

# 新規制基準を踏まえた 高速実験炉「常陽」の安全対策について

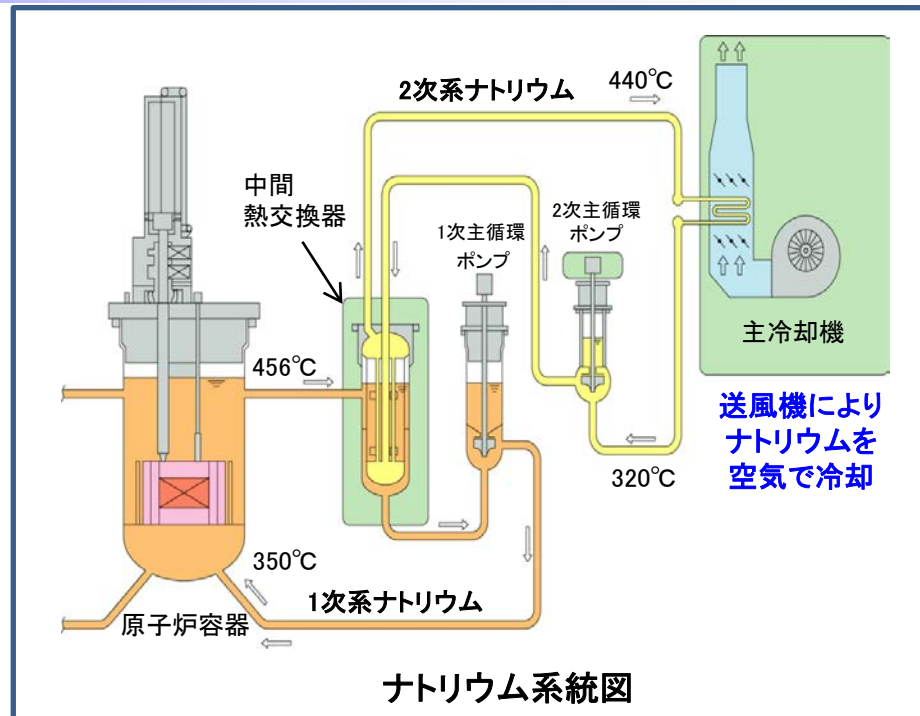
令和5年12月21日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所

I	高速実験炉「常陽」の概要 -----	3
II	耐震重要度分類Sクラスに属する施設及び安全上重要な施設の有無 ----	12
III	新規制基準を踏まえた主な安全対策 ----- (新增設等計画対象設備の概要を含む)	19
IV	想定する事故及び事故発生時の安全対策(事故対策)	
IV-i	想定する事故 -----	82
IV-ii	多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故(BDBA)-----	95
IV-iii	事故時の対応 -----	112
V	適合性確認完了までの工事計画 -----	118
	参考資料 -----	120

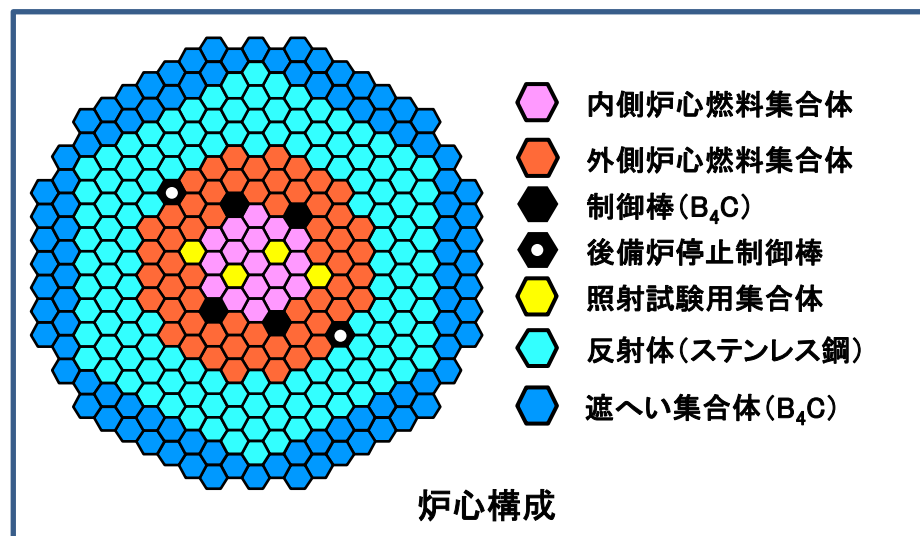
# I 高速実験炉「常陽」の概要

- ◆ 燃料・材料の照射試験を行う実験炉
- ◆ 発電設備は無く、2次系のナトリウムは空気  
で冷却
- ◆ 照射した試験燃料・材料の照射後試験を行  
う施設が隣接



## 主要仕様

- 熱出力 100MW(10万kW) (空気冷却)
- 冷却材 ナトリウム (2ループ)
- 燃料 ウラン・プルトニウム混合  
酸化物燃料(MOX燃料)
- 炉心 直径:約78cm 高さ:約50cm



- ◆ 開発目的に合わせ、炉心・プラントを段階的に高性能化
- ◆ 高性能照射用炉心(MK-III炉心)での運転を2003年より開始
- ◆ 燃料交換機能の復旧作業\*を2015年に完了
  - \*:2007年に発生した「計測線付実験装置との干渉による回転プラグ燃料交換機能の一部阻害」に対する復旧作業
- ◆ 安全要求に応えるため、新規制基準へ対応
  - ⇒後備炉停止制御棒の設置等の安全対策を施した上での最大出力である100MWへ出力を変更

1977年 4月 ～1981年12月	MK-I 炉心(50～75MW)	・・・Pu増殖性を確認するための増殖炉心 (増殖比1.03±0.03を確認)
1982年11月 ～1997年 9月	MK-II 炉心(100MW)	・・・FBR燃料・材料の照射試験用炉心
1997年12月 ～2000年 5月	移行炉心(100MW)	・・・炉心を徐々に拡大して MK-III炉心 (高性能照射用炉心)に移行
2003年 7月 ～2007年 5月	MK-III 炉心(140MW)	・・・FBRの開発に係る研究開発と外部利用
今後	MK-IV 炉心(100MW)	・・・FBRの開発に係る研究開発と外部利用

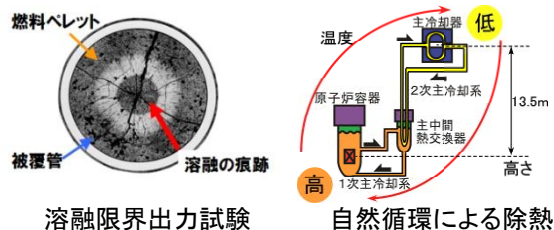
積算運転時間	約 71,000時間(プラント寿命:約131,500時間)
試験用集合体の照射実績	101体
外部利用実績(大学等)	約4万試料

## 高速炉技術の確立

- 増殖性能の確認 ( $1.03 \pm 0.03$  (設計: 1.01))
- 炉心・プラント特性データの取得 (MK-I、MK-II、MK-III炉心)
- 核燃料サイクルの輪の実証

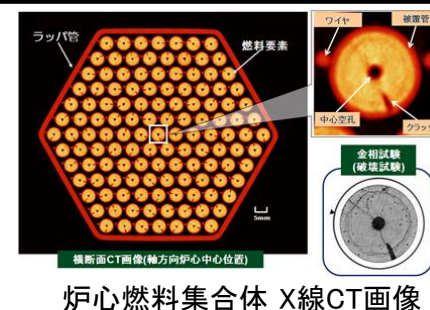
## 高速炉の安全性の実証

- 自然循環による崩壊熱除去の実証
- MOX燃料の性能確認 (燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)



## 照射試験・照射後試験

- 世界最高レベルの高速中性子束
- 多様なニーズに対応可能な照射試験用集合体の開発 (キャプセル型)
- 最先端の照射後試験技術 (X線CT)
- 約100体の照射試験用集合体を装荷



## 「もんじゅ」、実証炉 (FaCT) への貢献

- もんじゅ・実証炉開発のための照射試験
- 高燃焼度を目指した被覆管材料 (ODS鋼) 等の照射試験
- 自己作動型炉停止機構の照射試験

## 運転保守経験の蓄積、データベース化

- プラントの運転・保守、定検、改造工事等を通じた高速炉プラントの運転保守技術の蓄積
- 高速炉用機器信頼性データベースへの反映
- 保守体系データベース、マニュアルの作成、技術者教育への反映



## 国際協力

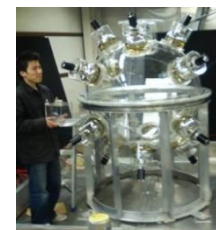
- 米国・仏国との連携・協力 (交換照射の実施、プラント運転・保守経験等の情報交換、駐在員の相互派遣)
- WANO (世界原子力発電事業者協会)、IAEA等を通じた世界各国との情報共有
- OECD/NEAコードベンチマークへの貢献

## 基礎・基盤研究、外部利用

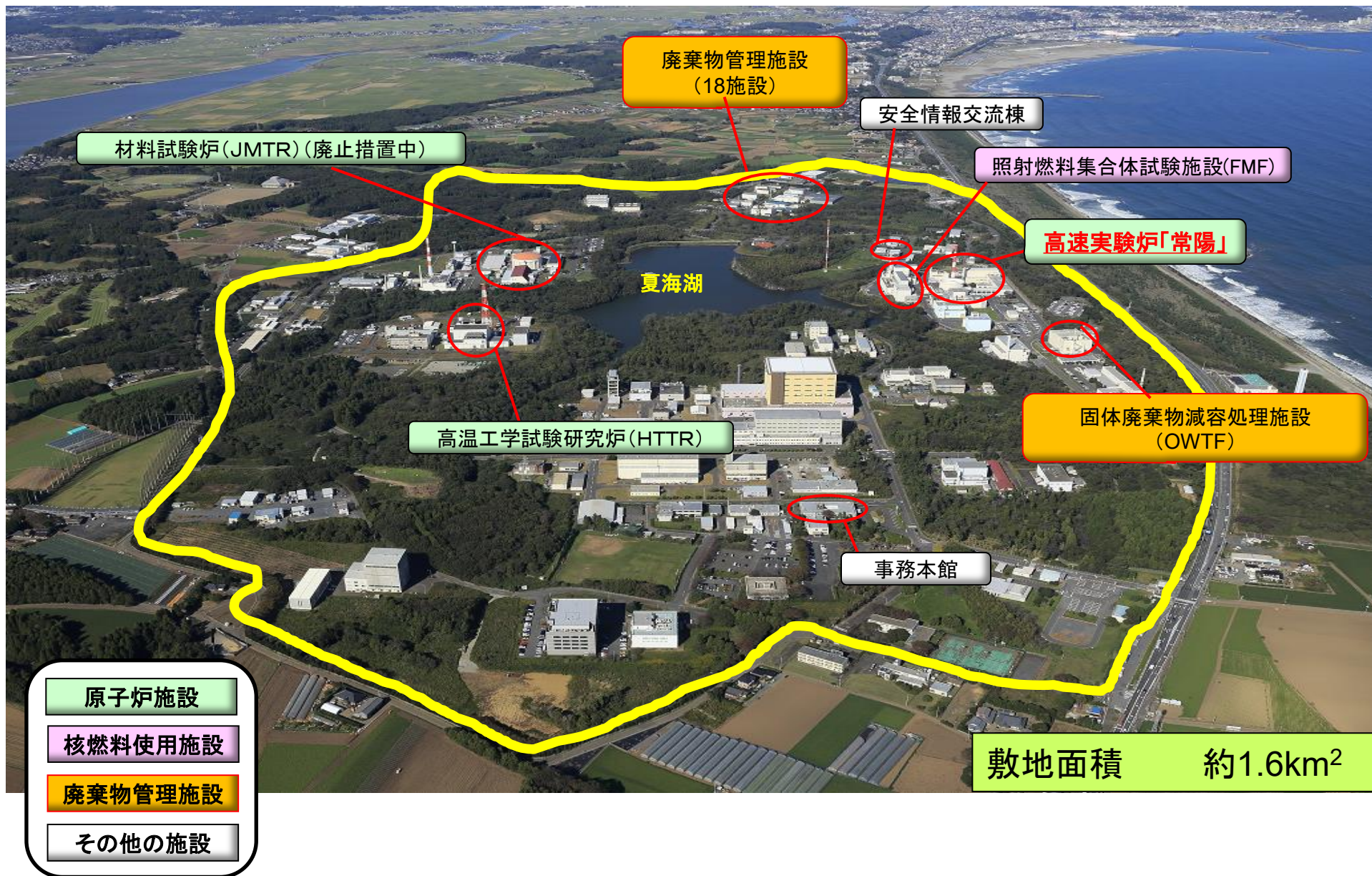
- 核融合炉材料開発
- 照射損傷研究
- 基礎物理研究

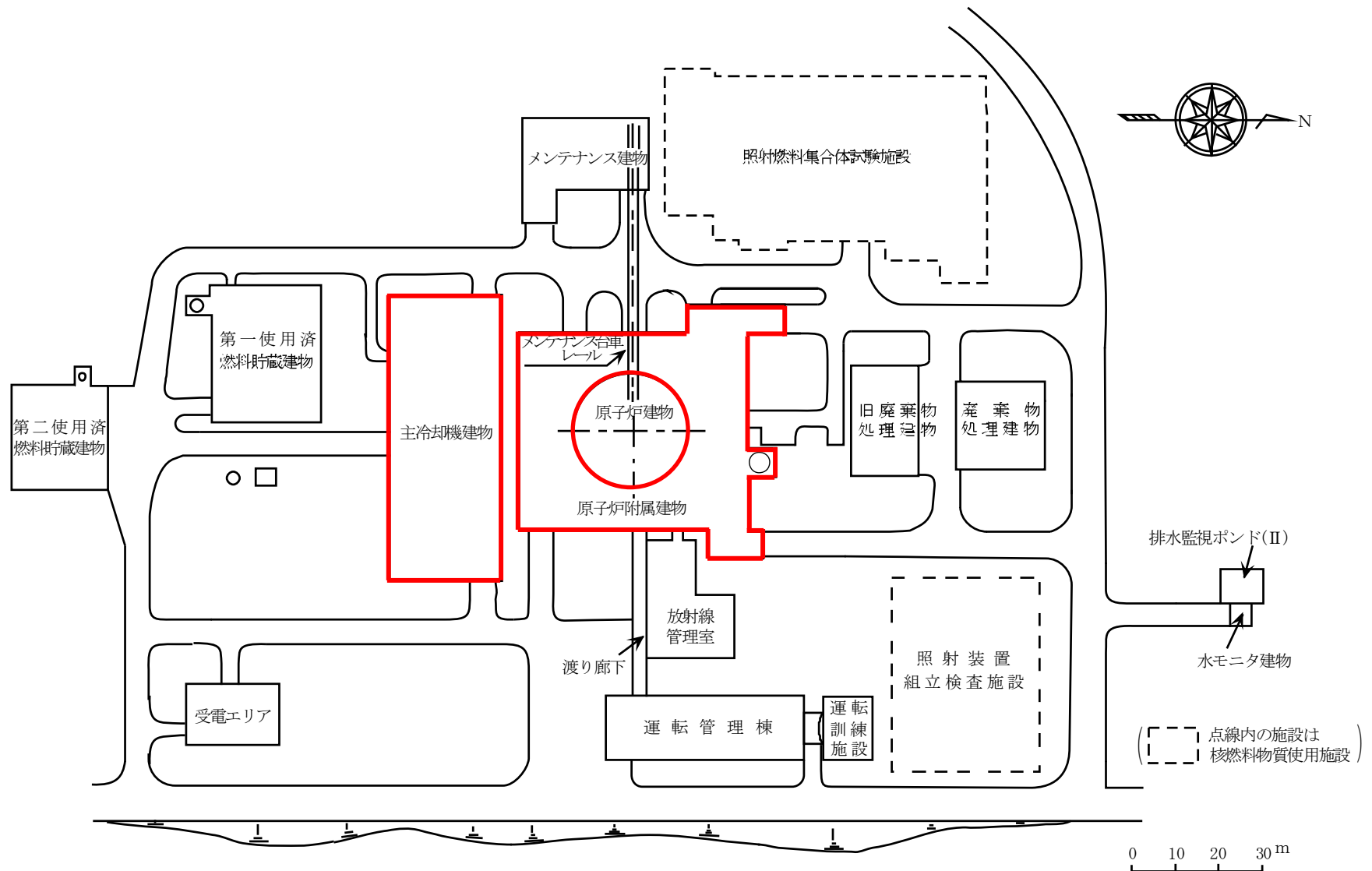


核融合炉材料照射試験



ニュートリノ検出器の性能実験





— : 耐震重要度分類Sクラスの施設を有する建物



- (1) 発電用軽水炉と比べて、出力密度及び燃焼度が高いものの、原子炉の熱出力が低く、炉心に蓄積される核分裂生成物の量は少ない。

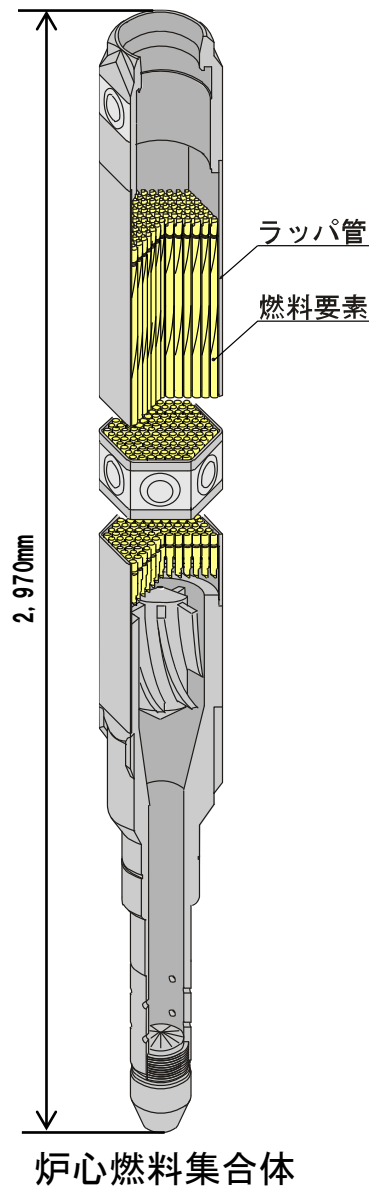
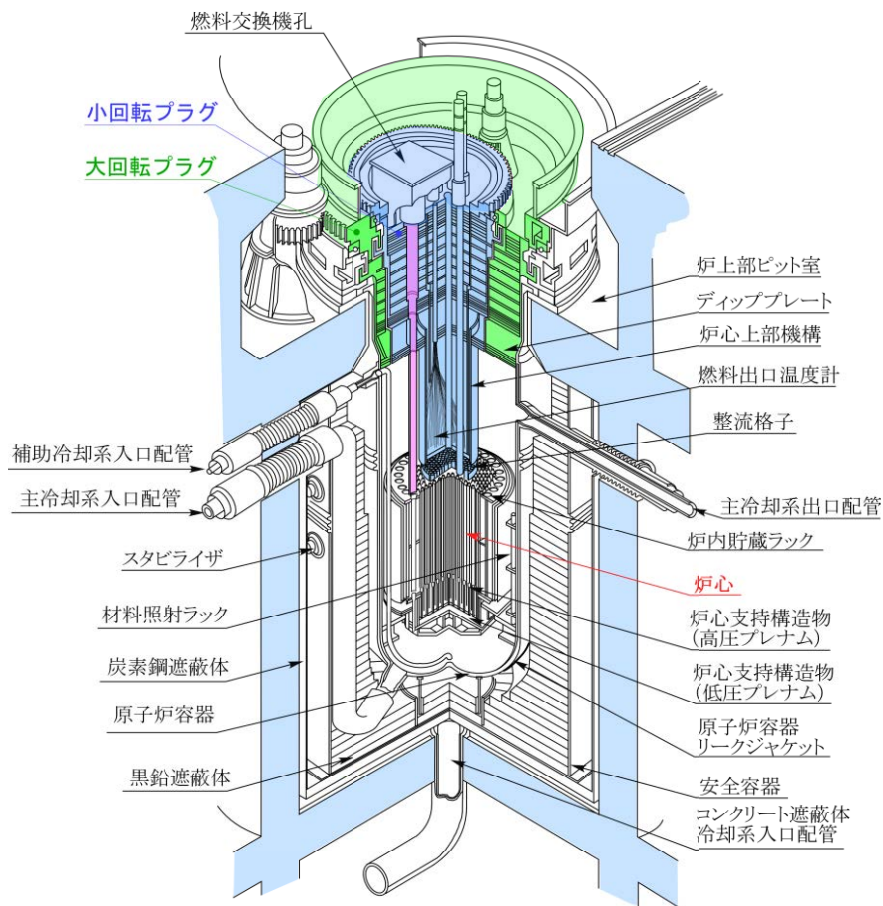
100万kWeの軽水炉: 3000 MWt

「常陽」: 100 MWt

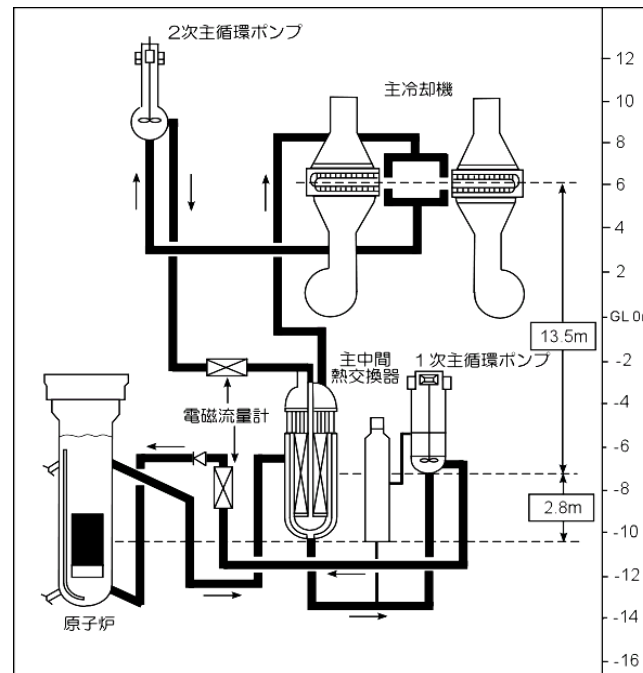
- (2) 燃料材はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット等を、冷却材はナトリウムを使用する。



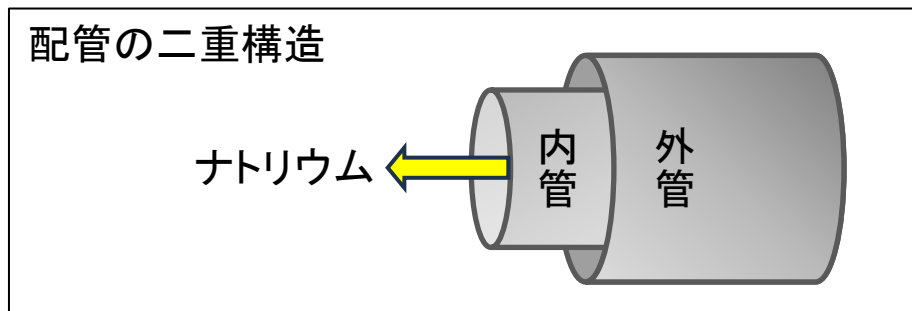
- (3) 炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を蜂の巣状に配列した構造であり、全体は、ほぼ円柱形状である。炉心は、予想される全ての運転範囲において、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得る。



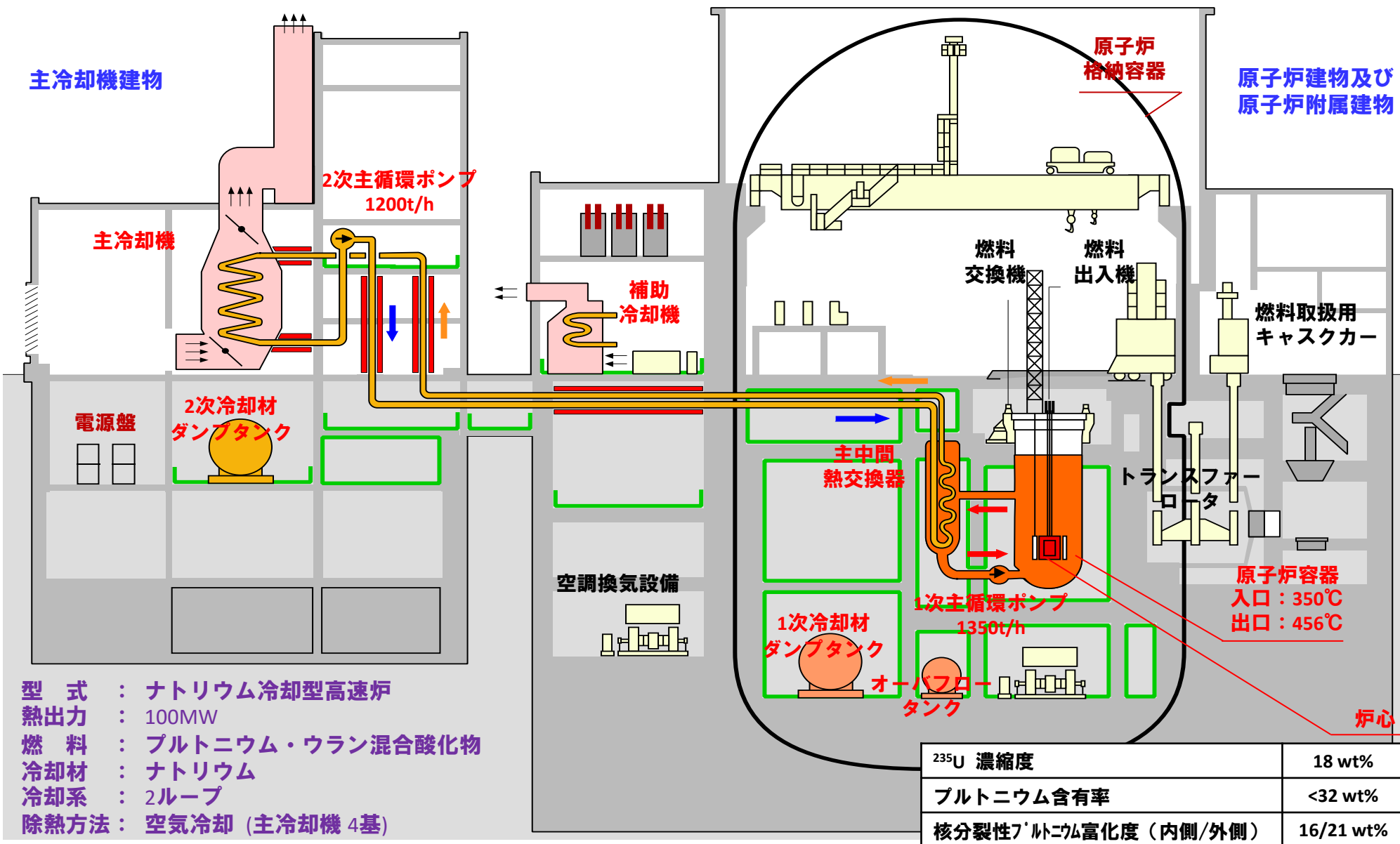
- (4) 冷却材として使用するナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、相変化が生じることはなく、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。
- (5) ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気で使用されるため、原子炉施設は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを有する。原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出できる。



原子炉に対して冷却器を高所に配置することで、ナトリウムの自然循環による除熱を可能とする。  
(過去の自然循環試験により実証済)



- (6) 反応度制御系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系から構成する。また、原子炉停止系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系並びに2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系から構成する。制御棒及び制御棒駆動系は、反応度値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できる。



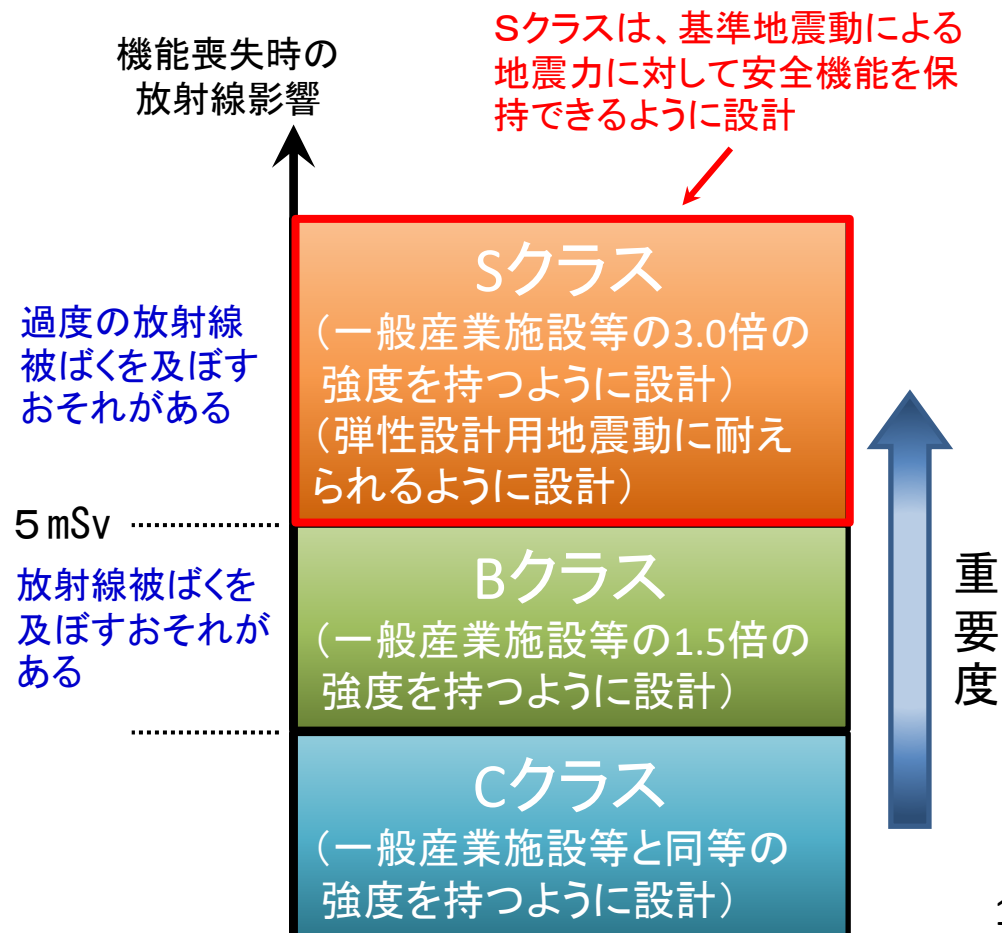
## Ⅱ 耐震重要度分類Sクラスに属する施設 及び安全上重要な施設の有無

地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、次のように分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

➤ **Sクラス:**  
 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼす(5mSvを超える)おそれがある設備・機器を有する施設

➤ **Bクラス:**  
 安全施設のうち、その機能を喪失した場合Sクラス施設に比べて影響が小さい施設

➤ **Cクラス:**  
 Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同程度の安全性が要求される施設



- ・相対的な耐震重要度の選定にあたっては、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以降、「許可基準規則」という)の別紙1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に従い策定された分類フローに沿って、各設備の耐震重要度分類を実施
- ・それぞれの耐震重要度分類に対して、その妥当性を確認

## (1) 原子炉停止機能の維持

上記の考え方に従い、全ての機能(原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能)が喪失した場合を考慮すると、周辺公衆への放射線被ばく影響が5mSvを超えるおそれがあるため、原子炉停止系をSクラスに選定。

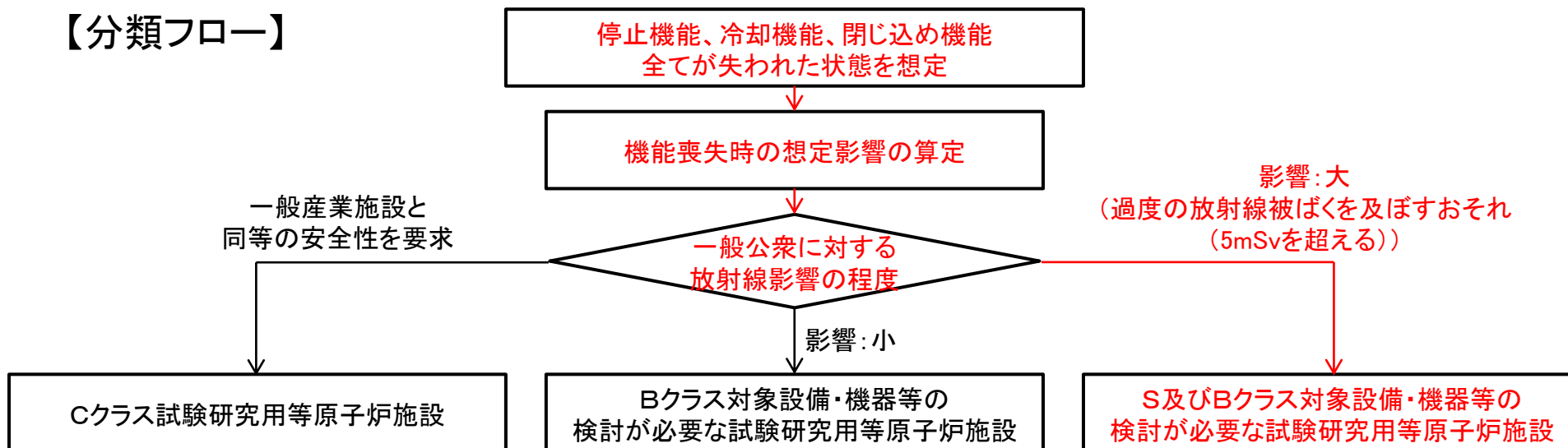
## (2) 機能喪失時の影響から耐震クラスを設定(原子炉の停止機能以外の機能喪失)

原子炉の停止機能以外の機能喪失については、原子炉冷却機能の喪失時及び放射性物質の閉じ込め機能の喪失時には、周辺公衆への放射線被ばく影響が5mSvを超えるおそれがあるため、原子炉冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能に係る重要な部分をSクラスに選定。

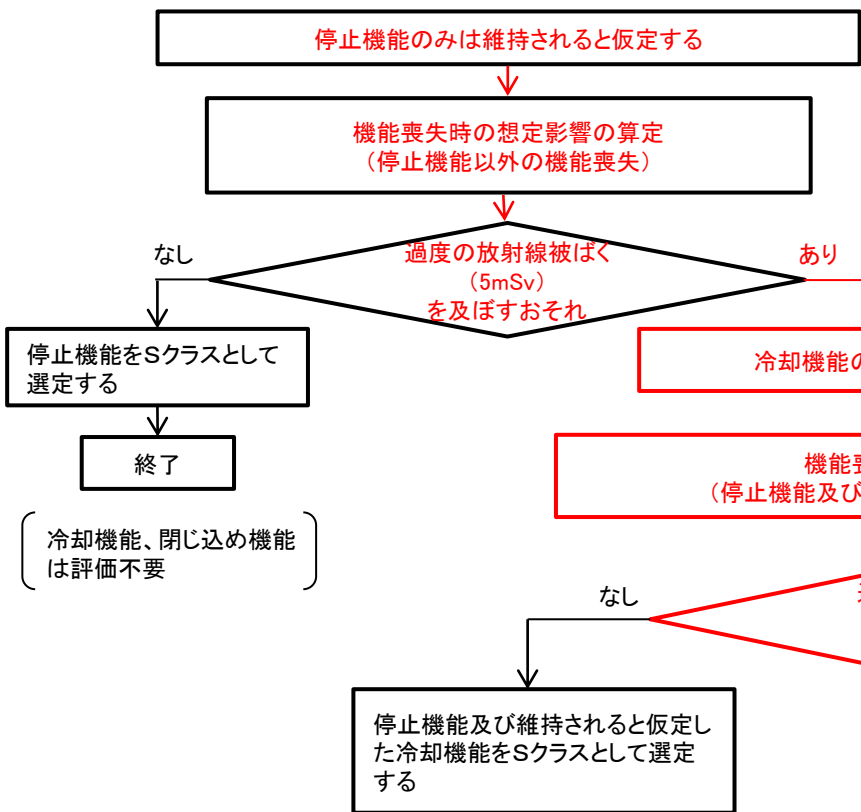
安全評価における条件の一例

評価条件	項目
熱出力	100 MW (100%)
放射性物質の放出量	全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されていることを想定

## 【分類フロー】



## 耐震重要度分類の妥当性確認(一例)



## 「停止機能→冷却機能→閉じ込め機能」 のケース

停止機能並びに維持されると仮定した冷却  
機能及び閉じ込め機能をSクラスとして選定  
する

以下に示す施設をSクラスとすることで、過度の放射線被ばくを排除可能

【停止機能】

(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設

【冷却機能】

(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設

【冷却機能及び閉じ込め機能】

(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系

※ 上記の機能喪失を想定し、「(v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設」もSクラスとした。

検討対象設備・  
機器等の追加

\*1 1%燃料破損を想定

検討対象設備・  
機器等の追加

## 耐震重要度分類の結果、以下の設備・機器をSクラスに選定

- |  |                                    |
|--|------------------------------------|
| (i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系                               | 例: 原子炉容器(本体)、1次主冷却系(容器、配管等)        |
| (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設                                     | 例: 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備(貯蔵ラック、水冷却池)    |
| (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 | 例: 制御棒、制御棒駆動系(駆動機構、上部案内管、下部案内管)    |
| (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設                            | 例: 1次主冷却系(容器、配管等)、2次主冷却系(容器、配管等)   |
| (v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設          | 例: 原子炉容器(リークジャケット)、1次主冷却系(配管(外側)等) |
| (vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設          | 例: 原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁    |
| (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設   | 例: 燃料出入機(コフィン)、燃料取扱用キャスクカー(キャスク)   |
| (viii) その他   | 例: 中央制御室、非常用ディーゼル電源系(上記に関連するもの)    |



- ・安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それぞれの安全機能がどのような役割を果たすべきかを総合的に判断し、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持するよう設計
- ・「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」※1を参考にすが、「常陽」は当該文書における「高出力炉」の定義(熱出力10MW以上、50MW以下)を上回る熱出力100MWであることから、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」も参考に分類
- ・さらにナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にする。

## ◆ 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、安全機能の性質に応じて2種類に分類

異常発生防止系(PS)	その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの
異常影響緩和系(MS)	原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの

## ◆ 重要度分類の設計上の基本的目標

PS及びMSに属する構築物、系統及び機器は、安全機能の重要度に応じて3つのクラスに分類

クラス1	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス2	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス3	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること

※1 「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」

## (1) 安全機能の重要度分類における主な考え方

- ・原子炉の停止機能は重要な機能である ⇒ **主炉停止系及び原子炉保護系(スクラム)はクラス1 ※ 後備炉停止系もクラス1に設定**
- ・原子炉停止後の除熱機能とともに、1次冷却材漏えいを想定し、その漏えい量を低減する機能も重要な機能である。  
⇒ **原子炉冷却材バウンダリ、冷却材バウンダリとともに、リークジャケットや配管(外側)はクラス1**
- ・格納容器は、放射性物質を閉じ込め、周辺公衆への放射線影響を抑制する最後の障壁である。 ⇒ **格納容器バウンダリはクラス1**



## クラス1の構築物、系統及び機器

分類	定義	機能	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材バウンダリ	原子炉容器(本体) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器配管系(計装等の小口径配管機器は除く)
		炉心形状の維持	炉心支持構造物(炉心支持板、支持構造物) 炉心バレル構造物(バレル構造体) 炉心構成要素
MS-1	異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止 未臨界維持	主炉停止系及び後備炉停止系
		1次冷却材漏えい量の低減	リークジャケット及び配管(外側) 他
		放射性物質の閉じ込め機能	格納容器バウンダリ
		原子炉停止後の除熱機能	ポンプモータ及び主冷却器(主送風機を除く) 他 関連系: 原子炉冷却材バウンダリ、冷却材バウンダリ
	安全上必須なその他の設備	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	原子炉保護系(スクラム、アイソレーション)
		安全上特に重要な関連機能	中央制御室 非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系 他

## (2) 安全機能の重要度分類と各種自然現象からの防護設計の主な考え方

- ・竜巻(風速100m/s)、火山灰(層厚50cm)、外部火災について、その他の自然現象(台風、雨、雪等)と同様にクラス1~クラス3の設備機器を防護
- ・重要安全施設(クラス1及びクラス2の一部)以外の安全施設について、その機能等に鑑み、代替措置や修復等を含めて、安全機能を損なわないものとする。

### Ⅲ 新規制基準を踏まえた主な安全対策

## 高速実験炉「常陽」 (100MW)

試験研究用等原子炉に対して、意図的な航空機衝突等のBDBAを超える事象への対策は求められていないが、原子力規制委員会の決定に基づき実用発電炉の基準を一部取り入れた対策を施す。

### 実用発電炉

重大事故	意図的な航空機衝突
	放射性物質の拡散抑制対策
	格納容器破損防止対策
	炉心損傷防止対策
	内部溢水に対する考慮
	自然災害に対する考慮 (火山、竜巻、森林火災等)
	火災に対する考慮
	電源の信頼性
	その他の設備の性能
	耐震・耐津波性能 (Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)

### 高中出力試験研究炉 (熱出力 500kW以上、50MW以下)

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(BDBA)

内部溢水に対する考慮
自然災害に対する考慮 (火山、竜巻、森林火災等)
火災に対する考慮
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能 (Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)

### 低出力試験研究炉 (熱出力 500kW未満)

内部溢水に対する考慮
自然災害に対する考慮 (火山、竜巻、森林火災等)
火災に対する考慮
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能 (Sクラスの設備・機器なし)

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第3条	地盤	敷地の調査結果から十分な支持力を有していることを確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐震重要施設を設置する地盤に将来活動する可能性のある断層等が認められないことを確認</li> <li>・基準地震動による地震力に対して <u>主冷却機建物の地盤改良により、すべてにおいて十分な支持性能を有することを確認</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>主冷却機建物の地盤改良</u></li> </ul>	p.39 ～ p.43
第4条	地震による損傷の防止	設置時(耐震指針策定前)の分類に基づき自主的に対象を選定し設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>・規則(解釈)に従った耐震重要度分類を実施</li> <li>・基準地震動(<math>S_s-D</math>、<math>S_s-1\sim 6</math>の合計7波)を策定</li> <li>・策定された地震動を用いて耐震評価及び耐震設計を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>耐震補強</u></li> </ul>	p.44 ～ p.53
第5条	津波による損傷の防止	過去の津波(十勝沖地震の5m)等を考慮	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉施設は丘陵地帯の台地に位置するため(T.P.+約35 m～+約40 m)、津波(想定:T.P.+17.8m)により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮不要</li> </ul>	なし	p.56

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	洪水	なし (追加された要求事項)	・地形的に、洪水による被害は考えられないことを確認(設計上考慮不要)	なし	—
	風(台風)	過去の台風の記録等を考慮し、建築基準法に定める設計基準に従って設計	同左	なし	—
	竜巻	なし (追加された要求事項)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計竜巻の最大風速(92m/s)を安全側に切り上げ、最大風速として100m/sを考慮し安全性を損なわない設計</li> <li>・竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれの確認された場合には、原子炉を停止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・飛来物による貫通/裏面剥離の防止対策</li> <li>・飛散防止対策(固縛又は移動等)</li> </ul>	p.58 ~ p.60
	凍結	敷地周辺の気候の調査結果から安全を損なうおそれのない設計	同左	なし	—
	降水	敷地周辺の気候の調査結果から安全を損なうおそれのない設計	同左	なし	—
	積雪	敷地周辺の気候の調査結果から安全を損なうおそれのない設計	同左	なし	—

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	落雷	建築基準法に基づき避雷針を設置	同左 (避雷設備については、JIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベル I に適合するものに変更)	・ <u>避雷設備の更新</u>	p.61
	地滑り	敷地の調査結果から考慮不要	同左	なし	—
	火山の影響	なし (追加された要求事項)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>火山灰の層厚50cmを設定し、安全性を損なわない設計</u></li> <li>・<u>降下火砕物の侵入を防止する設計</u></li> <li>・<u>降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタやストレーナの整備</u></li> <li>・<u>除灰作業に必要な装備を整備</u></li> </ul>	p.67
	生物学的事象	なし (追加された要求事項)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海より取水していないため、海生生物等による影響はない</li> <li>・補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、必要に応じて薬液注入を行い、微生物の発生による影響を軽減</li> </ul>	なし	—
	森林火災	なし (追加された要求事項)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>温度影響等を評価し、外部火災に対して安全機能を損なわない設計</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>延焼防止のため防火帯を設置</u></li> </ul>	p.68
	飛来物(航空機落下等)	防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えないことを確認	同左 (最新のデータに基づき評価： <u>約<math>9.4 \times 10^{-8}</math>回/炉・年</u> )	なし	—

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	ダムの崩壊	ダムの崩壊により本施設に影響を及ぼすような河川はないことを確認	同左	なし	—
	爆発	安全施設に影響を及ぼすような爆発は想定されないことを確認	・近隣施設及びタンクローリーによる給油時の爆発を考慮しても安全性を損なわない設計	なし	—
	近隣工場等の火災	なし (追加された要求事項)	・敷地外の近隣工場等(半径10km以内)において火災・爆発が発生した場合の熱影響を考慮しても安全性を損なわない設計	なし	—
	有毒ガス	なし (追加された要求事項)	・有毒ガスを考慮しても安全性を損なわないことを確認(中央制御室における外気の取り込み遮断措置及び原子炉停止(有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれが確認された場合))	・空気呼吸器の配備	—
	船舶の衝突	なし (追加された要求事項)	・地形等より、船舶の衝突による被害は考えられないことを確認(設計上考慮不要)	なし	—
	電磁的障害	なし (追加された要求事項)	・電磁的障害を考慮しても安全性を損なわないことを確認	なし	—



許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第7条	不法な侵入の防止	物理的障壁を設置するとともに、区域管理等を実施	同左	なし	—
第8条	火災による損傷の防止	<p>【ナトリウム漏えい及びナトリウムが漏えいした場合のナトリウム燃焼】 ナトリウム漏えいの発生防止、早期感知、影響軽減の3方策を適切に組み合わせる設計するとともに、ナトリウムが漏えいした場合のナトリウム燃焼について、早期感知、影響軽減の方策を措置</p> <p>【一般火災】 火災の発生防止、早期感知と消火、影響軽減の3方策を適切に組み合わせる設計</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本的な考え方は同様であるが、方策の程度を強化</li> <li>・ナトリウム燃焼については、3方策をそれぞれ適用し、設計</li> <li>・火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止(手動スクラム)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気呼吸器の増備</li> <li>【ナトリウム漏えい及びナトリウムが漏えいした場合のナトリウム燃焼】</li> <li>・<u>ナトリウムを保有する機器等の耐震補強(Ss地震に対する機能維持)</u></li> <li>【一般火災】</li> <li>・<u>重要なケーブルの難燃化</u></li> <li>・<u>重要な機器等が設置される区画の早期感知及び消火機能の強化</u></li> </ul>	p.69 ～ p.73
第9条	溢水による損傷の防止	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように設計</li> <li>・放射性物質を含む溢水が管理区域外に漏えいしないように設計</li> <li>・原子炉の運転に影響を及ぼすおそれがある溢水を確認した場合において、原子炉を停止(手動スクラム)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>漏えい検出器の設置</u></li> <li>・<u>堰や止水板の設置</u></li> </ul>	p.74 ～ p.75
第10条	誤操作の防止	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故において、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計	同左	なし	—

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第11条	安全避難通路等	誘導灯又は誘導標識及び避難用照明を設置	・基本的な考え方は同様であるが、方策の程度を強化	・ <u>避難用照明の整備</u> ・ <u>バッテリー内蔵型の可搬式照明を配備</u>	p.76
第12条	安全施設	安全機能を有する施設の安全性が損なわれない設計(重要度に応じた信頼性を確保)	同左 (安全重要度分類を規則(解釈)に基づき実施し、設置変更許可申請書に明確化)	なし	—
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	安全評価指針等を参考に抽出した事象について、評価し、要件を満足することを確認	・最新の知見等を参考に事象を再設定するとともに、炉心の変更を反映した安全評価を実施	なし	p.86 ～ p.94
第18条	安全保護回路	原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)を整備	・基本的な考え方は同様であるが、熱出力の変更及び炉心の変更に伴い設定値を変更	なし	—
第19条	反応度制御系統	6式の制御棒及び制御棒駆動系を設置	・4式の制御棒及び制御棒駆動系により炉心の反応度を制御(2式については、後備炉停止系として使用)	・ <u>熱出力の変更</u> ・ <u>炉心の変更</u>	p.77 ～ p.78
第22条	放射性廃棄物の廃棄施設	周辺環境に対して放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計	・基本的な考え方は同様であるが、炉心の変更を反映した被ばく評価を実施	なし	—

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第23条	保管廃棄施設	固体状の放射性廃棄物は、汚染拡大防止措置を講じて保管し、また、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送	・基本的な考え方は同様であるが、 <u>一時保管用として用いていた区域を固体廃棄物の保管施設として設定</u>	なし	—
第24条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	敷地境界において、年間50μGy以下になるように設計管理	同左	なし	—
第25条	放射線からの放射線業務従事者の防護	放射線業務従事者の放射線被ばくの監視・管理のできる設計	同左	なし	—
第28条	保安電源設備	非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池等を設置	同左	なし	—
第29条	実験設備等	炉心の安全機能等に影響を与えないように設計	同左 (現時点において、使用中の実験設備等を有しない)	なし	—
第30条	通信連絡設備等	施設内、敷地内/外に必要な指示、連絡ができる通信連絡設備を設置	・基本的な考え方は同様であるが、方策の程度を強化(構内一斉放送を大洗研究所として整備済。また、敷地内/外への連絡手段を多重化又は多様化)	・ <u>施設内スピーカーの整備</u> ・ <u>敷地外への連絡手段の多重化</u>	p.115

許可基準規則		従来の対策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第32条	炉心等	熱出力を140MWとしたMK-III炉心で運転	・熱出力を100MWとしてMK-IV炉心に変更	・ <u>熱出力の変更</u> ・ <u>炉心の変更</u>	p.77 ～ p.78
第42条	外部電源を喪失した場合の対策設備等	非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池等を設置	同左	なし	—
第43条	試験用燃料体	炉心の安全機能等に影響を与えないように設計	・基本的な考え方は同様であるが、今後の照射試験計画等を踏まえ、燃料要素の種類を削減	なし	—
第44条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	取扱及び貯蔵施設は、臨界防止、遮へい等を考慮した設計	同左	なし	—
第50条	原子炉制御室等	主要なパラメータが監視できる設計	・基本的な考え方は同様であるが、中央制御室外原子炉停止盤を新設	・ <u>中央制御室外原子炉停止盤の設置</u>	p.79 ～ p.80
第51条	監視設備	放射線量をモニタリングできるとともにサンプリングによる測定ができる設計	・基本的な考え方は同様であるが、方策の程度を強化(モニタリングポストの信号伝送系の多様化及び非常用電源(無停電電源及び非常用発電機(可搬型含む))を大洗研究所として整備済。)	なし (整備済のものを共用)	—

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第53条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準事故よりも発生頻度が低く、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事象を想定し、対策を整備</li> <li>・燃料体の損傷が想定される事故(炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故)として、15事象を評価事故シーケンスとして選定。</li> <li>・使用済燃料の損傷が想定される事故として、2事象を選定</li> <li>・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ること(多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象)を仮想的に想定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材の整備</li> <li>➢炉心の著しい損傷を防止するための対策: 後備炉停止系の設置、後備炉停止系用論理回路の設置、制御棒連続引抜き阻止インターロックの設置等</li> <li>➢格納容器の破損を防止するための対策: 1次アルゴンガス系の安全板の設置(断熱材及びヒートシンク材の配備を含む。)等</li> <li>➢使用済燃料貯蔵設備に注水するための対策: 可搬式ポンプ及びホース等</li> <li>➢多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対策: 仮設放水設備等</li> </ul>	p.95 ～ p.111

許可基準規則		従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
第55条	一次冷却システム設備	適切な冷却能力を有し、または、破損し一次冷却材の漏えいが発生しないように設計	同左	なし	—
第56条	残留熱を除去することができる設備	崩壊熱その他の残留熱を除去でき、燃料の許容設計限界を超えないように設計	同左	なし	—
第57条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	最終ヒートシンクである大気へ熱を輸送できる設計	同左	なし	—
第58条	計測制御システム施設	温度・液位等を計測、制御及び監視をできる設計	同左	なし	—
第59条	原子炉停止システム	6式の制御棒及び制御棒駆動系を設置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・4式の制御棒及び制御棒駆動系により原子炉を停止</li> <li>・2式については、後備炉停止系として使用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力の変更</li> <li>・炉心の変更</li> <li>・後備炉停止系の設置</li> </ul>	p.77 ~ p.78 ・ p.81
第60条	原子炉格納施設	事故時の放射性物質の閉じ込め及び放出低減として、原子炉格納容器及び非常用ガス処理装置を設ける設計	同左	なし	—

新增設等計画対象設備	追加措置が必要な項目(条)														
	3	4	6				8	9	11	19	30* <sup>2</sup>	32	50	53* <sup>2</sup>	59
	地盤	地震	竜巻	落雷	火山	森林火災	火災	溢水	安全避難通路等	反応度制御系統	通信連絡設備等	炉心等	原子炉制御室等	B D B A	原子炉停止系統
熱出力の変更* <sup>1</sup>										○		○			○
原子炉本体(炉心)の変更										○		○			○
後備炉停止系の設置															○
中央制御室外原子炉停止盤の設置													○		
制御棒連続引抜き阻止インターロックの設置														○	
後備炉停止系用論理回路の設置														○	
1次アルゴンガス系への安全板の設置(断熱材及びヒートシンク材の配備を含む。)														○	
新增設等計画対象設備に該当しないが、追加の措置を実施するもの	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○				

\*1 第18条(安全保護回路)において、スクラム設定値を変更。

\*2 第30条(通信連絡設備等)及び第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)に係る説明は、「IV 想定する事故及び事故発生時の安全対策(事故対策)」を参照。

## 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

内陸地殻内地震

プレート間地震

海洋プレート内地震

敷地周辺の考慮すべき断層の抽出

検討用地震の選定

基本震源モデルの設定

不確かさの考慮

応答スペクトル手法

断層モデル手法

すべて包絡するよう  
S<sub>s</sub>-Dを策定

一部周期帯で基準地震動S<sub>s</sub>-Dを上回るケースを選定(S<sub>s</sub>-1~6)

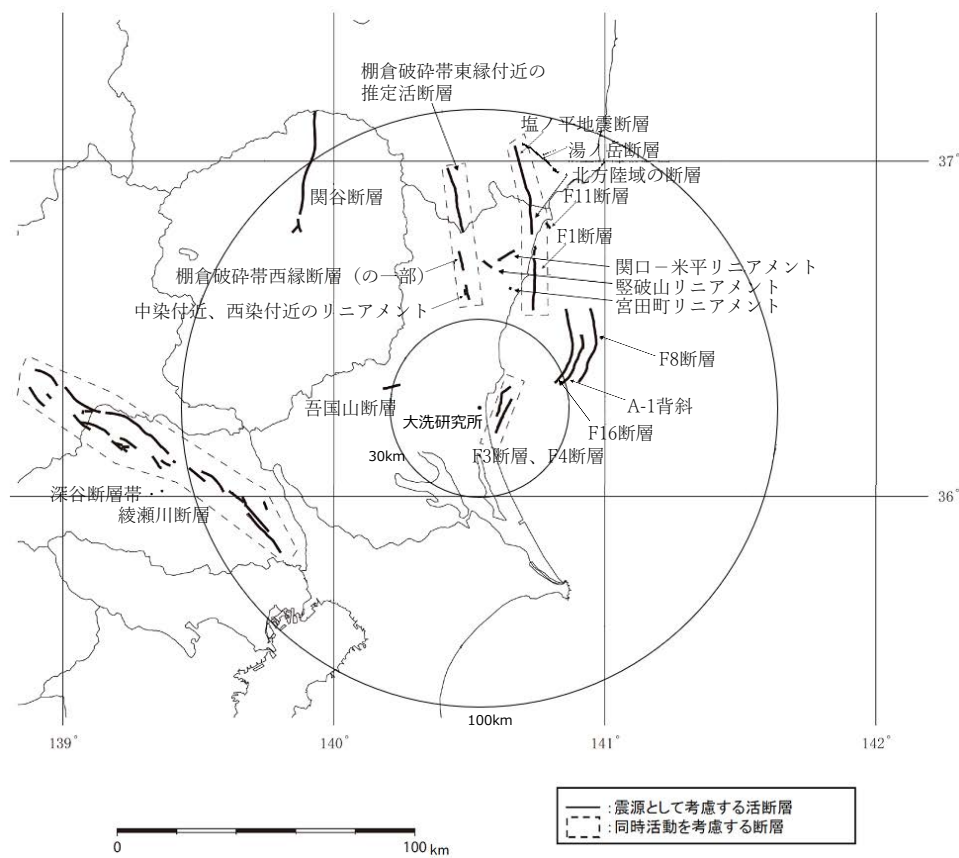
## 震源を特定せず策定する地震動

地域性を考慮する地震動

全国共通に考慮すべき地震動

- ・標準応答スペクトル
- ・2004年北海道留萌支庁南部地震





**考慮対象の断層位置図**  
(大洗研究所敷地内には将来活動する可能性のある断層等の存在は認められない)

地震名	長さ (km)	地震規模 M	等価震源距離
関谷断層	40	7.5	103
深谷断層帯・綾瀬川断層	103	8.2	115
関ロー米平リニアメント	6	6.8※ <sup>1</sup>	49
豎破山リニアメント	4	6.8※ <sup>1</sup>	45
宮田町リニアメント	1	6.8※ <sup>1</sup>	42
吾国山断層	6	6.8※ <sup>1</sup>	35
F8断層	26	7.2	36
F11断層	5	6.8※ <sup>1</sup>	60
F16断層	26	7.2	39
A-1背斜	19	7.0	31
棚倉破碎帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層	42	7.5	55
F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層	58	7.8	56
F3断層～F4断層	17	6.9	12

※1 長さの短い断層については、敷地周辺における震源と活断層とを関連付けることが困難なため、地震の最大規模を考慮して、M6.8として評価する。

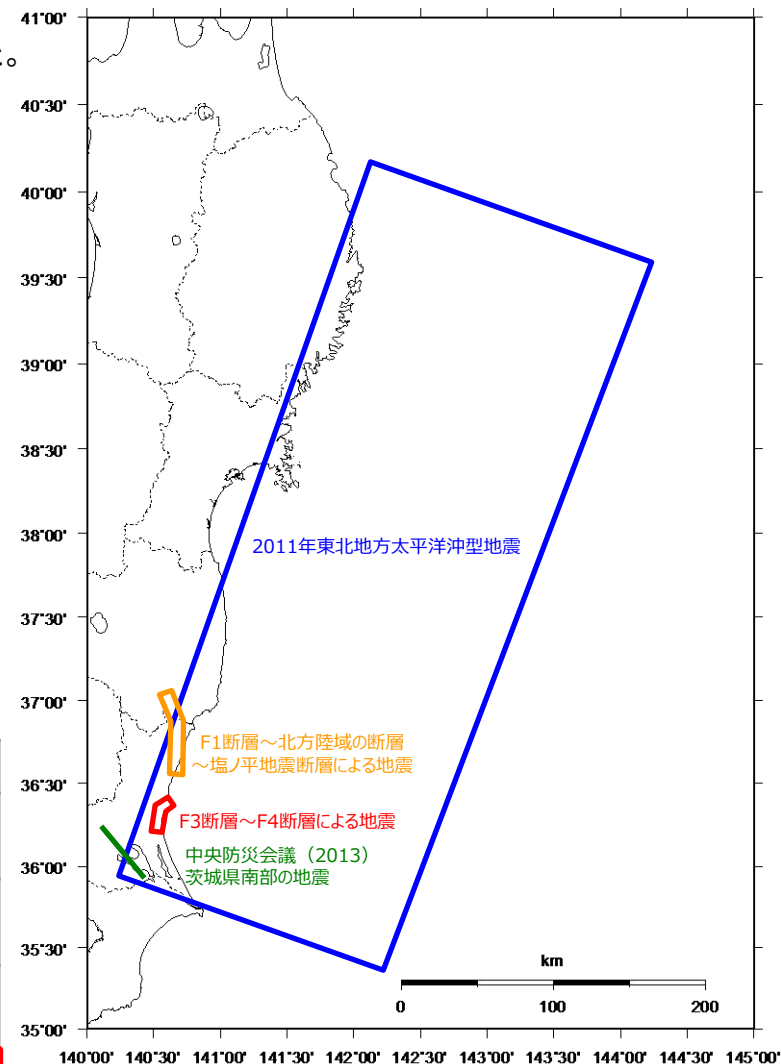
- **敷地ごとに震源を特定して策定する地震動**  
活断層調査結果や地震発生状況等を考慮し、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、検討用地震を選定して地震動を評価した。

地震発生様式	検討用地震
内陸地殻内地震	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(M7.8)
	F3断層～F4断層による地震(M7.0)
プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0) ※
海洋プレート内地震	中央防災会議(2013) 茨城県南部の地震(M7.3)

※プレート間地震として、津波評価で設定した震源(茨城県沖に想定する津波波源)による地震も評価しており、「2011年東北地方太平洋沖型地震」が敷地での地震動として最も大きくなる。

- **震源を特定せず策定する地震動**  
試験研究炉規則等に基づき、地域性を考慮する地震動と全国共通に考慮すべき地震動を評価した。

震源を特定せず策定する地震動	
地域性を考慮する地震動	2008年岩手・宮城内陸地震
	2000年鳥取県西部地震
全国共通に考慮すべき地震動	2004年北海道留萌支庁南部地震
	標準応答スペクトル※



検討用地震の断層モデル図

※ 2021年4月規則改正により追加された標準応答スペクトル。  
[HTTR許可(2020年6月)以降に追加]

## ■敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

プレート間地震	海洋プレート内地震	内陸地殻内地震	
<b>【検討用地震の選定】</b>	<b>【検討用地震の選定】</b>	<b>【検討用地震の選定】</b>	<b>【検討用地震の選定】</b>
2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)	中央防災会議 茨城県南部の地震(Mw7.3)	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(M7.8)	F3断層～F4断層による地震(M7.0)
<b>【基本震源モデルの設定】</b>	<b>【基本震源モデルの設定】</b>	<b>【基本震源モデルの設定】</b>	<b>【基本震源モデルの設定】</b>
強震動予測レシピに基づく震源モデル(Mw9.0)	中央防災会議(2013)等の各種知見に基づく震源モデル(Mw7.3)	地質調査結果や強震動予測レシピに基づく震源モデル(M7.8)	地質調査結果や強震動予測レシピに基づく震源モデル(M7.0)
<b>主な特徴</b>	<b>主な特徴</b>	<b>主な特徴</b>	<b>主な特徴</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>既往最大である2011年東北地方太平洋沖地震と同様のMw9.0を想定している。</li> <li>巨大プレート間地震に対して適用性を確認した強震動予測レシピに基づきパラメータを設定している。</li> <li>基本震源モデルによる評価結果は、東北地方太平洋沖地震における敷地観測記録と良く対応していることを確認している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>想定に基づいた中央防災会議(2013)は、フィリピン海プレートに関する最新知見を踏まえたものであり、1855年安政江戸地震の再現モデル(応力降下量52MPa)に2割程度保守性を考慮(応力降下量62MPa)している。</li> <li>フィリピン海プレートの厚さが20km以上となる領域のうち、敷地に近い位置に想定している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2011年福島県浜通りの地震の知見から、地震発生層の上端深さを3kmと設定している。下端深さについては保守的に18kmとし、断層幅をより厚く想定している。</li> <li>断層傾斜角については、F1断層における音波探査結果や2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデルでの傾斜角を参考に西傾斜60度としている。</li> <li>断層全長約58kmを南部と北部に区分けする際、リニアメントが判読されない区間をF1断層側に含め、これらを合わせて一つの区間とすることで敷地に近い南部区間に配置するアスペリティの地震モーメントや短周期レベルを大きくし、安全側の設定としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地質調査結果を基に評価される地震規模(地震モーメント<math>6.45 \times 10^{18}</math>Nm)に対して、内陸地殻内地震のスケールリング則を踏まえ、保守的に地震規模を嵩上げ(地震モーメント<math>7.50 \times 10^{18}</math>Nm)している。</li> <li>破壊開始点の設定にあたっては、断層下端及びアスペリティ下端に複数設定し、敷地の地震動への影響を踏まえて選定している。なお、断層が敷地に近く、破壊開始点の影響が大きいことから、基本震源モデル並びに不確かさを考慮したモデルの各検討ケースに応じて破壊開始点を選定している。</li> </ul>
<b>【不確かさの考慮】</b>	<b>【不確かさの考慮】</b>	<b>【不確かさの考慮】</b>	<b>【不確かさの考慮】</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>SMGA位置の不確かさ(過去に発生した地震の位置→敷地最短)</li> <li>短周期レベルの不確かさ(宮城県沖で発生する地震の短周期励起特性を概ねカバーするレベルとして基本震源モデルの1.5倍を考慮)</li> <li>SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>断層傾斜角の不確かさ(90度→敷地に向く角度+すべりの方向)</li> <li>アスペリティ位置の不確かさ(海洋マントル上端→海洋地殻上端)</li> <li>応力降下量の不確かさ(62MPa→77MPa)</li> <li>地震規模の不確かさ(Mw7.3→Mw7.4)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>短周期レベルの不確かさ(2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ基本震源モデルの1.5倍を考慮)</li> <li>断層傾斜角の不確かさ(2011年福島県浜通りの地震の震源域での余震分布の形状を考慮し、傾斜角45度を考慮)</li> <li>アスペリティ位置の不確かさ(端部1マス離隔あり→端部1マス離隔なし)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>短周期レベルの不確かさ(2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ基本震源モデルの1.5倍を考慮)</li> <li>断層傾斜角の不確かさ(強震動予測レシピを踏まえ、傾斜角45度を考慮)</li> <li>アスペリティ位置の不確かさ(震源として考慮する活断層のうち、主体的なF3断層部に設定→F4b-1断層部に配置されるように設定)</li> </ul>

## ■震源を特定せず策定する地震動

地域性を考慮する地震動
2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震について、地質・地質構造、変動地形、火山フロント、地震地体構造、応力場等を整理し、震源域と敷地近傍の特徴には類似性がないことから、対象外とする。
<b>全国共通に考慮すべき地震動</b>
2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)に保守性を考慮した地震動を設定
標準応答スペクトルについて、乱数位相及び実位相による検討を行い、地震動の応答スペクトル及び継続時間の比較から乱数位相による検討結果を選定
↑ [HTTR許可(2020年6月)以降に追加]

■敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

■震源を特定せず策定する地震動

プレート間地震	海洋プレート内地震	内陸地殻内地震	
<p>【応答スペクトル手法】</p> <p>敷地における2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波を包絡し、断層モデル手法の評価結果を補完した応答スペクトルを設定</p>	<p>【応答スペクトル手法】</p> <p>Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮</p>	<p>【応答スペクトル手法】</p> <p>Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮</p>	<p>【応答スペクトル手法】</p> <p>Noda et al.(2002)による手法に加え、その他の距離減衰式を考慮</p>
<p>【断層モデル手法】</p> <p>経験的グリーン関数法による評価</p>	<p>【断層モデル手法】</p> <p>統計的グリーン関数法による評価</p>	<p>【断層モデル手法】</p> <p>経験的グリーン関数法による評価</p>	<p>【断層モデル手法】</p> <p>統計的グリーン関数法による評価</p>
<p>応答スペクトル手法による基準地震動</p> <p>・応答スペクトル手法によるプレート間地震、海洋プレート内地震、内陸地殻内地震の地震動評価結果をすべて包絡するよう<math>S_s-D</math>を策定 ・模擬地震波の作成においてはプレート間地震である2011年東北地方太平洋沖型地震を考慮した振幅包絡線を作成し、継続時間をより長く設定</p>		<p>断層モデル手法による基準地震動</p> <p>断層モデル手法によるプレート間地震、海洋プレート内地震、内陸地殻内地震の地震動評価結果のうち、一部周期帯で基準地震動<math>S_s-D</math>を上回るケースを選定</p>	

2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)に保守性を考慮した地震動、標準応答スペクトルを考慮した地震動のうち、一部周期帯で基準地震動 $S_s-D$ を上回るケースを選定

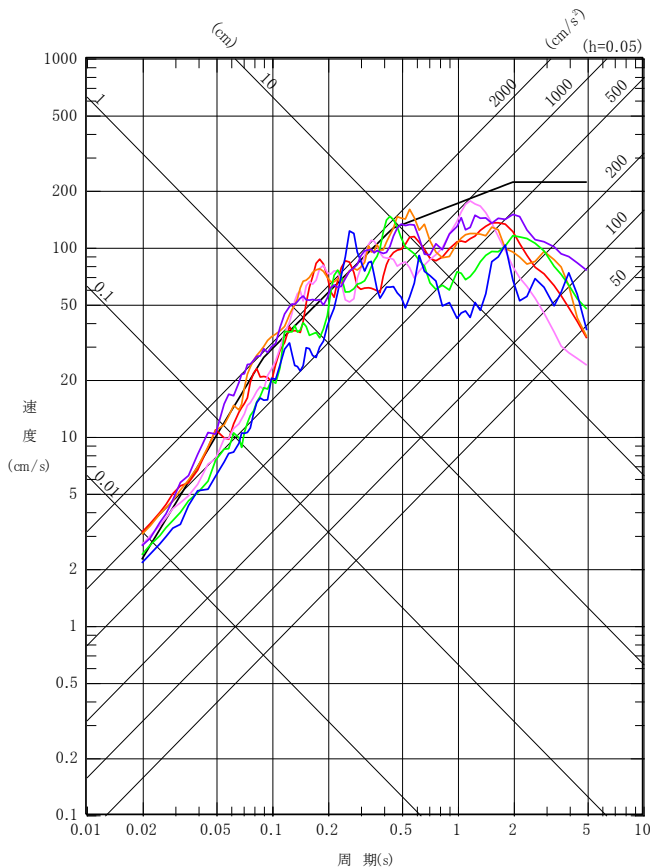
■基準地震動 $S_s$ の策定

<p><math>S_s-D</math> 応答スペクトル手法による基準地震動</p> <p><math>S_s-1</math> F3断層~F4断層による地震(M7.0)(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)</p> <p><math>S_s-2</math> F3断層~F4断層による地震(M7.0)(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)</p> <p><math>S_s-3</math> F3断層~F4断層による地震(M7.0)(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)</p> <p><math>S_s-4</math> F3断層~F4断層による地震(M7.0)(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)</p> <p><math>S_s-5</math> 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)</p> <p><b><math>S_s-6</math> 標準応答スペクトルを考慮した地震動</b></p>	<p>← [HTTR許可(2020年6月)で策定済]</p> <p>← [HTTR許可(2020年6月)以降に追加]</p>
--	--

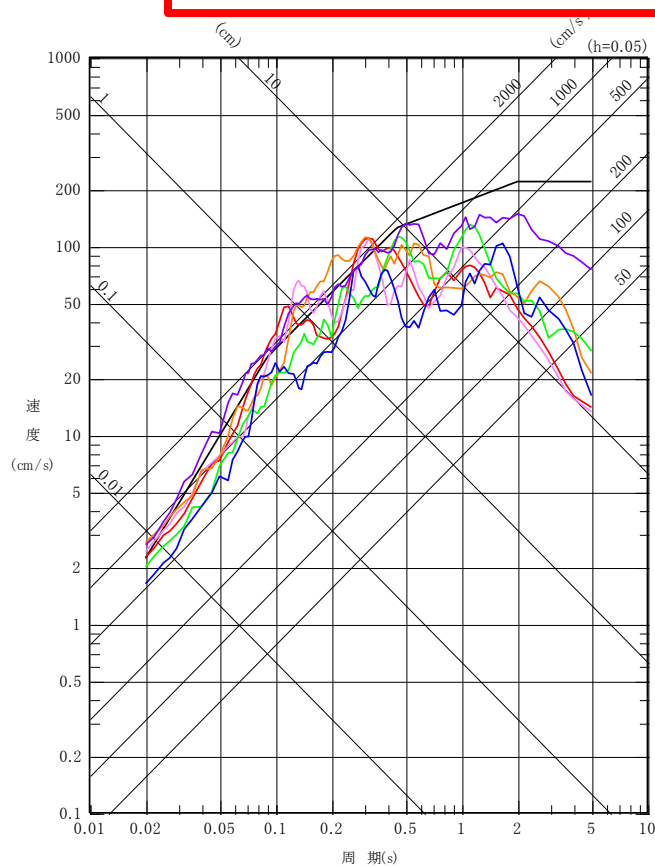
## ③基準地震動Ss

基準地震動として7波を設定

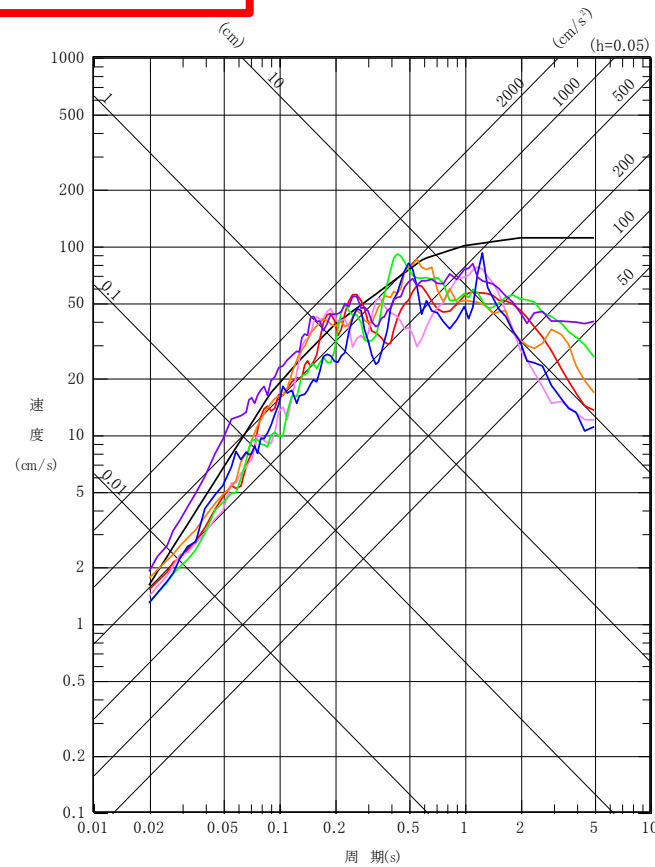
- Ss-D 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-1 F3断層~F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)
- Ss-2 F3断層~F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)
- Ss-3 F3断層~F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)
- Ss-4 F3断層~F4断層による地震(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)
- Ss-5 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- Ss-6 標準応答スペクトルを考慮した地震動



NS成分



EW成分



UD成分

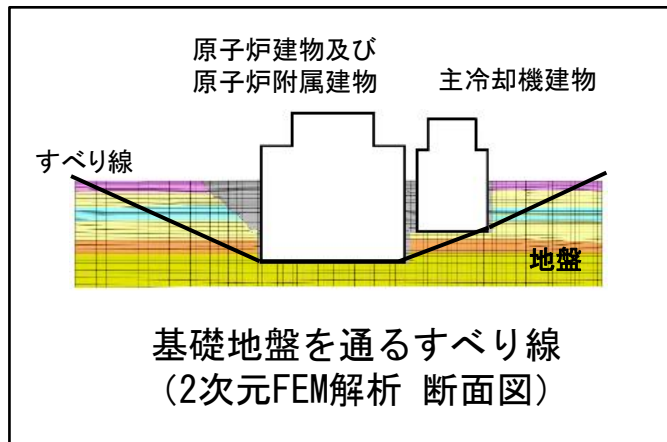
## ④基準地震動Ssの加速度時刻歴波形

基準地震動		最大加速度 (cm/s <sup>2</sup> )		
		NS成分	EW成分	UD成分
Ss-D	応答スペクトル手法による基準地震動			
Ss-1	F3断層～F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)			
Ss-2	F3断層～F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)			
Ss-3	F3断層～F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)			
Ss-4	F3断層～F4断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)			
Ss-5	2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)			
Ss-6	標準応答スペクトルを考慮した地震動			

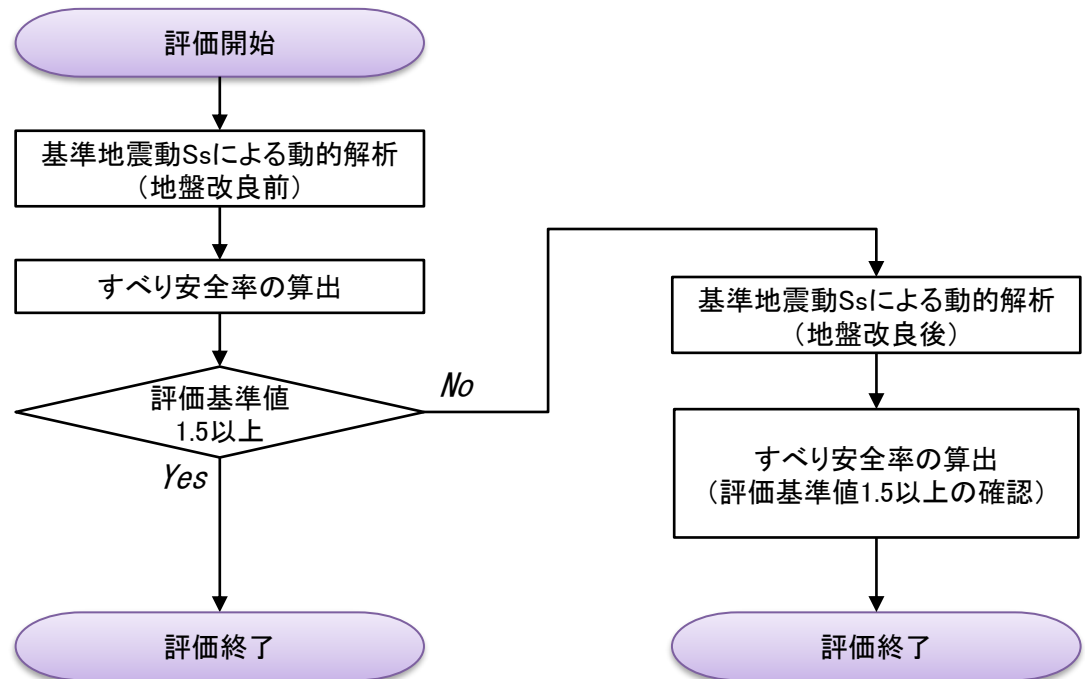
※表中のグラフは各基準地震動Ssの加速度時刻歴波形(縦軸:加速度[cm/s<sup>2</sup>], 横軸:時間[s])

## 地盤の安定性の評価方法

- ・「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」に基づき、2次元FEM解析により地盤応力を算出し、基準地震動 $S_s$ に対して基礎地盤のすべり安全率が評価基準値1.5を上回ることを確認する。
- ・すべり安全率は基礎地盤を通るすべり線上の抵抗力を滑動力で除して算出する。
- ・すべり安全率が評価基準値1.5を下回る場合、評価基準値を満足するよう、すべり対策（地盤改良）を検討する。



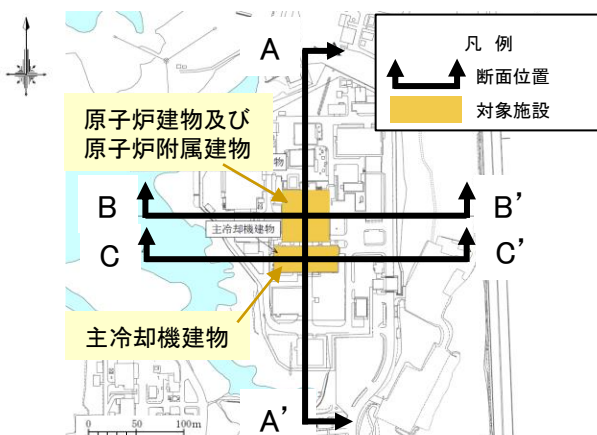
$$\text{すべり安全率} = \frac{\text{すべり線上の抵抗力}}{\text{すべり線上の滑動力}} \geq 1.5$$



## 地震に対する地盤の安定性の確認

- 原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物について、地盤の支持性能を確認するため、基準地震動 $S_s$ に対する地盤の安定性評価を実施した。
- 原子炉建物及び原子炉附属建物は、最小すべり安全率が1.8である。
- 主冷却機建物は、最小すべり安全率が1.3である。

主冷却機建物の東西断面(C-C'断面)において最小すべり安全率が評価基準値1.5を下回ることから、地盤改良によるすべり安全率の向上を行う。



解析断面位置

## すべり安全率の評価結果(地盤改良前)

断面	想定すべり線形状	地震動※1	すべり安全率※2
A-A'		$S_s$ -D (+, -)	1.9 [46.63]
B-B'		$S_s$ -D (+, -)	1.8 [46.67]
C-C' 地盤改良前		$S_s$ -D (+, -)	1.3 [22.78]

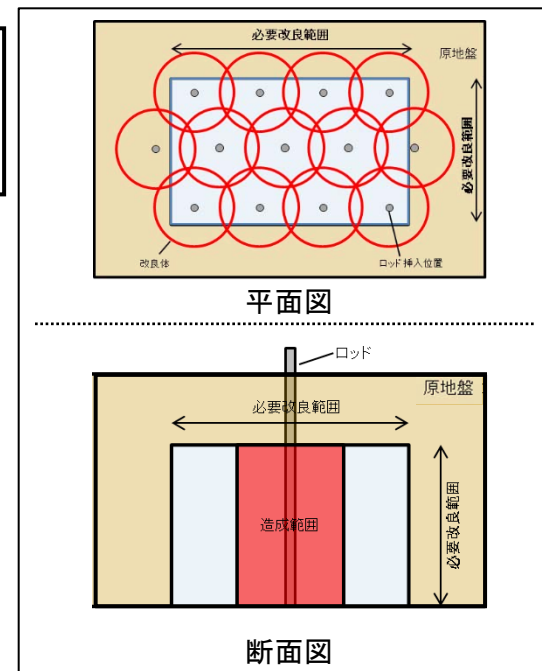
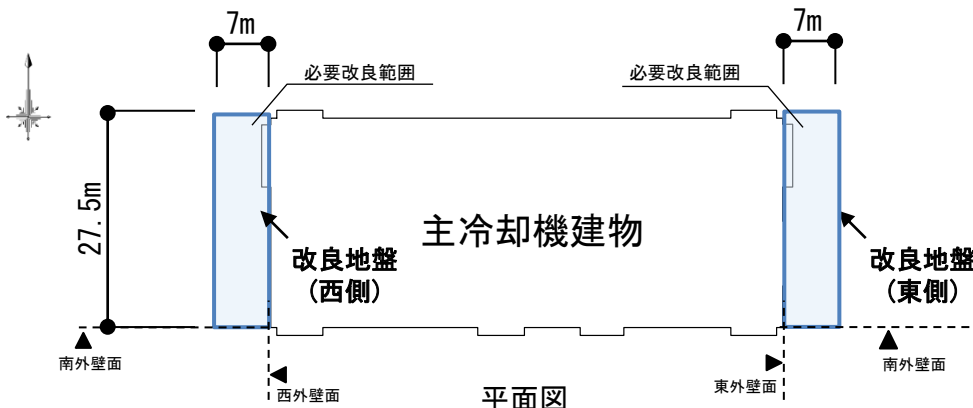
※1 (+, +)位相反転なし、(-, +)水平反転、(+, -)鉛直反転、(-, -)水平反転かつ鉛直反転

※2 地盤強度のばらつき(平均強度-1 $\sigma$ )を考慮した評価結果。  
[ ]は発生時刻(秒)を示す。

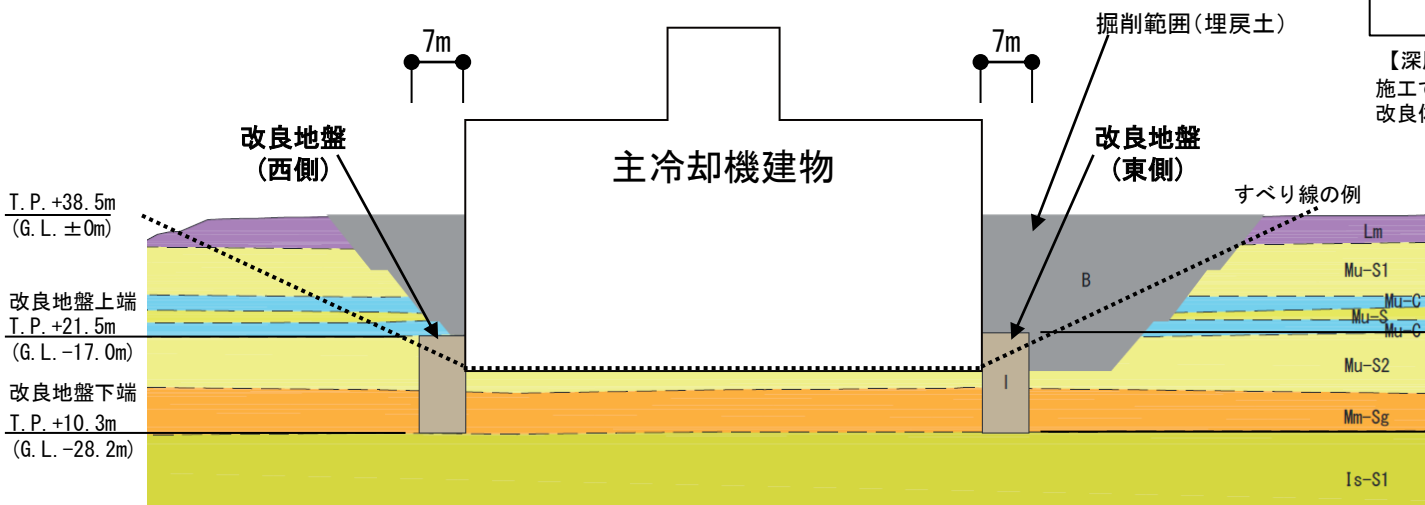


## 地盤改良の方針

- 主冷却機建物におけるすべりに対して十分な安定性を確保するため、深層混合処理工法（高圧噴射攪拌工法）による地盤改良を実施し、東西方向のすべり抵抗を向上させる。



【深層混合処理工法による改良地盤の施工イメージ】  
 施工では、必要改良範囲以上となるように改良体を配置し、改良体同士の隙間がないようにラップ配置とする。




改良地盤上端  
T.P. +23.5m  
(G.L. -15.0m)

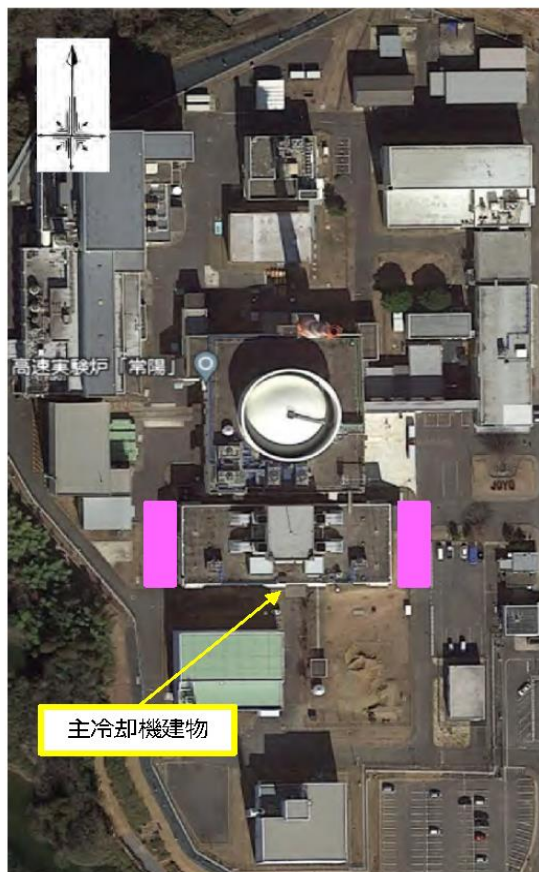
改良地盤下端  
T.P. +10.6m  
(G.L. -27.9m)

B	埋戻土
Lm	ローム
Mu-S1	砂質土
Mu-C	粘性土
Mu-S	砂質土
Mu-S2	砂質土
Mm-Sg	礫質土
Is-S1	砂質土

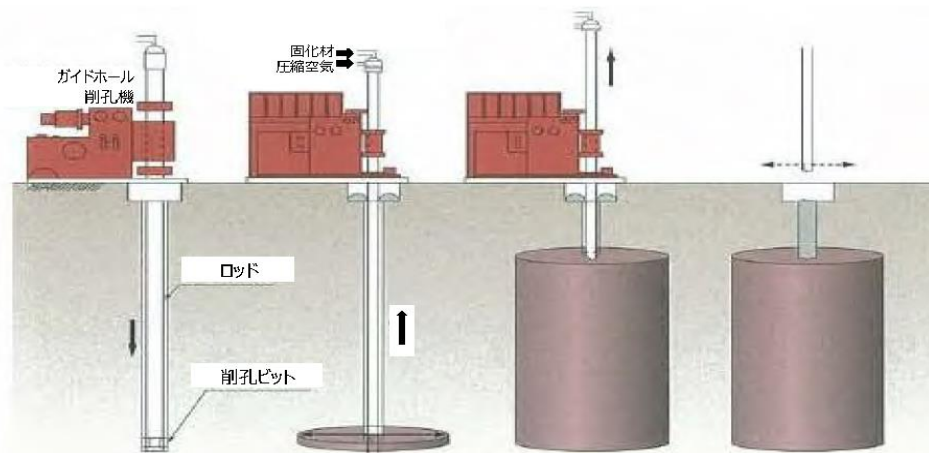
図 断面図 (東西断面)

## 地盤改良の施工

主冷却機建物の東・西側の地盤を改良する  
(で示した領域)



①削孔 → ②施工仕様確認・開始 → ③造成 → ④造成完了



出典：新技術情報データベースNeTIDaに加筆

### 高圧噴射攪拌工法による地盤改良手順



### 地盤改良の試験施工

高圧噴射攪拌工法：

固化材を高圧で噴射し、地盤を切削しながら、固化材を混合し、攪拌して、強固な造成体を作ることで地盤を改良する方法。

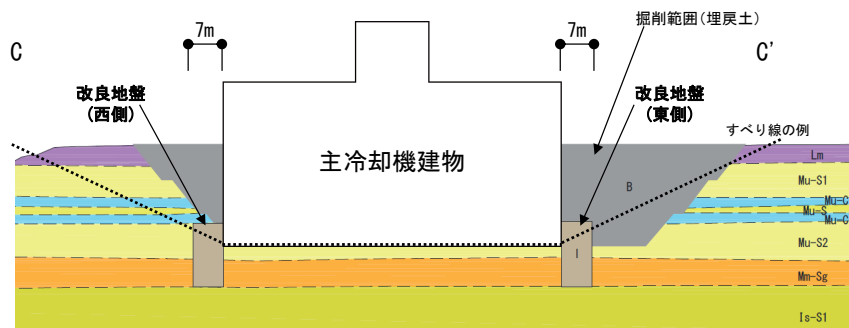
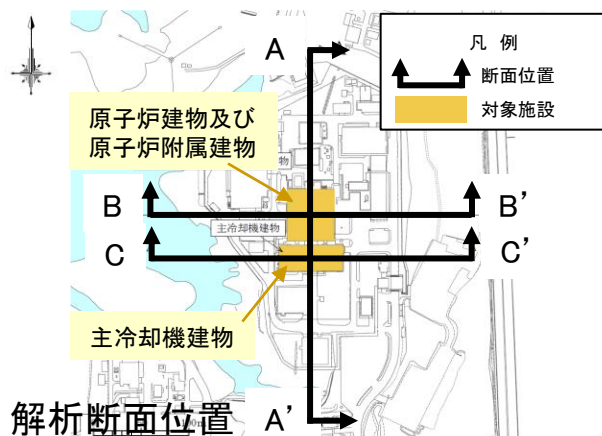
他の原子力施設でも適用実績があり、高い信頼性を有する。

試験施工により、改良後の地盤が必要な強度を有していることを確認済。

## 地震に対する地盤の安定性の確認 (主冷却機建物の地盤改良後)

- 主冷却機建物について地盤改良後の地盤の支持性能を確認するため、基準地震動Ssに対する地盤の安定性評価を実施した。
- 主冷却機建物に対し、すべり抵抗力を向上させるため、改良地盤を建物東側及び西側に設置することで、最小すべり安全率が1.7となる。

以上より、すべり安全率が評価基準値1.5を上回ることから、十分な支持性能を有することを確認した。



主冷却機建物(東西断面(C-C'断面)地盤改良後)

## すべり安全率の評価結果(地盤改良後)

断面	想定すべり線形状	地震動※1	すべり安全率※2
C-C' 地盤改良後		Ss-D (+, -)	1.7 [46.63]

※1 (+, +)位相反転なし、(-, +)水平反転、(+, -)鉛直反転、(-, -)水平反転かつ鉛直反転

※2 地盤強度のばらつき(平均強度-1σ)を考慮した評価結果。  
[ ]は発生時刻(秒)を示す。

## 耐震設計の基本方針

- (1) 耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス及びCクラスの耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。
- (2) 原子炉施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (3) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (4) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (5) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。
- (6) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

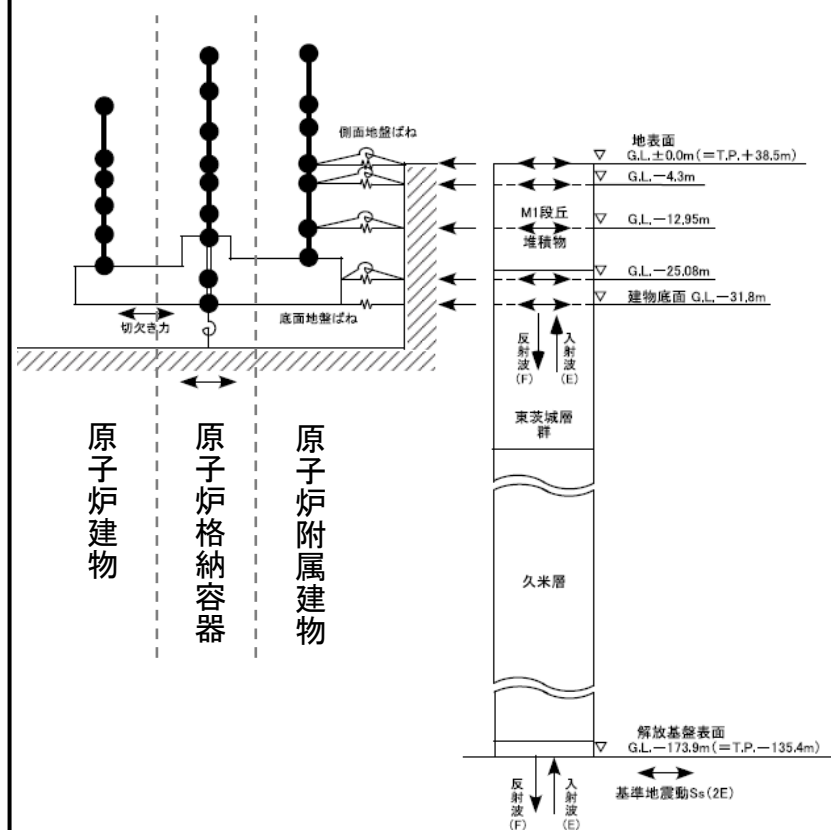
## 地震検出計

原子炉保護系(スクラム)の作動項目である「地震」について、必要な信号を発するため、原子炉施設に地震検出計を設ける。作動設定値を水平150galとし、作動設定値を超える信号を検出した場合に、原子炉を自動的に停止(スクラム)する。地震検出計は、水平全方向の加速度が検出できるものを3台設け、フェイルセーフな回路を構成する。また、地震検出計については、試験及び保守が可能な位置に設置するものとする。

## 耐震設計における具体的な検討方法

- (1) 基準地震動 $S_s$ による入力地震動に基づき、多質点系モデルを用いた原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物の地震応答解析を実施する。内包するSクラスの施設への支持機能及び波及的影響の観点から建物が終局耐力に対して妥当な安全余裕を有していることを確認する。
- (2) 原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎板(原子炉格納容器に連続する基礎スラブ)については、基準地震動 $S_s$ によって生じる地震力に対して応力解析を行い、各部位に発生するひずみが終局点以下であることを確認する。
- (3) 機器・配管系の耐震安全性評価の動的解析に用いる地震力は、建物・構築物の地震応答解析結果より得られる機器・配管系の設置位置における設計用床応答スペクトル、又は加速度時刻歴波形に基づき算定する。また、機器・配管系の動的解析は、その形状を考慮して、分布質量系、1質点系、多質点系モデル等に置換し、応答を求める。

原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析モデルの概要(水平方向)

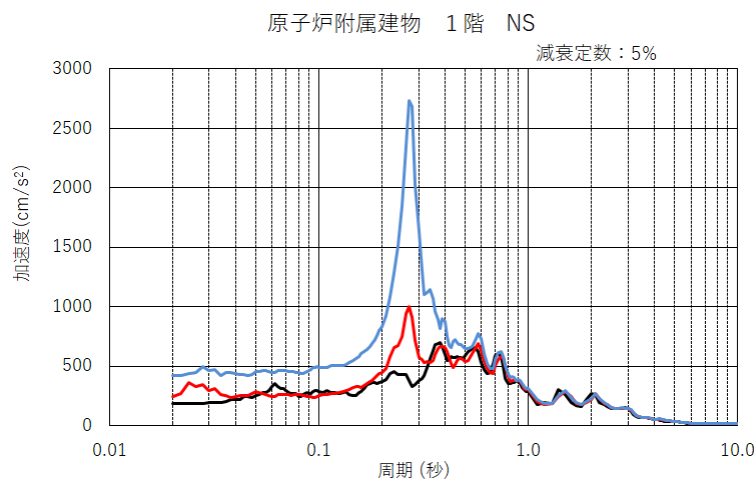
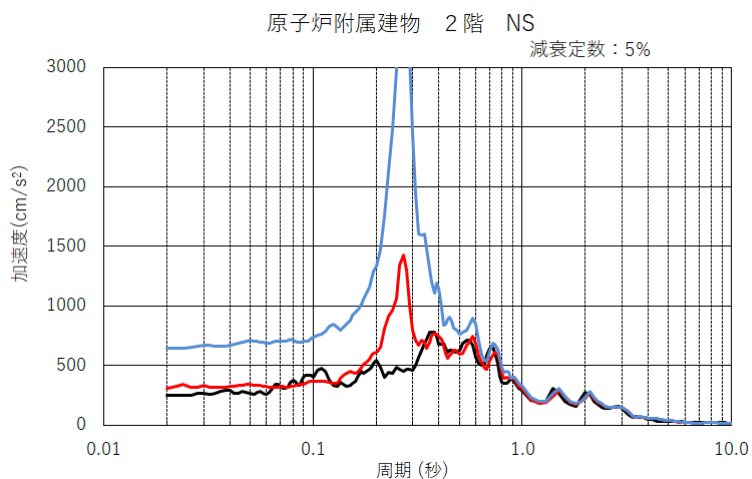
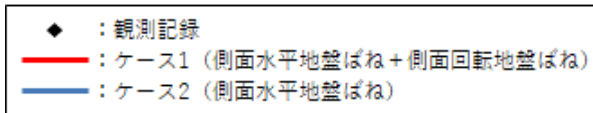


## 耐震設計における地震応答解析モデルの妥当性確認

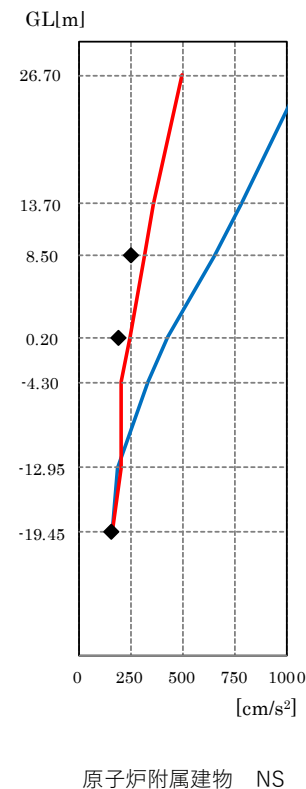
- 原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物について、耐震設計で用いる応答解析モデルが妥当であることをシミュレーション結果と過去に観測した地震の記録と比較することで確認した。
- シミュレーションでは地盤の側面ばねを変更した2モデルを作成し、観測記録と比較した。  
確認の結果、側面ばねに水平ばね及び回転ばねを考慮したモデルが観測記録に近く、そのモデルが妥当であることを確認した。

## 平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震の本震(3.11地震)での例

### 原子炉附属建物(NS方向)



加速度応答スペクトルの比較

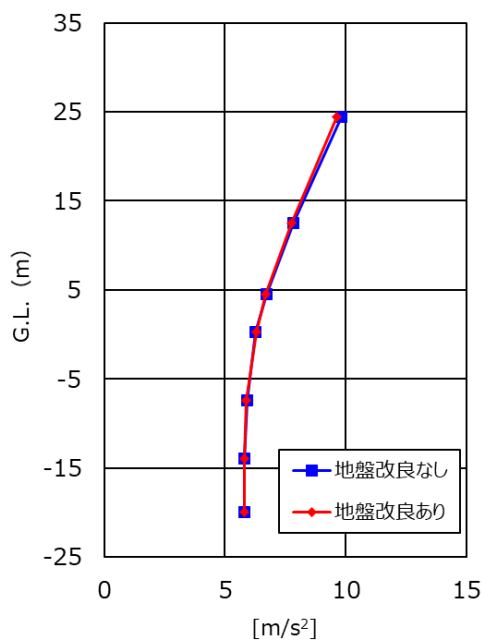


最大応答加速度の比較

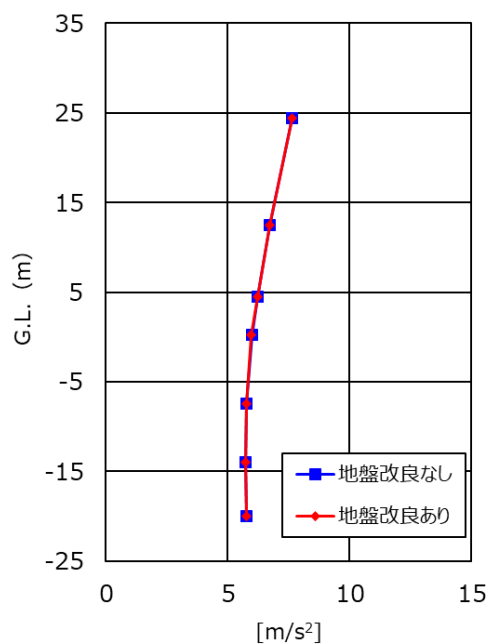
## 地盤改良による建物の応答への影響確認

主冷却機建物の地盤改良前後の建物応答加速度を確認した結果、建物の応答に影響を与えないことを確認した。

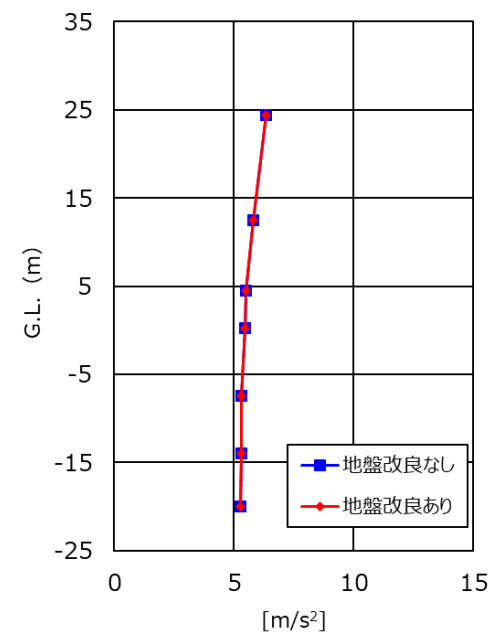
## 主冷却機建物の地盤改良前後の比較(最大応答加速度)



Ss-D(NS方向)

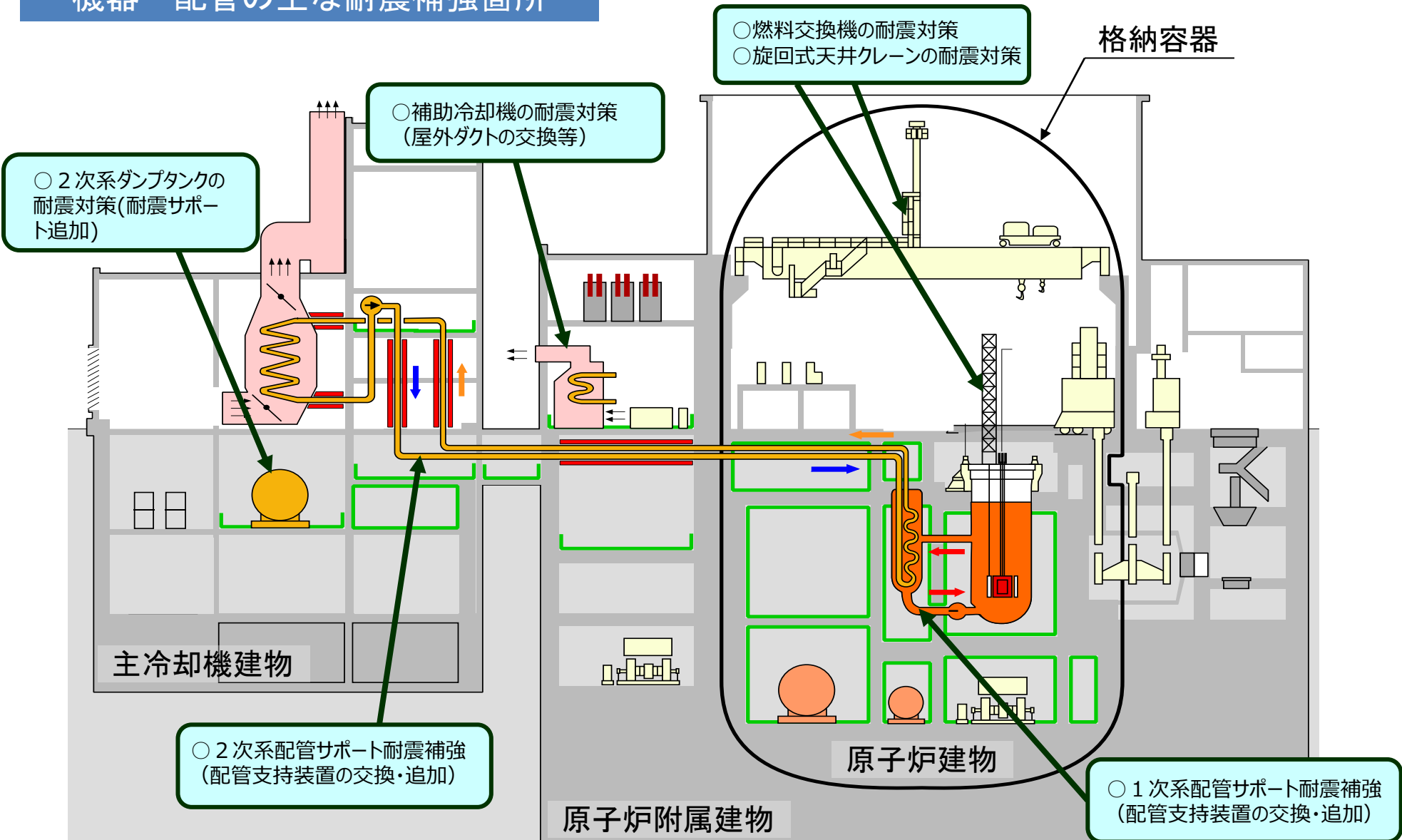


Ss-D(EW方向)



Ss-D(UD方向)

## 機器・配管の主な耐震補強箇所





## 「常陽」における耐震設計上の特徴

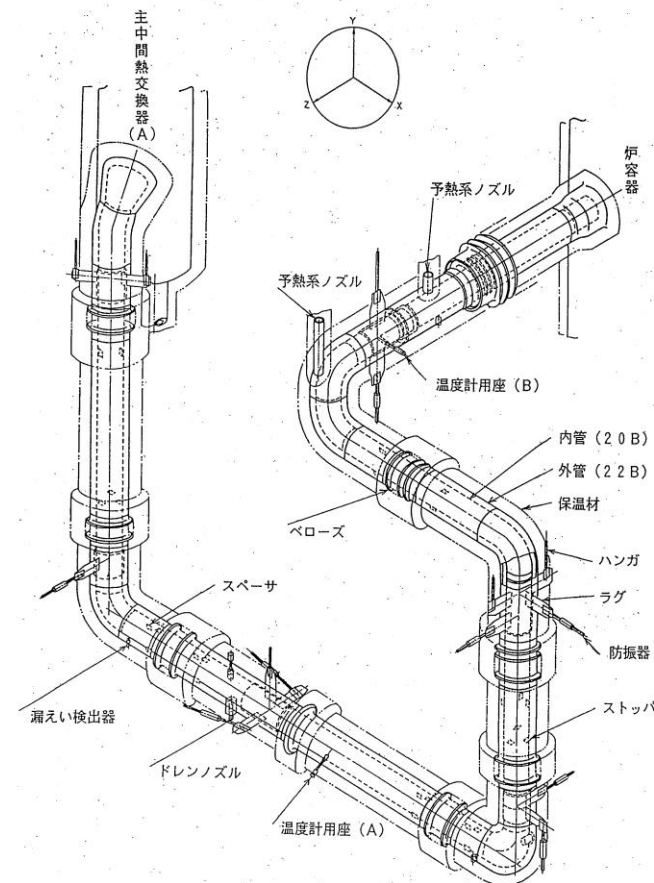
ナトリウムを内包する配管は、原子炉運転時及び原子炉停止時の温度変化が大きいことを踏まえ、配管には、支持装置として、熱変形を許容し、地震による変位を拘束する防振器等を設置

## 耐震設計及び工事の方針

1次系のばね防振器からメカニカル防振器への変更、メカニカル防振器の容量アップ・増設、2次系の防振器の容量アップ・増設により耐震性を強化する。ナトリウム配管の耐震工事では、現場調査を通じて周辺状況を把握し、干渉物対策、ヒータ・保温材等の改造、既設架台の使用可否、変更・増設などを検討し、工事方法を策定

## 準拠する基準及び規格

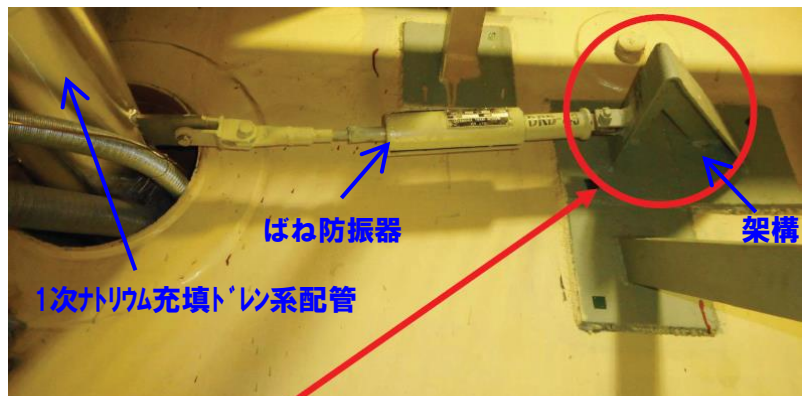
- (1) 試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準(文部科学省科学技術・学術政策局)
- (2) 研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 別紙1 ナトリウム冷却型高速炉に関する構造等の技術基準の付録1 高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針及び付録2 高速原型炉高温構造設計指針 材料強度基準等(原子力規制委員会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会)
- (4) 日本産業規格(JIS)
- (5) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601((社)日本電気協会)
- (6) 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601((社)日本電気協会)
- (7) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会)
- (8) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会)
- (9) 鋼構造設計規準((社)日本建築学会)
- (10) 建築基礎構造設計指針((社)日本建築学会)
- (11) 各種合成構造設計指針・同解説((社)日本建築学会)
- (12) 煙突構造設計指針((社)日本建築学会)
- (13) 鋼構造座屈設計指針((社)日本建築学会)
- (14) 鋼構造接合部設計指針((社)日本建築学会)
- (15) 鋼構造塑性設計指針((社)日本建築学会)



1次主冷却系の配管

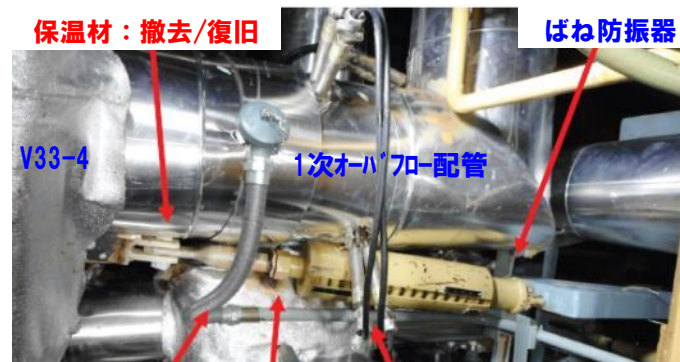
## ナトリウム配管の耐震工事の検討例

- 耐震評価の結果、該当するクラスの要求を満たさない配管に対して配管支持装置の交換及び追加を実施
- 対策例(1)：ばね防振器から、より防振力の高いメカニカル防振器に交換し、振動の拘束力をアップ
- 対策例(2)：メカニカル防振器を追加し、振動による配管応力を低減 ※写真は対策前(現状)を示す。



装置の取合寸法が確保できないため、既設架台を改造

対策例(1)ばね防振器からメカニカル防振器への交換①

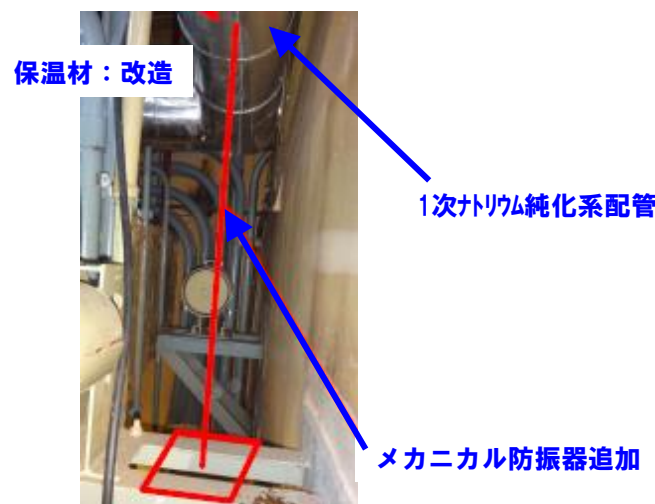


温度計：移設 保温材：改造 ヒータケーブル：移設

対策例(1)ばね防振器からメカニカル防振器への交換②



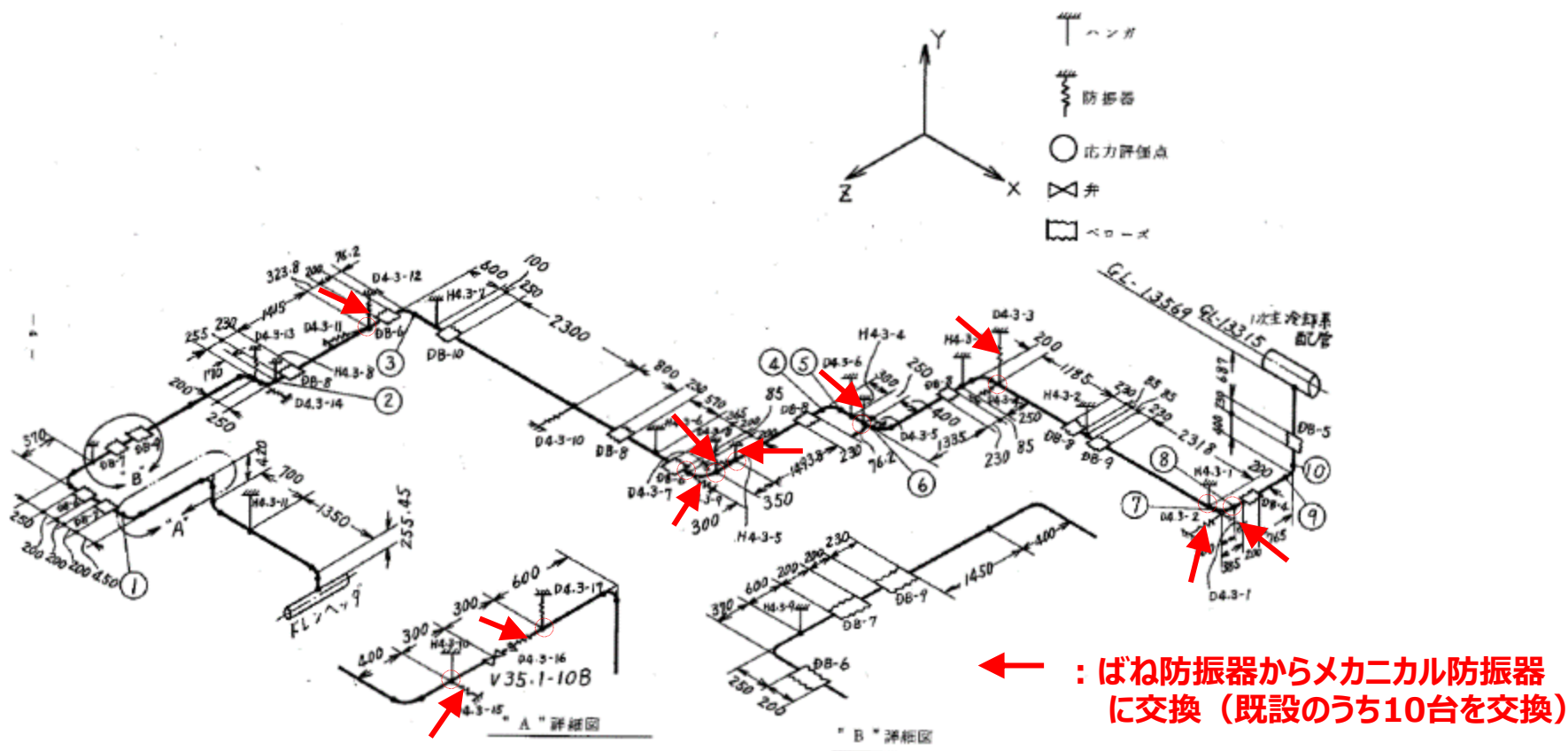
対策例(2)メカニカル防振器の追加①



対策例(2)メカニカル防振器の追加②

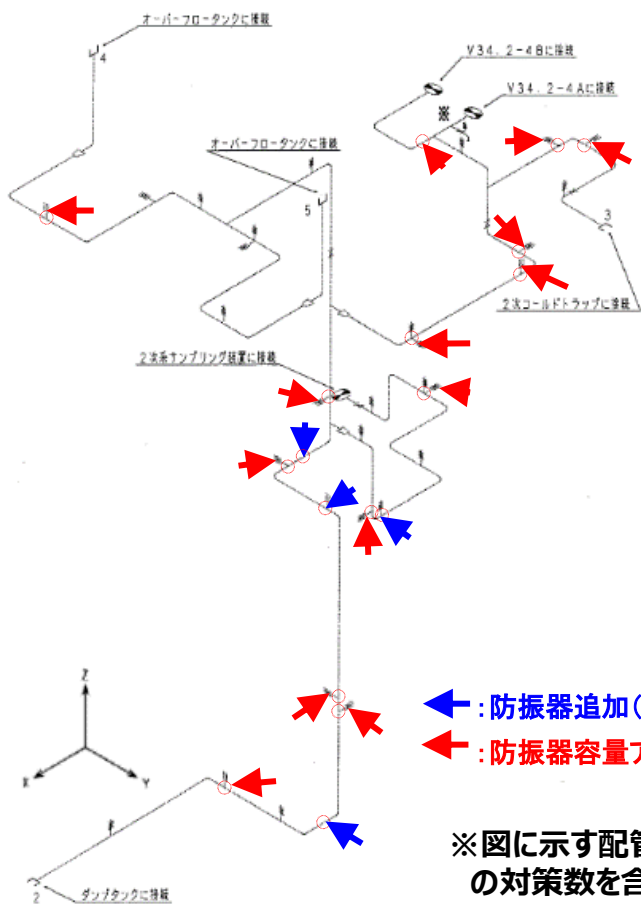
## 1次系ナトリウム配管の補強 (補強追加の代表例)

1次ナトリウム充填・ドレン系配管(1次主配管(原子炉容器～主中間熱交換器B)用の充填・ドレン配管)



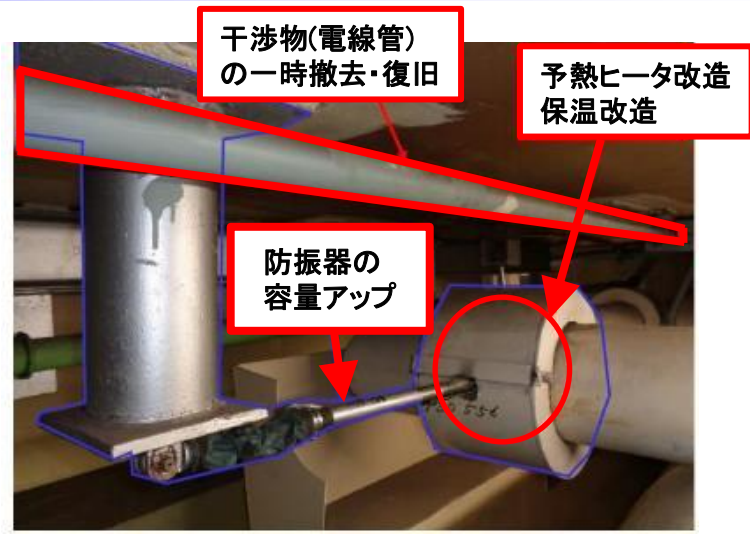
## 2次系ナトリウム配管の補強 (補強追加の代表例)

### 2次ナトリウム純化系配管(2次主配管～ダンプタンク)

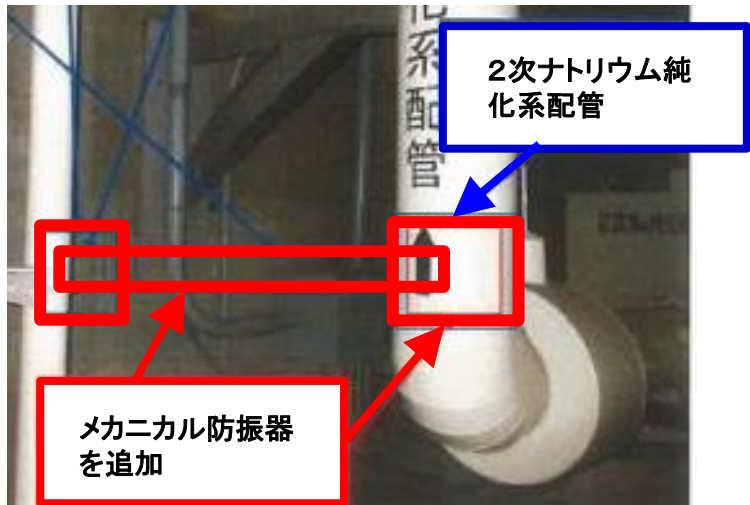


- ← (Blue): 防振器追加(10台追加)
- ← (Red): 防振器容量アップ(既設のうち25台を交換)

※図に示す配管に接続される純化系配管の対策数を含む

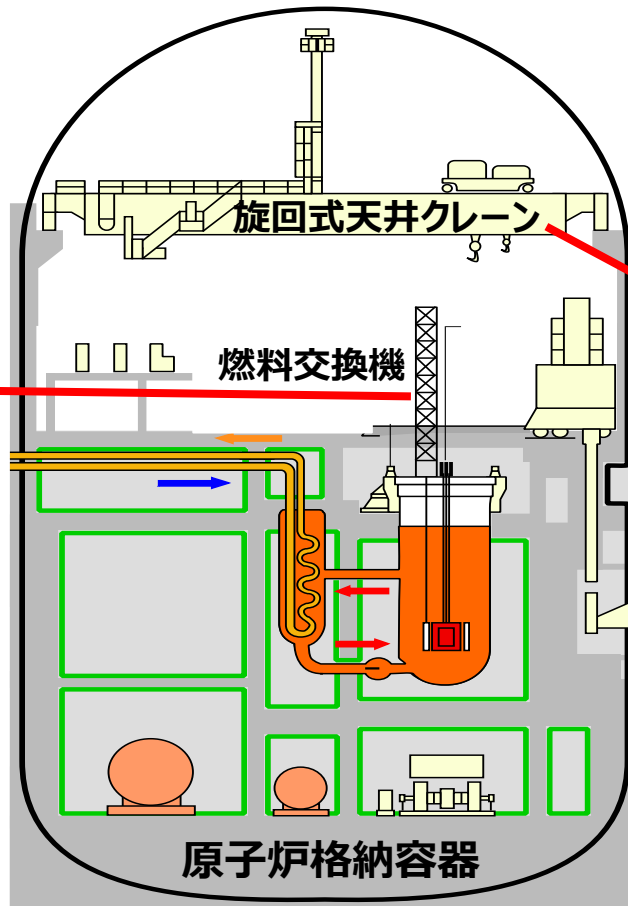
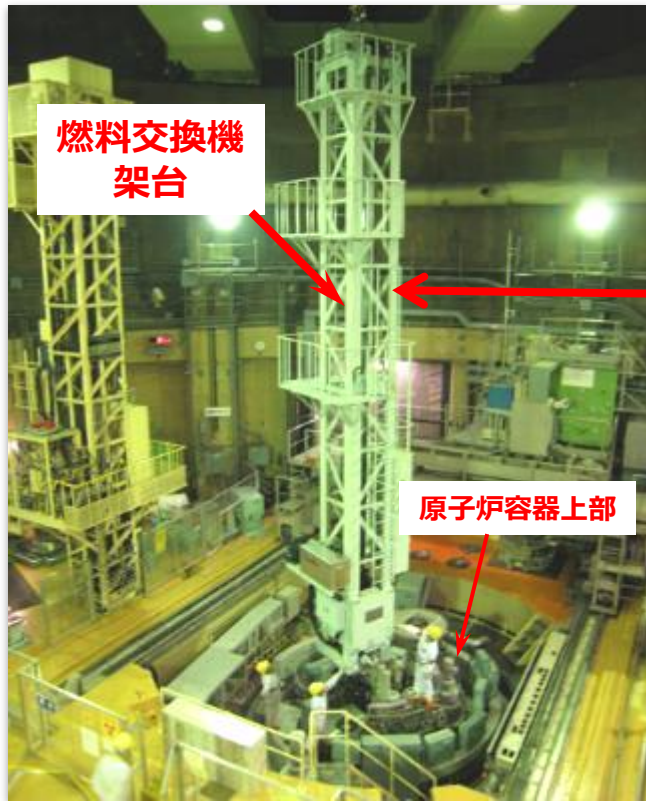


防振器の容量アップ(油圧防振器→メカニカル防振器)  
(サポート改造、予熱ヒータ・保温材の改造を含む)



防振器の追加(メカニカル防振器)  
(サポート追設、予熱ヒータ・保温材の改造を含む)

## 原子炉格納容器内の機器の耐震対策



### 燃料交換機の耐震対策

- ・架台部を強度アップしたものに交換

### 回転式天井クレーンの耐震対策

- ・クレーン給電用の集電塔を強度不足のため撤去  
(集電塔が不要の給電方式に変更)
- ・副トオリ架台を強度アップしたものに交換

・「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の解釈(第5条)を踏まえ、津波評価を以下のとおり実施。

■津波の発生要因の選定



■津波波源の設定



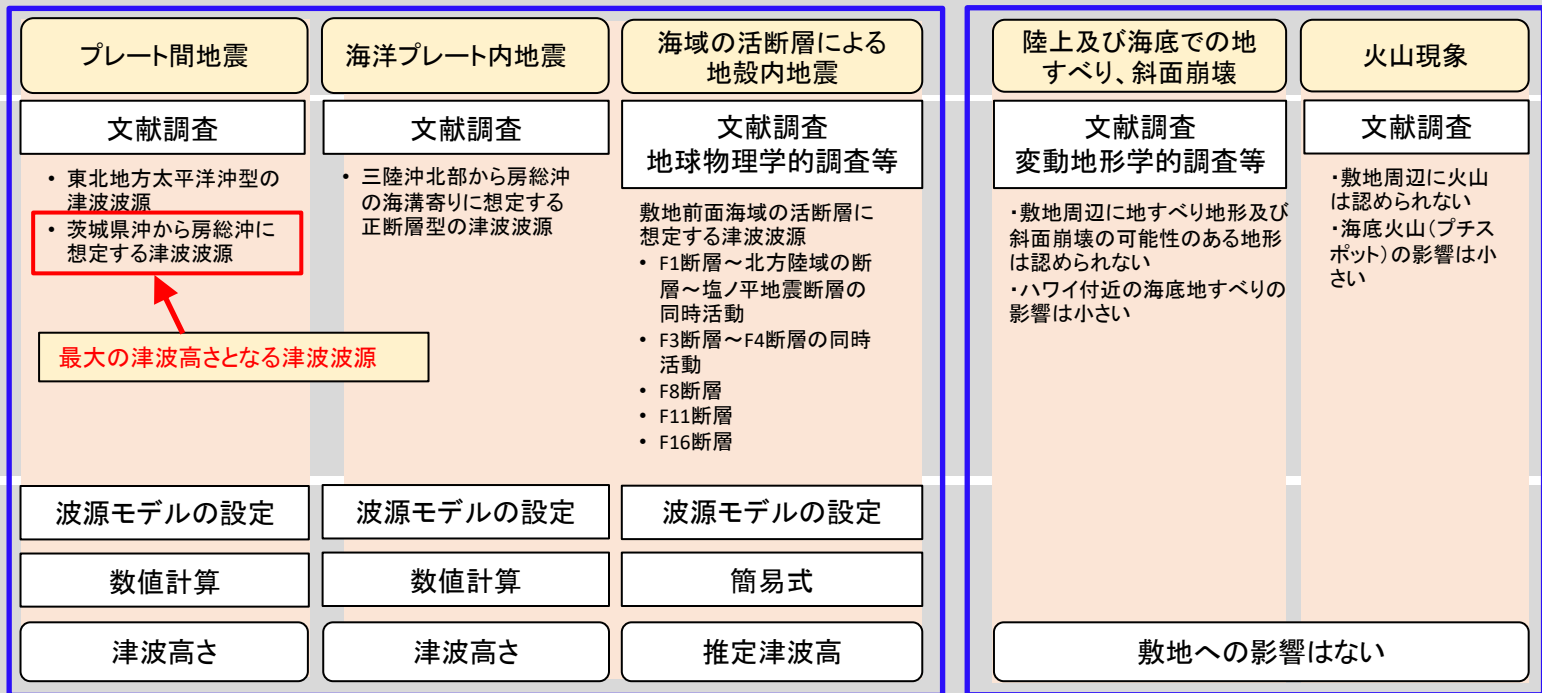
■津波評価



■津波の到達可能性の評価

【地震に起因する津波の評価】

【地震以外に起因する津波の評価】



施設への津波の遡上評価

立地上の余裕に対する検討

確認

行政機関の評価

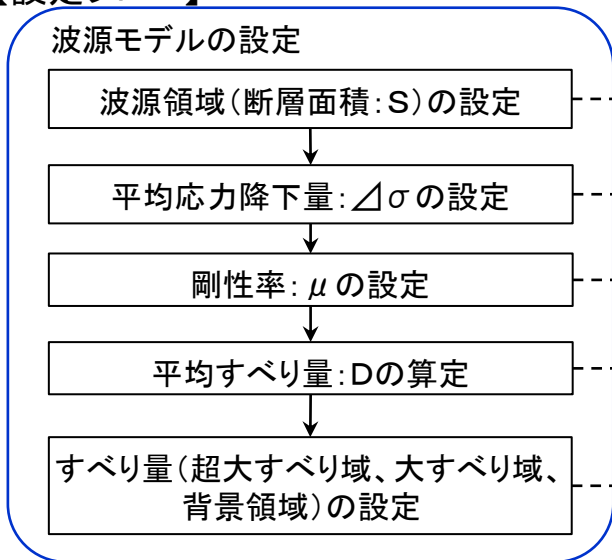
- 東北地方太平洋沖型の津波波源
- 延宝房総沖の津波波源

施設の立地上、遡上した津波が施設に到達しないことから、津波に対する設計は考慮する必要がない。

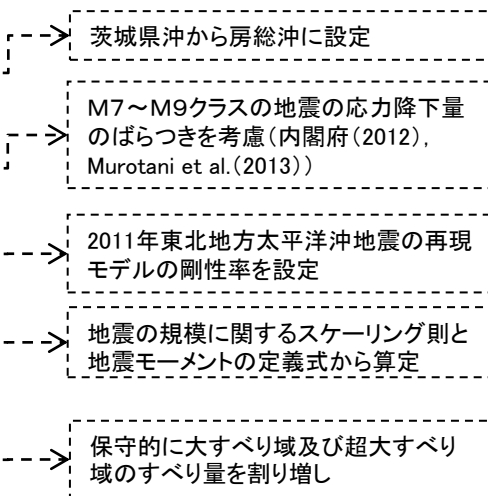
・最大の津波高さとなるプレート間地震「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」※の設定を以下に示す。

※地震動評価で設定した震源(2011年東北地方太平洋沖型地震)による津波も評価しており、「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」が敷地前面での津波高さとして最も大きくなる。

## 【設定フロー】



## 【設定根拠】

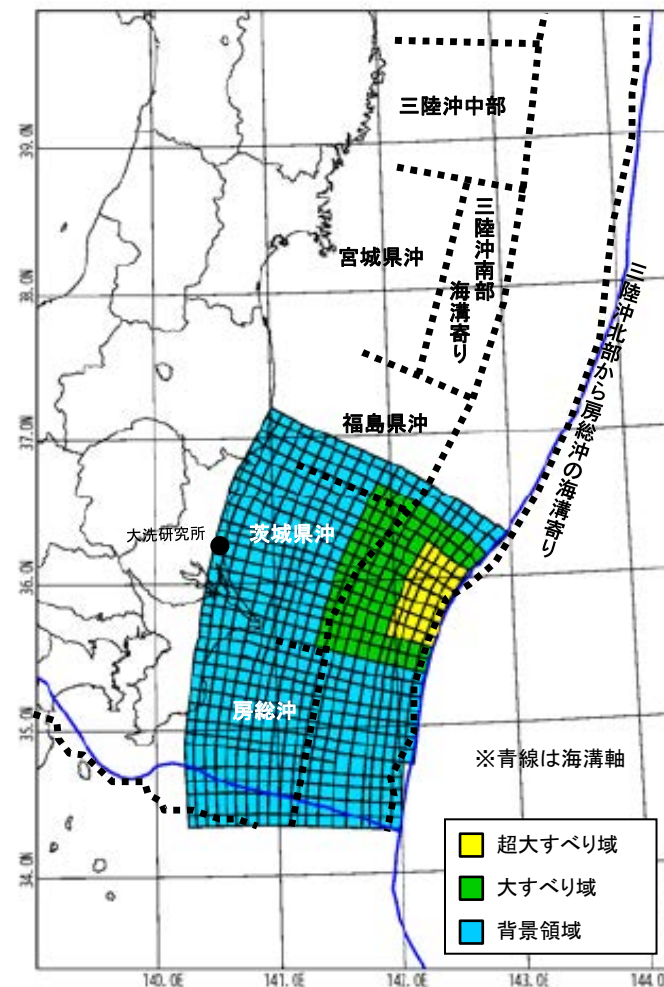


パラメータ※1	設定値
断層面積:S	53,684 km <sup>2</sup>
平均応力降下量: Δσ	3.0 MPa
剛性率: μ	4.7 × 10 <sup>10</sup> N/m <sup>2</sup>
モーメントマグニチュード: Mw	8.7
平均すべり量: D	6.1 m
地震モーメント: M <sub>0</sub>	1.5 × 10 <sup>22</sup> Nm

※1: 行政機関による既往評価で比較できるパラメータ(地震規模Mw、すべり量等)も参考にして特性化波源モデルを設定

パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	24.3 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の5% (2,659 km <sup>2</sup> )※2
大すべり域	すべり量	12.1 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の15% (8,231 km <sup>2</sup> )※2
背景領域	すべり量	3.8 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の80% (42,794 km <sup>2</sup> )※2

※2 断層面積は右図の特性化波源モデル値  
ただし、超大すべり域、大すべり域の位置により若干変動する

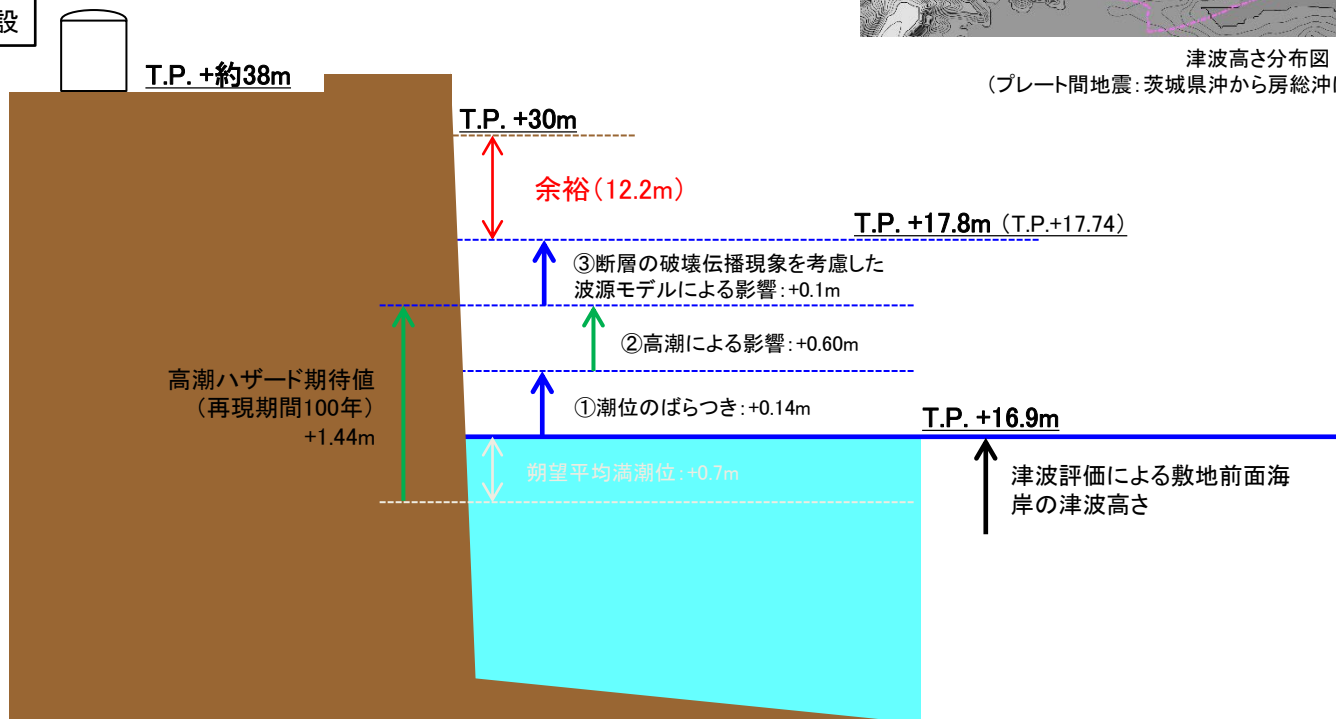


特性化波源モデル(一例)

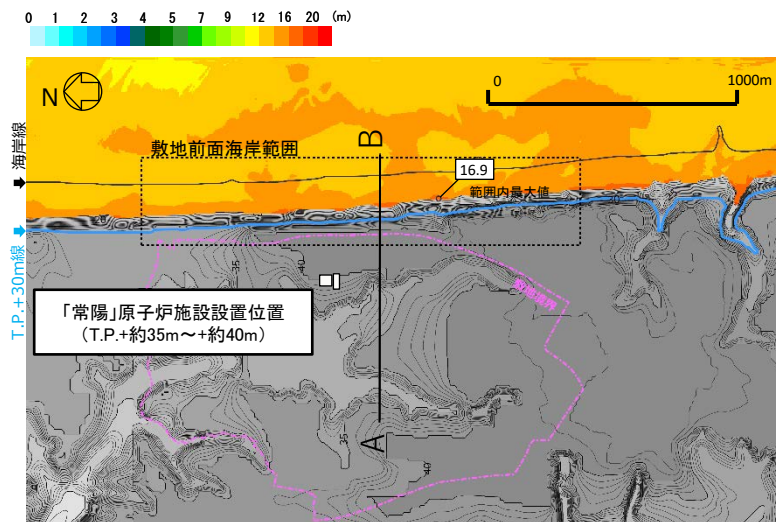
## 【津波による影響について】

- ・津波評価の結果、津波高さ ( T.P.+16.9m ) に、潮位のバラつき ( T.P.+0.14m )、高潮による影響 ( T.P.+0.60m )、波源モデルによる影響 ( T.P.+0.1m ) を考慮した **津波 ( T.P.+17.8m )** に対して、**原子炉施設の設置高さ ( T.P.+約35m ~ +約40m )** は余裕があり、「常陽」原子炉施設に津波が到達しないことを確認
- ・津波による影響はなく、安全機能を損なわない。また、海からの取水設備が設置されていないことを確認

「常陽」原子炉施設



「津波高さ分布図」のA-B 断面概略図



津波高さ分布図  
(プレート間地震: 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源)

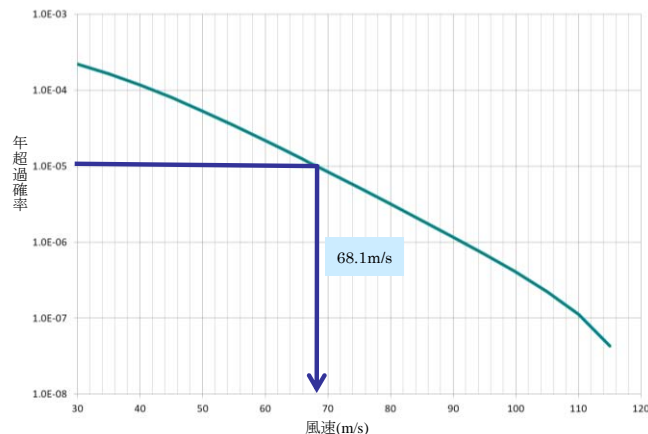


## 【基準竜巻・設計竜巻の設定】

- ・日本で過去に発生した竜巻による最大風速 $V_{B1}$  : 92m/s(フジタスケールF3の風速の上限値)
- ・竜巻検討地域におけるハザード曲線から求まる最大風速 $V_{B2}$  : 68.1m/s  
 ⇒ 基準竜巻の最大風速 $V_B$ は、 $V_{B1}$ と $V_{B2}$ のうち、大きい方の風速を**基準竜巻として設定(最大風速 $V_B$ は92m/s)**
- ・竜巻影響評価に用いる設計竜巻風速 $V_D$ は、基準竜巻が周辺地形により増幅される可能性は無いことから92m/sと設定  
 ⇒ 耐竜巻設計にあつては安全側に切り上げ、**最大風速100 m/sを用いる。**

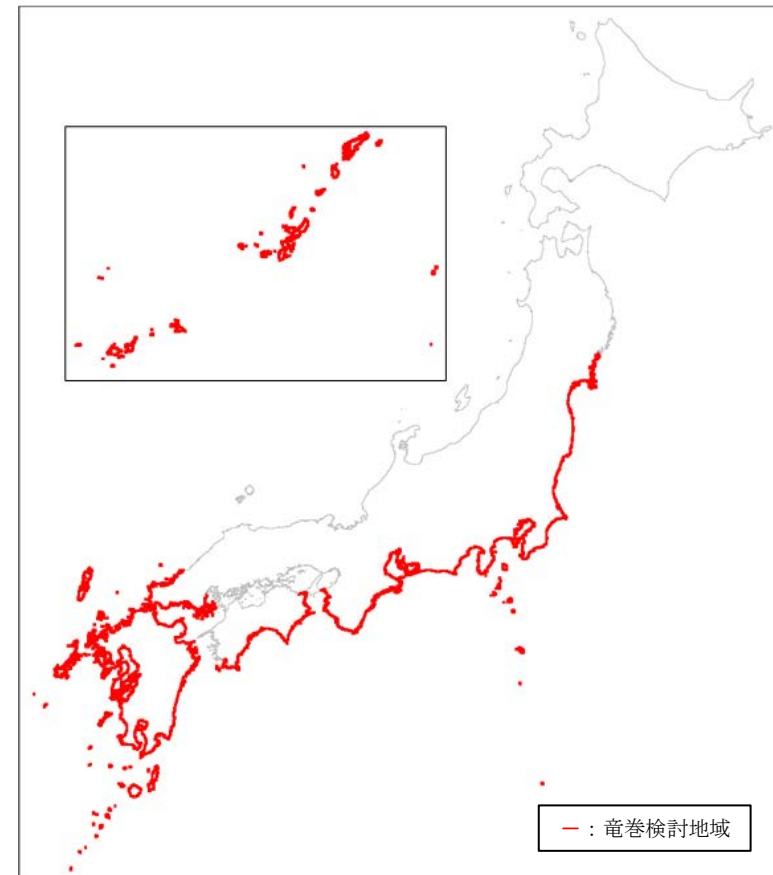
フジタスケール	風速 (m/s)
F0	17~32
F1	33~49
F2	50~69
F3	70~92
F4	93~116
F5	117~142

最大風速 $V_{B1}$ について



最大風速 $V_{B2}$ について

## 竜巻検討地域



## 竜巻に対する防護設計

・評価対象施設※<sup>1</sup>が、設計竜巻の風圧力、気圧差、飛来物※<sup>2</sup>の衝突による荷重に耐えるかを確認

※<sup>1</sup>: 安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を評価対象施設とする。評価対象施設の選定結果を以下に示す。

<安全施設の外壳施設(建物)>

- ①原子炉建物(格納容器を含む。)及び原子炉附属建物
- ②主冷却機建物
- ③第一使用済燃料貯蔵建物
- ④第二使用済燃料貯蔵建物

<屋外に位置する安全施設>

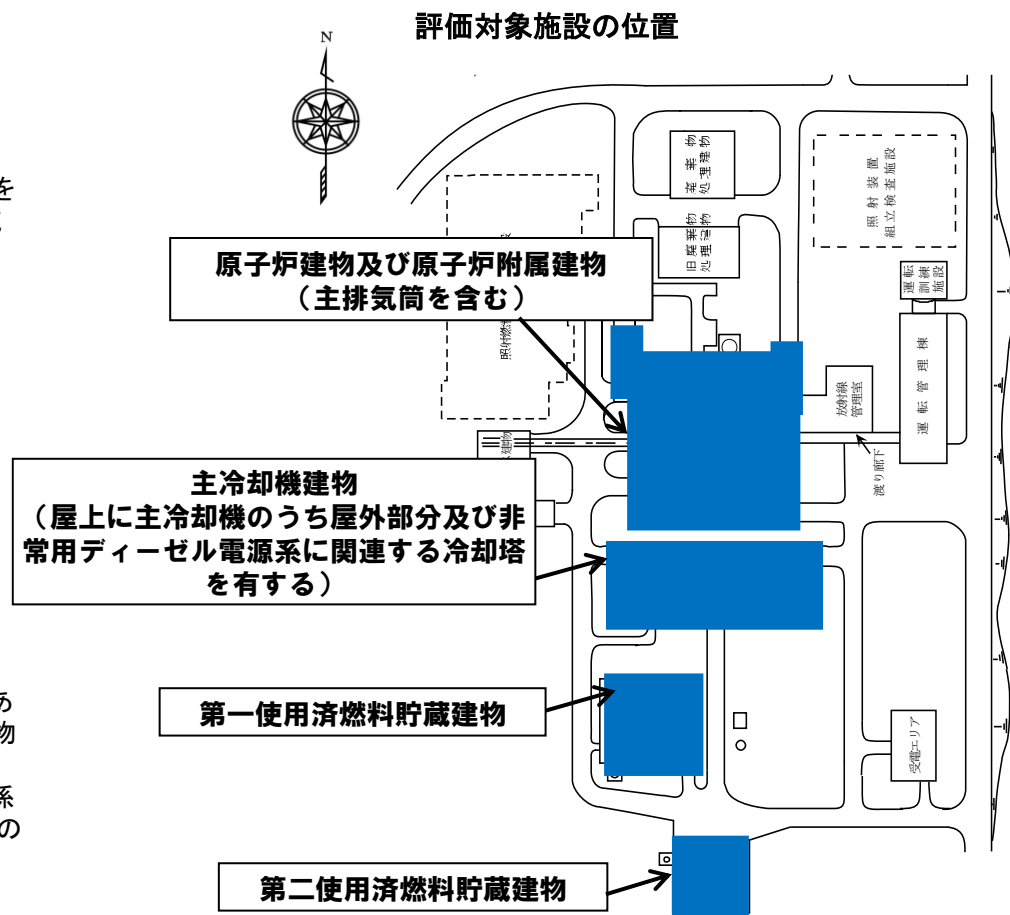
- ⑤主冷却機のうち屋外部分(屋外ダクト)
- ⑥非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔
- ⑦主排気筒
- ⑧外周コンクリート壁(原子炉建物と一体となっており、①の評価に含む)

上記のうち、①及び②については地上階に重要安全施設を有する外壳施設であり、設計竜巻による荷重が生じた場合に許容限界以下であることに加え、飛来物の貫通及び裏面剥離評価を実施する。

また、①及び②の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置している箇所については、飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行う。

⑥は、建築基準法に基づく立地地域(大洗町)の基準風速(34m/s)において、その機能を確保できるように設計する。竜巻(100m/s)時に、その機能を担保することは困難であり、防風壁により、冷却塔が通常的环境条件で運転される状況を整える。

※<sup>2</sup>: 現地調査結果及び「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」を参考に、鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及びコンクリートブロック(初期高さ2.5m)(14.3kg、0.39m×0.15m×0.19m)を設定



設計荷重に対する構造健全性評価結果

評価対象	最大検定比	評価結果
原子炉建物及び原子炉附属建物 耐力部材(外周コンクリート壁を含む)	0.029	良
原子炉建物及び原子炉附属建物 屋根スラブ	0.084*	良
主冷却機建物 耐力部材	0.17	良
主冷却機建物 屋根スラブ	-0.17**	良
第一使用済燃料貯蔵建物 耐力部材	0.049	良
第二使用済燃料貯蔵建物 耐力部材	0.028	良
主冷却機のうち屋外部分	0.81	良
主排気筒	0.84	良

※正の値は固定荷重、積載荷重(下向きの荷重)の方が大きく、負の値は吹上荷重(上向きの荷重)の方が大きい。

飛来物による裏面剥離、貫通評価結果

評価対象	衝突を想定する飛来物※1	評価結果	
		裏面剥離	貫通
原子炉建物及び原子炉附属建物壁(外周コンクリート壁を含む)	鋼製材	無	無
原子炉建物及び原子炉附属建物屋根スラブ	鋼製材	有	無
主冷却機建物 壁	鋼製材	有	有
主冷却機建物 屋根スラブ	鋼製材	有	無
建物開口部	鋼製材	対象外※2	一部有
主冷却機のうち屋外部分	コンクリートブロック	対象外※2	無
非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔	コンクリートブロック	対象外※2	有
主排気筒	コンクリートブロック	対象外※2	無

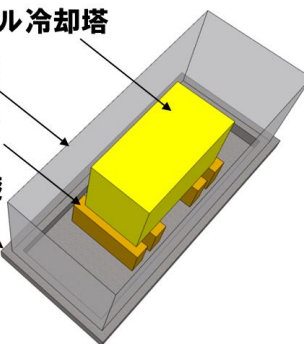
有の箇所のうち、安全施設に影響を及ぼす箇所は防護措置を実施する。

非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔内風速評価結果

当該冷却塔は建築基準法に基づく大洗町の基準風速である34m/sで機能維持できるように設計する。周囲に防風壁を設置することで、最大風速100m/sの竜巻が襲来した際の防風壁内の最大風速は28.6m/sまで低減できることを確認した。

非常用ディーゼル冷却塔

防風壁  
冷却塔架台  
防風壁基礎



※1: 米国原子力規制庁は飛散物(自動車)が約10m(9.14m(30feet))以下に影響を及ぼすものとしており、設置高さがG.L.+10mを超える場所に位置する評価対象にあつては、屋上に仮想的に設置したコンクリートブロック(14.3kg/0.39m×0.15m×0.19m)が飛来することを評価し、設計飛来物の衝突荷重として設定した。

なお、地上高さから連続してG.L.+10mを超える位置まで設置されている評価対象については一律鋼製材の衝突を考慮した。

※2: 裏面剥離はコンクリートに衝突した際に生じる現象であり、コンクリート製でないため対象外

## 建物の防護措置

安全施設の外殻施設となる建物において、飛来物（鋼製材）の衝突により貫通又は裏面剥離が生じ、内包する安全施設に影響を及ぼす箇所にあつては、アラミド繊維シートまたは鋼板により、貫通及び裏面剥離を防止する。**いずれも樹脂により貼り付け、不燃塗料仕上げとする。**

## 貫通防止対策

内閣府が実施した、アラミド繊維シートを活火山における退避壕に用いることを検討した際の試験結果より、鋼板2.7mmとアラミド繊維シート1.4mmが同等の耐貫通性を有すると判断し、必要な鋼板厚さと同等になるように建物外側にアラミド繊維シートを複数枚貼り付ける。

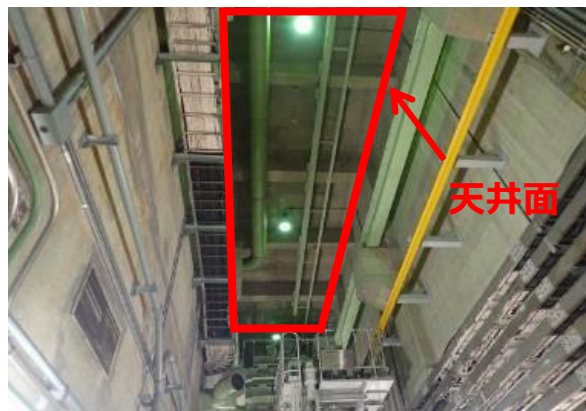
建物開口部にあつては、鋼板により開口部の鋼板厚さを追加することで、貫通が生じないように対策する。



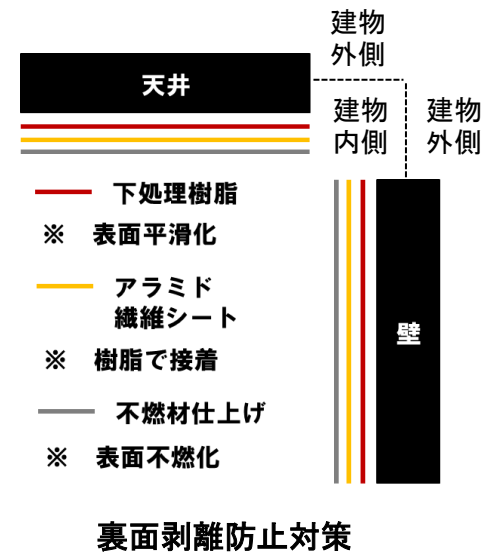
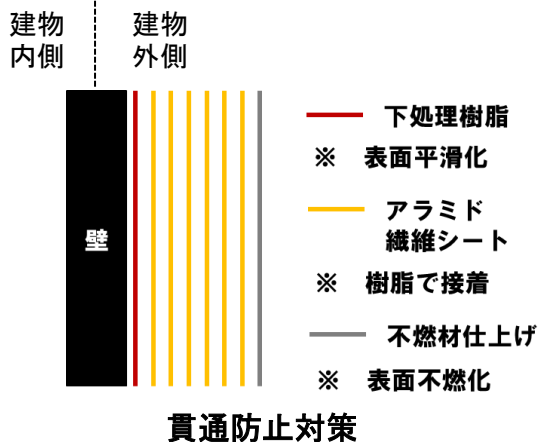
アラミド繊維シートによる橋脚補強  
(一般施設に対する施工例)

## 裏面剥離防止対策

建物内側にアラミド繊維シートを1枚貼り付ける。



原子炉附属建物 キャスクカーエリア天井  
(見上げた写真)地上高さ13m

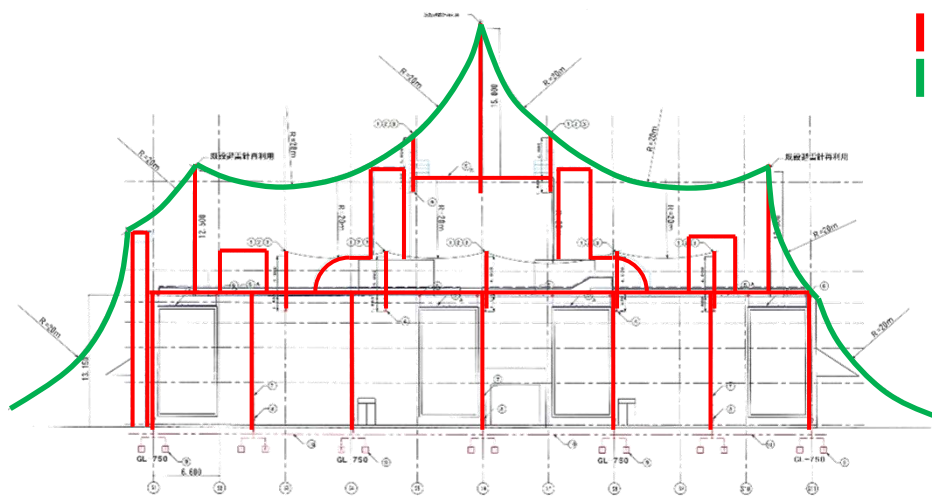


## 避雷設備の更新

- ・屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ20mを超える安全施設に『JIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベルⅠ』に適合する避雷設備を設ける。
- ・避雷設備の接地極として、接地網を布設して設置抵抗の低減を図る。なお、避雷設備については、2003年にJIS A 4201-1992「建築物等の避雷設備(避雷針)」から改正されたものに更新する。

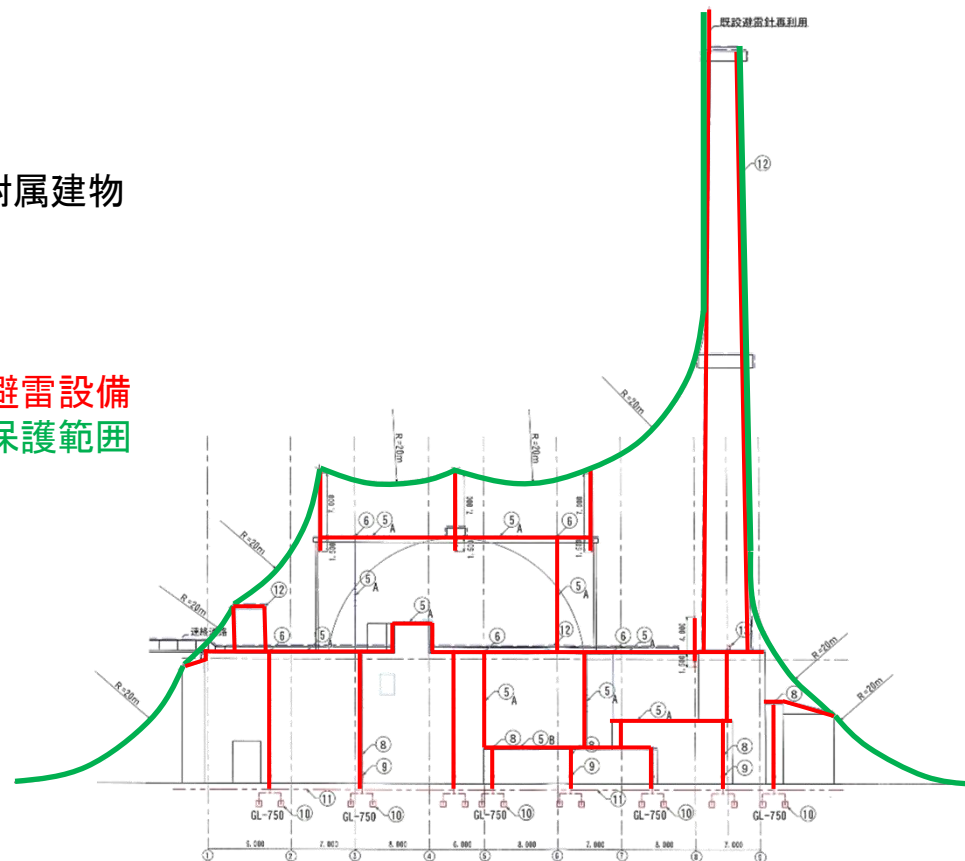
## 避雷設備の設置イメージ

対象： 原子炉建物(格納容器を含む。)及び原子炉附属建物  
主冷却機建物



主冷却機建物

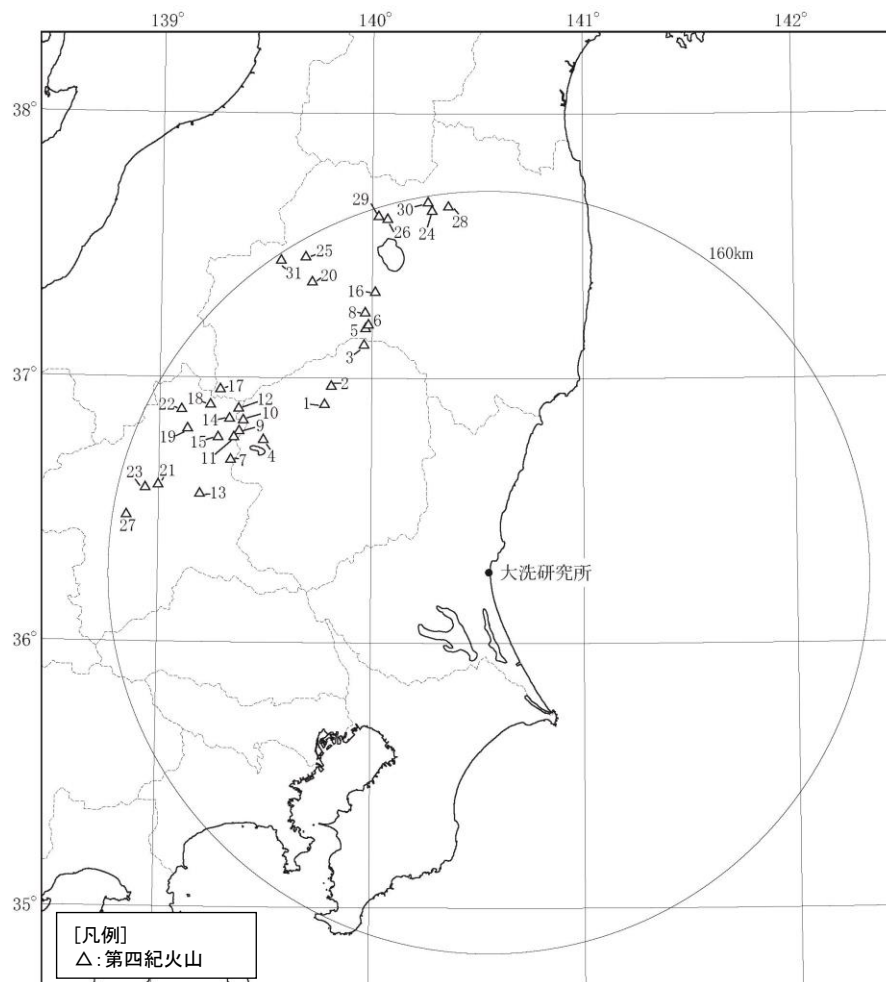
■ 避雷設備  
■ 保護範囲



原子炉建物(格納容器を含む。)及び原子炉附属建物

## 敷地から半径160kmの範囲の第四紀火山

敷地の地理的領域(半径160km範囲)に位置する第四紀(約258万年前迄)火山として、陸域の31火山が抽出された。



半径160km範囲の第四紀火山分布

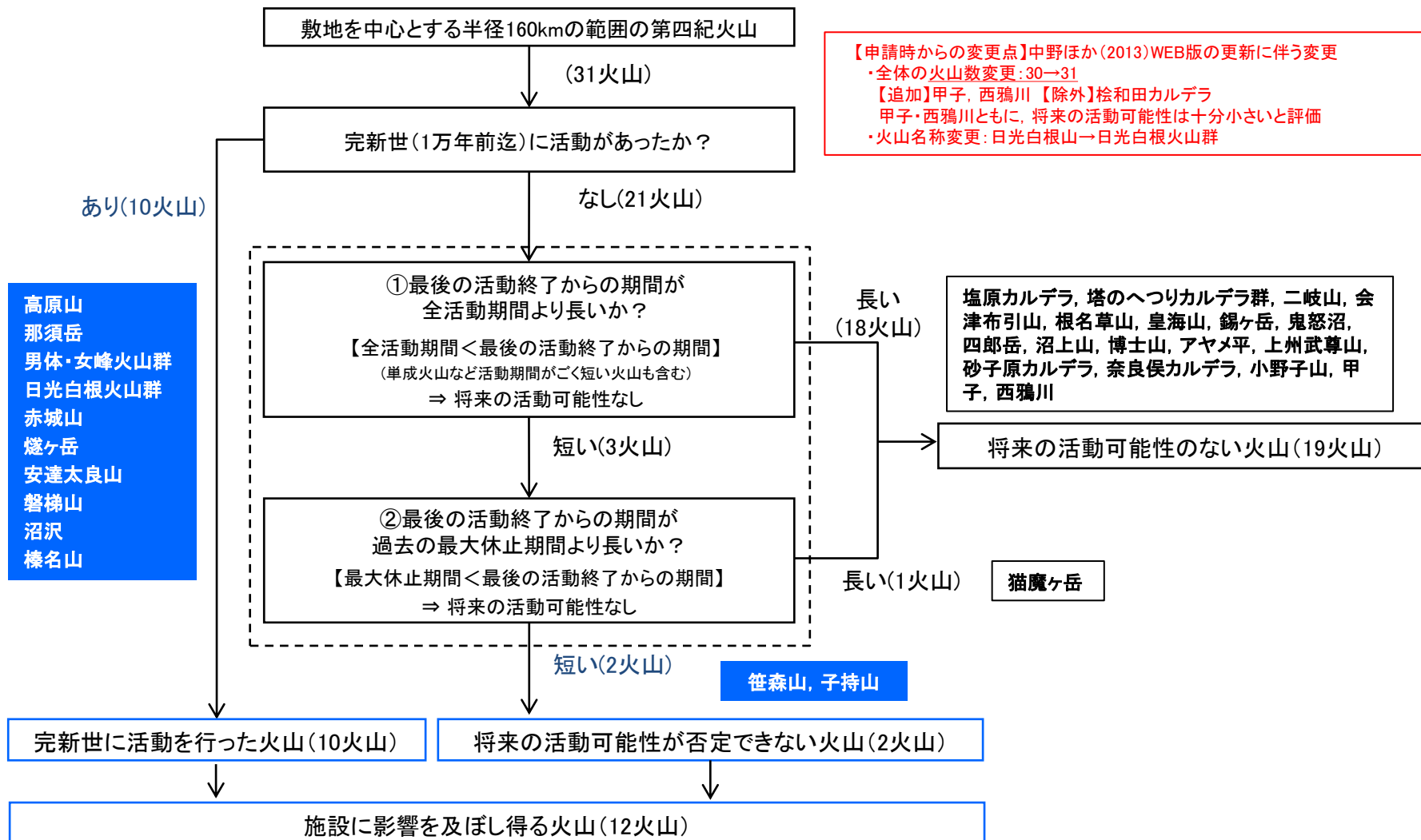
100km  
中野ほか(2013)に基づき作成

No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)	No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)
1	たかはらやま 高原山	98	16	あいづぬのびきやま 会津布引山	127
2	しおぼら 塩原カルデラ	103	17	ひうちがたけ 燧ヶ岳	136
3	なすだけ 那須岳	108	18	あやめだいら アヤマ平	136
4	なんたいによほろ 男体・女峰火山群	110	19	じょうしゅうほたかやま 上州武尊山	140
5	かつし 甲子	114	20	はかせやま 博士山	142
6	とうのへつり 塔のへつりカルデラ群	115	21	こもちやま 子持山	144
7	すかいさん 皇海山	118	22	ならまた 奈良俣カルデラ	146
8	ふたまたやま 二岐山	120	23	おのこやま 小野子山	149
9	にっこうしらね 日光白根火山群	120	24	あだたらやま 安達太良山	153
10	ねなくさやま 根名草山	121	25	すなごほら 砂子原カルデラ	153
11	すずがたけ 鍋ヶ岳	121	26	ばんだいさん 磐梯山	154
12	きぬぬま 鬼怒沼	125	27	はるなさん 榛名山	154
13	あかぎさん 赤城山	126	28	さきもりやま 笹森山	154
14	しろうだけ 四郎岳	126	29	ねこまがたけ 猫魔ヶ岳	156
15	ぬまのかみやま 沼上山	127	30	にしからすがわ 西鴉川	157
			31	ぬまざわ 沼沢	157

※中野ほか(2013)については、WEB版における2021年6月11日までの火山数の更新を反映しており、以降の中野ほか(2013)についても、同内容を反映している。

## 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出

敷地の地理的領域の第四紀火山(31火山)について、完新世の活動の有無、将来の活動性を検討した結果、施設に影響を及ぼし得る火山として12火山が抽出された。



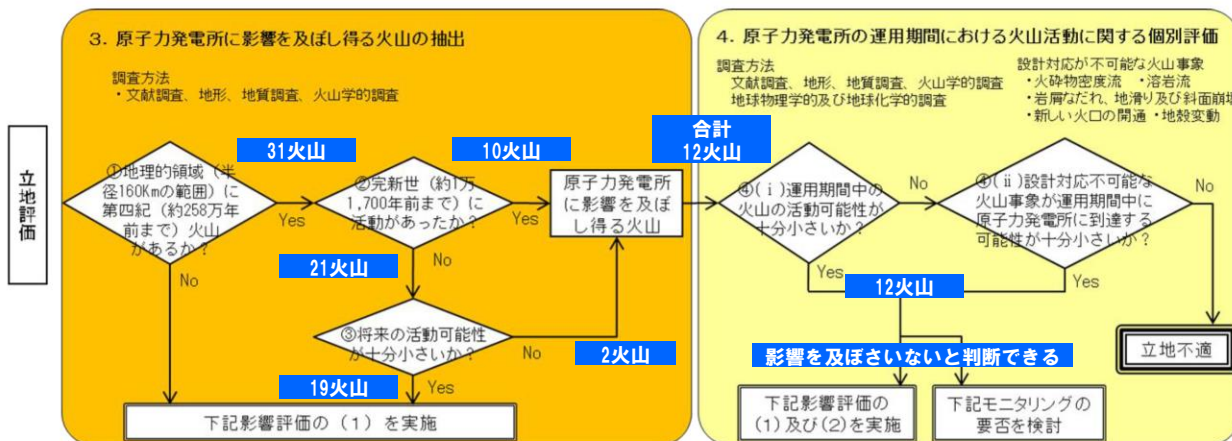
「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に従って、大洗研究所の火山影響評価を実施した。

**【立地評価結果】**

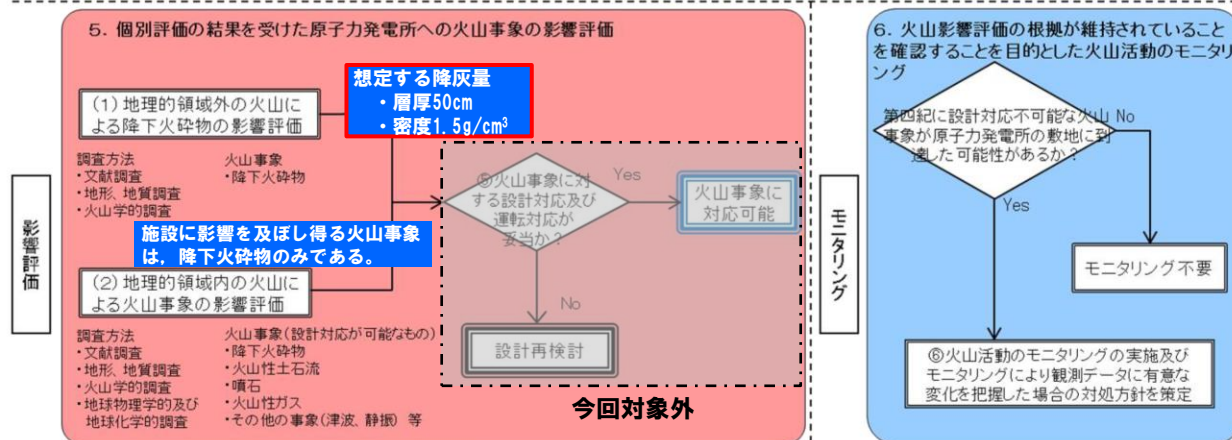
- 施設に影響を及ぼし得る火山として12火山を抽出
- 抽出された火山の火山活動に関する個別評価の結果、設計対応不可能な火山事象が施設に影響を及ぼす可能性はないと判断される。(モニタリング対象外)

**【影響評価結果】**

- 施設に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、降下火砕物以外に影響評価すべき火山事象はない。
- 降下火砕物に対しては、設計上考慮する層厚を50cm、密度を1.5g/cm<sup>3</sup>とした。



- 施設に影響を及ぼし得る火山**
- 高原山
  - 那須岳
  - 男体・女峰火山群
  - 日光白根火山群
  - 赤城山
  - 燧ヶ岳
  - 子持山
  - 安達太良山
  - 磐梯山
  - 榛名山
  - 笹森山
  - 沼沢



※原子力発電所の火山影響評価ガイド(原子力規制委員会(2019))に加筆

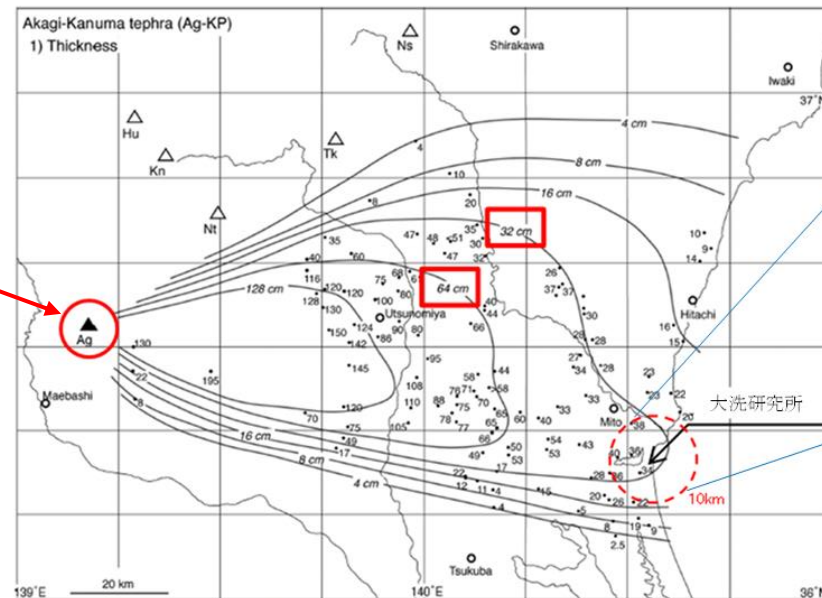


### 【火山灰層厚（降下火砕物）の設定】

- 降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション結果、文献等から敷地周辺における最大の火山灰層厚である赤城鹿沼テフラを代表例に選定し、**50cm(湿潤密度1.5g/cm<sup>3</sup>)を最大層厚に設定**

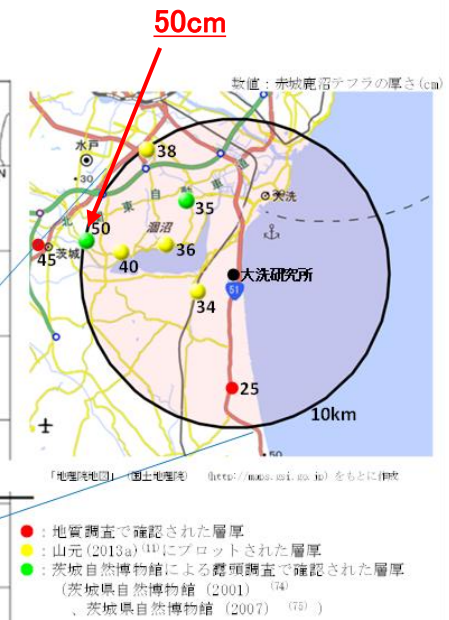
### 抽出した12火山までの距離

	名称	敷地からの距離(km)
1	高原山	98
2	那須岳	108
3	男体・女峰火山群	110
4	日光白根火山群	120
5	<b>赤城山</b>	<b>126</b>
6	燧ヶ岳	136
7	子持山	144
8	安達太良山	153
9	磐梯山	154
10	榛名山	154
11	笹森山	154
12	沼沢	157



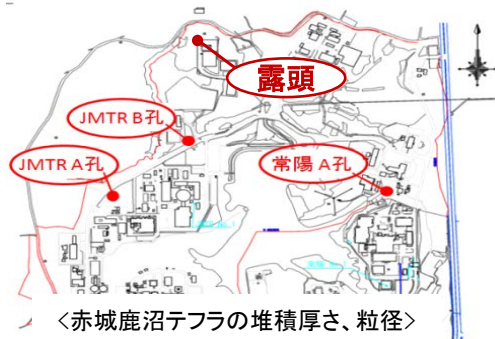
第17図 赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)の分布。  
 1) 数字は降下火砕堆積物の層厚で、単位はcm。2) 数字は本質粒子の平均最大粒径で、単位はmm。Ag = 赤城火山；Hu = 燧ヶ岳火山；Kn = 鬼怒沼火山；Ns = 那須火山；Nr = 男体火山；Tk = 高原火山。

赤城鹿沼テフラの等層厚線図(山元(2013a)<sup>(11)</sup>)



### 赤城鹿沼テフラ(赤城山)の降灰分布

## 大洗研究所敷地内の調査結果



<赤城鹿沼テフラの堆積厚さ、粒径>

地点	堆積厚さ (cm)	粒径 (mm)
常陽 A孔	30	Φ2
JMTR A孔	25	Φ2~5
JMTR B孔	30	Φ2~5

## 敷地内ボーリング調査結果

標尺	標高	層厚	深	柱状	土質	色相	相対	相対	記	孔内水位 m / 測定月日	標準貫入試験												
											深	10cm毎の打撃回数			打撃回数 / 貫入量	N 値							
												0	10	20		0	10	20					
m	m	m	m	図	分	調	度	度	事		m	5	5	5	cm	0	10	20	30	40	50	60	
1					ローム	暗茶褐色			表層部、草根混入、φ30mm程度の垂直孔少量混入 以深、均質・粘性弱い、含水少量 若干スコリアを混入														
2	33.84	0.30	2.16		軽石	黄褐色			φ2~5mm程度で、指圧により容易に潰れる 均質、全体的に粘土質となる 粘性強い		2.15	1	1	2	4	4.0							
3	32.69	1.15	3.25		ローム	暗茶褐色			3.25m付近、砂分多量に混入		2.45												
											3.15	1	2	2	5	6.0							
											3.48												

JMTR B孔柱状図

## 敷地内の露頭



平均最大粒径約3.2mm  
(上位10個の平均)



地表から約95cmの深度にAg-KPが認められ、上面は凹凸を示すが、基底面は比較的水平和で平滑な状態で堆積している。

## テフラ分析結果

	重鉱物組成※	斜方輝石の屈折率	角閃石の屈折率
軽石 (JMTR B孔)	Ho,Opx	1.706-1.711	1.670-1.680
Ag-KP (町田・新井 (2011))	Ho,Opx,(Cpx)	1.707-1.710	1.671-1.678

Ho: 普通角閃石  
Opx: 斜方輝石  
Cpx: 単斜輝石  
※含有量が多いものから順に記載  
( )内は含有量が僅少なものの

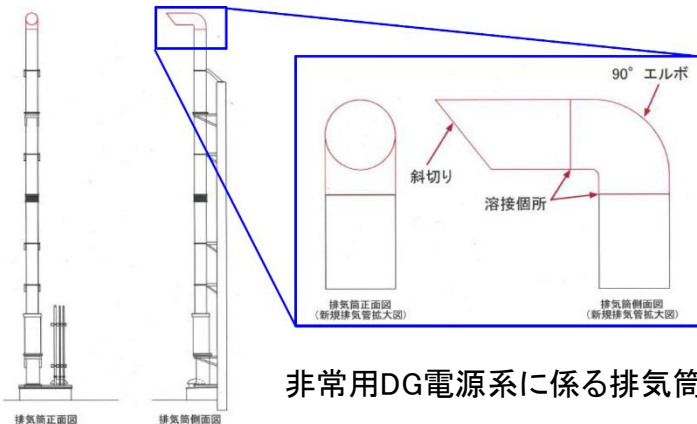
ボーリングは、地質及び地震動における解放基盤面の調査のために実施した。その掘削深度は最大200mである。敷地内のボーリングにより採取された試料及び露頭の調査結果を示す。

## 降下火砕物(火山灰)に対する防護設計

- ・ 降下火砕物に対して、「常陽」の安全上の特徴を考慮し「原子炉の緊急停止」「放射性物質の閉じ込め(原子炉冷却材圧力バウンダリ)」「監視」及び「貯蔵(使用済燃料)」の機能を有する安全施設を火山防護施設として防護
- ・ 上記の火山防護施設を内包する施設が、降下火砕物(火山灰層厚50cm)が堆積しても荷重に耐えることを確認
- ・ 建物、機器等は、空中降下火砕物の侵入を防止するように設計

## 降下火砕物(火山灰)に対する安全対策

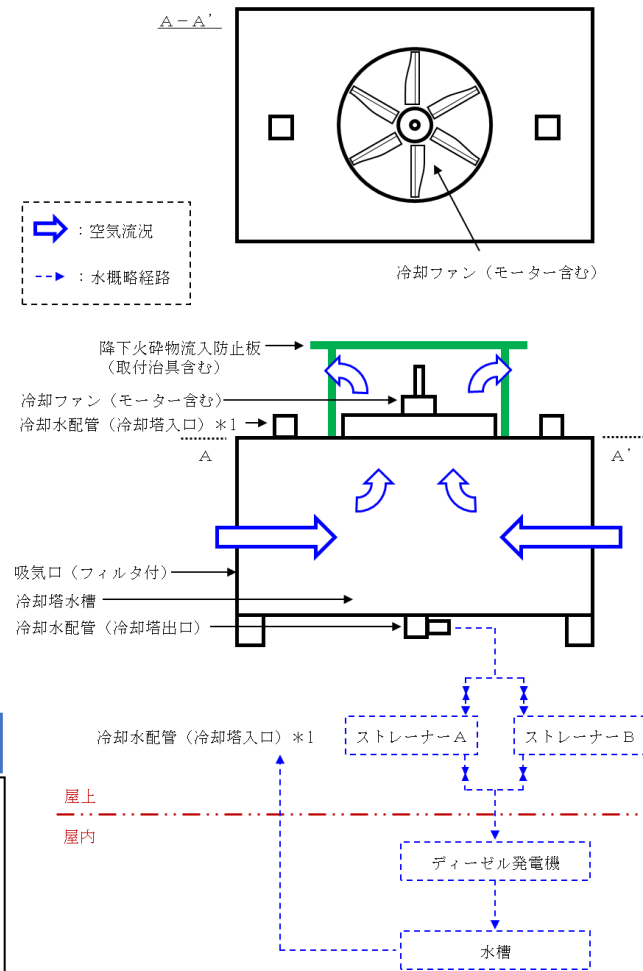
- ・ 火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁等から入手
- ・ 降灰が敷地に到達する予想の場合、運転中にあっては、適切に原子炉を停止
- ・ 敷地に降灰が確認された場合は、次の対応を講じる。
  - 降下火砕物流入防止板の設置
  - 非常用ディーゼル電源系の起動 (∵閉塞リスクの排除)
  - 不要な換気空調設備の停止
  - フィルタ閉塞の監視
  - 降下火砕物の除去



非常用DG電源系に係る排気筒へのバンド追設(案)

## 波及的影響に対する設備対応

- ・ 非常用ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」及び「排気管」について、仮設の降下火砕物流入防止板の設置或いは排気管出口をバンドにより、空気流路の閉塞を防止



非常用ディーゼル電源系の冷却塔における降下火砕物流入防止板等の設置イメージ

## 外部火災に対する防護設計

- ・想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火活動に期待しない場合にあっても、熱的影響評価対象施設※が、外殻施設又は離隔による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。
- ・熱的影響評価対象施設以外の安全施設は、外部火災により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。

※ 安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器のうち、外部火災の影響を受けるもの(屋外施設、外殻)

## 外部火災に対する安全対策

- ・森林火災等の熱影響に対し、外殻施設の外殻コンクリート表面最高温度が、許容温度(コンクリート:200℃)以下であり、安全施設の安全機能を損なわないことを確認
- ・想定される森林火災の延焼防止を目的として、**防火帯**(防火帯の風上20m内に樹木が存在する場合は**約18m**、防火帯の風上20m内に樹木が存在しない場合は**7m**)を設置する

評価対象事象	影響評価結果
①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定する森林火災に対して、原子炉施設の外殻コンクリート表面最高温度が約44℃であり、許容温度を超えないことを確認</li> </ul>
②航空機落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定する航空機落下で発生する火災に対して、原子炉施設の外殻コンクリート表面最高温度が約97℃であり、許容温度を超えないことを確認</li> </ul>
③危険物を搭載した車両の火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定する国道を通行するタンクローリーの火災に対して、原子炉施設の外殻コンクリート表面最高温度が約44℃であり、許容温度を超えないことを確認</li> </ul>
④重畳事象 森林火災+航空機落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 森林火災と航空機落下による火災の重畳事象においても、原子炉施設の外殻コンクリート表面最高温度が約101℃であり、許容温度を超えないことを確認</li> </ul>



- : 防火帯
- ← : 想定する延焼経路

延焼防止対策(防火帯)の概略図

## 内部火災に対する防護設計

### ・一般火災(ナトリウム燃焼以外の火災)

原子炉施設の安全性が損なわれないよう、本原子炉施設の安全上の特徴を考慮し、「一般火災の発生防止」、「一般火災の感知及び消火」並びに「一般火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。

なお、設計にあっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を必要に応じ、参考にした。

### ・ナトリウム燃焼

原子炉施設の安全性が損なわれないよう、ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。

原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。

## 火災区域及び火災区画の設定

建物ごとに建物内の全体を火災区域として設定し、建物外に火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する場合は、当該火災防護対象機器等を設置する区域を火災区域として設定する。

火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区域は、当該火災防護対象機器等の配置、ナトリウムを内包する配管又は機器の配置、耐火壁の配置、消火設備の配置を考慮し、火災区域を細分化した火災区画を設定する。

## 火災防護対象機器

安全機能の重要度分類から以下の(1)～(3)の構築物、系統及び機器を火災防護対象機器として選定する。

- (1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)
- (2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)
- (3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)

## 一般火災に対する火災防護対策(一例)

### 「一般火災の発生防止」



#### ・乾式トランス

火災防護対象機器を設置している火災区域の変圧器及び遮断機は、絶縁油等を使用しないことにより火災の発生を防止

### 「一般火災の影響軽減」



#### ・ベント管

地下階に設置する燃料油(重油)を貯蔵するタンク内のベーパーが建物内に滞留しないようにベントすることで、火災の影響を軽減

### 「一般火災の感知及び消火」



- ・ハロン消火設備
- ・可搬式消火器

火災区画の特徴に応じた適切な消火設備を設置し、火災を早期に消火



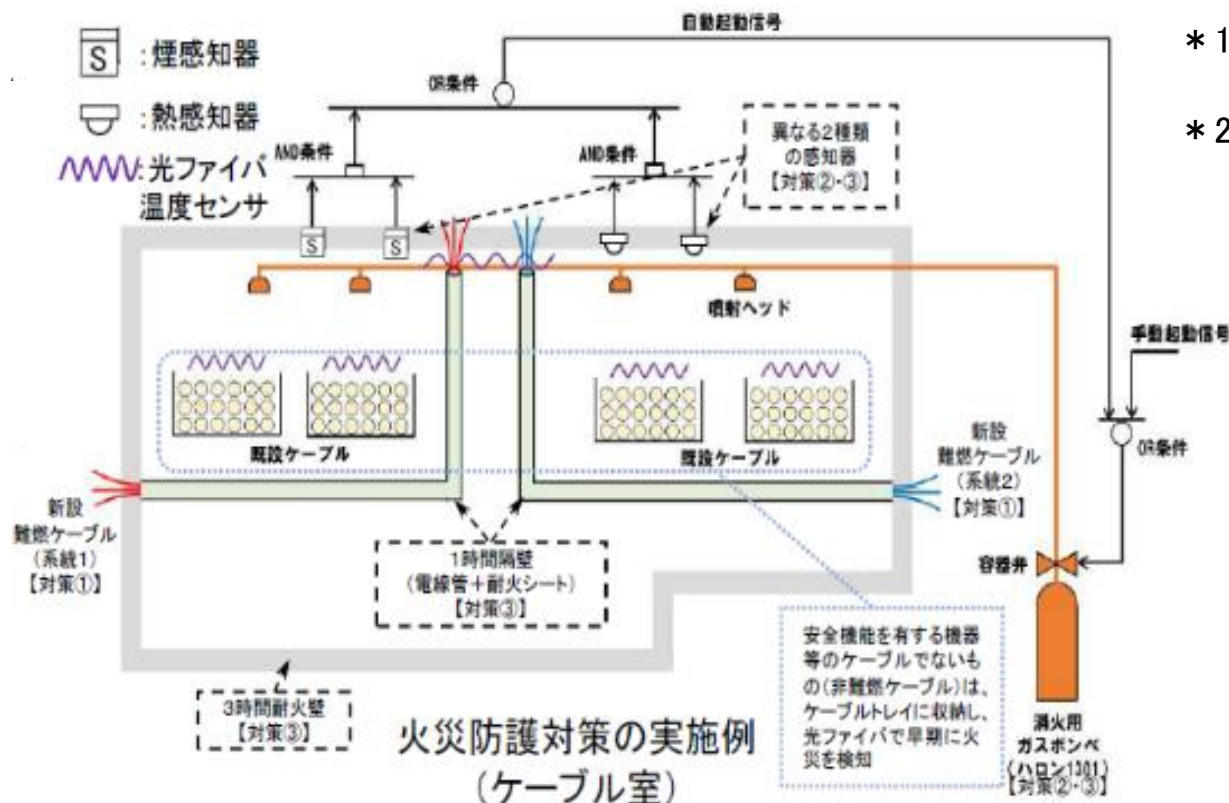
#### ・防災監視盤

中央制御室に設置した防災監視盤で火災感知器の発報を確認し、火災を早期に感知

## ケーブル処理室における火災防護対策

### 【主な対策】

- 安全上重要なケーブルを難燃化
- 安全上重要なケーブルに1時間隔壁(電線管+耐火シート)\*1を設置
- 自動起動の固定式消火設備(ハロン消火設備)\*2を設置
- 部屋に異なる2種類の火災感知器を設置
- 火災感知器・固定式消火設備(ハロン消火設備)について、地震時も機能が維持できるように設計して設置
- 非安全系のケーブルの火災を早期に感知できるように、光ファイバ温度センサを設置

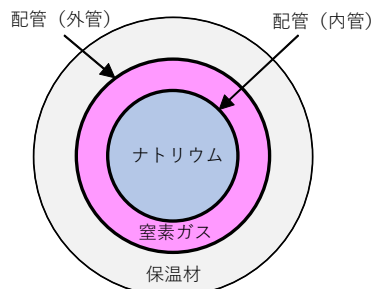


\*1:1時間の耐火能力を有する隔壁をいう。

\*2:固定式消火設備(ハロン消火設備)は、ケーブル室以外でも、室内の可燃性物質の量が多くなる部屋に設置

## ナトリウム燃焼に対する火災防護対策(一例)

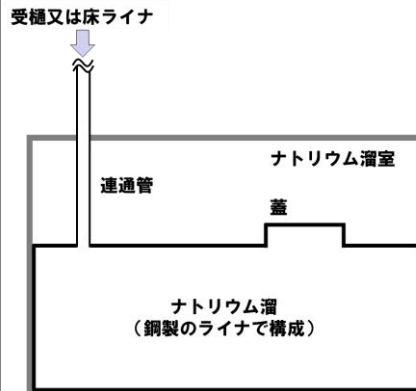
### 「ナトリウム漏えいの発生防止」



・1次冷却系(二重構造部)

二重管により内管が破損した場合にあってもナトリウムの漏えいを防止

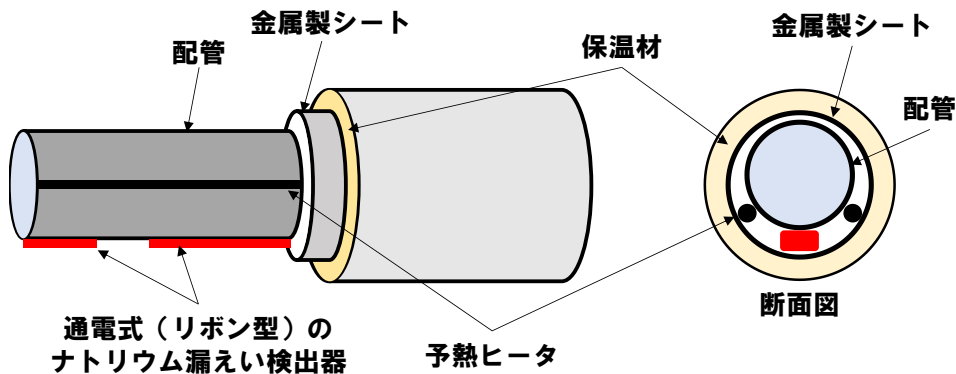
### 「ナトリウム燃焼の影響軽減」



・ナトリウム溜

漏えいしたナトリウムは、受樋又は床ライナから連通管を通してナトリウム溜に導かれ、影響を軽減

### 「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」



・通電式(リボン型)のナトリウム漏えい検出器



・特殊化学消火剤

ナトリウム漏えい検出器により漏えいを検知

ナトリウム燃焼が感知され場合は、特殊化学消火剤により消火

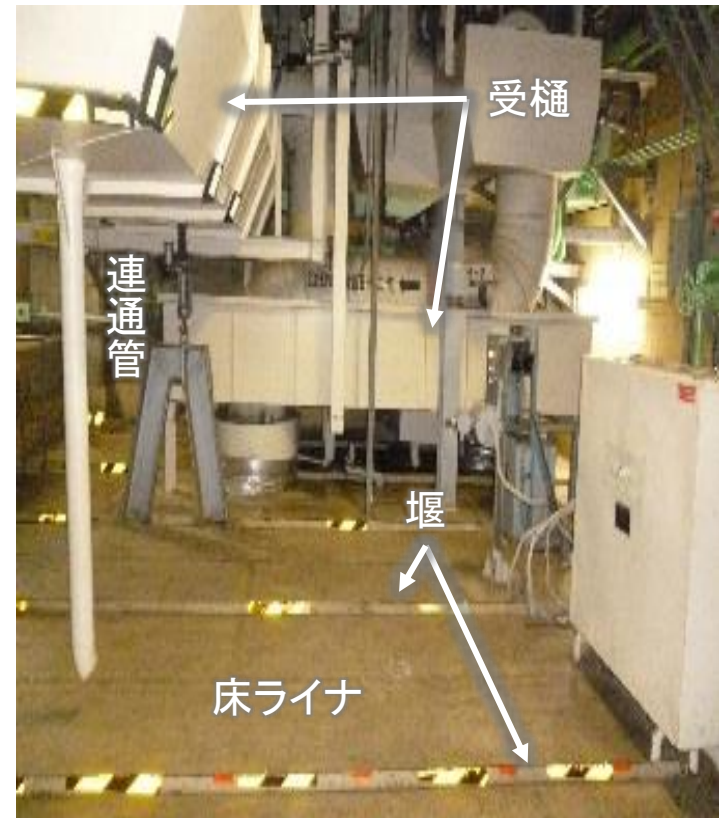
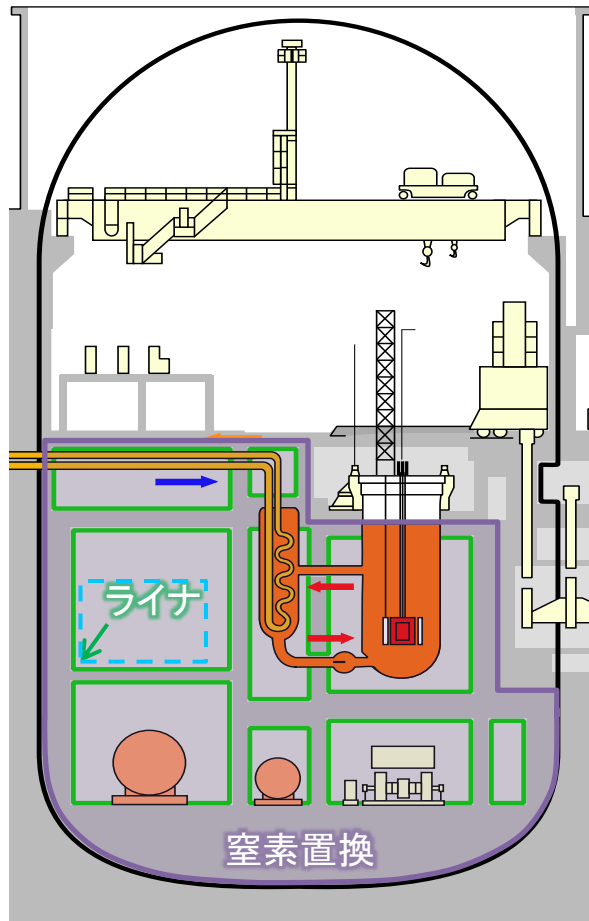


## ナトリウム燃焼に対する火災防護対策 (具体例)

修正箇所(以降のページも同様)

### 【主な対策】

- 1次主冷却系を内包する格納容器(床下)は、鋼製のライナを内張りし、運転時に雰囲気窒素置換
- 2次主冷却系配管に受樋又は床ライナを設けることで漏えい時にナトリウムを受け止め、連通管によりナトリウム溜へ導く



## 溢水に対する防護設計と安全対策

- ・原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計
- ・管理区域内の放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいしないように設計
- ・原子炉の運転に影響を及ぼすおそれがある溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。(手動スクラム)

## 「常陽」における溢水防護の特徴

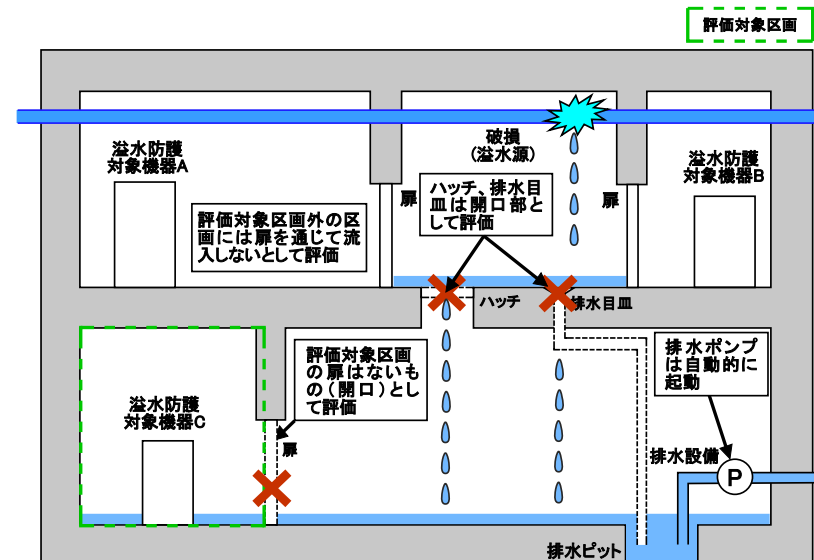
- ・ナトリウムを冷却材として使用する「常陽」では、多くのエリアが、禁水区域に該当する。例えば、多くの安全施設が収納されている格納容器内にある場合は、溢水源がなく、溢水により安全機能が損なわれるような事象は発生しない。
- ・没水、被水及び蒸気の影響評価の観点で考慮すべき溢水源は、補機冷却設備(ディーゼル発電機の冷却水や空調設備の冷却水他)の水、液体廃棄物処理設備の水、ボイラー設備の蒸気(空調設備用)、ディーゼル発電機やボイラー設備の燃料油に限定される。
- ・管理区域外への漏えいを防止する観点で考慮すべき溢水源には、液体廃棄物処理設備の水及び使用済燃料貯蔵設備の水冷却池の水が該当する。

## 溢水防護対象機器

安全機能の重要度分類から以下の(1)～(3)の構築物、系統及び機器を溢水防護対象機器として選定する。

- (1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)
- (2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)
- (3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。)

- ・放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は全て管理区域内に設置
- ・管理区域の下階は、原則管理区域に設定
- ・堰や段差等により非管理区域側へ漏えいしない設計



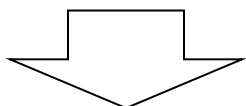
溢水評価の概要イメージ

## 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水に係る影響評価

以下の解析条件等により、スロッシングによる溢水を評価

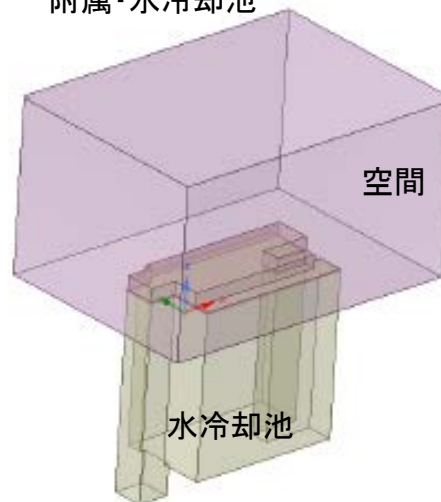
解析コード：汎用熱流体解析ソフト“FLUENT”

地震波：原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物の水冷却池におけるSs-D、Ss-1～6を入力とした加速度時刻歴を使用

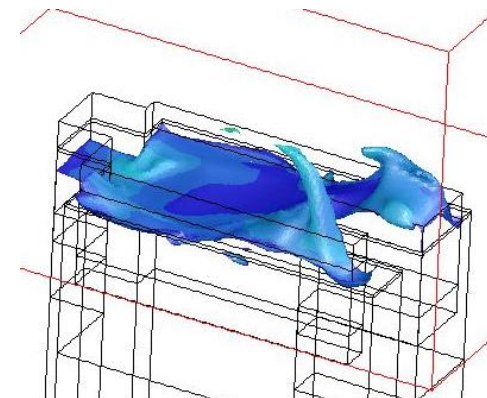


- ・ 溢水後、水冷却池液位が、使用済燃料集合体頂部水位を上回り、**使用済燃料の冠水の確保及び冷却機能を維持できることを確認**
- ・ 水冷却池が位置する区画の出入口に、高さ1m以上の止水板を設置することで、**管理区域外への放射性物質を含む水の漏えいを防止**

モデル図一例  
附属・水冷却池



解析イメージ



止水板の設置例

## 安全避難通路等の設計方針

- ・原子炉施設の建物内には、安全避難通路を設けるとともに、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設置
- ・安全避難通路に設置した避難用の照明については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計
- ・設計基準事故時に事故対応が可能となるよう、常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとし、さらに、中央制御室の出入口付近にバッテリー内蔵型の可搬型照明を配備



安全避難通路の設定例



誘導灯



誘導標識



懐中電灯及びヘッドライト  
(乾電池式又は充電式)



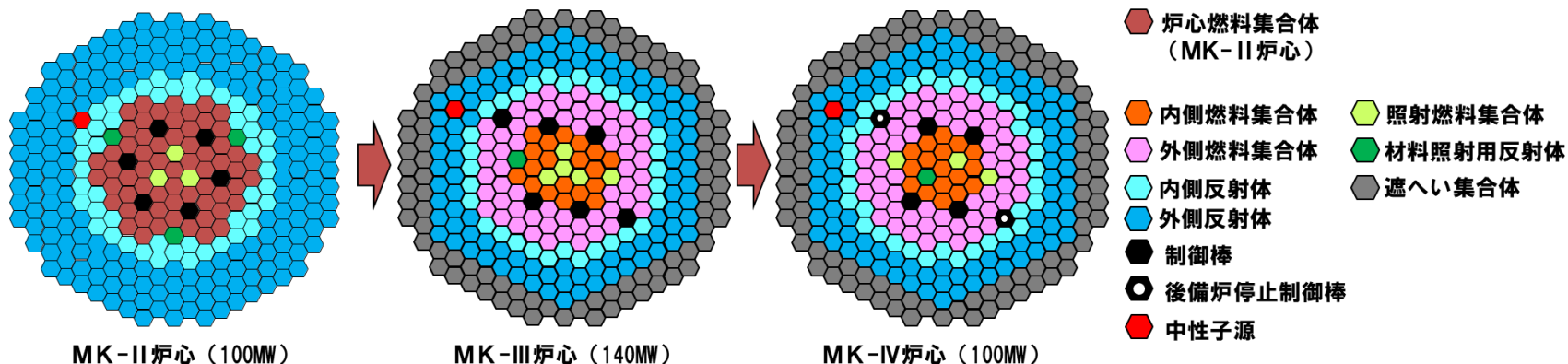
LEDランタン  
(乾電池式又は充電式)

- \* 1: 反応度制御系統
- \* 2: 炉心等
- \* 3: 原子炉停止系統

## 熱出力の変更の概要

・原子炉本体及び計測制御系統施設の構造並びにこれらの設備を変更し、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を踏まえ、熱出力を100MWとする。

	MK-II炉心(100MW)	MK-III炉心(140MW)	MK-IV炉心(100MW)
最大過剰反応度 ( $\Delta k/k$ )	0.055	0.045	0.035
燃料集合体最大装荷体数	67体	85体	79体
核分裂性U/Pu最大装荷量	約250 kg	約270 kg	約250 kg
制御棒構成	主:6本	主:6本	主:4本/後備:2本
冷却材温度(原子炉入口/出口)	370/500 °C	350/500 °C	350/456 °C
1次系冷却材流量	1,086 t/h	1,350 t/h	1,350 t/h



- \* 1: 反応度制御系統
- \* 2: 炉心等
- \* 3: 原子炉停止系統

## 原子炉本体(炉心)の変更の概要

- ・炉心の変更において、炉心構成要素の仕様・構造等に変更なし
- ・MK-IV炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計

### 【MK-IV炉心の特徴】

- ⇒ 燃料集合体の最大装荷体数を削減  
(核分裂性U/Puの最大装荷量はMK-II炉心と同等)
- ⇒ 最大過剰反応度を削減  
(燃焼補償及び出力補償に係る反応度を削減)
- ※ 原子炉冷却系統施設の変更: 無(安全裕度拡大)
- ⇒ 後備炉停止系(後備炉停止系用論理回路を含む。)を整備

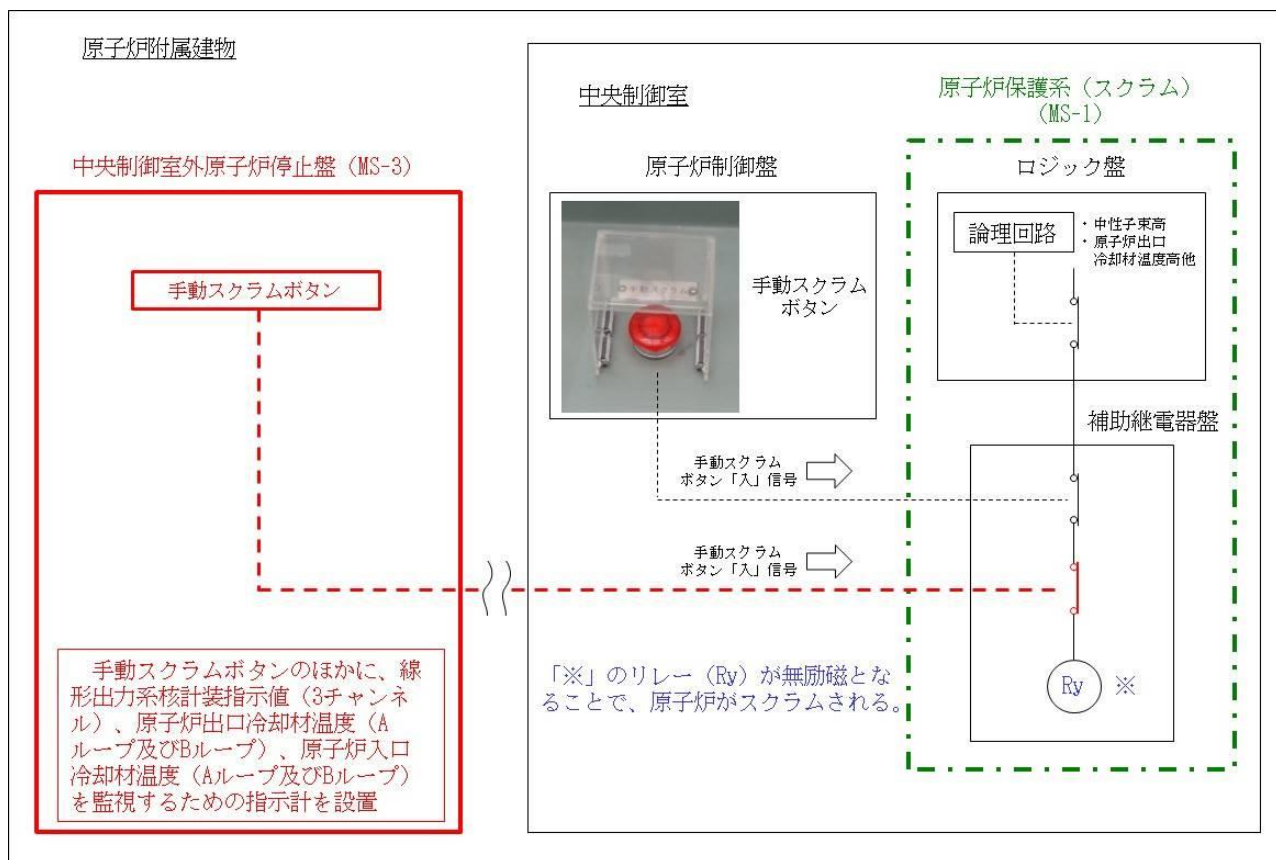
### 【主な変更点】

- ・ 炉心の構成(燃料集合体最大装荷体数等を変更)
- ・ 核設計(核的制限値等を変更)
- ・ 熱設計(熱的制限値等を変更)
- ・ 動特性(上記設計結果を反映)

反応度係数	MK-III炉心(140MW)	MK-IV炉心(100MW)
ドップラ係数	$-(0.67 \sim 2.5) \times 10^{-3} \frac{dk}{dT}$	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \frac{dk}{dT}$
温度係数(ドップラ効果を除く。)		
燃料温度係数	$-(2.7 \sim 4.9) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
構造材温度係数	$-(0.8 \sim 1.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
冷却材温度係数	$-(6.4 \sim 12.0) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
炉心支持板温度係数	$-(1.0 \sim 1.6) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
ナトリウムボイド反応度	$-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$	$-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$

## 中央制御室外原子炉停止盤の設置

中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン(中央制御室)に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系(スクラム)が作動し、原子炉は停止される。なお、外部電源が利用できない場合には、フェイルセーフの構造及び動作原理から、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。



- ・ 手動スクラムボタンは、施錠管理できる扉付きの盤内に設置する。  
※ 不正な操作の防止/誤操作の防止
- ・ 手動スクラムボタンには名称を表示する。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように計器に名称を表示する。盤には、銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。
- ・ 耐震クラス:C/安全重要度分類:MS-3 (安全停止に関連するもの)

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。

核物質防護情報(管理情報)が含まれているため公開できません。

核物質防護情報(管理情報)が含まれているため公開できません。

No.	盤名称	盤寸法	取付
①	中央制御室外原子炉停止盤 (RSP-A)	700W×900H×450D	壁掛
②	中央制御室外原子炉停止盤 (RSP-B)	700W×900H×450D	壁掛

中央制御室外原子炉停止盤は、RSP-A及びRSP-Bから構成する。

RSP-A: Ch.6&7指示値及び原子炉出入口温度A指示値を表示

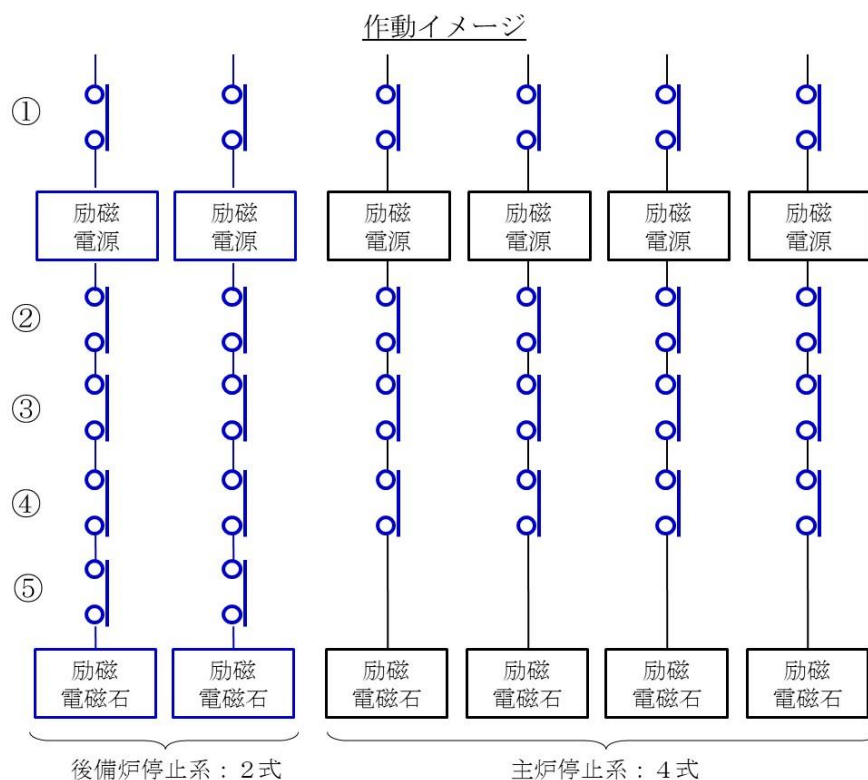
RSP-B: Ch.8指示値及び原子炉出入口温度B指示値を表示

手動スクラムスイッチは、RSP-A、Bのどちらにも設置



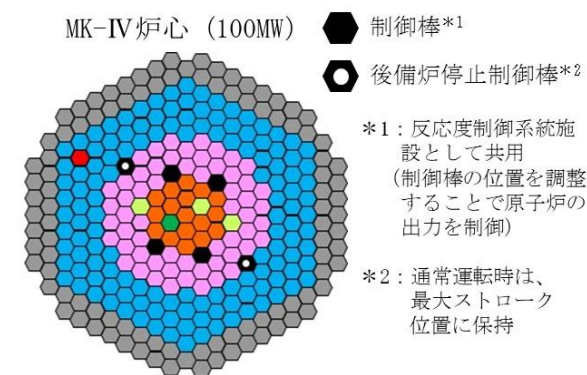
## 後備炉停止系の設置

非常用制御設備として、制御棒及び制御棒駆動系とは独立した後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系(後備炉停止系)を設けるものとし、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれない設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。



励磁電磁石電源「切」信号

- ① : 励磁スイッチ「切」
- ②③ : 原子炉保護系(スクラム)作動(二重化した論理回路に対応)
- ④ : 中央制御室外原子炉停止盤手動スクラムスイッチ「切」
- ⑤ : 後備炉停止系用論理回路作動



主炉停止系・後備炉停止系の制御能力  
(単位:  $\Delta k/k$ )

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100°C~250°C	0.0057	-
	250°C~350°C	0.0039	-
	350°C~定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050*	0.014
停止余裕		0.015	0.008

※ ワンロードスタック

## IV 想定する事故及び事故発生時の安全対策(事故対策)

### IV- i 想定する事故

## 深層防護の考え方

深層防護： 独立した安全対策が多層にわたって設けられていること。

設置変更許可申請書の安全評価においては、設計基準の範囲に対して、

**レベル2** 「運転時の異常な過渡変化の拡大の防止」

**レベル3** 「設計基準事故の拡大の防止」

について対策・評価し、

設計基準を超える範囲に対して、

**レベル4** 「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止」

について対策・評価している。

### 深層防護

#### レベル

#### 深層防護の目的

#### プラント状況

レベル	深層防護の目的	プラント状況
レベル1	異常運転及び故障の防止	通常運転
レベル2	運転時の異常な過渡変化の拡大の防止	運転時の異常な過渡変化(AOO)
レベル3	設計基準事故の拡大の防止	設計基準事故(DBA)
レベル4	著しい炉心損傷防止	設計基準事故に対処する設備の機能喪失
	格納容器破損防止	炉心損傷防止対策の機能喪失

**新規要求**

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故(BDBA)

想定する事故

## 先行試験研究炉との比較

高中出力試験研究炉  
(熱出力 500kW以上、50MW以下)

高速実験炉「常陽」  
(熱出力 100MW)

運転時の異常な過渡変化(AOO)	運転時の異常な過渡変化(AOO)	
設計基準事故(DBA)	設計基準事故(DBA)	
多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故(BDBA)	多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故(BDBA)	炉心損傷防止対策
		格納容器破損防止対策
	BDBAを超える事象(BDBA超過事象)※	放射性物質の放出抑制対策

※ 内容はナトリウム冷却型高速炉、試験研究炉であることを勘案したものとしている。  
BDBAに対しては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を講じ、多量の放射性物質等の放出を防止する。その上で、あえて放射性物質等の放出に至るBDBA超過事象を仮想し、放射性物質等の放出抑制対策を講じる。

運転時の異常な過渡変化  
**AOO**  
 $> 10^{-2} / (\text{炉} \cdot \text{年})^*$

原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障・誤動作、運転員の単一の誤操作、これらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象

⇒通常運転に復帰できる状態で事象が収束するように設計

設計基準事故  
**DBA**  
 $10^{-2} \sim 10^{-4} / (\text{炉} \cdot \text{年})^*$

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態で、発生頻度はまれだが、原子炉施設の安全設計の観点から想定する必要がある事象

⇒炉心の溶融・著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷がなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁が機能するように設計

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故  
**BDBA**  
 $< 10^{-4} / (\text{炉} \cdot \text{年})^*$

設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(5ミリシーベルトを超えるもの)を与えるおそれのある事故

事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮する。

⇒炉心損傷防止、格納容器破損防止により多量の放射性物質等の放出を防止するように設計・対策

**BDBA超過事象**

BDBAを超える事象として、大規模な自然災害等による大規模な損壊の発生を仮想的に想定する。

⇒放射性物質の放出を抑制するために必要な措置を講じる。

\* 発生頻度の目安(外部事象及び発生頻度を定量化できない仮想的な想定を除く。)

## 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定

- ・運転時の異常な過渡変化(AOO)及び設計基準事故(DBA)における事象の選定は、  
「試験炉設置許可基準規則の解釈<sup>[1]</sup>」に基づき、  
「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針<sup>[2]</sup>」等を参考とし、  
「常陽」の安全上の特徴を踏まえて代表的事象を選定
- ・「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における「高出力炉」は、「10MW以上/50MW以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回るため、  
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針<sup>[3]</sup>」を考慮
- ・さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、  
「高速増殖炉の安全性の評価の考え方<sup>[4]</sup>」も考慮

[1]: 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈、平成25年11月27日 原子力規制委員会決定

[2]: 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

[3]: 発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

[4]: 高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

## 運転時の異常な過渡変化（A00）における事象選定

指針等を参考に、「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象を以下のとおり選定した。結果として、既許可と同じ事象を選定した。

分類	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</li> <li>・出力運転中の制御棒の異常な引抜き</li> </ul> <div style="text-align: right; margin-top: 5px;"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">後ほど代表して説明</span> </div>
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却材流量増大</li> <li>・1次冷却材流量減少</li> <li>・外部電源喪失</li> <li>・2次冷却材流量増大</li> <li>・2次冷却材流量減少</li> <li>・主冷却器空気流量の増大</li> <li>・主冷却器空気流量の減少</li> </ul>

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の事象推移等を、P90以降に示す。

## 設計基準事故（DBA）における事象選定

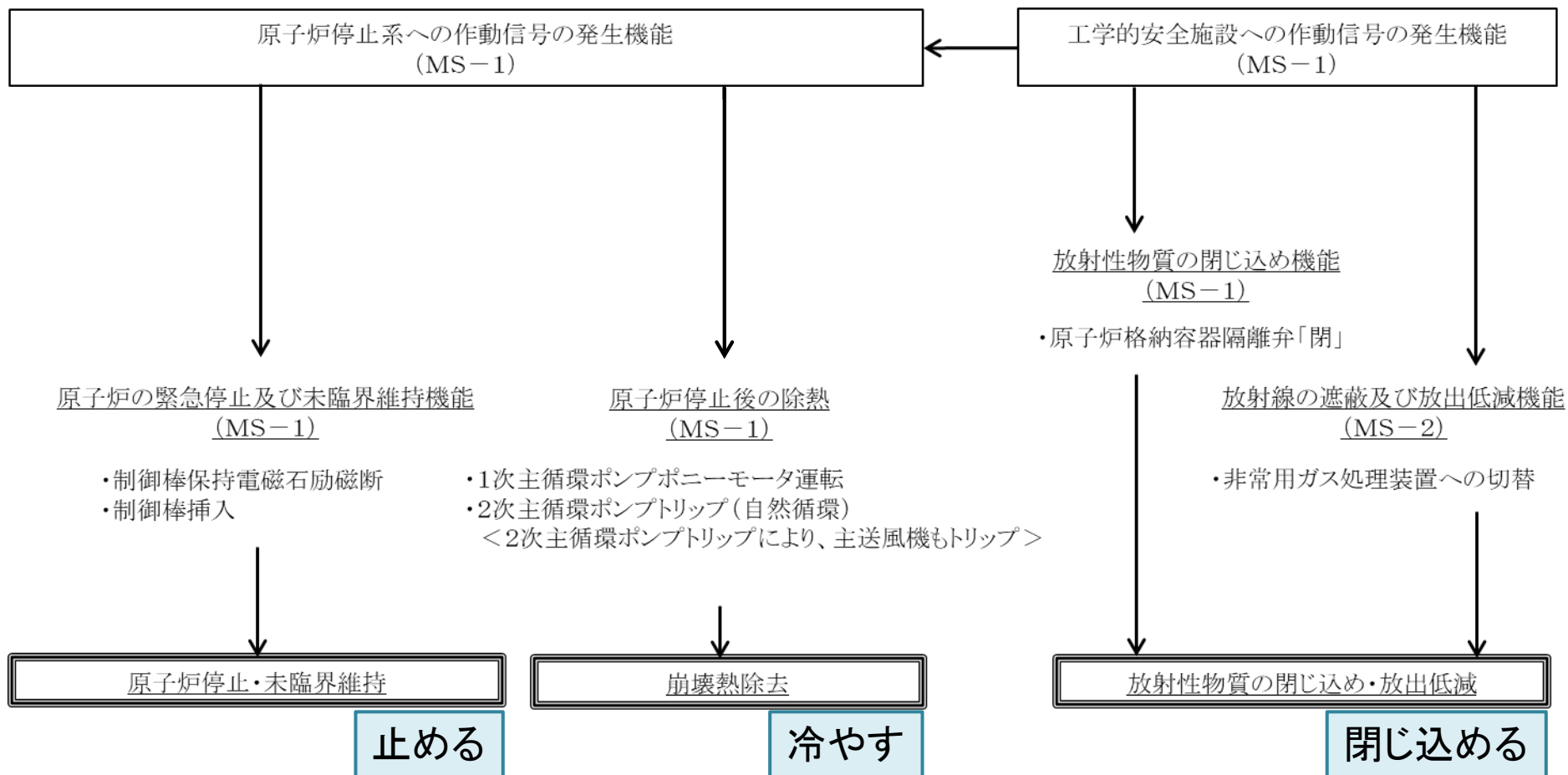
指針等を参考に、「常陽」で想定すべき設計基準事故を以下のとおり選定した。  
既許可から、冷却材流路閉塞事故、燃料取替取扱事故を追加した。

分類	「常陽」で想定すべき設計基準事故
炉心内の反応度の増大に至る事故	・燃料スランピング事故
炉心冷却能力の低下に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次主循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・1次冷却材漏えい事故</li> <li>・冷却材流路閉塞事故</li> <li>・2次主循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・2次冷却材漏えい事故</li> <li>・主送風機風量瞬時低下事故</li> </ul>
燃料取扱いに伴う事故	・燃料取替取扱事故
廃棄物処理設備に関する事故	・気体廃棄物処理設備破損事故
ナトリウムの化学変化	・1次冷却材漏えい事故
原子炉カバーガス系に関する事故	・1次アルゴンガス漏えい事故

後ほど代表して説明

「1次主循環ポンプ軸固着事故」の事象推移等を、P92以降に示す。





【その他】

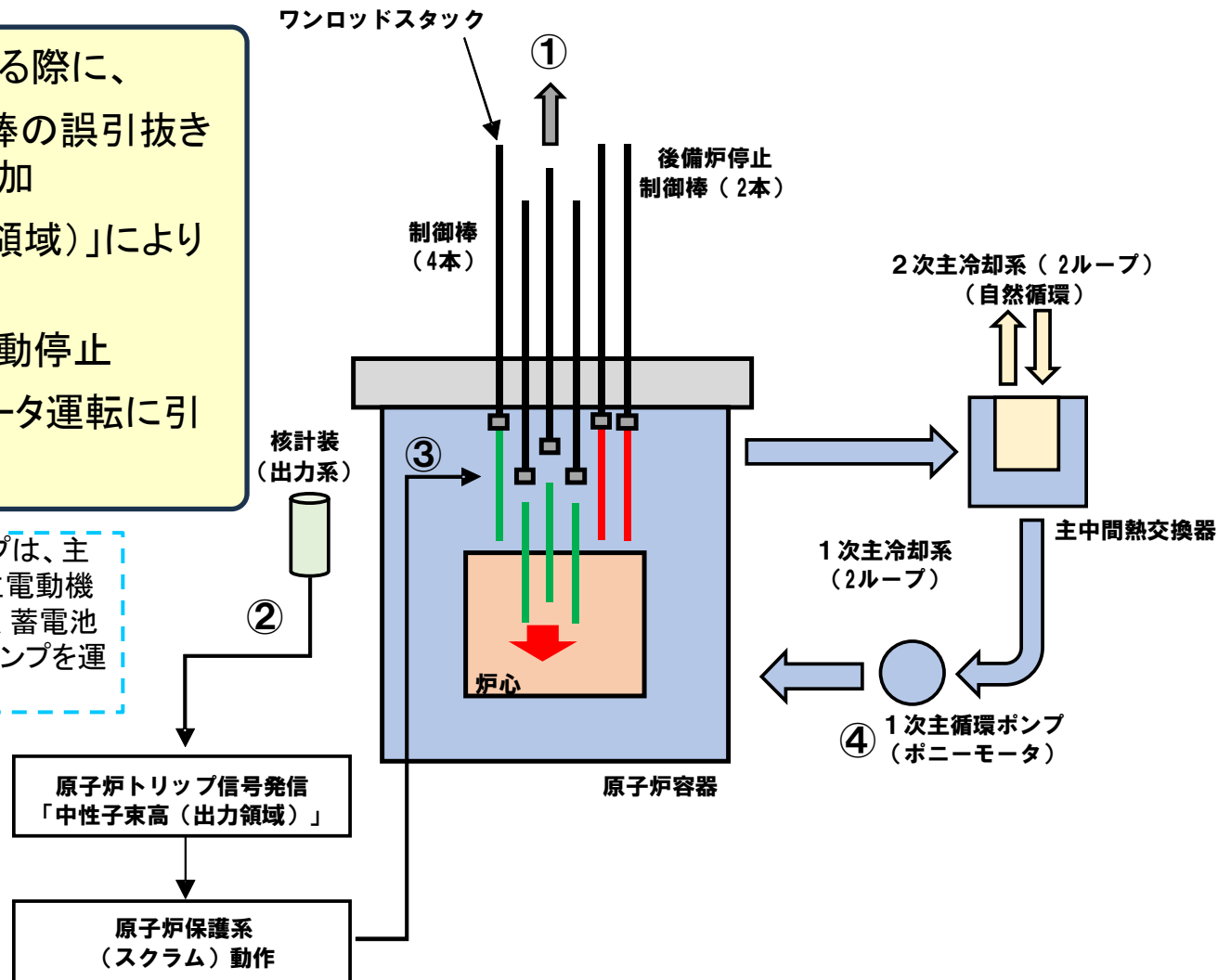
- 安全上特に重要な関連機能(MS-1) ⇒ 運転時の異常な過渡変化「外部電源喪失」において、電源を供給
- 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1) ⇒ 設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」において、漏えい量を低減

■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等

1. 事象の概要

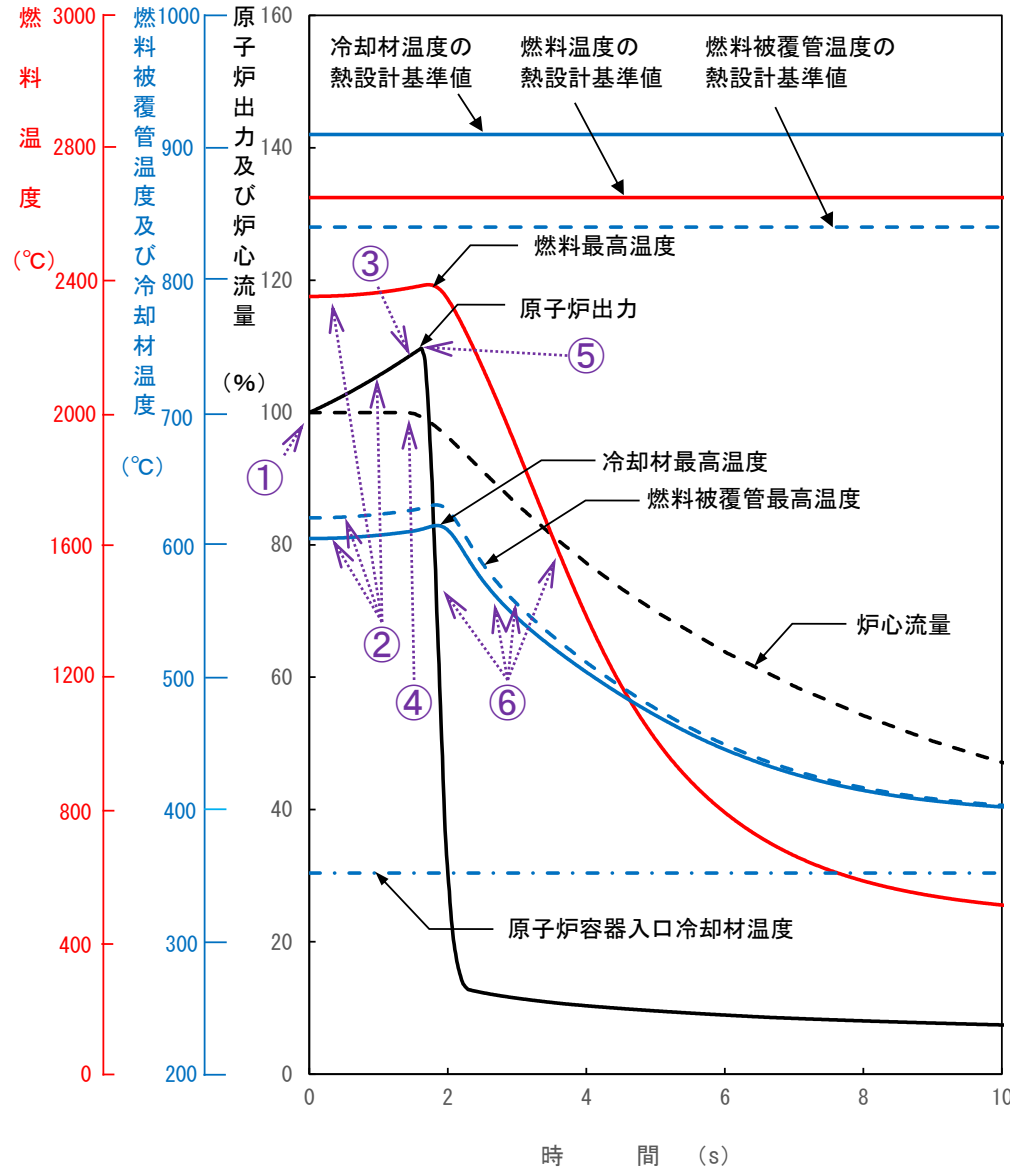
- 原子炉を定格出力で運転している際に、
- ① 運転員の誤操作等により制御棒の誤引抜きが生じ、異常な正の反応度が付加
  - ② 原子炉は、「中性子束高(出力領域)」により原子炉保護系(スクラム)が動作
  - ③ 制御棒3本が炉心に挿入され自動停止
  - ④ 1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ、崩壊熱は除去

※ 定格出力運転時において、1次主循環ポンプは、主電動機により定格流量運転を行っている。主電動機がトリップした場合、主電動機上部に設置し、蓄電池から給電されるポニーモータで1次主循環ポンプを運転し、崩壊熱除去に必要な流量を確保する。



事象の概念図

■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等



- ① 制御棒誤引抜き発生(正の反応度が付加)
- ② 原子炉出力及び各部の温度が上昇
- ③ 原子炉出力107%、原子炉スクラム
- ④ 1次主循環ポンプ停止により炉心流量が減少
- ⑤ 制御棒挿入(スクラム反応度の投入)
- ⑥ 原子炉出力及び各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

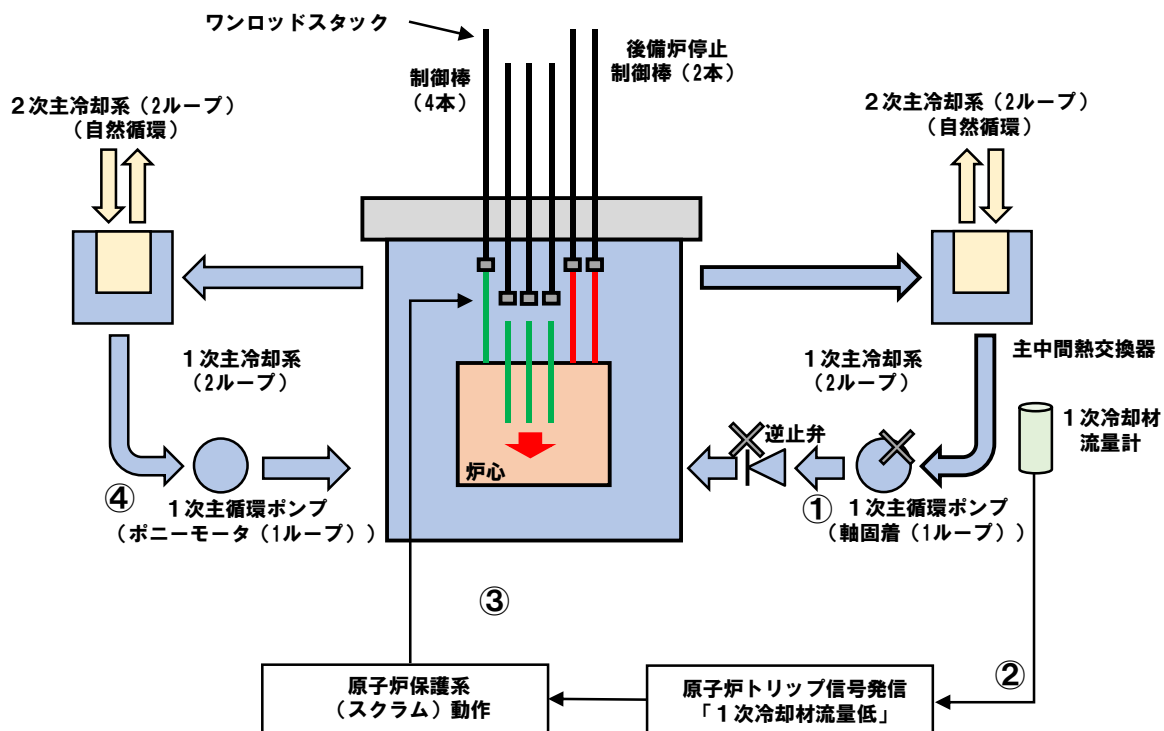
⇒ 炉心の温度は熱設計基準値を超えず、燃料の健全性は確保

■ 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における事象推移等

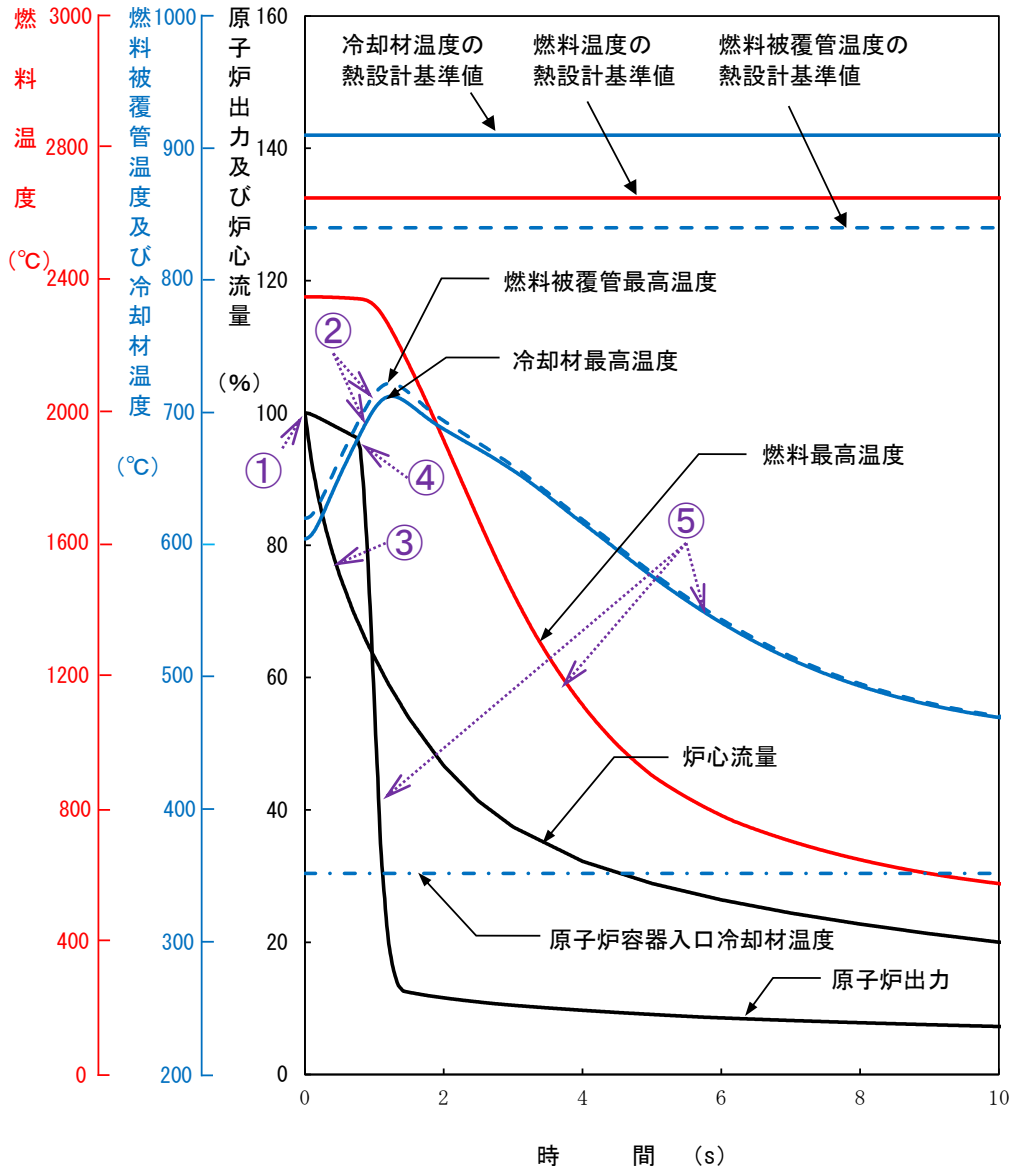
1. 事象の概要

原子炉を定格出力で運転している際に、

- ① 1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少
- ② 原子炉は、「1次冷却材流量低」により原子炉保護系(スクラム)が動作
- ③ 制御棒3本が炉心に挿入され自動停止
- ④ 健全側の1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ、崩壊熱は除去(軸固着したループの逆止弁は、単一故障として動作失敗を仮定)。



■ 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における事象推移等

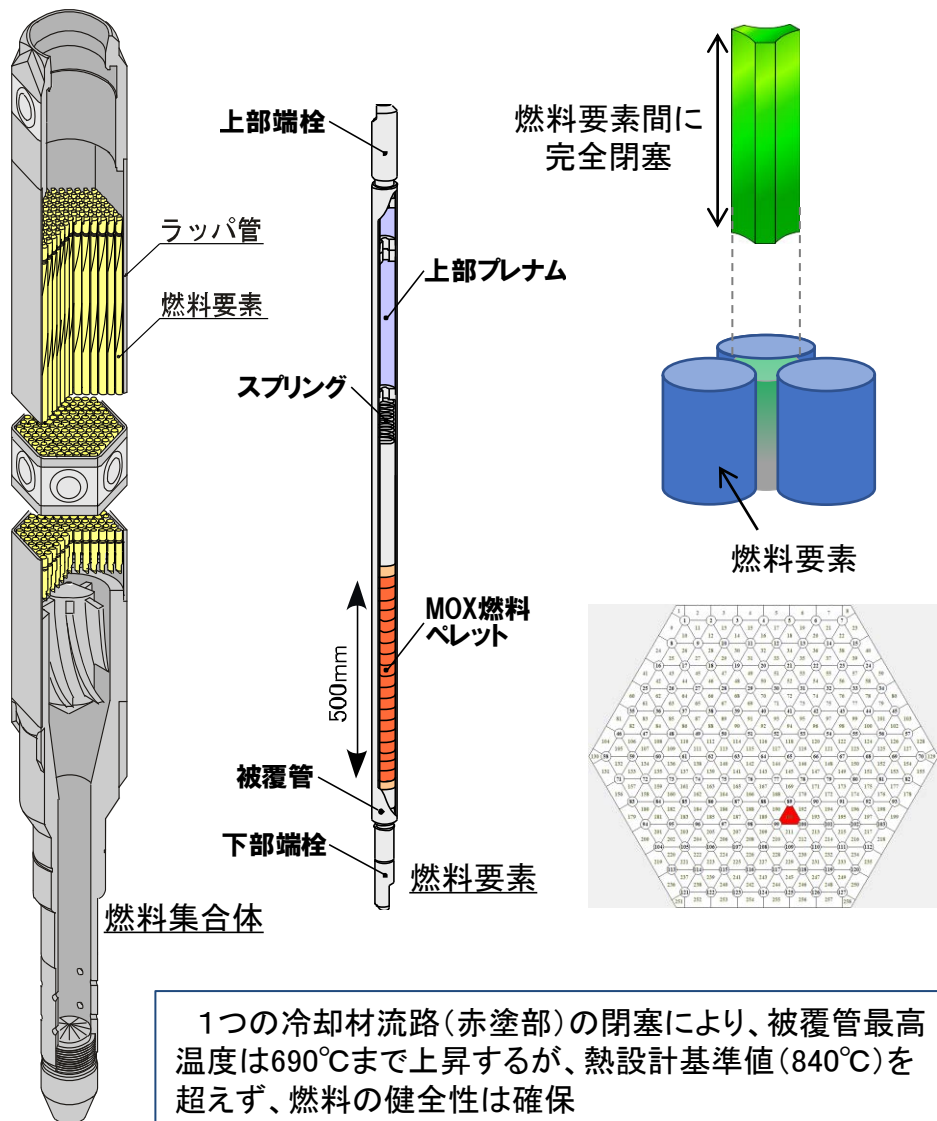


- ① 1次主循環ポンプの軸の固着発生 (炉心流量が減少)
- ② 炉心流量の減少により炉心の温度が上昇
- ③ 1次冷却材流量77%、原子炉スクラム信号発信
- ④ 制御棒挿入(スクラム反応度の投入)
- ⑤ 原子炉出力及び各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約730 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約720 °C	910 °C

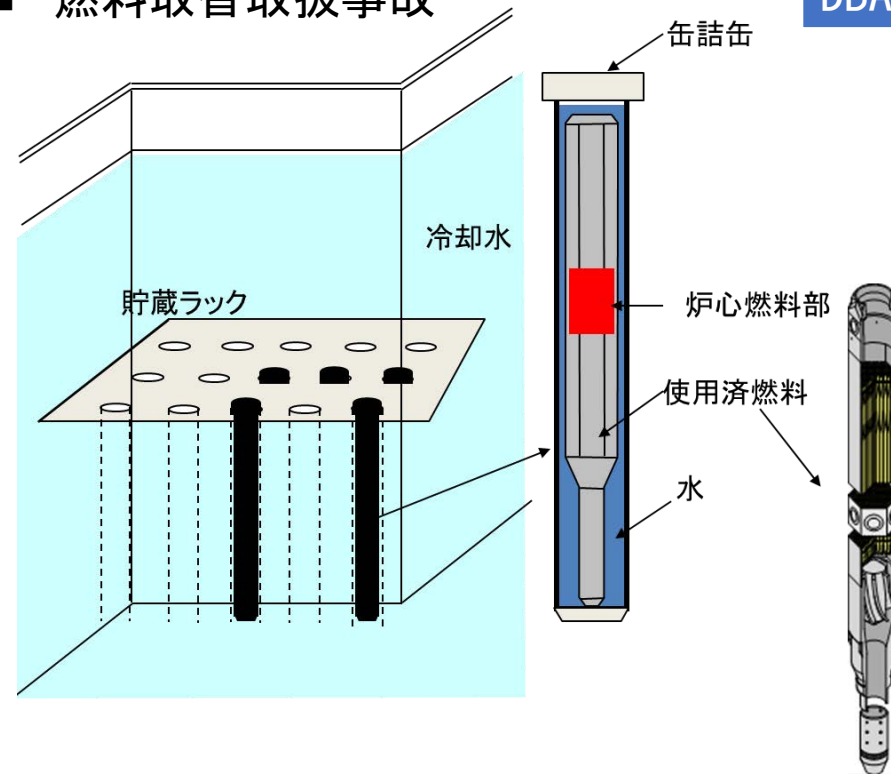
⇒ 炉心の温度は熱設計基準値を超えず、燃料の健全性は確保

## ■ 冷却材流路閉塞事故



## ■ 燃料取替取扱事故

DBA



使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象を想定

使用済燃料から漏えいした核分裂生成物が、水冷却池、原子炉附属建物を経由して大気中に放出される。

放出量に基づき、実効線量を計算した結果、約 $8.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認

## IV 想定する事故及び事故発生時の安全対策(事故対策)

### IV- ii 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故(BDBA)

## 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故 (bdba) の想定

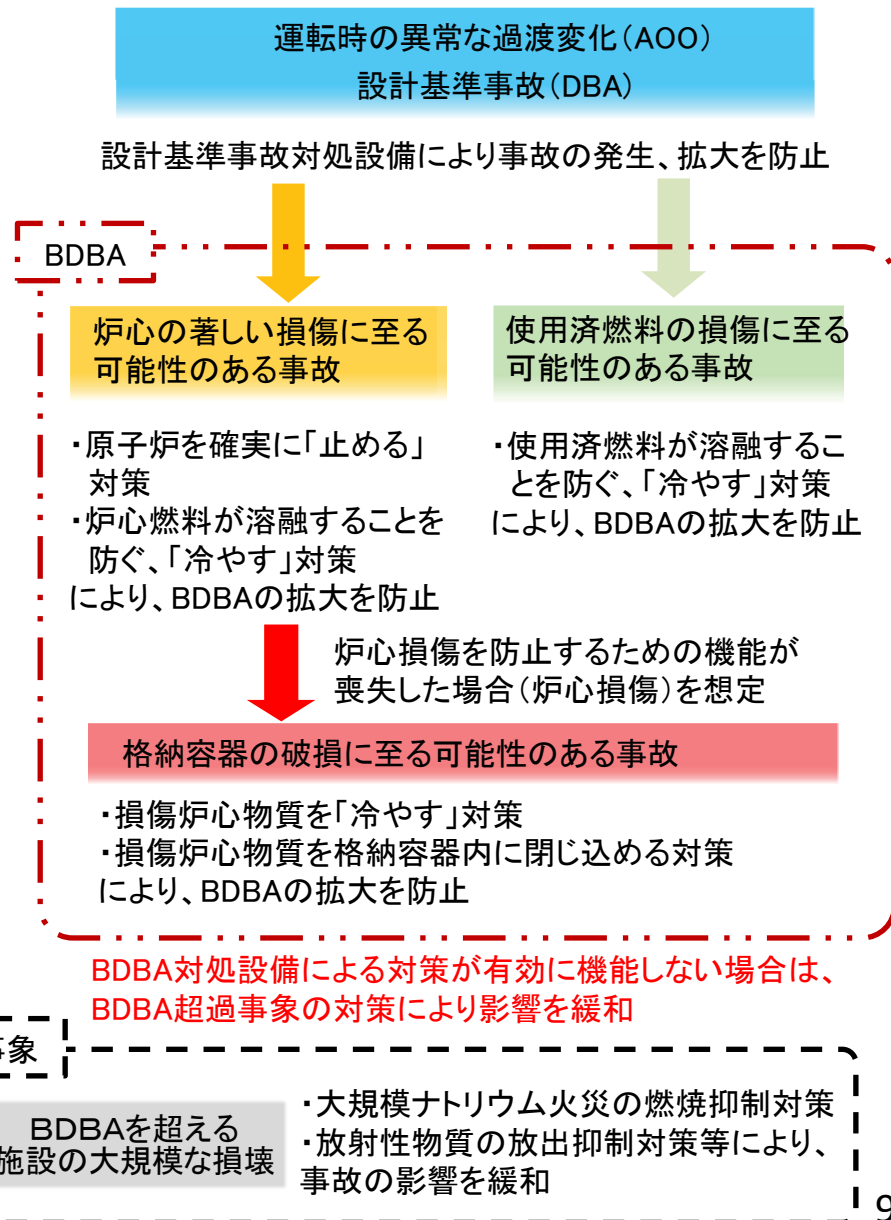
- ・bdbaとして、設計基準事故 (DBA) より発生頻度が低いものの、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を想定
  - 施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障等を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故
  - 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失し、使用済燃料の損傷が想定される事故
- ・発電用原子炉とは安全上の特徴が異なるため、「常陽」の特徴を考慮した事象を選定

## bdba超過事象※1の想定

- ・bdbaを超える事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定

※1 bdba超過事象:

bdbaで想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、原子炉施設が大規模に損壊した状態を考慮。発電用原子炉における大規模損壊に相当。





## 「常陽」において想定するbdbaの事象グループ(燃料体の損傷)

### 崩壊熱除去機能喪失型

**ナトリウム（1次系）の流量喪失  
+ 制御棒挿入失敗**

**ULOF** 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失

外部電源喪失  
+ 原子炉トリップ信号発信失敗

外部電源喪失 + スクラム動作失敗

1次主循環ポンプ軸固着  
+ 原子炉トリップ信号発信失敗

**異常な出力上昇 + 制御棒挿入失敗**

**UTOP** 過出力時原子炉停止機能喪失

運転中の制御棒の異常な引抜き  
+ 原子炉トリップ信号発信失敗

運転中の制御棒の異常な引抜き  
+ スクラム動作失敗

**2次系の除熱機能の喪失 + 制御棒挿入失敗**

**ULOHS** 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失

2次主循環ポンプトリップ  
+ 原子炉トリップ信号発信失敗

2次主循環ポンプトリップ + スクラム動作失敗

2次冷却材漏えい + 原子炉トリップ信号発信失敗

**ナトリウム漏えいによる炉心の露出  
(1次系配管の内・外管が破損)**

**LORL**

原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失

安全容器内配管の内管破損 + 外管破損

1次主冷却系配管の内管破損 + 外管破損

1次補助冷却系配管の内管破損 + 外管破損

**常用電源・非常用電源の喪失**

**SBO** 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失

外部電源喪失 + ディーゼル発電機起動失敗

**多重化された崩壊熱除去の機能の喪失**

**PLOHS** 崩壊熱除去機能喪失

外部電源喪失 + 1次主冷却系の強制循環冷却失敗  
+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗

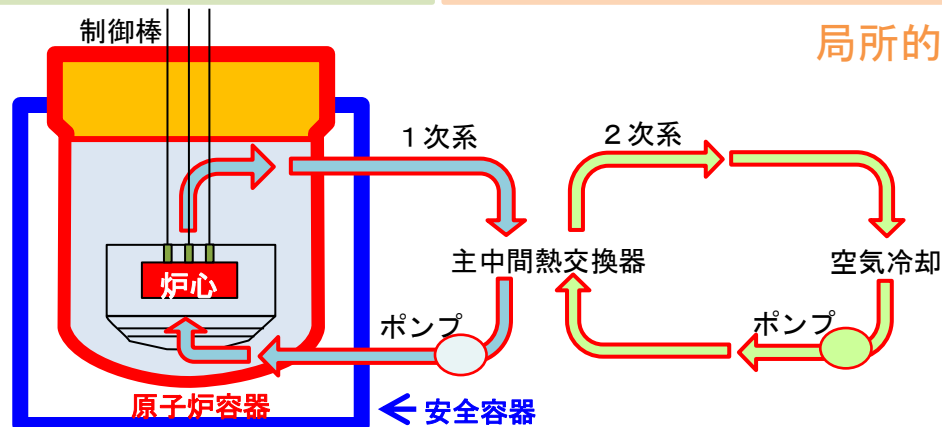
2次冷却材漏えい  
+ 1次主冷却系の強制循環冷却失敗  
+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗

**燃料集合体の流路閉塞による破損**

**LF** 局所的燃料破損

流路閉塞(千鳥格子状)

### 局所的燃料破損型



### 原子炉停止機能喪失型

※ BDBAは、起因事象の発生後、設計基準事故に対処するための設備が多重故障を起こす事故であることから、発生頻度は低い。BDBAが重畳する場合は、低い発生頻度を掛け合わせた極めて低い頻度となることから、BDBAの重畳は想定していない。なお、仮に重畳したとしても、それぞれの対策を柔軟に活用すること及びBDBA超過事象への対策を講じることができる。

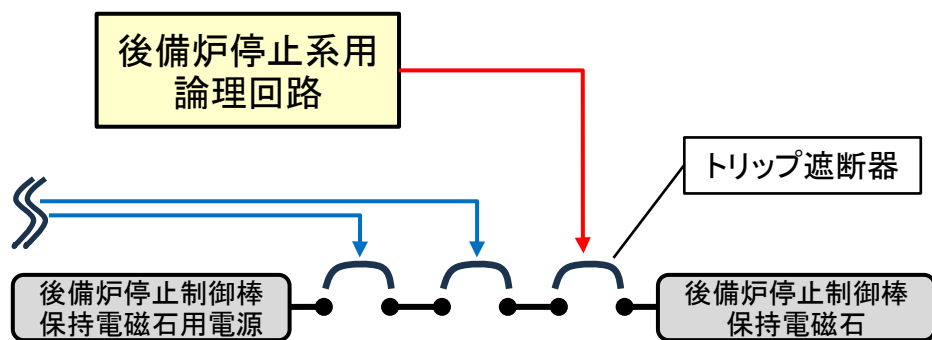
## 「常陽」におけるBDBA対策

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の対策が機能せず、さらに深刻な事態が発生しても、

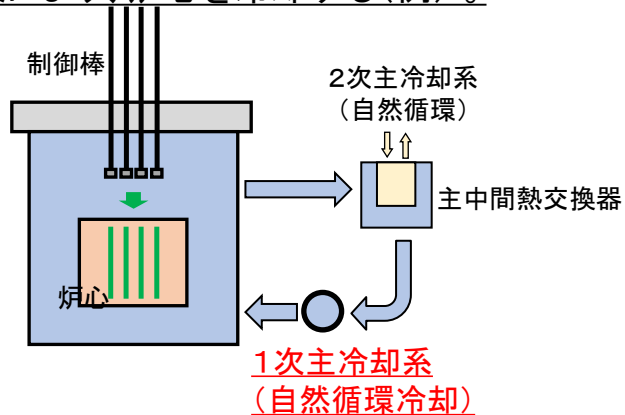
- ①原子炉を確実に停止し、炉心を冷却することにより、炉心の著しい損傷を防止する。
- ②仮に、炉心の著しい損傷に至ったとしても、格納容器の破損を防止し、放射性物質を格納容器内に閉じ込める。

### ①炉心損傷防止の考え方

- ・原子炉を確実に停止する(例)。

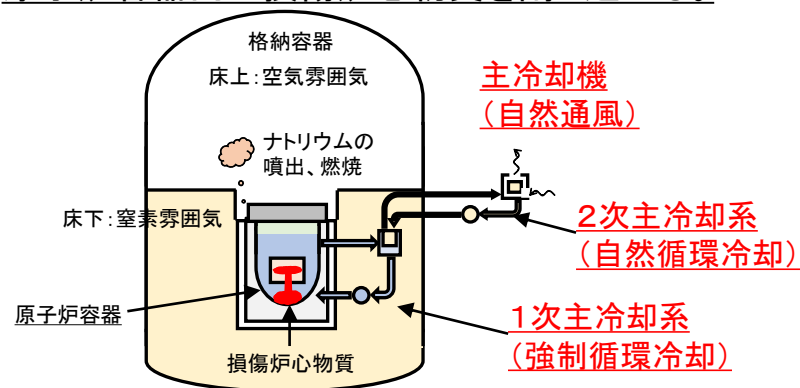


- ・自然循環により、炉心を冷却する(例)。

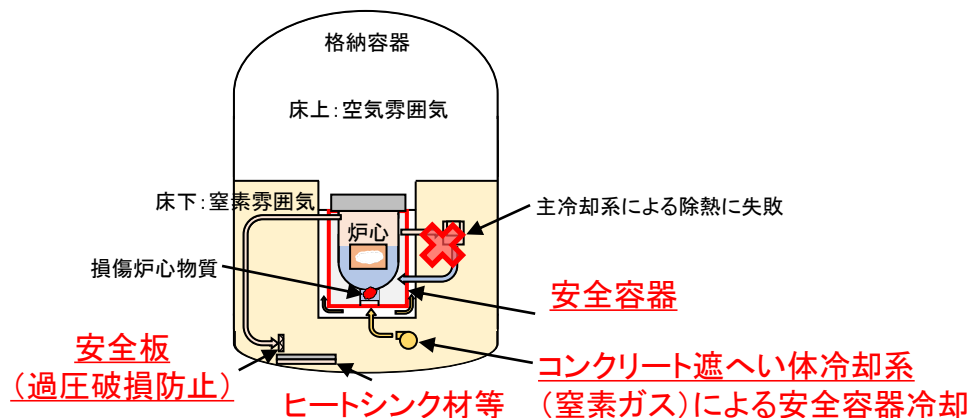


### ②格納容器破損防止の考え方

- ・原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込める。



- ・安全容器内に損傷炉心物質を閉じ込める。



## BDBAとして選定した事象に対する新增設等対象設備の一覧(原子炉停止機能喪失型)

事象グループ		事象	新增設等対象設備
燃料体の損傷が想定される事故	ULOF	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	・後備炉停止系用論理回路
		外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
		1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	
	UTOP	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	・後備炉停止系用論理回路 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック
		出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
	ULOHS	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	・後備炉停止系用論理回路
		2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
		2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	

後ほど代表して説明

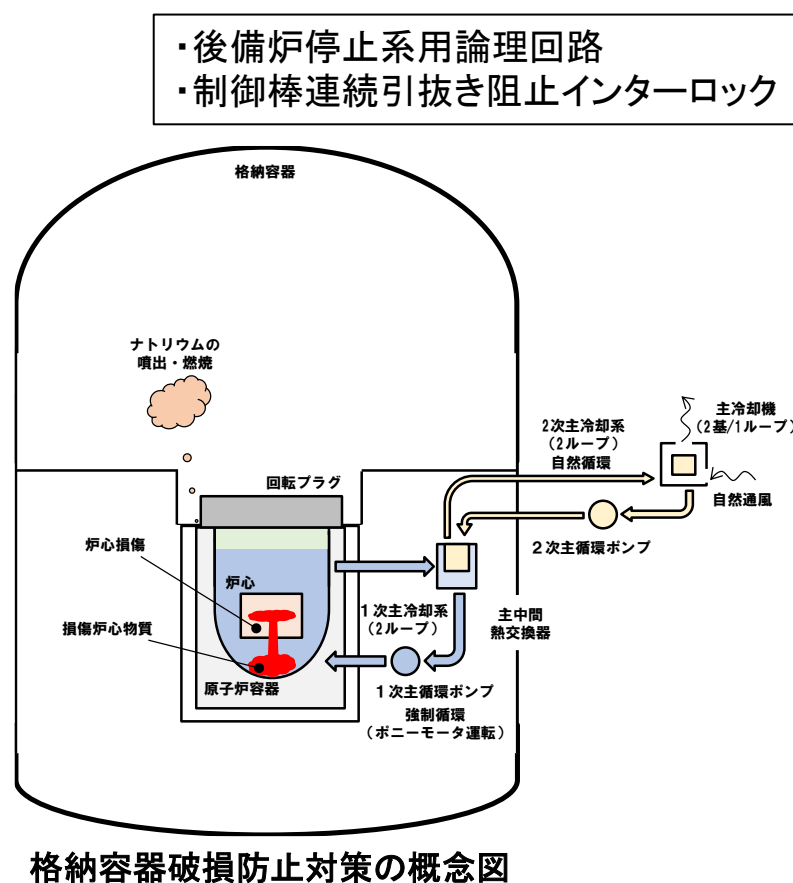
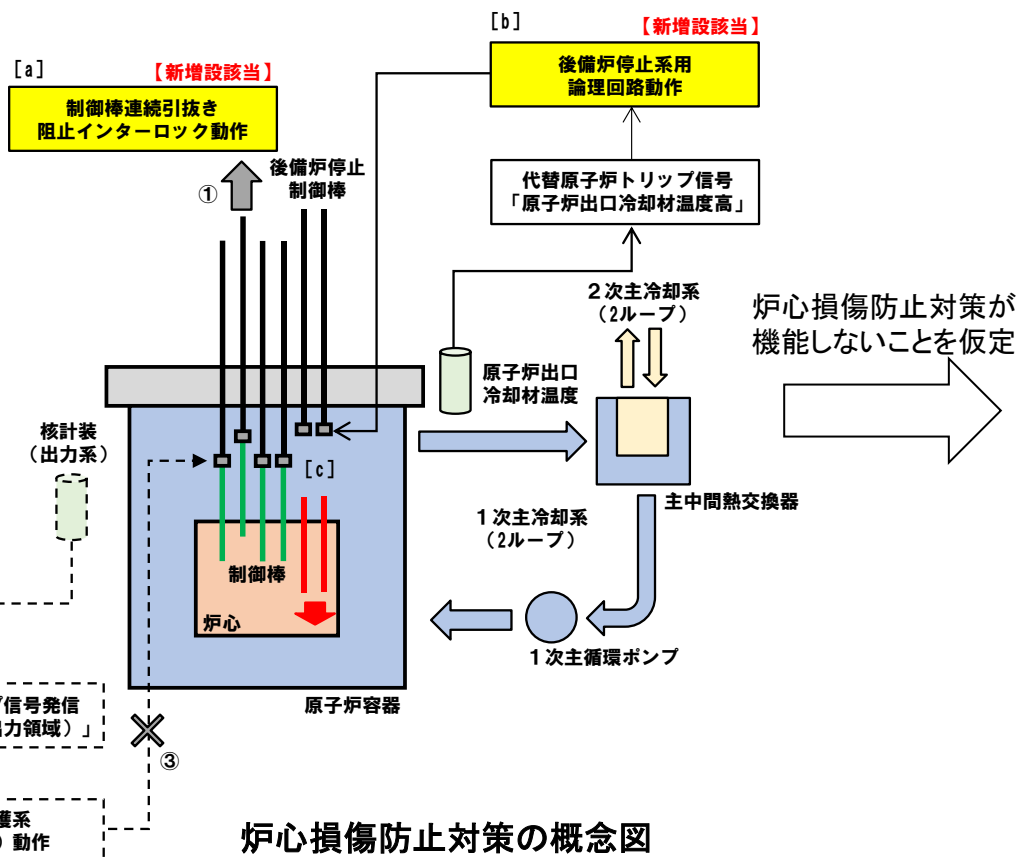
## BDBAとして選定した事象に対する新增設等対象設備の一覧(崩壊熱除去機能喪失型等)

事象グループ		事象	新增設等対象設備
燃料体の損傷が想定される事故	LORL	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故	・安全板、ヒートシンク材等
		1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び1次主冷却系配管(外管)破損の重畳事故	—
		1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び1次補助冷却系配管(外管)破損の重畳事故	—
	PLOHS	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故	—
		2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故	・安全板、ヒートシンク材等
	SBO	全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故	—
LF	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	—	

後ほど代表して説明

## 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故の概要

【新增設等対象設備】



### 【事故の概要】

- ① 制御棒の誤引抜きにより原子炉の出力が上昇
- ② 原子炉保護系の動作に失敗
- ③ 制御棒の急速挿入に失敗

### 【炉心損傷防止対策の概要】

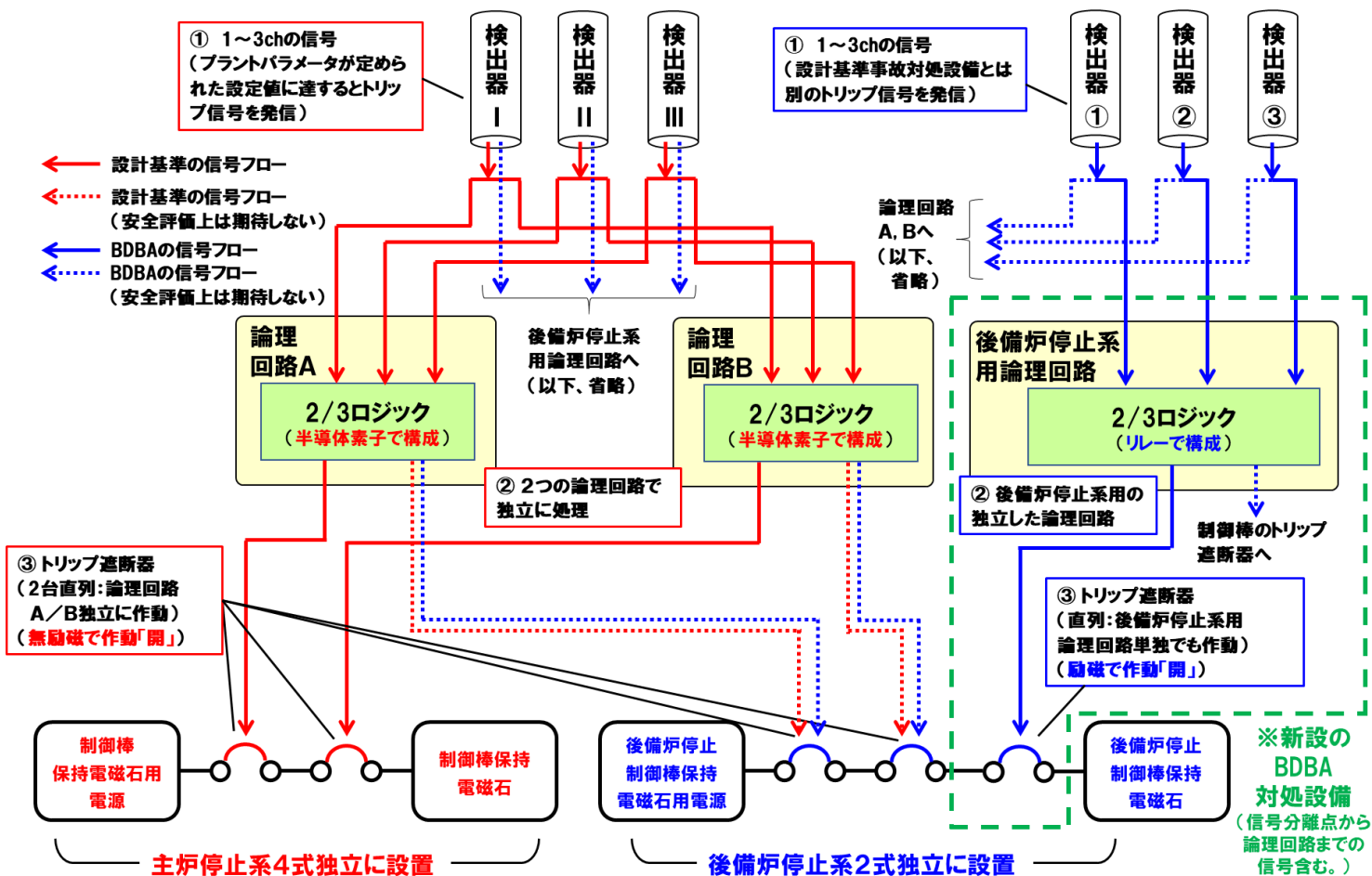
- [a] 制御棒連続引抜き阻止インターロックの動作により、制御棒の引抜きを停止
- [b] 代替原子炉トリップ信号により、後備炉停止系用論理回路が動作
- [c] 後備炉停止制御棒を炉心に挿入

### 【格納容器破損防止対策の概要】

- ・1次主冷却系の強制循環冷却等により、損傷炉心物質を原子炉容器内保持・冷却
- ・原子炉容器及び回転プラグ構造により、即発臨界超過時のナトリウム噴出量を抑制
- ・格納容器構造により、噴出ナトリウム等の燃焼による熱的影響を緩和(閉じ込め機能維持)

## 後備炉停止系用論理回路の概要

- ・BDBAのうち、原子炉停止機能を喪失する事象(ULOF、UTOP、ULOHS)について、原子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備
- ・後備炉停止系用論理回路の動作により、後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心損傷を防止

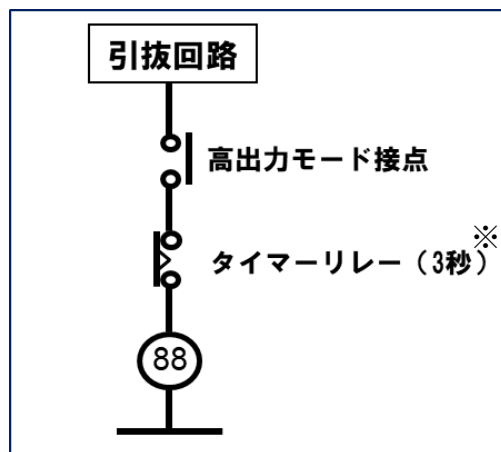


## 制御棒連続引抜き阻止インターロックの概要

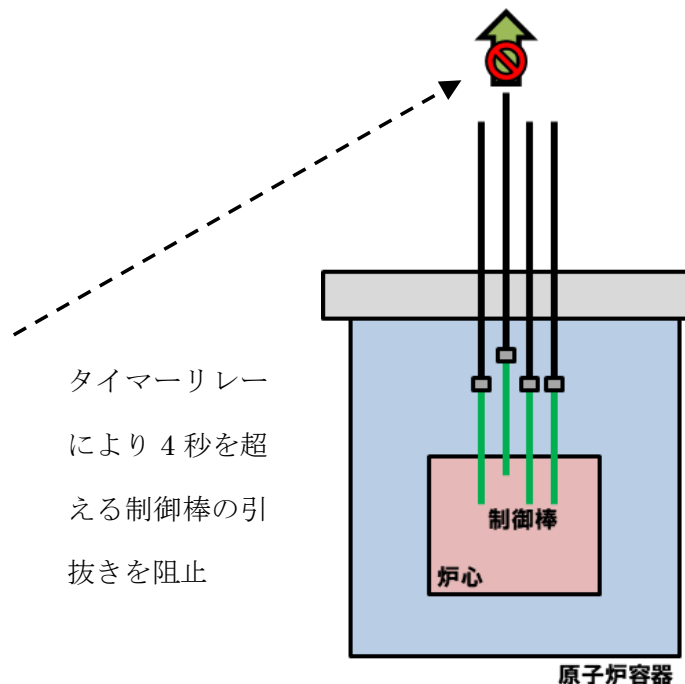
・BDDBAのうち、過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)について、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備する。

これにより、運転員による制御棒の連続引抜き時間を3秒以下に制限する。

なお、連続引抜き時間について、評価では保守的に1秒の裕度を考慮し、4秒で評価している。



※ 1秒の裕度を考慮



タイマーリレーにより4秒を超える制御棒の引抜きを阻止

## UTOPの炉心損傷防止対策の有効性評価

■ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

### 1. 主な炉心損傷防止対策

制御棒連続引抜き阻止インターロック\*1、  
後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止系による原子炉自動停止

\*1: 出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒(有効性評価では連続引抜き時間として4秒を設定)となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを新設し、「原子炉出口冷却材温度高」によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止

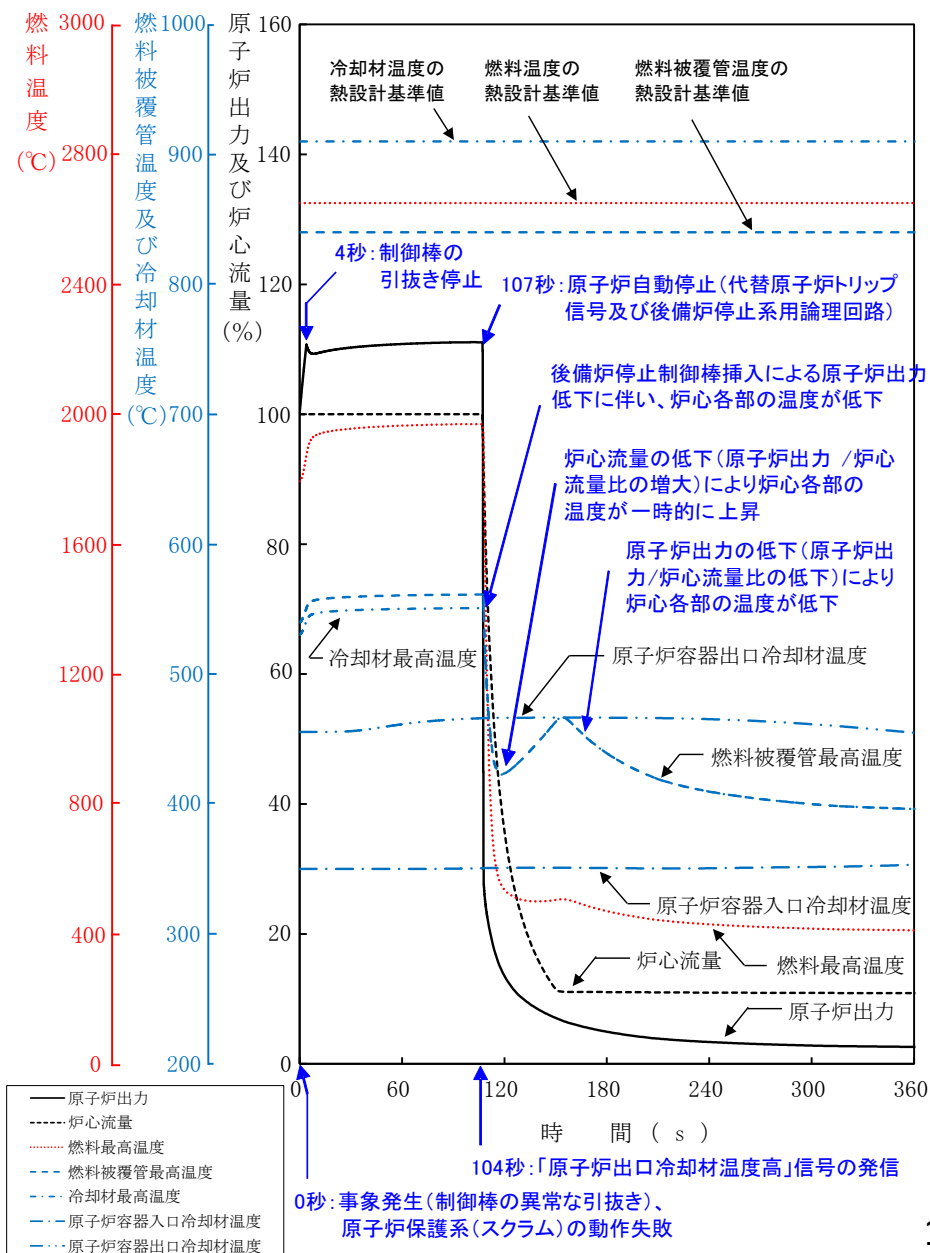
### 2. 主な解析条件

・制御棒の異常な引抜きによる反応度付加率、反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の挿入により付加される反応度、崩壊熱等の条件は、BDBAであることを踏まえて最適評価値を使用

### 3. 主な解析結果

項目	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度	約1,970 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度	約570 °C	840 °C
冷却材最高温度	約560 °C	910 °C

→最高温度は評価項目である熱設計基準値を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、対策は有効と評価

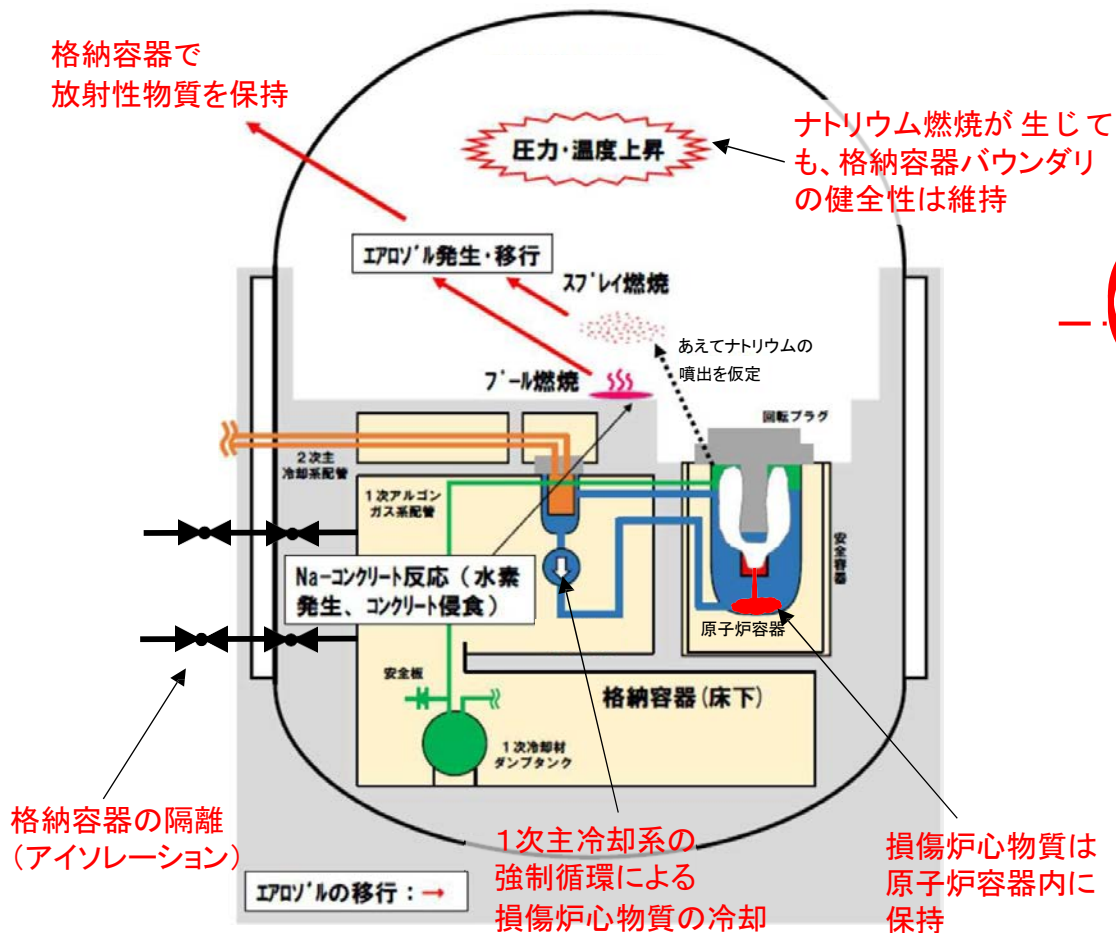




## ULOF及びUTOP共通の格納容器破損防止対策の有効性評価の概要

炉心損傷防止対策の後備炉停止制御棒の挿入に失敗し、炉心の著しい損傷に至った場合を想定する。

格納容器で放射性物質を保持



## 有効性評価結果の概要

### 損傷炉心物質の閉じ込め

- 損傷炉心物質の凝集に伴い即発臨界超過が発生する可能性があるが、これにより放出されるエネルギーで生じる機械的負荷に対して、原子炉容器及び回転プラグの構造健全性は保たれる。
- 原子炉容器内に堆積した損傷炉心物質は、1次主冷却系の強制循環冷却により安定に冷却、保持される。
- 不確かさを考慮しても、原子炉容器内の冷却材ナトリウムは、格納容器床上(空気雰囲気)に噴出することはない。

ナトリウムが噴出することはないが、以下では、格納容器の頑健性を確認するため、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、ナトリウムの燃焼等による影響を評価した。

### 格納容器バウンダリの健全性維持、水素爆轟の防止

- 空気雰囲気中に冷却材ナトリウムは噴出しないが、あえて230kgのナトリウムが噴出したと仮定し、その全量が燃焼したとしても、格納容器バウンダリの健全性は維持される。
- 水素濃度は燃焼限界濃度(4vol%)を下回る。

### 放射性物質の放出低減

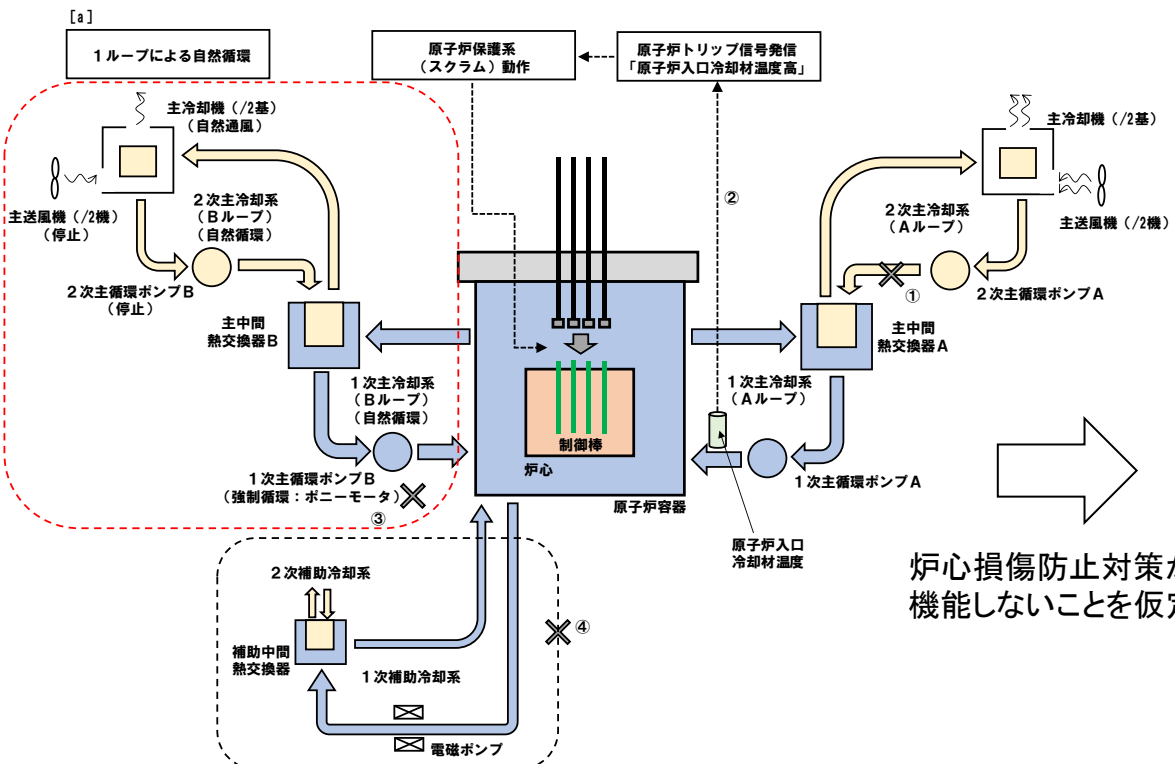
- 格納容器外へのCs-137の総放出量は、0.33TBq以下であり、100TBq※を十分に下回る。

※ 実用発電用原子炉の有効性評価に関する審査ガイドにおける基準値

## 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故の概要

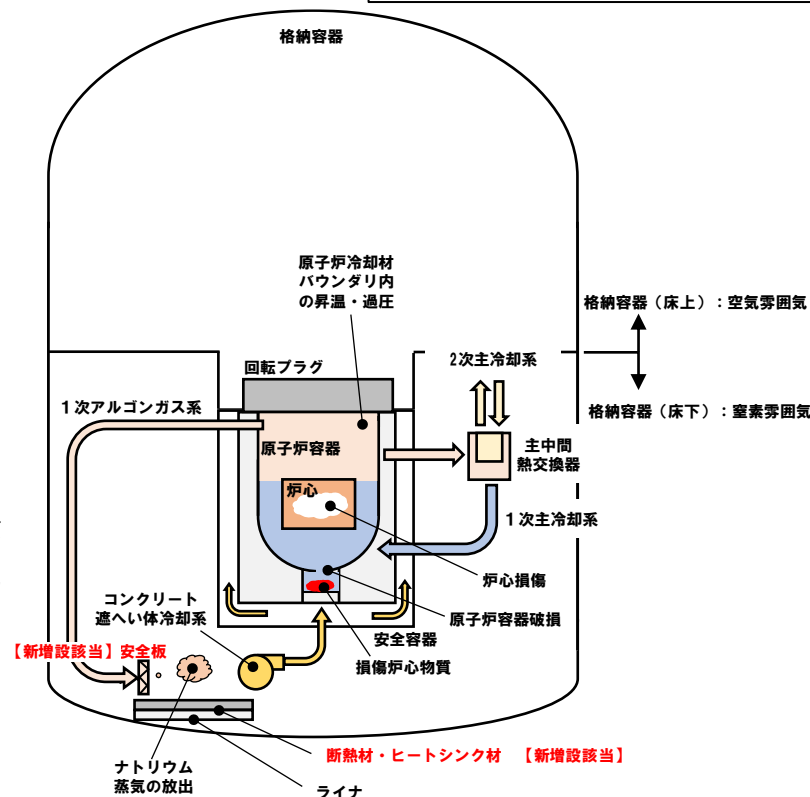
【新增設等対象設備】

・安全板、ヒートシンク材等



炉心損傷防止対策の概念図

炉心損傷防止対策が機能しないことを仮定



格納容器破損防止対策の概念図

### 【事故の概要】

- ① 出力運転中に2次冷却材が漏えい
- ② 原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止
- ③ 1次主冷却系の低速運転による強制循環冷却に失敗
- ④ 補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗

### 【炉心損傷防止対策の概要】

[a] 健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去

### 【格納容器破損防止対策の概要】

- ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却により、損傷炉心物質等を安全容器内保持・冷却
- ・安全板により、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止
- ・ヒートシンク材・断熱材により、ナトリウム蒸気放出位置における熱的影響を緩和

## 安全板及びヒートシンク材等の概要

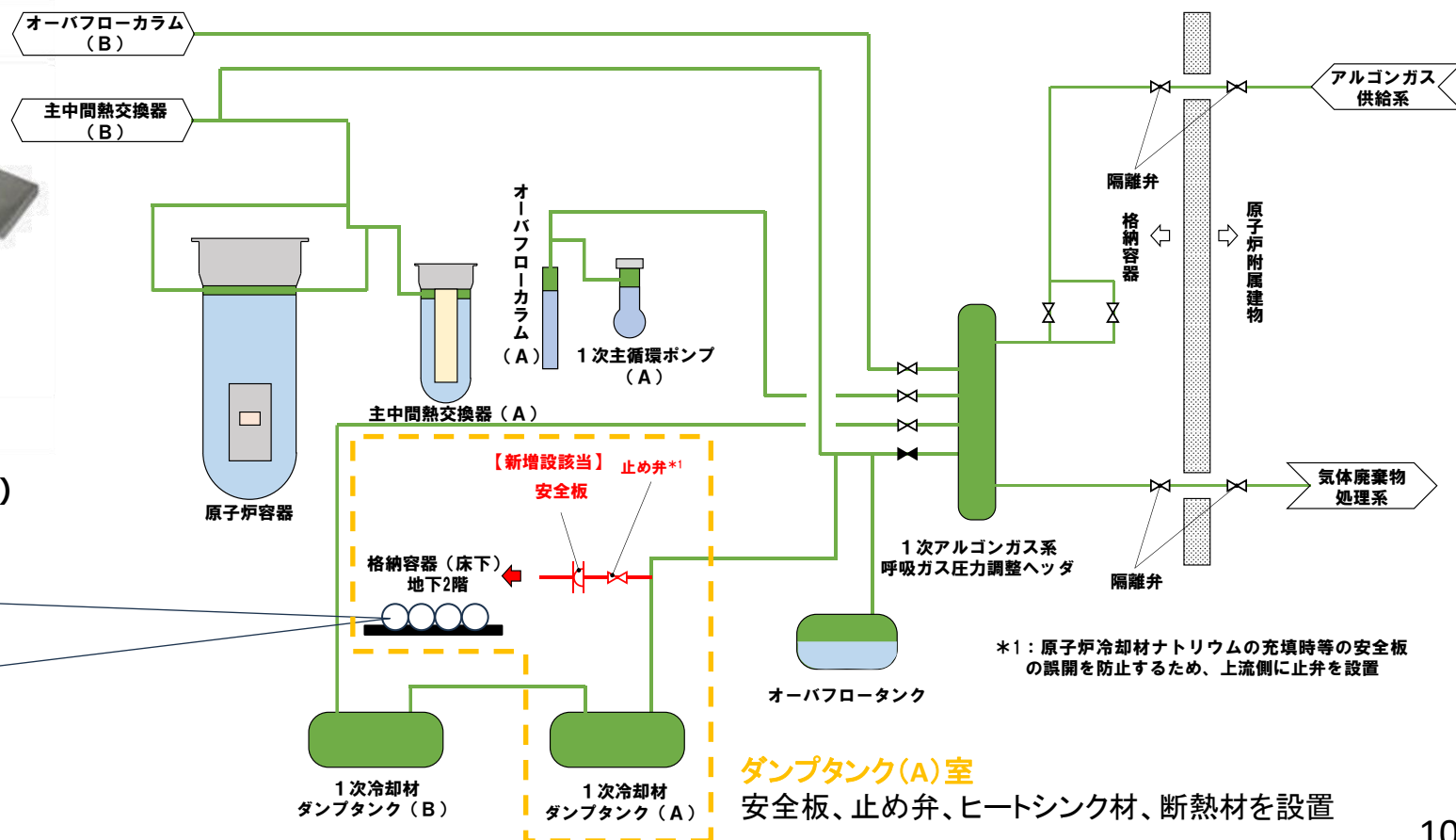
- ・事故時に原子炉容器内のナトリウムの上部空間を覆っているアルゴンカバーガスの圧力が異常に上昇した場合に、金属板が破裂することによってガスを放出し、圧力上昇を防ぐ安全板を設置する。
- ・安全板の解放時には、その区画に高温のナトリウム蒸気が放出されるため、そのヒートシンク材としてアルミナボールを置き、床面には断熱材を敷く。



安全板（ラプチャーディスク）  
金属板破裂のイメージ  
（左：破裂前 右：破裂後）



アルミナボール



## PLOHSの炉心損傷防止対策の有効性評価

### ■ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

#### 1. 主な炉心損傷防止対策

主冷却系(1ループ)による自然循環冷却

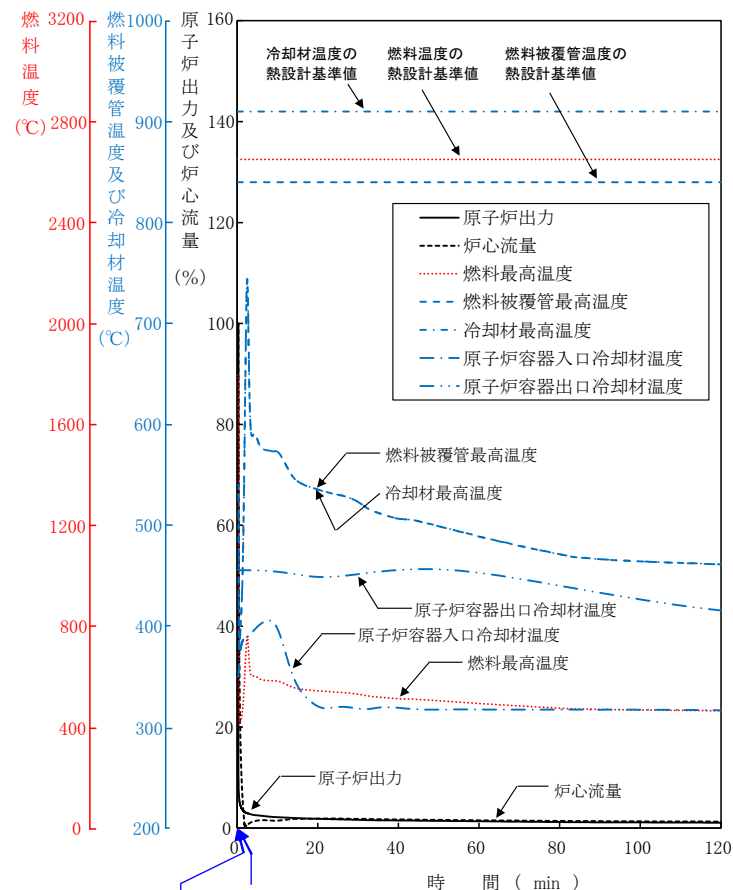
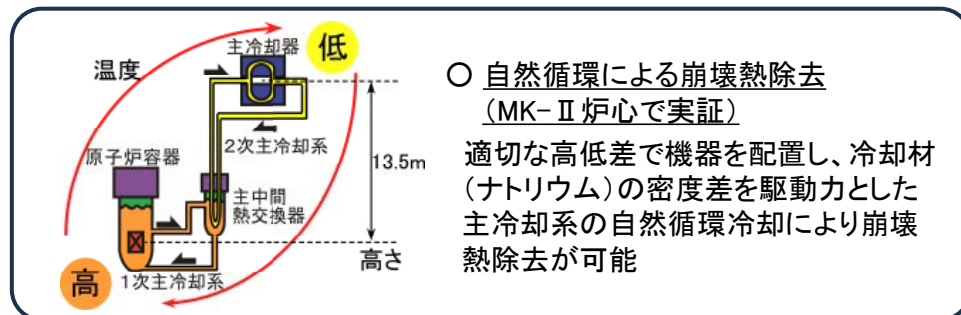
#### 2. 主な解析条件

- ・原子炉の冷却材温度の上昇を高め、評価するため、ナトリウムの漏えいが生じたループは2次側の除熱能力の完全喪失を仮定
- ・漏えい発生と同時に2次主循環ポンプは2ループともトリップさせる。原子炉の停止後、1次主循環ポンプの低速運転及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行すると設定
- ・ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数、炉心支持板温度係数及び崩壊熱等の条件は、BDBAであることを踏まえて最適評価値を使用

#### 3. 主な解析結果

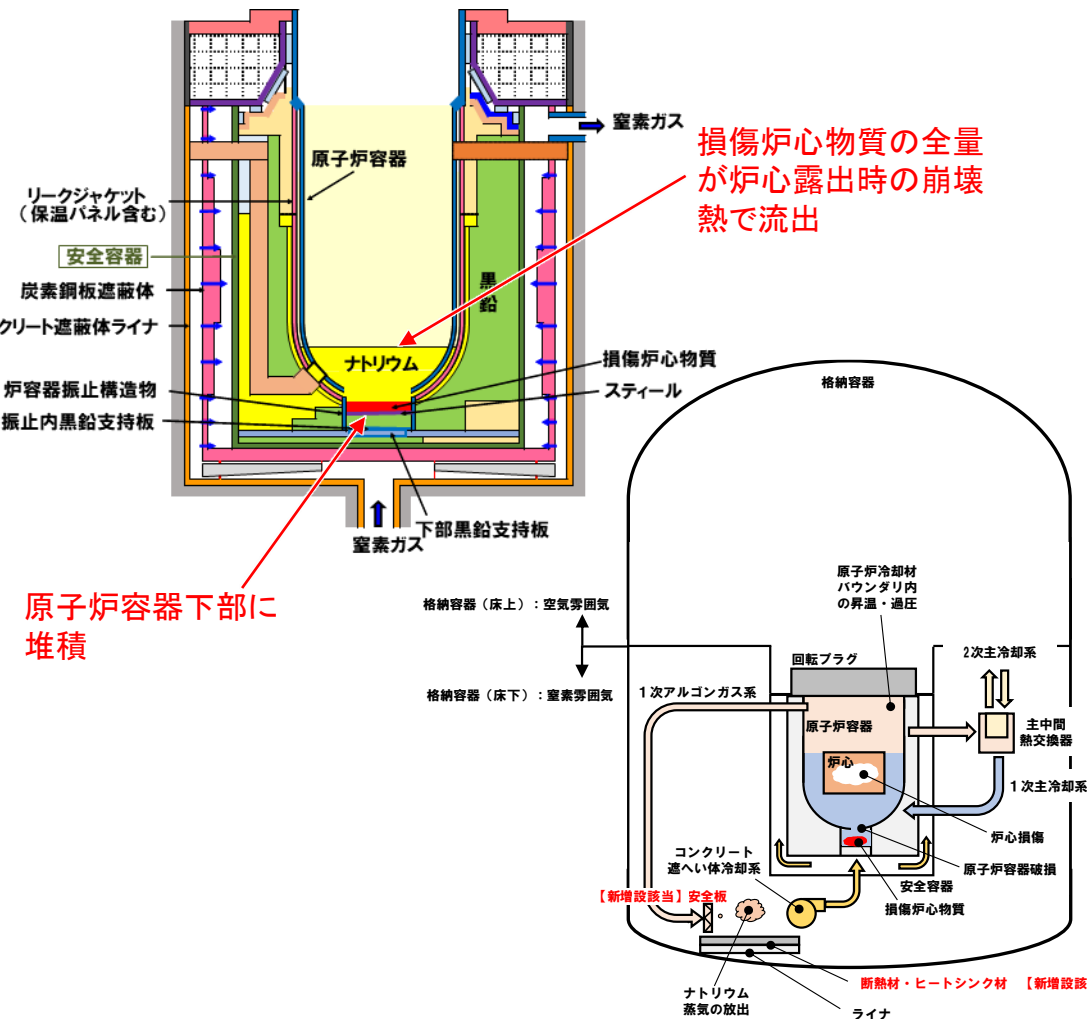
項目	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度	約1,800 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度	約750 °C	840 °C
冷却材最高温度	約750 °C	910 °C

→最高温度は評価項目である熱設計基準値を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、対策は有効と評価



## PLOHSの格納容器破損防止対策の有効性評価の概要

炉心損傷防止対策の主冷却系(1ループ)による自然循環冷却に失敗し、炉心の著しい損傷に至った場合を想定する。



## 有効性評価結果の概要

### 損傷炉心物質の閉じ込め

- 原子炉容器が破損することにより流出する損傷炉心物質を安全容器内に堆積させる。
- コンクリート遮へい体冷却系により安全容器の外面を窒素ガスで冷却し、安全容器の最高温度を設計温度以下に抑制して損傷炉心物質を安定的に保持・冷却する。

### 格納容器バウンダリの健全性維持、水素爆轟の防止

- 原子炉液位が低下する過程で発生するナトリウム蒸気に対して、1次アルゴンガス系に設けた安全板により原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止する。
- ナトリウム蒸気が流出する区画には断熱材、ヒートシンク材等を設けて鋼製ライナへの影響を緩和する。
- ナトリウム蒸気の放出に対して、格納容器(床下)を窒素ガス雰囲気とすることによりナトリウム燃焼を抑制し、鋼製ライナによりナトリウム-コンクリート反応を防止して水素の発生を防止する。

### 放射性物質の放出低減

- 格納容器外へのCs-137の総放出量は、 $4.4 \times 10^{-3} \text{TBq}$ 以下であり、100TBq※を十分に下回る。

## BDBA超過事象の対策例

### ・故意による大型航空機の衝突

大型航空機から漏えいした燃料油による大規模火災と、衝突を受けた建物内の設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災※を想定する。

### ・大規模な自然災害

設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災※を想定する。

格納容器(床下)は、機器の損壊に加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する。

事故の状況(炉心損傷防止が困難な状態、地震による複数設備の同時損壊を含む。)に応じて、大規模火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策、事業所外への放射性物質の放出抑制措置等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じる。

### 【整備する資機材】

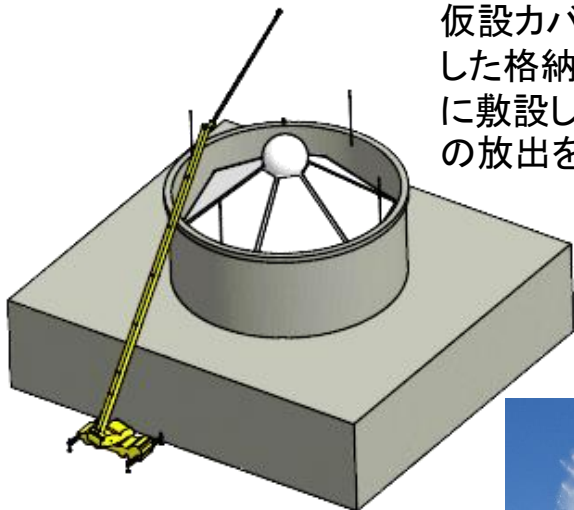
※「常陽」特有の事象及び資機材

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート※	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤※	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤※	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備※	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備※	大規模な火災の消火活動、格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策

## BDBA超過事象の対策例

### 事業所外への放射性物質等の放出抑制対策

仮設カバーシートを破損した格納容器のドーム部に敷設し、放射性物質等の放出を抑制



仮設放水設備

仮設放水設備を用いて夏海湖より取水した水を格納容器の風下にて放水し、放射性物質等の放出を抑制

### 大規模な火災の消火活動

ナトリウム火災の場合は、特殊化学消火剤又は乾燥砂を遠隔で散布することにより消火



乾燥砂



泡



ナトリウム火災が発生していない油火災の場合は、仮設放水設備に泡消火用のアタッチメントを接続し、消火

## IV 想定する事故及び事故発生時の安全対策(事故対策)

### IV-iii 事故時の対応



**災害、事故等が発生した場合の対策を迅速かつ的確に対処できるよう、様々な訓練を繰り返し実施**

◆ **緊急時対策所**

- ・安全情報交流棟に緊急時対策所を整備

◆ **総合訓練**

・ **高速実験炉「常陽」、JMTRの同時発災を想定した訓練**  
 (令和3年11月9日)

- 原災法事象を想定した総合防災訓練 (年1回実施)
  - ・現地対策本部の設置・本部員の招集
  - ・EAL事象に対する緊急時対応
  - ・原子力規制庁(ERC)との情報共有
  - ・後方支援拠点等との連携 等
- 管理区域内の火災を想定した総合訓練 (年1回実施)
  - ・現地対策本部の設置・本部員の招集
  - ・公設消防と自衛消防隊との連携 等

◆ **要素的訓練**

- 運転員に対して多種、多段階の事故対応訓練を実施
- 高速炉の特徴を踏まえたナトリウム火災消火訓練等の対応訓練を実施
- その他の訓練 (計画的に実施)

緊急事態を想定し、以下の訓練を実施している。

- ・通報訓練：勤務時間外の連絡体制、人員確保の確認
- ・消火訓練：消火器の取り扱い方法を確認
- ・緊急作業訓練：緊急作業(100mSv超)を想定した事故時対応



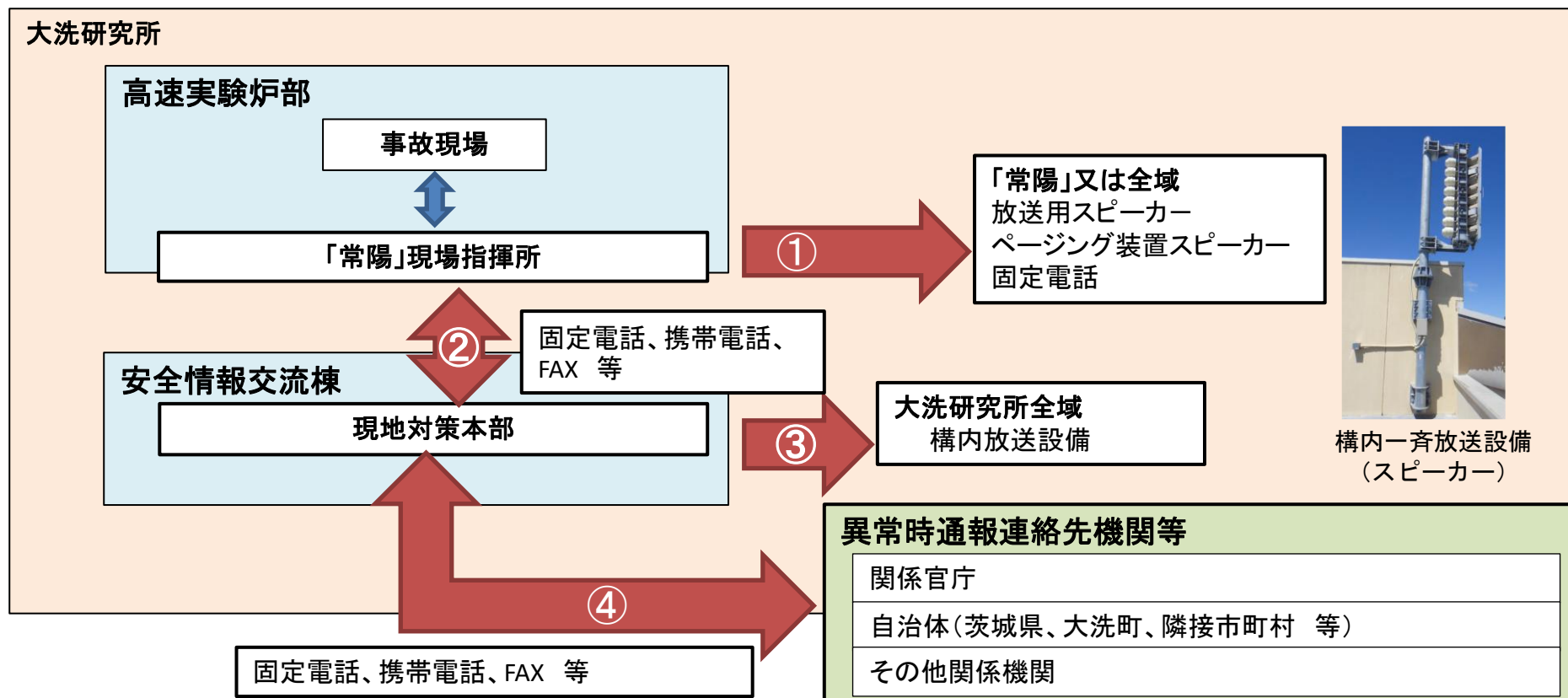
## ○原災法に基づいて備えている防災資機材の一例

分類	原子力防災資機材現況届出書の名称		数量	点検頻度	点検内容	保管場所
放射線障害防護用器具	汚染防護服		30組	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫
非常用通信機器	緊急時電話回線		2回線	1回/年	外観、機能、員数	緊急時対策所
計測器等	ガンマ線測定用サーベイメータ		4台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟
	可搬型ダスト測定関連機器	サンプラ	4台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟
	その他	モニタリングカー	1台	1回	外観、機能、員数	特殊倉庫
その他	ヨウ素剤		300錠	1回/年	員数	健康管理棟
	除染用具		1式	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫

## ○原災法によらず備えている防災資機材の一例

分類	原子力防災資機材現況届出書の名称		数量	点検頻度	点検内容	保管場所
計測器等	個人用外部被ばく線量測定器(中性子)		5台	1回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
非常用電源	簡易型発電機		3台	1回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
統合原子力防災ネットワーク通信機器	テレビ会議システム		1台	1回/月*	外観、機能、員数	緊急時対策所
その他	タンクローリー		1台	1回/年	外観、機能、員数	第二車庫

\* 定期的な接続確認は、あらかじめ定めるところによる。



## ① 施設内の通信連絡

事故等が発生した場合に、「常陽」内の全ての人々に対して、現場指揮所から指示できる通信連絡設備

## ② 施設間の通信連絡

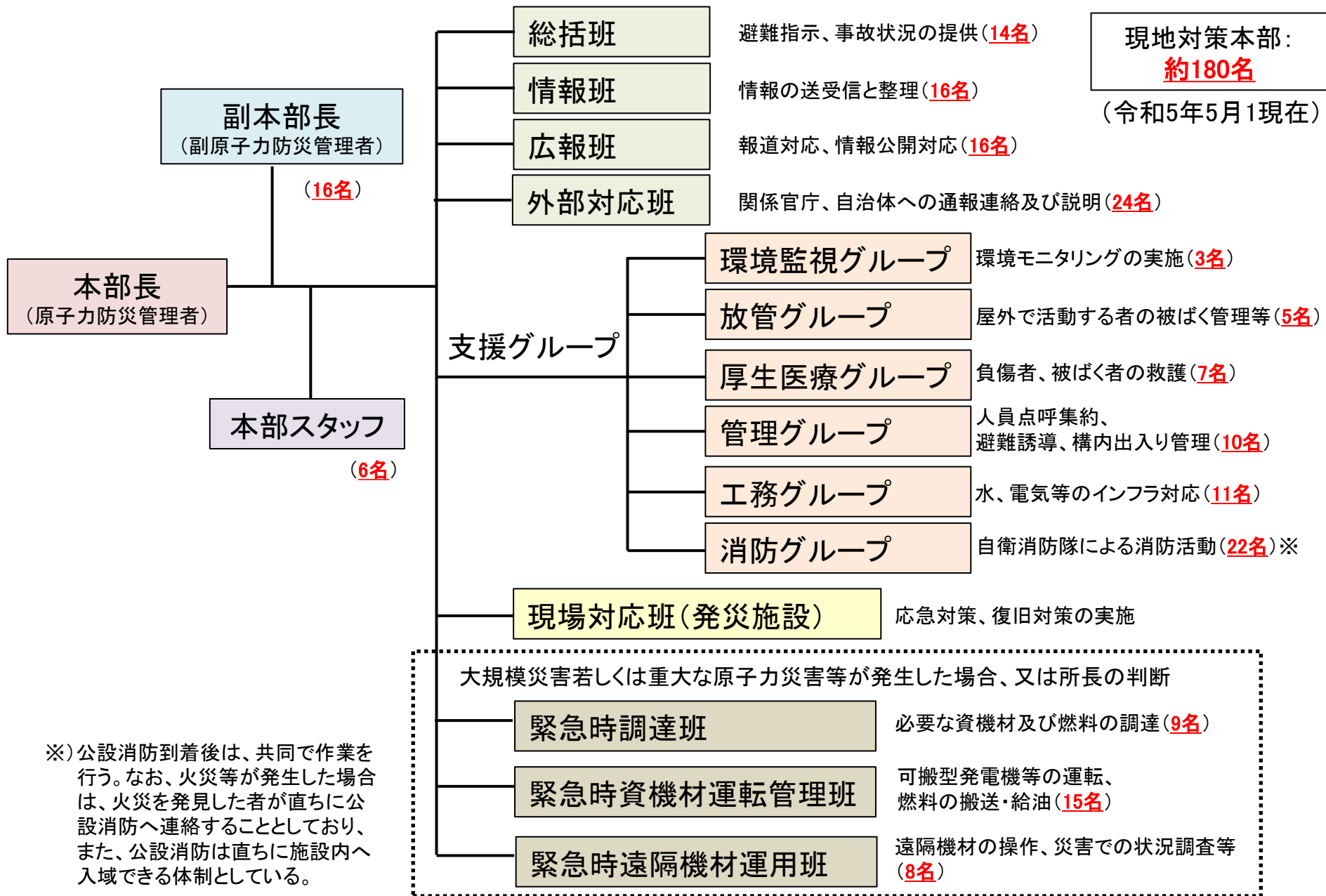
現場指揮所と現地対策本部の通信連絡設備は、多様性を備え、相互に連絡が取れる設計

## ③ 敷地内の通信連絡

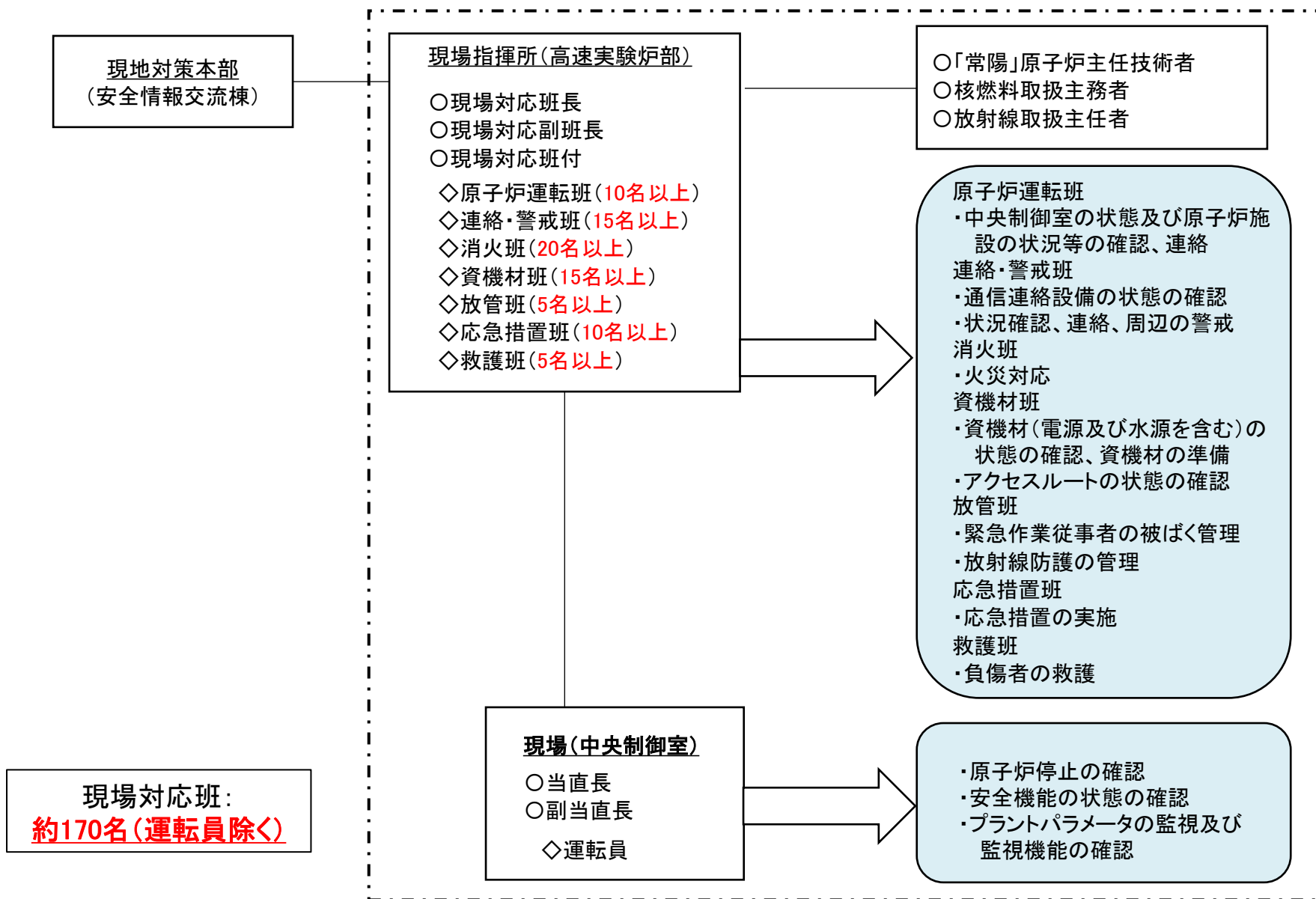
設計基準事故等が発生した場合に、敷地内の全ての人々に対して、事象発生時の連絡や避難指示等を行うための通信連絡設備を設ける

## ④ 敷地外の通信連絡

現地対策本部から関係官庁等へ連絡を行うための通信連絡設備は、専用であって多様性を確保した設計



（「常陽」現場対応班）



## V 適合確認完了までの工事計画予定

## 工 事 計 画

〔高速実験炉原子炉施設〕

項 目 \ 年 度	2022	2023	2024	2025	2026	2027
地盤補強対策	工 事					
					運 用	
耐震補強対策	工 事					
					運 用	
竜巻防護対象施設の 補強対策	工 事					
					運 用	
内部火災及び内部溢水 に係る防護対象施設の 補強対策	工 事					
					運 用	
多量の放射性物質等を 放出する事故の 拡大の防止対策	工 事					
					運 用	
中央制御室の機能の 補強対策	工 事					
					運 用	
原子炉停止系統 の信頼性強化対策	工 事					
					運 用	

## 参考資料



クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
S	(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ 4) 1次オーバフロー系の一部 5) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 6) 1次アルゴンガス系の一部 7) 窒素ガス予熱系の一部 8) カバーガス法燃料破損検出設備の一部	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>
	(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心バレル構造物のうち、バレル構造体)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>	1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン 2) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 3) 格納容器内旋回式天井クレーン 4) 燃料出入機 5) 回転プラグ	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの) ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ	S <sub>S</sub> S <sub>S</sub> S <sub>S</sub>

(\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

(\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(\*6) S<sub>S</sub>: 基準地震動S<sub>0</sub>により定まる地震力。

S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
S	(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	① 原子炉容器 1) 本体 ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 1次主循環ポンプボニーモータ 3) 逆止弁 ⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 主冷却機(主送風機を除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>	1) 1次オーバーフロー系の一部 2) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 3) 1次アルゴンガス系の一部 4) 窒素ガス予熱系の一部 5) カバーガス法燃料破損検出設備の一部 6) 2次ナトリウム純化系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 2次アルゴンガス系の一部 9) 主送風機 10) ナトリウム漏えい対策用受樋	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>
	(v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレーク止弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁	① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの)	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>		

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
S	(vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	① 電気計装設備(原子炉保護系(アイソレーション)に関するもの)	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>	1) 主排気筒 2) 燃料交換機 3) 1次ナトリウム純化系の一部 4) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 5) 1次アルゴンガス系の一部 6) 窒素ガス予熱系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 核燃料物質取扱設備の一部 9) 格納容器雰囲気調整系の一部 10) 安全容器の呼吸系の一部 11) アルゴンガス供給設備の一部 12) 窒素ガス供給設備の一部 13) 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>
	(vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン 2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング 3) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>	1) 燃料出入機 2) 燃料取扱用キャスクカー(キャスクを除く。)	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>
	(viii) その他	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ④ 直流無停電電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ⑤ 補機冷却設備(上記(i)~(vii)に関連するもの) ⑥ 空調換気設備(上記(i)~(vii)に関連するもの)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>	1) 原子炉附属建物空調換気設備 燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部 2) 1次ナトリウム純化系コールドドラップ冷却窒素ガス冷却器	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
B	(i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	① 1次ナトリウム純化系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ② 1次オーバーフロー系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁(Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	① 2次ナトリウム純化系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) ② 2次補助冷却系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次ナトリウム充填・ドレン系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁(Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(iii) 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ② 回転プラグ(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(iv) 放射性廃棄物を内蔵している施設(ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く。)	① 気体廃棄物処理設備 ② 液体廃棄物処理設備 ③ 液体廃棄物貯蔵設備		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物 4) 廃棄物処理建物 5) メンテナンス建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
B	(v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設	① 核燃料物質取扱設備(Sクラスに属するものを除く。) ② 放射線低減効果の大きい遮蔽(安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設	① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池			1) 第一使用済燃料貯蔵建物 2) 第二使用済燃料貯蔵建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(vii) 使用済燃料を冷却するための施設	① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備 ② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設	① 外周コンクリート壁 ② アンユラス部排気系 1) アンユラス部排気系(アンユラス部常用排気フィルタを除く。)(*7) ③ 非常用ガス処理装置(*7) ④ 主排気筒		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		
	(ix) その他	① 中央制御室(Sクラスに属するものを除く。) ② 非常用ディーゼル電源系(Sクラスに属するものを除く。) ③ 交流無停電電源系(Sクラスに属するものを除く。) ④ 直流無停電電源系(Sクラスに属するものを除く。) ⑤ 電気計装設備(事故時監視計器の一部) ⑥ 補機冷却設備(上記(i)~(vii)に関連するもの) ⑦ 空調換気設備(上記(i)~(vii)に関連するもの)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>		

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
C	Sクラス及びBクラス以外の施設	① 固体廃棄物貯蔵設備 ② 新燃料貯蔵設備 ③ 主送風機 ④ 電気計装設備(Sクラス及びBクラスに属するものを除く。) ⑤ 補機系設備(Sクラス及びBクラスに属するものを除く。) ⑥ 空調系設備(Sクラス及びBクラスに属するものを除く。) ⑦ 消火設備 ⑧ その他		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 第一使用済燃料貯蔵建物 4) 第二使用済燃料貯蔵建物 5) 廃棄物処理建物 6) 旧廃棄物処理建物 7) メンテナンス建物	S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub>		

(\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

(\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(\*6) S<sub>S</sub>: 基準地震動S<sub>S</sub>により定まる地震力。

S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

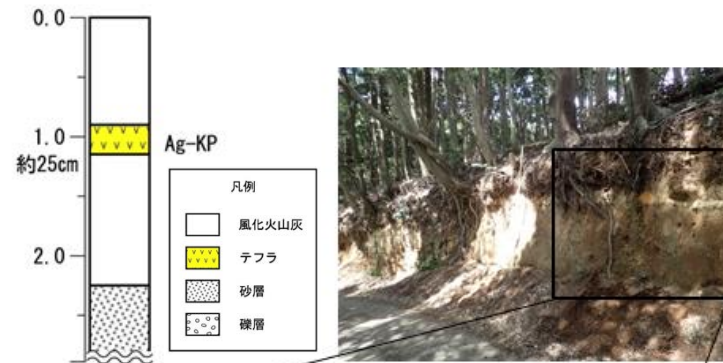
「常陽」安全重要度分類		
分類	機能	構築物、系統又は機器
PS -1	原子炉冷却材バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く)
	炉心形状の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置

「常陽」安全重要度分類			
分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS -1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 駆動機構</li> <li>2) 上部案内管</li> <li>3) 下部案内管</li> </ul> </li> <li>③ 後備炉停止制御棒</li> <li>④ 後備炉停止制御棒駆動系                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 駆動機構</li> <li>2) 上部案内管</li> <li>3) 下部案内管</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 炉心支持構築物                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 炉心支持板</li> <li>2) 支持構築物</li> </ul> </li> <li>② 炉心バレル構築物                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) バレル構造体</li> </ul> </li> <li>③ 炉心構成要素                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 炉心燃料集合体</li> <li>2) 照射燃料集合体</li> <li>3) 内側反射体</li> <li>4) 外側反射体(A)</li> <li>5) 材料照射用反射体</li> <li>6) 遮へい集合体</li> <li>7) 計測線付実験装置</li> <li>8) 照射用実験装置</li> </ul> </li> </ul>
	1次冷却材漏えい量 の低減機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉容器                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) リークジャケット</li> </ul> </li> <li>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット</li> <li>③ 1次主冷却系                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 逆止弁</li> </ul> </li> <li>④ 1次補助冷却系                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) サイフォンブレーク弁</li> </ul> </li> <li>⑤ 1次予熱窒素ガス系                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 仕切弁</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)</li> </ul>

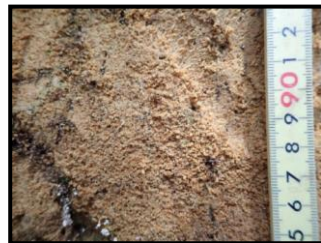


「常陽」安全重要度分類			
分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉保護系(アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) ④ 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備

層厚(m) (銚田市子生地点 Ag-KP層厚:25cm)

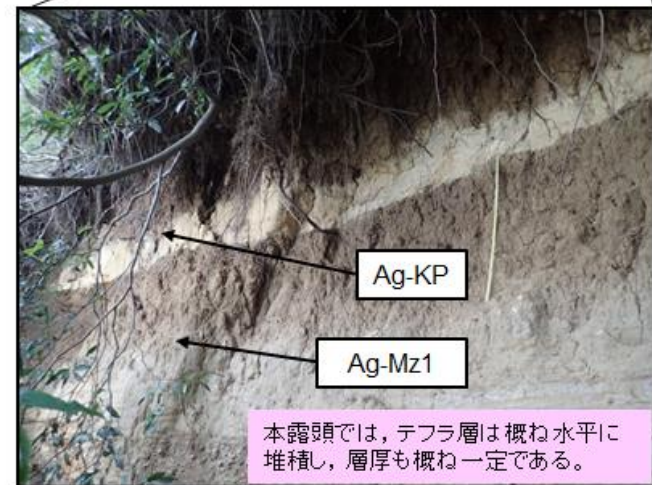
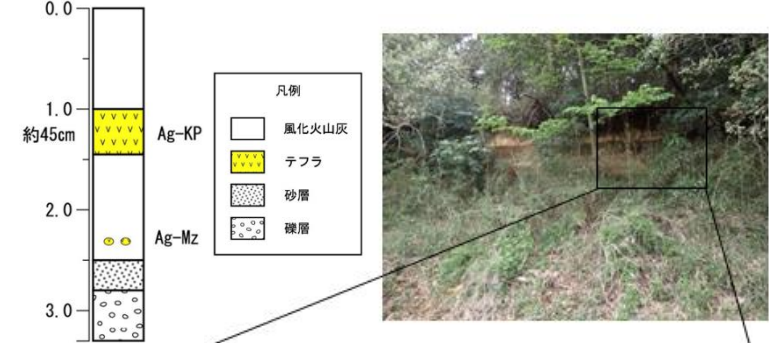


赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)

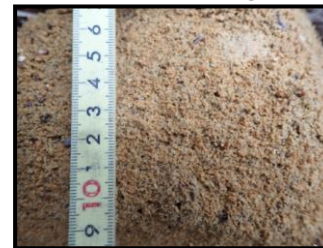


平均最大粒径3mm(上位10個の平均)

層厚(m) (東茨城郡茨城町地点 Ag-KP層厚:45cm)



赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)

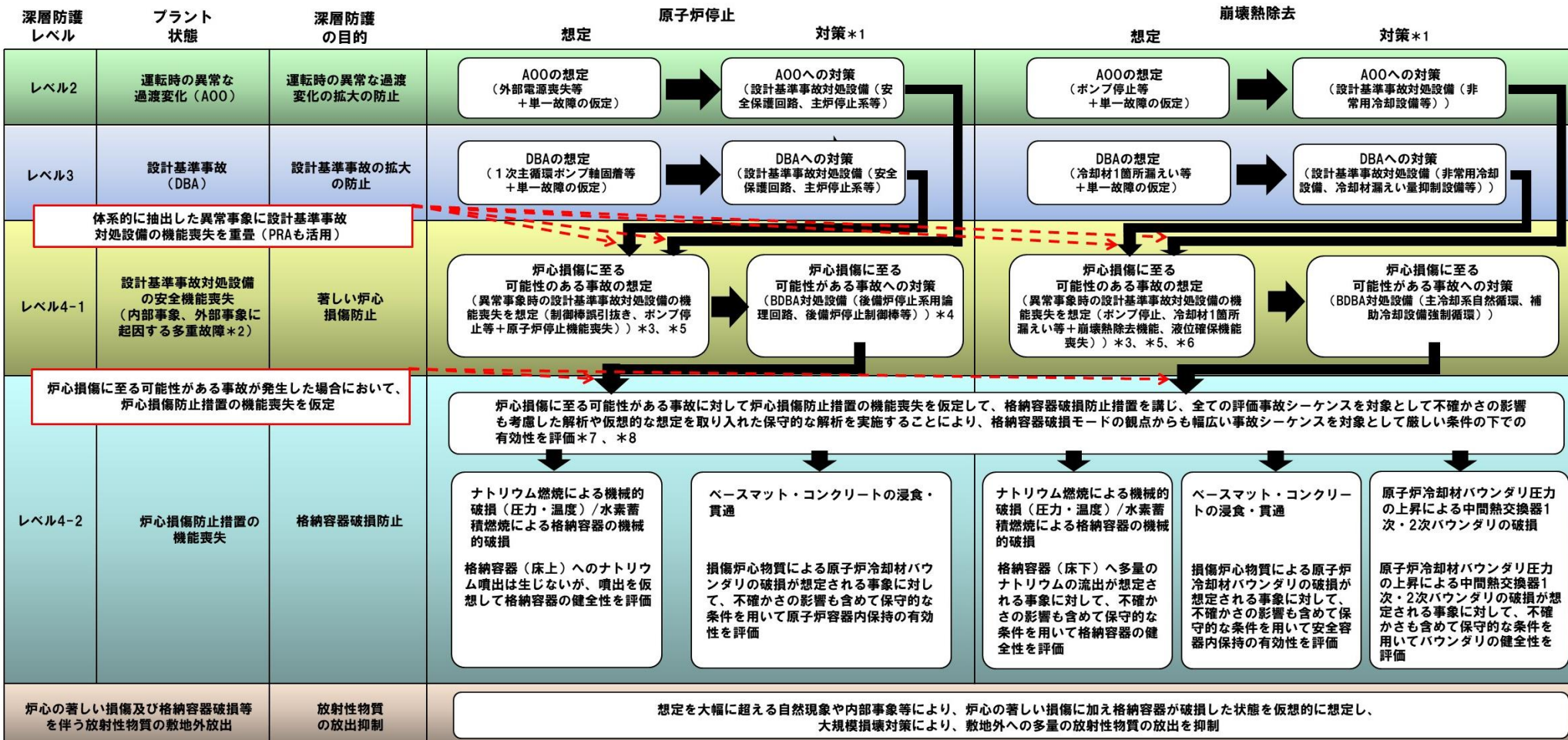


平均最大粒径4.2mm(上位10個の平均)

赤城水沼1テフラ(Ag-Mz1)



径1-3cmの団塊状で層準をなし分布する



- \*1 : 設計基準事故対処設備、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置及び大規模損壊対策は他のレベルの対策の機能喪失を仮定し、独立性を有した設計。大規模損壊対策は可搬型の設備を活用
- \*2 : 外部事象 (地震、竜巻、火山等) の影響は、内部事象に包絡されるように設計
- \*3 : 設計基準事故対処設備の機能喪失の組合わせにより、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを抽出し、当該事故シーケンスの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価事故シーケンスを選定し、措置の有効性を評価
- \*4 : 原子炉停止系を独立2系統化し、後備炉停止系により炉心損傷を防止
- \*5 : 主中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事象に対しては炉心損傷を防止
- \*6 : コンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置に異常が生じる事象に対しては炉心損傷を防止
- \*7 : 炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しても炉心の健全性が確保される事象 (除熱源喪失時停止機能喪失) は炉心の健全性を評価
- \*8 : 物理現象による受動的な自然循環冷却を措置とし、高い信頼性を確保している2ループ自然循環冷却が可能な事故シーケンスに対しては、1ループの措置の機能喪失を仮定し、残りの1ループの措置による炉心の健全性を評価

## BDBA対策(炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策)の有効性評価に関する条件設定等の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、BDBAの発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等に基づく現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。

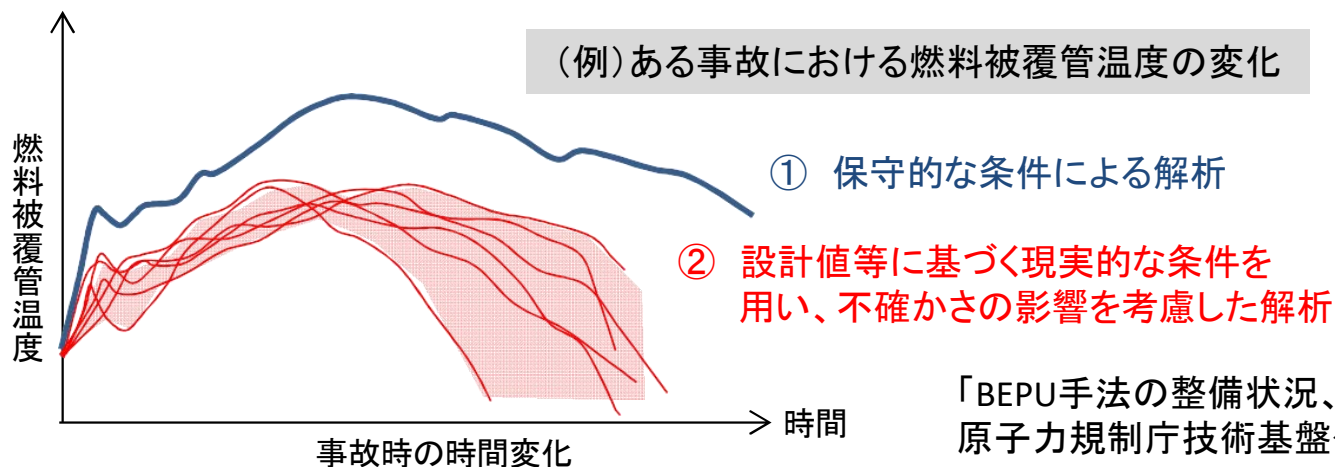
また、計算プログラムや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等により不確かさの影響を考慮しても、対策が有効であることを確認している。

各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価している。

なお、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件は、判断基準に照らして、解析結果を厳しくする保守的な想定を重ね合わせた条件を設定している。

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド、平成25年制定(平成29年改正)、原子力規制委員会」を基に設定

- ① 保守的な想定を重ね合わせた条件における評価 並びに
- ② 設計値等に基づく現実的な条件を用いた最適評価及び不確かさの影響評価 の概念



「BEPU手法の整備状況、平成29年、原子力規制庁技術基盤グループ」を基に作成

## 運転時の異常な過渡変化(AOO)における事象の分類

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	高速増殖炉の安全性の評価の考え方	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化(分類)
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」において、「原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能」であることから、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない(高圧で使用され、また、圧力や温度の変化に対して容易に蒸発する水と取扱いが異なる。)	「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない。
		ナトリウムの化学変化 ※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を例示している。また、「もんじゅ」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を想定している。	水・蒸気系を有しないことから対象外と判断した。 「常陽」では、「ナトリウムの化学変化」に近い事象として、設計基準事故として「1次冷却材漏えい事故」を想定しており、その中で漏えいナトリウムによる熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	※「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に網羅され、対象外と判断

## 運転時の異常な過渡変化(AOO)における事象選定結果(1/2)

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例(PWR)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例(「もんじゅ」と基本的に同じ)	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象	「常陽」における事象選定の考え方
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</li> <li>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</li> <li>制御棒の落下及び不整合</li> <li>原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>未臨界状態からの制御棒引き抜き</li> <li>出力運転中制御棒引き抜き</li> <li>制御棒落下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き</li> <li>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</li> </ul>	<p>・<b>制御棒落下</b> 軽水炉や「もんじゅ」では、原子炉出力制御装置(出力自動制御装置)を有しており、制御棒が落下した際に低下した原子炉出力を補償するために生じる制御棒自動引き抜きを対象としている。「常陽」は、原子炉出力制御装置(出力自動制御装置)を有しないため、「制御棒落下」が生じた場合に、低下した原子炉出力の補償を目的とした制御棒自動引き抜きが生じることはない。また、低下した出力で安定するのみであり、燃料健全性等への有意な影響はないため、対象外と判断した。</p>
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材流量の部分喪失</li> <li>原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</li> <li>外部電源喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>蒸気負荷の異常な増加</li> <li>2次冷却系の異常な減圧</li> <li>蒸気発生器への過剰給水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材流量増大</li> <li>1次冷却材流量減少</li> <li>外部電源喪失</li> <li>2次冷却材流量増大</li> <li>2次冷却材流量減少</li> <li>主給水流量増大</li> <li>主給水流量減少</li> <li>負荷喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材流量増大</li> <li>1次冷却材流量減少</li> <li>外部電源喪失</li> <li>2次冷却材流量増大</li> <li>2次冷却材流量減少</li> <li>主冷却器空気流量の増大</li> <li>主冷却器空気流量の減少</li> </ul>	<p>・<b>負荷喪失</b> 「常陽」は、タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。「負荷喪失」に近いプラントの挙動としては、除熱能力が不足する挙動に着目し、「主冷却器空気流量の減少」で代表できる。</p> <p>・<b>主給水流量増大、主給水流量減少</b> 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定した。</p> <p>・<b>原子炉冷却材流量の部分喪失、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</b> 「常陽」では原子炉冷却材バウンダリとの境界を構成する充填・ドレン系の弁は、手動操作により開閉されるものであり、電気的な要因による誤「開」が生じることはない。 また、原子炉運転中は、当該弁周辺のヒータを「切」とし、ナトリウムをフリーズ(凝固)させる運用としており、機械的な誤「開」の発生も防止される。</p>

## 運転時の異常な過渡変化(AOO)における事象選定結果(2/2)

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例(PWR)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例(「もんじゅ」と基本的に同じ)	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象	「常陽」における事象選定の考え方
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・負荷の喪失(PWR, BWR)</li> <li>・原子炉冷却材系の異常な減圧(PWR)</li> <li>・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動(PWR)</li> </ul>	/	/	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>負荷の喪失(PWR, BWR)</u> 「常陽」はタービンがないため対象外としたが、同様に除熱能力が不足するプラント挙動は「主冷却器空気流量の減少」で考慮している。 なお、温度上昇により、原子炉冷却材ナトリウムの体積が膨張するが、膨張分のナトリウムはオーバフロータンクに流入し、ナトリウム液面は一定に維持されるため、圧力上昇が生じることはない。また、BWRで考慮している反応度添加も発生しない(沸点:高、圧力:低、サブクール度:大であり、液相のみで使用されるため、ボイド喪失等は発生しない)。</li> <li>・<u>原子炉冷却材系の異常な減圧(PWR)</u> 「常陽」は冷却材としてナトリウムを使用しており、原子炉容器内の冷却材・カバーガスは低圧で維持されるため、「原子炉冷却材系の異常な減圧」は対象外とした。</li> <li>・<u>出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動(PWR)</u> PWRでは、ほう酸水の1次冷却系への注入を仮定したものである。「常陽」で1次主冷却系が使用できない場合に用いる「1次補助冷却系」は、1次主冷却系と連通しており、誤起動した場合でも、低温の冷却材が炉心に注入されることはない。 低温の冷却材が炉心に注入されるプラント挙動については、冷却材温度が低下する事象と同じとなるため、「1次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量の増大」で代表される。</li> </ul>

## 設計基準事故(DBA)における事象の分類

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	高速増殖炉の安全性の評価の考え方	「常陽」で想定すべき設計基準事故(分類)
反応度の異常な投入	反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急激な変化	炉心内の反応度の増大	炉心内の反応度の増大に至る事故
原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下に至る事故
環境への放射性物質の異常な放出	環境への放射性物質の異常な放出		※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より、「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」で考慮
		燃料取扱いに伴う事故	燃料取扱いに伴う事故
		廃棄物処理設備に関する事故	廃棄物処理設備に関する事故
	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より対象外と判断
		ナトリウムの化学変化	ナトリウムの化学変化 ※ 1次冷却材漏えい事故を想定し、漏えいナトリウムによる熱的影響を評価(格納容器の健全性を確認)
		原子炉カバーガス系に関する事故	原子炉カバーガス系に関する事故
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる事故	その他



## 設計基準事故(DBA)における事象選定結果(1/2)

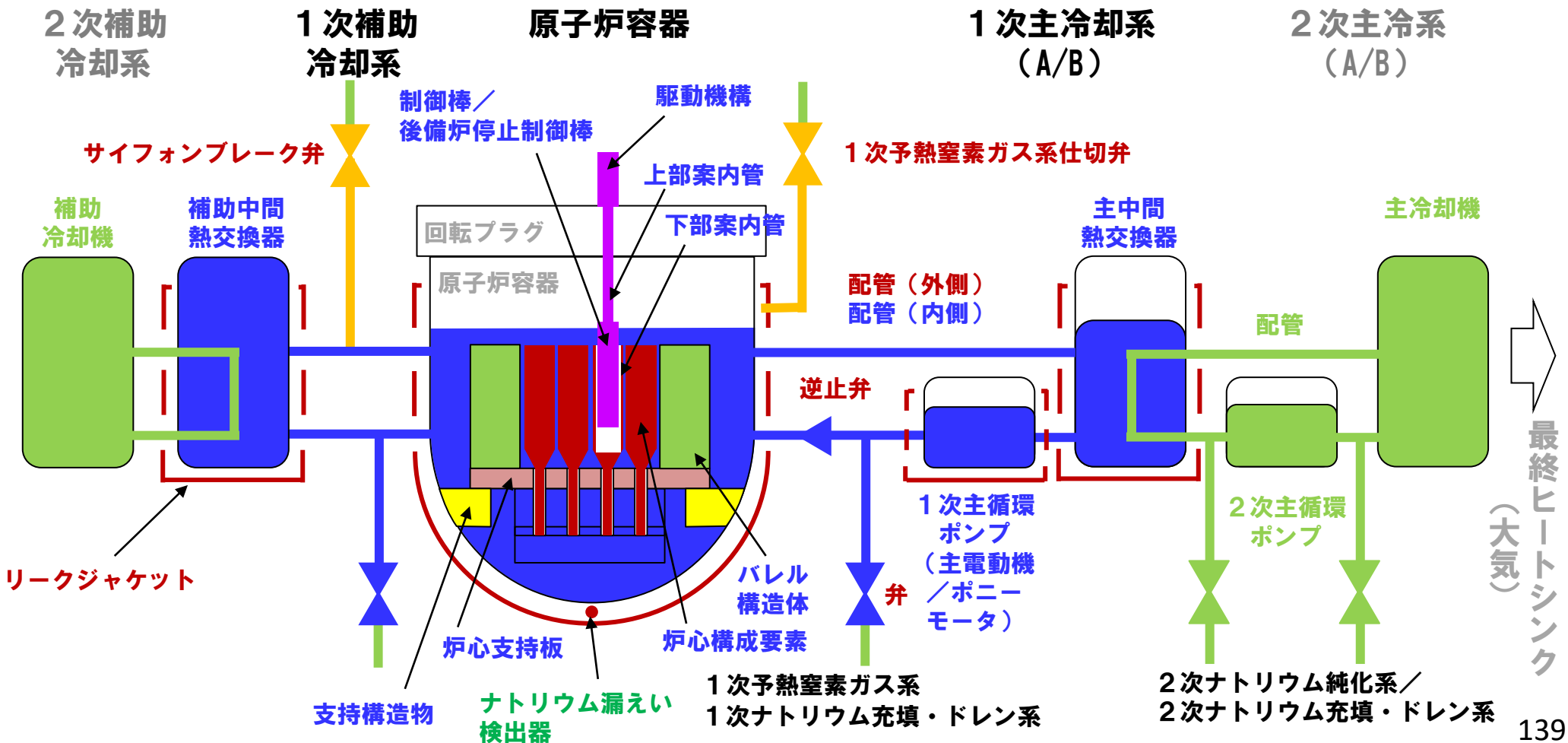
分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例(PWR)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例	「常陽」で想定すべき設計基準事象	「常陽」における事象選定の考え方
炉心内の反応度の増大に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒飛び出し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒急速引抜き事故</li> <li>・燃料スランピング事故※</li> <li>・気泡通過事故※</li> </ul> <p>※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料スランピング事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>制御棒急速引抜き事故</u> 「もんじゅ」では制御棒駆動機構に可変モータを使用しているため制御棒急速引抜き事故を想定しているが、「常陽」の制御棒駆動機構は引抜き速度が一定のモータを用いており、構造上急速引抜きは起こりえないため、「制御棒急速引抜き事故」は対象外と判断した。</li> <li>・<u>燃料スランピング事故</u> 燃料スランピング事故は、ステップ状の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、既許可と同様に、「燃料スランピング事故」を想定する。</li> <li>・<u>気泡通過事故</u> 「常陽」のボイド反応度係数は、ほぼ全炉心で負であり、気泡の炉心通過による正の反応度投入は想定されないため、「気泡通過事故」は対象外と判断した。</li> </ul>
炉心冷却能力の低下に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材喪失</li> <li>・原子炉冷却材流量の喪失</li> <li>・原子炉冷却材ポンプの軸固着</li> <li>・主給水管破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・1次冷却材漏えい事故</li> <li>・冷却材流路閉塞事故</li> <li>・2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・2次冷却材漏えい事故</li> <li>・主給水ポンプ軸固着事故</li> <li>・主蒸気管破断事故※</li> <li>・主給水管破断事故</li> </ul> <p>※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次主循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・1次冷却材漏えい事故</li> <li>・冷却材流路閉塞事故</li> <li>・2次主循環ポンプ軸固着事故</li> <li>・2次冷却材漏えい事故</li> <li>・主送風機風量瞬時低下事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>主給水ポンプ軸固着事故</u> 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水ポンプ」を「主送風機」に置き換える。また、主送風機の原理等に鑑み、起回事象として、ブレーキ誤動作を考慮することとし、「主送風機風量瞬時低下事故」を設計基準事故として想定する。</li> <li>・<u>主蒸気管破断事故</u> 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主蒸気管破断事故」は対象外と判断した。</li> </ul>

## 設計基準事故 (DBA) における事象選定結果 (2/2)

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例 (PWR)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例	「常陽」で想定すべき設計基準事象	「常陽」における事象選定の考え方
燃料取扱いに伴う事故	(環境への放射性物質の異常な放出) ・燃料集合体の落下	・燃料取替取扱事故 ・燃料取扱い装置の事故※  ※「もんじゅ」で含めなかった事故	・燃料取替取扱事故	・燃料取扱事故 「常陽」では、燃料集合体落下により、落下集合体燃料棒の全損を想定している。
廃棄物処理設備に関する事故	(環境への放射性物質の異常な放出) ・放射性気体廃棄物処理施設の破損	・気体廃棄物処理設備破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故	(相違なし)
ナトリウムの化学変化	—	・1次ナトリウム補助設備漏えい事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故	・1次冷却材漏えい事故	・蒸気発生器伝熱管破損事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断した。  ・1次冷却材漏えい事故 「常陽」にあつては、「ナトリウムの化学変化」として、「1次冷却材漏えい事故」を想定し、漏えいナトリウムの燃焼による熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
原子炉カバース系に関する事故	—	・1次アルゴンガス漏えい事故	・1次アルゴンガス漏えい事故	(相違なし)
その他	—	—	—	—

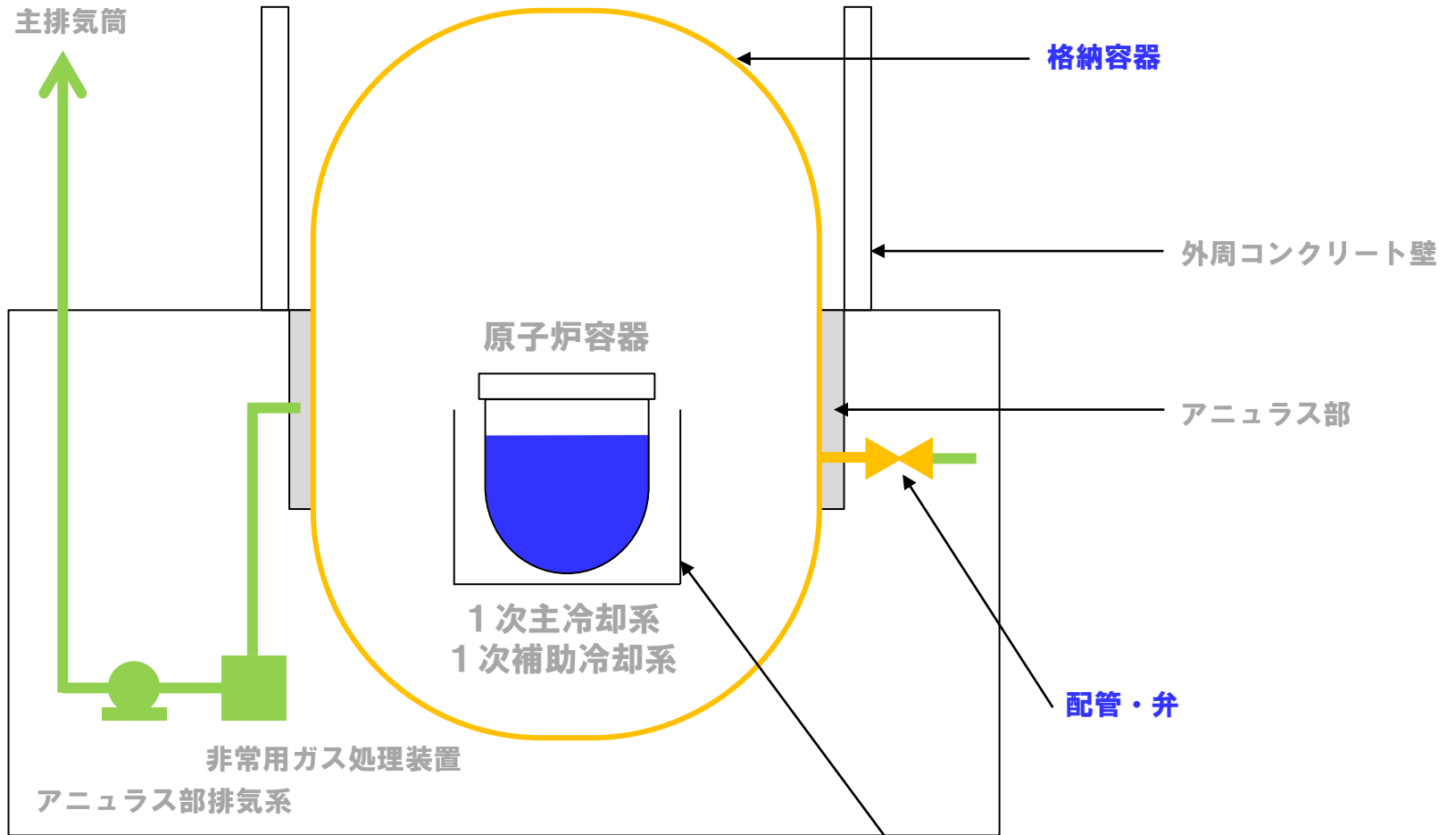
## 原子炉冷却材バウンダリ

ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において1次冷却材を内包するものであって、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において冷却材障壁を形成するもので、かつ、それが破壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分



## 格納容器バウンダリ

原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設

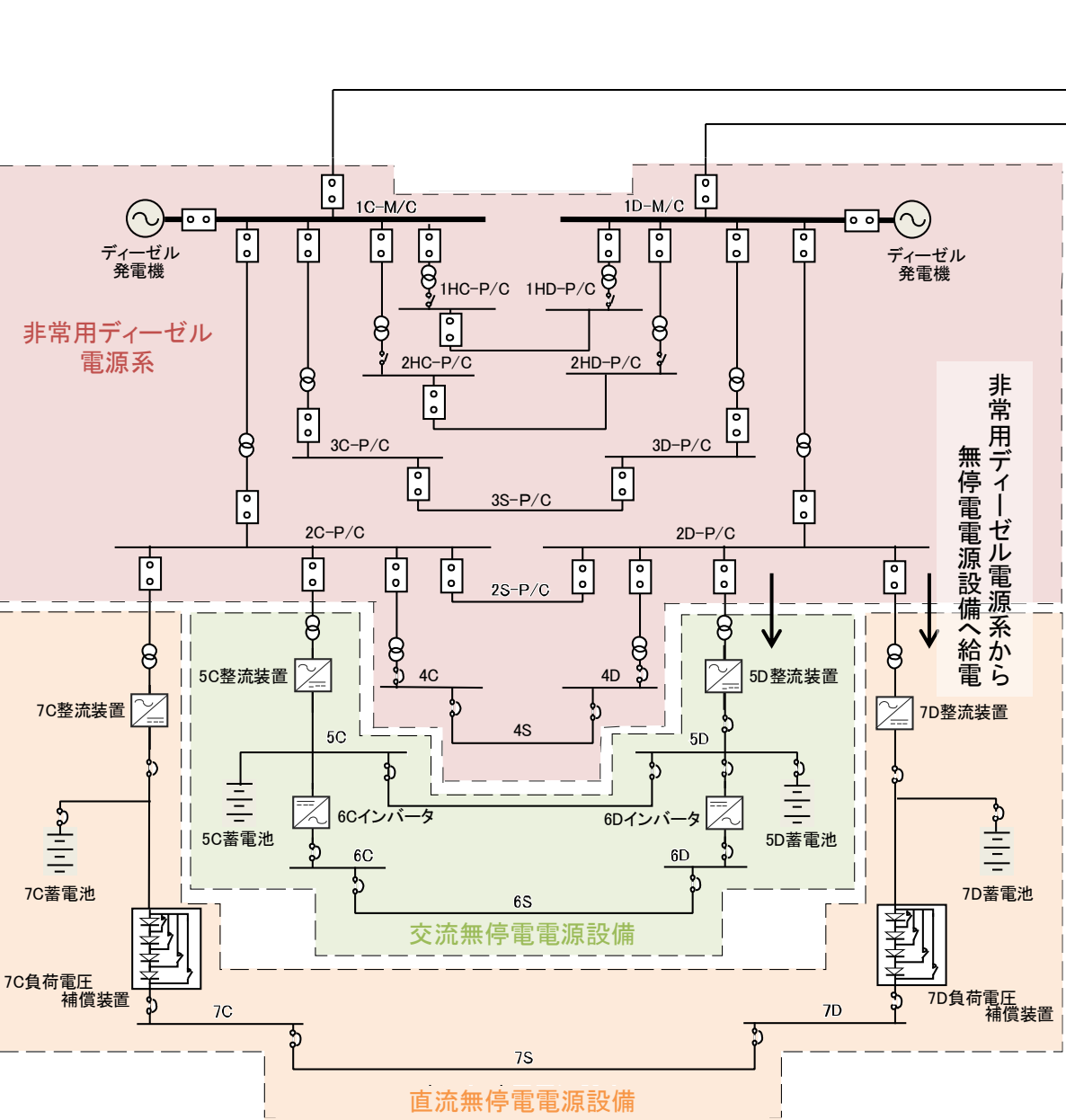


放射線低減効果の大きい遮蔽  
(安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む)

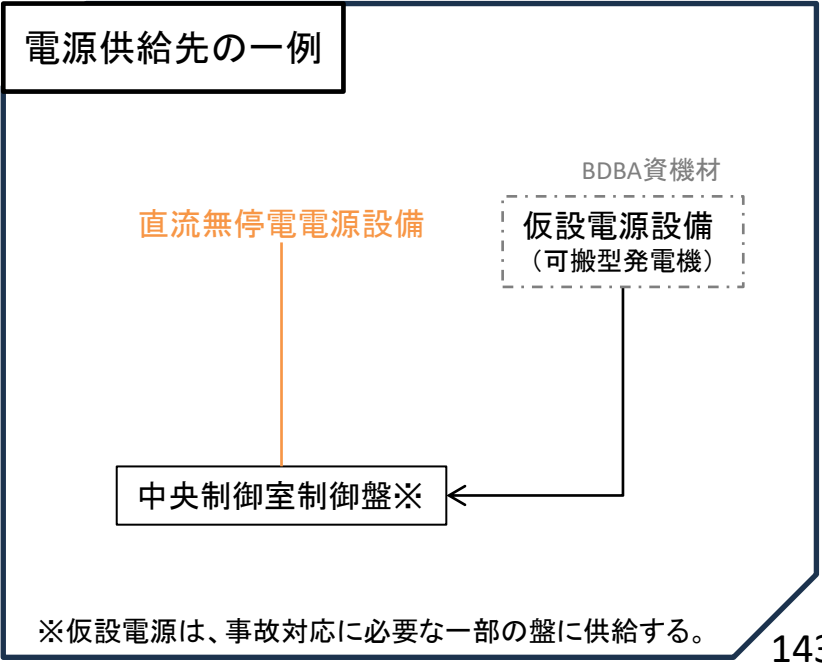
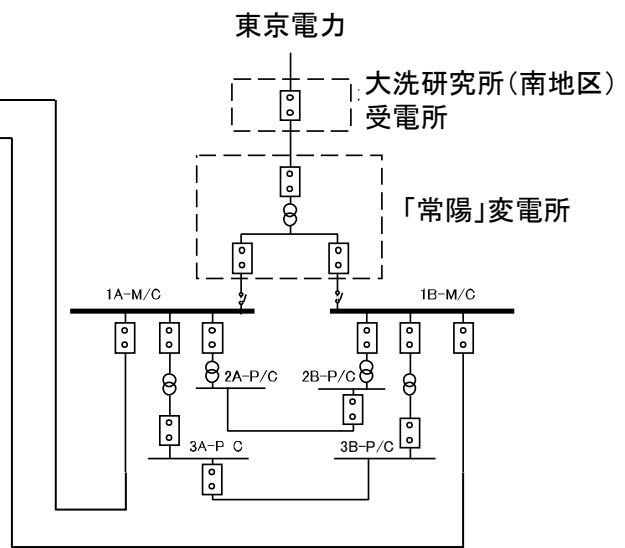
「常陽」は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型の試験研究炉であり、実用発電用原子炉と比べて固有の安全上の特長(青字)がある一方で、安全上の留意が必要な特徴(赤字)もあり、これらの安全上の特徴を適切に踏まえる必要がある。

項目		「常陽」の仕様	実用発電用原子炉(PWR)の仕様(「常陽」との相対比較)	実用発電用原子炉と相違する「常陽」の主な安全上の特徴
熱出力		100MW	約2,400MW(90万kW級)	燃料装荷量(約1ton)及び放射性物質の炉内インベントリが相対的に少ない。 崩壊熱が相対的に小さく、最終ヒートシンクを大気とした自然通風冷却が可能。
燃料の特性	燃料材	MOX燃料 出力密度高 燃焼度高 高速中性子・中性子束高	ウラン燃料(プルサーマルではMOX燃料も装荷) 出力密度低 燃焼度低 熱中性子・中性子束低	燃料特性に応じた設計仕様、設計条件を考慮した燃料設計が必要。異常発生時に通常運転状態から逸脱し、出力の異常な増加又は除熱の異常な減少が生じないように、原子炉停止系は確実に原子炉を停止できる高い信頼性を有する設計が必要。
	被覆材	ステンレス鋼被覆管 温度高 高速中性子・中性子束高 燃料ピッチ小	ジルコニウム合金被覆管 温度低 熱中性子・中性子束低 燃料ピッチ大	燃料特性に応じた設計仕様、設計条件を考慮した燃料設計が必要。事故時の被覆材-水反応による水素の発生はない。他方、流路閉塞を防止する設計が必要。
炉心特性		反応度係数:負 遅発中性子割合:小 中性子寿命:短	反応度係数:負 遅発中性子割合:大 中性子寿命:長	遅発中性子割合は小さく、中性子寿命は短い、ポイド反応度も含めた反応度は大きく負であり、固有の安全特性に優れる。
炉心体系		最大反応度でない体系	最大反応度体系	炉心の著しい損傷が生じ燃料が移動した場合に、即発臨界を超過するポテンシャルを有する。このため、原子炉停止系は確実に原子炉を停止できる高い信頼性を有する設計が必要。

項目		「常陽」の仕様	実用発電用原子炉(PWR)の仕様(「常陽」との相対比較)	実用発電用原子炉と相違する「常陽」の主な安全上の特徴
冷却系の特性	冷却材の種類	ナトリウム	水	低圧、高温の使用条件を考慮した設計が必要。冷却材漏れい時に冷却材の補給を考慮しない設計が必要。他方、高純度のナトリウムと構造材ステンレス鋼との共存性は良好。
	圧力	低圧(数気圧程度)	高圧(約15MPa(原子炉内))	原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰による冷却材喪失に至らない。
	使用温度 沸点 融点	約350~450℃ 約880℃(大気圧) 約98℃(大気圧)	約300℃ 約100℃(大気圧) 約0℃(大気圧)	高温の使用条件を考慮した設計が必要。 サブクール度(沸点への余裕)が大きい。 過冷却を考慮した設計が必要。他方、凝固による漏れい防止が可能。
	冷却能力 熱伝導率	大 高	小 低	高い熱伝導率や高沸点の物理的性質を活用した受動的な自然循環冷却による崩壊熱の除去が可能。
	化学的活性度	大	小	ナトリウムの漏れいを防止する設計とするものの、漏れいすることを想定し、ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応(コンクリート中の水分との反応を含む)を考慮した設計(格納容器の設計を含む)が必要。また、空気の混入によるナトリウムとの反応を防止するため、カバーガスの漏れいを考慮した設計が必要。
	透明性	不透明	透明	不透明を考慮した設計が必要。
格納系	大容量・耐圧	大容量・耐圧	設計基準の範囲において格納容器への過大な負荷は生じず、また、放射性物質の炉内インベントリは相対的に少ないが、実用発電用原子炉と同様に大容量・耐圧の格納容器を設置。	



非常用ディーゼル電源系から  
無停電電源設備へ給電

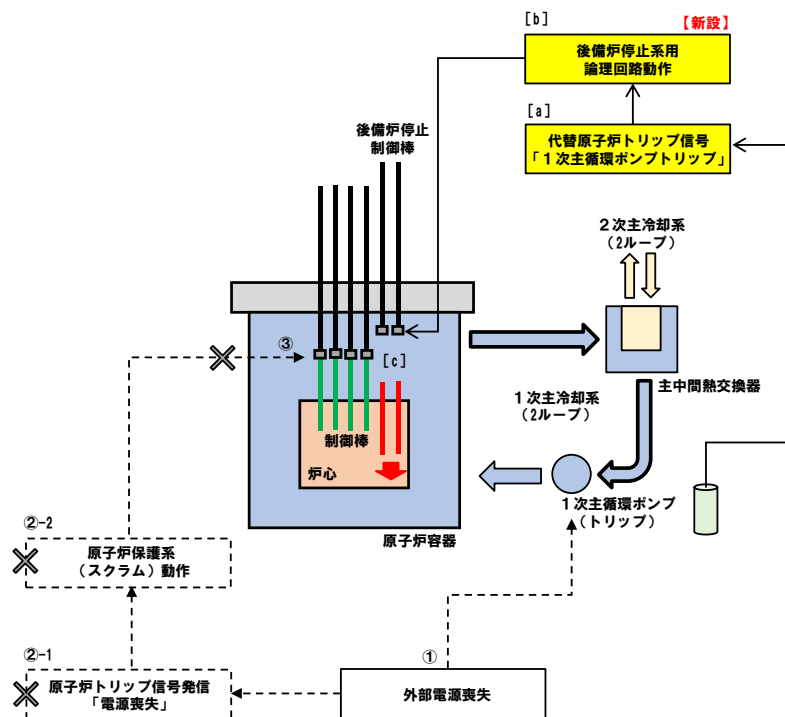


※仮設電源は、事故対応に必要な一部の盤に供給する。

## ULOF：外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故の概要

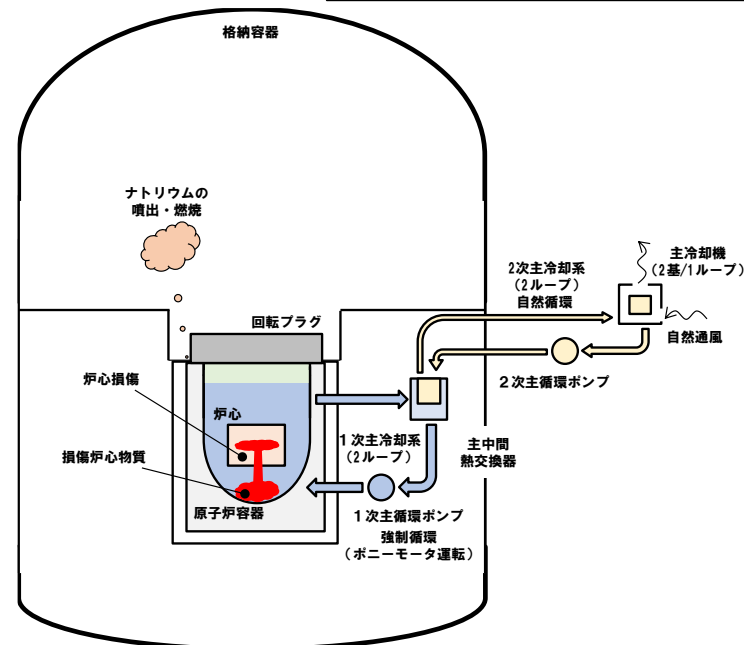
【新增設等対象設備】

・後備炉停止系用論理回路



炉心損傷防止対策の概念図

炉心損傷防止対策が機能しないことを仮定



格納容器破損防止対策の概念図

### 【事故の概要】

- ① 外部電源喪失により原子炉の流量が減少
- ② 原子炉保護系の動作に失敗
- ③ 制御棒の急速挿入に失敗

### 【炉心損傷防止対策の概要】

- [a] 代替原子炉トリップ信号により、後備炉停止系用論理回路が動作
- [b] 後備炉停止制御棒を炉心に挿入

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止される。

### 【格納容器破損防止対策の概要】

- ・1次主冷却系の強制循環冷却等により、損傷炉心物質を原子炉容器内保持・冷却
- ・原子炉容器及び回転プラグ構造により、即発臨界超過時のナトリウム噴出量を抑制
- ・格納容器構造により、噴出ナトリウム等の燃焼による熱的影響を緩和（閉じ込め機能維持）

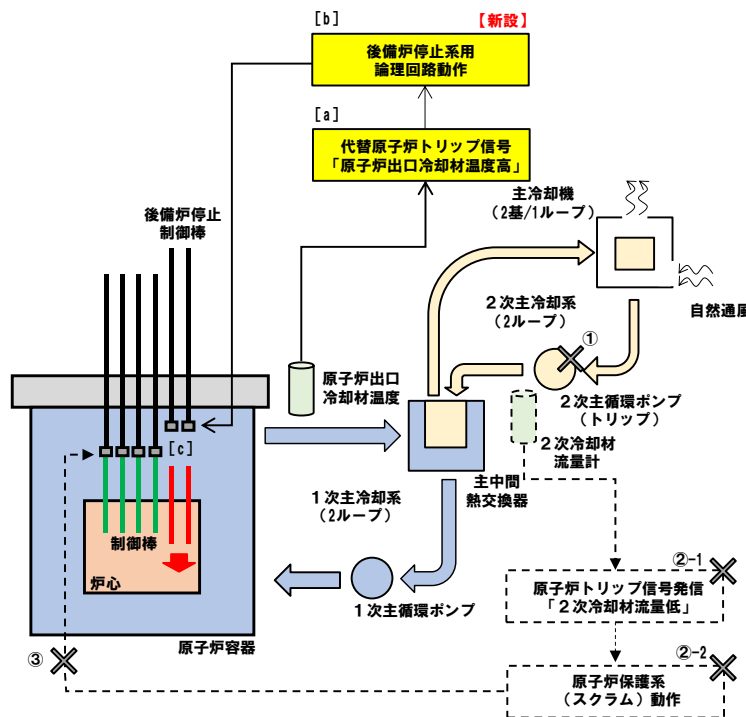
⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、格納容器の破損は防止される。



## ULOHS : 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故の概要

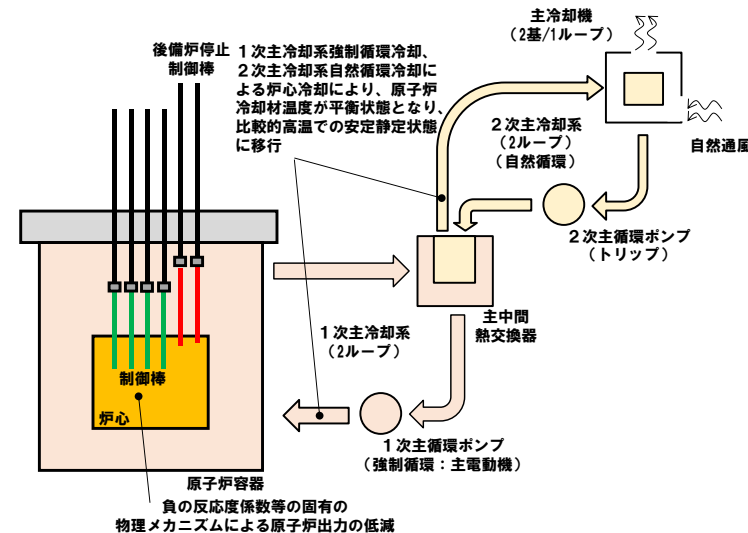
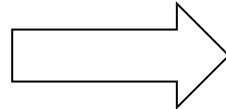
### 【新增設等対象設備】

#### ・後備炉停止系用論理回路



炉心損傷防止対策の概念図

炉心損傷防止対策が機能しないことを仮定



格納容器破損防止対策の概念図

#### 【事故の概要】

- ① 2次主循環ポンプのトリップにより2次冷却材の流量が減少
- ② 原子炉保護系の動作に失敗
- ③ 制御棒の急速挿入に失敗

#### 【炉心損傷防止対策の概要】

- [a] 代替原子炉トリップ信号により、後備炉停止系用論理回路が動作
- [b] 後備炉停止制御棒を炉心に挿入

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止される。

#### 【格納容器破損防止対策の概要】

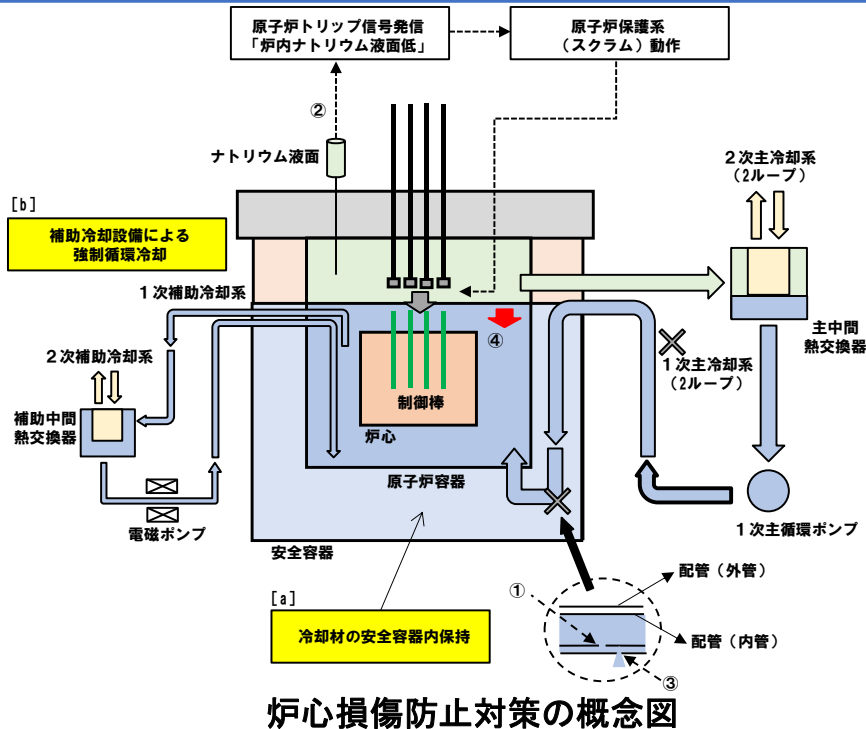
- ・負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減と冷却系による冷却により、炉心の著しい損傷を防止

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、格納容器の破損は防止される。

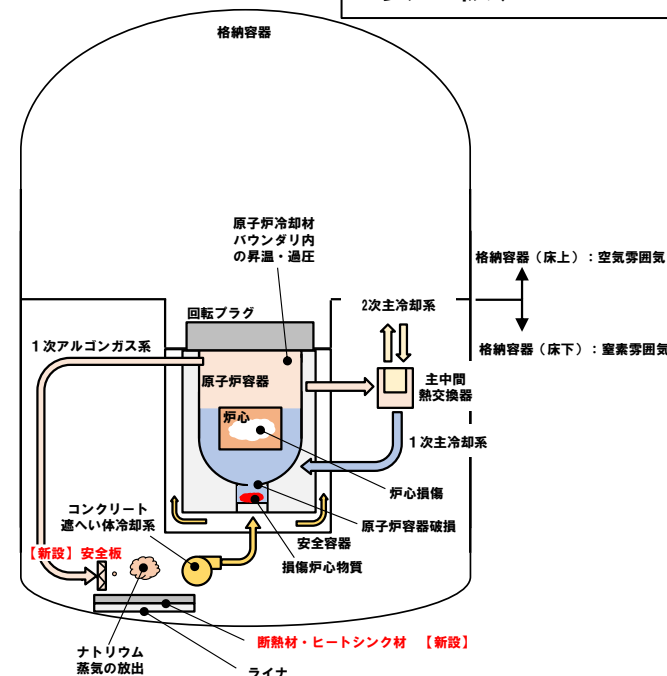
LORL : 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故の概要

【新增設等対象設備】

・安全板、ヒートシンク材等



炉心損傷防止対策が機能しないことを仮定



【事故の概要】

- ① 配管の内管が破損
- ② 原子炉の自動停止後、配管の外管が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えい
- ③ 冷却材の液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下

【炉心損傷防止対策の概要】

- [a] 二重壁外に漏えいした1次冷却材を安全容器にて保持し、炉心冷却に必要な液位を確保
- [b] 補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去

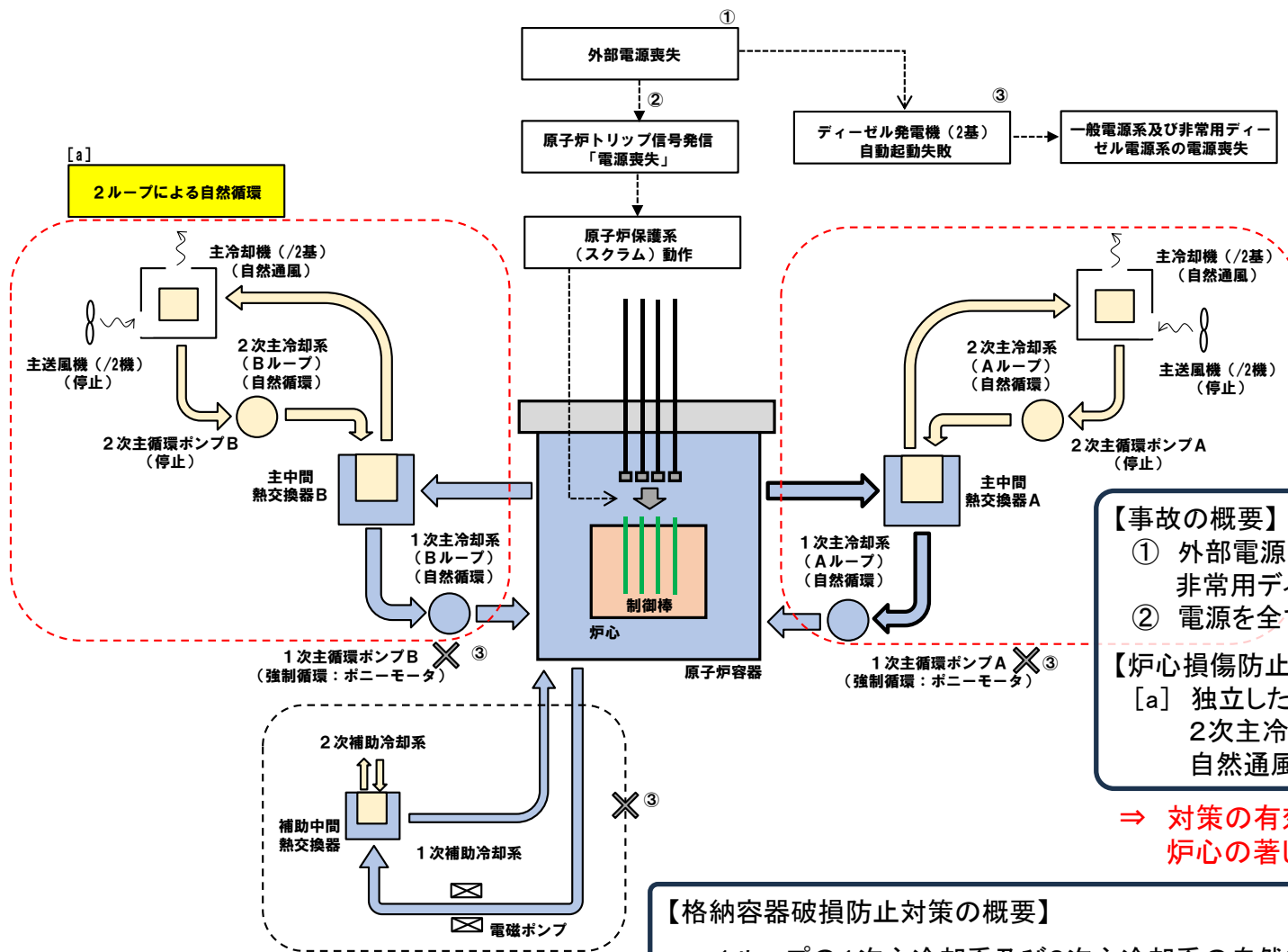
⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止される。

【格納容器破損防止対策の概要】

- ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却により、損傷炉心物質等を安全容器内保持・冷却
- ・安全板により、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止
- ・ヒートシンク材・断熱材により、ナトリウム蒸気放出位置における熱的影響を緩和

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、格納容器の破損は防止される。

## SBO：全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故の概要



**【事故の概要】**

- ① 外部電源が喪失し、原子炉自動停止した後、非常用ディーゼル発電機(2台)の自動起動に失敗
- ② 電源を全て同時に喪失

**【炉心損傷防止対策の概要】**

[a] 独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、原子炉停止後の崩壊熱を除去

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止される。

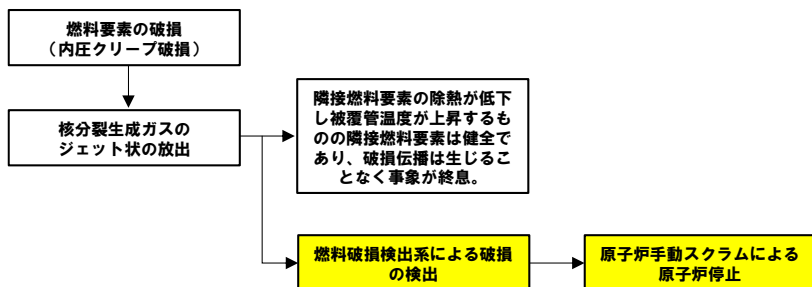
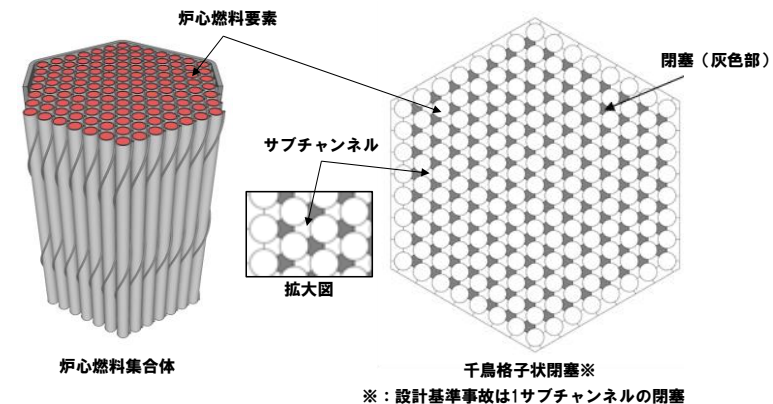
**【格納容器破損防止対策の概要】**

- ・1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、原子炉停止後の崩壊熱を除去

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の概念図

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、格納容器の破損は防止される。 147

## LF：冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故の概要



炉心損傷防止対策の概念図

### 【事故の概要】

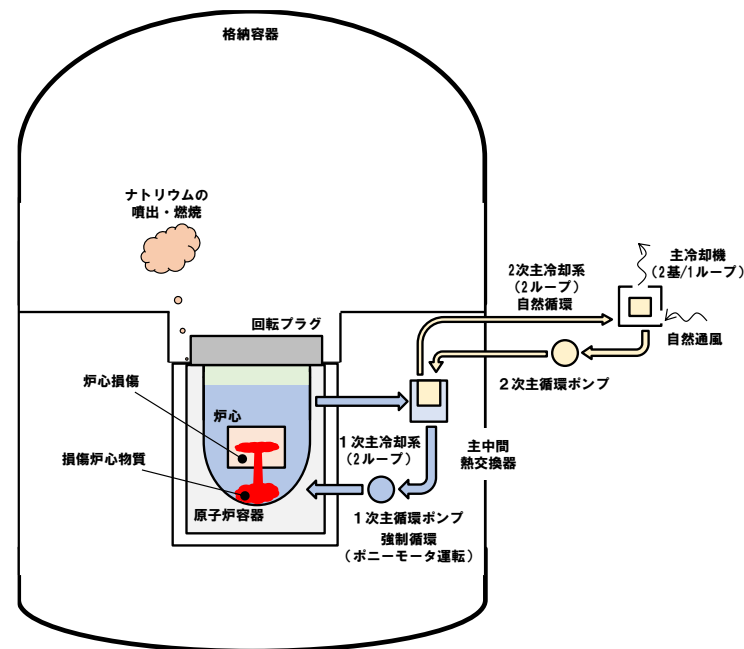
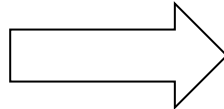
原子炉容器内に異物が存在し、炉心燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞

### 【炉心損傷防止対策の概要】

燃料破損検出系により異常を検知して、運転員による原子炉の手動スクラムにより原子炉を停止

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止される。

炉心損傷防止対策が機能しないことを仮定



格納容器破損防止対策の概念図

### 【格納容器破損防止対策の概要】

- ・1次主冷却系の強制循環冷却等により、損傷炉心物質を原子炉容器内保持・冷却
- ・原子炉容器及び回転プラグ構造により、即発臨界超過時のナトリウム噴出量を抑制
- ・格納容器構造により、噴出ナトリウム等の燃焼による熱的影響を緩和（閉じ込め機能維持）

⇒ 対策の有効性を評価した結果、評価項目を下回り、格納容器の破損は防止される。

別表－5 原子力防災資機材

1. 原災法に基づく防災資機材(第11条第3項関係)

分類	原子力防災資機材現況届出書の名称		数量	点検頻度	点検内容	保管場所	
放射線障害防護用具	汚染防護服		30組	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫	
	呼吸用ボンベ付一体型防護マスク		5個	1回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫	
	フィルター付防護マスク		30個	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫	
非常用通信機器	緊急時電話回線		2回線	1回/年	外観、機能、員数	緊急時対策所	
	ファクシミリ		1台	1回/年	外観、機能、員数	緊急時対策所	
	携帯電話等		7台	1回/年	外観、機能、員数	緊急時対策所	
計測器等	排気筒モニタリング設備その他の固定式測定器	排気筒モニタリング設備(別表-5(1)参照)	31台	1回/年	外観、機能、員数	各施設	
		その他の固定式測定器	—	—	—	—	
	ガンマ線測定用サーベイメータ		4台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
	中性子線測定用サーベイメータ		2台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
	空間放射線積算線量計		4個	1回/年	外観、機能、員数	環境監視棟	
	表面汚染密度測定用サーベイメータ		2台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
	可搬式ダスト測定関連機器	サンブラ	4台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
		測定器	1台	1回/年	外観、機能	特殊車庫(モニタリングカー)	
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	サンブラ*1	2台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
		測定器*1	1台	1回/年	外観、機能	特殊車庫(モニタリングカー)	
	個人用外部被ばく線量測定器		30台	1回/年	外観、機能、員数	安全管理棟	
	その他	エリアモニタリング設備		—	—	—	—
		モニタリングカー		1台	1回/年	外観、機能、員数	特殊車庫
その他資機材	ヨウ素剤*2		300錠	1回/年	員数	健康管理棟	
	担架		1台	1回/年	外観、機能、員数	消防車庫(救急車)	
	除染用具		1式	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両		1台	1回/年	外観、機能、員数	消防車庫	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備		1式	1回/年	外観、機能、員数	構内	

\*1 ダストと共通

\*2 本文中の語句(安定ヨウ素剤)と記載の相異がある(省令第5条に定める様式で標記)。

## 2. その他の原子力防災資機材

分類	名称	数量	点検頻度	点検内容	保管場所
計測器等	表面汚染密度測定用サーベイメータ ( $\alpha$ )	5 台	1 回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
	表面汚染密度測定用サーベイメータ ( $\beta$ )	5 台	1 回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
	ガンマ線測定用サーベイメータ	5 台	1 回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
	個人用外部被ばく線量測定器 (中性子)	5 台	1 回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
非常用電源	簡易型発電機	3 台	1 回/年	外観、機能、員数	防護機材倉庫
統合原子力防 災ネットワー ク通信機器	テレビ会議システム	1 台	1 回/月*	外観、機能、員数	緊急時対策所
	ファクシミリ (衛星、地上)	各 1 台	1 回/月	外観、機能、員数	緊急時対策所
	I P 電話 (衛星、地上)	各 1 台	1 回/月	外観、機能、員数	緊急時対策所
その他	ミニホイールローダ	1 台	1 回/年	外観、機能、員数	第二車庫
	タンクローリー	1 台	1 回/年	外観、機能、員数	第二車庫
	非常用食料	現地対策本部員 1 名につき 7 日分	1 回/年	員数	防護機材倉庫

\* 定期的な接続確認は、あらかじめ定めるところによる。