

高速実験炉原子炉施設(常陽)に関する 審査の概要(案)

原子力規制庁

※ 本資料は、日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(常陽)の新規制基準への適合性審査の概要を分かりやすく表現することを目的としているため、技術的な厳密性よりもできる限り平易な記載としています。正確な審査内容及び審査結果については、審査書案をご参照ください。

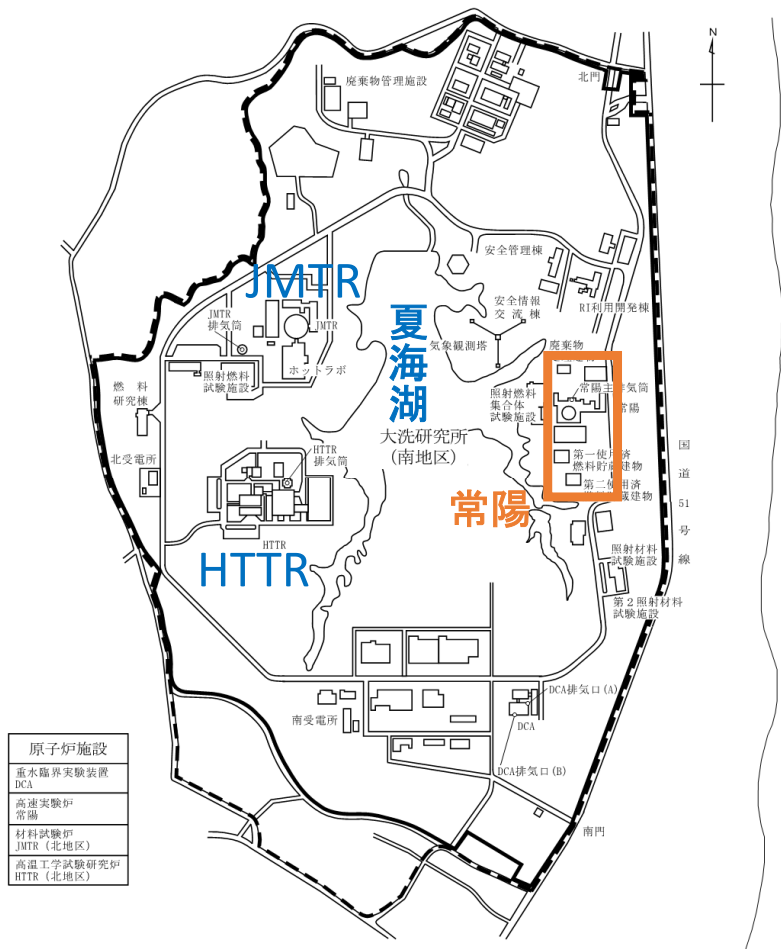
目次

常陽に関する審査の概要

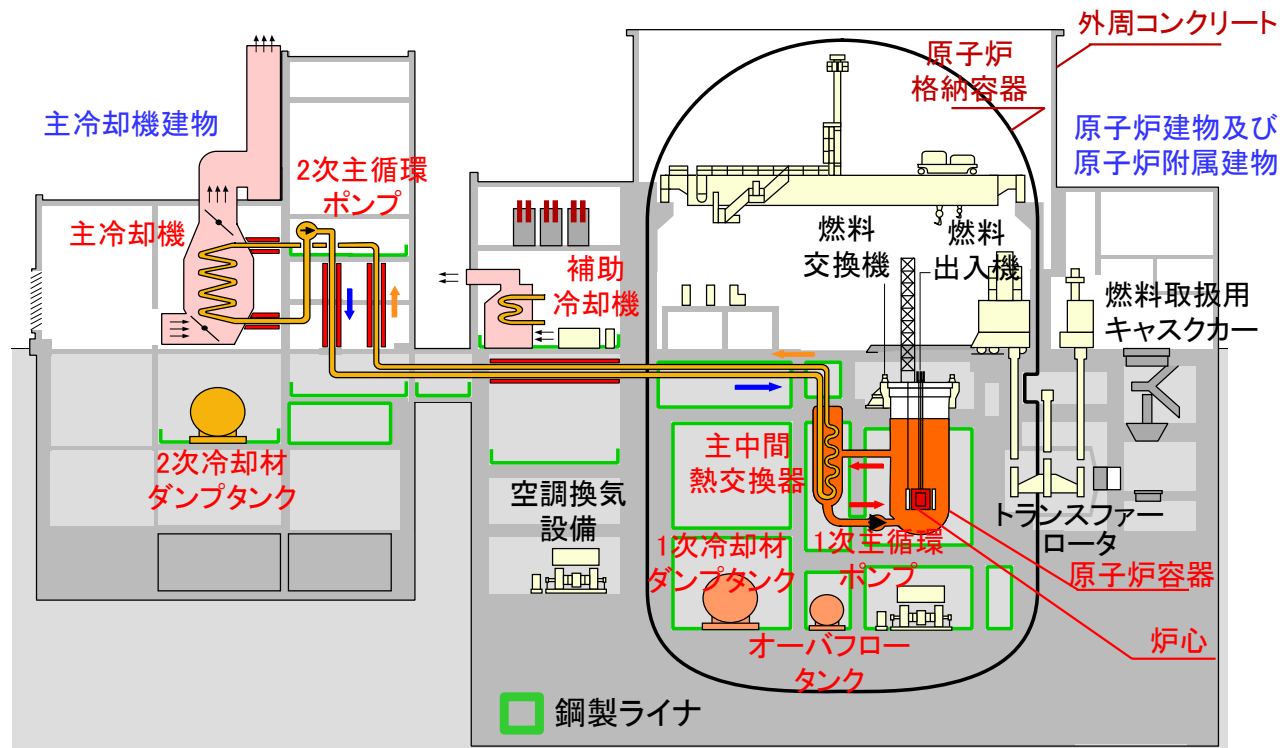
I. 高速実験炉原子炉施設「常陽」の概要と 新規制基準適合性審査の主な経緯	p. 2
II. 新規制基準適合性審査における審査対象	p. 7
III. 設計基準対象施設	p. 9
IV. 多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の拡大の防止	
IV-1. 事故の想定	p. 20
IV-2. 有効性評価の代表事例	p. 23
IV-3. BDBAを超えた施設損壊への対応	p. 31
参考資料	p. 33

I . 高速実験炉原子炉施設「常陽」の概要と 新規制基準適合性審査の主な経緯

I. 高速実験炉原子炉施設「常陽」の概要 (1/3)



原子炉施設	
重水臨界実験装置	DCA
高速実験炉	常陽
材料試験炉	JMTR (北地区)
高温工学試験研究炉	HTTR (北地区)



- 型式 : ナトリウム冷却型高速炉
- 熱出力 : 100 MWt (MK-IV)
- 冷却材 : ナトリウム
- 冷却系 : 2ループ
- 除熱方法 : 空気冷却 (4基)
- 原子炉入口/出口温度 : 約350°C/約456°C
- 主冷却機入口/出口温度 : 約440°C/約320°C
- 主冷却機最大空気流量 : 約8,500 Nm³/min/基

- 1次系ナトリウム保有量 : 約72 ton
- 2次系ナトリウム保有量 : 約126 ton
- 1次冷却材ループ流量 : 約1,350 ton/h/基
- 2次冷却材ループ流量 : 約1,200 ton/h/基
- 燃料 : プルトニウム・ウラン混合酸化物
- ²³⁵U濃縮度 : 18wt%
- 核分裂性プルトニウム富化度 : 16wt%/21wt% (内側/外側)

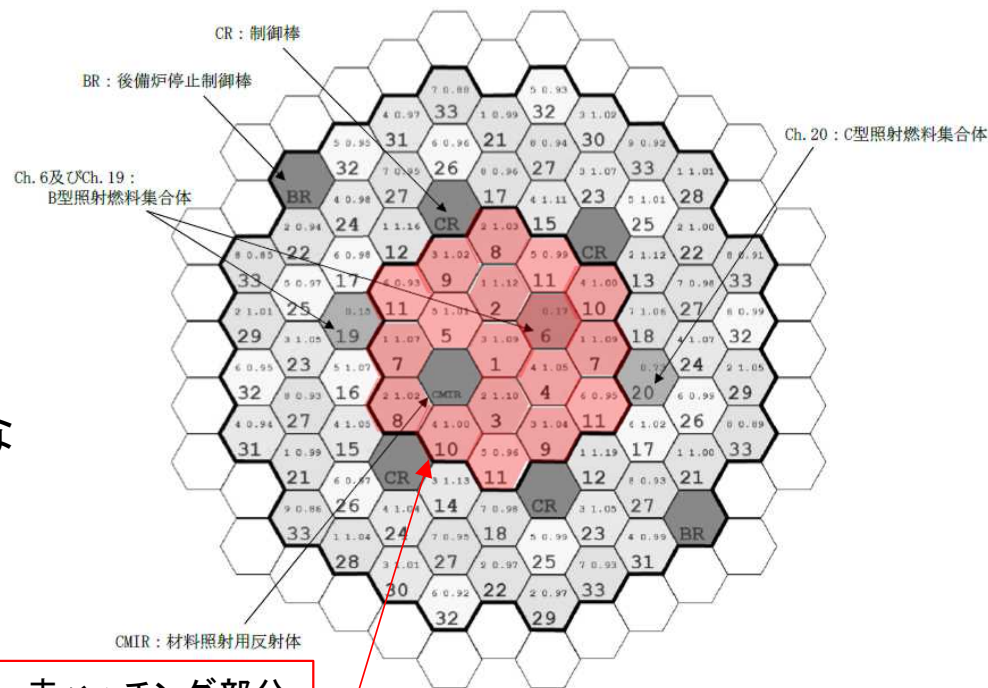
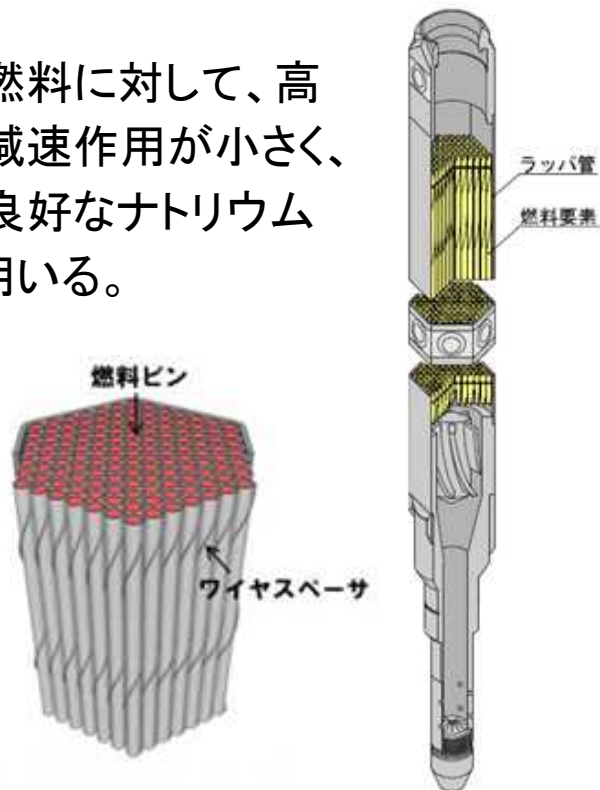
出典: 常陽設置変更許可申請の補正申請書 (令和5年2月22日) 及び核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料 (2021年5月11日) を基に作成

I. 高速実験炉原子炉施設「常陽」の概要 (2/3)

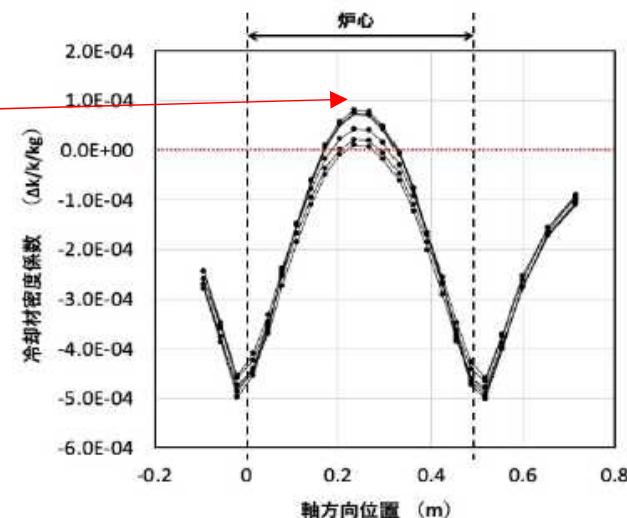
ナトリウム冷却型高速炉としての特徴

- 常陽は小型のナトリウム冷却型高速炉であり、最大反応度体系にない。
 - ✓ 常陽は炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正になるが、小型炉心であるため全炉心のボイド反応度は負になる。
 - ✓ 著しい炉心損傷に至って炉心形状が維持できない場合に再臨界の恐れがある。

- 稠密配置の燃料に対して、高速中性子の減速作用が小さく、伝熱特性が良好なナトリウムを冷却材に用いる。



- 赤ハッチング部分が正のボイド反応度領域
- 炉心中心高さ付近において、局所的にボイド反応度が正になる。



内側炉心のボイド反応度の軸方向分布

I. 高速実験炉原子炉施設「常陽」の概要 (3/3)

- 冷却材として、ナトリウムを使用する。

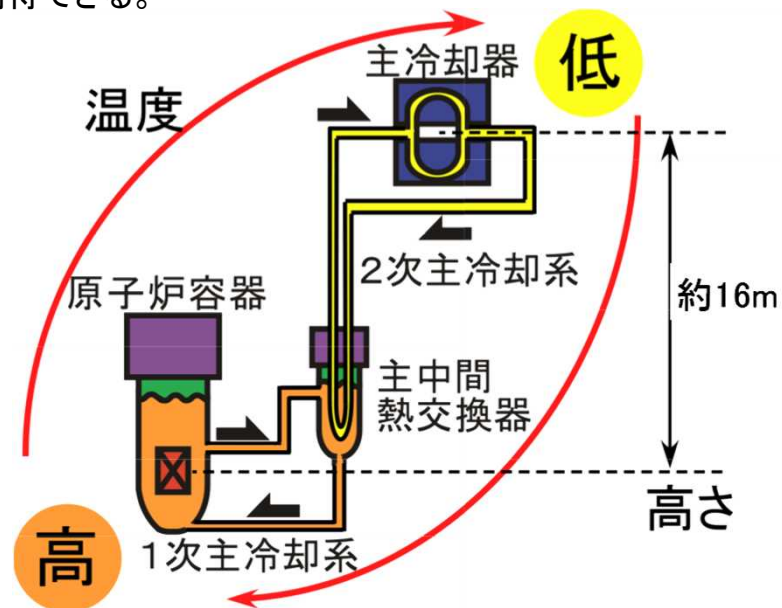


液体状のナトリウム

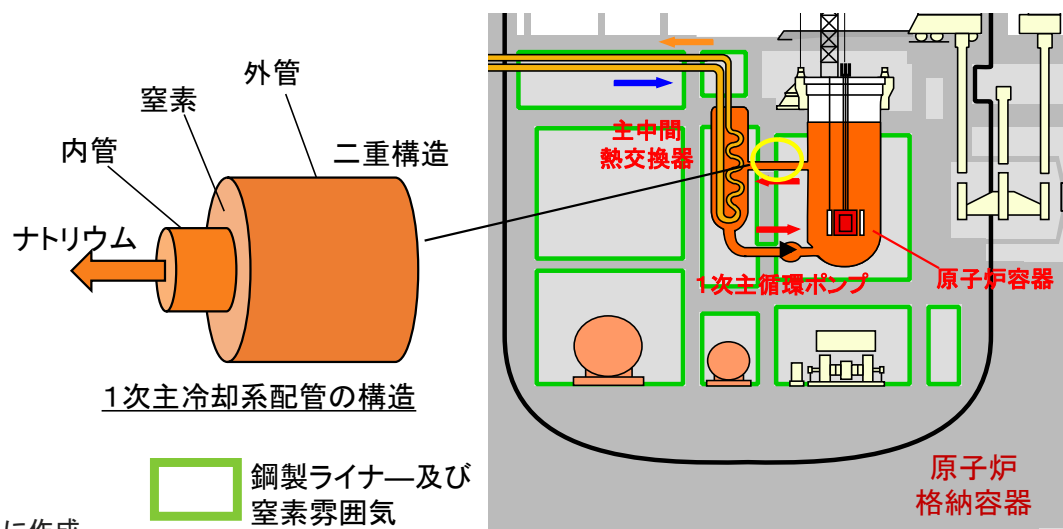
ナトリウムの主な特徴

- ・水よりやや軽い(比重:約0.97(20°C))
- ・融点は、常圧で約98°C
- ・沸点は、常圧で約880°C(高温でも液体状態を維持)
- ・熱の伝えやすさ(熱伝導率)が水の約100倍
- ・化学的に活性(空気雰囲気中で燃焼)

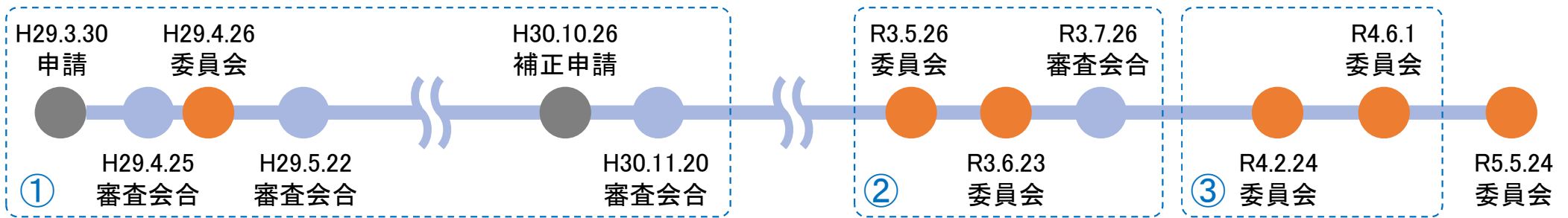
- ナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても、相変化が生じることはない。
- ナトリウムの特性を利用し、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。



- ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気中使用する必要がある。
- 原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系等の機器・配管については二重構造とし、万一、内側の配管の破損が生じた場合においても、外側の配管でナトリウムを保持して漏えいの拡大を防止し、冷却に必要なナトリウムを保持できる設計とする。
- 機器等を配置する原子炉格納容器(床下)は、原子炉の運転中は窒素雰囲気に維持し、万一、ナトリウム漏えいが発生した場合にも、その燃焼を抑制できる設計とする。



I. 新規制基準適合性審査の主な経緯



① 熱出力と設備の整合性

- H29.4.25審査会合にて、申請上の熱出力(100MW)と設備(熱出力140MWの設備を100MWに出力調整)が整合していない等、申請内容が不適切なことから、適切な資料が提出されるまで審査を保留する旨を原子力機構に伝達 (H29.4.26規制委員会にて文書による伝達の指示、H29.5.22審査会合にて文書による伝達)
- H30.10.26補正申請にて、炉心設計を見直し(MK-IV炉心)、熱出力100MWの設備とする方針が示されたことから、H30.11.20審査会合にて、審査を再開

② 多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)を超える事象等への対応

- R3.5.26規制委員会にて、100MW炉心の審査状況について説明
- 今後の審査にて確認すべき事項として、R3.5.26規制委員会及びR3.6.23規制委員会における議論を踏まえ、(1) BDBAの拡大防止、(2) BDBAを超える事象への対応、(3) 火災による損傷の防止、(4) 使用済燃料の処分の方法を挙げ、R3.7.26審査会合にて原子力機構に伝達

③ 解析コードによる評価の妥当性

- R4.2.24規制委員会にて、BDBAの拡大防止に関し、有効性評価における解析コード(SIMMERコード)による評価の妥当性を判断するため、原子力規制庁にて追加の検討(要素評価)を行うとする対応方針を説明
- R4.6.1規制委員会にて、要素評価の結果が原子力機構の評価結果とおおむね整合することから、原子力機構の評価結果は妥当と判断する旨を説明
(今回の比較・検討した範囲において妥当とするものであり、SIMMERコードの妥当性は判断していない)

Ⅱ. 新規制基準適合性審査における 審査対象

Ⅱ. 新規制基準適合性審査における審査対象

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 ※	新規制基準で要求が追加又は強化されたもの	設計方針・評価が変更されたもの
3 試験研究用等原子炉施設の地盤	○	
4 地震による損傷の防止	○	
5 津波による損傷の防止	○	
6 外部からの衝撃による損傷の防止	○	
7 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	
8 火災による損傷の防止	○	
9 溢水による損傷の防止等	○	
10 誤操作の防止	○	○
11 安全避難通路等	○	
12 安全施設		○
13 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		○
18 安全保護回路	○	○
19 反応度制御系統		○
22 放射性廃棄物の廃棄施設		○
23 保管廃棄施設		○

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 ※	新規制基準で要求が追加又は強化されたもの	設計方針・評価が変更されたもの
24 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護		○
30 通信連絡設備等		○
32 炉心等		○
42 外部電源を喪失した場合の対策設備等	○	
43 試験用燃料体		○
44 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	
50 原子炉制御室等		○
51 監視設備	○	
53 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	○	
55 一次冷却系統設備	○	
56 残留熱を除去することができる設備		○
57 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	○	
58 計測制御系統施設	○	
59 原子炉停止系統		○
60 原子炉格納施設	○	

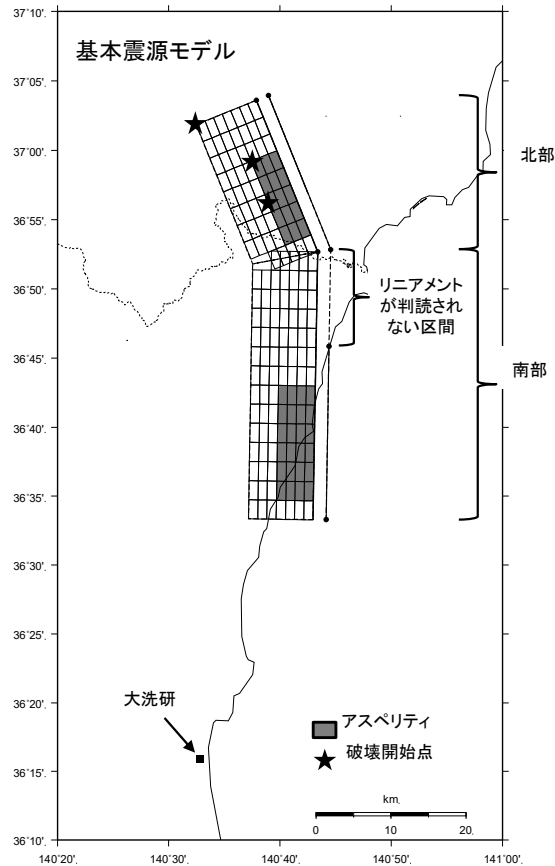
※: 本申請において審査対象とした条文のみを記載

Ⅲ. 設計基準対象施設

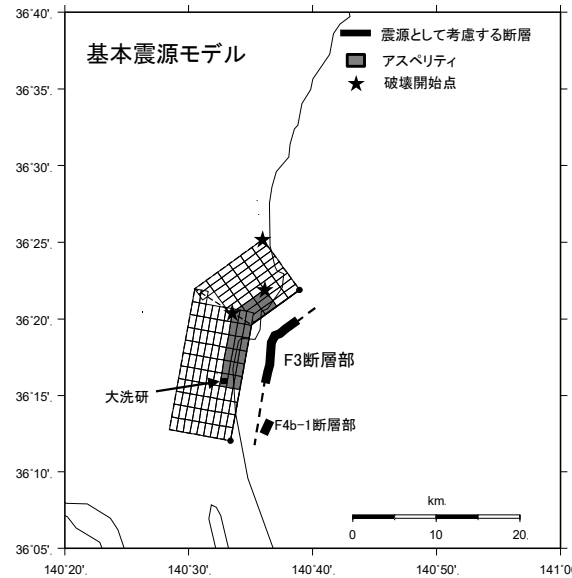
【要求事項】

➤ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、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、検討用地震を複数選定し、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を行う。

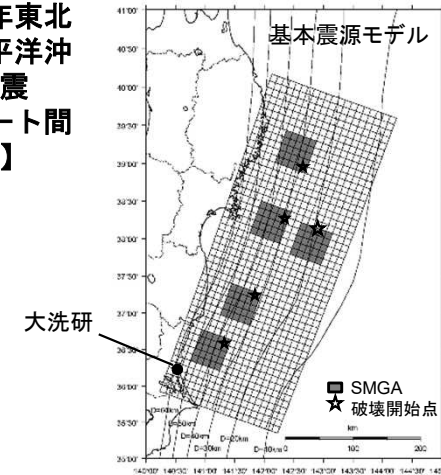
① F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震【内陸地殻内地震】



② F3断層～F4断層による地震【内陸地殻内地震】

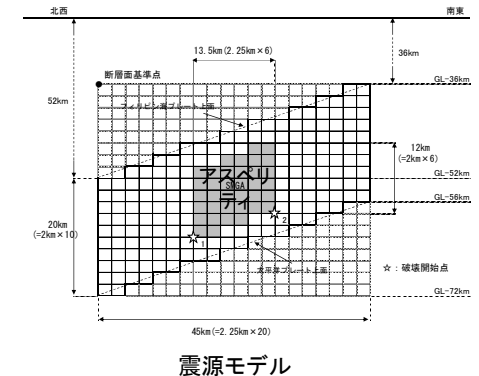
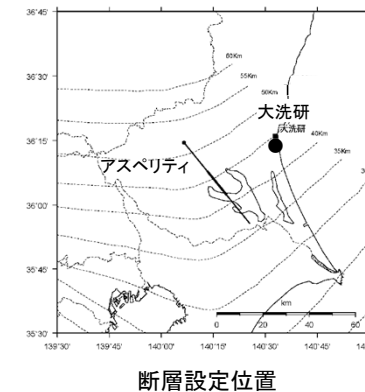


③ 2011年東北地方太平洋沖型地震【プレート間地震】



出典: 第452回 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料
<https://www2.nra.go.jp/data/000398560.pdf>
 から抜粋

④ 茨城県南部の地震【海洋プレート内地震】



< 審査結果の概要 >

検討用地震として、①F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震【内陸地殻内地震】、②F3断層～F4断層による地震【内陸地殻内地震】、③2011年東北地方太平洋沖型地震【プレート間地震】、④茨城県南部の地震【海洋プレート内地震】の4地震を選定し、地震動評価を行っていることを確認

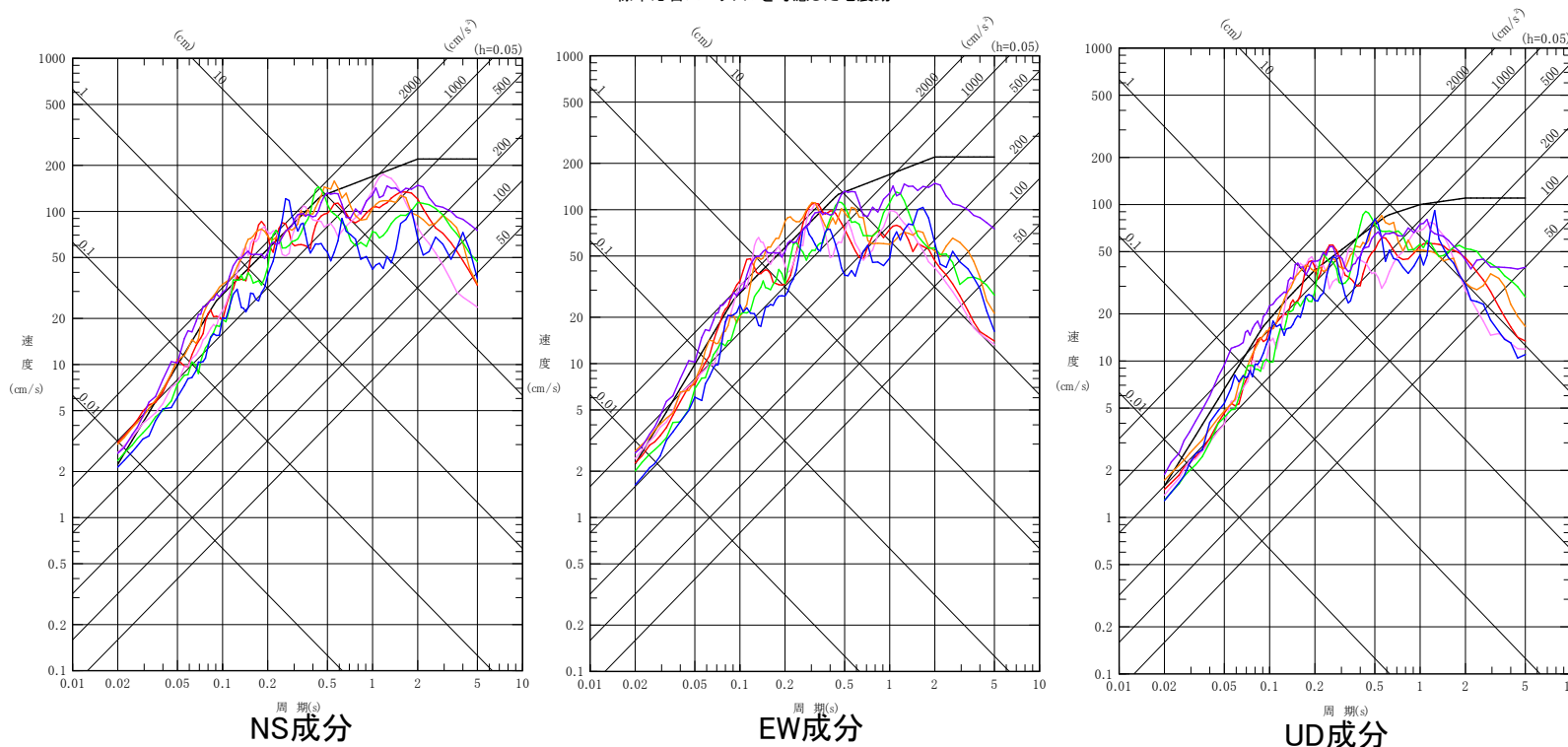
【要求事項】

- 基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。

基準地震動の策定

- 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

出典: 第396回 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料
 < <https://www2.nra.go.jp/data/000398560.pdf> >から抜粋



最大加速度 (cm/s ²)			
	NS	EW	UD
Ss-D	700		500
Ss-1	973	711	474
Ss-2	835	761	436
Ss-3	948	850	543
Ss-4	740	630	405
Ss-5	670	513	402
Ss-6	827		591

- 解放基盤表面は、新規制基準で要求されるS波速度(700m/s)を持つ硬質地盤であり、著しい風化を受けていない地層のT.P. -135.4mに設定。
- 基準地震動として、**Ss-D、Ss-1～6の7波**を策定。

< 審査結果の概要 >

最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に基準地震動が策定されていることを確認

【要求事項】

- 試験研究用等原子炉施設は耐震重要度の区分に応じた地震力に十分耐える設計とする。
- 耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

< 申請の概要 >

- 試験研究用等原子炉施設を耐震重要度に応じてS、B及びCクラスに分類し、クラスに応じて適用する地震力に十分に耐え、安全機能が損なわれない設計とする。
- Sクラスの施設については、試験炉設置許可基準規則解釈の別記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」に基づき、機能喪失時の影響評価を行い、過度の放射線被ばくを及ぼす（周辺公衆の実効線量評価値が5mSvを超える）おそれがある設備として、原子炉容器、原子炉格納容器、制御棒、制御棒駆動機構、1次・2次主冷却系、非常用ディーゼル電源系、原子炉附属建屋の使用済燃料貯蔵設備等を選定する。
- 上記考えに基づき、既許可において耐震重要度を旧Aクラスとしていた設備の一部（非常用ガス処理装置、コンクリート遮へい体冷却系、1次ナトリウム充填・ドレン系等）をBクラスに見直したが、基本的には、Ss機能維持を図る。ただし、アニュラス排風機については、Ss地震時にモーターベルトが外れる可能性があり、動的機能維持が困難であることから、運転員が早期にモーターベルトを復旧し、アニュラス排風機の機能復旧を行う（事象発生から30分を目標）。

< 審査結果の概要 > 以下を確認したことにより基準に適合していると判断した。

- 試験研究用等原子炉施設が地震力に対して十分に耐え、安全機能を損なわない耐震設計方針としていること
- 既許可における旧Aクラス設備の一部をBクラスに見直したとしても、試験研究用等原子炉施設の安全機能が損なわれない耐震設計方針であること

【要求事項】

- (地盤の変位) 耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置する。
- (地盤の支持) 試験研究用等原子炉施設は、地震力に対して当該試験研究用等原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設置する。さらに、耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。
- (地盤の変形) 耐震重要施設は、周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

< 審査結果の概要 >

地盤の変位

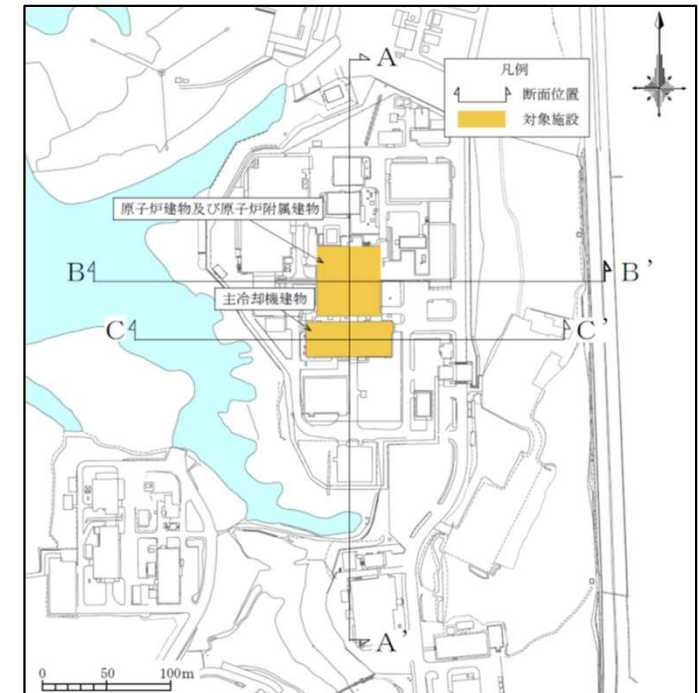
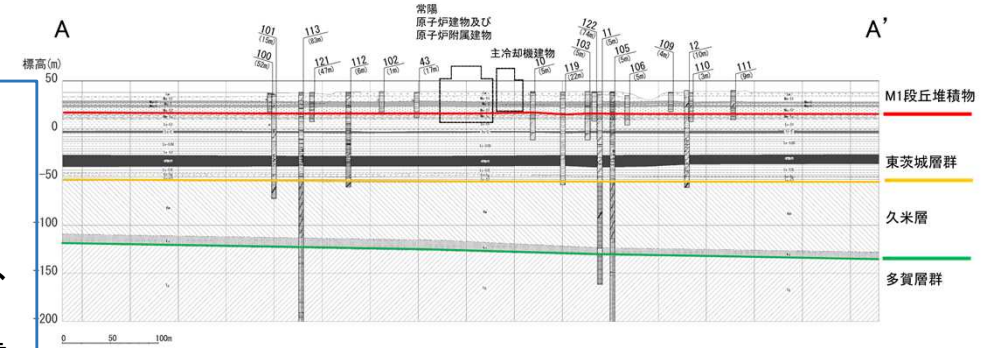
- ボーリング調査及び変動地形学的調査の結果から、敷地の地盤には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形や、断層の存在を示唆する鏡肌や条線及び挟材物等は認められないことから、耐震重要施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められない。

地盤の支持

- 耐震重要施設については、動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価(最大接地圧、すべり安全率、基礎底面の傾斜)を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足している。

地盤の変形

- 耐震重要施設は、十分な支持性能を有する地盤に支持されており、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはなく、地殻変動による傾斜については、敷地への影響が大きい断層の地震活動を踏まえて評価した結果、評価基準値の目安を満足している。

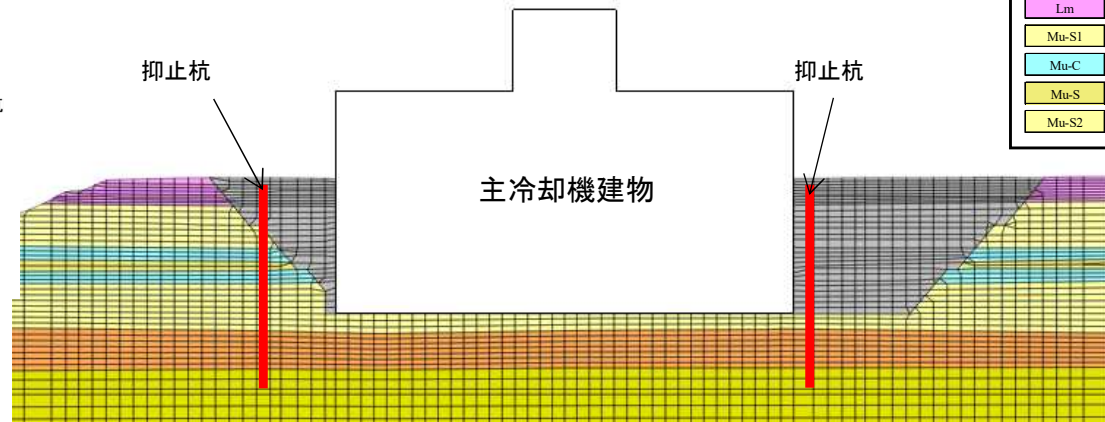
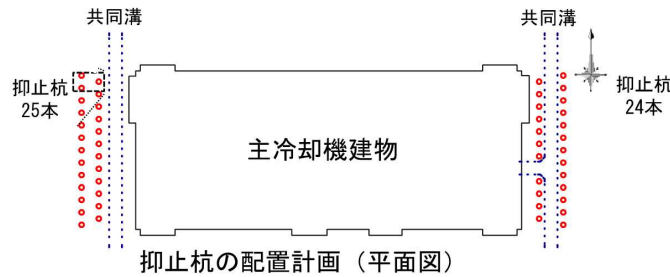


評価対象施設配置図

当初申請において、主冷却機建物のすべり安全率が評価基準値を下回るケースが確認されたことから、地盤の補強を行う方針とし、その方法は、抑止杭工法によることとしていたが、審査の過程において、同工法の技術的成立性（抑止杭間の中抜け等）の観点から再検討した結果、周辺地盤改良工法に変更

当初申請

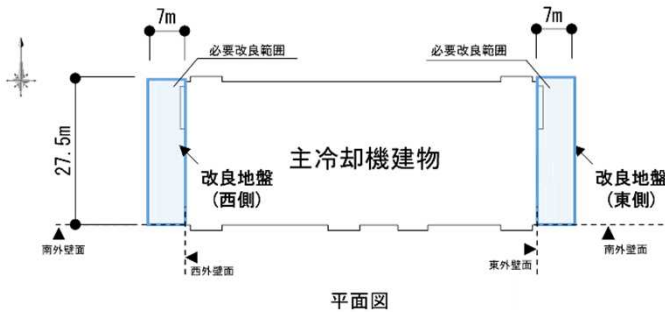
出典：第382回 核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合資料<<https://www2.nra.go.jp/data/000333377.pdf>>から抜粋



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

変更後

出典：第458回 核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合資料<<https://www2.nra.go.jp/data/000405446.pdf>>から抜粋



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

<審査結果の概要>

評価対象施設（主冷却機建物は地盤の補強を踏まえた評価）のすべり安全率は、評価基準値（1.5）を満足することを確認

【要求事項】

- 試験研究用等原子炉施設について、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

< 審査結果の概要 >

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認

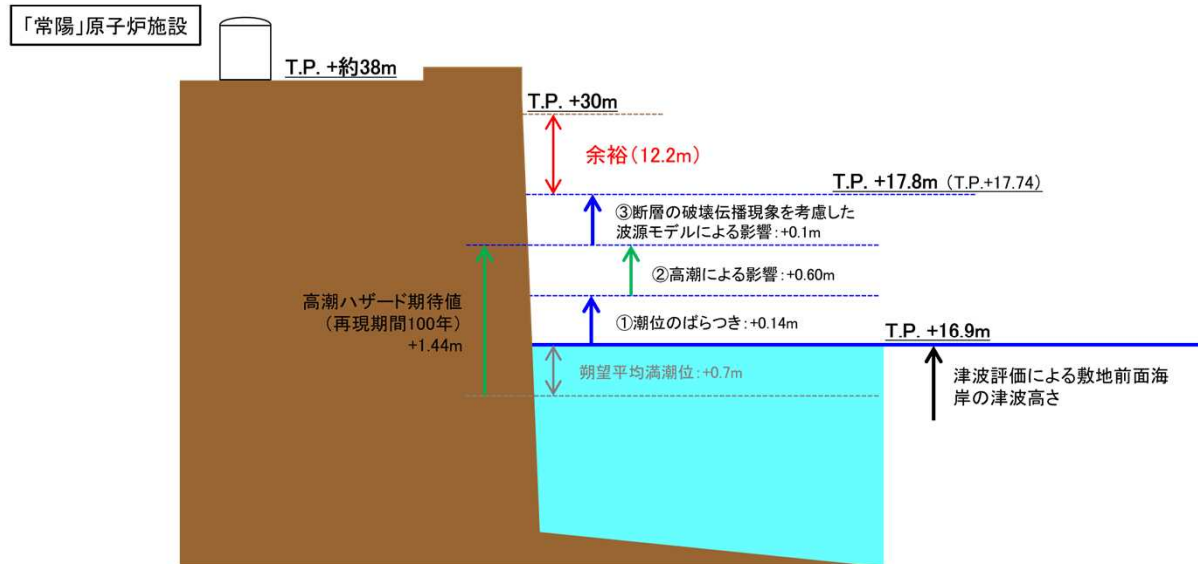
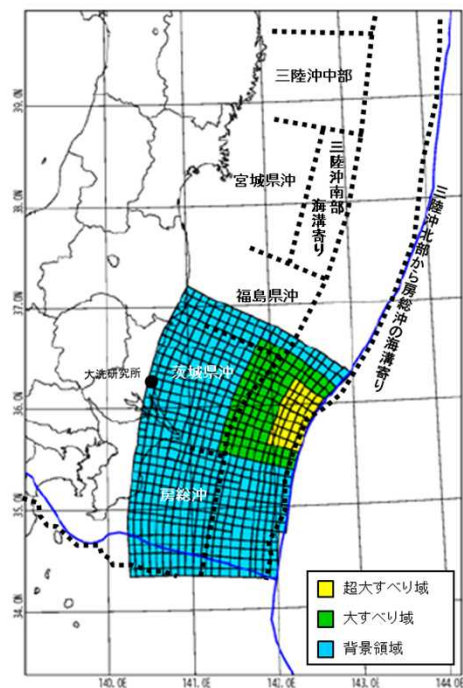
(津波波源)

- 試験研究用等原子炉施設の供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある津波の波源として、北米プレートとフィリピン海プレートの境界を超えて設定し、かつ、保守的に超大すべり域を設定した「茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による津波」(Mw8.7)として評価していること

(施設への津波の遡上評価)

- 施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は当該施設が設置される位置を踏まえれば到達するおそれがなく、当該施設の安全機能が損なわれるおそれがないこと

【茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による津波特性化波源モデル】



・ 検討の結果、津波がT.P.+30m(敷地前面海岸の高さ)まで到達する可能性はない。

【要求事項】 設計上考慮すべき自然現象及び人為事象により、安全施設の安全機能が損なわれないこと

<申請の概要>

➤ 国内外の基準や文献等に基づき、自然現象及び人為事象を以下のように抽出し、安全機能が損なわれない設計

<自然現象>

火山の影響、洪水、降水、風(台風)、積雪、森林火災、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻

<人為事象>

爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害、飛来物(航空機落下)、及びダムの崩壊

<火山の影響>

<竜巻>

<外部火災>

【共通した対策】

これら事象が確認された場合等に、**原子炉の運転を停止**する。

○主な対策

- 層厚50cmの降下火砕物を考慮し、建屋等の健全性を確保
- 降下火砕物による化学的影響(腐食)や機械的影響(閉塞、摩耗)を考慮し、非常用電源にフィルタを設置するなどの対策を実施
- 外部との遮断(送電や交通)に対し、外部支援がなくても非常用電源により、必要な電力を確保

○主な対策

- 風速100m/sの竜巻に対し、建屋等の健全性を確保
- 飛来物の衝突に対し、アラミド繊維シート等で建屋等を補強
- 飛散物に対する固縛等の実施により飛散を防止
- 竜巻随件事象として、火災、溢水、外部電源喪失を抽出し、安全機能が損なわれないことを確認

○主な対策

- 必要な防火帯幅17.4mに対し、約18mの防火帯の設置
- 外部火災(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下による火災)による熱に対し、建屋等の健全性を確保
- ばい煙に対してフィルタ等を設置
- 航空機落下確率について、 10^{-7} 回/炉・年を下回ることを確認

<審査結果の概要>

自然現象及び人為事象に対して、安全機能が損なわれない設計方針であると判断

【要求事項】

- 火災(ナトリウム燃焼を含む。)により施設の安全性が損なわれないようにするために、必要に応じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響を軽減する対策を講じること

< 申請の概要 >

基本事項

- 火災の発生又はナトリウム漏えいに対し、**原子炉を停止**する。
- 安全機能を有する機器等を防護するため、火災区域・火災区画を設定
- ナトリウムを内包する機器等を設置する区画を火災区画として設定

【一般火災対策の基本的な考え方】

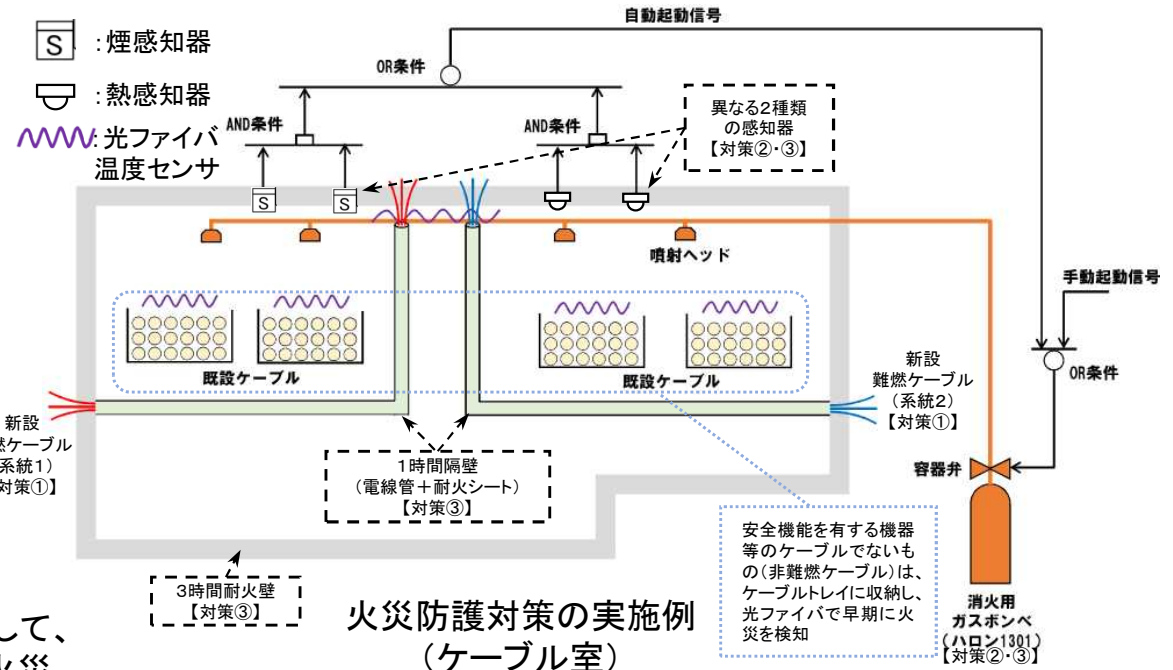
- 火災区域及び火災区画に対して、火災の**発生防止**、**火災の感知及び消火**、**火災の影響軽減**の**三方策を必要に応じて組み合わせ**た火災防護対策を講じる。

【一般火災対策の組合せの考え方】

- 安全機能を有する機器等に対し、以下の4つの観点を検討して、実用炉の火災防護基準による「①火災の発生防止」、「②火災の感知及び消火」、「③火災の影響軽減」を組み合わせる。
 - 不燃性材料で構成されるため、その機能が影響を受けない。
 - 環境条件から一般火災が発生しないため、その機能が影響を受けない。
 - フェイルセーフ設計のため、その機能を喪失しない。
 - 代替手段により機能を達成できるため、その機能を喪失しない。

	①発生防止	②感知・消火	③影響軽減
(a)～(d) 非該当	◎	◎	◎
(c) or (d) 該当	○	◎	○
(a) or (b) 該当	—	—	—

◎:実施 / ○:必要に応じて実施 / —:消防法又は建築基準法



火災防護対策の実施例 (ケーブル室)

出典: 常陽設置変更許可申請の補足説明資料を基に作成

【①発生防止】

- 不燃性材料、難燃性材料、難燃ケーブル(又は同等の性能を有する措置)を使用

【②感知及び消火】

- (1) 火災感知設備
 - 異なる2種類の感知器を組み合わせ設置
- (2) 消火設備
 - 消火器又は固定式消火設備を設置(ハロン消火設備)

【③影響軽減】

- 「3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離」又は「1時間の耐火能力を有する隔壁等による分離+火災感知・自動消火(中央制御室から20分未満でアクセス可能な場合、手動消火)」

Ⅲ. 第8条 内部火災への対策 (2/2)

< 審査書案 P.82 >

< 申請の概要 >

【ナトリウム燃焼対策の基本的な考え方】

- ナトリウム内包機器等を設置する火災区画に対して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**感知及び消火**、ナトリウム燃焼の**影響軽減**の**それぞれを考慮**した火災防護対策を講じる。

【漏えいの発生防止】

- 熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計
- 腐食防止: 冷却材純度管理、減肉対策: 肉厚管理
- 配管は、エルボを引き廻し、撓(とう)性を備えた設計

【漏えい検知、燃焼の感知及び消火】

(1) 漏えい検知設備

- 配管及び機器の構造等を考慮したナトリウム漏えい検出器を設置
- 誤作動防止のため、異物混入防止・電気的ノイズ等の対策を実施

(2) 燃焼感知設備

- ナトリウム燃焼への適用性を考慮し、煙感知器又は熱感知器を設置

(3) 消火設備

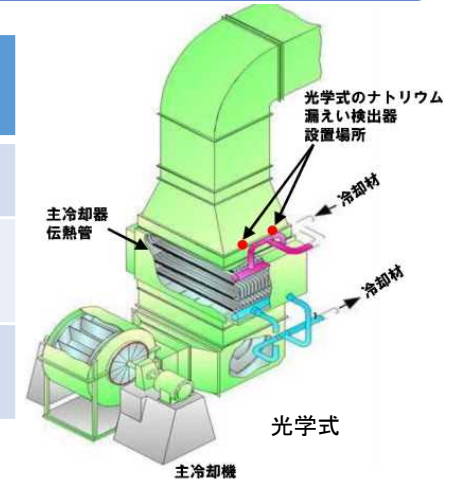
- ナトリウムの性状を考慮した消火剤を可搬式消火器に装填し、各所に分散配置

【影響軽減】

- 耐火能力を有する耐火壁又は隔壁により、他の火災区画と分離
- 燃焼抑制のため、原子炉格納容器(床下)等を窒素雰囲気で維持
- 漏えい量の低減による燃焼抑制のため、緊急ドレンができる設計
- 水素対策のため、窒素ガス供給設備を設置
- コンクリートとの接触を防止するため、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置
- 防煙ダンパ等によるナトリウムエアロゾルの拡散防止

	通電式 (プラグ型)	通電式 (リボン型)	光学式
1次系	有	なし	なし
2次系 (冷却器除く)	有	有	なし
2次系 (冷却器)	なし	なし	有

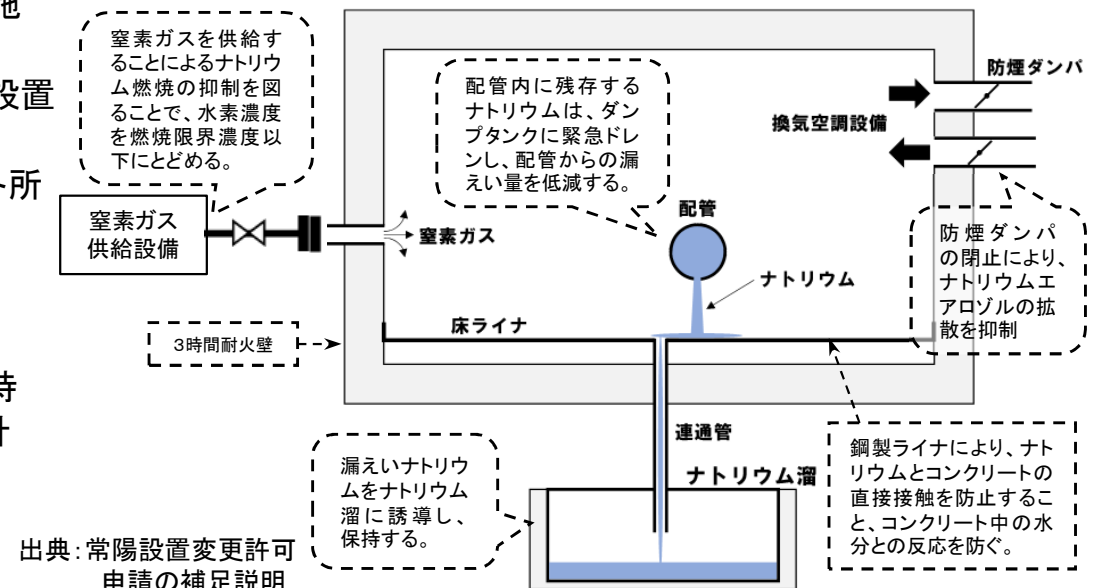
ナトリウム漏えい検出器の設置例



通電式(プラグ型)



通電式(リボン型)



出典: 常陽設置変更許可申請の補足説明資料を基に作成

ナトリウム燃焼の影響軽減対策の実施例(2次系配管室)

< 審査結果の概要 >

施設の特徴を考慮し、実用炉の火災防護基準を参考とした火災防護対策等を講じられることから、設置許可基準規則に適合するものと判断

IV. 多量の放射性物質等を放出する事故 (BDBA)の拡大の防止

IV-1. 事故の想定

IV-2. 有効性評価の代表事例

IV-3. BDBAを超えた施設損壊への対応

IV-1. 事故の想定

BDBAを想定する際の考え方

< 審査書案 P.159 >

< 要求事項 >

発生頻度が設計基準事故 (DBA) より低い事故であって、多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合 (Beyond DBA) において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

< 常陽におけるBDBAの事象選定の考え方 >

要求事項 (規則解釈) に示される具体的な事故の例は、炉心冷却の失敗に限定されているため、これに限らず、既往の研究等も踏まえ、以下のとおり事象選定の考え方を明確化*

① 炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故

- (a) 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を起因事象として、設計基準事故対処設備の安全機能喪失の組み合わせを想定した事故
- (b) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した事故
- (c) ナトリウム冷却型高速炉の従来知見を反映した事故

② 原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故

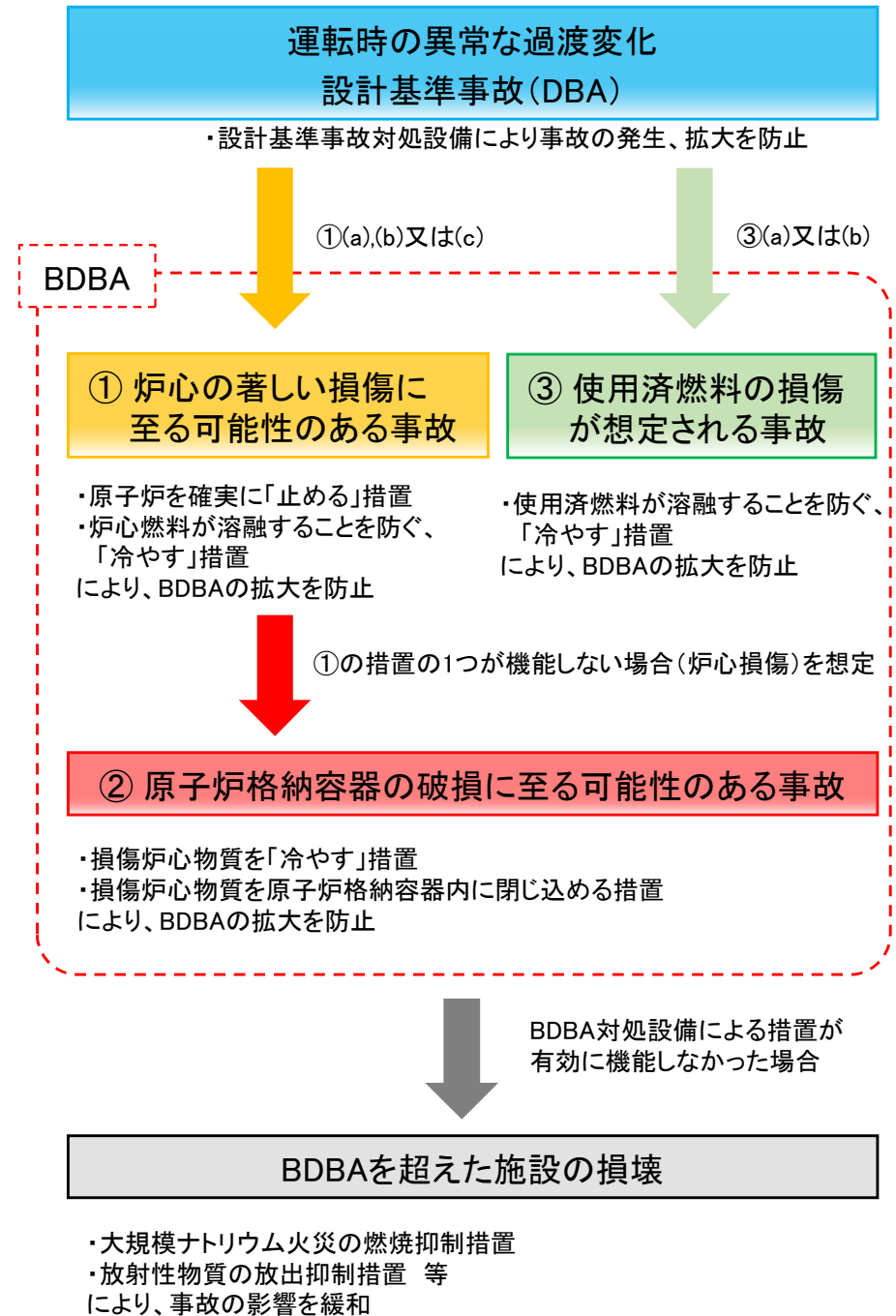
①の事故を対象とし、事故を防止するために有効性があると確認された設備 (BDBA対処設備) のうち、1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至った場合を想定し、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故とした。

③ 使用済燃料の損傷が想定される事故

- 設置許可基準規則解釈に基づき、以下を選定
- (a) 使用済燃料貯蔵設備への水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなる事故
 - (b) 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなる事故

< BDBAに対する措置の考え方 >

①から③の事故に対処するための措置 (BDBA対処設備、手順、体制) を検討し、その有効性を確認する。(措置の有効性評価)



IV-1. 事故の想定

BDBAの事象選定(事故シーケンスグループ、評価事故シーケンス)

<審査書案 P.159>

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

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

1次主循環ポンプ軸固着
+ 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

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次冷却材漏えい+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

燃料集合体の流路閉塞による破損

LF 局所的燃料破損

流路閉塞事象
(燃料集合体内の複数個所の閉塞)

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)

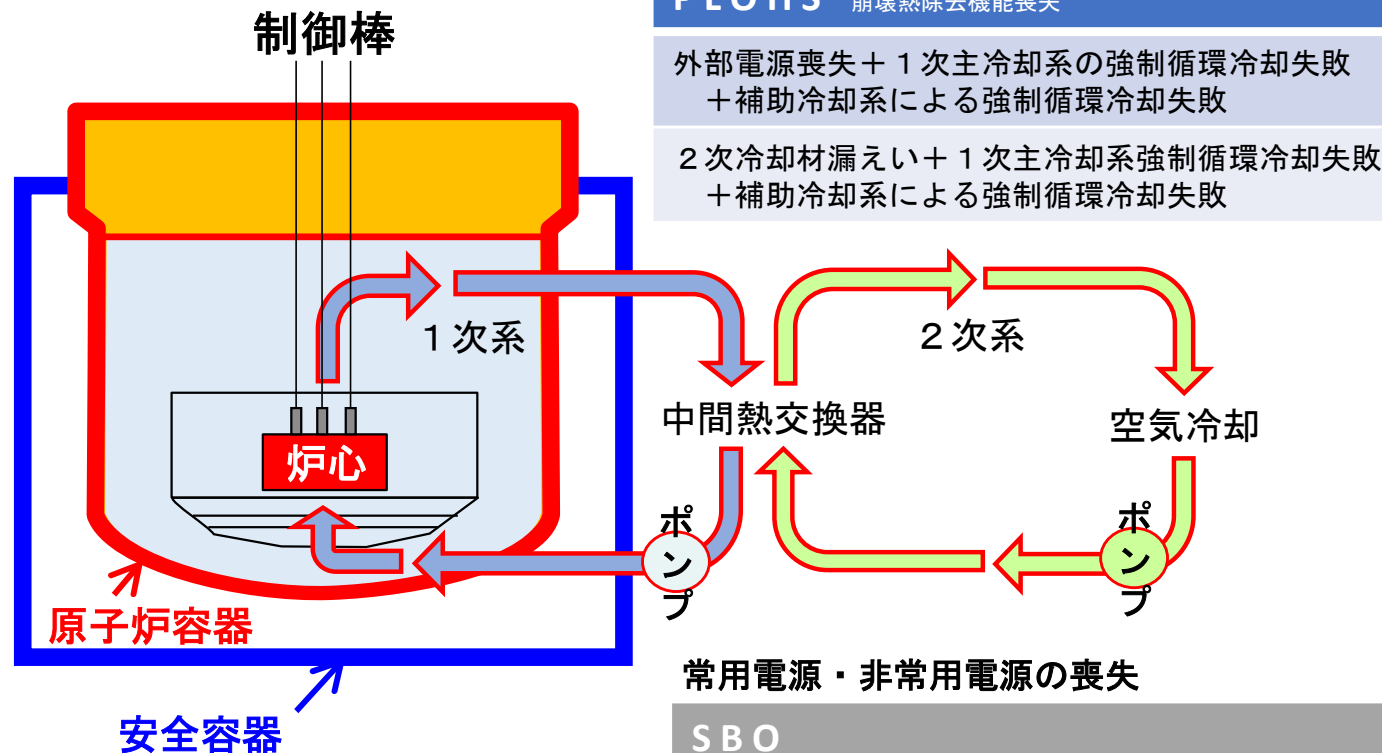
LORL

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

1次主冷却系配管の内管破損+外管破損

安全容器内配管の内管破損+外管破損

1次補助冷却系配管の内管破損+外管破損



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次主冷却系強制循環冷却失敗
+補助冷却系による強制循環冷却失敗

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

<審査結果の概要>

申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した評価事故シーケンスは、常陽の特徴を踏まえた妥当なものであることを確認した。

出典: 高速実験炉「常陽」の新規制基準適合性に係る申請書の補正(第3回)の概要について(2023年2月22日)を基に作成

IV-1. 事故の想定 常陽におけるbdba対策とは

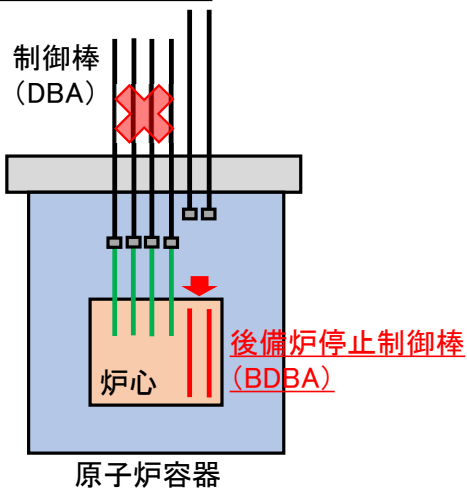
< 審査書案 P.159 >

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、

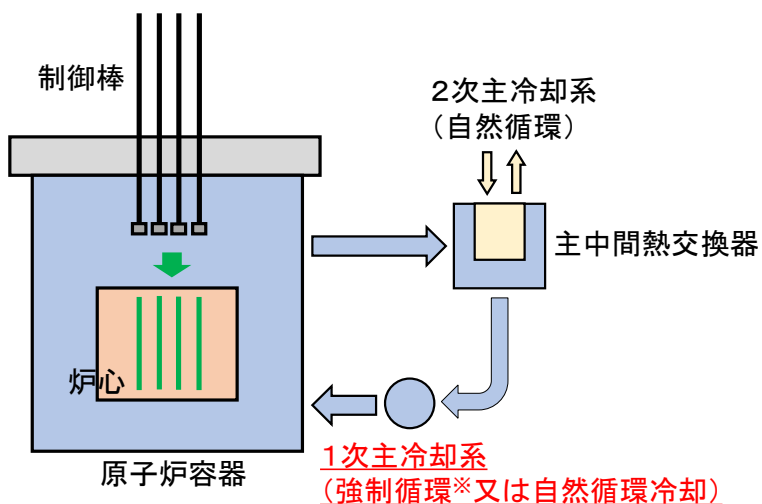
- ① 原子炉を確実に停止し、炉心を冷却することにより、炉心の著しい損傷を防止する。
- ② 仮に、炉心の著しい損傷に至ったとしても、原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込める。

① 炉心損傷防止の考え方

- 原子炉を確実に停止する。

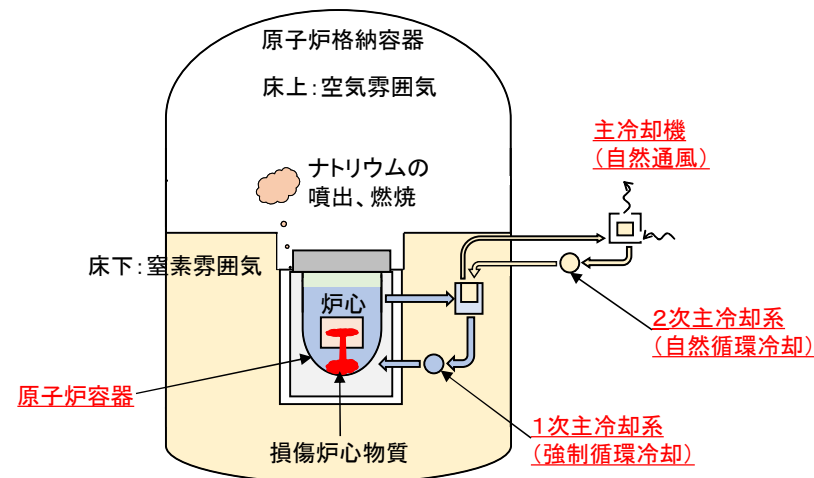


- 強制循環又は自然循環により、炉心を冷却する。

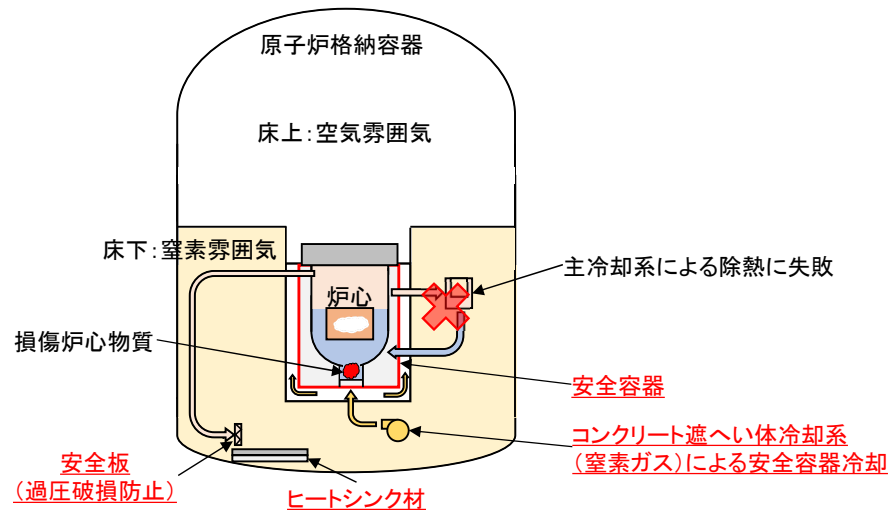


② 原子炉格納容器破損防止の考え方

- 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。



※ 強制循環には、1次主冷却系のほか、補助冷却設備が利用できる場合がある。

IV-2. 有効性評価の代表事例

ULOF(炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失)の特徴と主な対策(1/4)

<審査書案 P.171>

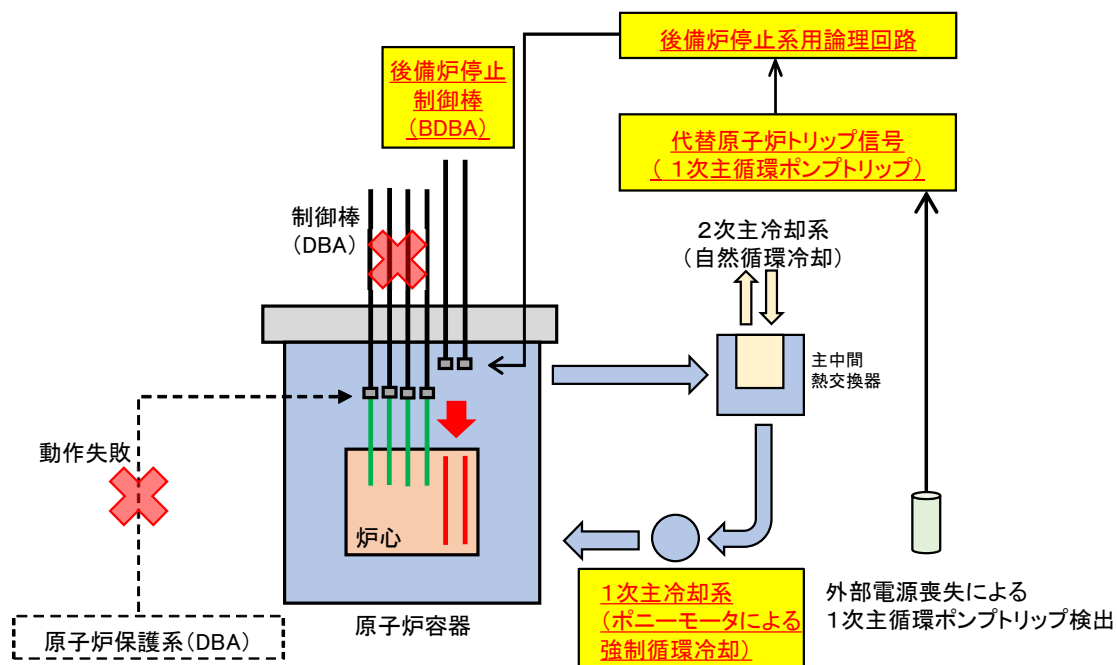
<事故の想定>

外部電源喪失+制御棒挿入失敗

<事故の特徴>

- ① 外部電源喪失により炉心流量が喪失し、制御棒の挿入に失敗した場合、炉心で発生する熱を除去できなくなり、炉心の昇温によって短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 炉心の著しい損傷に至った場合、燃料凝集に伴う即発臨界超過で放出されるエネルギーによって、原子炉容器の上部から原子炉格納容器内(空気雰囲気)にナトリウムが噴出する可能性があり、ナトリウムが急激に燃焼すると、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。また、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積するため、その崩壊熱によって原子炉容器を破損させ、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

<① 炉心損傷防止措置の概要>



<要求事項>

- ① 炉心の著しい損傷を防止
 - 原子炉を停止する。
 - 炉心を冷却する。
 - 原子炉冷却材バウンダリを健全に維持する。
- ② 原子炉格納容器の破損を防止
 - 損傷炉心物質を原子炉容器内に閉じ込める。
 - 原子炉格納容器バウンダリを健全に維持する。
 - 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止する。
 - 放射性物質の総放出量をできるだけ小さく留める。

原子炉の停止

- 設計基準事故対処設備の制御棒(主炉停止系)から独立した「後備炉停止制御棒」を2本配置し、この後備炉停止制御棒2本を挿入することにより、原子炉を停止する。
- 後備炉停止制御棒は、設計基準事故対処設備から独立した「代替原子炉トリップ信号」及び「後備炉停止系用論理回路」により、確実に動作させる。

原子炉の冷却、原子炉冷却材バウンダリの健全性維持

- 後備炉停止制御棒による原子炉停止後、ポニーモータにより駆動する1次主循環ポンプにより炉心流量を確保して原子炉を冷却するとともに、原子炉冷却材バウンダリを健全に維持する。

IV-2. 有効性評価の代表事例

ULOF(炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失)の特徴と主な対策(2/4)

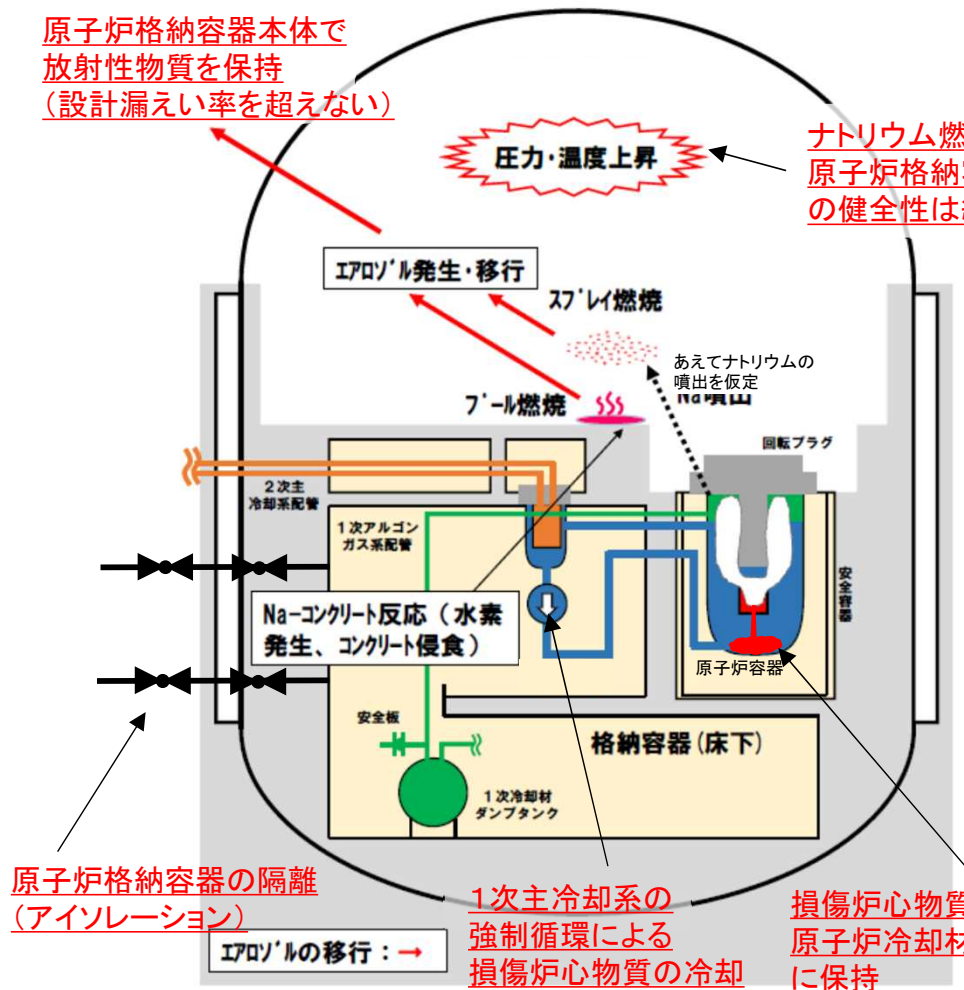
<審査書案 P.219>

<② 格納容器破損防止措置の概要>

炉心損傷防止措置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。

原子炉格納容器本体で
放射性物質を保持
(設計漏えい率を超えない)

ナトリウム燃焼によっても、
原子炉格納容器バウンダリ
の健全性は維持される



原子炉格納容器の隔離
(アイソレーション)

1次主冷却系の
強制循環による
損傷炉心物質の冷却

損傷炉心物質そのものは、
原子炉冷却材バウンダリ内
に保持

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。
- 原子炉容器内の冷却材ナトリウムは、原子炉格納容器床上(空気雰囲気)に噴出することはない。
- 原子炉容器内に堆積した損傷炉心物質(デブリベッド)は、1次主冷却系の強制循環冷却により安定に冷却、維持される。

原子炉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、原子炉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

- 原子炉格納容器外へのCs-137の総放出量は約0.33TBqであり、100TBqを十分に下回る。

<審査結果の概要>

- 申請者が計画している炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、事象進展の特徴を捉えたものであり、解析コードや解析条件の不確かさを考慮しても、有効な措置であることを確認した。
- 格納容器破損防止措置のうち、損傷炉心物質の凝集に伴い発生する即発臨界超過により放出されるエネルギーについては、規制委員会が実施した要素評価によって、申請者の評価結果が保守的なものであることを確認した。

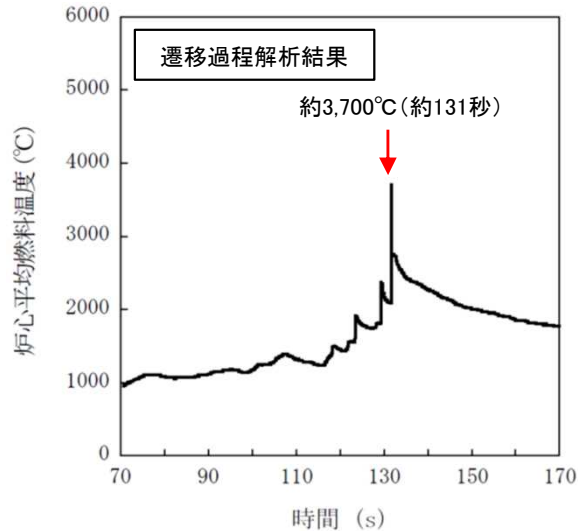
IV-2. 有効性評価の代表事例

ULOF(炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失)の特徴と主な対策(3/4)

<審査書案 P.219>

<機械的応答過程の解析結果>

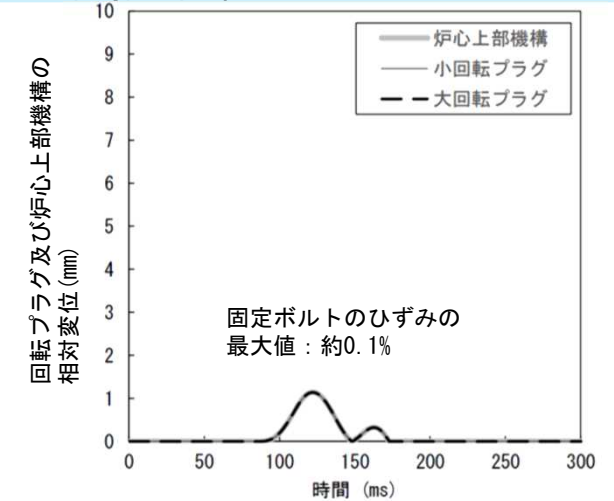
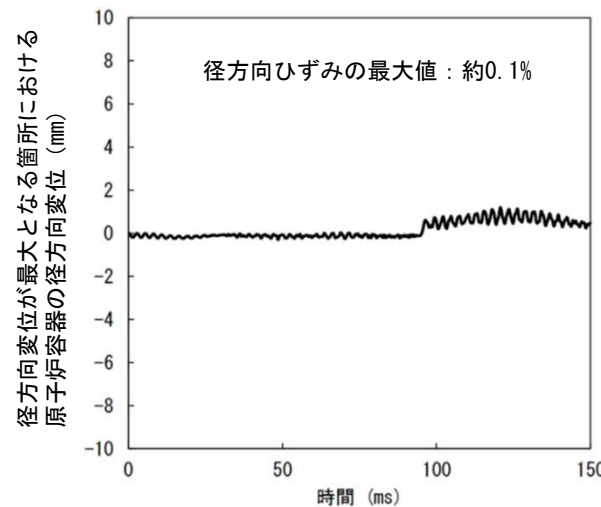
- 機械的負荷による原子炉容器に生ずる径方向ひずみの最大値は0.1%程度であり、許容限界である10%を超えない。
- 回転プラグの浮き上がりにより固定ボルトに生じるひずみは最大でも0.1%程度であり、破断伸びである15%を超えない。



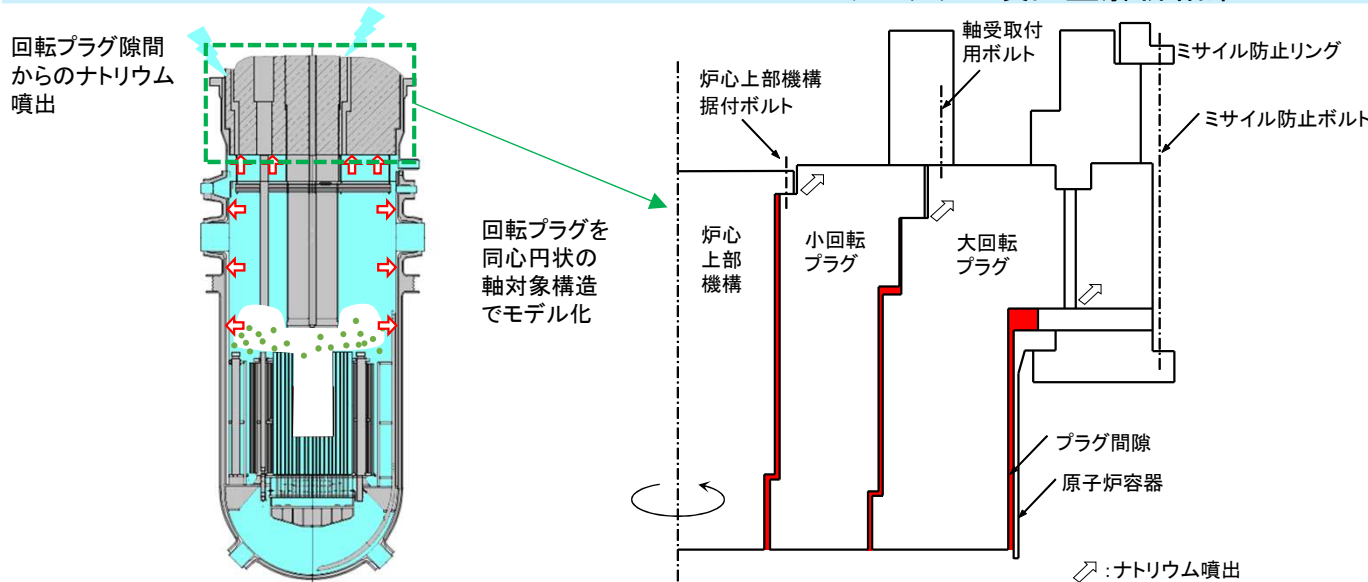
炉心平均燃料温度が最高値の時点初期条件として評価を実施



原子炉容器の構造応答解析結果



ナトリウム噴出量解析結果



- 赤のハッチング部分は回転プラグの間隙部で、冷却材ナトリウムの流路となり得る。
- 間隙容量は、炉心上部機構111kg、小回転プラグ315kg、大回転プラグ517kgであり、この容量を超えて冷却材ナトリウムが流入すると、原子炉格納容器(床上)に噴出する。
- 間隙部に流入する冷却材ナトリウムは、大回転プラグの間隙に約7kgであり、間隙容量を下回ることから、原子炉格納容器(床上)に噴出することはない。

出典: 常陽設置変更許可申請の補正申請書(令和5年4月19日)を基に作成

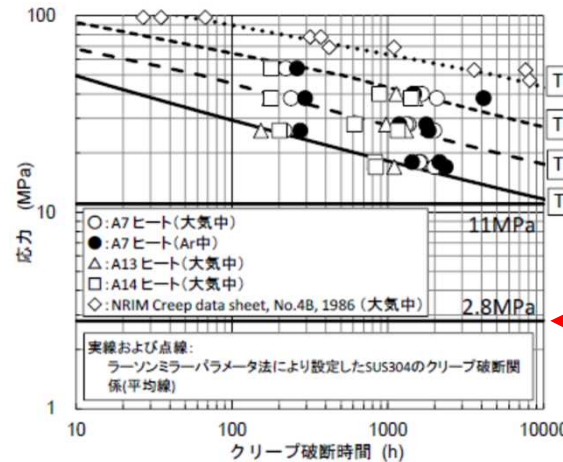
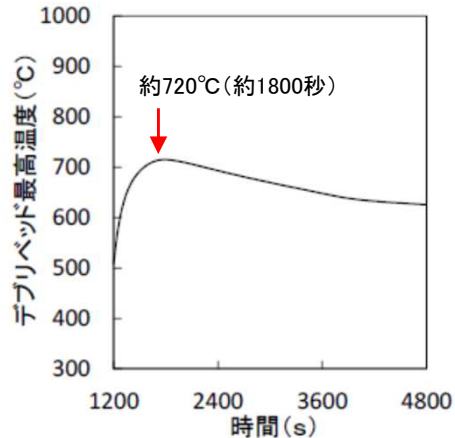
IV-2. 有効性評価の代表事例

ULOF(炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失)の特徴と主な対策(4/4)

<審査書案 P.219>

<再配置・冷却過程の解析結果>

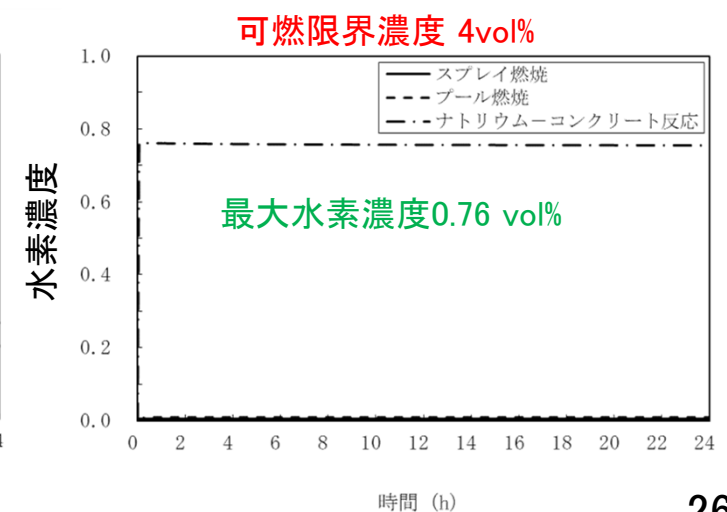
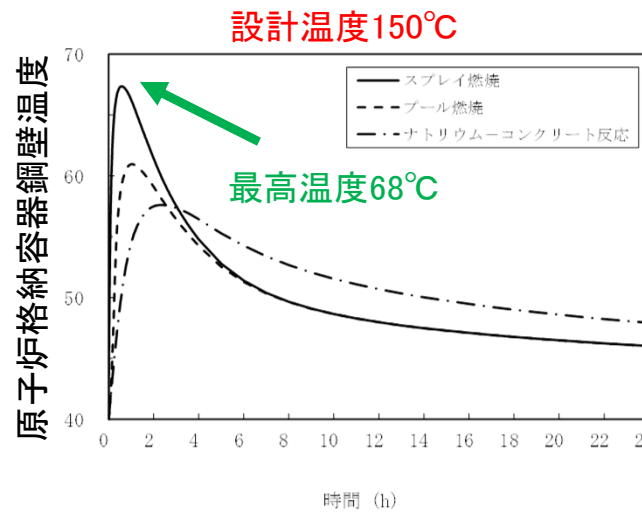
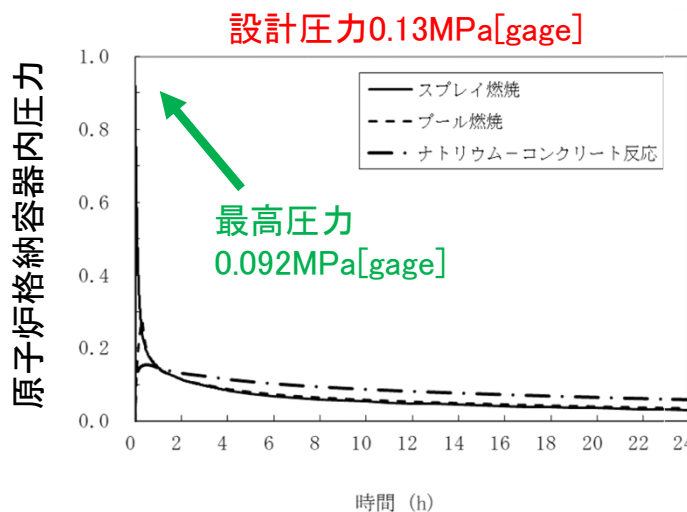
- 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。
- 原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa(1次応力)であり、原子炉容器がクリープ破断に至ることはなく、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。



デブリベッド温度を750°Cとしても、原子炉容器がクリープ破断に至る応力に対して、デブリベッド重量等により発生する応力は小さく、余裕がある。

<格納容器応答過程の解析結果> あえて230kgの冷却材ナトリウムが原子炉格納容器(床上)に噴出すると仮定

- 原子炉格納容器(床上)の雰囲気圧力、鋼壁温度が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約0.092MPa[gage]、最高温度は約68°Cまで上昇するが、原子炉格納容器の設計圧力、設計温度を超えない。
- ナトリウムのプール燃焼を想定したナトリウム-コンクリート反応では、最大水素濃度は約0.76vol%まで上昇するが、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。



IV-2. 有効性評価の代表事例

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)の特徴と主な対策 (1/3) <審査書案 P.193>

<事故の想定>

原子炉容器液位確保機能喪失(主冷却系配管等で冷却材が漏えい)

<事故の特徴>

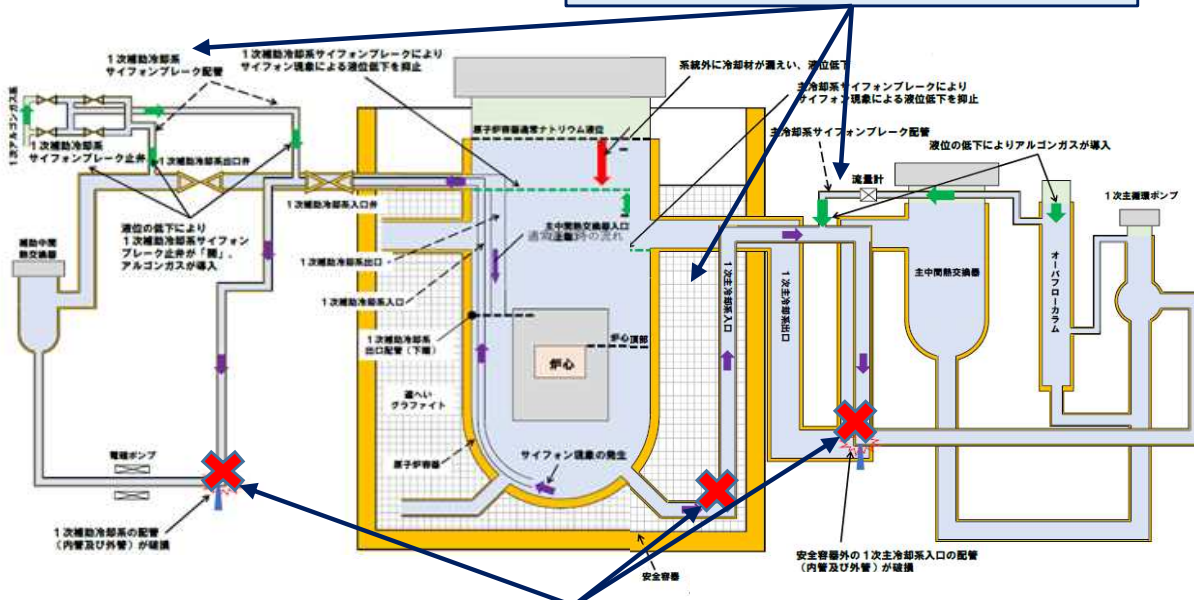
- ① 原子炉容器液位の確保に失敗し、崩壊熱除去機能が喪失すると炉心の露出によって著しい炉心損傷に至る可能性がある(ナトリウムのサブクール度が大きく低圧系であり減圧沸騰しないため、事象進展は緩慢である)。
- ② 炉心損傷防止措置(例:補助冷却設備)が機能しないことを仮定すると、ナトリウムの蒸発によって原子炉液位が低下して炉心が露出し、炉心損傷に至る(炉内事象過程)。損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積することによりクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内へ流出・堆積する(炉外事象過程)。炉内事象過程で流出したナトリウムによって原子炉格納容器に対する負荷が生じる(格納容器応答過程)。

<要求事項>

- ① 炉心の著しい損傷を防止
 - ・ 原子炉を停止する。
 - ・ 炉心を冷却する。
- ② 原子炉格納容器の破損を防止
 - ・ 損傷炉心物質を原子炉容器又は安全容器に閉じ込める。
 - ・ 原子炉格納容器バウンダリを健全に維持する。
 - ・ 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止する。
 - ・ 放射性物質の総放出量をできるだけ小さく留める。

<① 炉心損傷防止措置の概要>

対策:サイフォンブレークの設置
又は安全容器内でのナトリウムの保持



事故の想定:いずれかの場所から漏えい。

漏えい口の大きさは、設計基準事故の想定から過大な保守性を除いて設定

原子炉の停止

- ・ 原子炉容器液位低信号により制御棒(主炉停止系)を挿入し、原子炉を未臨界に移行させる。

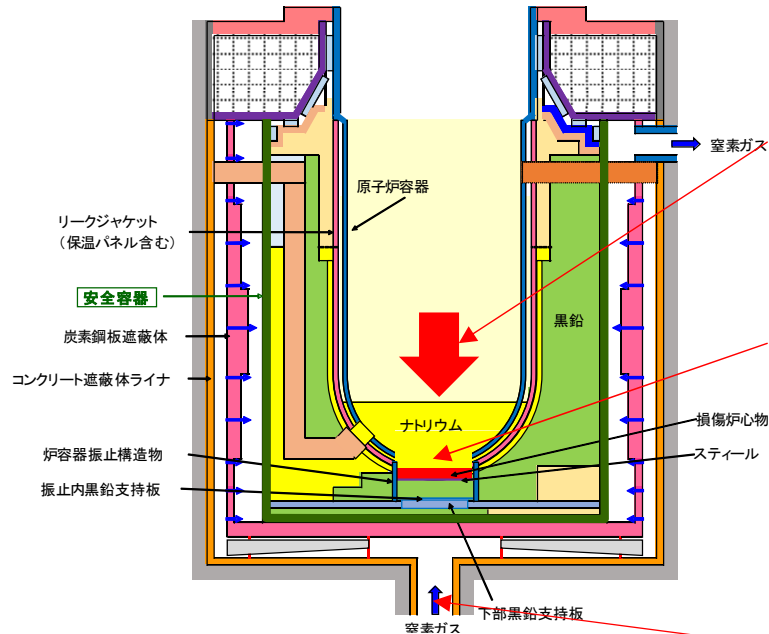
原子炉の冷却、原子炉冷却材バウンダリの健全性維持

- ・ 原子炉冷却材バウンダリの構造は熱応力等によるクリープ疲労を考慮するとともに、多重壁構造とする。
- ・ 炉心より低所における内壁と外壁の両方の破損に対して、安全容器、サイフォンブレイクにより原子炉液位を確保し、原子炉液位が燃料頂部付近に低下しても機能する補助冷却設備により炉心を冷却する。
- ・ 主冷却系は、原子炉液位が確保できれば自然循環冷却が可能である。

IV-2. 有効性評価の代表事例

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)の特徴と主な対策 (2/3) <審査書案 P.272>

<② 格納容器破損防止措置の概要>



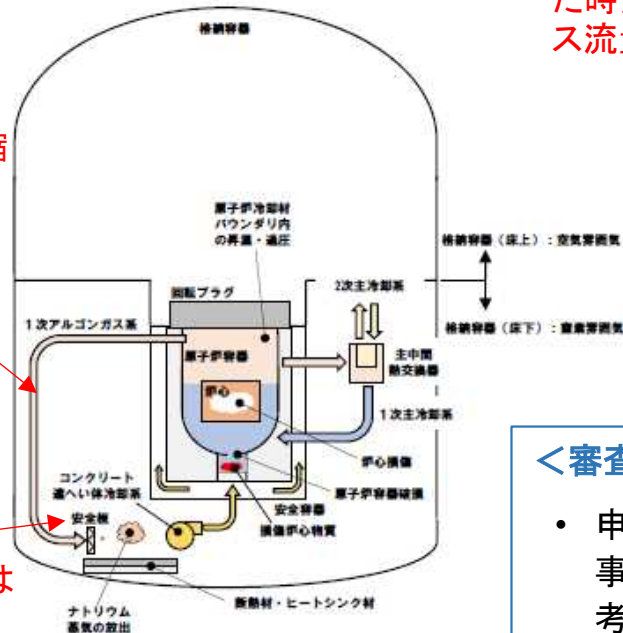
損傷炉心物質の全量が炉心露出時の崩壊熱で流出する

原子炉容器耐震振れ止め内側に円筒形の塊状に堆積する。

運転員は崩壊熱除去失敗と判断した時点で窒素ガス流量を調節する。

ナトリウム蒸気の移送経路では凝縮及び凍結による閉塞を防止する。

安全板の作動圧は9.8kPa[gage]



損傷炉心物質の閉じ込め

- 原子炉容器がクリープ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側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。

原子炉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及びヒートシンク材を設けて鋼製ライナへの影響を緩和する。
- 原子炉格納容器内に流出したナトリウムに対して、原子炉格納容器(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

- 原子炉格納容器外へのCs-137の総放出量は、約 4.4×10^{-3} TBq以下であり、100TBqを十分に下回る。

<審査結果の概要>

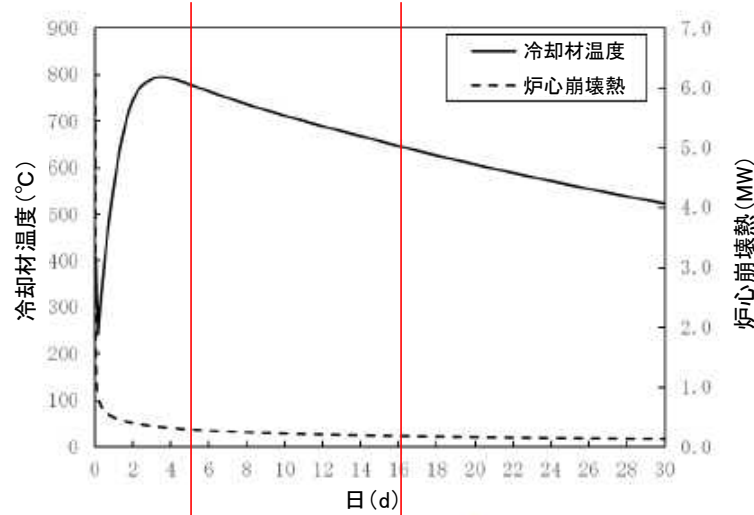
- 申請者が計画している炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、事象進展の特徴を捉えたものであり、解析コードや解析条件の不確かさを考慮しても、有効な措置であることを確認した。

IV-2. 有効性評価の代表事例

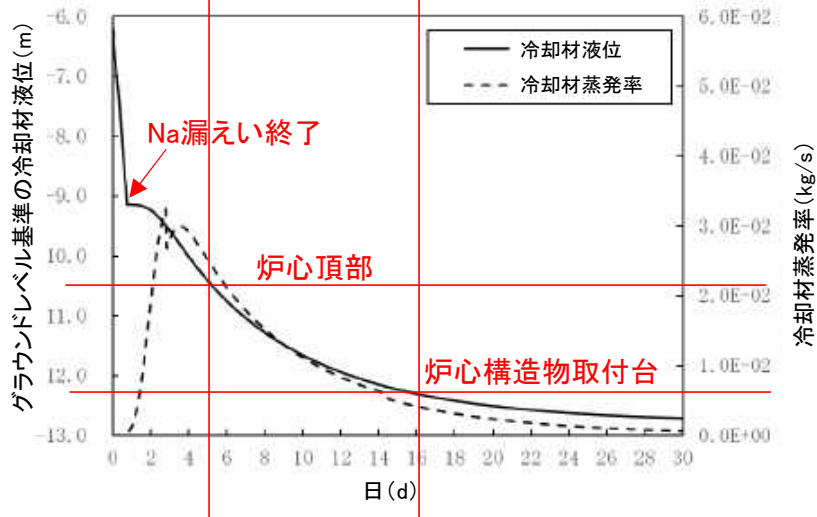
LORL(原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失)の特徴と主な対策 (3/3) <審査書案 P.272>

<③ 原子炉容器内の解析結果>

- 安全容器内の漏えいを想定。原子炉容器液位は通常時より約3m低下して平衡する。
- 事故発生後、約5日で炉心頂部が露出する。このときの崩壊熱は約240kWである。



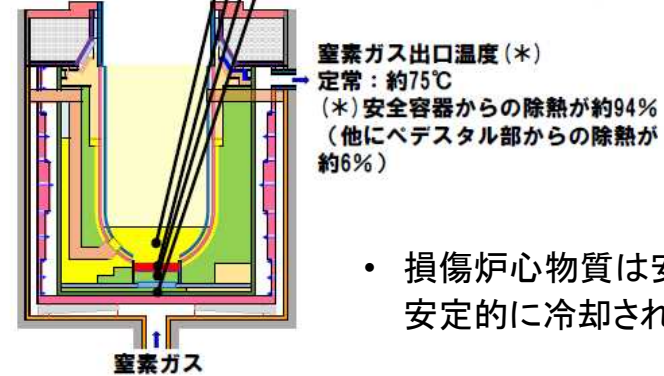
第4.3.3.9.6図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)



<④ 原子炉容器破損後、安全容器内の解析結果>

領域	最高温度 [°C]
ナトリウム	約350
損傷炉心物質	約860
遮へいグラフィット	約530
安全容器	約330

(安全容器設計温度: 450°C)



- 損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却される。

<⑤ 原子炉格納容器の解析結果>

- 原子炉格納容器バウンダリの健全性は維持される。

床上	最高圧力	約3.2kPa	ナトリウム蒸気が多量となる場合
	鋼壁温度	42°C	
床下	最高圧力	約6.4kPa	安全容器外で1次主冷却系からナトリウムが漏洩する場合
	鋼製ライナ最高温度	約160°C	
	コンクリート最高温度	約96°C	

IV-2. 有効性評価の代表事例 SBO(全交流動力電源喪失)への対策

<審査書案 P.208>

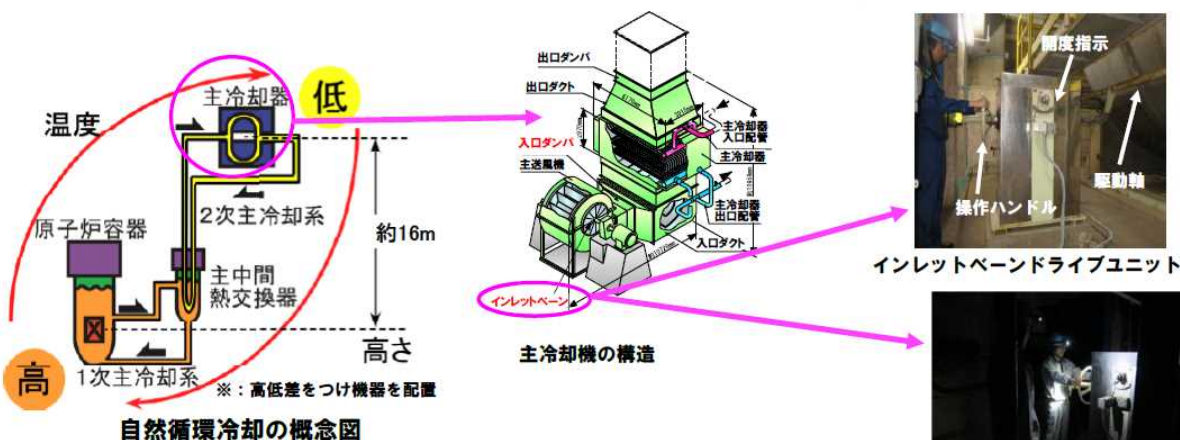
<事故の想定> 全交流動力電源喪失

<事故の特徴>

- ① 外部電源が喪失し、原子炉が自動停止した後、非常用ディーゼル発電機の自動起動に失敗する。炉心の冷却機能が喪失することから**炉心の露出**によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 自然循環冷却は**信頼性**が高く、1系統でも炉心冷却に有効であり、炉心が著しい損傷に至らないことを確認できれば、炉心損傷防止措置がそのまま格納容器破損防止措置にもなる。

<要求事項>

- ① 炉心の著しい損傷を防止
 - ・ 原子炉を停止する。
 - ・ 炉心を冷却する。
- ② 原子炉格納容器の破損を防止
 - ・ (炉心の著しい損傷を防止できることを確認した上で)原子炉冷却材バウンダリを健全に維持する。



- ・ 適切な**高低差**で**機器を配置**し、冷却材の密度差を駆動力とした主冷却系の**自然循環冷却**により崩壊熱を除去する。
- ・ **仮設電源設備**は、全交流動力電源喪失後、直流及び交流無停電電源電源系が枯渇する**2時間以内**に、所定の場所に配備して電源盤等に**接続**する。
- ・ 仮設電源設備の**保管場所は2箇所**とし、**移動ルートも2系統**用意する。

原子炉の停止及び冷却、原子炉冷却材バウンダリの健全性維持

- ・ 外部電源喪失による原子炉トリップ信号により制御棒(主炉停止系)を挿入し、原子炉を未臨界に移行させる。
- ・ 原子炉停止後の崩壊熱除去期間中に、全交流動力電源が喪失し、強制循環冷却に失敗した場合に、主冷却系の自然循環により崩壊熱を除去する。
- ・ 無停電電源により機能する温度制御系及びタンクに蓄えられている圧縮空気によりインレットベーン等を駆動し、冷却材温度を制御する。インレットベーンの開度は、自動的に制限され、過冷却を防止する。

全交流動力電源喪失が長期化した場合

- ・ 仮設電源設備からの給電又は仮設計器により冷却材温度等を監視する。
- ・ 手動でインレットベーン等の開度を調整する。

<審査結果の概要>

- ・ 申請者が計画している炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、事象進展の特徴を捉えたものであり、有効な措置であることを確認した。

- 有効性評価で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対する設備及び手順が有効に機能しなかった事態を想定し、その対策を要求
 - ・ 原子炉格納容器又は主冷却機建物に内包する設備の損壊による大規模ナトリウム火災を想定すること
 - ・ 設備のフラジリティを考慮し、安全余裕が少ない機器の損壊によるナトリウム漏えいを想定すること
- 原子炉格納容器床下は、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ことを想定すること
- 想定したBDBAを超えた施設の損壊に対して、消火活動及び放射性物質の放出低減のために必要な手順書、体制及び資機材の整備等を要求

主な確認内容

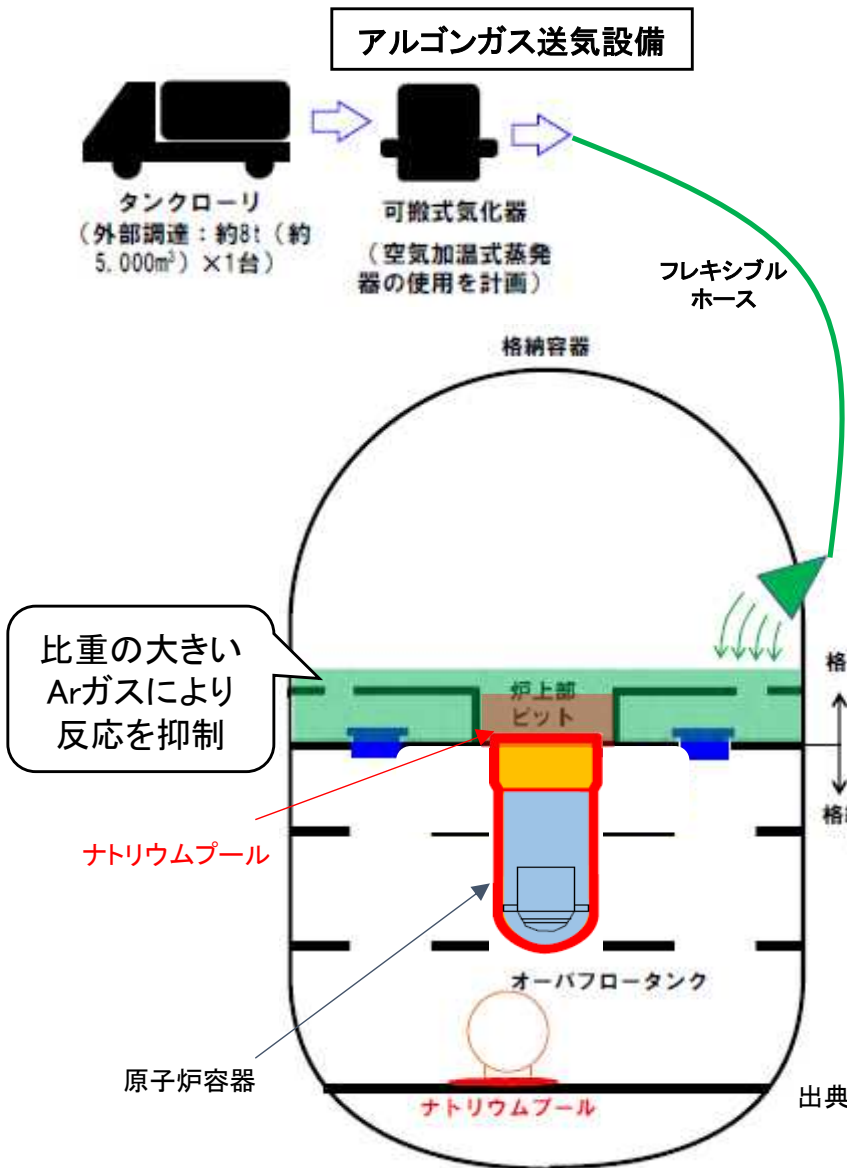
- BDBAで想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生として、想定すべき事象を以下のとおり選定
 - ・ 大規模な自然災害によって、原子炉格納容器及び主冷却機建物に内包する相対的に安全余裕の小さい機器が損壊し、大規模ナトリウム火災が発生する。この際、原子炉格納容器（床下）は、窒素雰囲気による不活性化が維持されない状態となる。
 - ・ 故意による大型航空機の衝突によって、航空機燃料による油火災と衝突を受けた建物に内包する設備の損壊による大規模ナトリウム火災が重畳した大規模な火災が発生する。
- 可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順書を整備
- 通常と異なる対応が必要な場合でも柔軟に対応できるよう体制を整備
- 設備の配備にあたっては、設備の共通要因による損傷を防止、複数の可搬型設備の損傷を防止するよう配慮

＜審査結果の概要＞

- ・ BDBAを超えた施設の損壊に対して、必要な手順や体制等が適切に整備される方針であることを確認した。

原子炉建物等から100m以上
離隔をとって配置

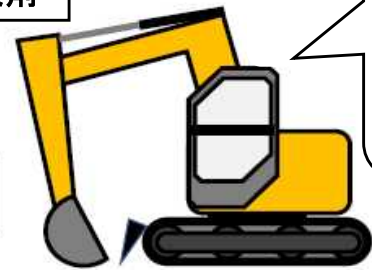
<ナトリウムの燃焼抑制>



特殊化学消火剤



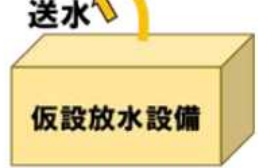
乾燥砂



遠隔から特殊
化学消火剤
又は乾燥砂を
散布

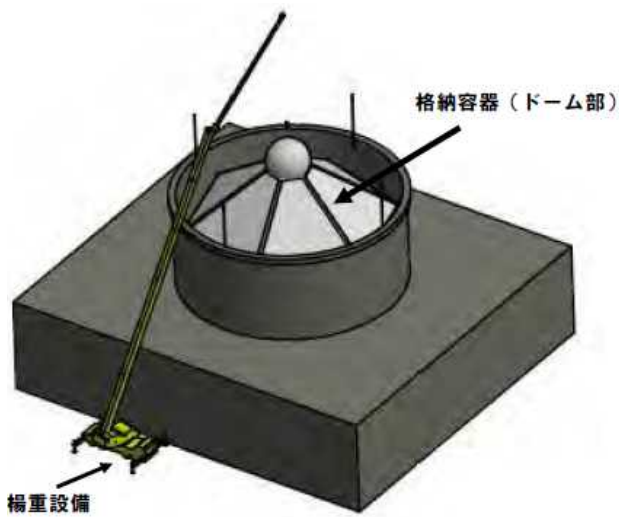
油圧ショベル

<消火設備>



仮設放水設備

<放射性物質の放出抑制>



仮設カバーシート



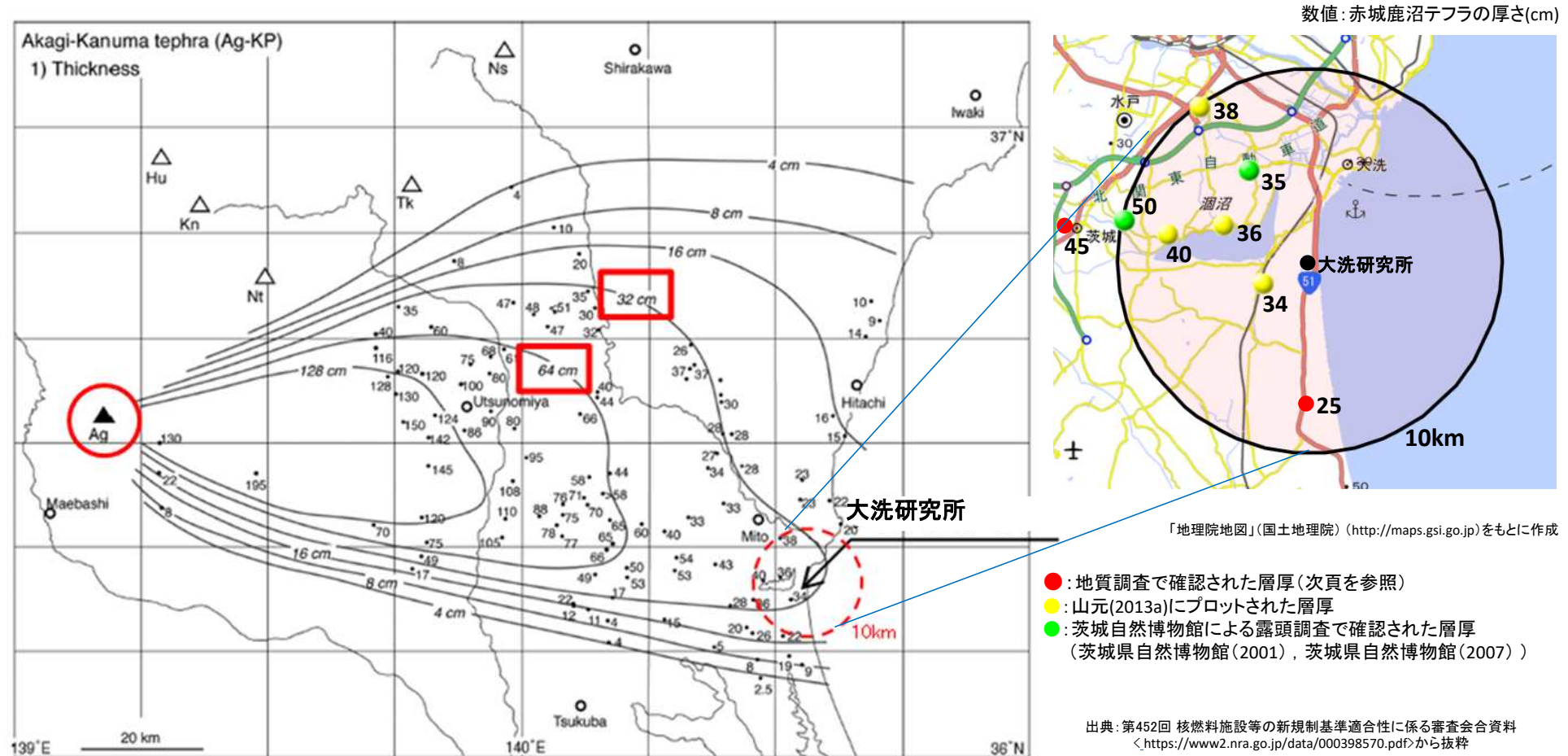
仮設放水設備

出典：常陽設置変更許可
申請の補足説明資料
を基に作成

參考資料

< 申請の概要 >

- 降下火砕物については赤城鹿沼テフラを考慮し、地質調査等に基づき設計層厚を50cm、密度を1.5g/cm³と設定



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；Nt = 男体火山；Tk = 高原火山。

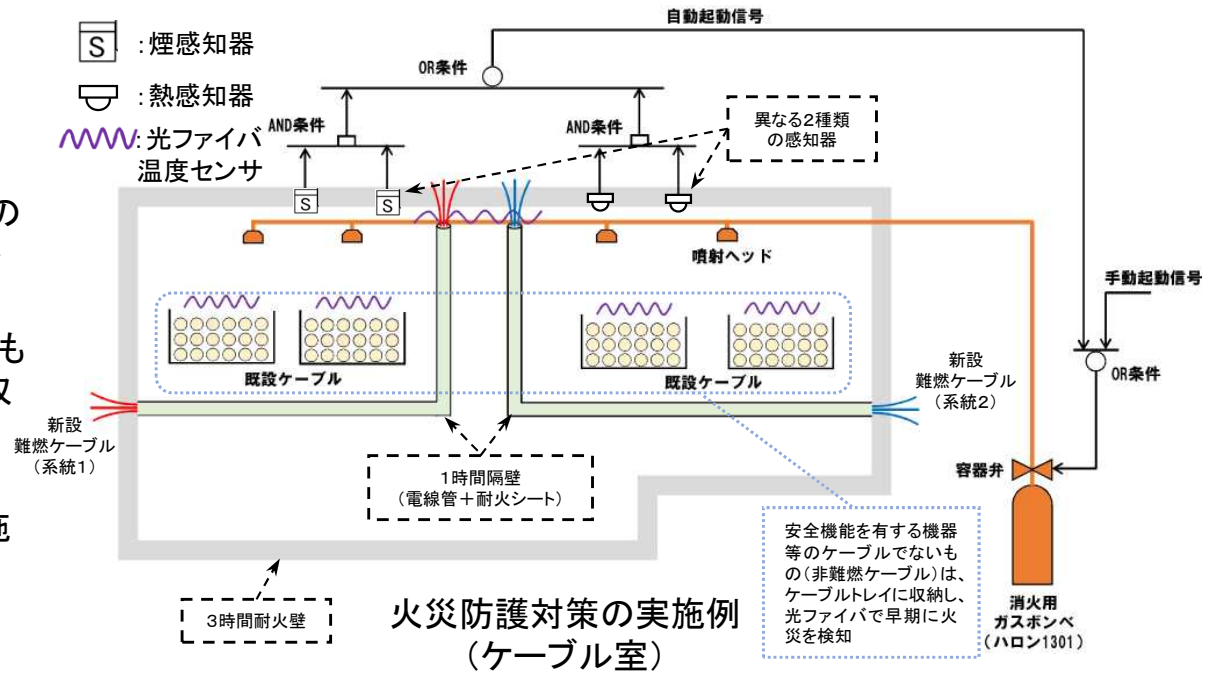
赤城鹿沼テフラの等層厚線図(山元(2013a))

< 審査結果の概要 >

降下火砕物の設定について、妥当なものであると判断

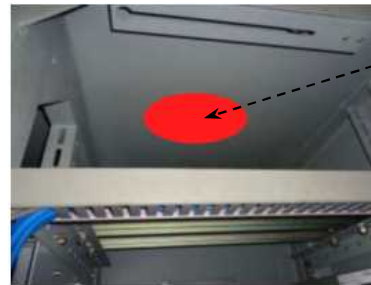
【ケーブル室】

- 全域ガス自動消火設備により消火
- 異なる2種類の火災感知器(煙・熱)に加え、ケーブルの発火を早期に検知できるよう、光ファイバ温度センサを設置
- 火災防護対象ケーブルは、難燃ケーブルに敷き直とともに、異なる系統ごとに耐火シートを敷設した電線管に収納(1時間耐火)することで系統を分離
- 上記対策が困難な狭隘部は、光ファイバ温度センサを設置し火災を早期に検知するとともに、耐火テープを施工することで影響を軽減



【中央制御室】

- 中央制御室制御盤内には煙感知器を設置
- 盤内配線は、異なる系列を分離するため、耐火テープにより離隔を確保
- 消火活動の手順を定め、訓練を実施



煙感知器の設置箇所例

中央制御室制御盤内の煙感知器設置イメージ

出典: 常陽設置変更許可申請の補足説明資料を基に作成

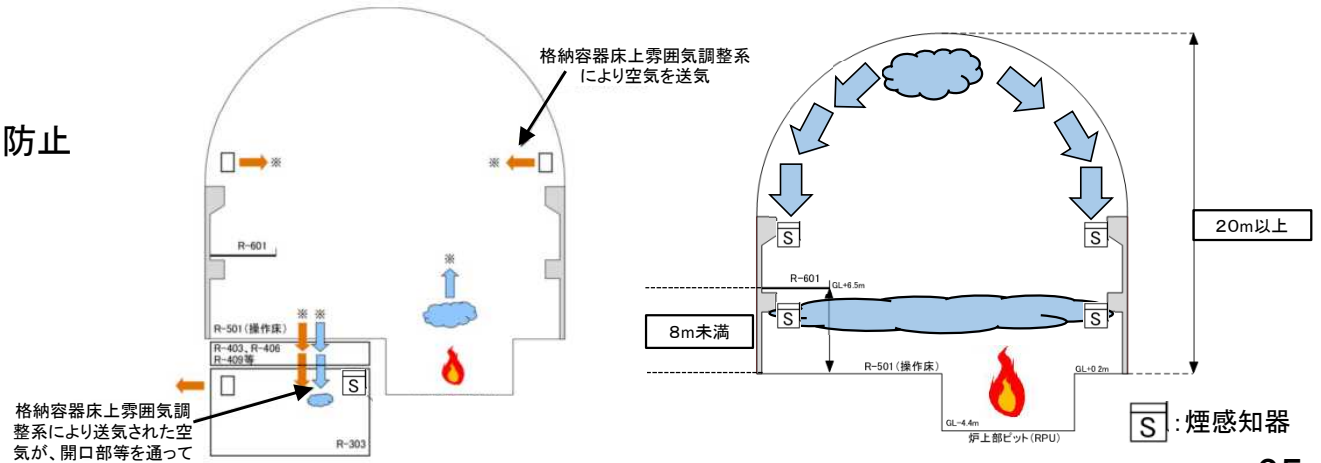
【原子炉格納容器】

< 格納容器(床下) >

- プラント運転中、窒素置換により火災の発生を防止
- 火災感知器の設置及び空気雰囲気置換後に火災感知器を交換

< 格納容器(床上) >

- 空気・煙の流れを考慮した煙感知器の設置(実用炉の審査実績を踏まえた対策を実施)
- 複数のアクセスルート確保
- 隔壁等による火災の影響の軽減



格納容器(床上)の火災感知器設置イメージ

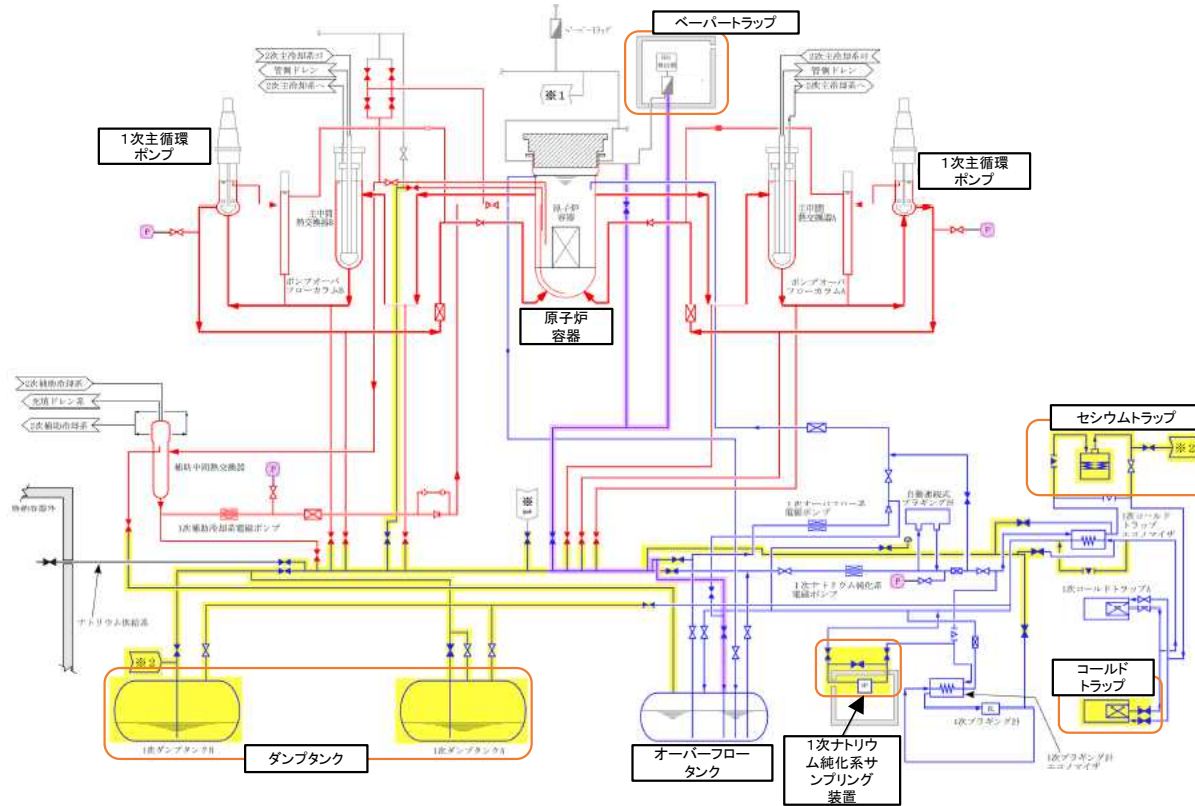
- ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画について、ナトリウム漏えいの発生防止、ナトリウム漏えいの検知、ナトリウム燃焼の感知及び消火、ナトリウム燃焼の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計としていることを確認

【漏えいの発生防止】

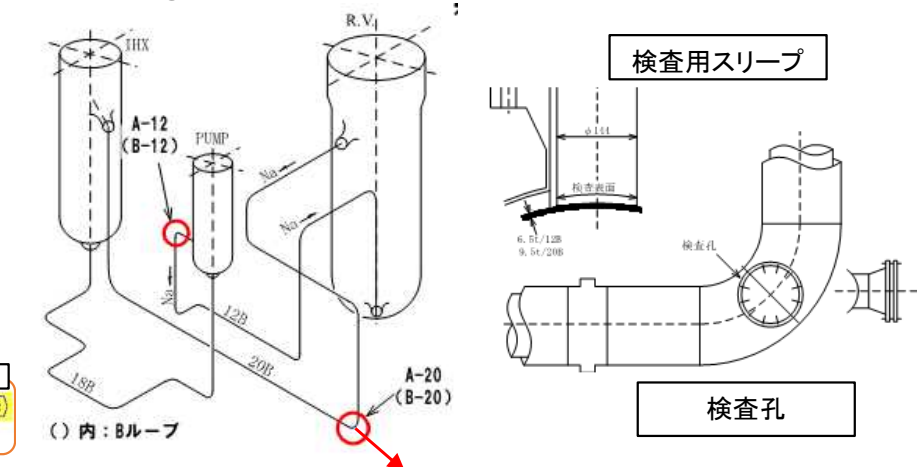
- ① 設計、製作等について品質管理・工程管理を実施
- ② 冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計
- ③ 腐食を防止するため冷却材純度を適切に管理、減肉に対する肉厚管理
- ④ 配管は、エルボを引き廻し、とう性を備えた設計



③の例：主冷却器伝熱管の肉厚確認結果



②の例：耐震設計の概念図(1次系)



③・④の例：検査孔からのホットレグ内管の外観確認結果

【漏えい検知、燃焼の感知及び消火】

(1) 漏えい検知設備

- ・ ナトリウムを内包する配管及び機器の構造等を考慮したナトリウム漏えい検出器を設置
- ・ 誤作動防止のため、異物混入防止・埃や電氣的ノイズ等に応答しない回路構成を実施
- ・ 外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保

(2) 燃焼感知設備

- ・ ナトリウム燃焼への適用性を考慮し、煙感知器又は熱感知器を設置

(3) 消火設備

- ・ ナトリウムの性状を考慮し、十分な量の特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を各所に分散して配置



防護服・携帯用空気ボンベ

<p>検出器先端と電極シース保護管との間に直流電圧を印加し、ナトリウム漏えいが生じて検出器に到達すると、電極とシース保護管が、ナトリウムによって短絡することを利用</p>	<p>2つの電極を絶縁物を間にして平行に配置し、各電極とアースとの間に直流電圧を印加し、ナトリウム漏えいが生じて検出器に到達すると、電極とアースが、ナトリウムによって短絡することを利用</p>	<p>ナトリウム漏えいが発生した場合のナトリウム燃焼によって生じる白煙(ナトリウムエアロゾル等)により、光の透過率が減少することを利用</p>
<p>通電式ナトリウム漏えい検出器 (プラグ型)</p>	<p>通電式ナトリウム漏えい検出器 (リボン型)</p>	<p>光学式ナトリウム漏えい検出器</p>

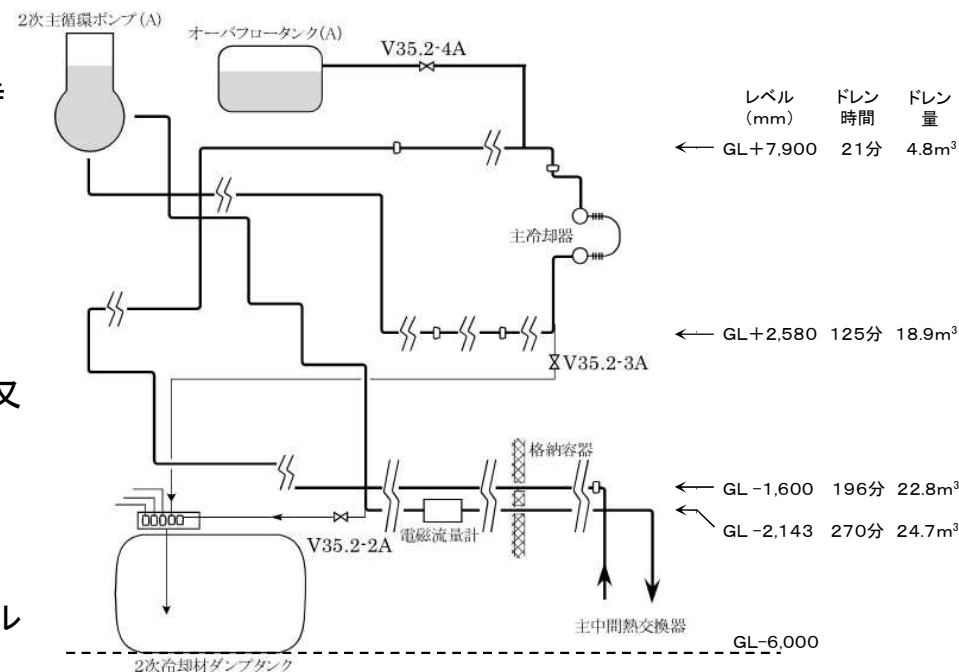


可搬型消火器 (特殊化学消火剤)

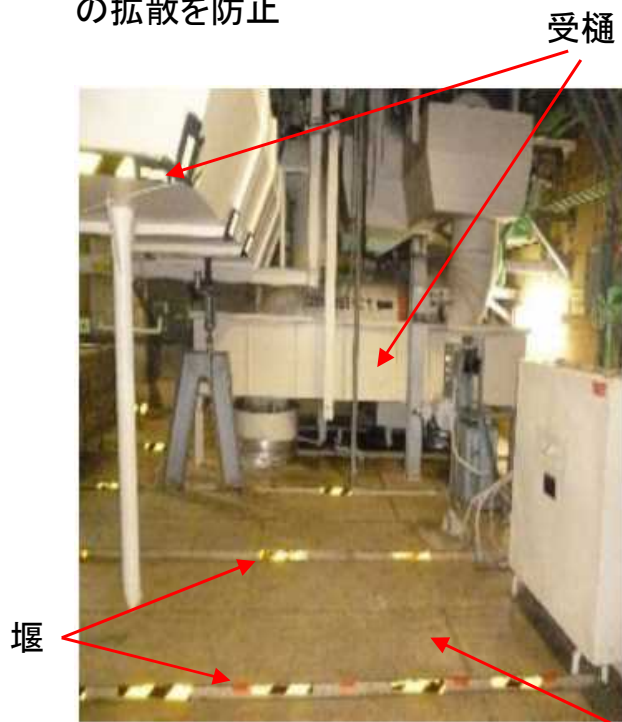
出典: 常陽設置変更許可申請の補足説明資料を基に作成

【影響軽減】

- 燃焼が抑制されるよう、原子炉格納容器(床下)等を窒素雰囲気中で維持(スライドP.5を参照)
- 漏えい量の低減による燃焼抑制のため、緊急ドレンができる設計
- 耐火能力を有する耐火壁又は隔壁による分離
- 水素が蓄積するおそれのある区画には、窒素ガス供給設備を設置
- コンクリートとの接触を防止するため、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置(ライナには堰を設け、漏えいナトリウムの拡散面積を抑制することで、空気との接触面積を低減)
- 漏えいしたナトリウムをナトリウム溜に導き、ナトリウムを保持
- 空調換気設備の停止及び防煙ダンパの閉止によりナトリウムエアロゾルの拡散を防止



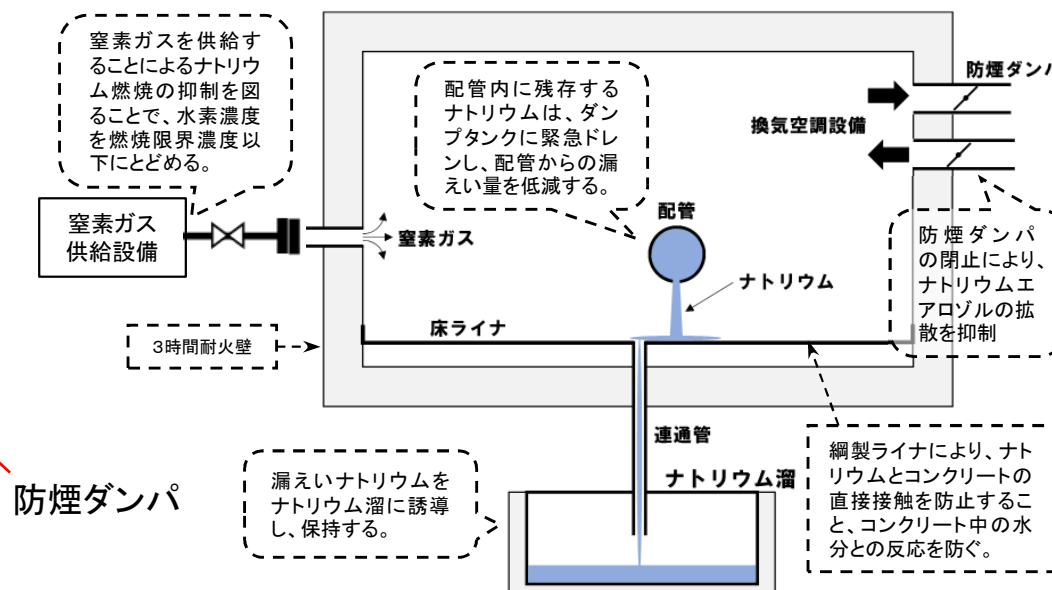
2次系の緊急ドレンに要する時間



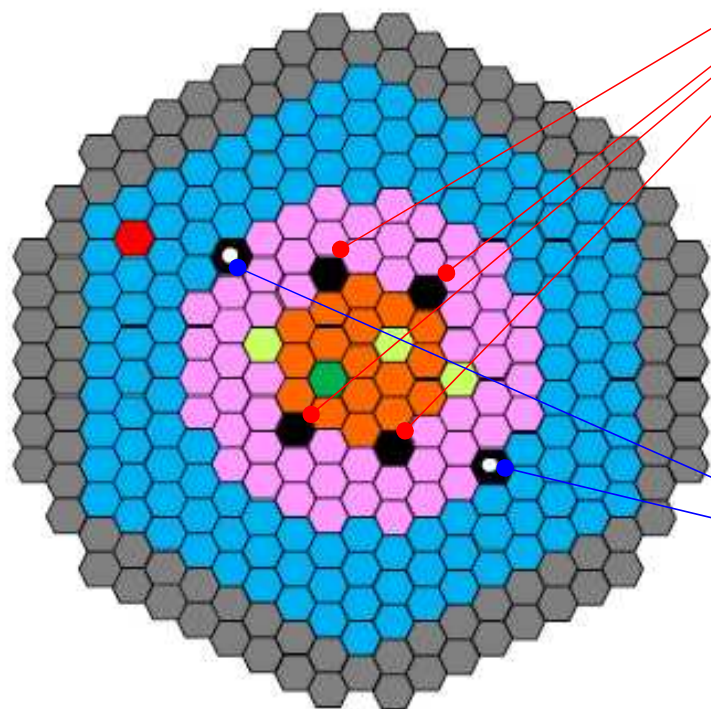
鋼製のライナ及び受樋の設置例



防煙ダンパの設置例



ナトリウム燃焼の影響軽減対策の実施例(2次系配管室)



MK-IV炉心 (100MW)

- | | | |
|-----------|------------|------------|
| ● 内側燃料集合体 | ● 照射燃料集合体 | ● 制御棒 |
| ● 外側燃料集合体 | ● 材料照射用反射体 | ● 後備炉停止制御棒 |
| ● 反射体 | ● 遮へい集合体 | ● 中性子源 |

制御棒(主炉停止系)

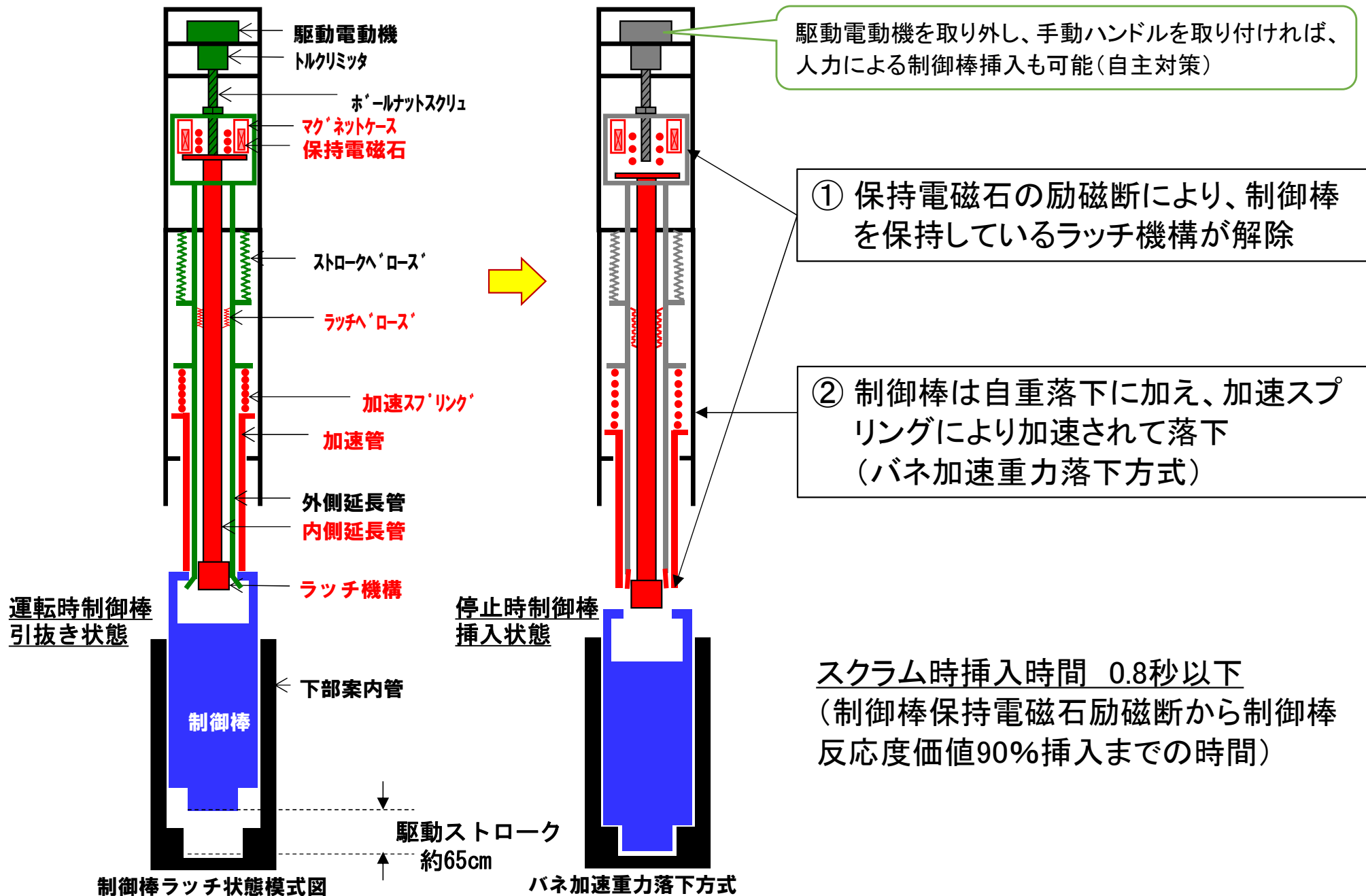
設計基準事故対処設備

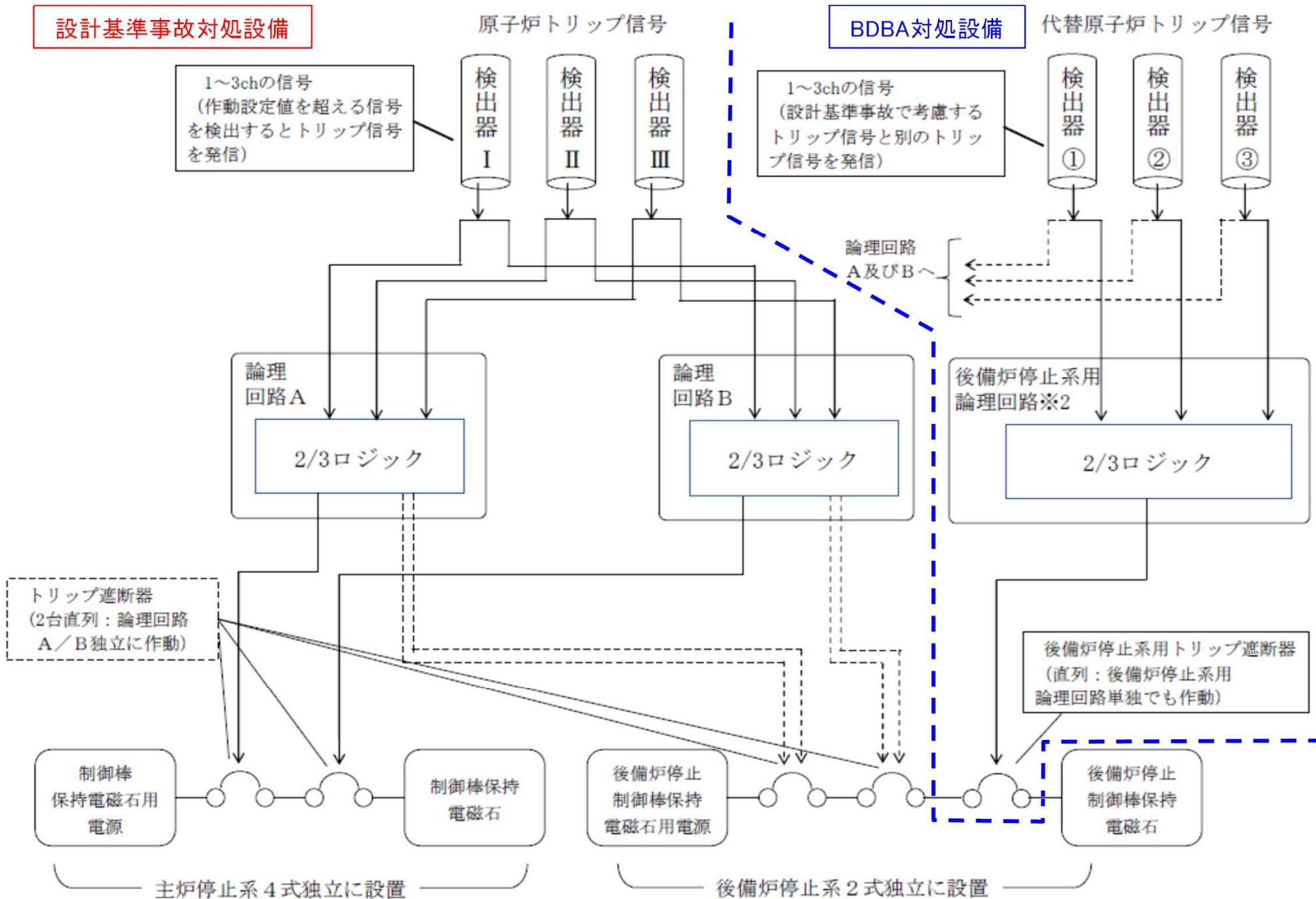
- 炉内に4本配置
- 通常運転時に反応度制御系統と兼用
- 原子炉トリップ時には、保持電磁石の励磁断により、自重で落下するとともに、バネによって加速されて落下する
- 反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着したとしても、原子炉を低温状態(100°C)で未臨界に移行できる

後備炉停止制御棒

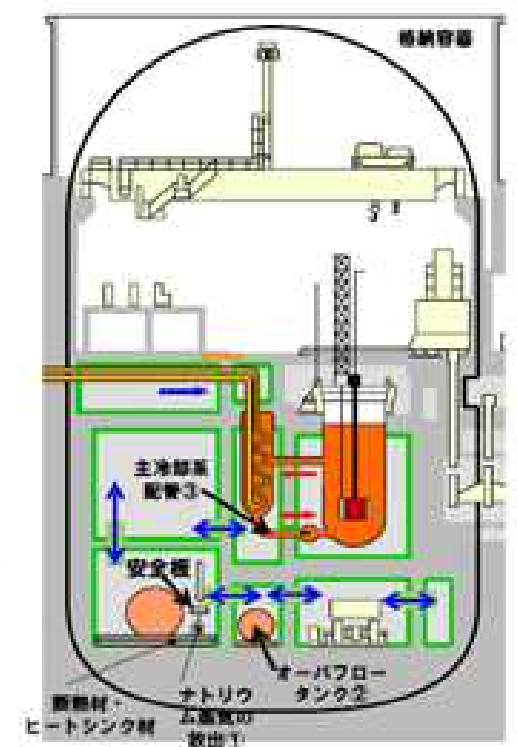
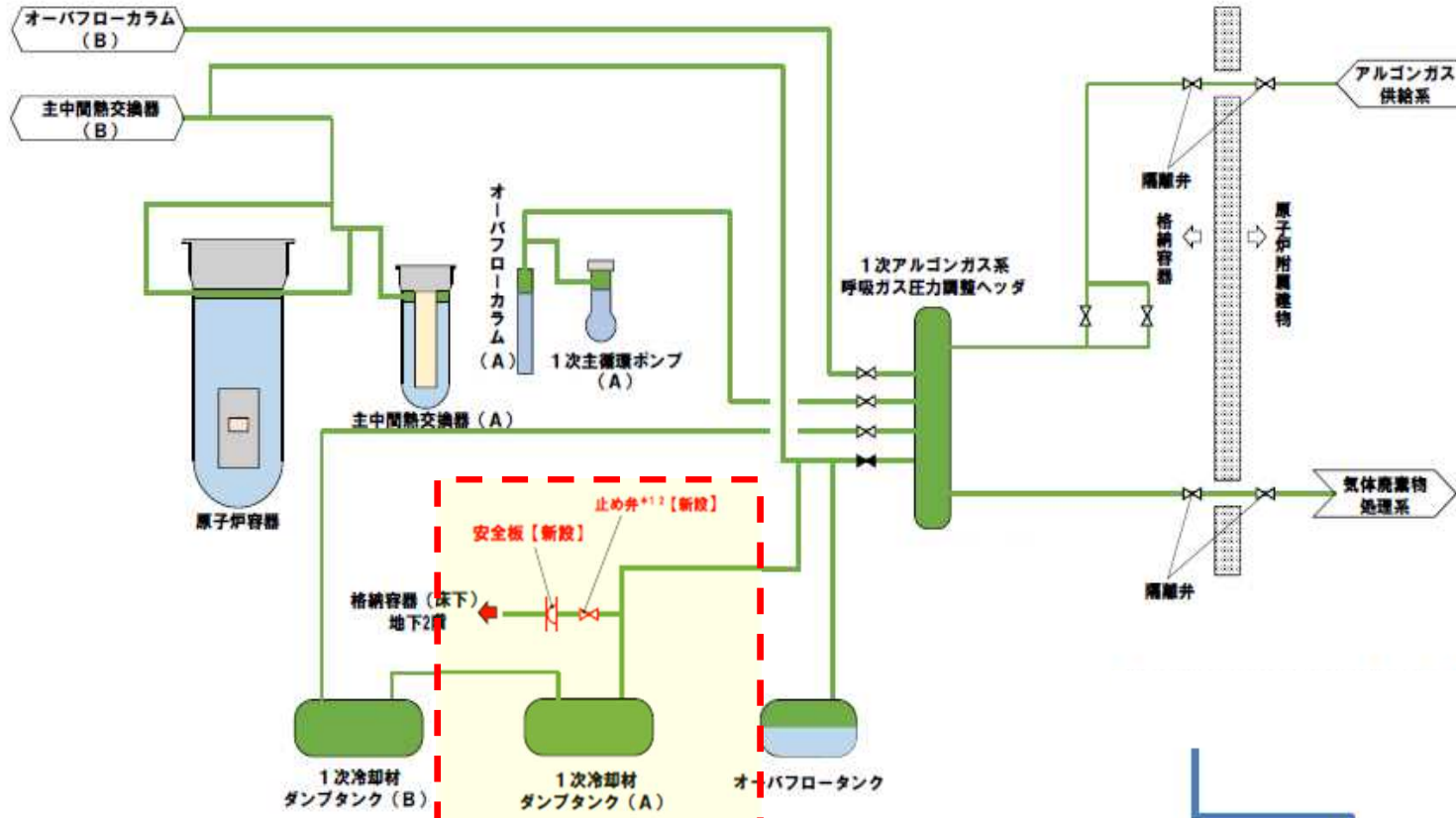
BDBA対処設備

- 炉内に2本配置
- 通常運転時には全引き抜き状態で待機
- 原子炉トリップ時には、保持電磁石の励磁断により、自重で落下するとともに、バネによって加速されて落下する
- 制御棒(主炉停止系)の挿入失敗時にも、後備炉停止制御棒2本が挿入できれば、原子炉を高温状態(350°C)で未臨界に移行できる

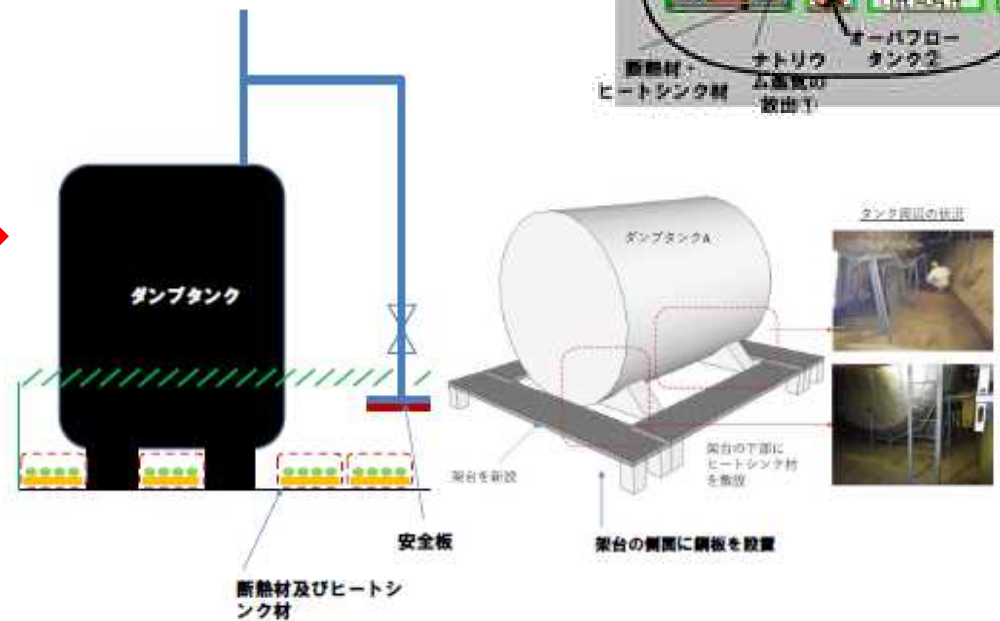




安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧破損防止

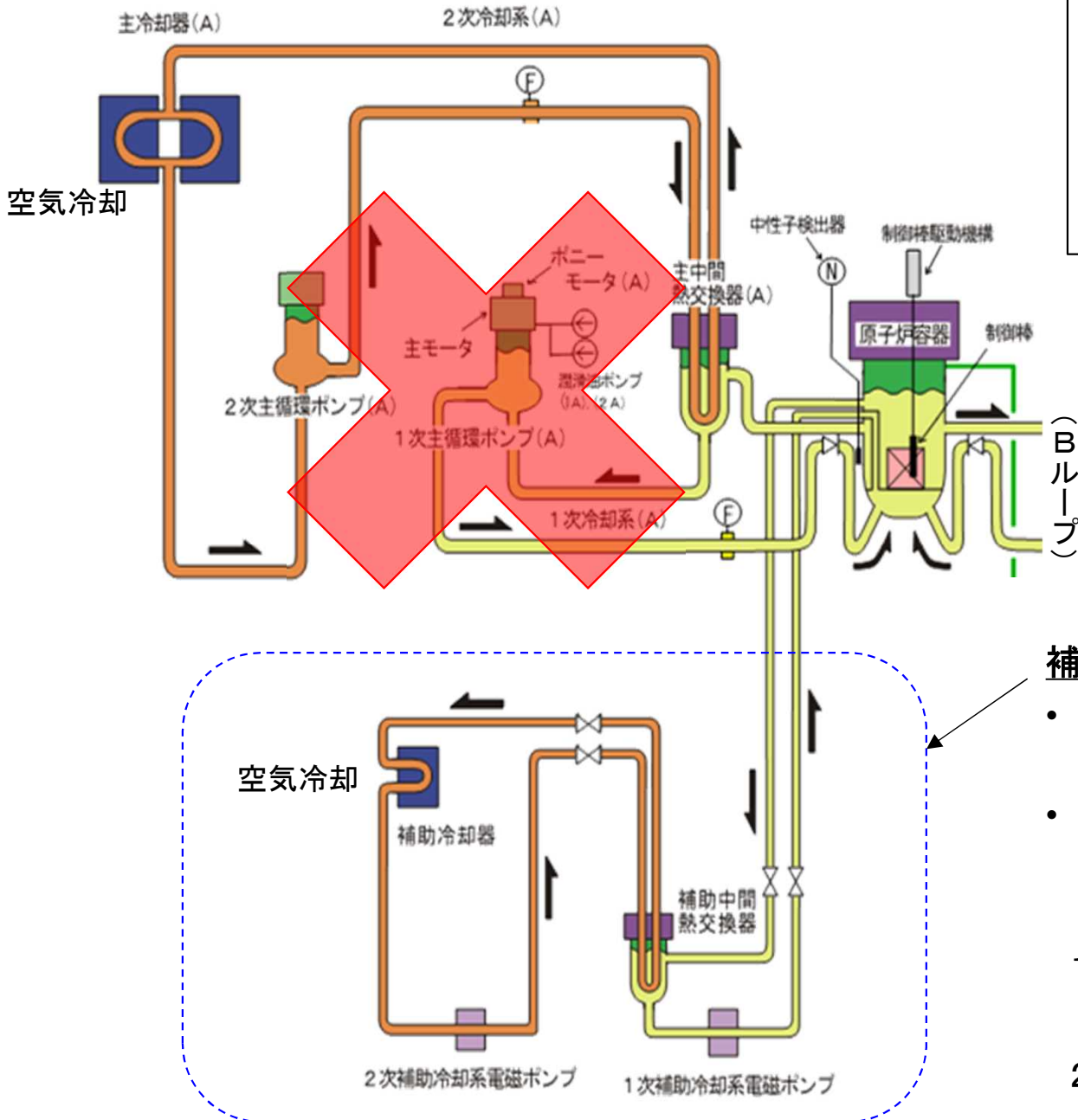


- 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を設ける。
- 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。
- 流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。
- 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。



出典:常陽設置変更許可申請の補足説明資料を基に作成

補助冷却設備による炉心冷却



< BDBA発生時 >

原子炉停止後、原子炉容器の冷却材水位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合など、主冷却系による冷却に失敗した際の強制循環冷却

補助冷却設備

- 1回路で構成し、電磁式の循環ポンプにより冷却材を強制循環させる
- 1次及び2次電磁式循環ポンプとも、非常用発電機から給電可能

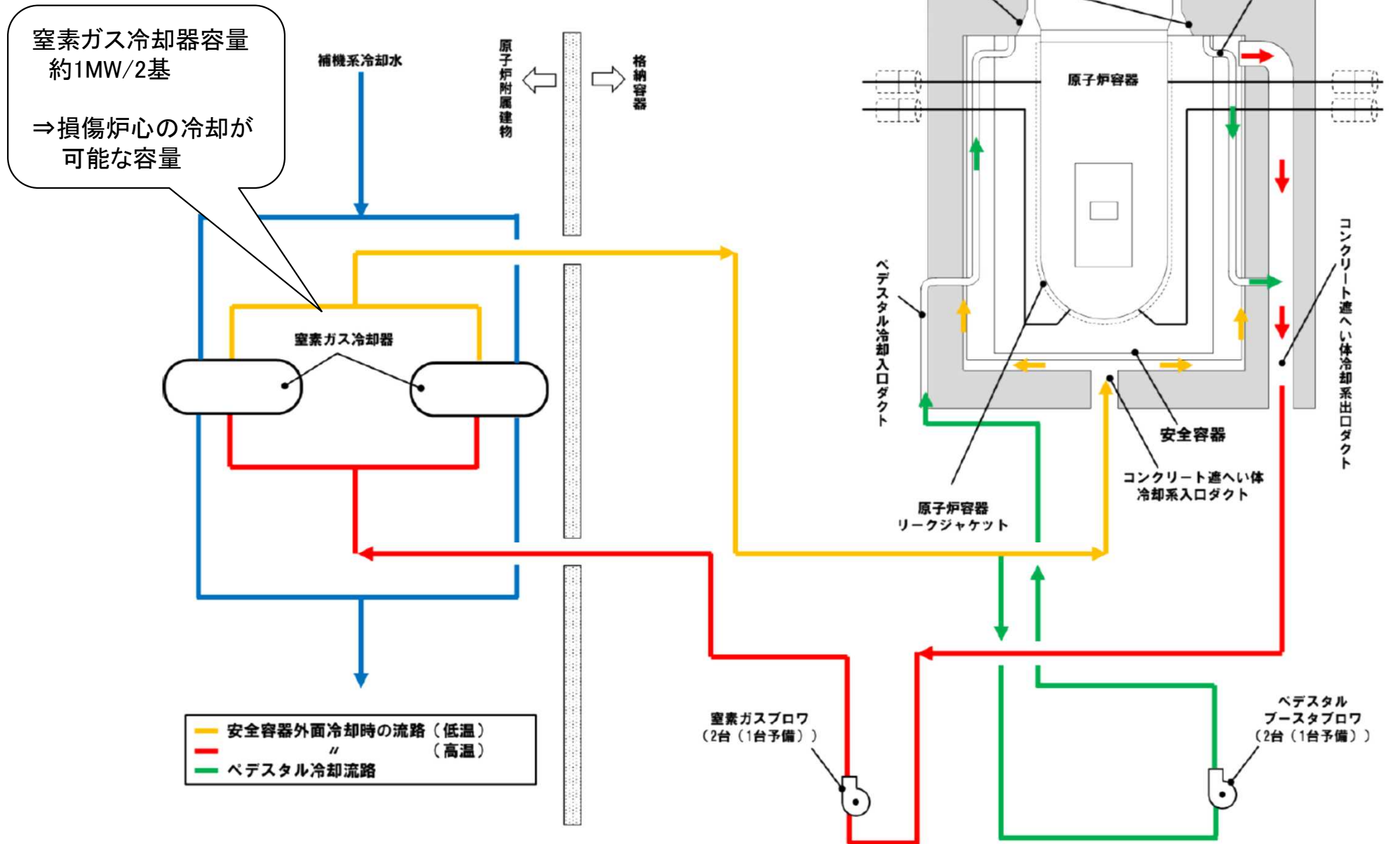
1次電磁式循環ポンプ(流量): 56ton/h

補助中間熱交換器(容量): 2.6MW

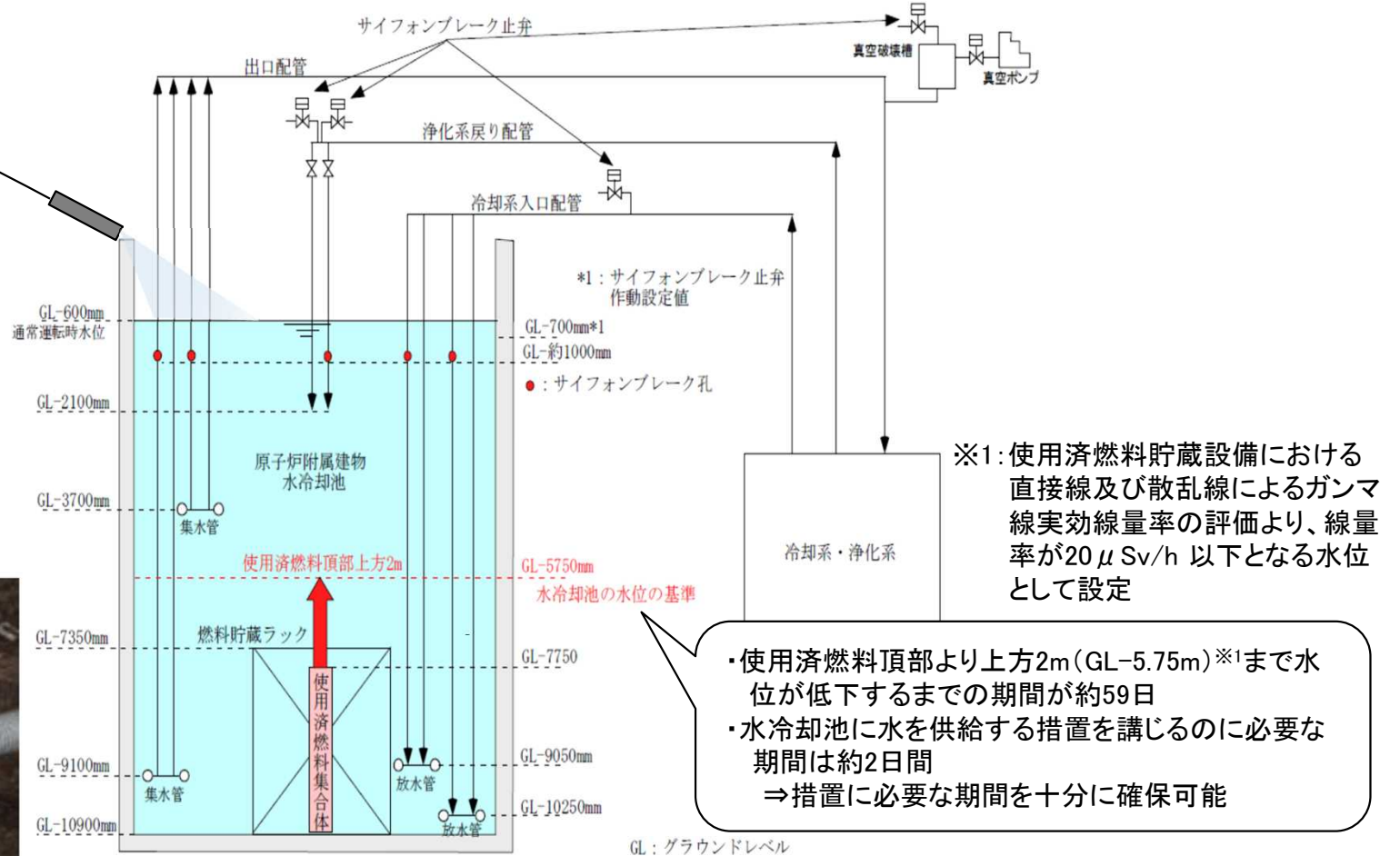
2次電磁式循環ポンプ(流量): 56ton/h

補助冷却器(容量): 2.6MW

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



可搬式ポンプ及びホースにより、
水冷却池に水を供給



可搬式ポンプ※2



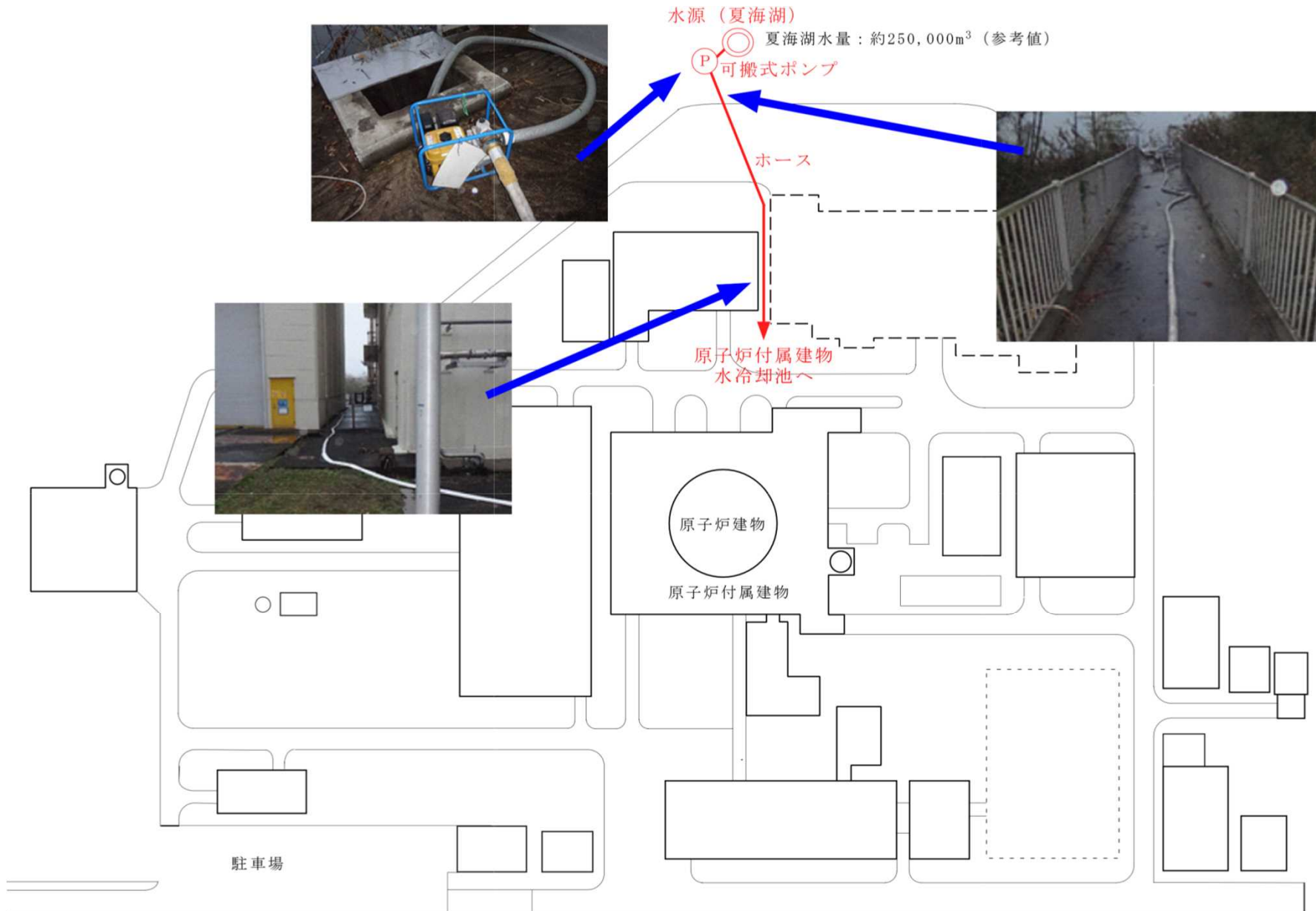
消火用ホース



水源(夏海湖)

※2: 可搬式ポンプの最大吐出量は冷却水の蒸発速度の約 5 l/min を上回るものとする
(吐出量: 100 l/min 以上、揚程: 20 m 以上)

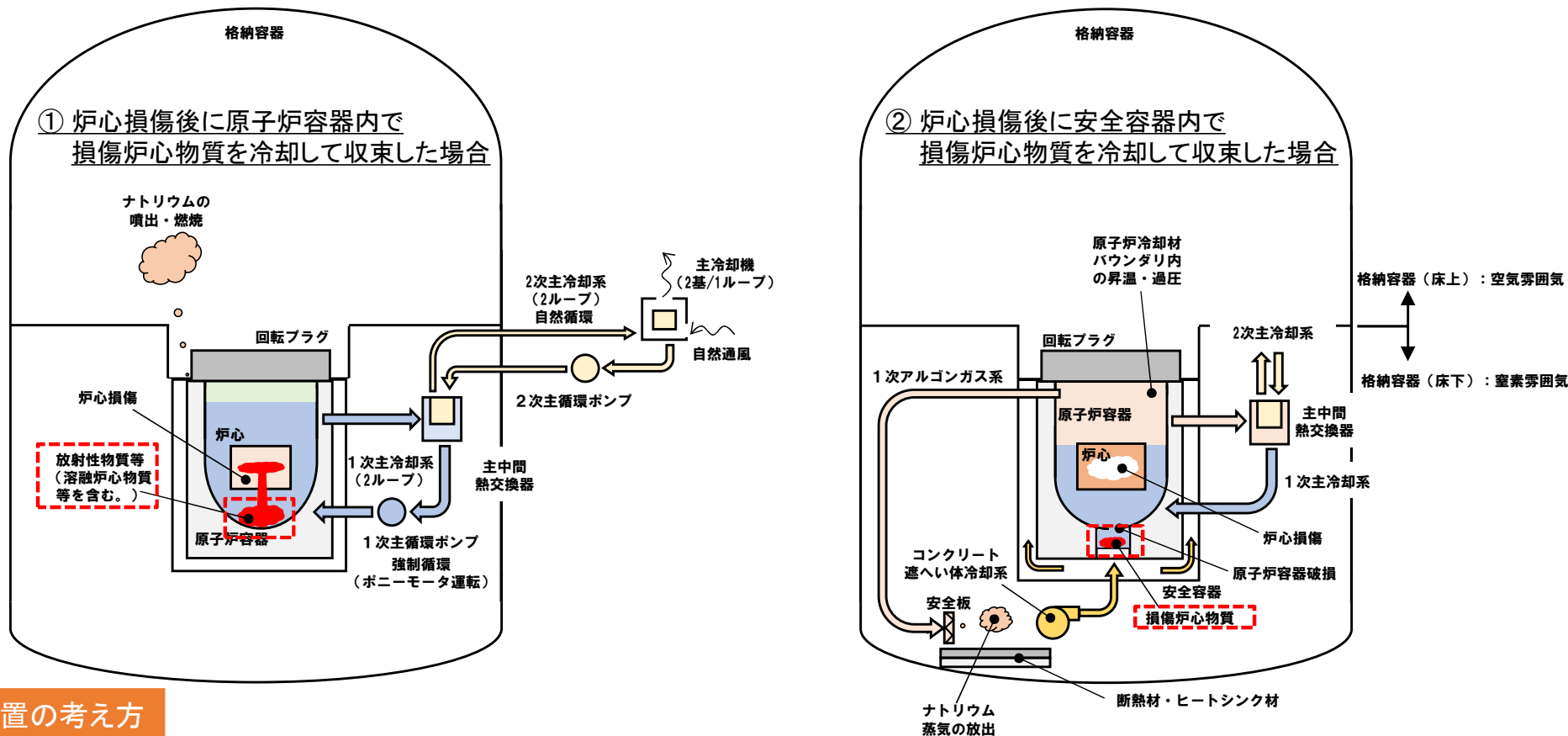
使用済燃料の損傷が想定される事故に対しては、夏海湖から、可搬式ポンプ及びホースを用いて、原子炉附属建物の水冷却池へ水を供給する。



炉心損傷後の処理に向けた考え方

事故の形態によっては、損傷炉心物質の堆積場所が異なる。

- ① 炉心損傷後に原子炉容器内で損傷炉心物質を冷却して収束した場合 ⇒ 原子炉容器底部
- ② 炉心損傷後に安全容器内で損傷炉心物質を冷却して収束した場合 ⇒ 安全容器内

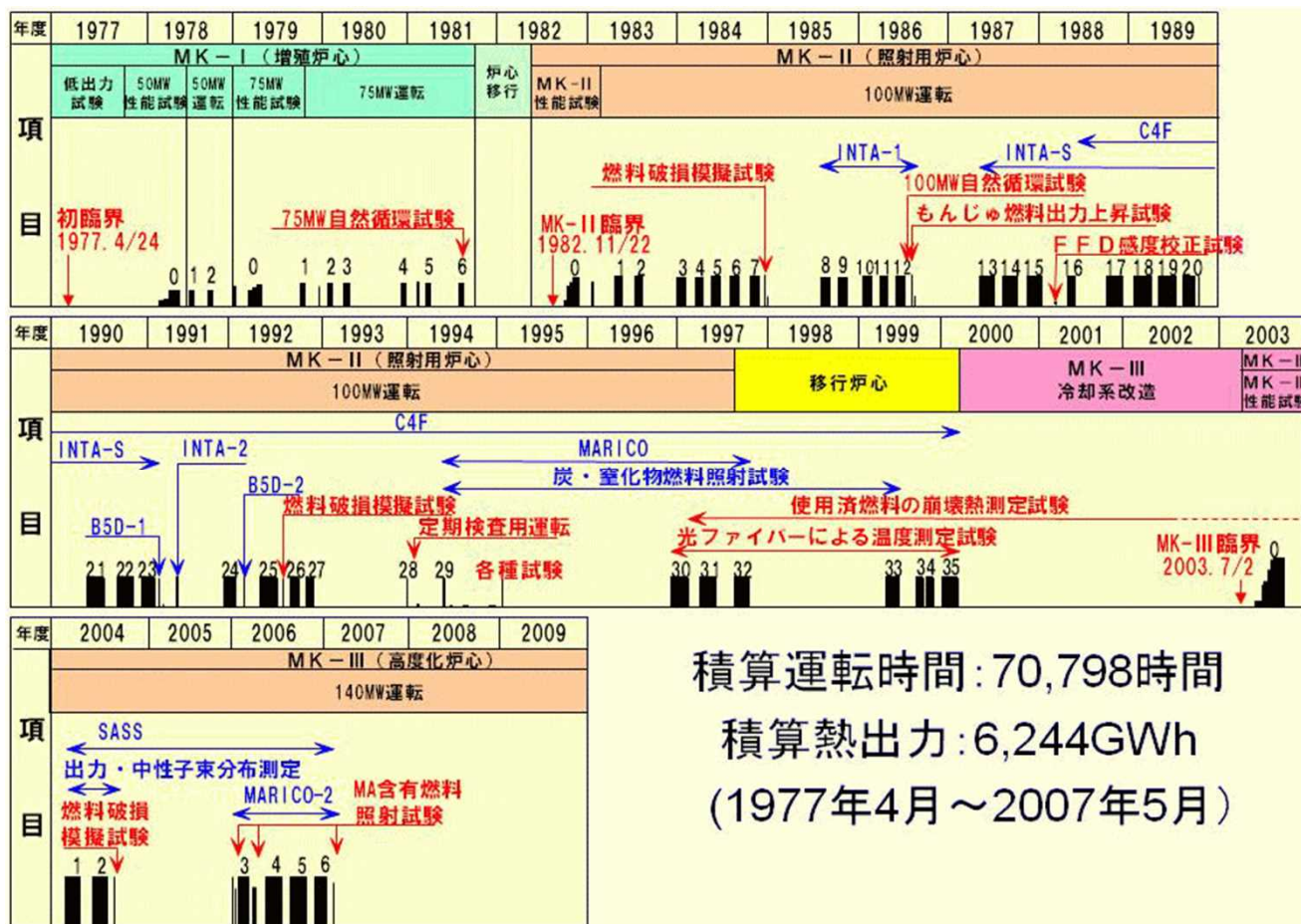


廃止措置の考え方

- 損傷炉心物質を ①原子炉容器内 又は ②安全容器内で安定冷却し、保持する。
- その後、崩壊熱と自然放熱が釣り合うまで冷却を継続し、ナトリウムが凝固して安定的に損傷炉心物質を ①原子炉容器内 又は ②安全容器内で保持した状態に移行させる。
- 放射性物質の減衰等のための冷却、取り出しのための技術開発、安全対策の検討後に、炉心上部機構等の貫通孔からアクセスし、廃止に係る措置を実施する。
- 廃止に係る措置の検討にあつては、フェルミ炉等の海外炉の炉心損傷後の廃止措置の知見及び「常陽」の炉心上部機構の交換、炉容器内で変形した照射用実験装置の撤去作業から得られた知見を活用する。

高速実験炉原子炉施設「常陽」の沿革

- 1970年 建設開始
- 1977年 初臨界
- 1977～1981年 MK-I 炉心 (50～70MWt) ・ Pu増殖性を確認するための増殖炉心
- 1982～1997年 MK-II 炉心 (100MWt) ・ FBR燃料・材料の照射試験用炉心
- 1977～2000年 移行炉心 (100MWt) ・ 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～ MK-III 炉心 (140MWt) ・ FBRの開発に係る研究開発と外部利用
- 2007年11月 計測線付実験装置 (MARICO-2) の保持部と試料部切り離し失敗に伴う上部炉心機構の損傷、これ以降運転停止
- 2014年11月 炉心上部機構の交換及び計測線付実験装置 (MARICO-2) 試料部の回収作業完了
- 2017年 3月 新規制基準適合性に係る設置変更許可を申請。これにより、MK-IV炉心 (100MWt) に変更



積算運転時間: 70,798時間
 積算熱出力: 6,244GWh
 (1977年4月～2007年5月)