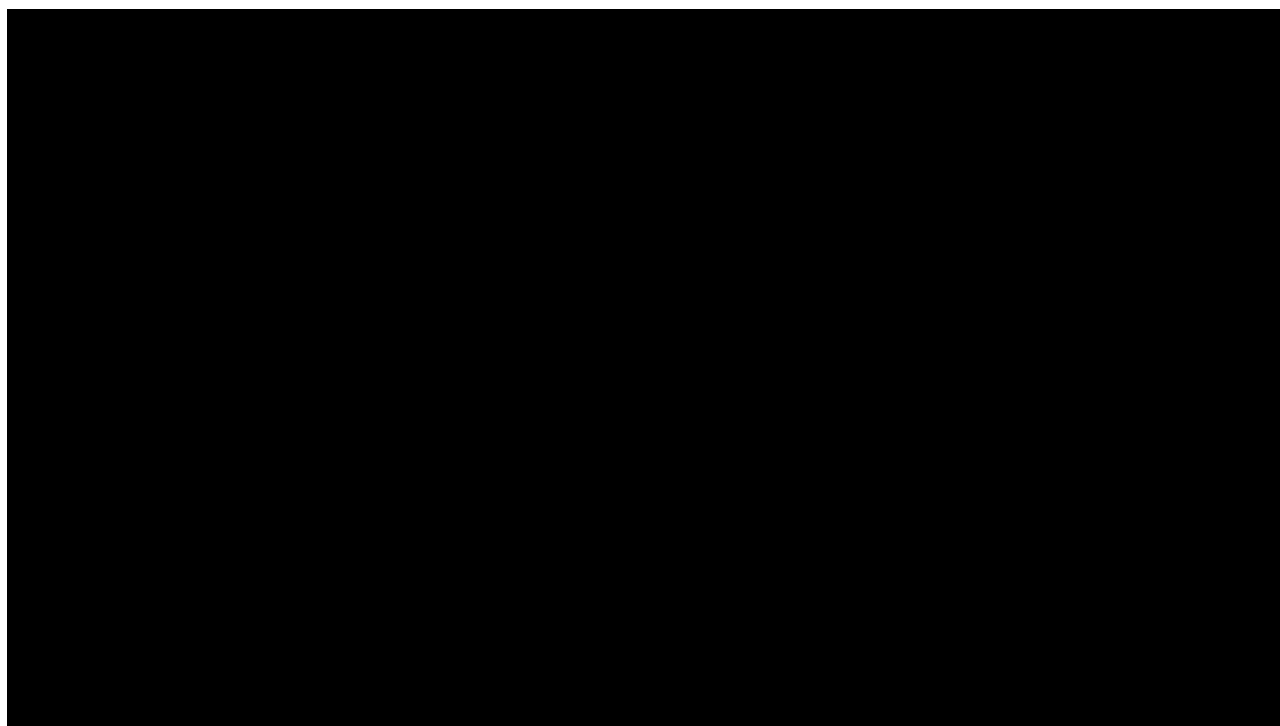


図 2-1 格納容器過圧破損シナリオにおける CV サンプル水温度解析結果

図 2-1 から、最も高い CV サンプル水温度は ■■■°C～■■■°C、7 日後の CV サンプル水温度は ■■■°C～■■■°C である。FP 析出の考慮にあたっては、温度差が大きいほど析出量が多くなることから、これらを包絡する温度として ■■■°Cから ■■■°Cまで冷却されるものとして設定する。

3. FP 析出量評価

(1) FP 析出量の評価フロー

FP 析出量の評価フローを図 3-1 に示す。

FP 析出量の評価にあたっては、①3 グループの FP 量を SA 有効性評価と同様に算出し、算出した FP 量から各元素の最大値を抽出し、最大となる FP 量を保守的に設定する。次に、②FP の燃料外への放出割合に関する文献調査結果をもとに、全 FP 量のうち燃料外への放出量を設定する。これらの評価をもとに、③温度低下による冷却水の成分、析出物及び粘性の評価を実施する。

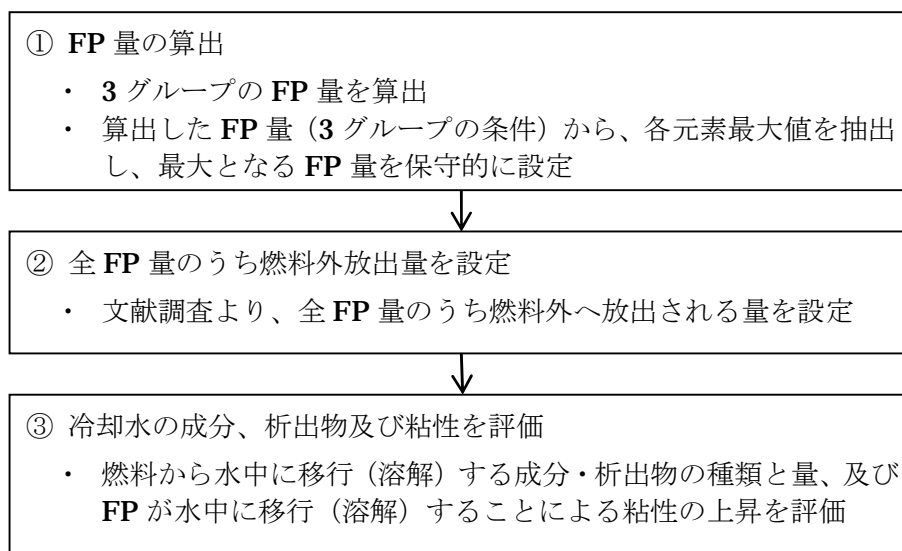


図 3-1 FP 析出量算出評価フロー

①最大 FP 量の設定

SA 有効性評価と同様の代表プラントのサイクル末期、事故後冷却 0h での FP インベントリー量を算出し、各 FP 元素について設定した最大の FP インベントリー量を設定した。

②FP の燃料外への放出量評価

FP の燃料外への放出量評価にあたっては、燃料外への放出量（燃料外放出濃度）は、FP インベントリー量と文献調査結果による FP の燃料外への放出割合（移行率）、炉心損傷時の冷却水量から算出した。

$$\text{【単位水量当たり FP 量】} = \frac{\text{【FP インベントリー量】} \times \text{【FP 移行率】}}{\text{【冷却水量】}} \quad \dots \text{式}$$

冷却水量が小さいほど単位水量当たりの FP 量が多くなり保守的になることから、対象プラントの SA 有効性評価（過圧破損シナリオ）における最も少ない CV 注水量に基づき、 ton とした。

各 FP 元素の燃料外への放出濃度を表 3-1 に示す。

燃料外放出濃度は、多い順に、Pu（プルトニウム）、Mo（モリブデン）、Nd（ネオジウム）、Cs（セシウム）であった。

表 3-1 FP の燃料外への放出濃度

燃料外放出割合 (文献評価による揮発性区分)	揮発性区分の 代表核種	FPインベントリー量 ※4 (代表プラントの最大値)	燃料外放出濃度 (解析インプット) ※5
%	-	g/炉	g/ton-H ₂ O
区分 A ■■■	よう素、セシウム等	3.3E+06	1.1E+03
区分 B ■■	ストロンチウム等	1.6E+06	2.6E+01
区分 C ■■■	ロジウム等	5.7E+04	3.9E-03

※4：サイクル末期，事故後冷却0HでのFPインベントリー量

※5：燃料外放出濃度の試算に際して，冷却水量は■■■■とする。

③温度低下による冷却水の成分、析出物及び粘性の評価

FP の燃料外への放出濃度結果、2. で求めた評価温度 (■■■°C→■■■°C) 等から、析出物・析出量及び粘性を評価した。

(2)FP 析出量、粘度評価結果

SA 有効性評価（過圧破損シナリオ）において、海水条件における総 FP 析出量を表 3-2 に示す。

表 3-2 FP 析出量評価

	降温範囲	FP 析出量
2.で定めた 0～7 日後の 包絡温度条件	■■■°C→■■■°C	約 16 kg
(参考) 常温まで冷却された場合	■■■°C→■■■°C	約 17 kg

評価の結果、SA 有効性評価に沿って温度低下した場合、析出する FP 量は約 16kg となり、これは設計基準事故時に考慮する最小化学デブリ量 (約 ■■■kg) に対して十分小さい値となった。(各プラントの化学デブリ量は約 ■■■kg～■■■kg であり、析出する FP 量は化学デブリ量に対してさらに小さい値となる。)

なお、参考として、SA 有効性評価（過圧破損シナリオ）の温度履歴以上（常温まで）に冷却された場合であっても、FP 析出量は約 17kg であり、SA 有効性評価（過圧破損シナリオ）とほとんど変化がないことから■■■°Cまでの降温により析出する FP 量が支配的であるということが確認された。

また、上記条件での **FP** 溶解成分影響による粘度変化率は、■■■■%であり、粘度変化率はほとんどなく、**FP** 成分の粘度による圧損影響は無視できるものと判断する。

本評価結果をもとに、次項にてサンプスクリーンによる再循環運転が可能であるか確認する。

4. FP 析出（及び海水腐食）により付加されるデブリの影響評価（圧損上昇への影響評価）

FP 析出により生成されるデブリを考慮して、サンプスクリーンへの圧損影響を確認する。

(1) 評価条件の確認

圧損影響評価条件の確認にあたっては、2. (2) (b) で選定した格納容器の過圧破損／溶融炉心・コンクリート相互作用（大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）をもとに圧損影響を概算し、事故後 7 日時点での格納容器スプレイポンプを用いた再循環運転可否について確認する。確認にあたっては、2 章に示す SA 条件（格納容器内温度及び水質条件）を基に、WCAP-16530 式を用いた Al₂Si 析出量により化学デブリ量を評価し、さらに、海水影響による腐食により生成される腐食生成物（以下、海水腐食生成物という）も考慮する。

従って、FP 析出及び海水腐食生成物によるデブリも考慮して、保守的にこれらの異物が全てサンプスクリーンに到達するものとして、SA 時の評価方法に従って格納容器スプレイポンプの圧損評価（NPSH 評価）を実施する。

(2) CV 内の SA 時ステンレス鋼及び炭素鋼の露出表面積及び海水腐食生成物量の評価

海水腐食生成物の発生源は、そもそも塗装をしていない箇所及び事故時に塗装が剥がれる箇所であり、（大 LOCA による）配管破断後の格納容器内のステンレス鋼及び炭素鋼の露出表面積の確認を行う。また、過去の知見で得られたステンレス鋼及び炭素鋼の腐食速度を用いて、海水腐食生成物量を算出する。

結果は表 4-1 のとおり、3400 kg の海水腐食生成物量と算出された。

(3) FP 析出を考慮したサンプスクリーンの圧損評価

圧損評価は添付 1 のとおり、これまでの許認可審査における評価方法と同様に評価する。FP 由来の析出物は、DBA 評価で用いている化学影響生成異物（AlOOH）と等価の性状と設定する。また、海水腐食生成物は鉄錆と考えられるため、圧損評価上、粒子状異物と想定し、海水腐食生成物が全てサンプスクリーンに到達するものとして、内規に基づき NUREG/CR-6224 式を用いた繊維質異物と粒子状異物の圧損を計算する。これに加えて、FP 析出物を含めた化学影響生成異物の付着による圧損上昇を評価する。

各プラントの圧損評価結果を表 4-2 に示す。いずれのプラントにおいても必要 NPSH は満足する値であることを確認することができた。

従って、DBA 条件と比較してデブリが増加する SA 条件（格納容器の過圧破損／溶融炉心・コンクリート相互作用）において、再循環運転は必須ではないものの、FP 析出物及び海水腐食生成物が増加した場合でも、必要 NPSH は確保され、再循環運転が可能であると判断できる。

表 4-1 海水腐食生成物（鉄錆）量の算出結果

発生源		表面積 [m ²]	海水腐食生成物 (鉄錆) 量[kg]	備考
再循環サンプスクリーン (ステンレス鋼)		2,700	224.9	・最も表面積の大きい泊 3 号機の表面積を使用し、5%の余裕を考慮して表面積を設定
保温材 外装板	一般保温 (ステンレス 鋼)	3,800	316.4	・4 ループプラント (大飯 3 号機) の全保温表面積 (20%の余裕を加味した値)
	カプセル保温 (ステンレス 鋼)	3,600	299.8	・同上
RCS 内 表面	Ni 基合金 及び ステンレス鋼	■	■	<ul style="list-style-type: none"> ・Ni 基合金は BMI、燃料グリッド等 ・ステンレス鋼は原子炉容器、炉内構造物等 ・最大ループ数の大飯 3,4 号機で算出し、20%の余裕を考慮して表面積を設定 ・Ni 基合金は耐食性が高いが、ステンレス鋼と同じ腐食速度を保守的に適用
燃料取替キャビティ		930	77.5	・最も表面積の大きい 4 ループプラントのキャビティ表面積を使用 (20%の余裕を加味した値)
塗装剥離範囲 (炭素鋼)		780	1579.8	・塗装 ZOI=10D (内規) の表面積による
合計			3,400	(合計値 ■ を ■ 単位で切り上げ)

注記： 海水腐食生成物は以下の評価式により算出。なお、炭素鋼の腐食減肉量は、ステンレス鋼の 25 倍の腐食減肉量を適用した。

海水腐食生成物量(kg/7days) = 発生源の表面積(m²) × 腐食減肉量(m/7days) × 金属密度(kg/m³) × 酸化物換算係数(-)

* 腐食減肉量： 7.4×10⁻⁶ m/7days(ステンレス鋼), 1.8×10⁻⁴ m/7days (炭素鋼)

* 金属密度：7,870 kg/m³, 酸化物換算係数：1.4297 (酸化物(Fe₂O₃)と金属(Fe)の化学当量比)

表 4-2 各プラントの圧損評価結果

各プラントのFP析出物及び海水腐食生成物を考慮した圧損評価結果を示す。

		美浜3号機	高浜1号機	高浜2号機	高浜3号機	高浜4号機	大飯3号機	大飯4号機	玄海3号機	玄海4号機	川内1号機	川内2号機	伊方3号機	泊3号機														
スクリーン流量 (下段は作動ポンプ)	m ³ /h	CS																										
ストレーナ有効面積	m ²	304	272	272	292	292	366.25	366.25	369	369	273	273	411	401.0														
圧損上昇量	金属保温材異物	m	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	-	-	-	-	0.001	0.001	-	-													
	繊維質及び粒子状の異物	m	0.511	0.528	0.601	0.526	0.526	0.393	0.390	0.603	0.603	0.562	0.788	0.241	0.556													
	小計	m	0.52	0.53	0.61	0.53	0.53	0.40	0.39	0.61	0.61	0.57	0.79	0.25	0.556													
	化学影響生成異物	m	0.16	0.12	0.12	1.10	1.10	3.77	3.77	0.43	0.42	1.30	4.87	0.91	1.99													
	合計	m	0.68	0.65	0.73	1.63	1.63	4.17	4.16	1.04	1.03	1.87	5.66	1.16	2.550													
静水頭評価用のCV内水位*注		高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低	高	低			
有効NPSH算定	H ₀ : 静水頭	m	20.10	15.95	21.10	15.60	21.30	15.80	20.97	17.27	20.97	17.27	16.70	15.80	16.70	15.80	15.55	15.05	15.65	15.15	19.25	16.55	19.34	16.64	22.22	19.12	21.12	18.42
	設計基準事故時	m	11.55	←	11.55	←	11.55	←	12.82	←	12.82	←	13.70	←	13.70	←	12.90	←	13.00	←	12.30	←	12.30	←	14.92	←	14.12	←
	SA時の水位増加分	m	8.55	4.40	9.55	4.05	9.75	4.25	8.15	4.45	8.15	4.45	3.00	2.10	3.00	2.10	2.65	2.15	2.65	2.15	6.95	4.25	7.04	4.34	7.30	4.20	7.00	4.30
	H ₁ : 原子炉格納容器の背圧	m	CS																									
	H ₂ : 配管圧損	m	CS																									
	H ₃ : 異物付着なしの状態におけるスクリーン圧損	スクリーン本体 水路部	m	CS																								
H ₄ : 異物付着による圧損上昇	m	0.68	←	0.65	←	0.73	←	1.63	←	1.63	←	4.17	←	4.16	←	1.04	←	1.03	←	1.87	←	5.66	←	1.16	←	2.55	←	
NPSH(H ₀ +H ₁ -H ₂ -H ₃ -H ₄)		m	CS																									
スプレイポンプの必要NPSH			CS																									
再循環運転可否の評価			○																									
必要NPSHを満足する →○			○																									
必要NPSHを満足しない →×			○																									

注記: 静水頭評価に用いた水位は以下の通り設定した
 高: CV水位計設置高さ
 低: 24hのCV内注水量(有効性解析使用値)

上記のとおり、いずれのプラントにおいても有効 NPSH [m] > 必要 NPSH [m] となり、再循環運転が可能である結果となった。

5. 復旧作業への影響評価（線量率評価）

4. のとおり、圧損評価上はサンプスクリーンの再循環運転が可能であることを確認することができた。一方で、このシナリオ（CV 過圧破損シナリオ（大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗））では、DBA 対応のポンプである格納容器スプレイポンプが機能喪失しており、復旧作業を行った後に再循環運転を実施することとなる。（SA シナリオ上、炉心損傷時は再循環運転に期待しなくとも事象収束が可能であるが、ここでは多様な手段の確保という観点から復旧することを考慮している）このときプラントは炉心損傷し、汚染水が発生しているため、復旧作業に影響を及ぼす可能性があることから、線量率の確認を行う。

(1) 評価方法の確認

評価方法を以下に示す。

- ・線源である汚染水に対し、遮蔽体として隔離弁の位置の床及び格納容器スプレイポンプ室（以下、「CS ポンプ室」という）の側壁による減衰を考慮して CS ポンプ室での線量率を概算する。
- ・建屋構成上、3 ループプラント及び玄海 3 号機は隔離弁室とポンプ室が別建屋となっているため壁厚が厚い。従って、4 ループプラント代表として大飯 3,4 号機の線量率を概算する。当該プラントの原子炉格納容器と CS ポンプ室の位置関係、CS ポンプ室と隔離弁の位置関係を図 5-1 に示す。
- ・CS ポンプ室内での環境線量率を概算するにあたり、以下に示す①～③の寄与を考慮する。

①汚染水中の放射性物質からのガンマ線

- 汚染水中の放射性物質濃度を用いて隔離弁近傍での線量率を評価し、これにコンクリートによる減衰を考慮する。
- 汚染水中の放射性物質濃度として、保守的に事故後 2 日における全プラント包絡値を使用。
- コンクリートによる減衰として、隔離弁の位置（80 cm）及び CS ポンプ室側壁（150 cm）の斜め透過（170 cm）のみを考慮する。隔離弁位置から CS ポンプ室までの距離減衰は保守的に考慮しない。

②原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線

③CS ポンプに内包される放射性物質からのガンマ線

(2) 概略評価結果

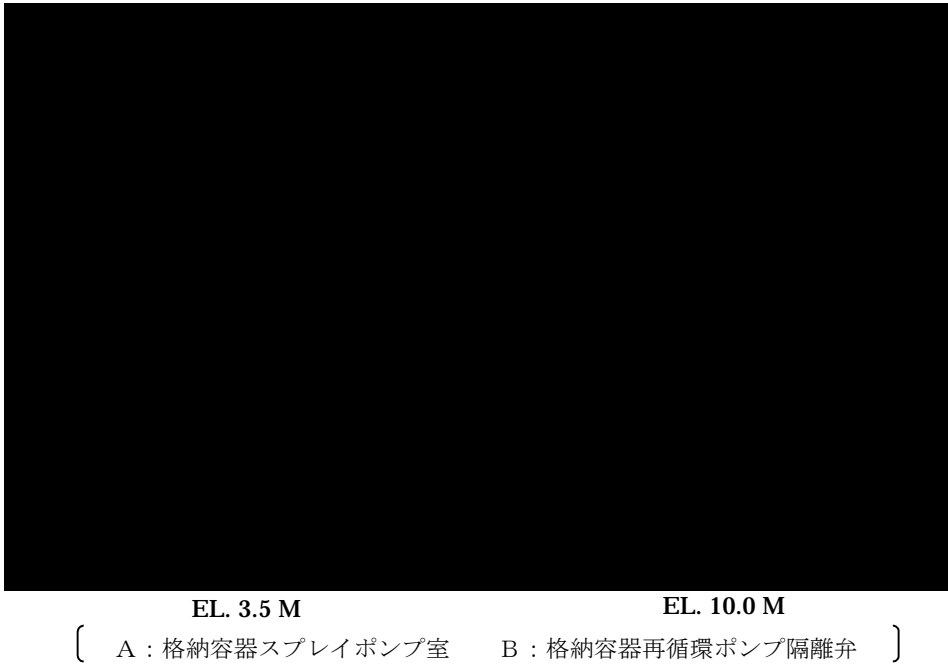
汚染水の影響による CS ポンプ室の線量率は、以下の計算式により約 2.6mSv/h 程度となる。

$$\begin{aligned} & \text{式} \cdots (\text{汚染水による隔離弁近傍での線量率}) \times (\text{コンクリート減衰率}) \\ & = (3.6 \times 10^2 \text{ Sv/h}) \times (7.2 \times 10^{-6}) \text{ ※6} \\ & = 2.6 \text{ mSv/h} \end{aligned}$$

※6 コンクリート密度 2.15g/cm³、厚さ 170cm でのガンマ線（2.5MeV）に対する減衰率

また、②及び③による CS ポンプ室内での線量率は、大飯 3,4 号機の場合、②は原子炉格納容器と CS ポンプ室の間には十分な厚さのコンクリートがあること、及び距離が確保されていることから $\leq 1\text{mSv/h}$ 、③は 0.15mSv/h （遮へい設計区分はVI区分中のIVに該当）となっている。

以上の結果より、CS ポンプ室における環境線量率は、約 4mSv/h 程度であり、線量率の観点から長時間にならない作業であれば、十分実施可能であると考えられる。



EL. 3.5 M EL. 10.0 M
〔 A : 格納容器スプレィポンプ室 B : 格納容器再循環ポンプ隔離弁 〕

図 5-1 (1) 原子炉格納容器と CS ポンプ室の位置関係

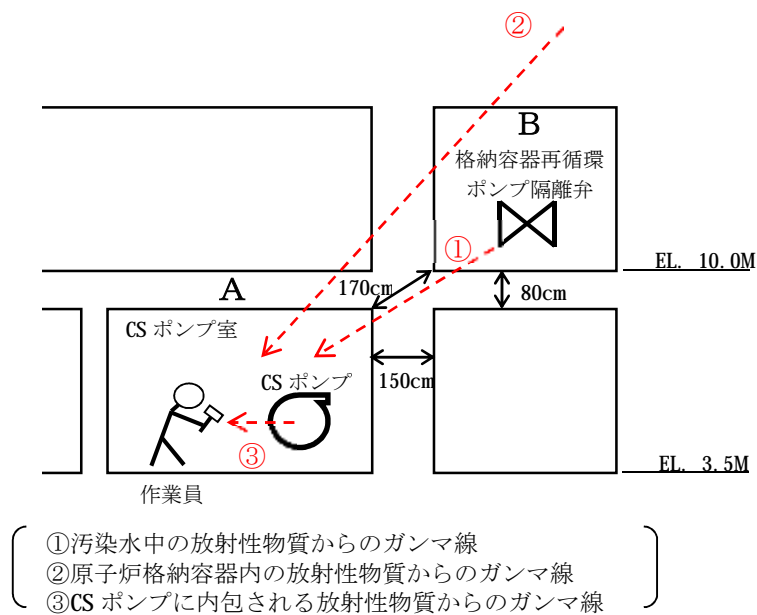


図 5-1 (2) CS ポンプ室と隔離弁の位置関係

6. まとめ

4. のとおり、**SA** 発生後の解析結果に基づき、炉心損傷による **FP** 析出物（さらに海水による腐食生成物）を考慮した場合でも格納容器スプレィポンプの必要 **NPSH** は確保され、再循環運転が可能であることを確認できた。

また、5. のとおり、**CS** ポンプ室における環境線量率から長時間にならない再循環系統の復旧作業であれば、実施可能であることを確認できた。

従って、新規制基準審査において中長期的に確認するとしたサンプスクリーンの **FP** によるデブリの影響（さらには海水の影響）については、**SA** 時に期待していない炉心損傷後の海水注入時のサンプスクリーンを使用した再循環運転を仮に行った場合においても、サンプスクリーンの再循環機能を喪失することはないものと判断する。

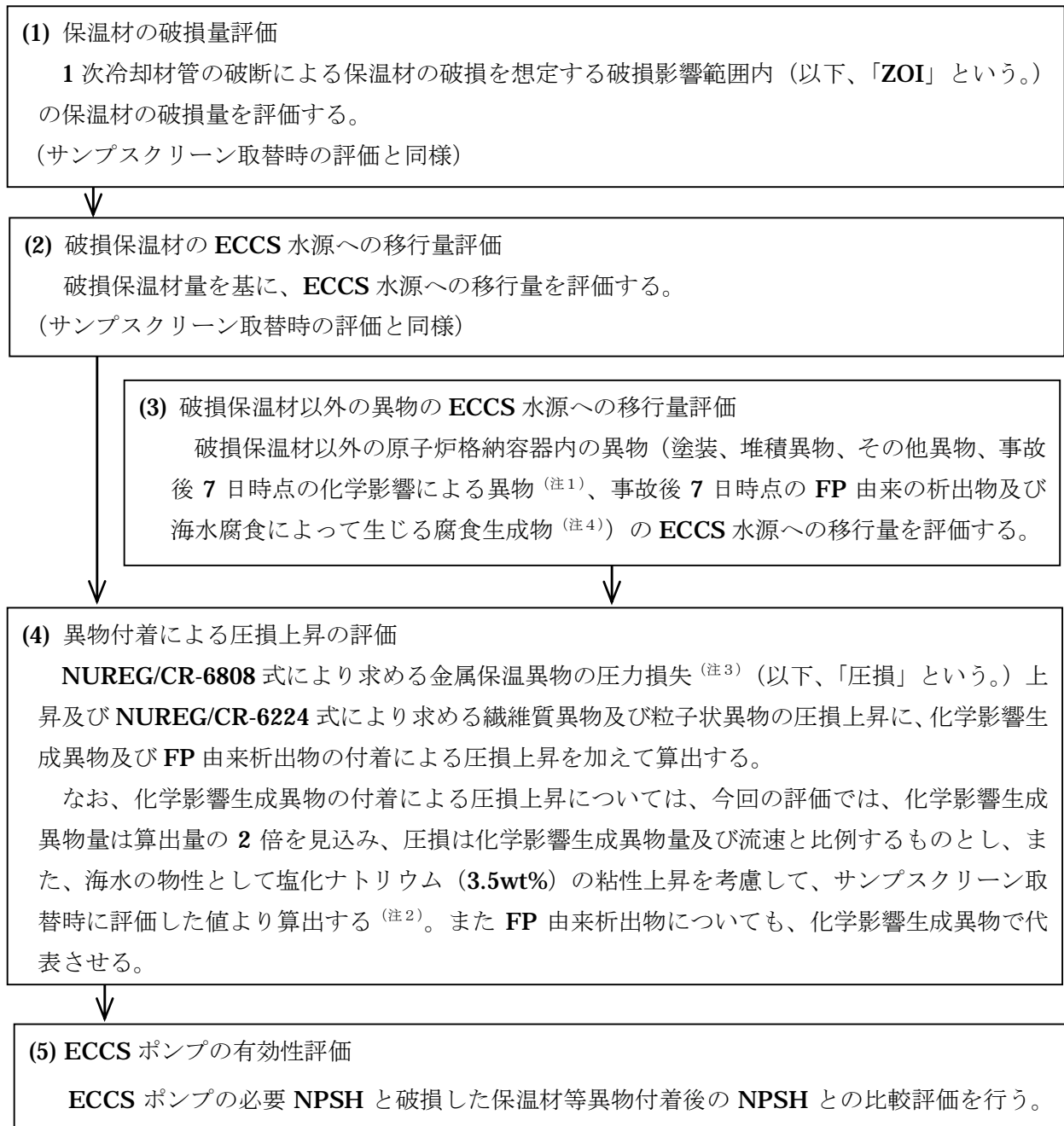
なお、サンプスクリーンの健全性については、国内外の研究成果や検討状況も踏まえて更なる安全性向上の観点での取組みとして、今後とも知見収集に努めていくこととする。

引用図書

- 1) Douglas W. AKERS et al., "TMI-2 CORE MATERIALS AND FISSION PRODUCT INVENTORY", Nuclear Engineering and Design 118(1990)451-461, North-Holland
- 2) KOO Yang-hyun et al., "Radioactivity release from the Fukushima accident and its consequences: A review" Vol.74 Page.61-70 (2014.07)
- 3) 白井浩嗣, 内田俊介, 他 "福島第一原子力発電所事故における放射性核分裂生成物放出挙動の検討 1.セシウム放出挙動の検討" 日本原子力学会春の年会予稿集 Vol.2014 Page.ROMBUNNO.M29
- 4) UCHIDA Shunsuke et al., "EVALUATION OF ACCUMULATED FISSION PRODUCTS IN THE CONTAMINATED WATER AT THE FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER PLANT" Nucl Technol Vol.188 No.3 Page.252-265 (2014.12)
- 5) IRID 発表資料 "汚染水処理二次廃棄物の放射能評価のための水処理設備出入口水の分析" 2016/3
- 6) A.-C. Grégoire, T. Haste, "Material release from the bundle in Phébus FP" ,Annals of Nuclear Energy 61 (2013) 63-74

以上

サンプルスクリーンの圧損評価方法



(注 1) ほう酸水にヒドラジンや苛性ソーダを添加した冷却材と、原子炉格納容器内構造物や破損保温材との化学反応（以下、「化学影響」という。）により発生する異物（以下、「化学影響生成異物」という。）

(注 2) 事業者で実施した検証試験において、圧損と流量が比例することを確認しており、圧損は流速に比例するものとして算出する。また、旧 JNES の「JNES-SS-1004 サンプストレーナ閉塞事象の化学影響に関する評価マニュアル」において、圧損は化学影響発生異物量の増加による比例関係より若干上回る傾向を示しているため、化学影響生成異物量を保守的に 2 倍見込む。

(注 3) 美浜 3 号機、高浜 1,2,3,4 号機、川内 1,2 号機以外は金属保温材を使用していないため、金属保温材による圧損上昇は評価に含めない。

(注 4) 海水腐食生成物は、鉄錆と考えられるため、粒子状異物の一つとみなす。

圧損評価の入力条件、及び評価

海水腐食生成物及び化学影響生成異物（FP 析出物含む）を考慮した圧損影響評価の入力条件を(1)～(5)に示す。

（圧損上昇の評価結果は表 4-2 のとおり）

(1) 系統流量の設定

系統流量は、事故発生後 7 日経過時に格納容器スプレイポンプ 1 台を作動させることを想定し、設定する。（RHR ポンプによる CV スプレイなども考えられるが、最も流量の大きい格納容器スプレイポンプの運転を仮定する。）

(2) 圧損評価水温

取替時工認、及び SA 時の再循環有効性評価と同じ 50°C を用いる。

(3) 圧損評価に用いる異物付着量

海水腐食生成物及び化学影響生成異物（FP 析出物含む）を除き、新規規制基準審査時と同じ異物量を用いる。海水腐食生成物及び化学影響生成異物（FP 析出物含む）は別途評価する異物量を用いる。

(4) 圧損評価に用いる海水の物性値

CV 内に仮に海水を注入した場合のシナリオで評価を実施することから、NUREG/CR-6224 式で考慮する水の密度 (ρ)、水の粘性係数 (μ) は以下の海水の値を使用する。

- ・海水の密度 (ρ) : 1,023.0 kg/m³ (@50°C)
- ・海水の粘性係数 (μ) : 水の粘性係数×1.06 = 5.798×10⁻³ (@50°C)

(5) 異物付着による圧損上昇の評価

a. 金属保温異物の付着による圧損上昇の評価

金属保温異物の付着による圧損上昇の評価は、ZOI 内に金属保温を有する美浜 3 号機、高浜 1,2,3,4 号機、川内 1,2 号機を対象に、NUREG/CR-6808 式で評価した値を用いるものとする（ポンプ流量が DBA 時に比べて減少するため、金属保温異物が付着した場合のスクリーン圧損は DBA 時より低下するが、保守的に取替時工認と同じ値を使用する。これにより評価結果は各プラント 0.001m の圧損上昇がある）

b. 繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇については、新規規制基準審査時と同じく、NUREG/CR-6224 にて示される評価式を使用して算出する。

評価に用いる繊維質異物と粒子状異物の種類及び量は、新規規制基準審査時における評価に加え、海水腐食生成物を粒子状異物として加えたものとする。

新たに評価を実施する海水腐食生成物の物性値を次表に示す（BWR 工認の鍍片と同じ）
NUREG/CR-6224 中の鉄鍍（Fe₂O₃, Fe₃O₄）の物性を使用する。

なお、炭素鋼やステンレス鋼の腐食生成物の形態は、生成経路や安定領域等により様々な形態をとり、複雑であるが、一般的に、高温環境において鍍色が赤褐色～黒色の場合は、ヘマタイト

(Fe_2O_3 : 赤褐色) や、マグネタイト (Fe_3O_4 : 黒色) と推定され、これは NUREG/CR-6224 で想定する鉄酸化物の形態と同じである。

表：海水腐食生成物の物性値

	海水腐食生成物
比面積 S_v (m^{-1})	6.0×10^5
粒子密度 ρ (kg/m^3)	5,190
充てん密度 (kg/m^3)	1,041
粒子径 (μm)	10

c. 化学影響生成異物による圧損上昇の評価

圧損は化学影響生成異物量に比例するとして評価を実施する。また、JNES 検証試験等に基づき、圧損は流速に比例するものとし、且つ海水による粘性の上昇 (6%) を考慮して化学影響生成異物が付着した場合のスクリーン圧損を算出する。

$$\text{評価式： 圧損上昇量} = \text{取替時工認の化学生成異物による圧損上昇} \\ \times \text{化学影響生成異物量の比}^*1 \times \text{流速比}^*2 \times 1.06$$

*1:化学影響生成異物量の比 = SA 時の化学影響生成異物量 / 取替時工認の化学影響生成異物量

*2:流速比 = SA 時のスクリーン通過流量 / 取替時工認のスクリーン通過流量

なお、FP 由来の析出物は、DBA 評価で用いている化学影響生成異物 (AlOOH) と等価の性状と設定する。

d. 金属保温、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

a.項に示す金属保温異物の付着による圧損上昇及び b.項に示す繊維質異物及び粒子状異物の付着による圧損上昇に、c.項に示す化学影響生成異物の付着による圧損上昇を加えて、金属保温、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇を算出する。

$$(\text{d 項} = \text{a 項} + \text{b 項} + \text{c 項})$$

海水腐食生成物(鉄錆)量の算出に係る想定(中長期課題3・4と中長期課題5との比較)

課題No.	中長期課題3,4	中長期課題5
想定シナリオ	格納容器除熱機能喪失 (炉心損傷防護)	格納容器加圧破損 (格納容器破損防護)
腐食想定箇所(SCV)	<p>代表: 高浜3号機</p> <p>④【燃料取替キャビティ】スプレイ運転が無いため対象外とする。</p> <p>②【保温材外装板】破断ジェットにより脱落する外装板を対象とする。(1ループ分のみ)</p> <p>③【RCS内表面】炉心注水(SIP)により海水が注水される。</p> <p>①【格納容器再循環サンプスクリーン】</p> <p>⑤【塗装剥離範囲】CV内再循環水液浸部のみを対象とする。(保守的に剥離範囲の半分(半球)の表面積とする。)</p>	<p>代表: 高浜3号機</p> <p>④【燃料取替キャビティ】スプレイ水に晒されるため全表面を対象とする。</p> <p>②【保温材外装板(代表してSGを着色)】スプレイ水に晒されるため、CV内全域の保温材を対象とする。</p> <p>③【RCS内表面】破断口又はメルトスルー部分から浸水するものとする。</p> <p>①【格納容器再循環サンプスクリーン】</p> <p>⑤【塗装剥離範囲】剥離範囲全表面を対象とする。</p>

課題No.		中長期課題3,4		中長期課題5	
想定シナリオ		格納容器除熱機能喪失 (炉心損傷防護)		格納容器過圧破損 (格納容器破損防護)	
発生源		表面積 [m ²]	海水腐食生成物(鉄錆)量 [kg]	表面積 [m ²]	海水腐食生成物(鉄錆)量 [kg]
①	再循環サンプスクリーン (ステンレス鋼)	2,700	158.0	2,700	224.9
	一般保温 (ステンレス鋼)	1,000	58.6	3,800	316.4
②	保温材 外装板	900	52.7	3,600	299.8
	RCS内表面				
③	Ni基合金 及び ステンレス鋼				
④	燃料取替キャビティ	—	—	930	77.5
⑤	塗装剥離範囲(炭素鋼)	390	570.5	780	1579.8
	合計	—	2,600	—	3,400

課題No.	中長期課題3.4	中長期課題5
想定シナリオ	格納容器除熱機能喪失 (炉心損傷防護)	格納容器過圧破損 (格納容器破損防護)
腐食想定 箇所 (PCCV)	<p>代表: 大飯3号機</p> <p>①【格納容器再循環サンプスクリーン】</p> <p>②【保温材外装板】 破断ジェットにより脱落する外装板を対象とする。(1ループ分のみ)</p> <p>③【RCS内表面】 炉心注水(SIP)により海水が注水される。</p> <p>④【燃料取替キャビティ】 スプレイ運転が無いため対象外とする。</p> <p>⑤【塗装剥離範囲】 CV内再循環水液浸部のみを対象とする。 (保守的に剥離範囲の半分(半球)の表面積とする。)</p>	<p>代表: 大飯3号機</p> <p>①【格納容器再循環サンプスクリーン】</p> <p>②【保温材外装板(代表してSGを着色)】 スプレイ水に晒されるため、CV内全域の保温材を対象とする。</p> <p>③【RCS内表面】 破断口又はメルトスルー部から浸水するものとする。</p> <p>④【燃料取替キャビティ】 スプレイ水に晒されるため全表面を対象とする。</p> <p>⑤【塗装剥離範囲】 剥離範囲全表面を対象とする。</p>

課題No.		中長期課題3,4		中長期課題5	
想定シナリオ		格納容器除熱機能喪失 (炉心損傷防護)		格納容器過圧破損 (格納容器破損防護)	
発生源		表面積 [m ²]	海水腐食生成物(鉄錆)量 [kg]	表面積 [m ²]	海水腐食生成物(鉄錆)量 [kg]
①	再循環サンプスクリーン (ステンレス鋼)	2,700	158.0	2,700	224.9
	一般保温 (ステンレス鋼)	1,000	58.6	3,800	316.4
②	保温材 外装板	900	52.7	3,600	299.8
	RCS内表面				
③	Ni基合金 及び ステンレス鋼				
④	燃料取替キャビティ	—	—	930	77.5
⑤	塗装剥離範囲(炭素鋼)	390	570.5	780	1579.8
	合計	—	2,600	—	3,400

F P 析出量に係る算出の考え方

今回の **FP** 析出量評価 (**16kg**) は、全 **FP** 量 (燃料から燃料外 (気相及び液相への放出されるもの全て) を対象とし、燃料外への放出量を評価したうえで、各核種の温度変化による溶解度を踏まえて算出しております。(参考に、算出過程を下図に示しました。)

【各算出過程におけるFP成分の溶解量】

- ① **FP** インベントリー量の評価
- ② 全 **FP** 量のうち燃料外放出量を文献調査により設定
- ③ 燃料外放出量のうち、水中に溶解する量を評価

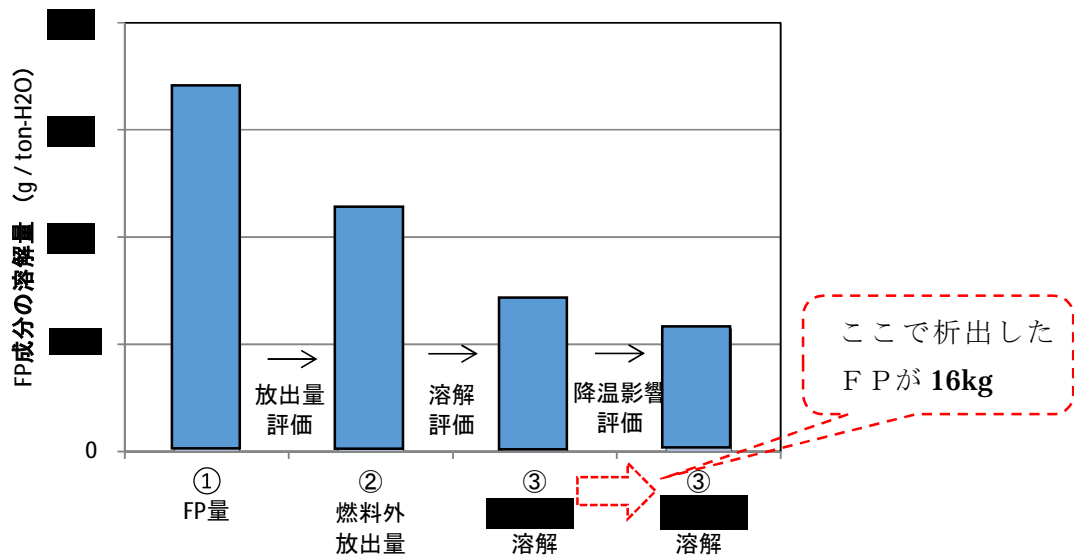


図 各算出過程における **FP** 成分の溶解量