

福島第一原子力発電所における 燃料デブリ取り出しの安全確保策のあり方

2025年2月4日

東京電力HD株式会社
福島第一廃炉推進カンパニー

本日の意見交換のポイント

福島第一原子力発電所（1F）の特性や現状を踏まえた安全確保策に係る当社の考え方（以下4点）について、認識を確認したい。

1. 事故の発生により現在の福島第一（1F）が放射性物質を環境中に放出してしまうおそれは、通常の原子力発電所よりも小さい。
2. 現在の1Fにおいて、燃料デブリは格納容器内に安定状態にあり、取扱い等の状態変化がなければ、使用済燃料（SF）と比較して安全性は同等と考えて差しつかえない。
3. 1、2があるなかで、不確かさをカバーするための条件設定に際して従来からのプラクティスに倣い場合によっては実態とはかけ離れた想定の下に安全評価を実施し、安全対策を実施してきた。
4. 廃炉の実施主体として、今後は、廃炉の全体期間に亘るリスクの低減を視野に入れ、1Fサイトの特性を踏まえた技術的知見の調査・拡充を行うとともに、工学的に精査した設計、評価、申請に努めてまいりたい。

1. 通常の発電所と現在の1Fが内包する危険性の比較 **TEPCO**

- ◆ 通常の発電所の燃料は、停止直後でも発熱量が大きいいため、冷却しなければ安定を維持できない。
- ◆ 現在の1Fの燃料デブリは、発熱量が小さく冷却しなくても安定を維持できる。



停止直後の通常の発電所に比べ、現在の1Fは除熱の点ではるかに大きな余裕がある

- 停止直後の発電所、現在の1Fの双方について冷却が途絶えた場合の温度上昇を評価
 - 単純化したマクロな体系（燃料（デブリ）、RPV系、PCV系のヒートバランス）で評価
 - 燃料（デブリ）温度について、
 - 燃料（デブリ）発熱として、ORIGEN2により評価した崩壊熱
 - 燃料（デブリ）からの除熱、放熱として、燃料からの輻射を想定（燃料（デブリ）表面からの熱伝達は輻射と比べ軽微なため考慮せず）
 - 燃料（デブリ）正味の発生熱量（発熱量－除熱・放熱量）を評価し、燃料（デブリ）の熱容量から燃料（デブリ）温度を予測
 - 評価モデルを参考図1に示す。

1. 通常の発電所と現在の1Fが内包する危険性の比較 **TEPCO**

■ 評価結果（図1参照）

（1）停止直後の発電所

- 停止直後の熱量は、RPV内保有水の沸騰・蒸発に使われる。概算では4時間ほどで燃料（燃料有効長下端）が冷却材から露出する。
- 燃料が露出すると燃料温度が急上昇し、水-Zr反応が顕著になる1200℃に約50分で到達し、熱暴走に至る。
- 水-Zr反応による反応熱（それまで燃料過熱に要した崩壊熱の5～6倍程度）で、更に燃料温度が上昇し燃料溶融に至る。

（2）現在の1F

- 注水が途絶えると燃料デブリ温度が上昇するが、自然冷却により、燃料温度の上昇は徐々に緩やかになる。
- 燃料デブリ温度は約240℃で上昇が止まり、熱暴走に至る温度（1200℃程度）より十分低い温度で静定する。

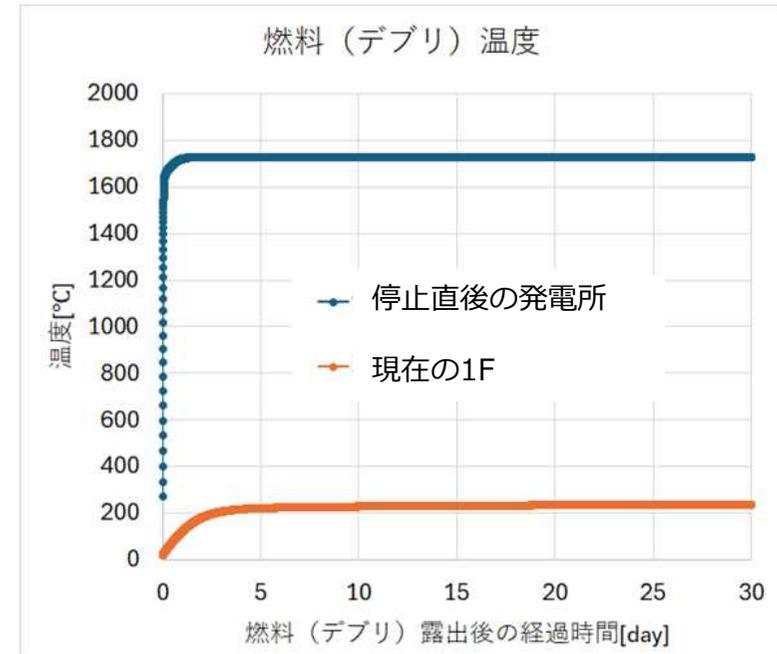


図1 燃料（デブリ）の温度変化

※本評価は、水や空気による冷却を考慮しない極端な条件設定で評価したもの

2. SFと燃料デブリの比較

SFと燃料デブリの放射性物質成分の特徴・差異から、両者の安全性を比較する。

■ SFと燃料デブリの放射性物質成分の特徴、差異

- SF、燃料デブリともに、現状は長時間経過によって、放射性物質の99%以上が放射性壊変で消失している（図2参照）。
- さらに、燃料デブリについては、事故に伴う放出（希ガス、Cs）、冷却水への移行（Cs、Sr）によって、放射性物質が大きく減少している（容易に放出、移行する成分は既に放出、移行してしまっている状況）（表1参照）。



■ 燃料デブリの安全性はSFと同等と考えて差しつかえない。

【臨界】核燃料物質の成分（表1のActinides）は同等だが、燃料デブリは上記比較で考慮していない構造材成分を含むと考えられる。

→臨界の点で燃料デブリの安全性はSFと同等と考えて差しつかえない。

【冷却】放射性物質の大幅減少に伴い、崩壊熱も大幅（1/1000以下）に減少（図3参照）している。

→冷却の点で燃料デブリの安全性はSFと同等と考えて差しつかえない。

【閉じ込め】燃料デブリは被覆管で覆われていないが、格納容器内に安定した状態※であり、希ガスなど容易に放出、移行するものは既に放出、移行してしまっている。

→閉じ込めの点で燃料デブリの安全性はSFと同等と考えて差しつかえない。

※取り扱い等の状態変化にあたっては安全性を改めて確認する

2. SFと燃料デブリの比較

表1 現状のSF／燃料デブリの放射性物質成分※1

	10年後の放射性物質成分 (3号機1炉心相当分)	
	SF	燃料デブリ
Actinides 主要核種		
Pu 241	1.95.E+08 GBq	→ 同等
Pu 238	5.63.E+06 GBq	→ 同等
Pu 240	1.36.E+06 GBq	→ 同等
Pu 239	1.05.E+06 GBq	→ 同等
Am 241	4.52.E+06 GBq	→ 同等
FP 主要核種		
Cs 137	1.91.E+08 GBq	→ ~80%減
Sr 90	1.42.E+08 GBq	→ ~20%減
Pm 147	3.03.E+07 GBq	→ 同等
Kr 85	1.55.E+07 GBq	→ 100%減

◆ 表1のSF、図2、3は、ORIGEN2による評価“JAEA-Data/Code 2012-018,福島第一原子力発電所の燃料組成評価”より引用

◆ 表1の燃料デブリは、図4等をもとに評価

- Actinidesは、燃料デブリからの放出はほとんどなく、SFと同等
- FPは、Cs137が80%減、Sr90が20%減、希ガスであるKr85は全量放出、Pm147はSF同等だがもともと低エネルギーβ放出核種で放射線影響は小さい。

※1 燃料デブリの放射性物質成分

SFの放射性物質成分（放射線壊変分を減じたもの）から燃料破損、溶融、冷却水等への移行に伴う放出分を引いたもの

2. SFと燃料デブリの比較

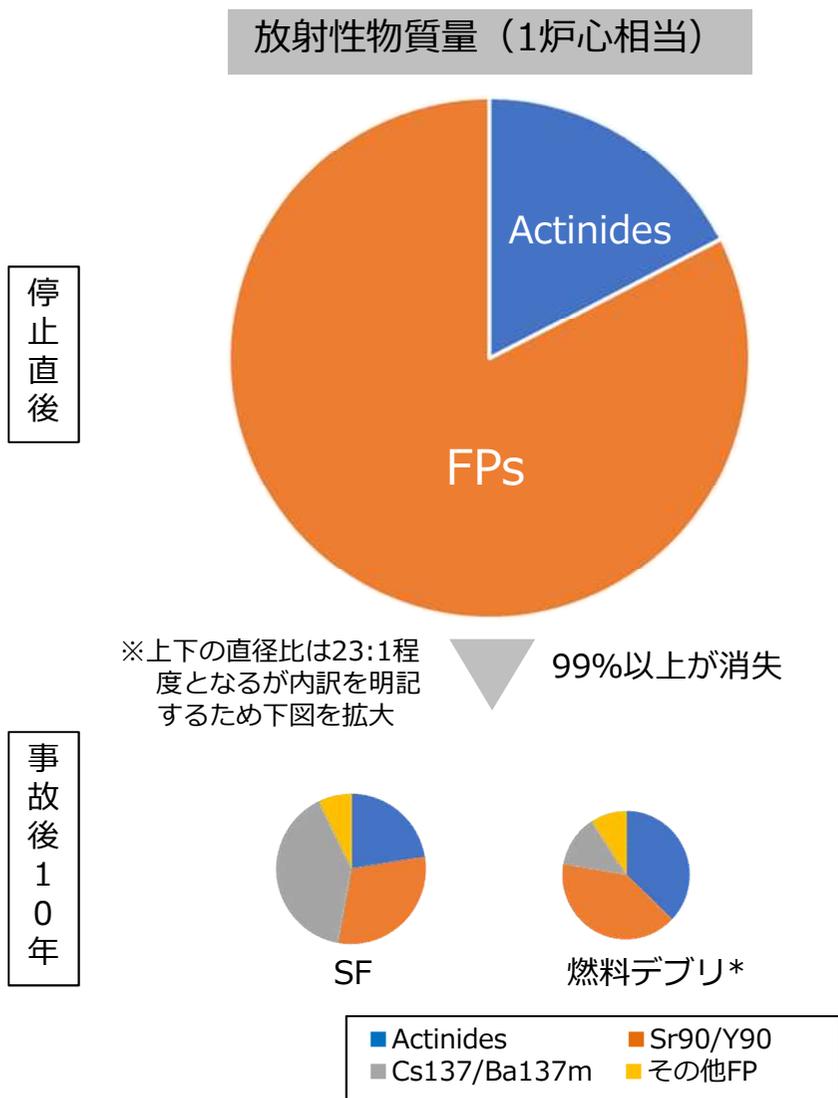


図2 放射線壊変による放射性物質質量の変化

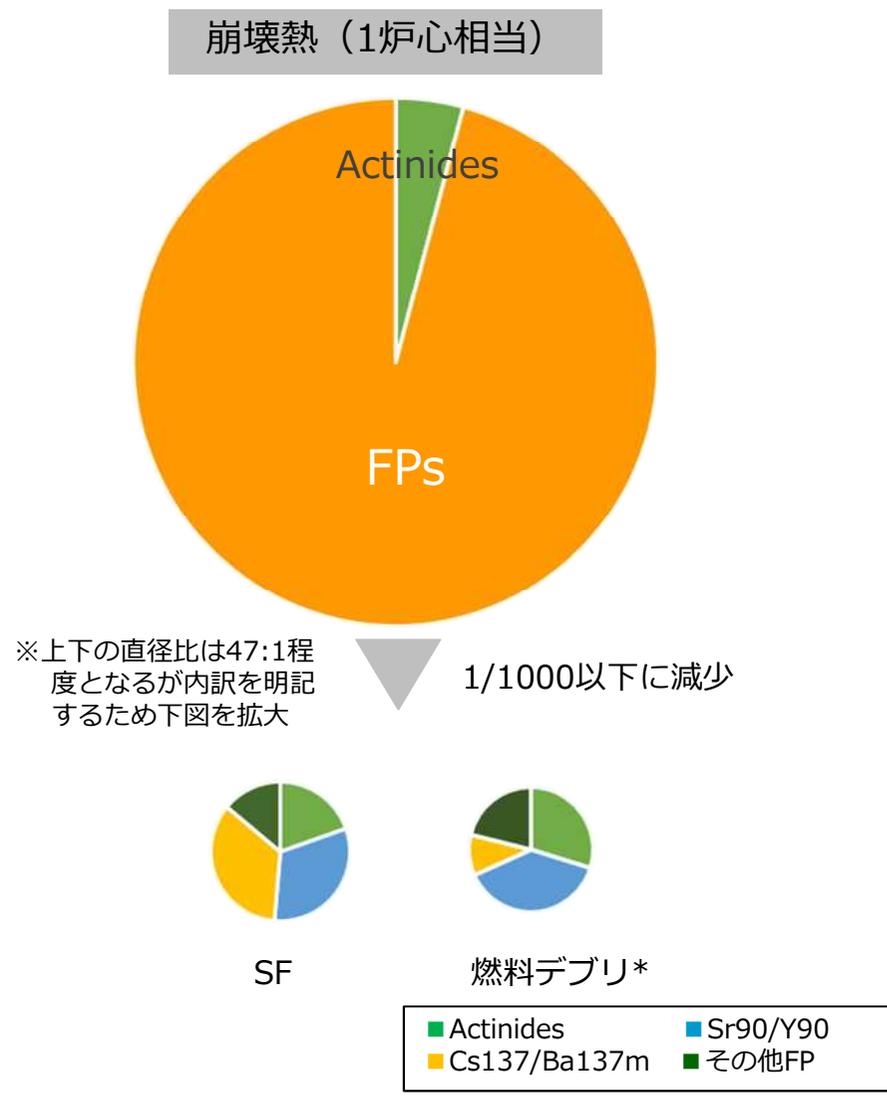


図3 放射線壊変による崩壊熱の変化

*燃料デブリは、Cs137の80%減、Sr90の20%減等を考慮

2. SFと燃料デブリの比較

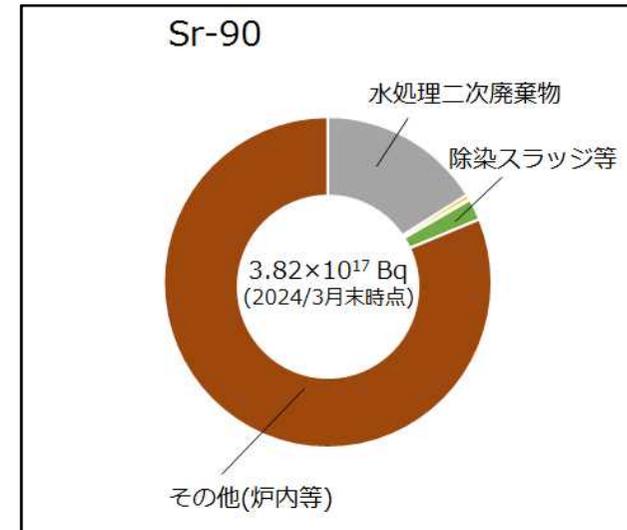
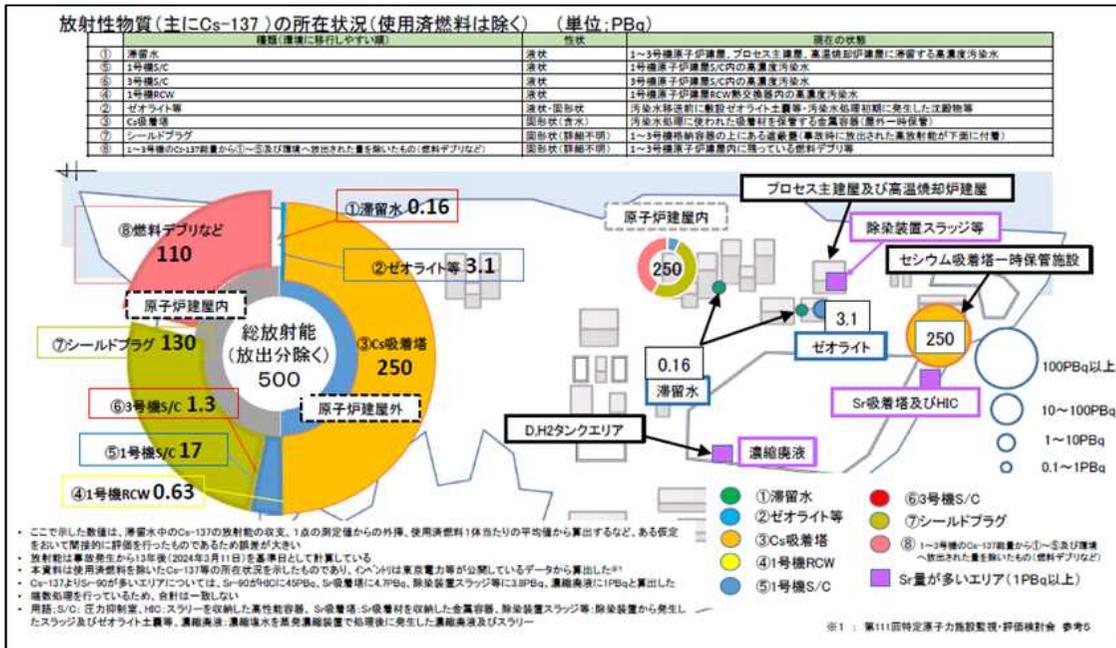


図4 (2) Sr90所在状況

図4 (1) Cs137所在状況(原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ(2024年3月版)より引用)

3. 安全評価事例

(燃料デブリを保管する設備を対象としたケーススタディ)

■ 被ばく評価結果

評価：数十cm厚の鉄セルに開口は生じないと考えるが、閉じ込め機能、遮へい機能が全て失われたとした場合

	被ばく線量[mSv/事象]			耐震クラス
	閉じ込め	遮へい	合計	
評価	2.2	2.7	4.9	S

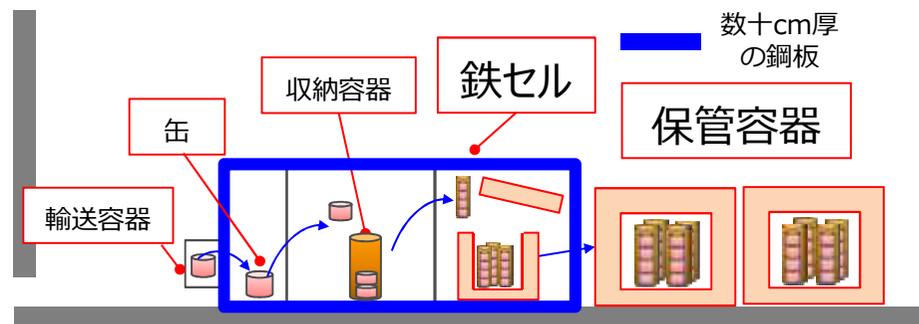
■ 設備のイメージ(右下図)

取扱量

- ・鉄セル内：吊り上げ状態の缶1体(3kg)、静置状態の缶4体(12kg)、蓋締め前の保管容器に静置している収納容器3体(36kg)
- ・保管エリア：蓋締め後の保管容器を静置(収納容器250体分、3トン)

各容器に期待する機能

	閉じ込め	遮へい	
缶	なし	なし	
収納容器	あり	なし	落下しても構造健全性を維持する設計とする
保管容器	あり	あり	<ul style="list-style-type: none"> ・遮へい厚さを確保した重厚な設計+フィルタ ・収納容器間の距離を確保し未臨界を維持



注) 本スライド以下に示した燃料デブリを保管する設備に関する設計や評価は、ケーススタディであり、今後の検討によって変更となる可能性がある

3. 安全評価事例

(燃料デブリを保管する設備を対象としたケーススタディ)

■ 設備内での作業イメージ

- 輸送容器で輸送した缶を1体ずつ鉄セルに受け入れ
- 缶4体を収納容器に格納（格納の際に缶を1体ずつ吊り上げる）
- 収納容器4体を保管容器に格納し蓋締めする（格納の際に収納容器を1体ずつ吊り上げる）
- 保管容器を鉄セル外に移送し保管
- 缶、収納容器は、吊り上げ状態以外にも鉄セル内に静置しているものが存在する

■ 評価

数十cm厚の鉄セルに開口は生じないと考えるが、閉じ込め機能、遮へい機能が全て失われたとした場合

【シナリオ】地震に伴う、落下によるダスト飛散(吊り上げ状態の缶、収納容器)、振動によるダスト飛散(静置状態の缶、収納容器、保管容器)

【インベントリ】鉄セル内に同時に存在する缶、収納容器の数量を吊り上げや静置状態から設定。燃焼度は容器(缶、収納容器、保管容器等)の容器容量に応じて設定

【評価対象核種】核燃料物質やFPの55核種。構造材の混合は考慮せず(平均的には燃料デブリの約2/3は構造材やコンクリートと推定され、事故に伴うCs、Srの燃料外への放出も考えると保守性あり)

【設計】収納容器は取り扱い高さからの落下で構造健全性(閉じ込め)を確保する。保管容器は水素排気のためのベントフィルタを通じた放出のDF1000を確保する

【運用の制限】缶と収納容器の同時吊上げを制限する→落下は仮評価で厳しい缶で代表する

3. 安全評価事例

(燃料デブリを保管する設備を対象としたケーススタディ)

■ 評価パラメータの設定

インベントリ	事象	気相部への移行割合 (ARF) および内部被ばくへの寄与割合 (RF)	放出割合	被ばく線量 [mSv/事象]
吊り上げ状態の缶 [1体 (3kg)]	落下	最大吊り上げ高さ1mからの落下を想定 DOEハンドブックの粉体の自由落下に対する飛散率評価式に基づき算出 ARF: 2.7×10^{-5}	1	1.3
鉄セル内に静置している缶 [4体 (12kg)]	振動	DOE ハンドブックの粉体の地震振動に対する飛散率 ARF: 1.0×10^{-4}	0.01	0.2
蓋締め前の保管容器に静置している収納容器 [3体 (36kg)]	振動	↑同上 ARF: 1.0×10^{-4}	0.01	0.6
保管エリアに静置している保管容器 [収納容器250体分 (3トン)]	振動	↑同上 ARF: 1.0×10^{-4}	10^{-5}	0.013
合計	—	—	—	2.2

鉄セル内

4. 前項安全評価の問題点・課題・対応（1）

■ 前項（3. 安全評価事例）の問題点：

- 実態を離れた想定、すなわち地震によって大きな開口の発生が考えられない鋼板について、鋼板の存在を無視し、閉じ込め、遮へいが完全に失われるという想定、での評価を実施していること。
- このような実態を離れた想定をした安全評価は、結果的に、必要以上に重厚な安全対策（例えば、本来なら不要の耐震Sクラスの構築物設置）をもたらす。
- 実態を離れた想定、それがもたらす必要以上に重厚な安全対策は、廃炉行程全体の最適化や、思考を巡らし改善の道を探る妨げとなるおそれがある。また、実施が現実的に困難な安全対策※をもたらす場合もある。

※ 燃料デブリ取り出しを行う上で原子炉建屋の周辺に構築物を設置する場合には、高濃度の滞留水を貯留する原子炉建屋地下からの漏えいを確実に防止する必要があり、隣接する建屋の地下階を活用することなども含め、確実な施工法と適切な安全評価に基づく耐震設計の両立が必要である。

4. 前項安全評価の問題点・課題・対応（2）

■ 実態を離れた想定での評価の背景にある課題：

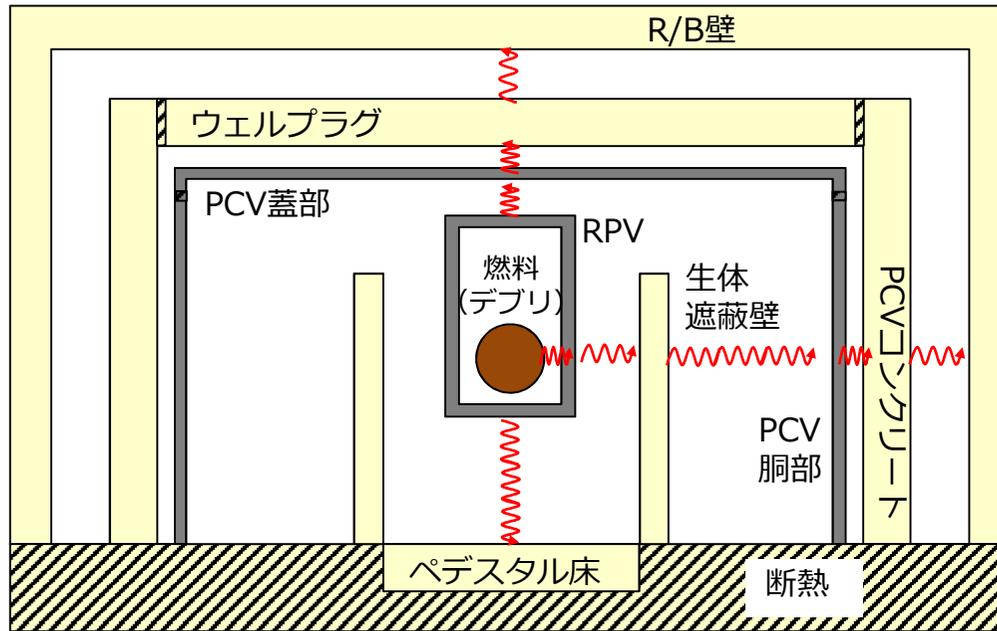
- 安全評価の条件等設定に当たって、事故炉である1Fに、以下のような大きな不確かさがあること
 - ・ 現場アクセス、計装が制限されていることから利用可能データ、情報が十分でない
 - ・ 設計当初の想定を大きく超える事故後の対応である（事前に計画された対応でない）ことからデータ、情報の蓄積も十分でない
- 不確かさを安全側に包絡する条件設定をすることは発電所では一般的プラクティスであること、さらには、条件設定の妥当性立証が容易であること

■ 問題点解消に向けた課題（不確かさ）への対応：

- 安全評価（安全対策の検討）を行うに当たって利用可能なデータ、情報が絶対的に不足している状況に対して、廃炉の全体期間に亘るリスクの低減を視野に入れ、1Fサイトの特性を踏まえ、事業者として、
 - ・ 国内外既存知見調査
 - ・ 実証試験や数値シミュレーション

等を行い、適用可能と考えるデータ、情報、それらを補完する工学的判断に基づいた設計、評価、申請に努める

参考図1 燃料（デブリ）温度評価モデル



参考図1 燃料（デブリ）温度評価モデル

＜燃料（デブリ）からの熱輸送モデル＞

- 熱伝導…保守的に考慮しない
- 熱伝達…非支配的※なため考慮しない
- **輻射…考慮する**
 - ✓ 燃料（デブリ）→RPV→PCV蓋部→ウェルプラグ→R/B壁
 - ✓ 燃料（デブリ）→RPV→生体遮蔽壁→PCV胴部→PCVコンクリート→R/B壁
 - ✓ 燃料（デブリ）→RPV→ペDESTアル床

※熱伝達と輻射を比較すると、基本的には輻射の方が大きく、燃料温度が数百℃の領域では数倍～数十倍大きくなる。熱伝達を考慮すると、空間部へ伝熱する分だけ放熱が促進されるが、空間部の熱容量が小さいため、効果は限定的。

（参考）評価モデルで使用している主な数値

- 燃料（デブリ）の崩壊熱
 - 炉停止直後（停止後1時間～1日）：16.6MW（原子炉熱出力の0.7%）
 - 現状の崩壊熱：62.9kW（原子炉熱出力の0.003%）
- 伝熱面積
 - 燃料（デブリ）の伝熱面積：22.1m²（UO₂物質質量と理論密度から定まる体積球の表面積）
- 輻射条件
 - 各面間の形態係数は1、黒体輻射（ $\epsilon=1$ ）を設定
- その他
 - RPV保有水量（同型プラントの保有水量を出力比で調整）…輻射の熱輸送モデルでは非考慮
 - 通常水位からRPV下端まで274m³
 - 通常水位から有効燃料長下部（BAF）まで182m³
 - 燃料（107ton）の熱容量 45.1GJ/1000℃