

第26回 1F廃炉の先研究会

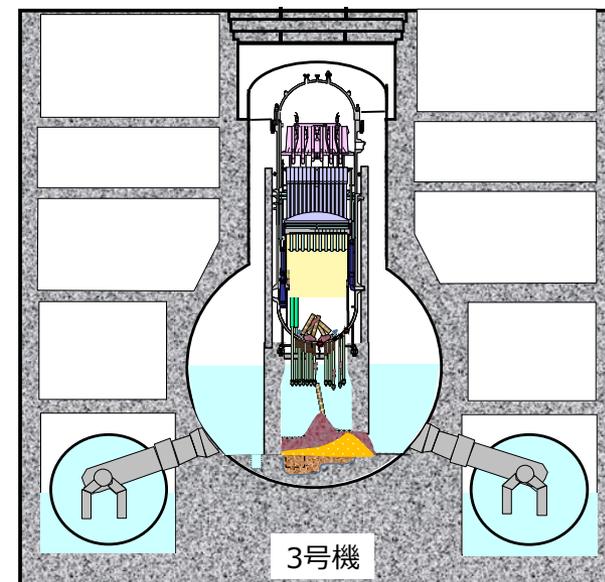
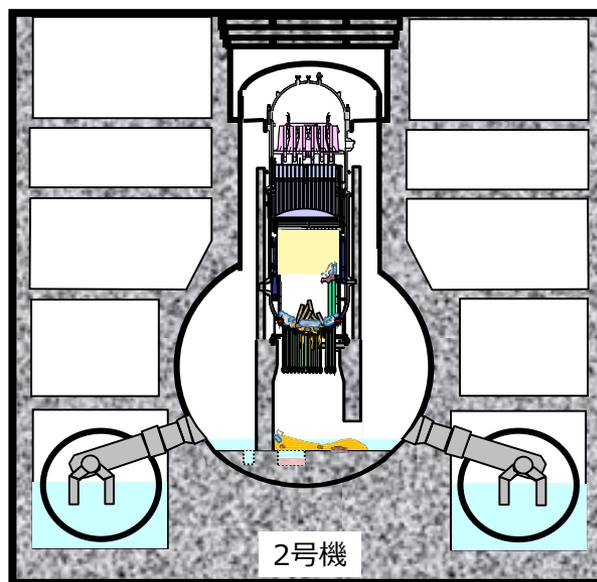
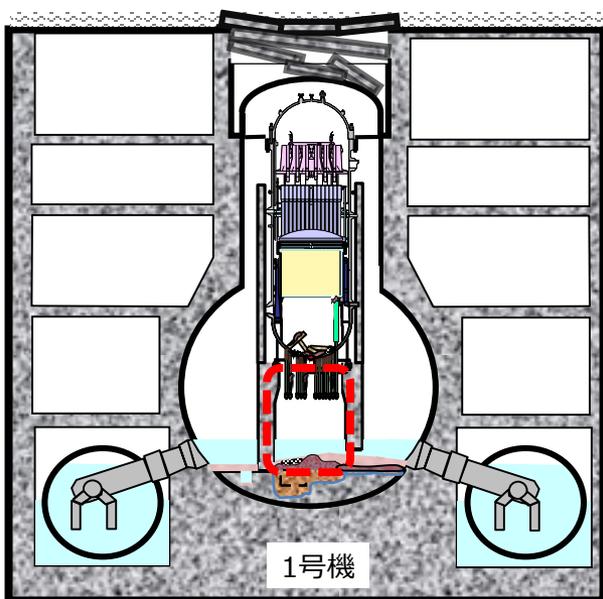
1F・1号機の内部調査結果の見方 ：1号機の耐震評価 を考える

2023年7月24日

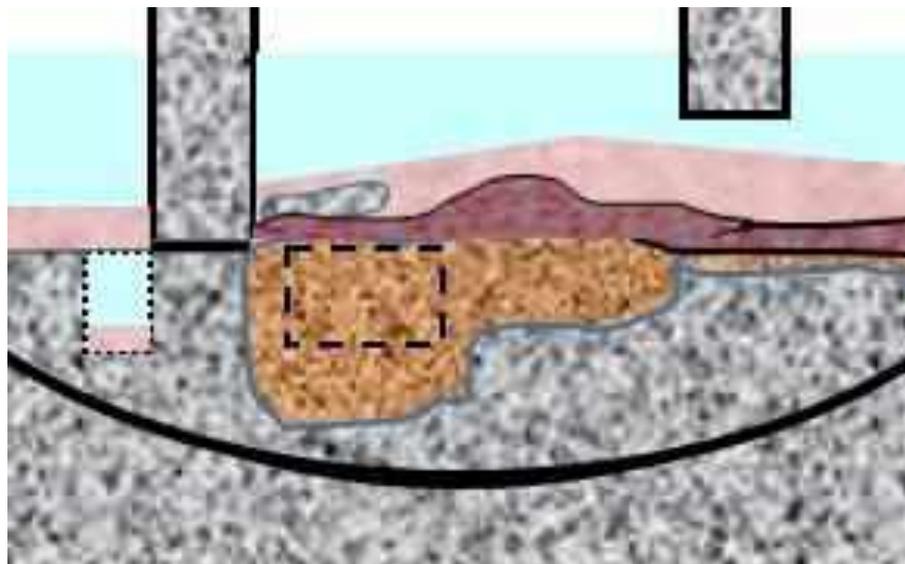
東京電力ホールディングス
福島第一廃炉推進カンパニー
溝上 伸也

1～3号機の状態（現在の推定図）

	燃料デブリ分布			格納容器水位	
	炉心部	圧力容器底部	格納容器	ドライウェル水位※	圧力抑制室水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	約2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨ 少ない	多い ∨ 少ない	少ない ∧ ある程度	約0.3m	中間
3号機				約6m	満水

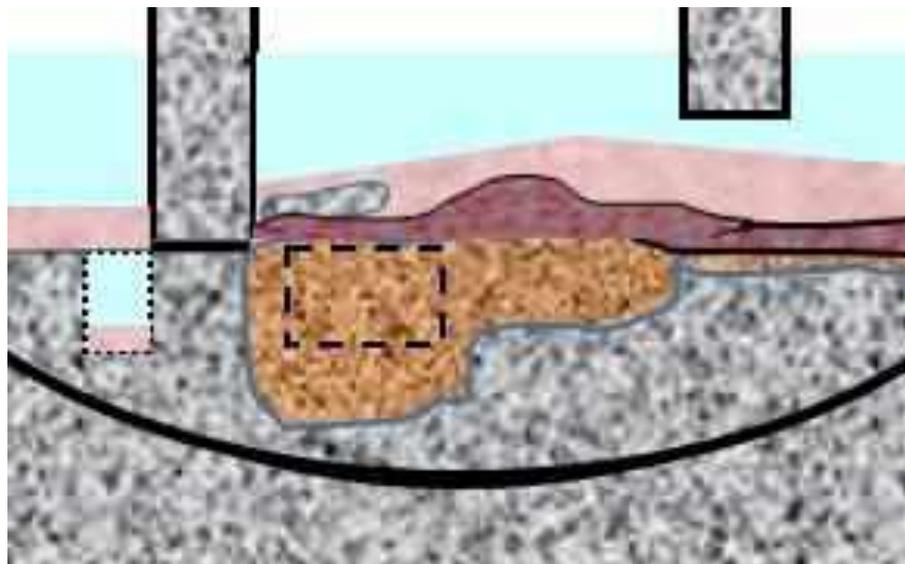


※ 2021年1月時点の水位（2021年2月13日に発生した地震の影響により1号機と3号機の格納容器（ドライウェル）水位は変化）



MCCIをチャイナシンドロームと結びつけて、どんどん地下深くまでコンクリートを侵食していくイメージをもっている方もおられるが、溶融燃料は下方方向だけでなく、横方向にもコンクリートを侵食することが知られている。





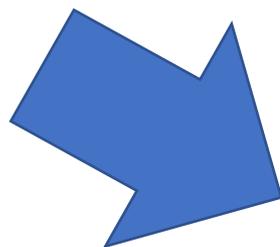
ペDESTアル、インナースカートとは何か



ペDESTアルを取ると？

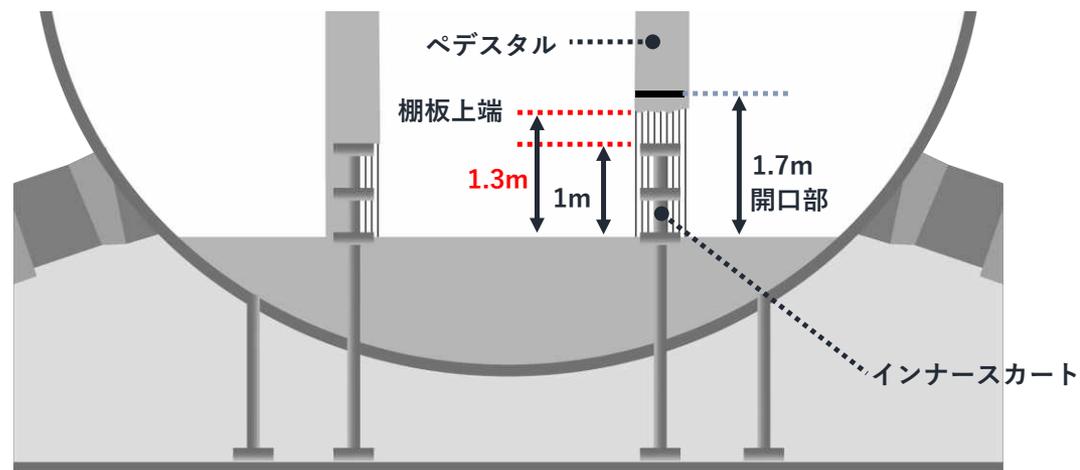


コンクリートをはがすと



インナースカート役割

下から見ると



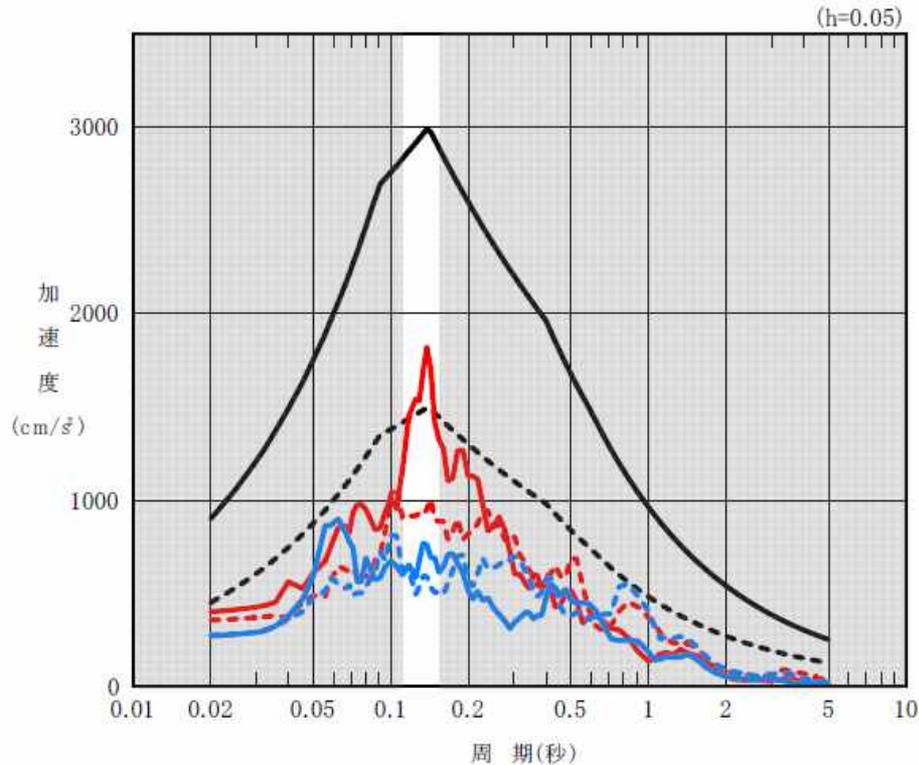
- PCVスカートとインナースカートは頑丈な基礎マットに接続され、PCVとペDESTALを支えている。
 - ペDESTALコンクリートはコンクリート成分の喪失部分があるため、構造としては弱くなっている。
- 一方で
 - インナースカートに大きな変形はないので、インナースカートにかかる荷重は設計条件と大きく変わらない。

過去に経験した強い地震（第101回特定原子力施設監視・評価検討会資料）

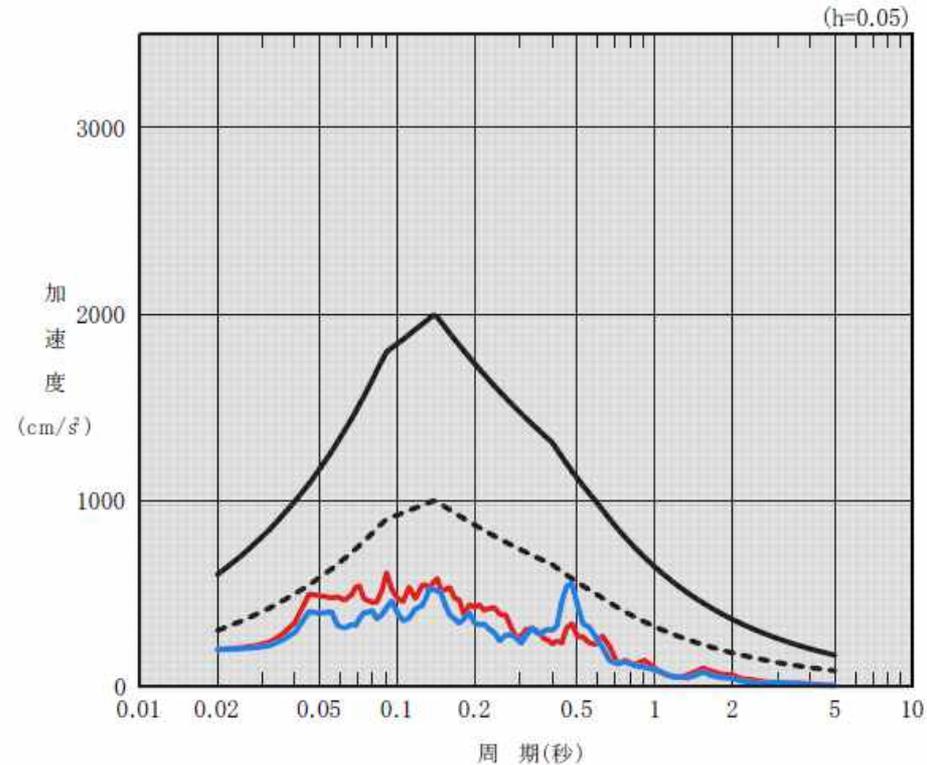
自由地盤系南地点はぎとり波の推定（加速度応答スペクトル）

- Ss900(検討用地震動①H)
- - - 1/2検討用地震動①H
- 3月16日地震 はぎとり波 (NS方向)
- - - 3月16日地震 はぎとり波 (EW方向)
- 2月13日地震 はぎとり波 (NS方向)
- - - 2月13日地震 はぎとり波 (EW方向)

- Ss900(検討用地震動①V)
- - - 1/2検討用地震動①V
- 3月16日地震 はぎとり波 (UD方向)
- 2月13日地震 はぎとり波 (UD方向)



はぎとり波と検討用地震動の比較
(水平方向)



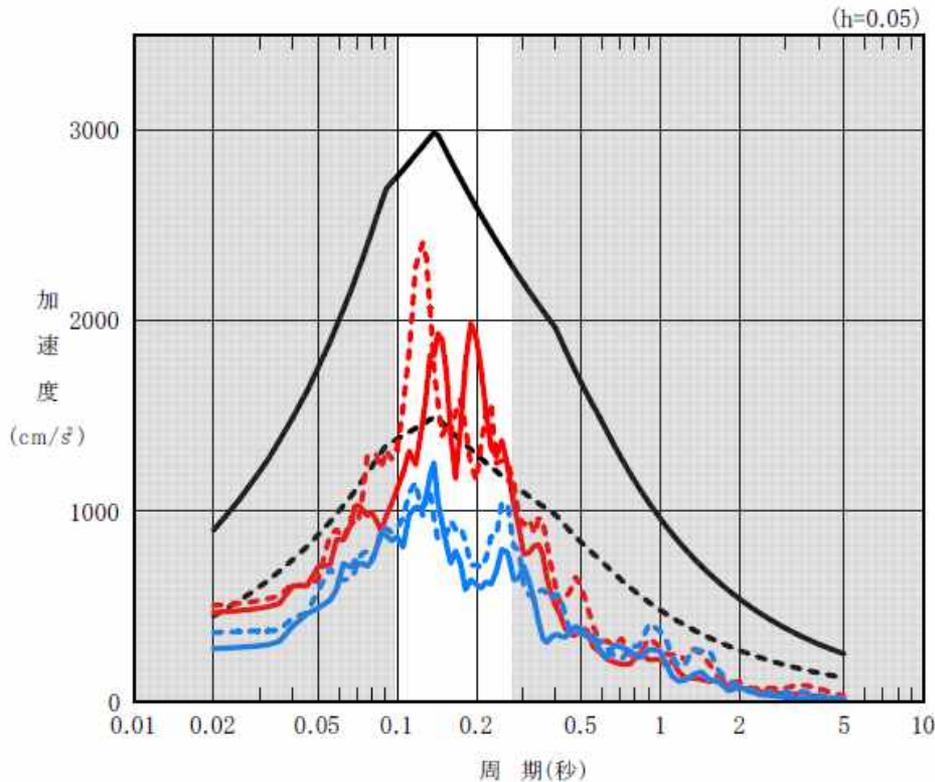
はぎとり波と検討用地震動の比較
(鉛直方向)

過去に経験した強い地震（第101回特定原子力施設監視・評価検討会資料）

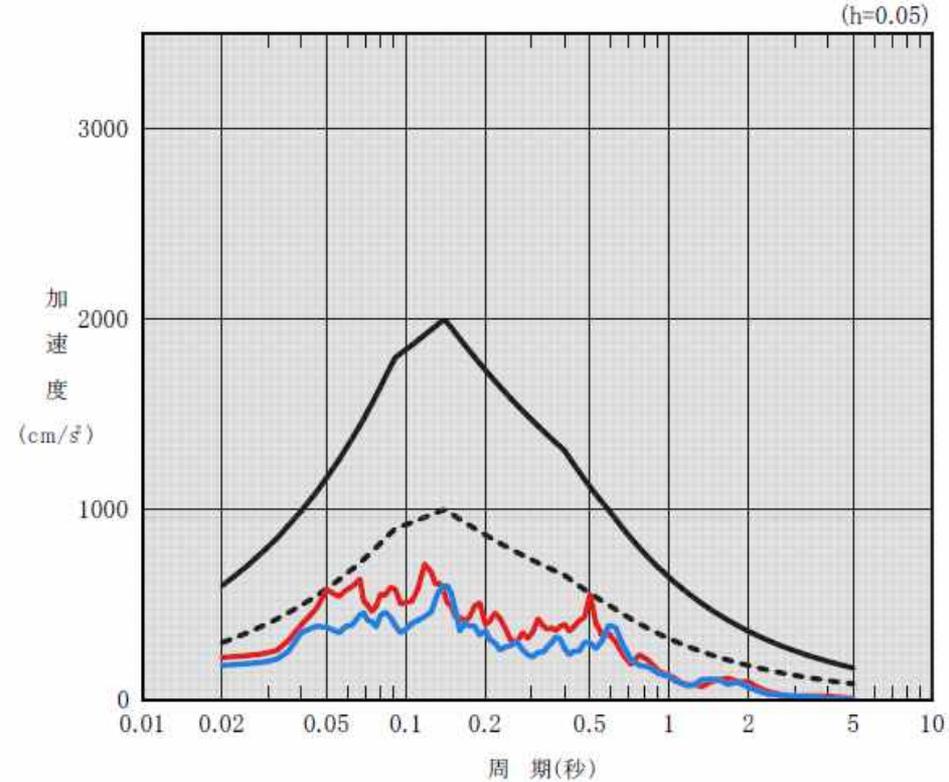
自由地盤系北地点はぎとり波の推定（加速度応答スペクトル）

- Ss900(検討用地震動①H)
- - - 1/2検討用地震動①H
- 3月16日地震 はぎとり波 (NS方向)
- - - 3月16日地震 はぎとり波 (EW方向)
- 2月13日地震 はぎとり波 (NS方向)
- - - 2月13日地震 はぎとり波 (EW方向)

- Ss900(検討用地震動①V)
- - - 1/2検討用地震動①V
- 3月16日地震 はぎとり波 (UD方向)
- 2月13日地震 はぎとり波 (UD方向)



はぎとり波と検討用地震動の比較
(水平方向)



はぎとり波と検討用地震動の比較
(鉛直方向)

(参考) 東日本大震災における地震動

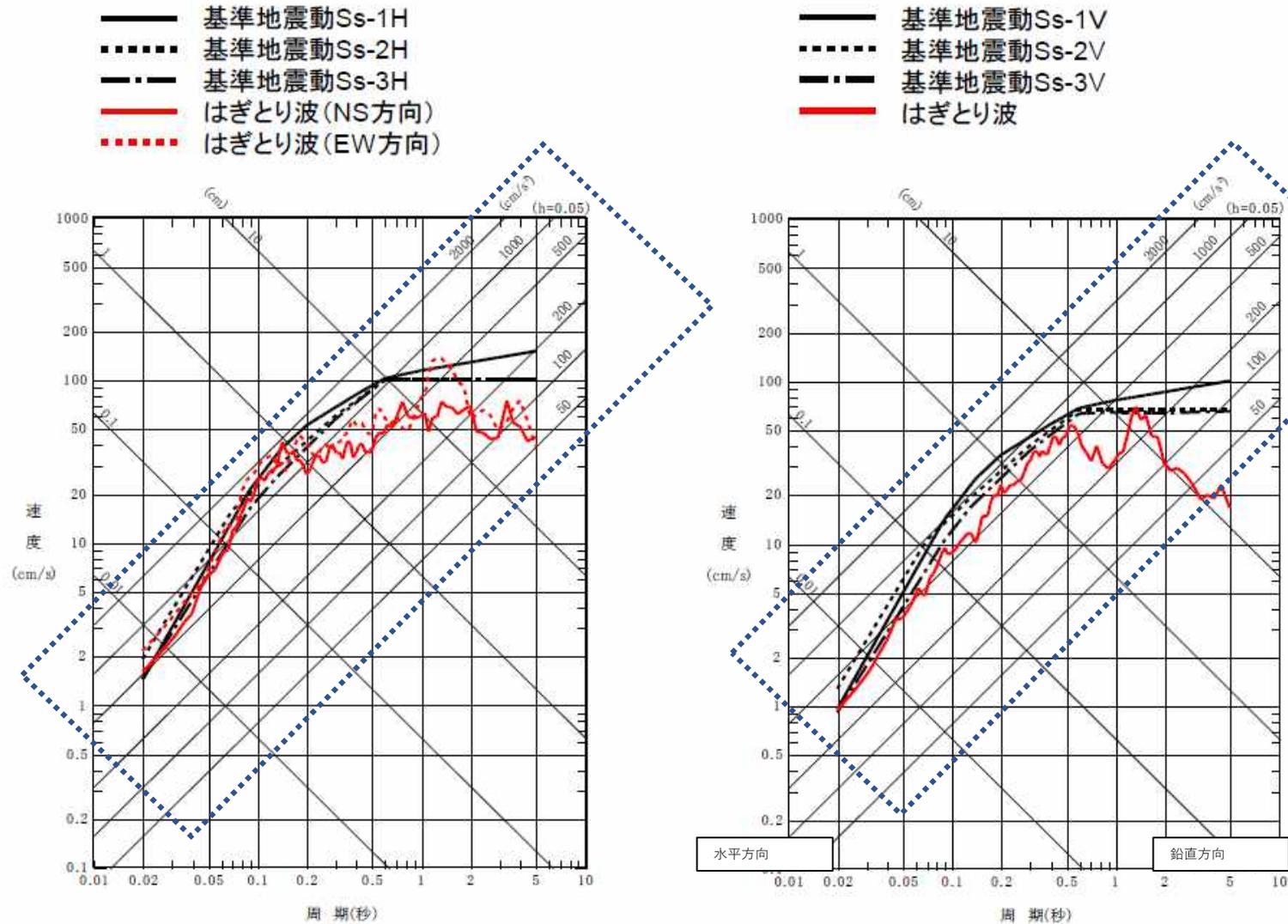
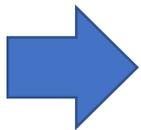


図3 2011年3月11日地震動（はぎとり波）と旧Ss600galのスペクトル比較

* : 基準地震動は600galであることに注意

過去の地震経験の位置づけ

- 2022年3月16日の地震はかなり大きな地震
(一部の周波数領域においてはと3.11地震と近い規模)
 - この規模の地震では壊れないという経験則にはなる
 - 経験したことのある地震が起こり得る最大の地震なのか？
地震の経験による劣化を想定すると次の地震には耐えられないのでは？
といった疑問には答えようがない
- どの規模の地震でどの程度の影響があるかは解析コードで評価することが可能
 - 入力条件、解析モデル、判断基準に不確かさがあり、100%正しい評価は困難
 - 結果が厳しくなるように設定することが多いため、極端なケースでは
実際の地震には耐えても、評価上は耐えられないとなることも



原子力安全の考え方では、このような場合には前段の結果を否定をしてより厳しい状態を考慮して、結果の重大性を考慮する方法をとる

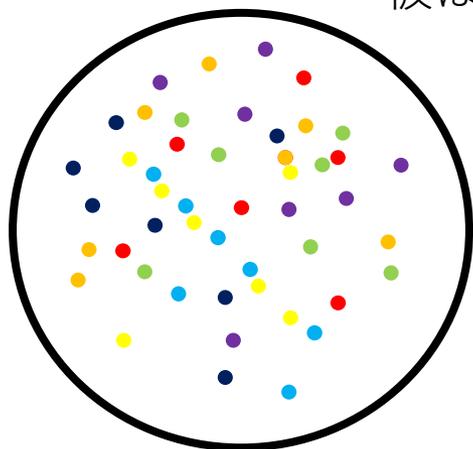
すなわち、耐震評価の結果に関わらず、ペDESTALが損傷するモードを仮定して、その影響を評価する

仮にペDESTALが破損するとした場合の評価とは？

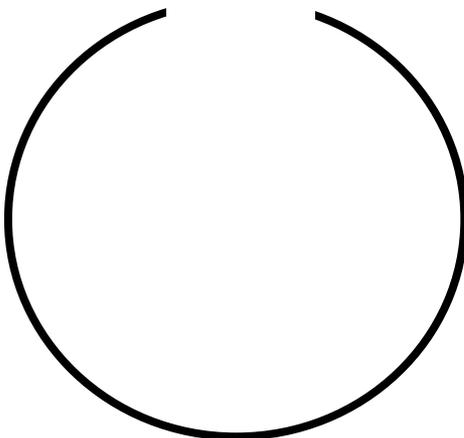
- ペDESTALが破損するとすると、格納容器内の構造物の位置関係が変化し、それによる影響が発生する
- 加えて、その状態を前提とした廃炉の手法を検討する必要性が発生する
 - ✓ ただし、これは時間遅れで発生する課題



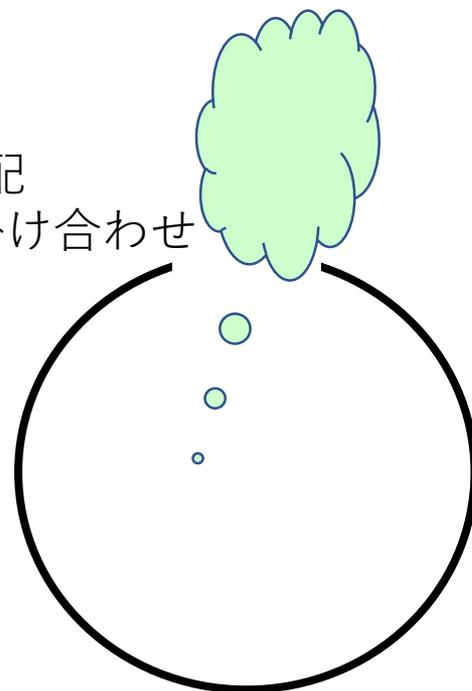
「敷地の外」に限れば、被ばくへの心配
被ばくは単純化すれば以下の3要素の掛け合わせ



外に出得る
放射性物質の量



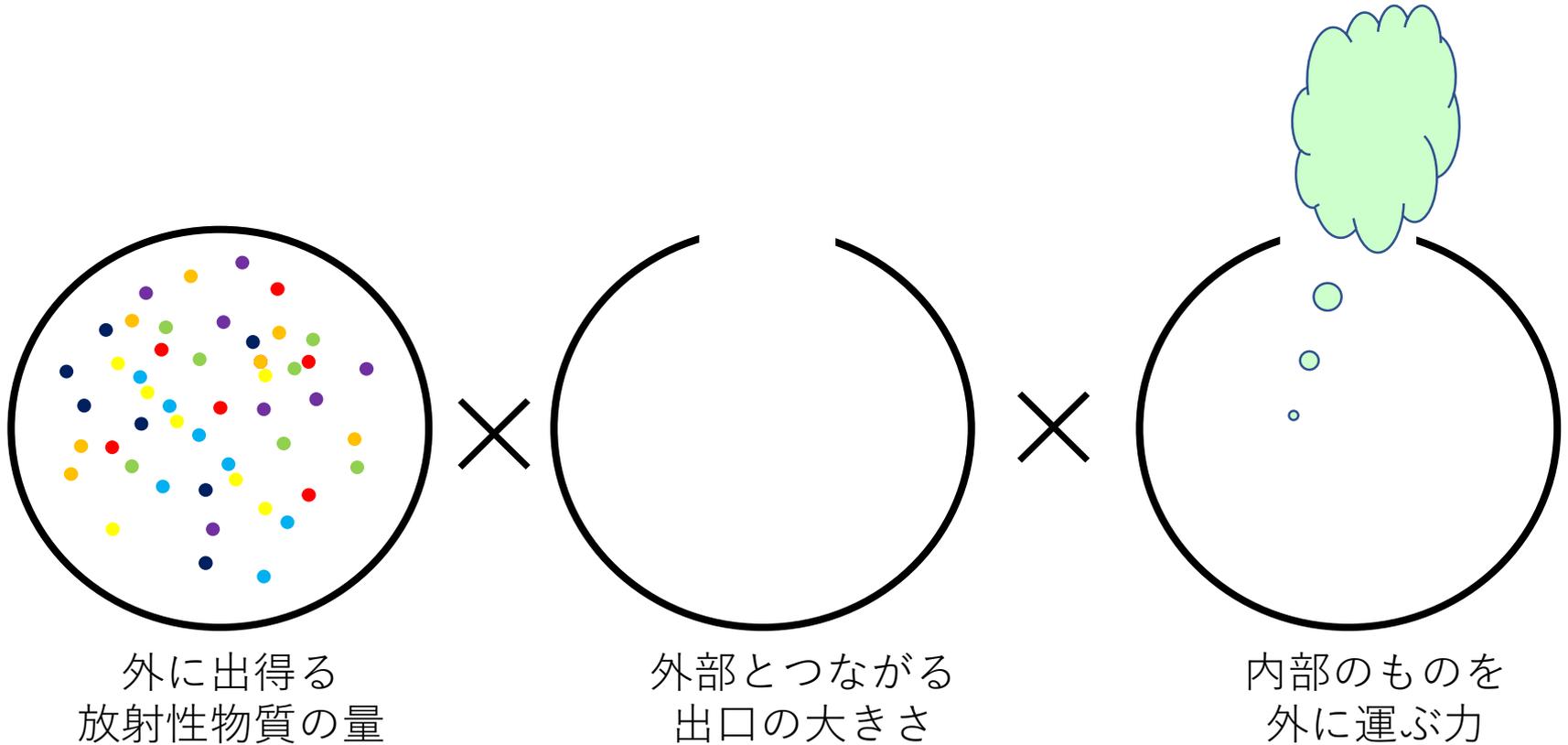
外部とつながる
出口の大きさ



内部のものを
外に運ぶ力

逆に言えば、この3つのそれぞれを対処することでリスクを低減することができる

ペDESTALの損傷の場合



地震動や破損による
構造物の移動による
放射性物質の巻き上げ

定量的な評価が困難であるため、開口面積を保守的に大きくして評価

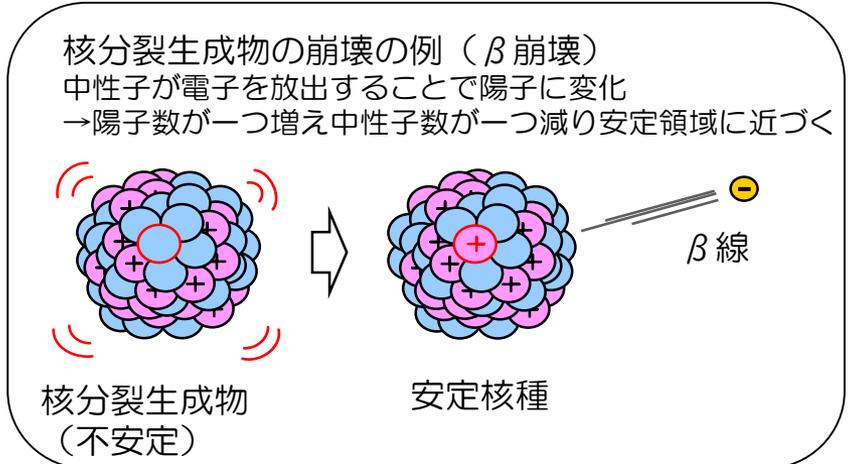
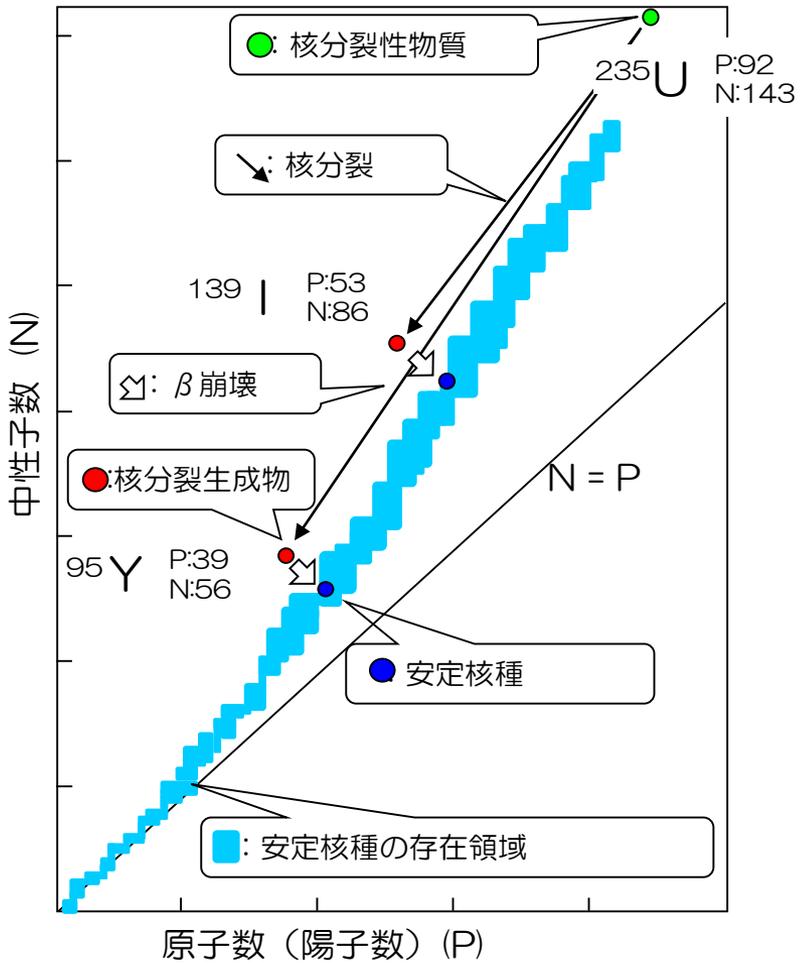
格納容器内にファンで窒素を封入しているのでその風量で外に出ていく

2.2. 核分裂を止めたらどうなるか

ウランのような核分裂性物質は、陽子が92に対し、中性子が143個と中性子の数が陽子数に比べて多い

陽子に対する中性子の割合は、大きな原子ほど大きい。(酸素は、陽子8：中性子8)

核分裂によってできる原子は、安定的な核種(水色の領域に存在)と比較して、中性子が多すぎて不安定。安定な状態に到達するまでに、放射線を出し続ける
→原子力のリスクのみならず



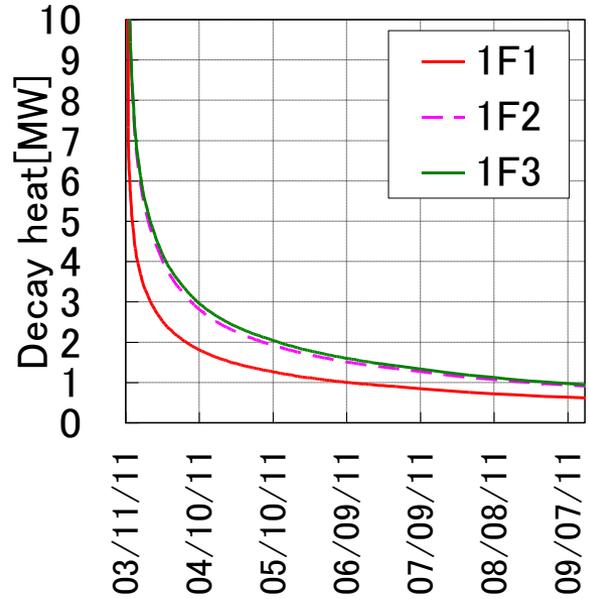
通常運転時でも、発熱の約10%は崩壊熱の寄与

2.3. 崩壊熱

- 核分裂を止めても、放射線は出続け、運転時の発熱（238.1万kW）に対して、
 - 地震停止直後 : 約5.5% 約13万kW
 - 地震停止1時間後 : 約1.3% 約3万kW
 - 地震停止1日後 : 約0.5% 約1.2万kW
 - 地震停止1年後 : 約0.03% 約700kW
 - 地震停止2年後 : 約0.01% 約200kW

の発熱。これを専門用語で崩壊熱という。

地震停止後1週間は1万kW程度の発熱



人の発熱
約0.1kW

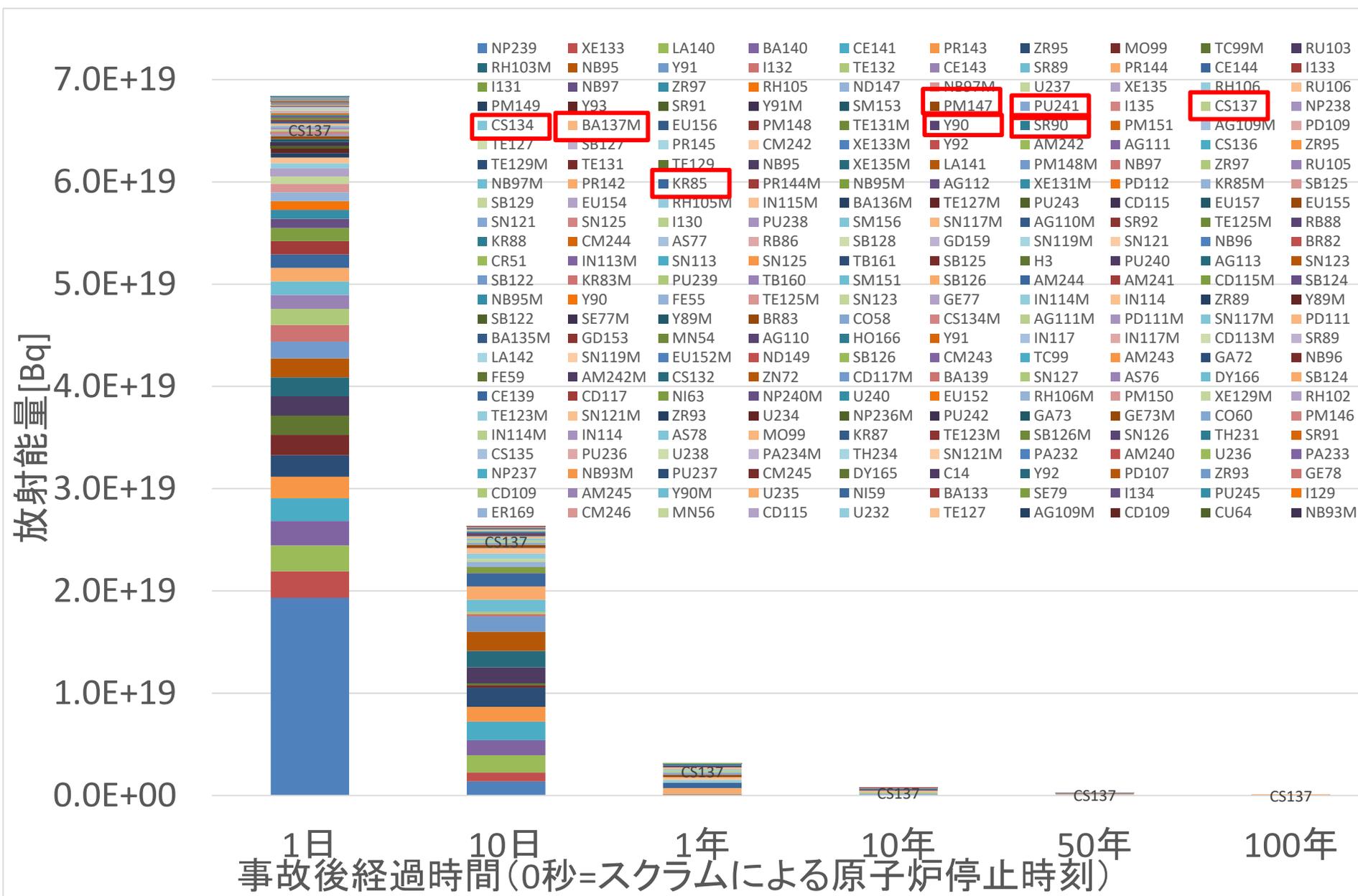


ドライヤー
約1kW

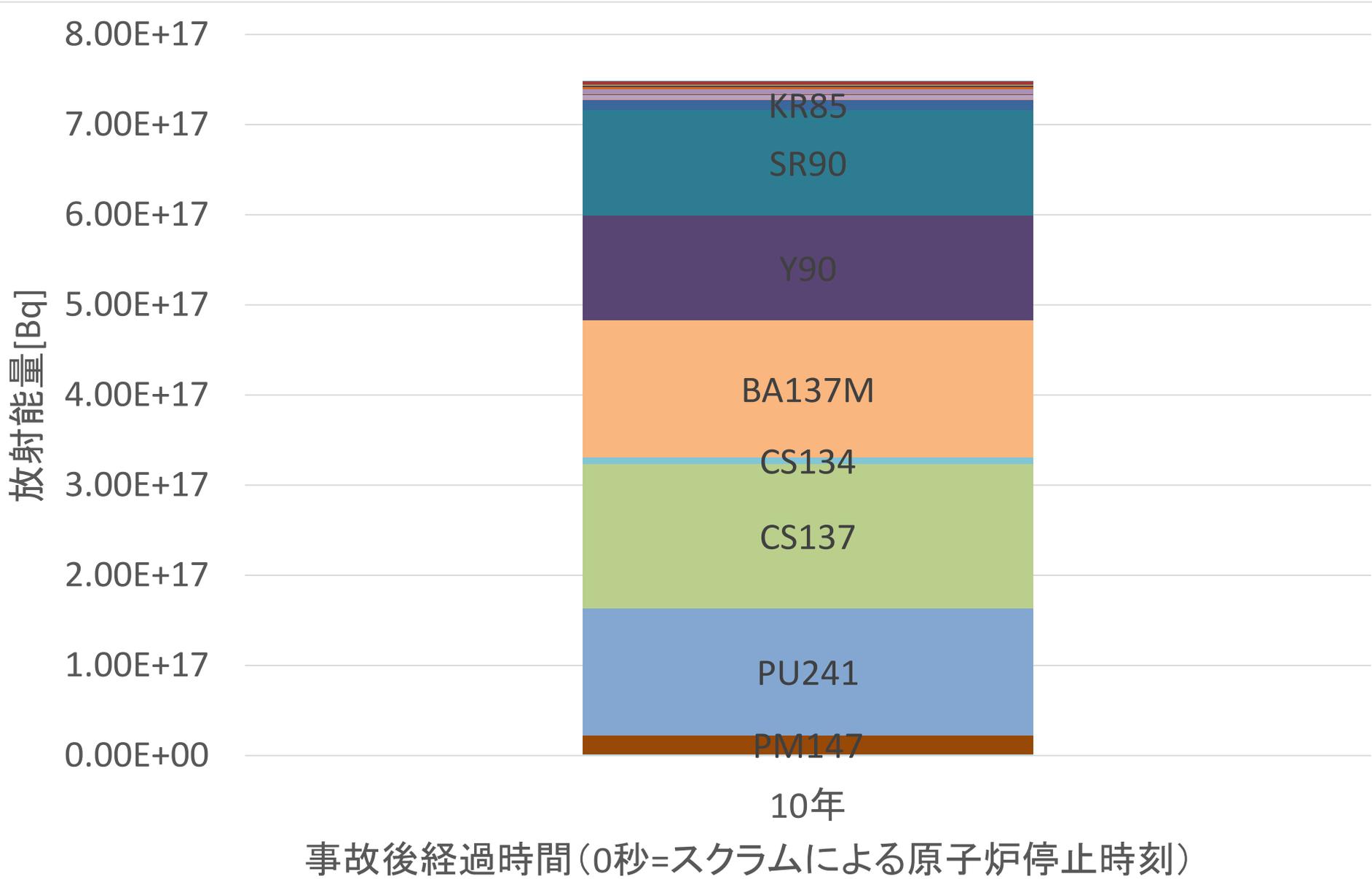
<< 崩壊熱

- すなわち、原子力のリスクのみなもとである放射線は、量が多い場合には、熱源としての危険性も大きく事故の進展は崩壊熱を冷やし切れなかったことが直接の原因

現在の崩壊熱、放射能量

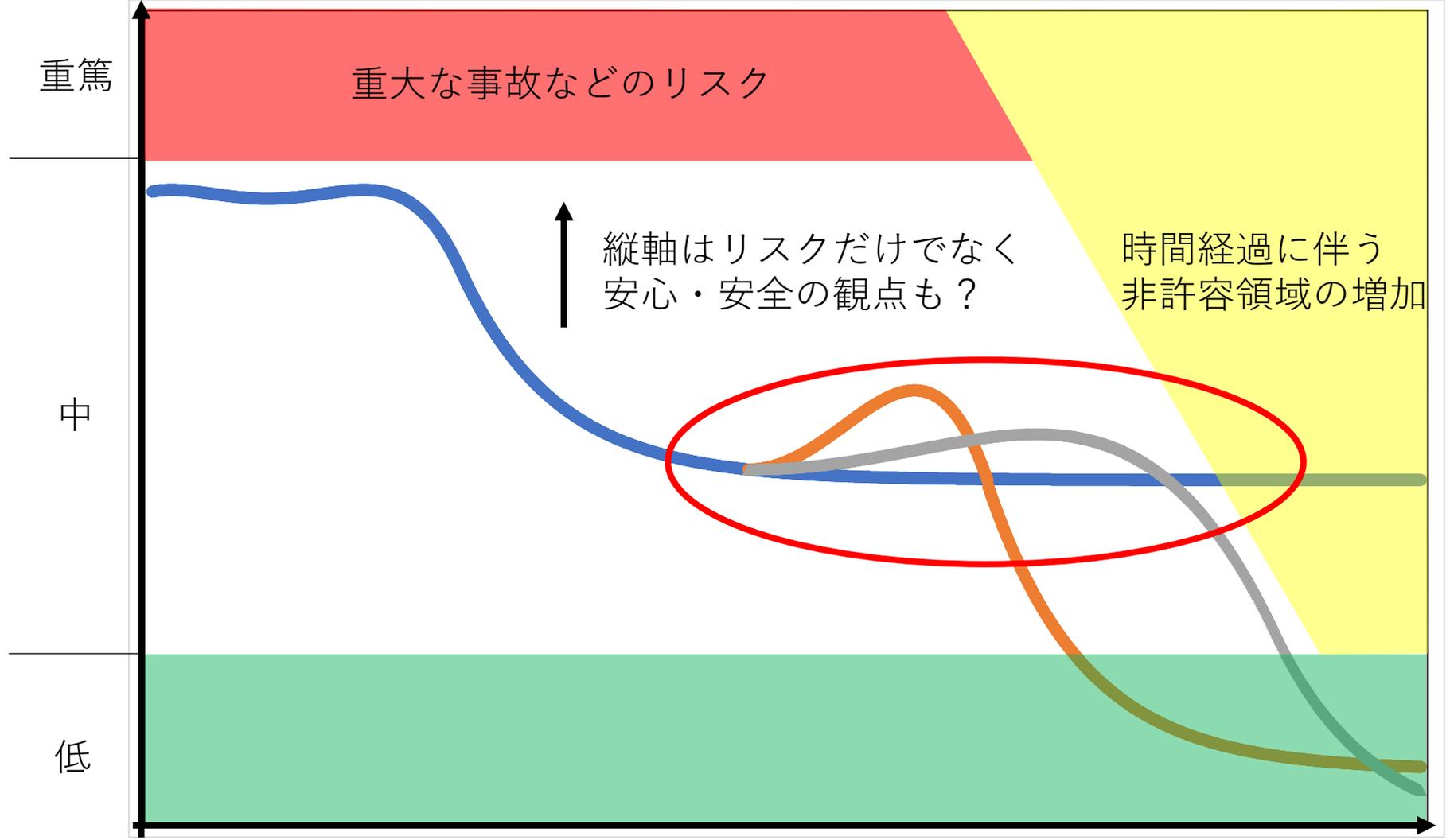


現在の崩壊熱、放射エネルギー



廃炉作業におけるリスク管理のイメージ

人と環境への悪影響
度合と頻度



リスク管理のイメージの図の特徴

- 人と環境への悪影響度合と頻度は何もしなくても低下する
 - 時間とともに低下する？
- 人為的な行為（廃炉作業）を実施する場合には上昇することもある
 - リスクが上昇するとはどういうこと？



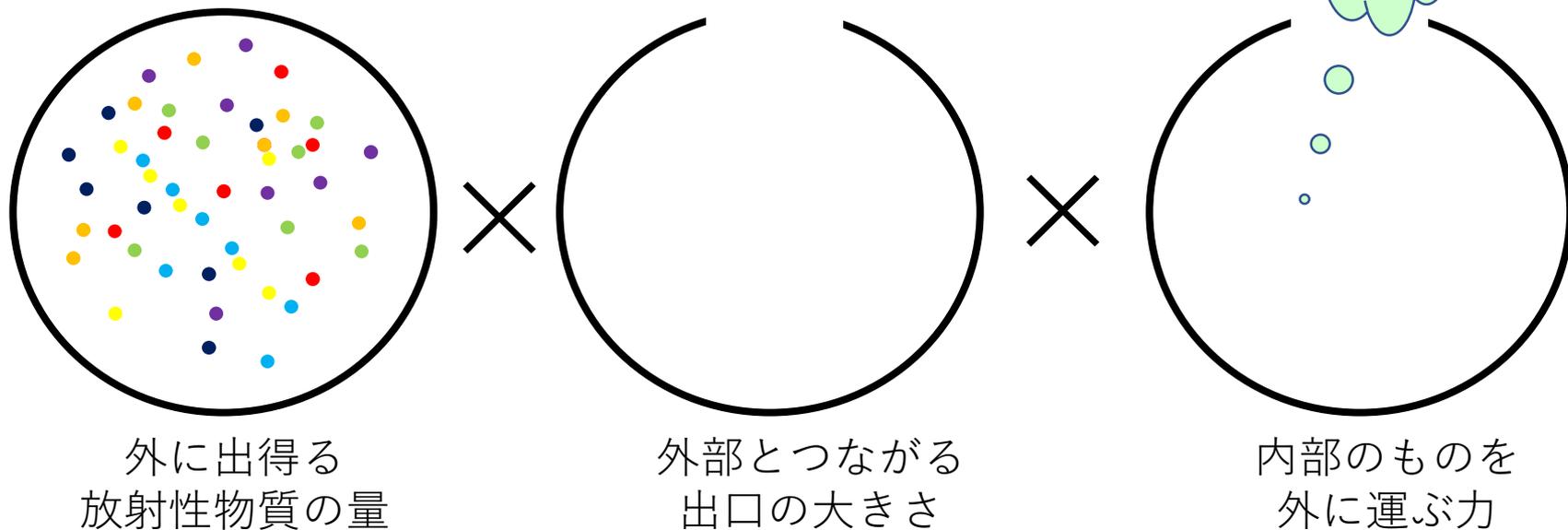
「敷地の外」に限れば、被ばくへの心配
(廃炉作業をしない最終状態とのトレードオフの関係)

廃炉作業に伴い、トラブルが発生した場合には格納容器内から放射性物質が飛散し、被ばくする事故が発生する可能性がある
デブリ取り出しに関する検討には、そのような事故を想定したうえで、安全性が確保できるかを考慮する必要がある。

ペDESTタルの損傷に関する被ばく評価が比較的短時間で実施できたのはその検討材料を活用することができたことも要因の一つ

デブリ取り出しの場合

デブリ取り出しは現状変更を伴うので、その影響評価が必要



↓

デブリを動かしたり
切削したりすると
ダストが発生する

↓

取り出したデブリを
外に出すタイミングで
人為的に出口を開ける

↓

格納容器内にファンで
窒素を封入しているので
その風量で外に出ていく

1号機ペDESTALの状況確認により、何かあった場合の被ばく評価結果が議論されることになったが、今後も作業時の事故で同じ議論がなされる

設計上の工夫が可能であるため、飛散させない対策も併せて議論することが必要

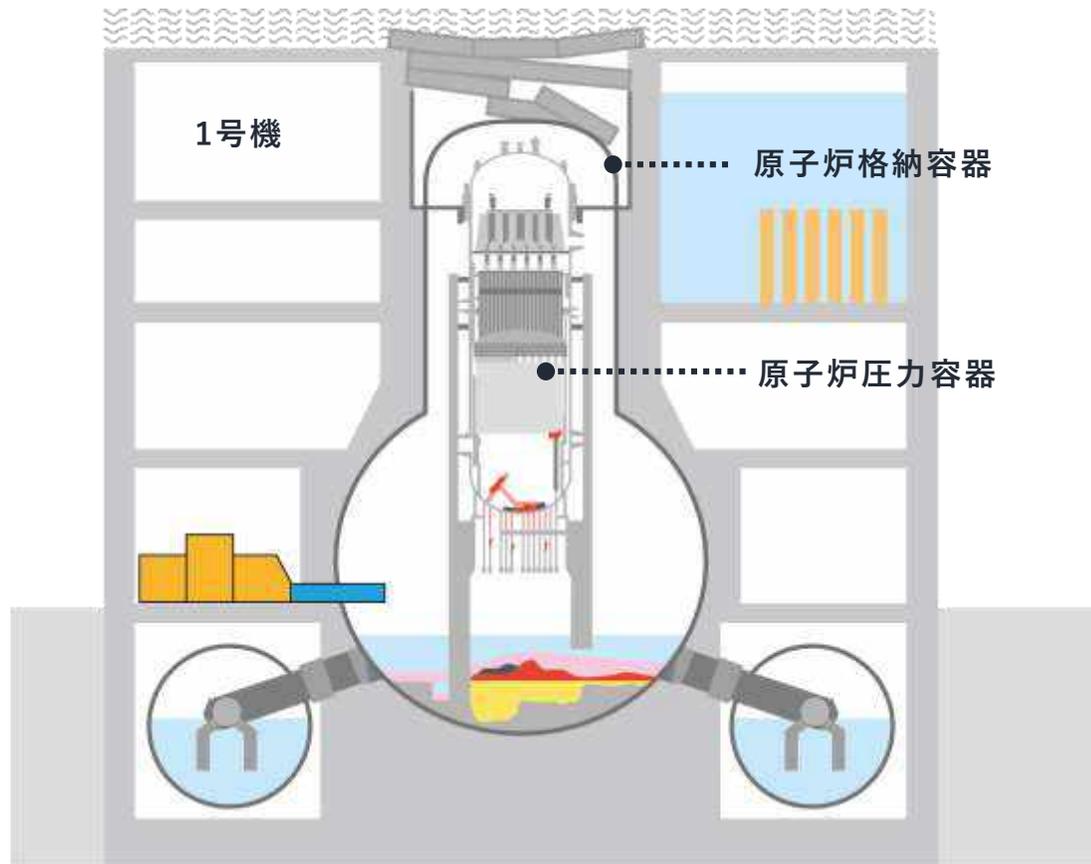
ご清聴ありがとうございました。

1号機 原子炉格納容器 内部調査の結果について

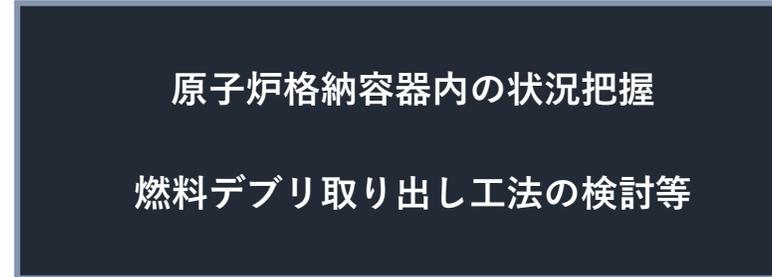
<概略資料>

はじめに

1～3号機原子炉格納容器には「燃料と燃料を覆っていた金属の被覆管などが溶け、再び固まった**燃料デブリ**」があります。
燃料デブリの取り出しに向けて、**原子炉格納容器内部の状態を把握するための様々な調査**を進めています。



▼燃料デブリの取り出し工程



現在

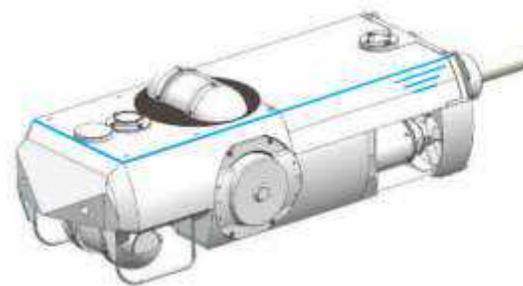
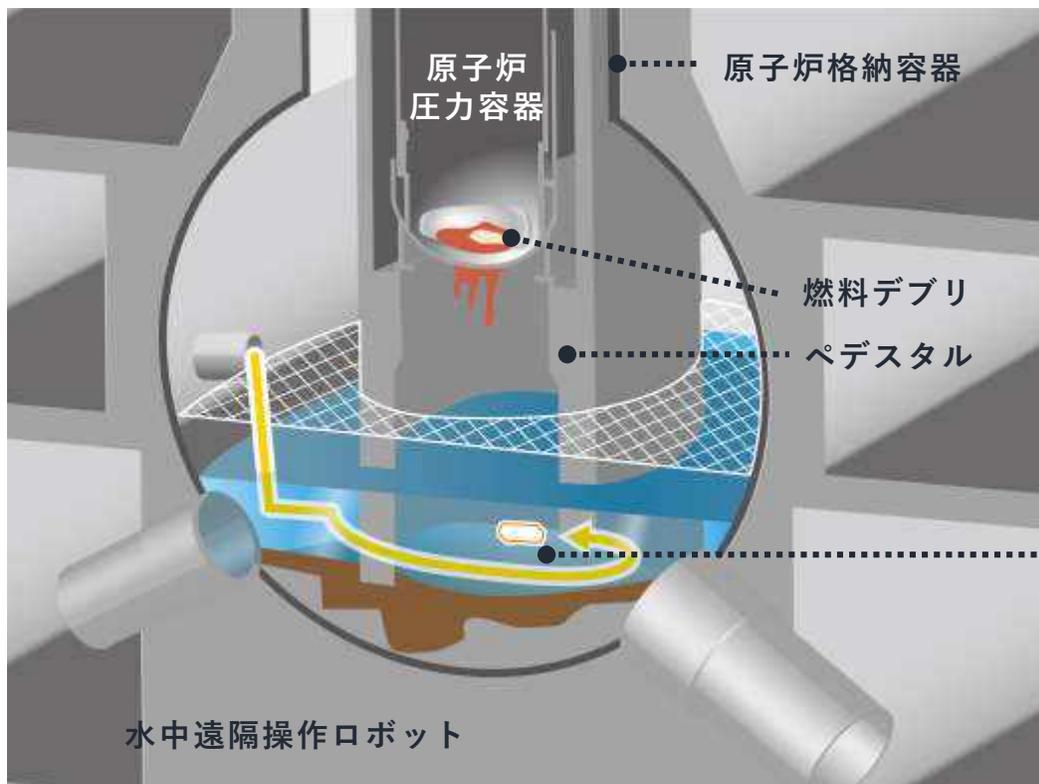
燃料デブリ 取り出し

燃料デブリ 保管・搬出

1号機 原子炉格納容器内部調査について

燃料デブリ取り出しに向けて、原子炉格納容器内部の詳細な確認をするために、水中遠隔操作ロボットを用いた調査を実施しました。「調査で確認できたこと」そして、確認内容をふまえた「ペDESTALの支持機能が低下した場合の被ばく評価」について報告します。

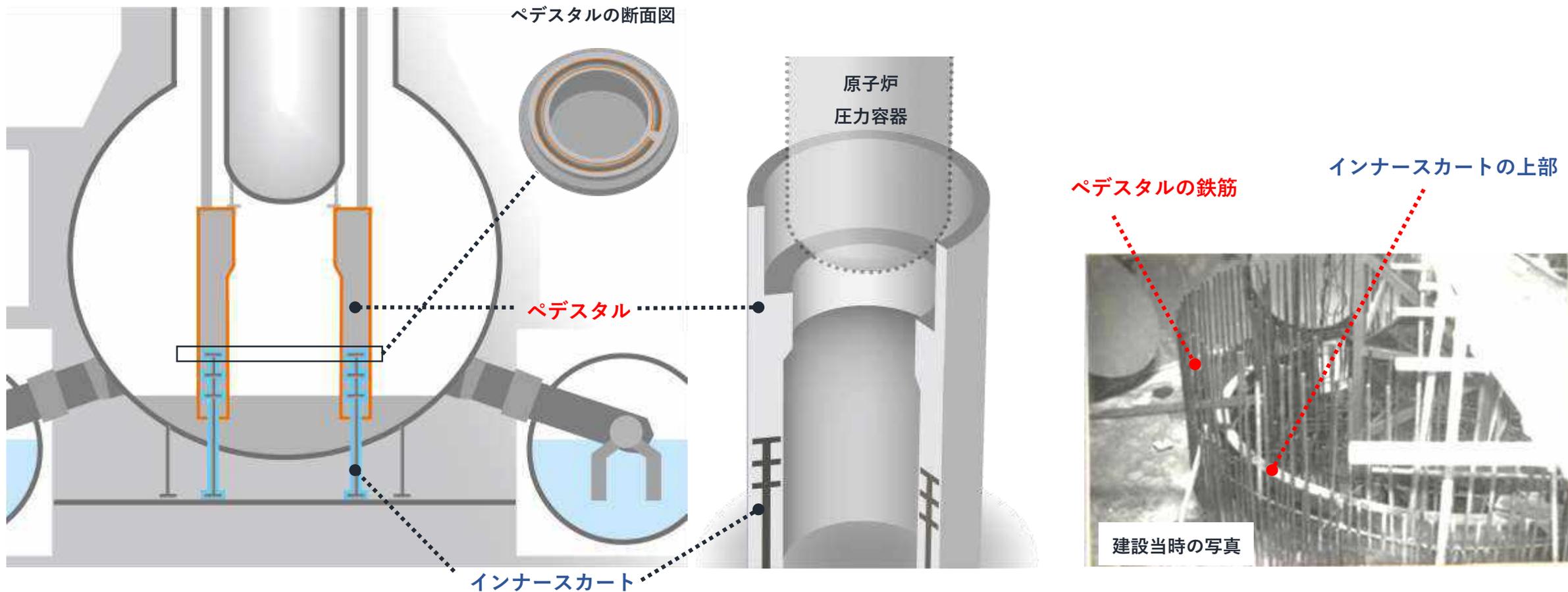
1号機



水中遠隔操作ロボット

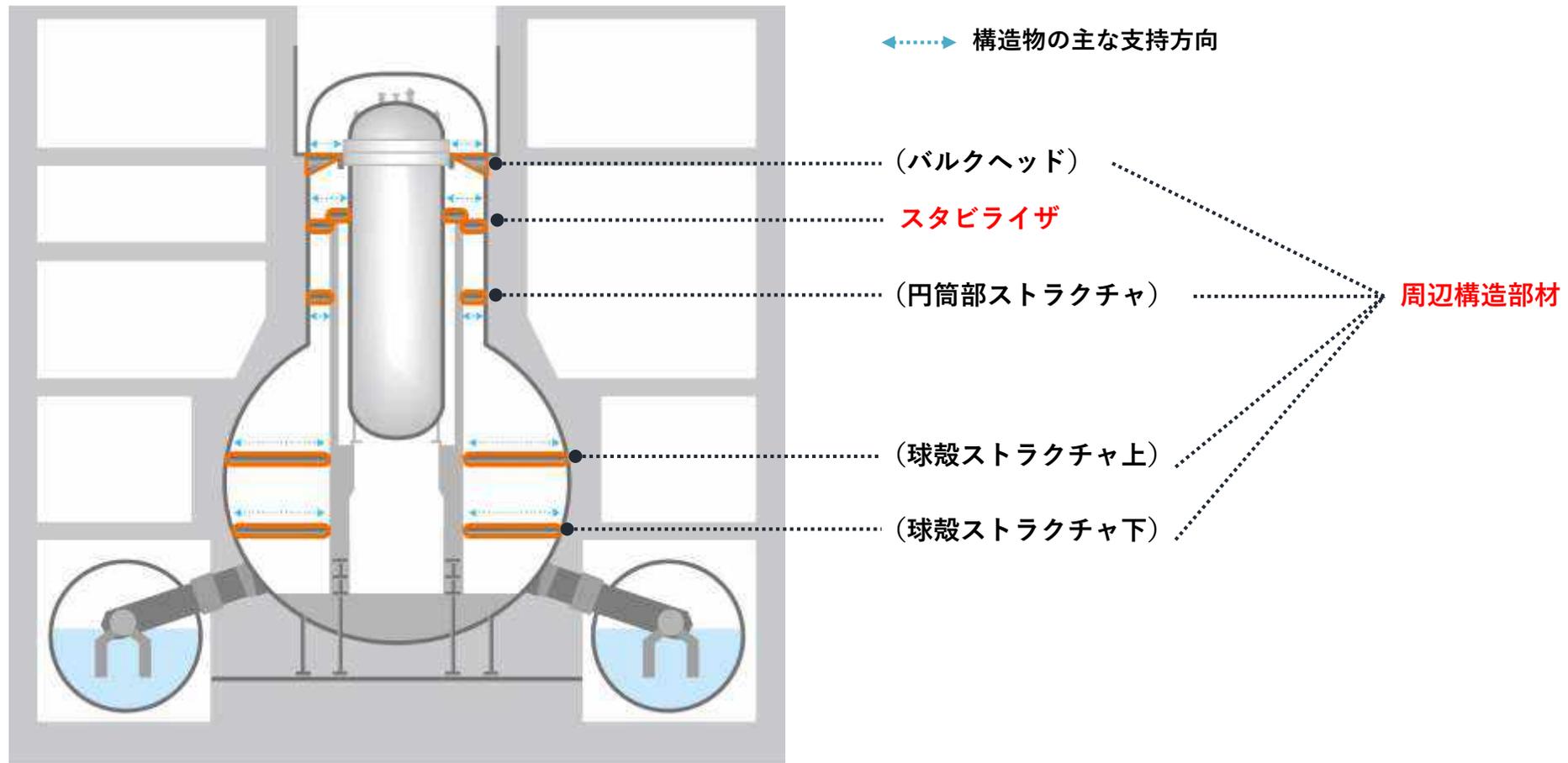
原子炉圧力容器を支える構造①（縦方向）

原子炉圧力容器は、「**ペDESTAL**」という円筒形の台座に支えられています。そして、「ペDESTAL」の内部には、「**直径3～4cmの数千本の鉄筋**」と「**厚さ約4cm（天板部は厚さ約15cm）の分厚い円筒形の鋼材 インナースカート**」が入っており、強度を保つ構造となっています。



原子炉压力容器を支える構造②（横方向）

原子炉压力容器は水平方向の振動を制限する「**スタビライザ**」や、複数の「**周辺構造部材**」によって、左右への移動に耐える構造となっています。



1号機 原子炉格納容器内部調査の経緯

原子炉格納容器内部の詳細な確認をするために、2022年2月から2023年3月にかけて、全6種類の水中遠隔操作ロボット（ROV）を活用して調査を行ってきました。

前半調査

- ① ROV-A 事前対策となるガイドリング取付
- ② ROV-A2 ペDESTAL外部の詳細目視
- ③ ROV-C 堆積物厚さ測定

2022年2月～6月

「**ペDESTAL開口部付近の外側の壁面**」
の下部では**コンクリートが消失し**
ペDESTALの鉄筋やインナースカート
が**露出**していることを確認

インナースカート



ペDESTALの鉄筋

後半調査

- ④ ROV-D 堆積物デブリ検知・評価
- ⑤ ROV-E 堆積物サンプリング
- ⑥ ROV-B 堆積物3Dマッピング
- ⑦ ROV-A2 ペDESTAL内部、壁部の詳細目視

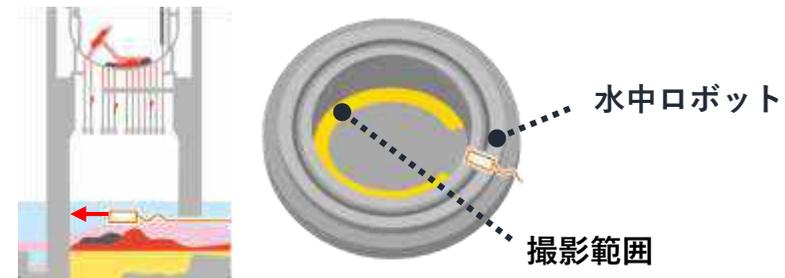
2022年12月～3月

後半調査では、
主に「**ペDESTAL開口部やペDESTAL内部**」を撮影

ペDESTAL内の詳細目視調査で確認できたこと

ペDESTAL開口部から撮影したパノラマ画像

ペDESTAL内は「**床面より1 m程度の高さに棚状堆積物**」があり、その下部では「**コンクリートが一部消失し、鉄筋が露出**」しています。また、「**床面全体にわたり高さ1 m未満の堆積物**」があり「**上部の構造物の一部が落下していること**」を確認しました。



▼ペDESTAL内下部



撮影画像等からの考察

ペDESTAL開口部付近の「内部」と「外部」からの撮影映像や、耐震評価 などから、下記の状況を推察しています。

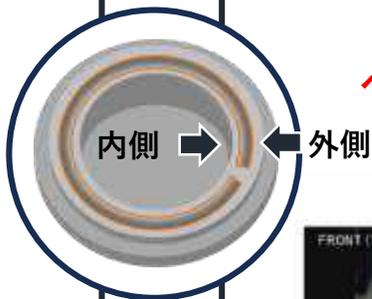
●ペDESTALの内側

開口部付近の露出した鉄筋とインナースカートに
目立ったたわみ・変形はない状況



●ペDESTALの外側

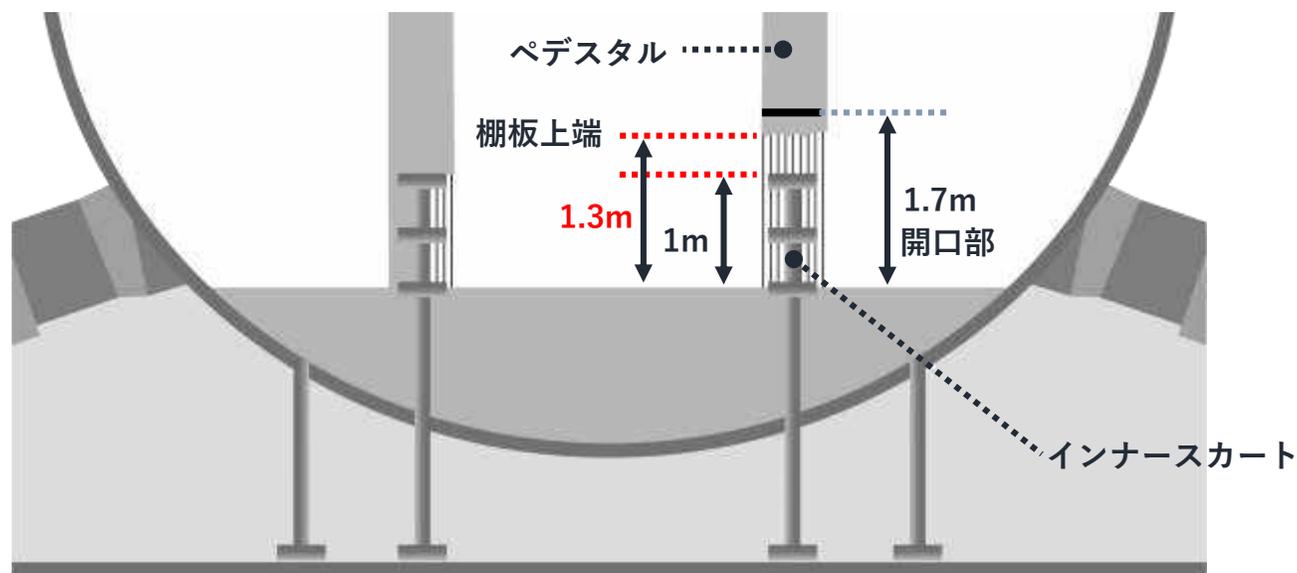
確認できた範囲においては、開口部の右側の
ペDESTALの外壁におけるコンクリート消失は限定的



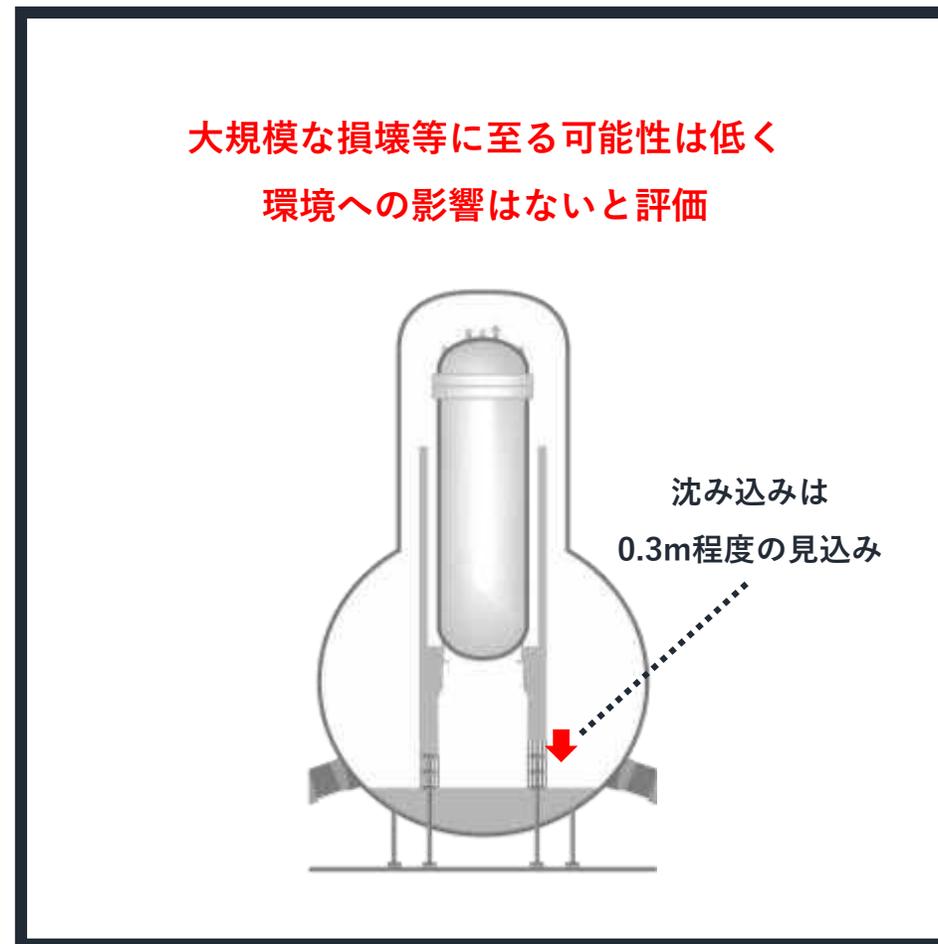
2022年3月の強い地震をはじめとて、今まで複数の地震を経験しているが、ペDESTALの支持機能は維持されている。

原子炉格納容器への影響評価（縦方向）

ペDESTルのコンクリート消失などによる強度の低下によって、地震などの影響で「原子炉圧力容器等が下に沈みこむ」可能性は否定できませんが、「大規模な損壊等に至る可能性は低く」、ダストの発生も軽微と想定されるため、「環境への影響はない」と評価しています。



「インナースカート」には有意な変形が見られない状況であり
構造強度評価の結果（次ページ参照）、支持機能は維持されることを確認。
万一、ペDESTルの開口部付近の配筋が露出している部分（床上1.3m）が
原子炉圧力容器等の加重により変形し、原子炉圧力容器が沈みこむ場合でも
「インナースカート」が支えとなり、沈みこみは0.3m程度の見込み。



インナースカート構造強度の評価結果※

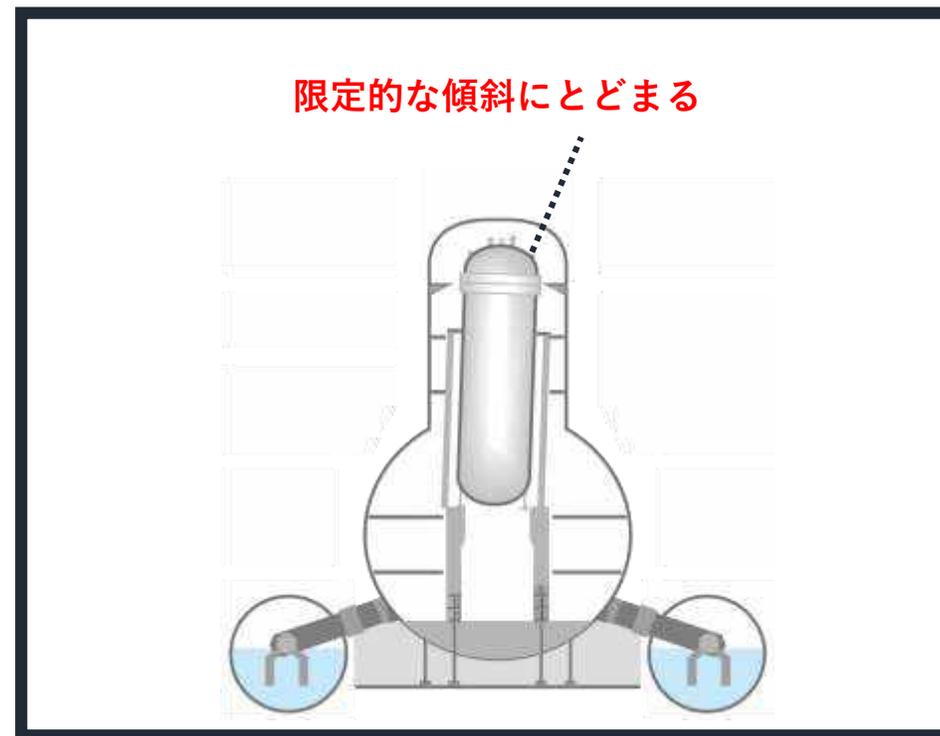
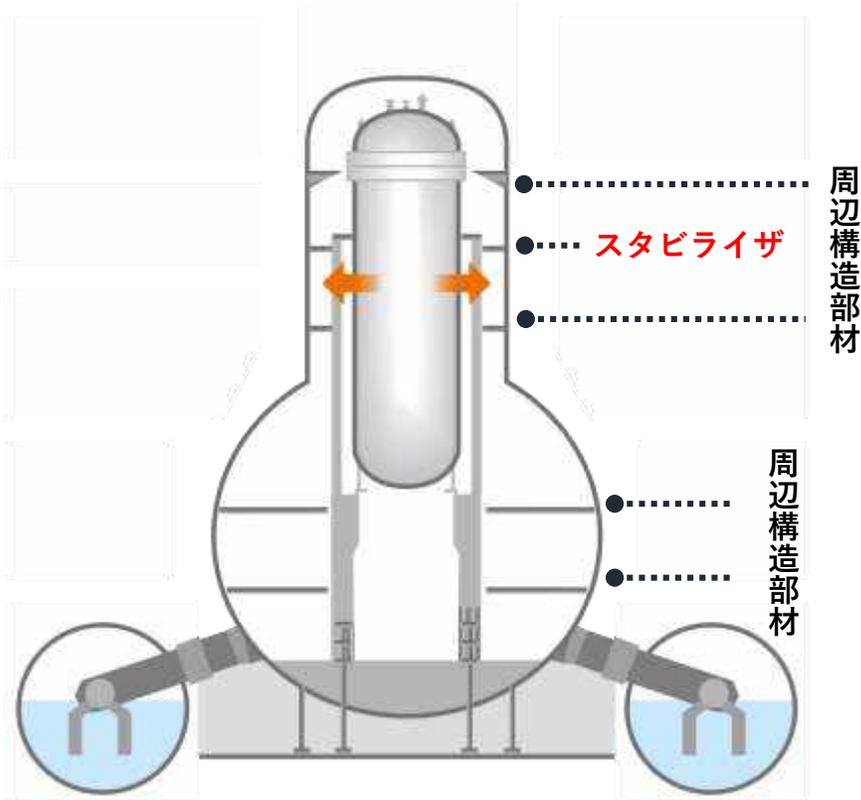
地震等によって、インナースカートに原子炉压力容器やペDESTAL等の上部構造物の重量が及ぼす力（応力）を算出した結果、インナースカート単体の強度（許容応力）を下回ることから、インナースカートは支持機能を失わないことを確認しました。



※概ね2011年3月11日の揺れをやや上回る地震動で評価。

原子炉格納容器への影響評価（横方向）

原子炉圧力容器の「左右への移動」は周辺構造部材によって制限されるので、**限定的な傾斜にとどまる**見込みです。



原子炉圧力容器への影響があった場合でも「原子炉圧力容器は大きく傾かず」、「沈み込みは0.3m程度」であり、「原子炉格納容器に穴があく等の大きな損壊はない」と評価しています。

ペDESTALの支持機能が低下した
と仮定した場合の被ばく評価

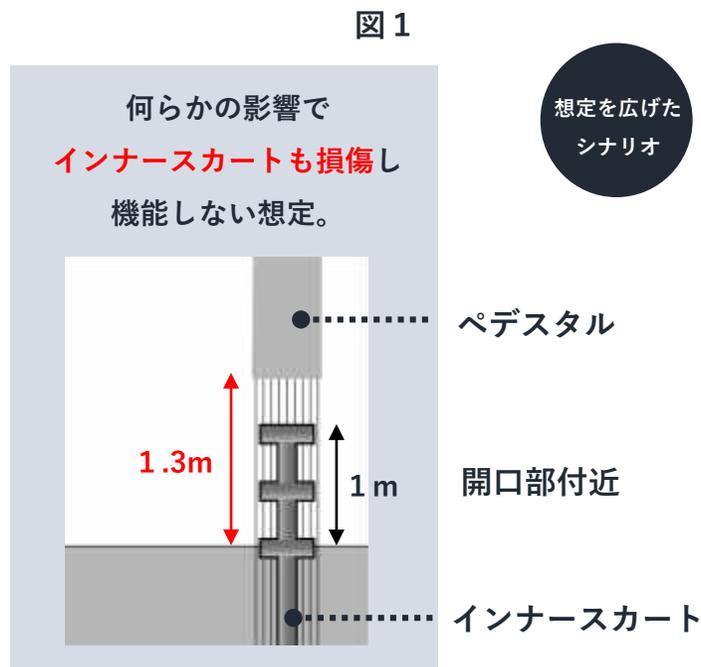
これまでのペDESTAL強度評価結果等から
大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しています。

万一のケースも想定し、ペDESTALの支持機能が低下したと
仮定した場合の被ばく評価を実施しました。

ペDESTルの支持機能が低下したと仮定した場合の被ばく評価について

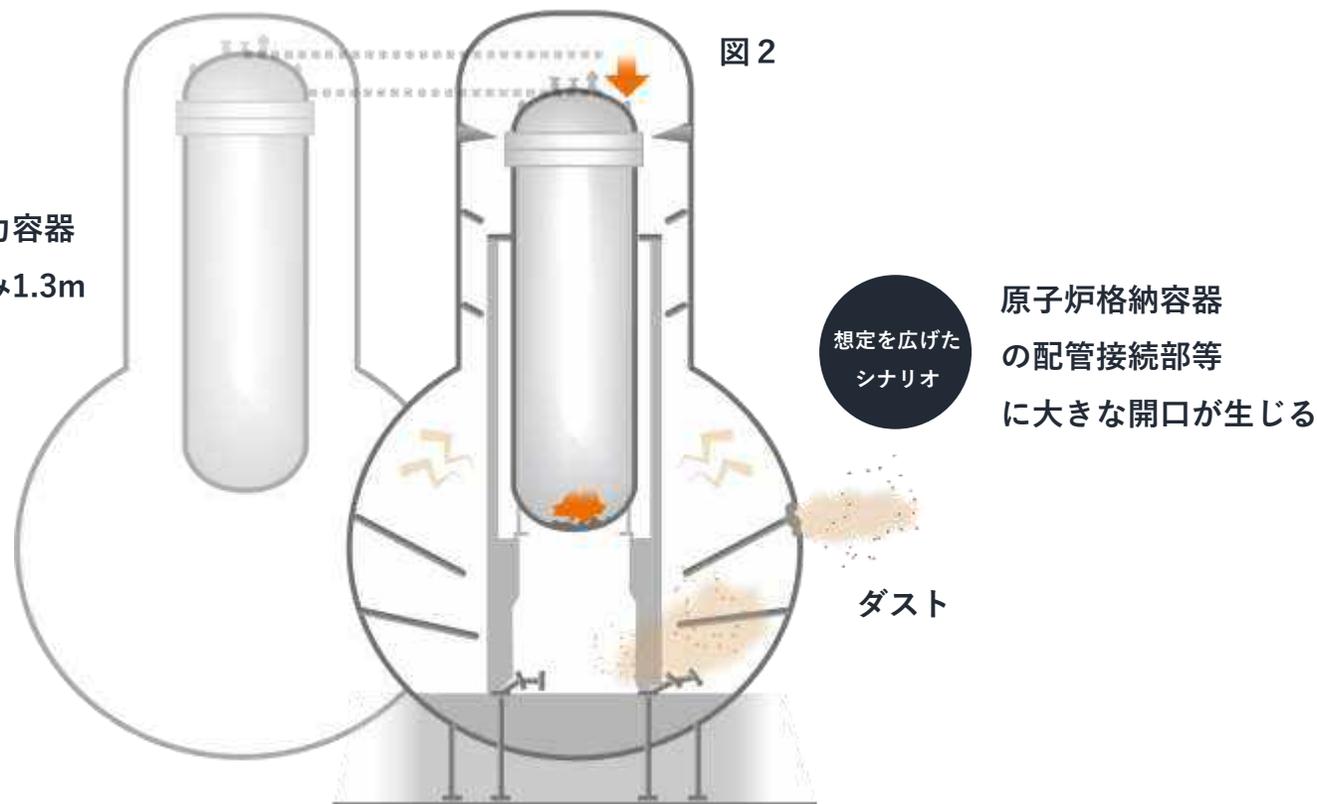
「原子炉圧力容器等が1.3m沈みこみ (図1)」、さらに「原子炉格納容器に大きな開口が生じる (図2)」といったシナリオを想定し被ばくの影響シミュレーションを実施しました。

敷地境界における被ばく線量は「最大0.04ミリシーベルト」であり、周辺環境に与える被ばくのリスクは極めて小さいと考えています。



想定を広げた
シナリオ

原子炉圧力容器
の沈み込み1.3m

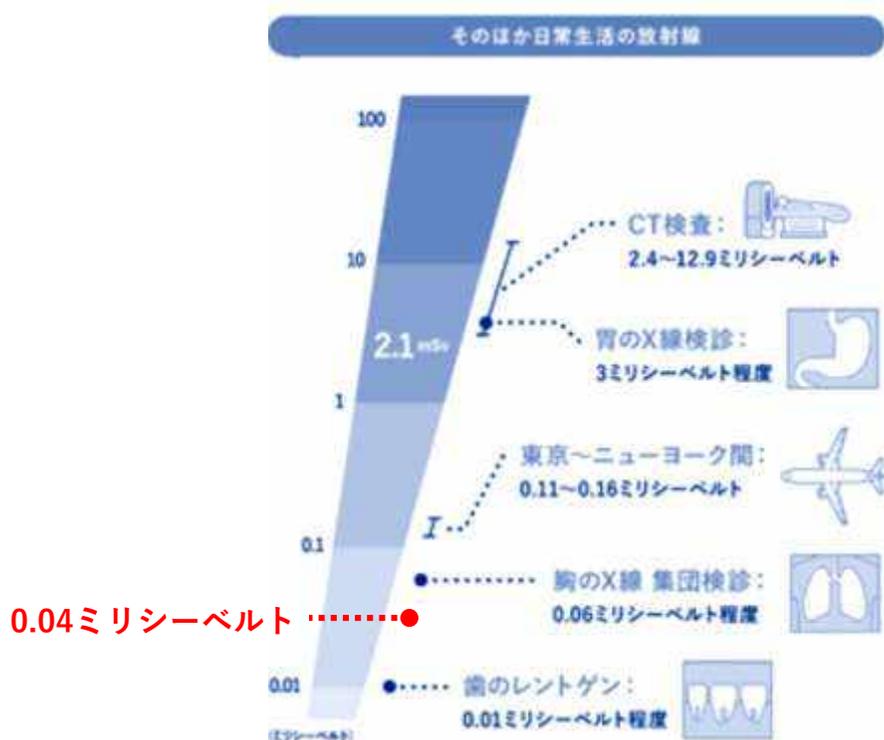


ペDESTルの支持機能が低下した場合の被ばく評価について

今回の被ばく評価（敷地境界における被ばく線量：最大約0.04ミリシーベルト）は、格納容器からのダスト放出が生じた際に「敷地境界で最も被ばくする箇所に長時間滞在した場合」に受ける被ばく線量の総量を評価した値です。

それは、胸のX線検診で受ける被ばく線量の約2/3程度に相当します。

また、被ばくの影響は、敷地境界から離れる距離に応じて大幅に低減することから、周辺環境に与える影響は極めて小さいと考えております。



出典元：「放射線による健康影響等に関する統一した基礎資料令和元年度版」（環境省）



敷地境界には複数の測定器「ダストモニタ」「モニタリングポスト」を設置しており、常時、放射線量等を監視しています。

今後の取り組み

ダスト飛散抑制対策について

万が一の事態に備えて、「**原子炉圧力容器等の沈みこみによるダスト飛散の抑制対策**」として以下の2つの方策を検討しています。

現 状

- ・原子炉格納容器内のガスを「フィルターを介した排気システム」にて、放射性物質濃度を低減させて排気。
- ・原子炉格納容器内は水素ガス滞留防止などのため窒素ガスで加圧しており、原子炉格納容器の損傷箇所等から、環境への影響が極めて小さい範囲でのダスト放出あり。

ダスト飛散抑制対策

- ・地震等により、左記システムが使用できなることに備え代替システムを準備
- ・原子炉格納容器内の「窒素圧力」の低減
- ・原子炉建屋大型カバーの設置
(燃料取り出しに向け設置中。2024年度完成予定)



今後の計画について

今後は、さらに1号機 原子炉格納容器内部の「**気中調査も含めたペDESTAL内外の調査**」を行う計画です。
2023年度後半に計画している「2号機の試験的な燃料デブリ取り出し」等を通じて得られる知見等も踏まえ
1号機の燃料デブリ取り出し方法を決定し、取り出し設備の設置等の準備を進めていきます。

