

新規制基準を踏まえた HTTR(高温工学試験研究炉)の 安全対策について

令和3年5月20日

令和3年7月9日修正

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所

目 次

▪ HTTRの概要	3
▪ 耐震重要度分類及び安全機能の重要度分類	9
▪ 新規制基準を踏まえた主な対応	15
▪ 事故発生時の安全対策	49
▪ 参考資料	69

HTTRの概要

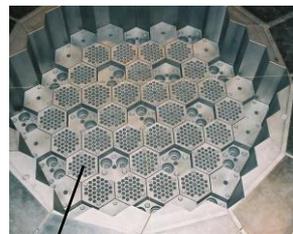
HTTRの概要(1/5)

高温工学試験研究炉



我が国初の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉(高温ガス炉)
熱出力30MW/出口温度950°C

設置場所 茨城県大洗町
日本原子力研究開発機構
大洗研究所



炉心の中心部



炉心の黒鉛ブロック

研究開発と概念設計

原子炉の建設

基盤技術の確立

世界初

実用システムの原型提示



(原子炉設置変更許可)

- 2014年11月26日: 原子炉設置変更許可の申請
- 2020年6月3日: 原子炉設置変更許可の取得**
(設計及び工事の計画の認可(以降、「設工認」という): 4分割申請)
- 2020年10月26日: 設工認(第1回)認可取得(工事実施中)
- 2020年9月9日: 設工認(第2回)認可取得(工事完了)
- 2020年10月19日: 設工認(第3回)認可取得(工事なし)
- 2021年4月8日: 設工認(第4回)認可取得(工事なし)(保安規定)
- 2021年4月16日: 保安規定の変更認可取得

安全性実証試験

HTTR(高温工学試験研究炉)を用いた原子炉の特性を確認するための各種試験を実施。また、実用化に向け、原子炉出口冷却材温度950°Cによる50日間の連続運転等を実施。2010年より、OECD/NEAプロジェクトとして炉心流量喪失試験を実施。

OECD/NEAプロジェクト



研究開発

燃料・材料



炉内ガスループ(OGL-1)

炉物理



高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)

熱流動



大型構造機器実証試験ループ(HENDEL)

HTTRの設置・研究開発の目的

- 高温ガス炉の運転性能の把握
- 固有の安全性の実証
- 水素製造システムの実証

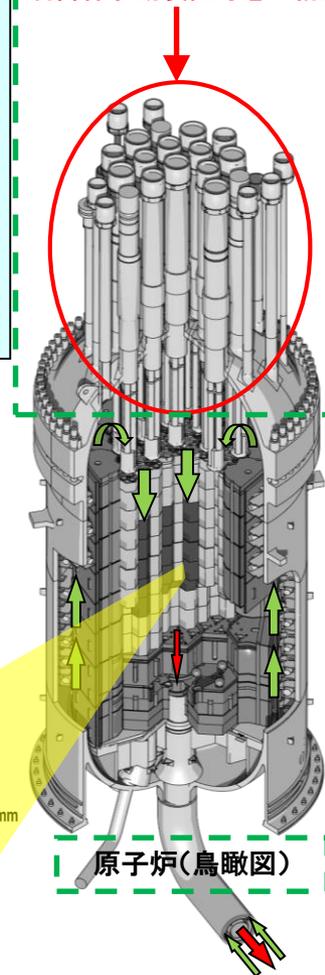
※令和2年12月25日に経済産業省より「2050カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」に位置付けられる等、HTTRを活用した「高温ガス炉」の安全性実証、カーボンフリー水素製造に必要な技術開発を行う。

HTTRの仕様

● 原子炉熱出力	30MW
● 冷却材	ヘリウムガス
● 原子炉入口/出口冷却材温度	395 / 850, 950℃
● 1次冷却材圧力	4MPa
● 炉心構造材	黒鉛
● 炉心有効高さ/等価直径	2.9m / 2.3m
● 出力密度	2.5MW/m ³
● 燃料	二酸化ウラン・ 被覆粒子 / 黒鉛分散型
● 最高燃焼度(平均燃焼度)	33,000(22,000)MWD/t
● ウラン濃縮度	3~10% (平均6%)
● 燃料体形式	ピン・イン・ブロック型
● 原子炉圧力容器	鋼製 (2 1/4Cr-1Mo鋼)
● 主冷却回路数	1ループ (中間熱交換器及び加圧水冷却器)

修正箇所(以降のページも同様)

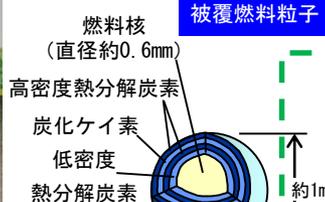
スタンドパイプ
(制御棒駆動装置等を収納)



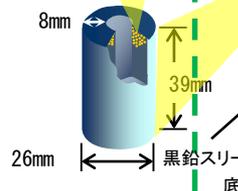
原子炉(鳥瞰図)

セラミックス被覆燃料

1600℃でも放射性物質を閉じ込める



燃料コンパクト

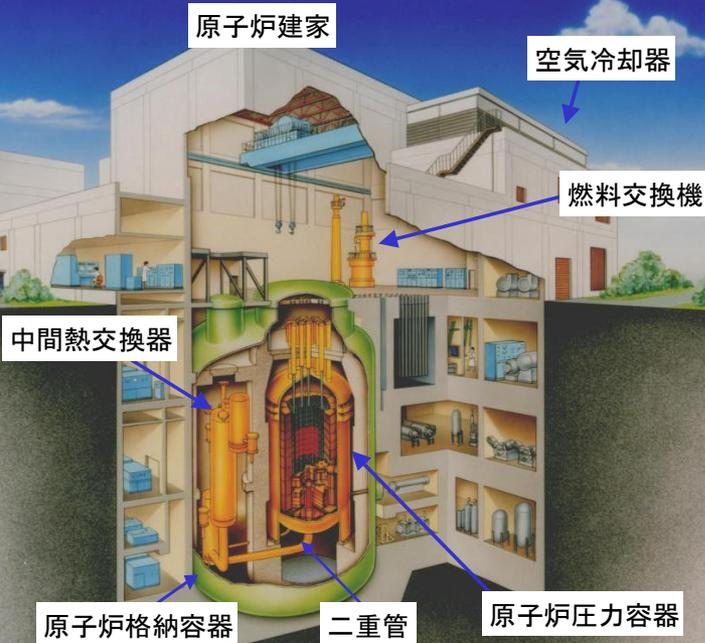
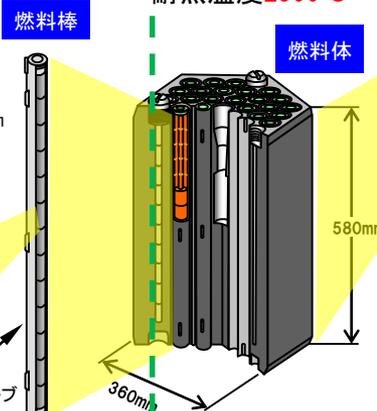


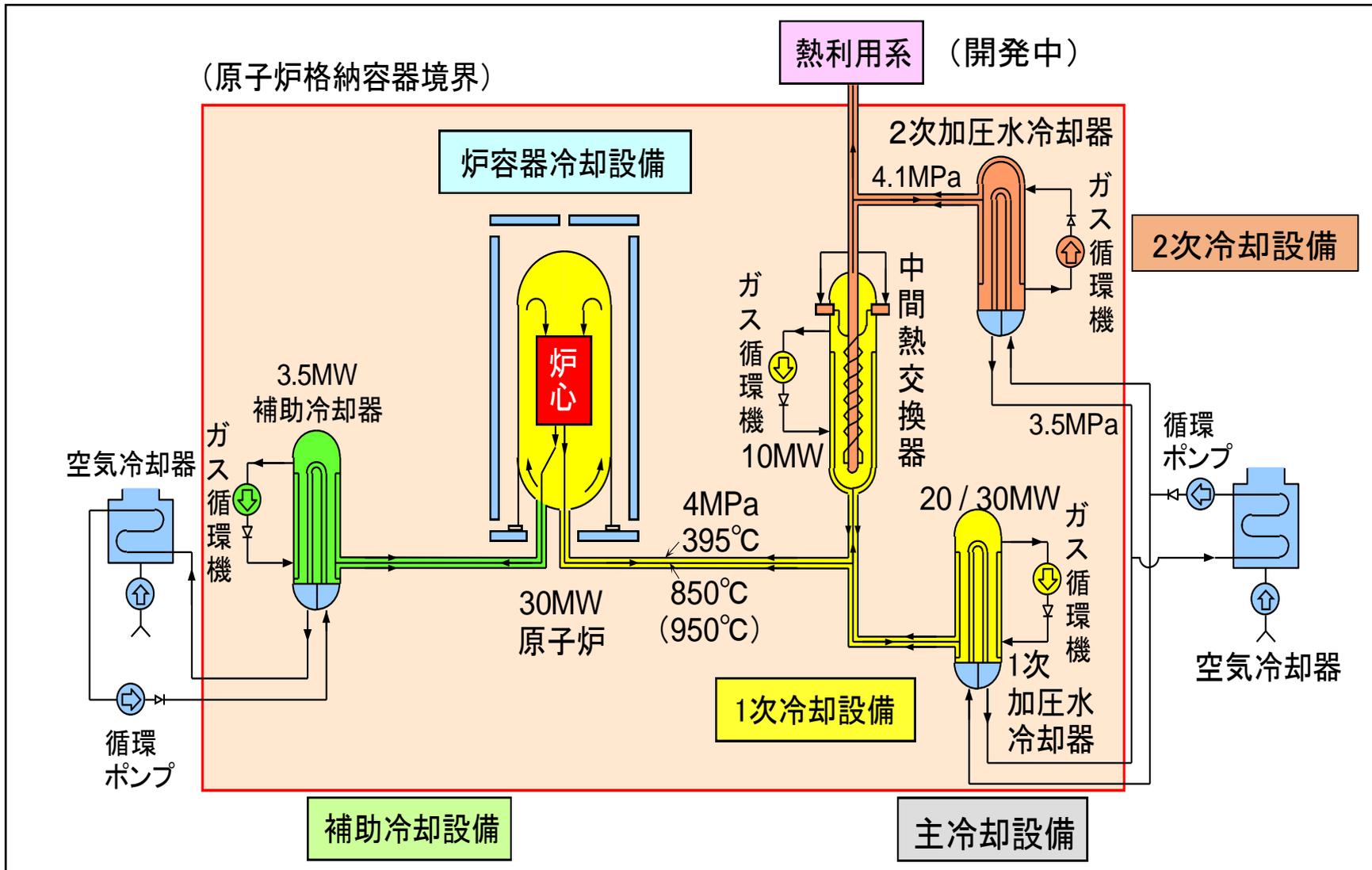
ヘリウム冷却材

高温でも安定
(温度制限なし)

黒鉛構造材

耐熱温度2500℃



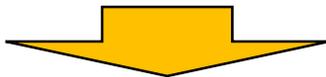
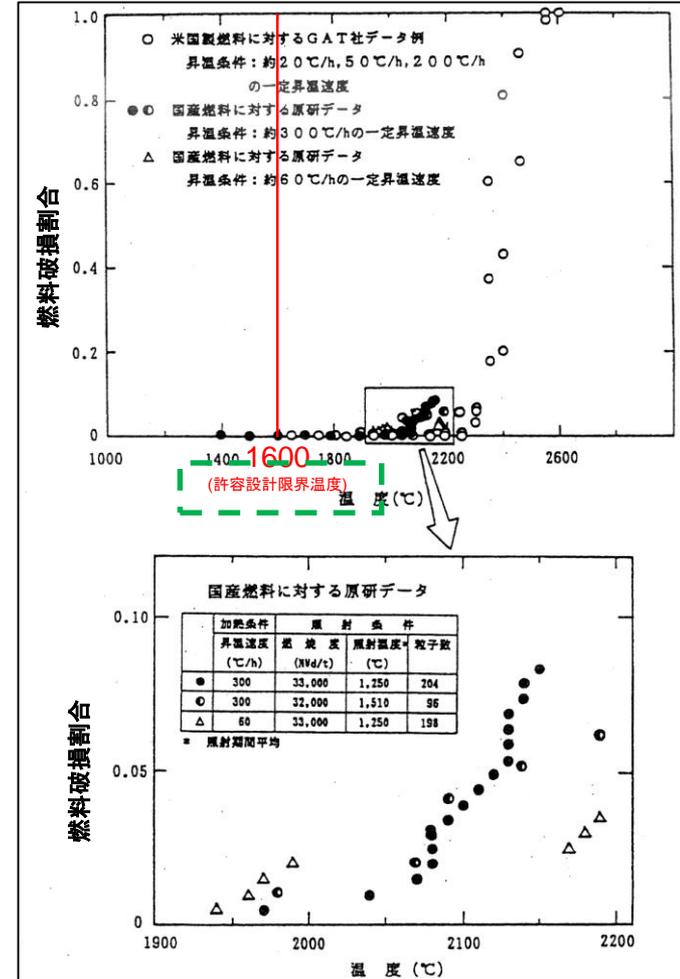


HTTRの冷却系統図

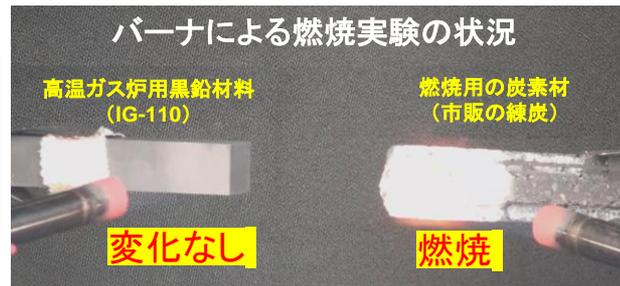
単独運転：1次加圧水冷却器 (PPWC) のみ使用
 並列運転：PPWCと中間熱交換器を使用

《HTTRの安全上の主な特徴》

- ・HTTRでは、冷却材がヘリウムガス、燃料はセラミックスで覆われているため、水冷却型炉のような燃料被覆材(ジルコニウム)と水蒸気の反応による水素発生はない。
- ・一方、黒鉛の酸化(燃焼はしない)により一酸化炭素(可燃性ガス)が発生するため、当該発生量について評価を実施。
- ・HTTRでは、冷却材がヘリウムガスであるため沸騰(相変化)することはなく、また、炉心材料に熱容量が大きい黒鉛を採用しているため、事故時においても炉内温度が急激に変化することはない。このため、原子炉運転時に冷却ができず制御棒が挿入できない状態となった場合でも、HTTR固有の負の反応度フィードバック特性と自然冷却により炉心の状態は安定し、燃料温度が許容設計限界温度(1600℃)に至らず燃料破損しないことを確認。
- ⇒当該特性は、安全性実証試験の試験結果や当該試験に使用したコードの検証等によって確認(次ページ参照)。
- ・使用済燃料を含めて、放射線遮へいには構築物を用いているため、冷却材が全喪失しても直接線やスカイシャイン線による周辺への放射線影響は発生しない設計。



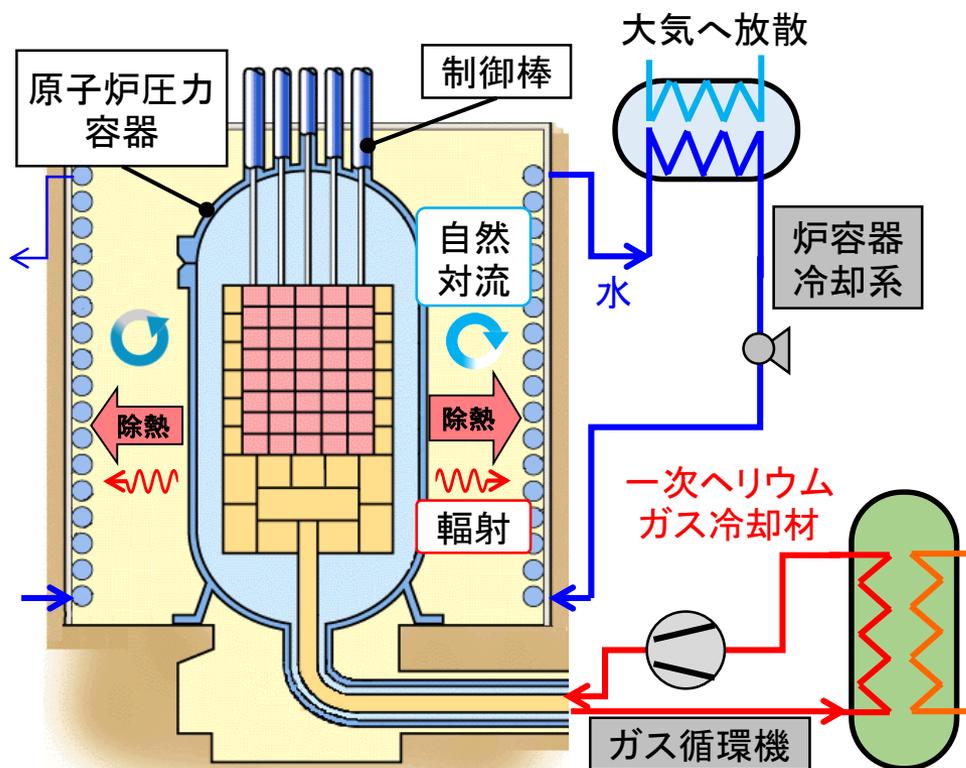
HTTRの耐震重要度分類、安全機能の重要度分類に反映 (P9~14参照)



燃料温度と燃料破損割合の関係 (実験データ)

HTTR試験 (安全性実証試験)

- 30%熱出力 (9MW) **炉心冷却流量喪失試験**
(ガス循環機停止)・・・完了 (平成22年度)
- 80%, 100%熱出力 **炉心冷却流量喪失試験**
(ガス循環機停止)・・・実施予定
- 30%熱出力 **炉心 + 炉容器冷却流量喪失試験**
(ガス循環機 + 炉容器冷却系停止)・・・実施予定



試験条件

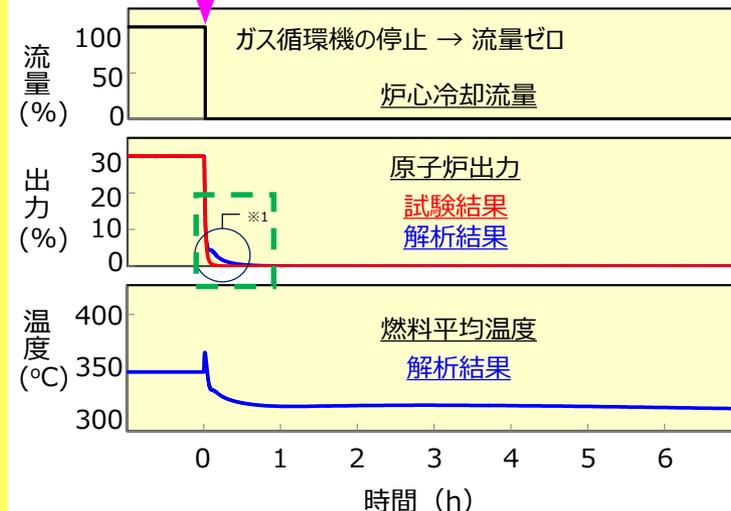
OECD/NEAプロジェクト



- 初期出力30% (9MW)
- 炉心冷却流量の停止
- 炉容器冷却系の運転継続
- 停止操作 (制御棒挿入) なし

試験結果

制御棒挿入せず、かつ、冷却せずとも、負の反応度フィードバック特性等による物理現象のみで、原子炉が自然に静定・冷却されることを確認



※1: 解析コードにおける崩壊熱の取扱い方による差
具体的には、出力が急速に低下する際の崩壊熱が大きくなるような取扱いとしていたことによる差

耐震重要度分類 及び 安全機能の重要度分類

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性物質等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程度を以下のように相対的に分類し、各分類に応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

- **耐震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おそれ(5mSvを超えるおそれ)がある設備・機器を有する施設
- **耐震Bクラス:**
安全施設のうち、その機能を喪失した場合、耐震Sクラス施設に比べて影響が小さい施設
- **耐震Cクラス:**
耐震Sクラス、耐震Bクラス以外であって、0.05mSv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

機能喪失時の
放射線影響

5mSv

耐震Sクラス

(一般産業施設等の3.0倍の強度を持つように設計)
(弾性設計用地震動に耐えられるように設計)

耐震Bクラス

(一般産業施設等の1.5倍の強度を持つように設計)

耐震Cクラス

(一般産業施設等と同等の強度を持つように設計)

重要度

耐震重要度分類(耐震Sクラスの選定)(1/2)

・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、各設備の耐震重要度分類を実施

(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、原子炉停止系を耐震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のうち、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、放射性物質の閉じ込め機能に係る重要な部分を耐震Sクラスに選定。また、原子炉の強制冷却機能の喪失時においては、事象進展せず、かつ、周辺公衆への放射線被ばく影響が5mSvを超えないため、原子炉の強制冷却機能に係る設備・機器を耐震Bクラスに選定。なお、**自然冷却を維持するための構造物は、耐震Sクラスに選定**※。

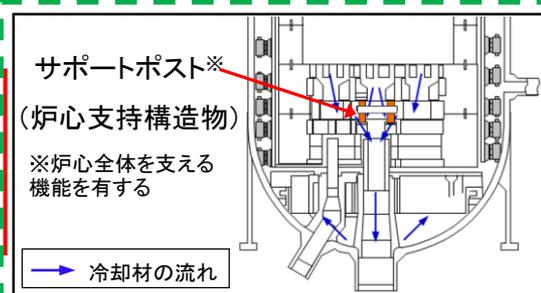
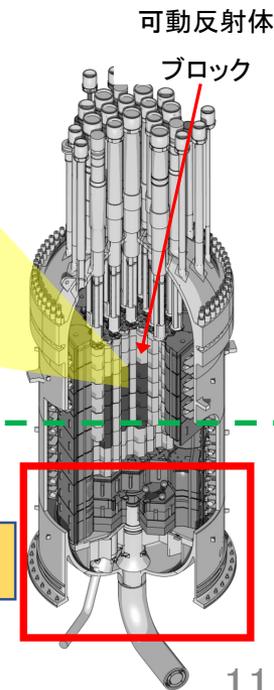
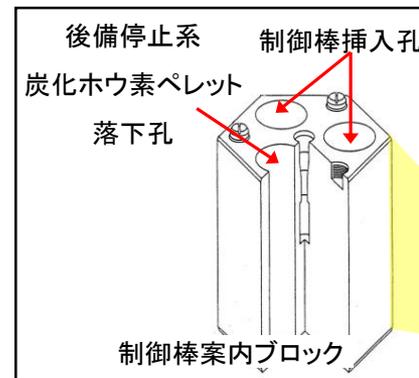
※炉心の支持機能として、サポートポストが健全であれば炉心形成が維持されるため、燃料体の耐震重要度は、JEA4601(原子力発電所耐震設計技術指針)に基づき耐震重要度を分類せずに耐震Bクラス相当としている。

安全評価における条件の一例

評価条件	項目	保守性
熱出力	30.75 MW (102.5%)	最大熱出力に熱出力較正誤差等を加味
運転時間	660日	停止期間等を無視した燃料の最大燃焼期間
試験モード	燃料限界照射試験	事故時に放出する可能性のある放射性物質の量が最大となる体系を選定
燃料破損率	1%	実計測値の10 ⁴ 倍

耐震重要度分類の結果、以下の設備・機器を耐震Sクラスに選定。

- (1)制御棒、制御棒案内ブロック(原子炉の停止機能)
- (2)原子炉冷却材圧力バウンダリ等(放射性物質の閉じ込め機能)
- (3)炉心支持構造物(原子炉の停止機能、自然冷却機能)

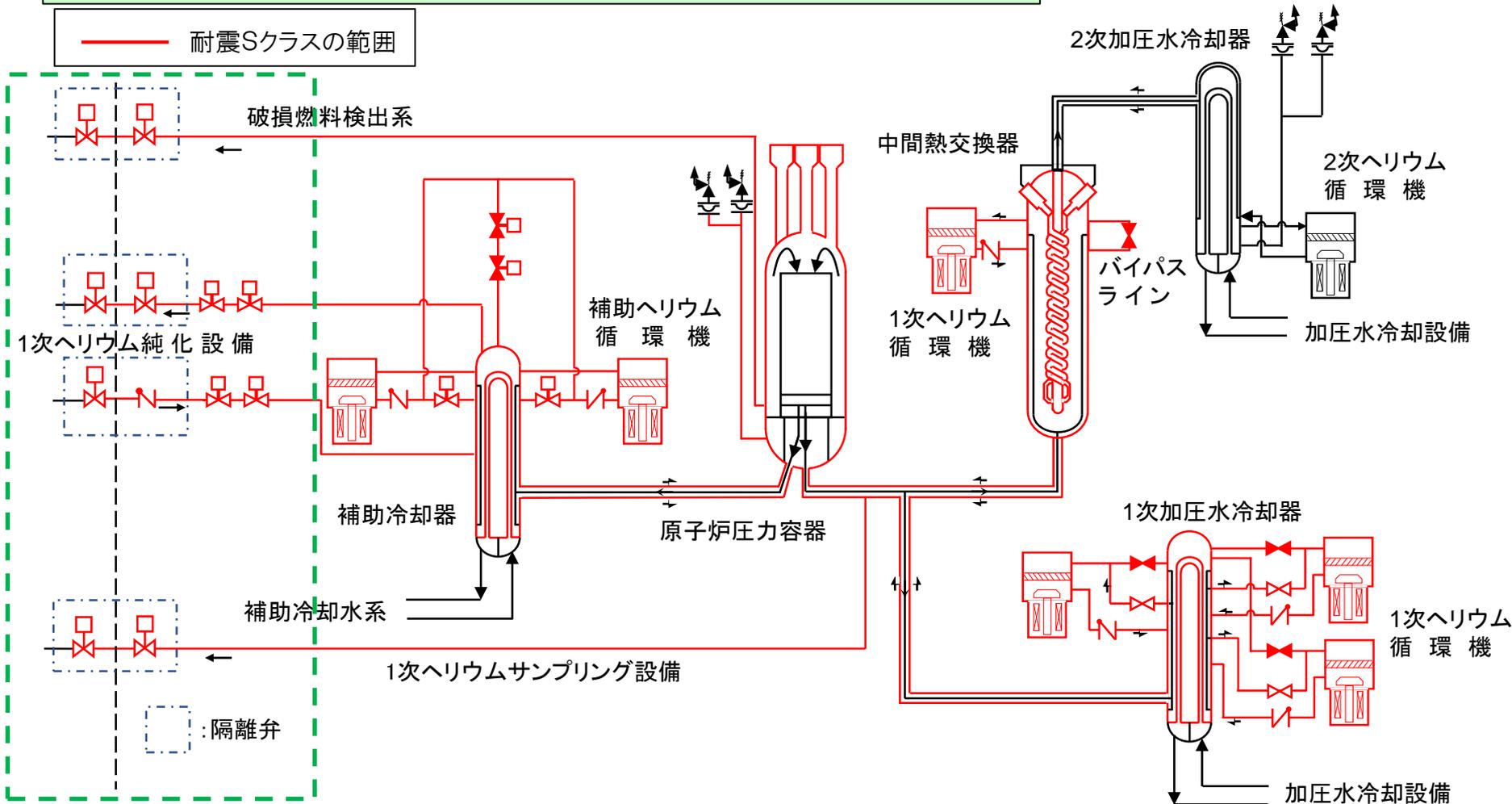


耐震重要度分類(耐震Sクラスの選定)(2/2)

放射性物質の閉じ込め機能に係る耐震Sクラスの範囲

- ①原子炉冷却材圧力バウンダリ
- ②1次ヘリウム純化設備の一部
- ③1次ヘリウムサンプリング設備の一部
- ④破損燃料検出系の一部

— 耐震Sクラスの範囲



耐震Sクラスの概略範囲図

- ・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、**HTTRの特徴を考慮し(これまでの安全性実証試験の結果の反映)、安全機能の重要度分類の見直しを実施^{※2}**
 〈安全機能の重要度分類見直し例:補助冷却系 MS-1⇒MS-2(冷却機能喪失でも燃料が破損しないため)〉

◆ 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」

※2 燃料体の安全機能の重要度分類について、炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック等)は、炉心の形成機能としてPS-2に分類(ただし、炉心の形成維持に重要な炉心支持鋼構造物等はPS-1に分類)。

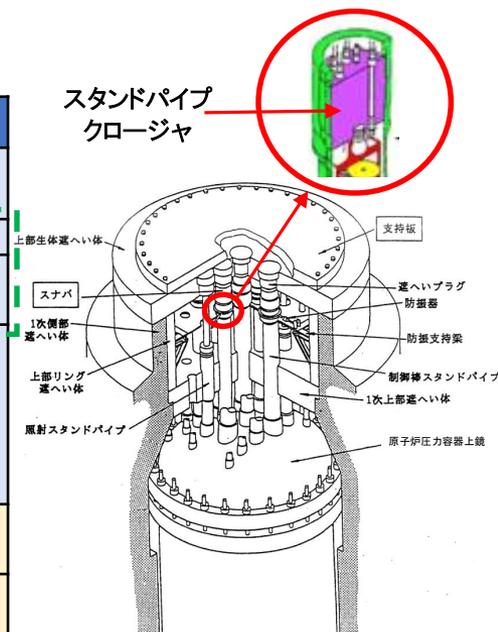
安全機能の重要度分類(クラス1の設備・機器)

(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 ⇒ **制御棒系及び安全保護系(停止系)はクラス1**
- ・放射性物質の閉じ込め機能を喪失すると周辺公衆への放射線影響あり ⇒ **原子炉冷却材圧力バウンダリはクラス1**
- ・原子炉の冷却機能を喪失しても燃料破損(炉心溶融)しない ⇒ 冷却系はクラス2(クラスの見直しを実施)
- ・原子炉の停止機能及び原子炉の冷却機能を喪失しても燃料破損(炉心溶融)しない ⇒ 後備停止系はクラス2(クラスの見直しを実施)

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	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力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)
		過剰反応度の印加防止 (スタンドパイプ破損による制御棒の飛び出し防止機能)	スタンドパイプ(制御棒駆動装置等を収納) スタンドパイプクロージャ (スタンドパイプ内上部に設置)
		炉心の形成	炉心支持鋼構造物 (炉心拘束機構の拘束バンドは除く) 炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト (炉心支持機能のみ)
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	制御棒系
		原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁(開機能)
		過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置(スナバ、支持板)
	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	安全保護系(停止系)
		安全上特に重要な関連機能	中央制御室



スタンドパイプ固定装置(スナバ及び支持板)の配置図

(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)は、発生頻度が低いことから、クラス1及び関連する必要なクラス2の設備機器を防護
- ・外部火災については、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

新規制基準を踏まえた主な対応

実用発電炉とHTTRの安全要求の違い



実用発電炉

- ・高中出力試験研究炉
(熱出力500kW以上)
- ・ガス冷却型原子炉

低出力試験研究炉
(熱出力500kW未満)

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 (耐震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)

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 (耐震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)

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 (耐震Sクラスの設備・機器なし)

新規制基準に対する主な対応(1/7)



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
地震	・実用炉の耐震重要度分類を参考に耐震重要度を定めて設計	<ul style="list-style-type: none"> ・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を参考に耐震重要度分類を実施 ・新たに策定した「<u>基準地震動</u>」に基づく耐震評価を実施 ・<u>耐震Bクラス施設及び耐震Cクラス施設の耐震Sクラス施設への波及的影響評価を実施</u> 	・追加工事なし	P.24 ～ P.30
津波	・津波高さとして最高潮位+1.26m(波浪は6m)を考慮し、約36mの台地に設置のため影響なし	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>潮位のばらつきや高潮の影響等を考慮した基準津波(T.P.+17.8m)を策定し、HTTR施設(T.P.+約36m)へ到達しないことを確認(安全機能を損なわない設計)</u> 	・追加工事なし	P.31 ～ P.33
竜巻	・追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>日本最大級の竜巻として最大風速92m/sを考慮し、保守的に最大風速100m/sの竜巻を設計竜巻に設定</u> ・<u>原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が設計竜巻に耐えることで安全機能を損なわない設計</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>竜巻への対応措置を規定化(原子炉停止、車両退避、竜巻飛来物の飛来防止対策等)</u> 	P.34 ～ P.36
火山	・追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>火山灰の層厚50cmを設定</u> ・<u>原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が設計層厚に耐えることで安全機能を損なわない設計</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>火山への対応措置を規定化(原子炉停止、換気停止、火山灰除去対策等)</u> ・<u>除灰作業に必要な資機材を整備</u> 	P.37 ～ P.40

新規制基準に対する主な対応(2/7)



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
外部火災	・追加された要求事項	・ <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>	・ <u>延焼防止のため防火帯を設置</u>	P.41
落雷	・建築基準法に基づき避雷針を設置	・落雷に対して安全機能を損なわない設計	・追加工事なし	
生物学的事象	・追加された要求事項	・取水していないため海生生物や微生物の影響はないこと等により、生物学的事象に対して安全機能を損なわない設計	・追加工事なし	
航空機落下	・防護設計の要否を判断する基準(10^{-7} 回/炉・年)を超えないことを確認	・同左(最新データに基づく再評価を実施: 5.98×10^{-8} 回/炉・年)	・追加工事なし	
有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害など	・追加された要求事項	・有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等に対して安全機能を損なわない設計	・ <u>有毒ガス※¹発生への対応措置を規定化(中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転、原子炉停止等の措置)</u>	

※1: 許可基準規則に基づき、外部事象として一般的な有毒ガス(苛性ソーダ、硫酸、塩化水素等)を意味している。なお、内部事象として発生が想定される一酸化炭素等については、設計基準事故や多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止として、対策や評価を実施している。

新規制基準に対する主な対応(3/7)



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
不法な侵入防止	・物理的障壁の設置、区域管理等を実施	・同左(爆発性又は易燃性を有する物の持ち込み防止措置、不正アクセス行為の防止措置等を実施)	・追加工事なし	
内部火災	・火災の発生防止、早期感知及び消火、影響軽減の3方策を適切に組み合わせて設計	・ <u>内部火災に対して安全機能を損なわない設計(3方策の組み合わせ要求に変わりはないが、各方策の要求の程度を強化)</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉格納容器内に煙感知器を設置、熱感知器を追設</u> ・<u>既設設計の確認・再評価等※²に加え、火災に対する多重化設計を強化(ケーブルの昇温対策実施)</u> ・<u>耐火キャビネット新設</u> ・<u>鉛蓄電池の充電時に発生する水素ガスへの長期間換気停止時の対策実施(防爆型ブロー設置)</u> ・<u>火災への対応措置を規定化(原子炉停止、可燃物管理)</u> 	P.42 ～ P.44
溢水	・追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>機器及び配管の破損、消火系統の放水、地震による機器の破損(スロッシングを含む。)により生じる溢水に対して安全機能を損なわない設計</u> ・<u>内部溢水が管理区域外に漏れいしない設計</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>既設設計の確認・再評価等※³に加え、溢水発生時の対応措置を規定化(溢水発生時の措置等)</u> 	P.45 ～ P.46

※2: 既設設計(ケーブルトレイ等によるケーブルの耐火対策や分離距離確保対策等)の確認、再評価等を実施。

※3: 既設設計(排水ポンプ、ブローアウトパネル、漏水検知器、被水防護対策等)の有効性確認、基準地震動策定に伴う耐震再評価、影響評価等を実施。

新規制基準に対する主な対応(4/7)



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
誤操作防止	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の制御盤等は、確認が容易にでき、かつ正確に操作できるよう配置を考慮した設計 原子炉保護回路等の設置 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> 追加工事なし 	
安全避難通路	<ul style="list-style-type: none"> 避難用照明、誘導標識、誘導灯等を設置 	<ul style="list-style-type: none"> 安全避難通路や避難用照明、設計基準事故時に用いる照明を設ける設計。照明については、電源喪失時にも安全機能を損なわない設計 	<ul style="list-style-type: none"> <u>既設設備の有効性を確認</u> <u>携帯用照明等の資機材を新規に整備</u> 	
安全施設	<ul style="list-style-type: none"> 実用炉の重要度分類を参考に安全機能の重要度を定めて設計 	<ul style="list-style-type: none"> 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を参考に安全機能の重要度を定め、それぞれの重要度に応じた信頼性を確保した設計 	<ul style="list-style-type: none"> 追加工事なし 	
安全評価	<ul style="list-style-type: none"> 安全評価指針に基づき実施し、要件を満足する設計 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> 追加工事なし 	
安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系は多重化し、区域管理等により物理的アクセスを制限する設計 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> <u>既設設計の確認・再評価等※4に加え、火災に対する多重化設計を強化(ケーブルの昇温防止対策(遮熱性)実施)</u> 	

※4: 既設設計(ケーブルトレイ等によるケーブルの耐火対策や分離距離確保対策等)の確認、再評価等を実施。

新規制基準に対する主な対応(5/7)



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
反応度制御系統	・十分な反応度制御能力を有するよう設計	・同左	・追加工事なし	
廃棄施設	・周辺監視区域外の空气中及び水中の放射性物質の濃度を十分に低減できる設計 ・液体廃棄物の漏えいを防止できる設計	・同左	・追加工事なし	
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する。また、 <u>廃棄物管理施設へ引渡す</u> ※5	・同左 ・固体廃棄物の一時保管用として用いていた区域を固体廃棄物保管室として設定 <u>(廃棄物管理施設に引渡すまでの間保管する※5)</u>	・追加工事なし	
直接ガンマ線からの防護	・敷地境界において、年間50μGy以下になるよう設計	・同左	・追加工事なし	
放射線業務従事者の防護	・合理的に達成できる限り不要な放射線被ばくを防止(漏えい防止、施設内の換気、遮へい等の対策)	・同左	・追加工事なし※6	
通信連絡設備	・施設内、敷地内に必要な指示、連絡ができる通信連絡設備を設置	・設計基準事故発生時(外部電源喪失含む)に敷地内にいる者に対し必要な指示ができる設計。また、敷地内及び敷地外への連絡手段に多重性又は多様性を確保する設計	・ <u>構内一斉放送を大洗研究所として新設※7(既設放送設備は、予備として運用)</u>	P.62 ～ P.66

※5: HTTR原子炉施設の放射性廃棄物(固体・液体)は、大洗研究所内の廃棄物管理事業へ引き渡す運用。保管廃棄施設には、運転中廃棄物(固体)を概ね2年分保管可能。

※6: HTTR原子炉施設は、冷却材中に含まれる核分裂生成物等の量が非常に少なく、一時立入者でも1次系の配管に触れることが出来る程、クリーンな状態となっている。よって、メンテナンス等の作業中における放射線被ばく量も低く、法令の定める基準(実効線量: 年50mSv、5年100mSv)を上回ったことはない。また、警戒線量として保安規定に定めている基準(実効線量: 年20mSv、3カ月13mSv)も上回ったことはない(参考: 過去における最大の実効線量約3カ月約1.4mSv)。

※7: 大洗研究所共通設備として、HTTRの原子炉設置変更許可を取得する前に、大洗研究所内の廃棄物管理事業にて設工認の認可を取得し、新設工事を実施。

新規制基準に対する主な対応(6/7)

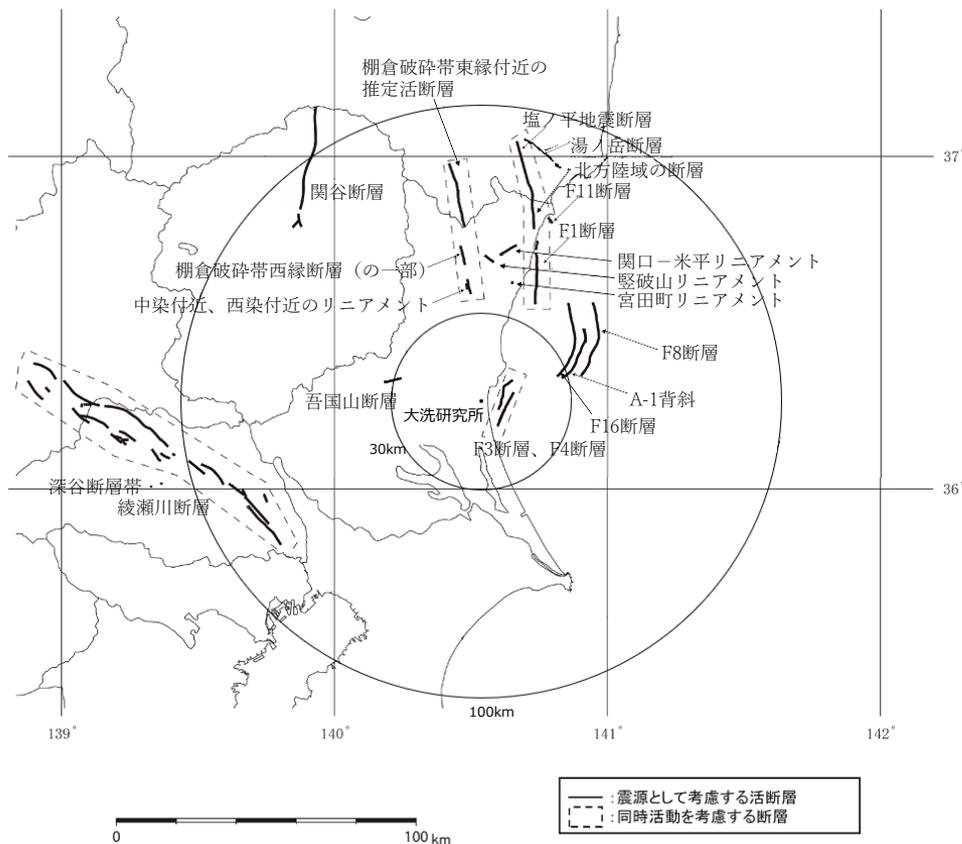


許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置等を設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に、原子炉停止後のパラメータ監視に必要な電源を設ける設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・既設の鉛蓄電池に加え、可搬型計器や可搬型発電機等を設置 ・可搬型発電機用燃料を備蓄 ・対応措置を規定化 	P.47
試験用燃料体	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心の安全機能等に影響を与えない設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	
取扱施設及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・取扱及び貯蔵施設は、臨界防止、遮へい等を考慮した設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	
一次冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> ・適切な冷却能力を有し、隔離弁等を設ける設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	
残留熱除去施設	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱その他の残留熱を除去でき、バウンダリの健全性維持を監視可能な設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	
最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・最終ヒートシンクである大気へ熱を輸送できる設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	
計測制御系統施設	<ul style="list-style-type: none"> ・監視及び制御できる設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし 	

新規制基準に対する主な対応(7/7)



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
原子炉停止系統	・制御棒系及び後備停止系により原理の異なる独立した停止系を設ける設計	・同左	・追加工事なし	
原子炉制御室	・主要なパラメータが監視できる設計	・同左	・既設の照明(停電対応含む)に加え、携帯用照明を整備	
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	・同左 ・ <u>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))を設ける設計</u>	・ <u>8方位の測定網羅性を考慮し、モニタリングポスト(9基)の伝送系を多様化</u> ・ <u>非常用電源(無停電電源及び非常用発電機(可搬型含む))を設置</u> ・ <u>非常用発電機用燃料を備蓄</u>	P.48
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空気浄化設備を設ける設計	・同左	・追加工事なし	
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止	・追加された要求事項	・ <u>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、対策を備える</u>	・ <u>制御棒系による原子炉停止機能に加え、後備停止系による原子炉停止機能強化(基準地震動による耐震評価・全交流動力電源喪失対策の実施)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プールへの注水手段を追加(消防自動車等からの注水)</u> ・ <u>全電源喪失や放射性物質等の放出事象の発生に備え、可搬型計器、可搬型発電機等の対策を整備</u> ・ <u>対応措置を規定化</u>	P.49 ~ P.61



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
関口-米平リニアメント	6	6.8*1	49
関破山リニアメント	4	6.8*1	45
宮田町リニアメント	1	6.8*1	42
吾国山断層	6	6.8*1	35
F8断層	26	7.2	36
F11断層	5	6.8*1	60
F16断層	26	7.2	39
A-1背斜	19	7.0	31
棚倉破砕帯西縁断層～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。

基準地震動の策定(2/4)

● 検討用地震の選定

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、検討用地震を下記のとおり選定した。

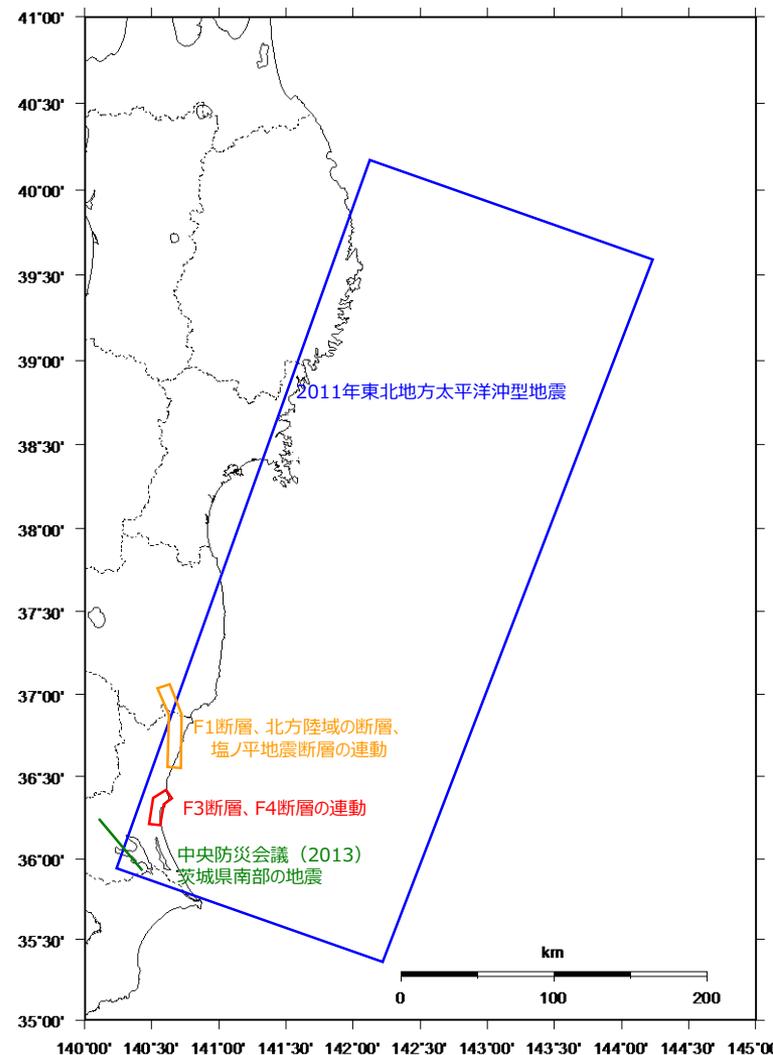
地震発生様式	検討用地震	
	設置変更許可申請時	審査結果を反映
内陸地殻内地震		F1断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の連動 (M7.8)
	F3断層、F4断層の連動 (M6.8)	F3断層、F4断層の連動 (M7.0)
プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖地震 (Mw9.0) ※	2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0) ※
海洋プレート内地震	中央防災会議(2004) 茨城県南部の地震 (M7.3)	中央防災会議(2013) 茨城県南部の地震 (M7.3)

※ 「津波評価」で設定した2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえた想定震源による地震動の影響は、2011年東北地方太平洋沖型地震の影響を上回るものではない。

● 震源を特定せず策定する地震動

震源を事前に特定できない地震に関する既往の知見である加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル、及び、審査ガイドに記載されている16地震を再整理し、信頼性のある基盤地震動が評価されている。2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動を設定。当該地震動は、基準地震動(Ss-D)に包絡される。

また、基準地震動については、原子力規制委員会からの追加要求や、最新の知見を踏まえ、必要に応じて適宜見直す。なお、2021年4月21日に地震動に関する審査ガイド等が改正されたため、大洗研究所においては地震動の再評価を行い、その結果を踏まえて原子炉設置変更許可申請を実施する予定(経過措置期間である9カ月以内の申請を予定)。



検討用地震の断層モデル図

基準地震動の策定(3/4)

■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	
【検討用地震の選定】	【検討用地震の選定】	【検討用地震の選定】	【検討用地震の選定】
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)
【基本震源モデルの設定】	【基本震源モデルの設定】	【基本震源モデルの設定】	【基本震源モデルの設定】
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)
主な特徴	主な特徴	主な特徴	主な特徴
<ul style="list-style-type: none"> ・既往最大である2011年東北地方太平洋沖型地震と同様のMw9.0を想定している。 ・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。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・想定になった中央防災会議(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。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・断層全長約58kmを南部と北部に分ける際、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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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6.45×10^{18}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7.50×10^{18}Nm)している。 ・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。
【不確かさの考慮】	【不確かさの考慮】	【不確かさの考慮】	【不確かさの考慮】
<ul style="list-style-type: none"> ・SMGA位置の不確かさ(過去に発生した地震の位置→敷地最短) ・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) ・SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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) ・応力降下量の不確かさ(62MPa→77MPa) ・地震規模の不確かさ(Mw7.3→Mw7.4) 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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) ・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) 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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) ・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)

既往の知見

震源を事前に特定できない地震に関する既往の知見である加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル

審査ガイド例示16地震

信頼性のある基盤地震動の検討結果を踏まえ2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮

↓

2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動を設定

基準地震動の策定(4/4)

■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	
【応答スペクトル手法】 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	【応答スペクトル手法】 Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮	【応答スペクトル手法】 Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮	【応答スペクトル手法】 Noda et al.(2002)による手法に加え、その他の距離減衰式を考慮
【断層モデル手法】 経験的グリーン関数法による評価	【断層モデル手法】 統計的グリーン関数法による評価	【断層モデル手法】 経験的グリーン関数法による評価	【断層モデル手法】 統計的グリーン関数法による評価
<div style="border: 1px dashed green; padding: 5px; display: inline-block;"> 応答スペクトル手法による基準地震動 </div>		<div style="border: 1px dashed green; padding: 5px; display: inline-block;"> 断層モデル手法による基準地震動 </div>	
<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基準地震動(S_s-D)を策定</p> <p>・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(S_s-D)を上回るケースを選定</p>	

■震源を特定せず策定する地震動

加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル及び2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動が、基準地震動(S_s-D)に包絡されることを確認

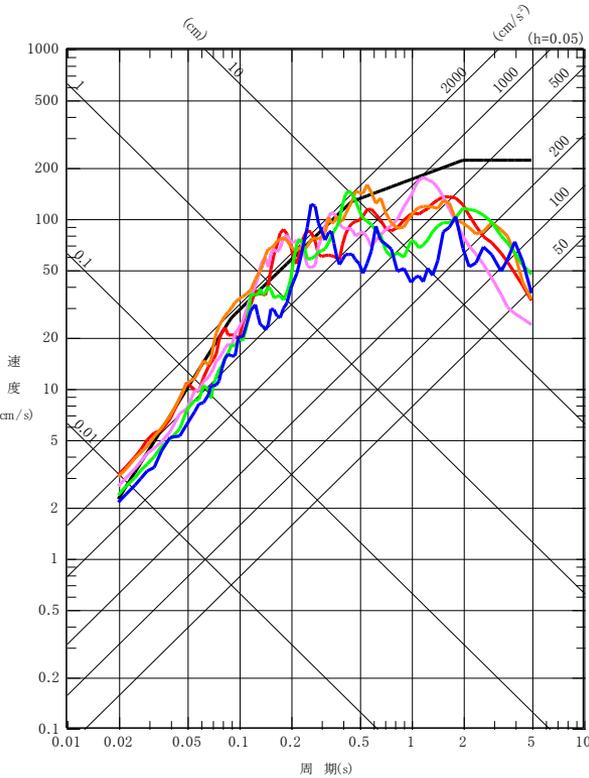
■基準地震動の策定

- S_s-D 応答スペクトル手法による基準地震動
- S_s-1 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)
- S_s-2 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)
- S_s-3 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)
- S_s-4 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)
- S_s-5 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)

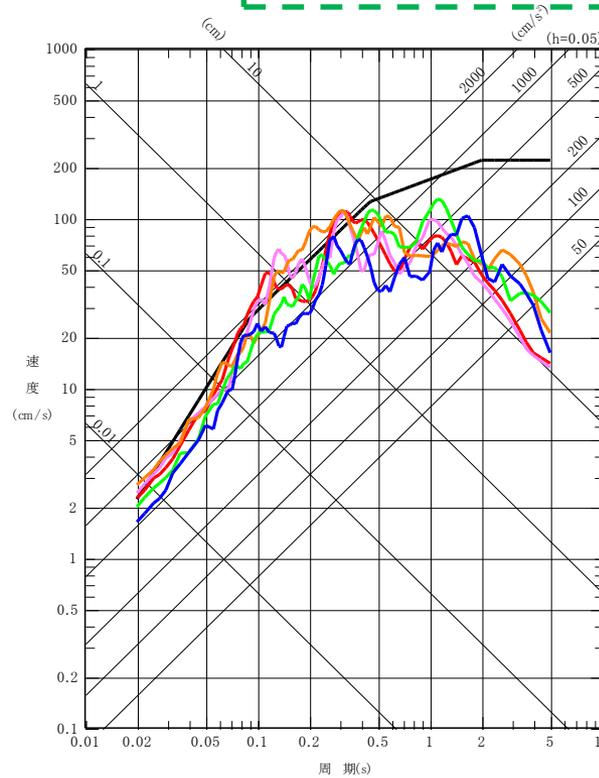
■ 基準地震動の応答スペクトル

基準地震動として6波を設定

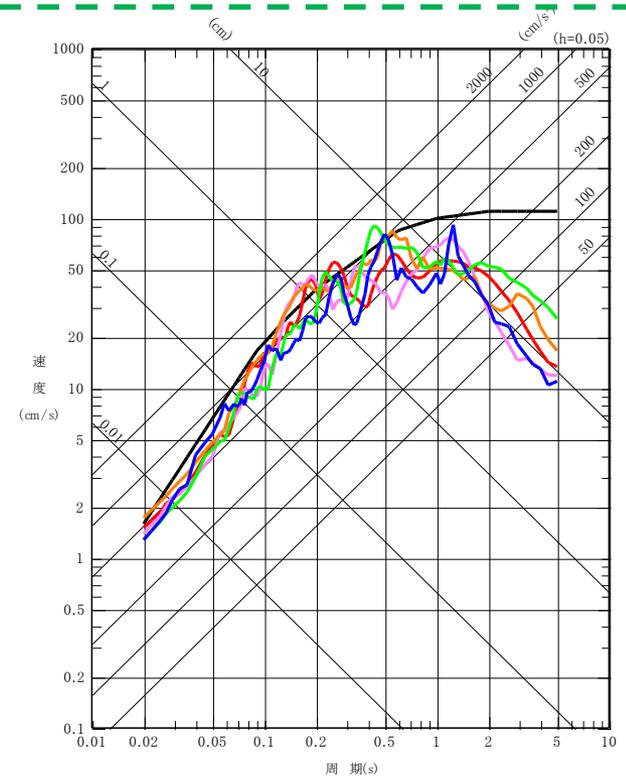
- Ss-D 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-1 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点1)
- Ss-2 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点2)
- Ss-3 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点3)
- Ss-4 F3断層～F4断層による地震(断層傾斜角の不確かさ,破壊開始点3)
- Ss-5 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重量)



NS成分



EW成分



UD成分

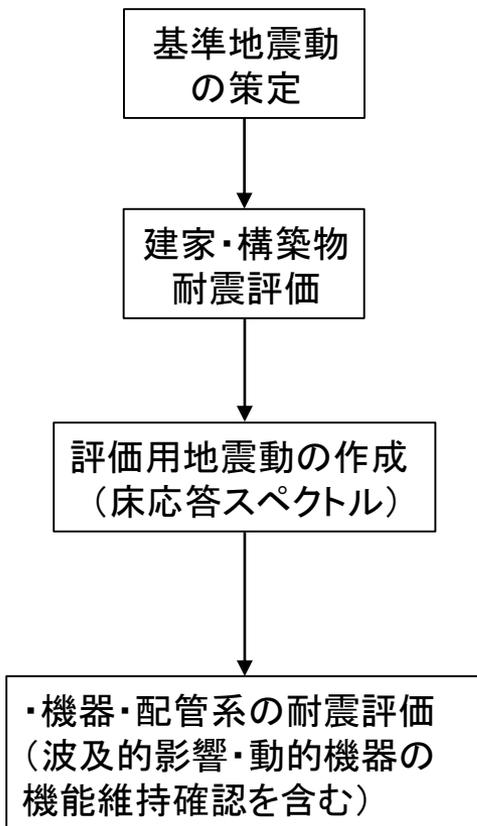
基準地震動の策定(最大加速度)

■ 基準地震動の最大加速度の一覧を示す。

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)		
		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	700	700	500
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)	973	711	474
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)	835	761	436
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)	948	850	543
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)	740	630	405
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)	670	513	402

※表中のグラフは各基準地震動の加速度時刻歴波形(縦軸:加速度[cm/s²], 横軸:時間[s])

耐震評価の流れ



・基準地震動及び解放基盤表面について

HTTRの敷地海側にあるF3、F4断層の連動による基準地震動(S_s-1)が、**最大の水平加速度(973cm/s^2)**となり、**変更前の基準地震動(S_2)による最大の加速度(350cm/s^2)の2倍以上**を想定(解放基盤表面は、S波速度が 0.7km/s 以上となるG.L.-172.5mの位置を設定)

・建物・構築物及び機器・配管系の耐震性の評価

耐震健全性の評価は、許可基準規則の要求に従い、耐震重要度分類に応じた地震力を用いて実施。その結果、**全ての建物・構築物及び機器・配管系が耐震健全性を有することを確認**(下表No.1参照)。

・波及的影響の評価

耐震Sクラス施設が、下位の耐震クラスに属するものの破損等による波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認するため、下位の耐震クラスの施設に対して基準地震動による評価を実施した。その結果、**基準地震動による耐震Sクラスへの波及的影響がないことを確認**(下表No.2参照)。

・動的機器の機能維持確認

基準地震動による地震力によっても、設備に要求される動的機能が維持(保持)されることを確認するため、許可基準規則の要求に従い、耐震Sクラス施設の隔離弁(P12参照)に対し動的機能維持評価を実施した。その結果、**基準地震動によって発生する応答加速度が機能確認済加速度以下であり、機能が保持されることを確認**(下表No.3参照)

耐震評価の結果(例)

No.	評価対象物	発生応力・加速度	許容値	評価結果
1	原子炉圧力容器	111(MPa)	350(MPa)	良
2	原子炉建家 天井クレーン	244(MPa)	279(MPa)	良
3	隔離弁	500(cm/s^2)	5880(cm/s^2)	良

基準津波の策定(1/2)

【基準津波の設定】

・「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



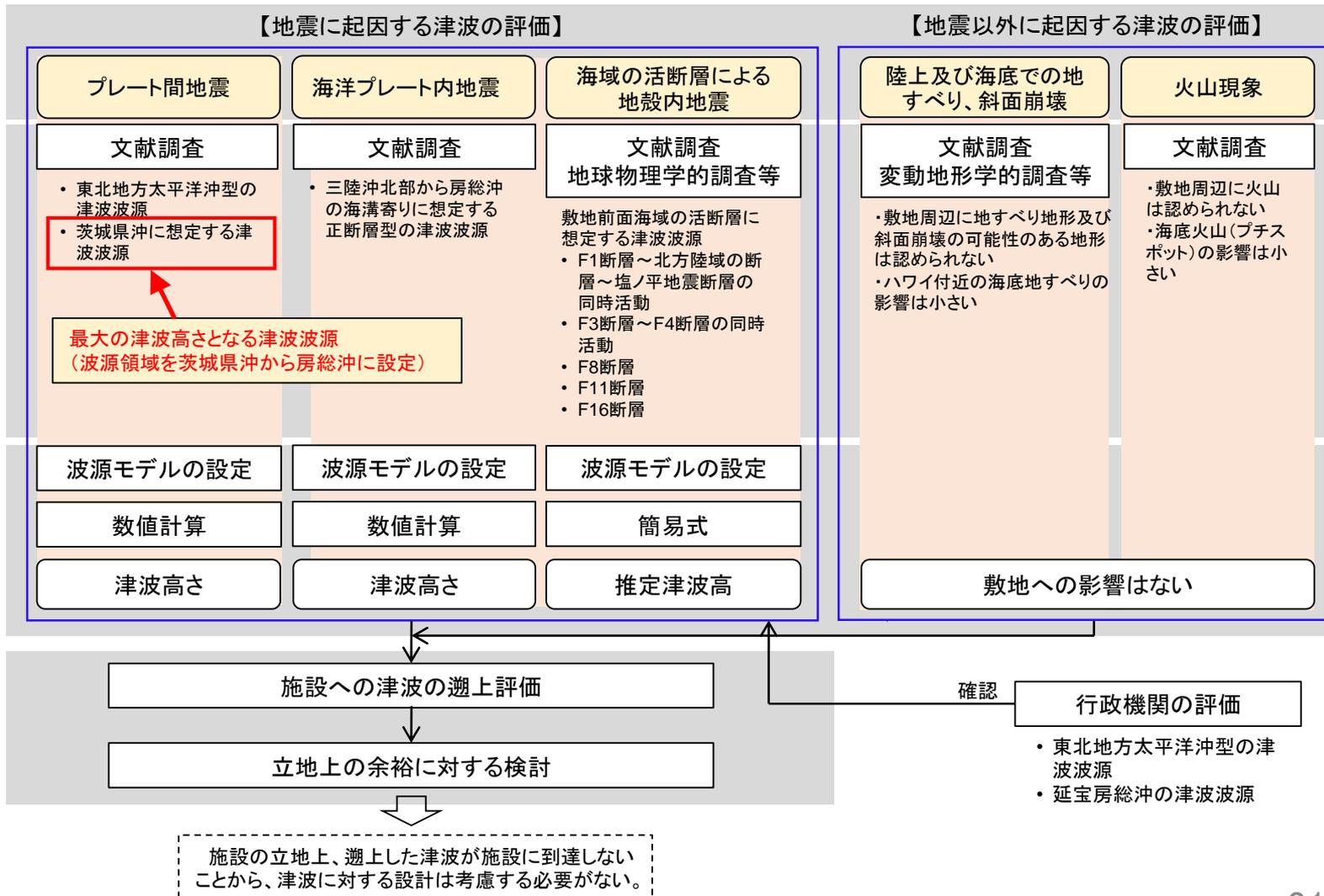
■津波波源の設定



■津波評価



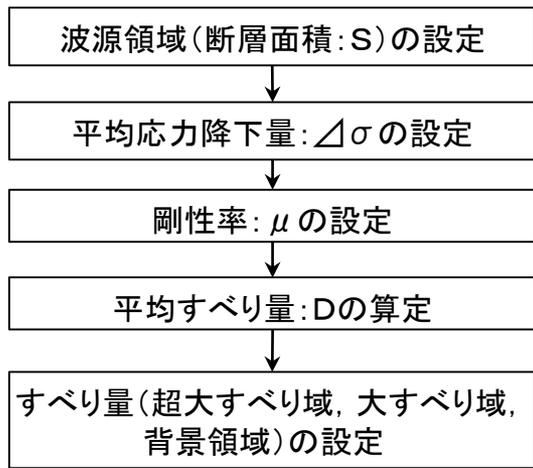
■津波の到達可能性の評価



基準津波の策定(2/2)

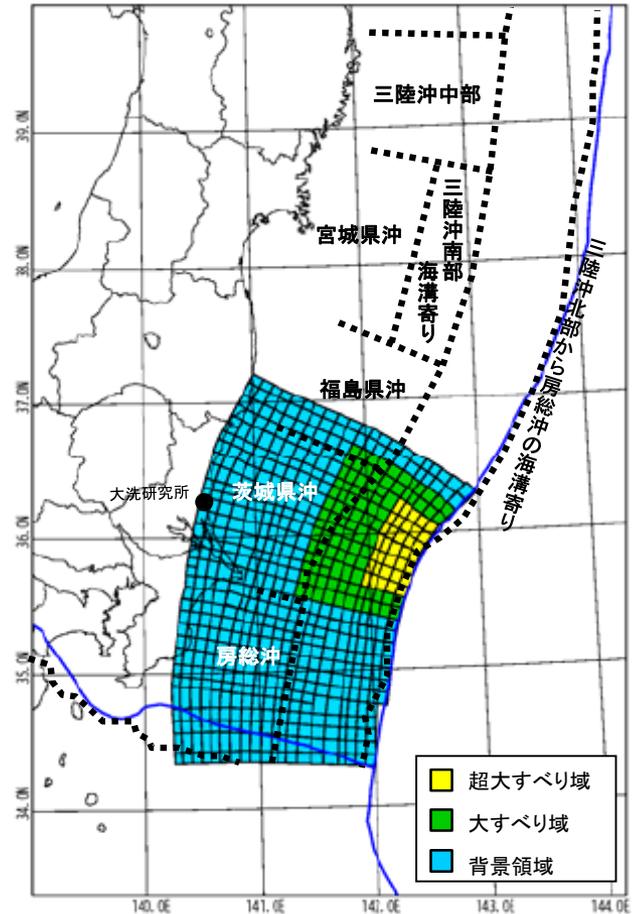
【設定フロー】

波源モデルの設定



【設定根拠】

- 茨城県沖から房総沖に設定
- M7~M9クラスの地震の応力降下量のばらつきを考慮(内閣府(2012), Murotani et al.(2013))
- 2011年東北地方太平洋沖地震の再現モデルの剛性率を設定
- 地震の規模に関するスケーリング則と地震モーメントの定義式から算定
- 保守的に大すべり域及び超大すべり域のすべり量を割り増し



特性化波源モデル(一例)

パラメータ※1	設定値
断層面積: S	53,684 km ²
平均応力降下量: Δσ	3.0 MPa
剛性率: μ	4.7 × 10 ¹⁰ N/m ²
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 ₀	1.5 × 10 ²² Nm

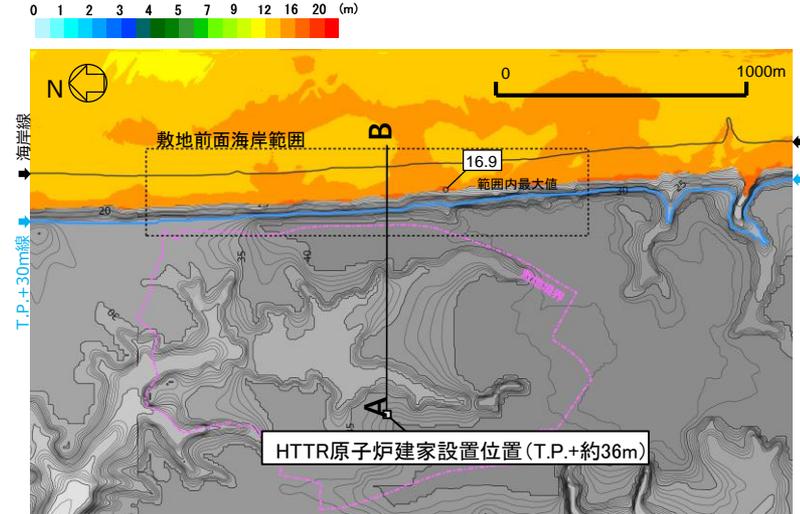
パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	24.3 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の5% (2,659 km ²)※2
大すべり域	すべり量	12.1 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の15% (8,231 km ²)※2
背景領域	すべり量	3.8 m
	面積比率(断層面積)	全体面積の80% (42,794 km ²)※2

※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

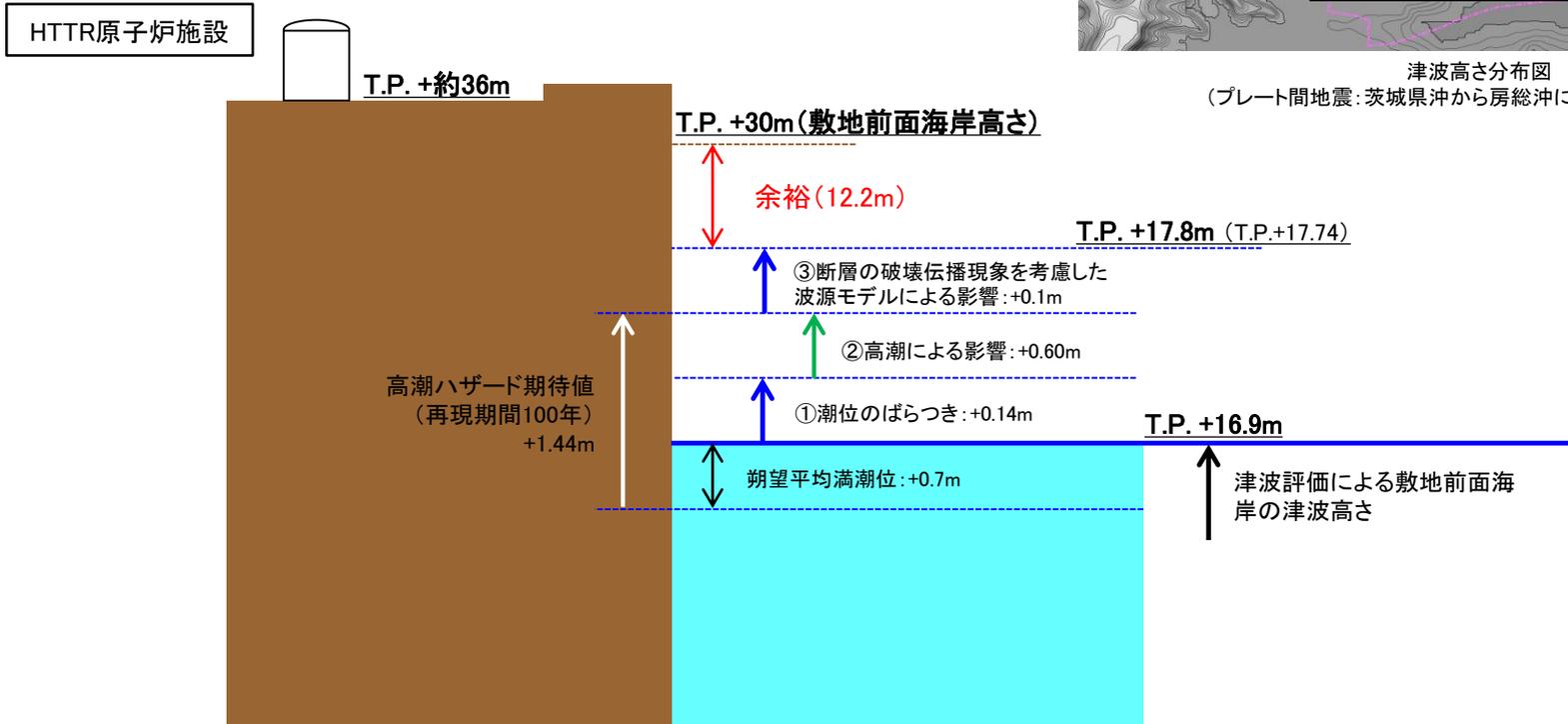
※2: 断層面積は右図の特性化波源モデル値
ただし、超大すべり域、大すべり域の位置により若干変動する

【基準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 **基準津波 (T.P.+17.8m)** に対して、**原子炉施設の設置高さ (T.P.+約36m)** は余裕があり、HTTR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



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)



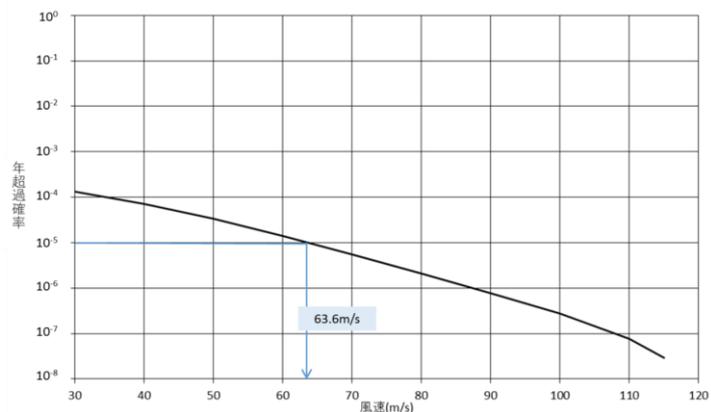
「津波高さ分布図」のA-B 断面概略図

【基準竜巻・設計竜巻の設定】

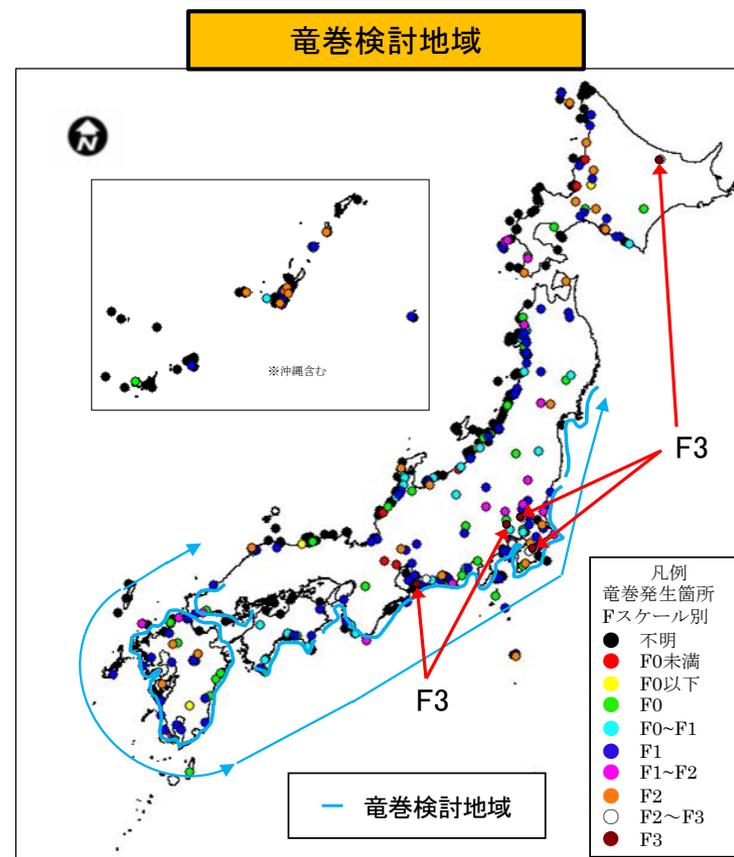
- ・日本で過去に発生した竜巻による最大風速 V_{B1} : 92m/s(フジタスケールF3の風速の上限値)
- ・竜巻検討地域におけるハザード曲線から求まる最大風速 V_{B2} : 63.6m/s
⇒ 基準竜巻の最大風速 V_B は、 V_{B1} と V_{B2} のうち、大きい方の風速を**基準竜巻として設定(最大風速 V_B は92m/s)**
- ・竜巻影響評価に用いる設計竜巻風速 V_D は、最大風速(92m/s)に保守性を考慮し設定 ⇒ **設計竜巻風速 V_D : 風速100 m/s**

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



竜巻に対する防護設計

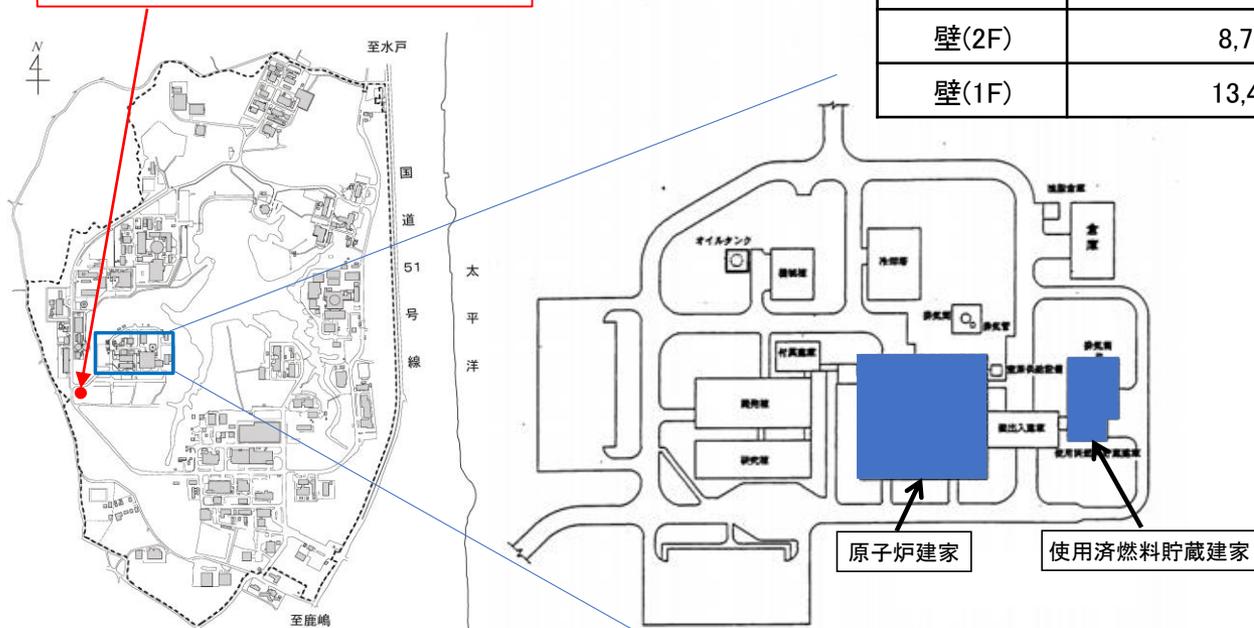
竜巻に対する防護設計

・竜巻に対して、HTTR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竜巻防護施設として防護

・よって、上記の竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重、飛来物*の衝撃荷重に耐えることを確認

※「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）・鋼製パイプ（8.4kg、2m×φ0.05m）を設定

車両避難用駐車場
(原子炉建家から約200m以上離隔)



HTTR原子炉施設配置概略図

飛来物(鋼製材)による裏面剥離、貫通評価結果(原子炉建家)

評価位置	限界厚さ(cm)		評価結果	
	裏面剥離	貫通	裏面剥離	貫通
壁(最上部)	45.4	26.1	一部剥離*	しない
壁(2F)	45.4	26.1	一部剥離*	しない
壁(1F)	45.4	26.1	しない	しない

※裏面剥離による竜巻防護対象施設への影響がないことを確認(施設がない等)

設計荷重に対する構造健全性評価結果(原子炉建家)

評価位置	設計竜巻による複合荷重(層せん断力(kN))	保有水平耐力(kN)	評価結果
壁(最上部)	3,500	110,000	良
壁(2F)	8,770	181,000	良
壁(1F)	13,400	382,000	良

竜巻による飛来物の飛散距離*

対象物	飛散距離(m)
普通車	約148
軽自動車	約165
鋼製材	約168

※フジタモデルの場合の例

竜巻に対する安全対策

- ・ 飛来物となる可能性のある資機材等は、事前に隔離、撤去、固縛、固定を実施（右写真参照）
- ・ 竜巻情報、雷情報等を気象庁等から入手
- ・ 原子炉施設に影響を及ぼすおそれがある竜巻の接近が予測された場合には、①原子炉の停止操作を行う、②車両の退避（車両避難用駐車場を新たに整備）等の必要な措置を実施
- ・ 竜巻の影響により外部電源が喪失し、かつ、非常用発電機が起動できない場合に備え、原子炉建家内に設置している鉛蓄電池による原子炉停止・状態監視に加え、鉛蓄電池枯渇後の対策として可搬型計器、可搬型発電機を新たに配備
- ・ 飛来物の継続的な管理のため、施設周辺の点検等を実施

飛来物撤去前



飛来物撤去後



飛来物対策（自動販売機の撤去例）



新たに整備した車両避難用駐車場



新たに備えた可搬型発電機の一例

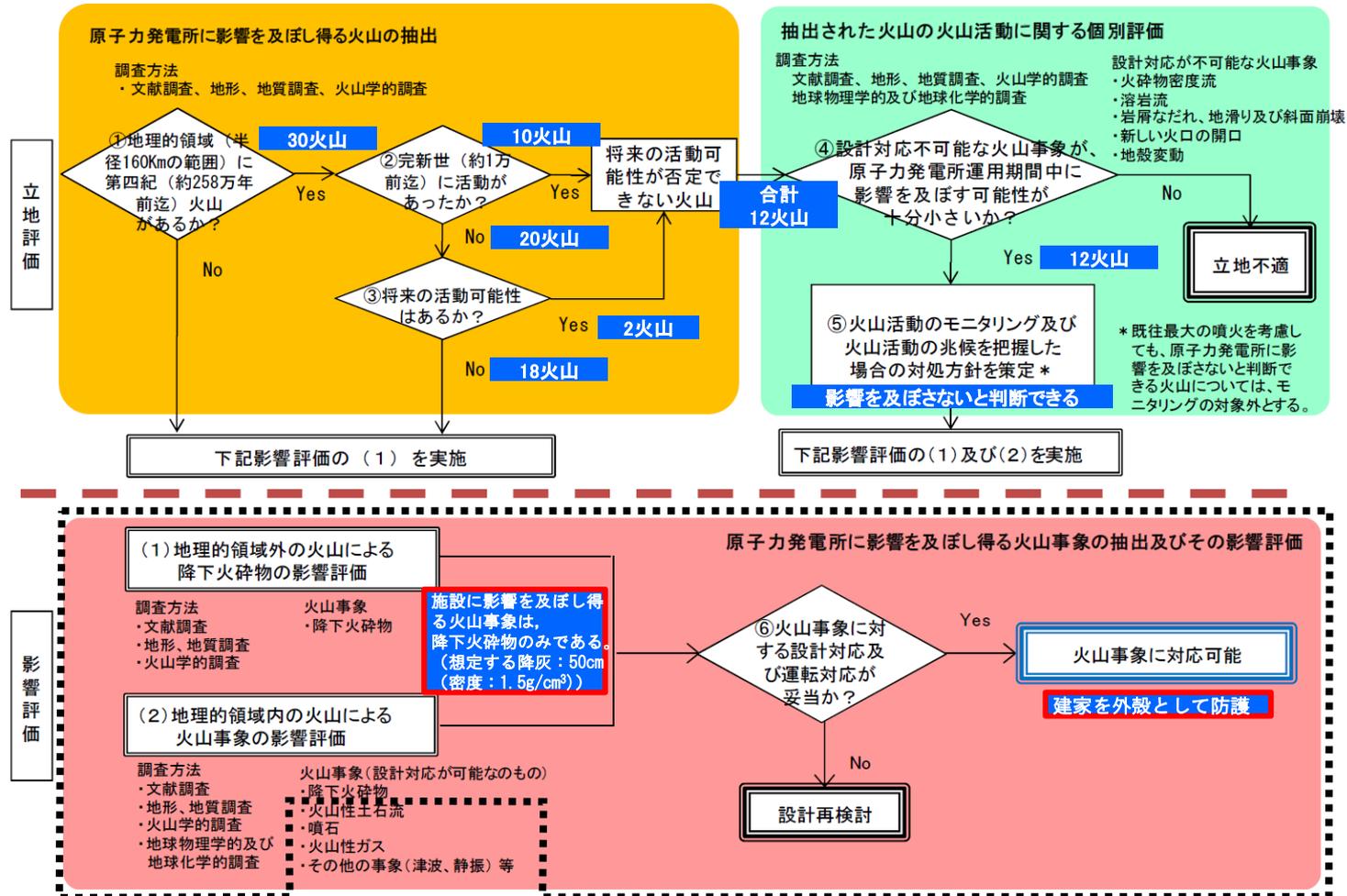
立地評価や設計火山灰層厚等の策定(1/3)

【立地評価】

- 施設に影響を及ぼす可能性のある火山として12火山（半径160kmの範囲内にある30火山のうち、完新世に活動を行った火山）を抽出、設計対応不可能な火山事象が敷地に影響を及ぼす可能性がないことを確認

【影響評価】

- 施設に影響を及ぼす可能性のある火山事象は、降下火砕物のみと確認



※原子力発電所の火山影響評価ガイド（原子力規制委員会（2013））に加筆

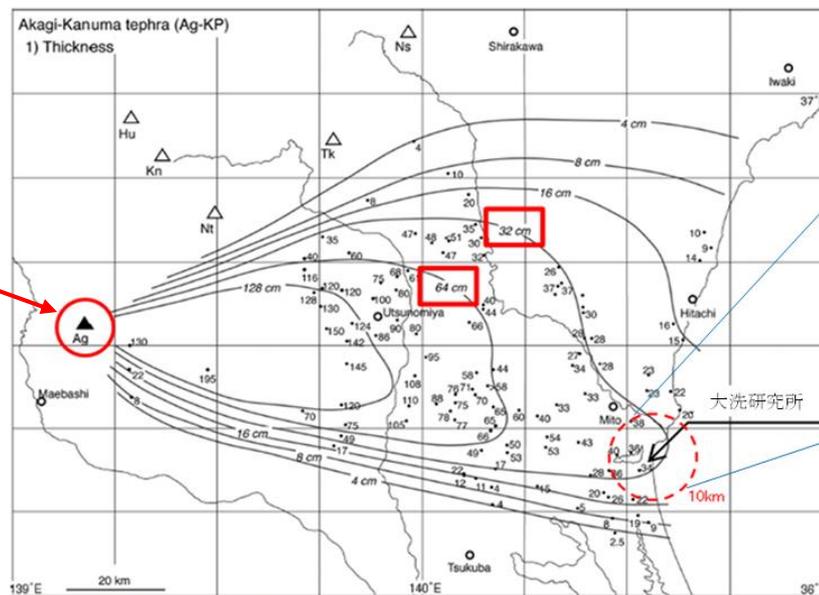
.....：立地評価等を除く施設への影響確認が必要な範囲

【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や文献等から総合的に判断し、**最大層厚を50cm(湿潤密度 1.5g/cm³)** (赤城鹿沼テフラ (赤城山) を代表) を設定

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	日光白根山	120
5	赤城山	126
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) 数字は降下火砕物堆積物の層厚で、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) (11))



赤城鹿沼テフラ(赤城山)の降灰分布

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、HTTR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原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が、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*

※風荷重及び積雪荷重の荷重組み合わせを考慮した確認を実施

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には、①原子炉の停止操作を行う、②必要な資機材を準備する等の措置を実施。また、降灰が継続する場合には、③換気系の停止、④建家屋根の降下火砕物の除去等、必要な措置を実施
- ・ 降下火砕物の影響により外部電源が喪失し、かつ、非常用発電機が起動できない場合に備え、原子炉建家内に設置している鉛蓄電池による原子炉停止・状態監視に加え、鉛蓄電池枯渇後の対策として可搬型計器、可搬型発電機を新たに配備

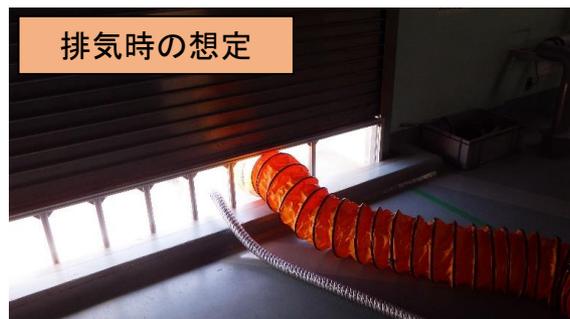
降下火砕物(火山灰)の堆積による 原子炉建家の屋根荷重の評価結果の一例

評価部位 (屋根厚さ毎に分類)	積載可能 荷重 (N/m ²)	火山灰 (50cm)等の 荷重※(N/m ²)	評価 結果
北側2F屋根	8,776	8,565	○
南側屋根	10,149		○
中央制御室屋根	12,307		○

※評価対象の荷重は、降下火砕物(密度1.5g/cm³の火山灰層厚50cm)の他、除灰時の人員等の荷重として100kg/m²を加えた荷重を設定。



火山灰除去作業の装備
(スコップ、保護めがね、マスク等)



火山灰の降灰時における可搬型発電機の排気対策

外部火災に対する防護設計と安全対策

- ・**森林火災等の熱影響に対し**、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒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
- ・火災が原子炉建家等の防護対象設備を内包する建家等へ**延焼しないよう、幅9.5mの防火帯(防火帯の外側20mに樹木のない範囲を設定)を新設**

熱影響評価の例

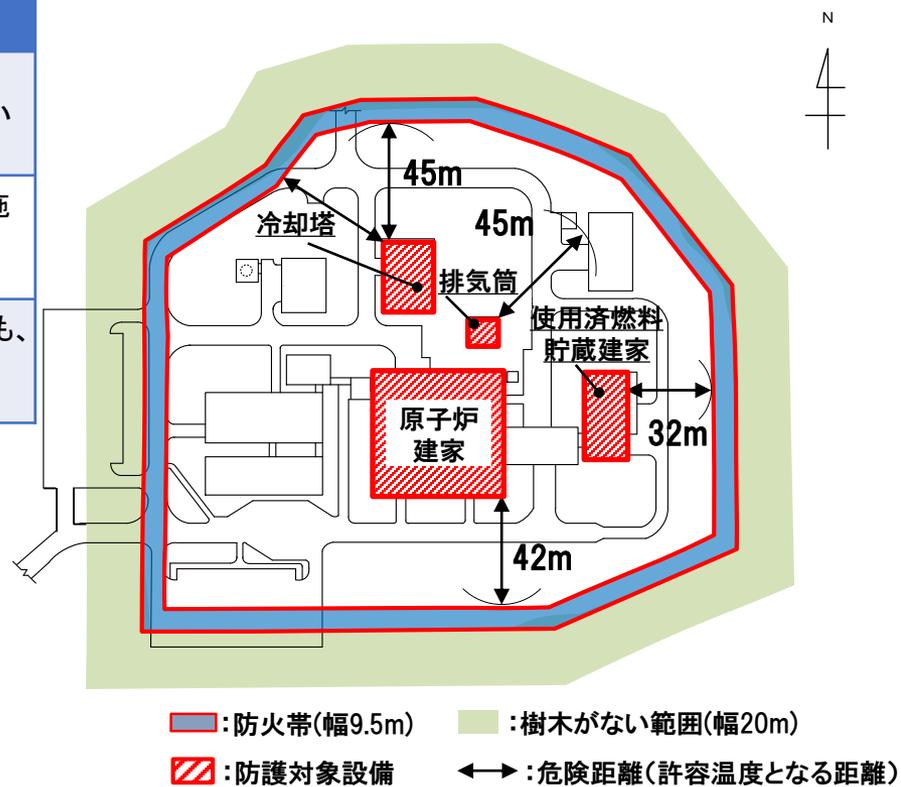
※許容温度(文献):「建築火災のメカニズムと火災安全設計(原田和典、財団法人日本建築センター、2007)」

評価対象事象

影響評価結果

- | | |
|--------|--|
| ①森林火災 | ・ 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138℃であり、許容温度を超えないことを確認。 |
| ②航空機落下 | ・ 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75℃であり、許容温度を超えないことを確認。 |
| ③重畳事象 | ・ 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172℃であり、許容温度を超えないことを確認。 |

実際の防火帯



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と安全対策

・①火災発生防止、②火災早期検知及び消火、③火災の影響軽減の3方策の適切な組み合わせにより、火災発生時に火災防護対象設備の安全機能を損なわない設計

【①火災の発生防止】

- ・ **火災防護対象ケーブル※**は、延焼性能及び自己消火性能を有した難燃性ケーブルを使用。**延焼性能については、米国電気電子工学学会（IEEE）規格-383等の垂直トレイ試験に適合すること、自己消火性能については、ICEA垂直燃焼試験（絶縁体のみ実施）あるいはUL垂直燃焼試験に適合することで性能を担保**
- ・ ICEA垂直燃焼試験はケーブルのシース材をはぎ取った状態で行う燃焼試験であり、火災防護基準に例示されるUL垂直燃焼試験とは異なるが、下表に示す実用発電用原子炉の審査において確認された内容を参考に自己消火性を確認

※安全保護系(停止系、工学的安全施設)等の多重化された系統が火災により同時に機能喪失しないように火災防護対象ケーブルを選定

試験名	UL垂直燃焼試験	ICEA垂直燃焼試験
試験装置概要	<p>試験装置概要 (単位mm)</p>	<p>試験装置概要 (単位mm)</p>
試験内容	試料を垂直に保持し、20度の角度でバーナの炎をあて、15秒着火、15秒休止を繰り返し、試料の燃焼の程度を調べる。	試料を垂直に保持し、20度の角度でバーナの炎をあて、15秒着火、15秒休止を繰り返し、試料の燃焼の程度を調べる。
判定基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残炎による燃焼が60秒を超えないこと。 ・ 表示旗が25%以上焼損しないこと。 ・ 落下物によって底部の外科用綿が燃焼しないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残炎による燃焼が60秒を超えないこと。 ・ 表示旗が25%以上焼損しないこと。

シース名	実用発電用原子炉におけるUL垂直燃焼試験結果		HTTRの火災防護対象ケーブルのシース厚さ
	シース厚さ	最大残炎時間	
難燃クロロスルホン化ポリエチレン	1.5mm	0秒(<60秒)	1.5 mm以上
難燃低塩酸特殊耐熱ビニル	1.5mm	2秒(<60秒)	1.5 mm以上
難燃低塩酸ビニル	1.5mm	3秒(<60秒)	1.5 mm以上

【②火災の早期検知及び消火】

[火災の早期検知(原子炉格納容器内)]

- ・ 発電用原子炉施設の火災防護基準を参考に、熱感知器(既設10台)に加え、熱感知器38台及び煙感知器23台を新設。熱感知器及び煙感知器は、火災区画内の全ての場所の火災を検知可能
- ・ 火災を検知した場合、中央制御室に設置されている煙感知器・熱感知器表示盤に、火災を検知した感知器毎に火災警報が発報し、火災の発生場所を特定可能

[火災の早期検知(原子炉格納容器内を除く)]

- ・ 炎感知器及び熱感知器と比較して最も早期に火災を検知することができる煙感知器(既設)を火災区画毎に設置。非常用発電機の燃料移送ポンプ室については、A重油の気化を考慮して防爆型熱感知器(既設)を設置。煙感知器及び熱感知器は、火災区画内の全ての場所からの火災を検知できるよう配置
- ・ 火災を検知した場合、中央制御室に設置されている火災受信機盤に火災警戒区画線に囲まれた範囲毎に火災警報が発報し、短時間(10分以内)で火災発生場所を特定可能

[火災の消火]

- ・ 煙の充満により消火器等による消火が困難となる非常用発電機室は、短時間で確実な消火を期待できる二酸化炭素消火設備(既設)を配置。中央制御室で火災警報を確認後、現場作業員が退避し、二酸化炭素消火設備の起動までを短時間(5分以内)で実施可能
- ・ その他の火災は消火器、屋内消火栓(既設)及び屋外消火栓(既設)により消火可能



新設した原子炉格納容器用の「煙感知器・熱感知器表示盤」
(中央制御室)

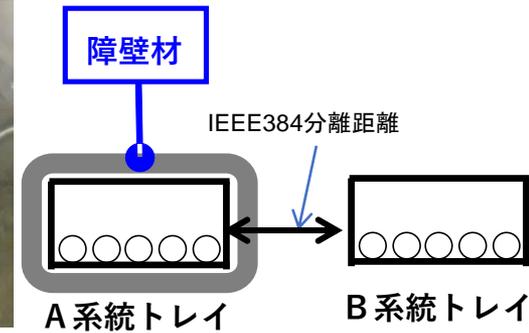
【③火災の影響軽減】

- ・火災により他の区域・区画の火災防護対象設備に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ、貫通部シールによって区域・区画の分離を実施
- ・原子炉の停止及び冷却に係る安全機能を有する火災防護対象ケーブルが格納されているケーブルトレイには、以下の火災影響軽減対策を実施
 - ⇒ 1時間の遮炎性を有する鋼板に覆われたケーブルトレイにケーブルを収納。なお、ケーブルは難燃性ケーブルを使用(既設(一部追加試験実施))
 - ⇒ IEEE384を参考に、ケーブルトレイや潤滑油を内包する機器等、多重化された機器間の分離距離を確保(既設)
 - ⇒ 多重化された系統が混在する火災区画内について、停止及び冷却の機能を防護するため、ケーブルトレイの1系統に**1時間*の耐火性・遮熱性を有する障壁材(新設工事)**を施工
- ・鉛蓄電池の充電時に発生する水素に対し、換気空調が停止した場合に備え**防爆型ブロー等を準備(新規)**
- ・鋼製キャビネットに可燃物を収納し、また、持ち込み可能な可燃物の量の制限により可燃物を管理

※HTTRのスクラムによる原子炉停止は、制御棒への熱的影響の観点(繰り返し利用の観点)から2段階で制御棒を挿入する設計としている。①冷却材の温度が低下又は②1段階目の制御棒挿入から40分経過の早い方で2段階目の制御棒を挿入するため、当該制御に必要な設備機器の機能を60分間防護する設計としている。なお、電源を喪失した場合は電磁クラッチの電源が遮断されるため自重により制御棒は落下挿入される。



ケーブルトレイの分離(既設)



ケーブルトレイの1系統における障壁材の巻設イメージ



障壁材

耐火性・遮熱性を有する障壁材の施工状況

溢水に対する防護設計と安全対策

- ・①機器及び配管の破損、②消火系統の放水、③地震による機器の破損(スロッシングを含む。)により生じる溢水に対して、漏水検知器や排水ポンプ等を設けることにより溢水防護対象設備(原子炉の停止、冷却、放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料冷却機能を有する設備)の安全機能を損なわない設計
- ・管理区域内の放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいするおそれがない設計

【建家内の溢水防護対象設備の防護対策】

以下のいずれか又は組合せによる対策により防護する設計

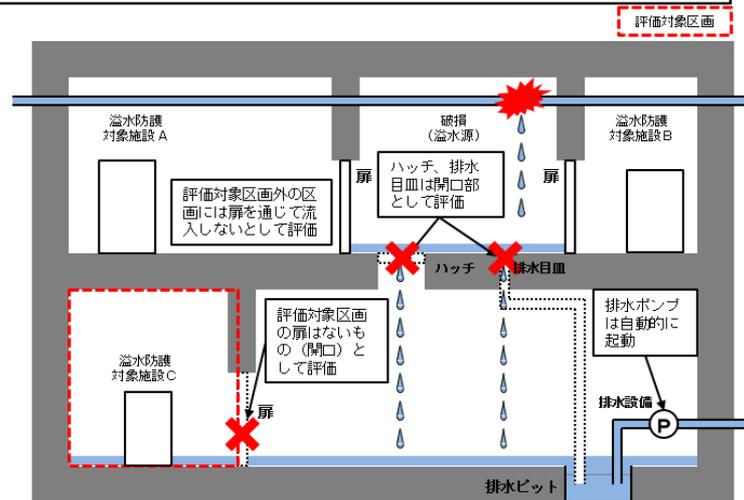
- ・ 壁等の区画により溢水防護対象設備が設置されている区画への溢水の流入を防止
- ・ **漏水検知器により溢水の発生を早期に検知**
- ・ **多重化された排水ポンプにより溢水で生じた水を原子炉建家外へ排水**
- ・ **ブローアウトパネル及び耐圧扉により溢水で生じた蒸気を原子炉建家外へ排出**
- ・ 機器・計器は、その仕様(防滴仕様又は耐環境仕様※¹)により溢水の影響を受けない設計

※¹: 防滴仕様は、JIS-C-0920電気機械器具の外郭の保護等級としてIPX4以上、耐環境仕様は、IPX7以上

【放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止】

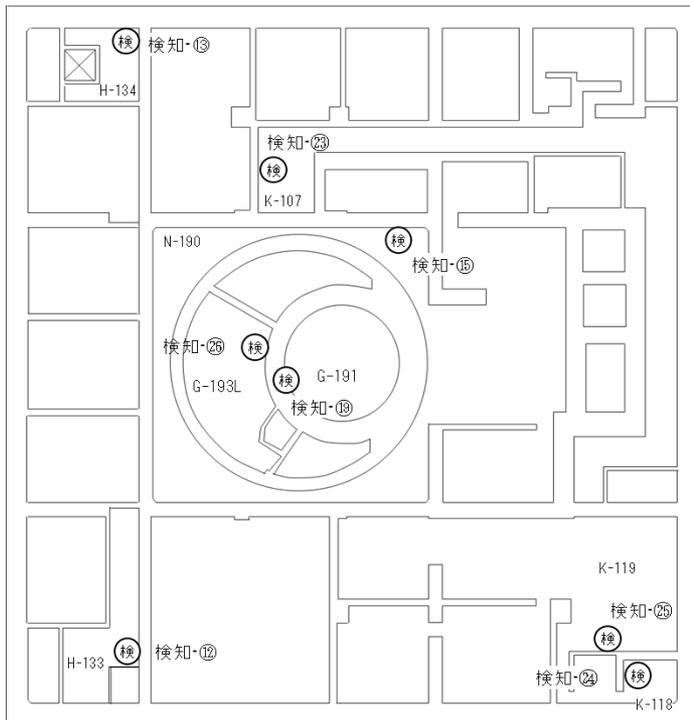
以下のいずれか又は組合せによる対策により漏えいしない設計

- ・ 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



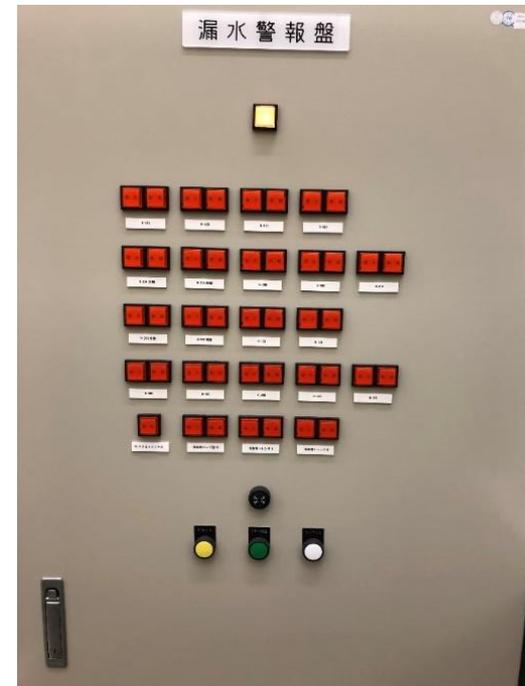
溢水評価の概要イメージ

- ・漏水検知器は、原子炉建家及び冷却塔に合計26台設置。漏水を検知した場合、中央制御室の漏水警報盤が吹鳴。この他、液体廃棄物に係る漏水検知器の設置により、漏水を検知した場合は、中央制御室の副盤等が発報
- ・漏水検知器の警報が発報した場合、運転員が発報エリア(現場)へ行き、漏えい系統を特定後、漏えい系統のポンプを停止し、バルブを閉止することにより漏えい系統を隔離
- ・地震に伴う機器の破損による溢水については、基準地震動に対する耐震性が確認されていない耐震Bクラス及び耐震Cクラスに属する設備・機器を溢水源(同時破損を想定)として評価を実施。溢水防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認
- ・地震時の溢水源として想定しない耐震Bクラス及び耐震Cクラスの機器は、基準地震動に対する耐震性が確保されることを評価、確認



○検 : 漏水検知器

漏水検知器の配置(例:原子炉建家地下3階)



漏水警報盤
(中央制御室)

外部電源喪失等に対する防護設計と安全対策

【外部電源喪失時に対する防護設計】

- ・非常用電源として、非常用発電機^{※1}(2台)、鉛蓄電池^{※2}(2式)、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設置
- ・非常用電源は、多重性及び独立性を備え、各1台又は各1系統の故障が発生しても工学的安全施設を含む設計基準事故に対処するための安全機能を維持可能な設計

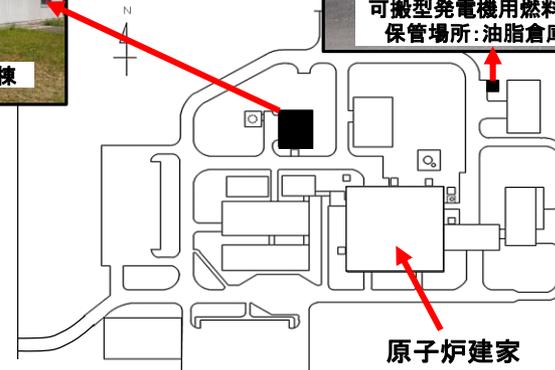
【全交流動力電源喪失時に対する防護設計と安全対策】

- ・全交流動力電源喪失時、HTTR原子炉施設は原子炉スクラムにより制御棒が炉心内に速やかに挿入(原子炉停止)され、崩壊熱は自然放熱により除去可能な設計。なお、高温運転時における制御棒の挿入は2段階で行うため、全制御棒の落下挿入が完了するまでの間(40分間^{※3})は鉛蓄電池による給電(60分間)にて、原子炉の中性子束や崩壊熱除去の状況を監視可能
- ・全交流動力電源喪失が継続する場合や鉛蓄電池が使用できない場合に備え、可搬型発電機^{※4}や可搬型計器等を新たに整備
- ・可搬型発電機は、各種事象を対象に独立性を考慮し(保管場所の分離)、2台整備するとともに燃料を7日間分備蓄

※1: 安全機能の重要度分類MS-2、耐震Bクラス ※2: 安全機能の重要度分類MS-2、耐震Sクラス ※3: 制御棒の繰り返し使用のため(資産保護の観点)、高温の領域への制御棒挿入は、40分後又は一定の温度以下になった段階で挿入する設計 ※4: 可搬型資機材のため、安全機能の重要度分類や耐震重要度分類を実施していない

【可搬型発電機及びその燃料の保管場所】

【可搬型計器による監視】



監視設備(モニタリング)の強化

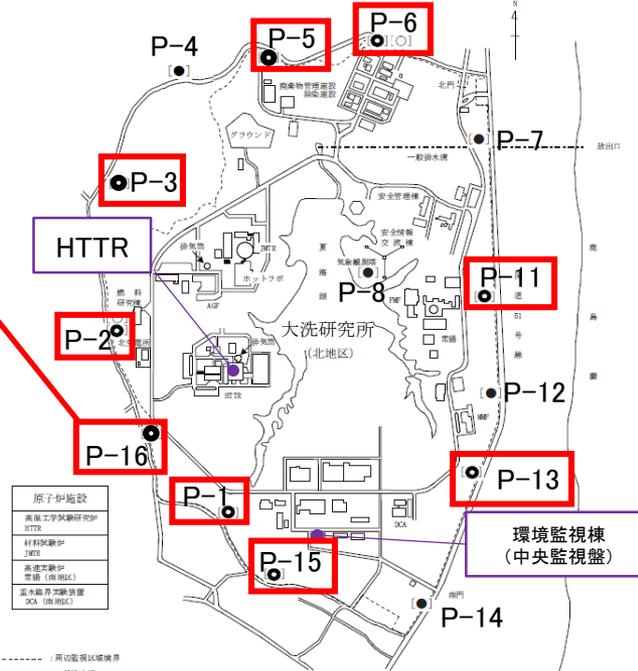
モニタリングポストによる監視システムの強化

- ・大洗研究所には、敷地を取り囲むようにモニタリングポスト14基を設置。また、**14基全数において、無停電電源装置**※及び**非常用発電機(P-3及びP-4については可搬型)**に接続し、**外部電源喪失時においても監視可能な設計**
- ・設計基準事故時の迅速な対応のため、**大洗研究所の8方位を網羅的に測定できる9基を選定し、データ伝送設備の多様化(有線伝送に加え、無線伝送を新設)**

※モニタリングポストによる監視を継続するため、非常用発電機による給電が行われるまでの間(90分以内)は、無停電電源装置(給電時間が90分以上の性能)により給電する。また、非常用発電機の燃料をすぐに外部から調達できない場合に備え、敷地内に3日分の燃料を備蓄。なお、外部からの燃料調達が可能に3日以上できない場合に備え、専用のサーバーを配備。



新設したP-16の無線用アンテナ

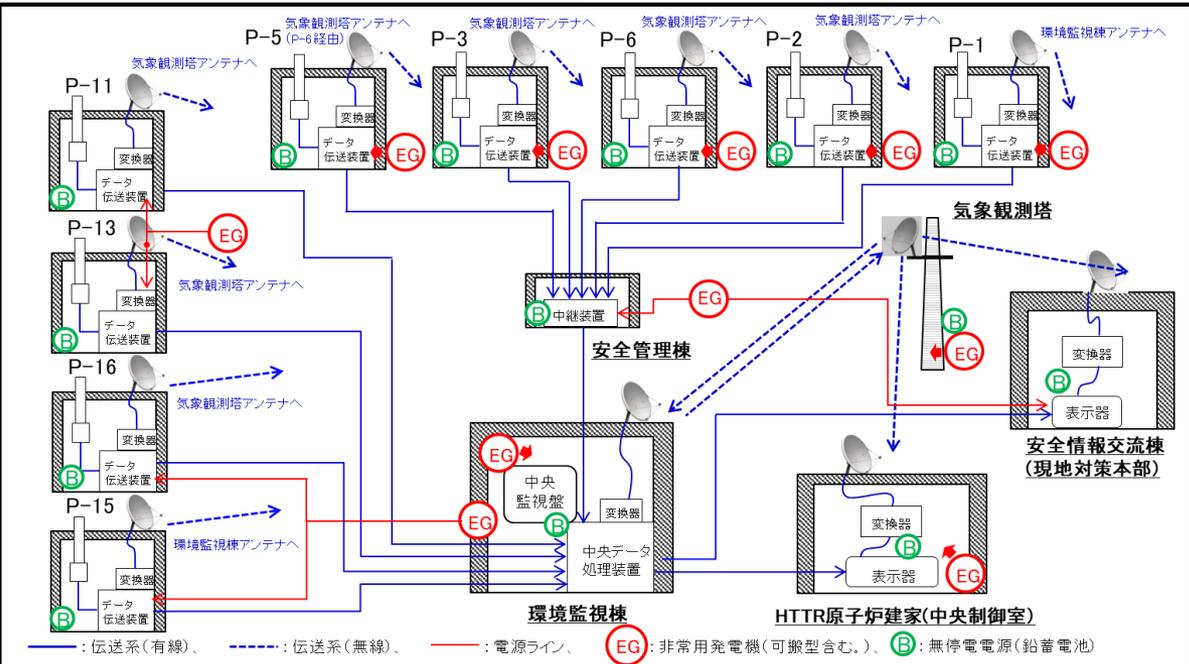


原子炉施設
高エネルギー実験研究炉 HTTR
材料実験炉 JMTR
高速実験炉 常運転(研究炉)
高速実験炉 常運転(発電炉)
原子力研究所 常運転(研究炉)
原子力研究所 常運転(発電炉)

- : 追加監視区域境界
- : 一般排水溝
- : 中央監視するガンマ線モニタ
- : その他のガンマ線モニタ
- : ガストモニタ

□: 有線及び無線により伝送系の多様性を確保するモニタリングポスト

電源系統及び伝送系統の概略



---: 伝送系(有線)、 - - - -: 伝送系(無線)、 ---: 電源ライン、 (EG): 非常用発電機(可搬型含む)、 (B): 無停電電源(鉛蓄電池)

事故発生時の安全対策

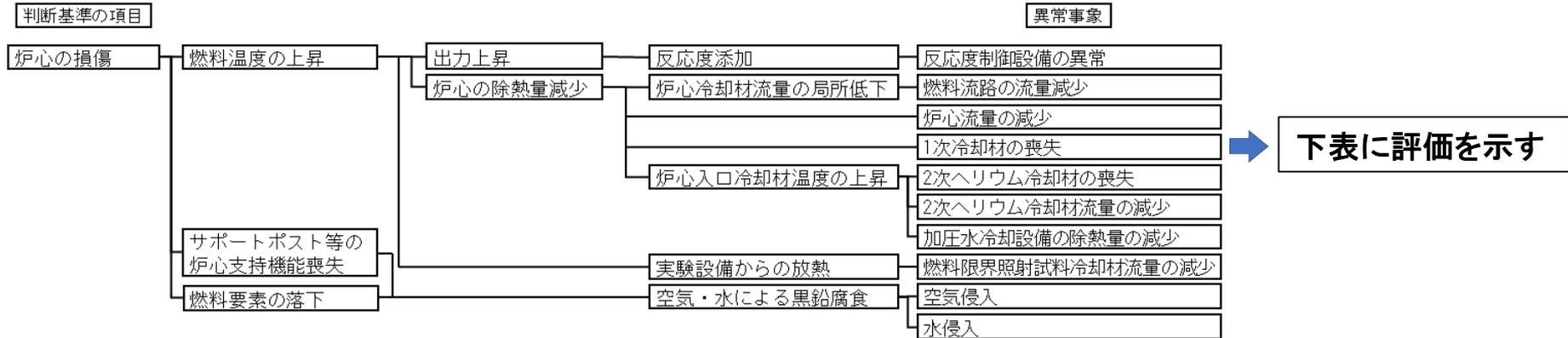
設計基準事故 (DBA) の想定 (1/2)

HTTRにおける「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故 (DBA)」の想定

・「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故 (DBA)」の想定は、①事故等が発生した際において判断基準 (燃料温度等) を逸脱する原因となる異常事象を洗い出し、②**評価結果が厳しいものを代表事象として選定**

※運転時の異常な過渡変化: 通常運転時に発生が予想される機器又は器具の単一故障、誤操作等、安全設計上想定すべきもの。
 設計基準事故 (DBA): 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い事象であって、原子炉施設から多量の放射性物質を放出するおそれがある事象として安全設計上想定すべきもの。

【①判断基準を逸脱する原因となる異常事象の洗い出し】



下表に評価を示す

【②異常事象に至る主な起因事象を評価し、判断基準の観点から代表事象を選定】

異常事象	主な起因事象	運転モード	炉心の損傷 燃料温度 (°C)	1次冷却材 圧力 (kg/cm ²) [58.6]	原子炉圧力 容器温度 (°C) [550]	1加圧水冷却器 伝熱管温度 (°C) [650]	中間熱交換器 伝熱管温度 (°C) [1000]	原子炉格納 容器の圧力 (kg/cm ²) [5.0]
1次冷却材の喪失	●1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)	並列運転	(1495)	(42.5)	約530	(345)	(914)	約4.7
	補助ヘリウム冷却系の配管等の破損(二重管破断)	並列運転	(1495)	(42.5)	約530	(345)	(914)	約4.7
	スタンドパイプ等の破損	並列運転	約1530	(42.5)	約530	(345)	(914)	約3.9

[]:判断基準 ():異常発生時の初期値で、初期値を上回らないことを示す

判断基準の観点から
代表事象を選定する。

設計基準事故 (DBA) の想定 (2/2)

HTTRにおける「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故 (DBA)」の想定内容

【運転時の異常な過渡変化】

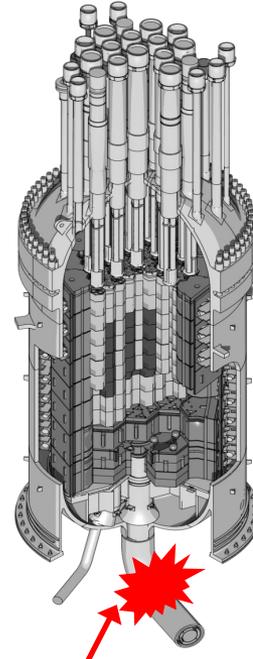
- 未臨界状態からの制御棒誤引抜き
- 出力運転中の制御棒誤引抜き
- 1次冷却材流量の減少
- 1次冷却材流量の増大
- 2次冷却設備の除熱量の減少
- 2次冷却設備の除熱量の増大
- 商用電源喪失
- 照射試料及び実験設備の異常
- 特殊運転時の異常

【設計基準事故 (DBA)】

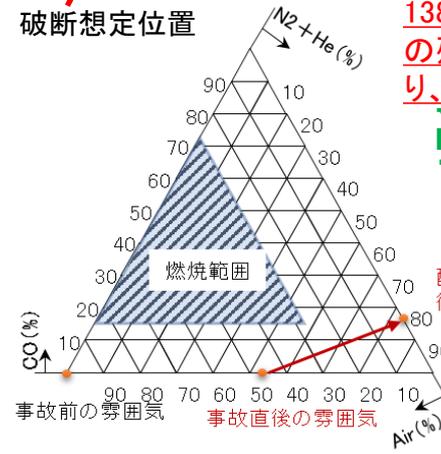
- 燃料体内冷却材流路閉塞事故
- 1次冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
- **1次冷却設備二重管破断事故**
- 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- 1次ヘリウム純化設備破損事故
- 気体廃棄物処理設備破損事故
- 照射試験装置スweepガス配管破損事故
- 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
- スタンドパイプ破損事故

【HTTRにおける最大の設計基準事故の想定】

1次冷却設備二重管破断事故



破断想定位置



・原子炉圧力容器の直下にある1次冷却材を内包するメインの配管(耐震Sクラス、外径約860mmの二重管構造)が、瞬時に完全全周破断することを想定した事故(減圧事故)。冷却材が相当な流速で噴き出すため、配管内面等に沈着した放射性物質を剥ぎ取りながら(プレートアウト)、原子炉格納容器内へ瞬時に放出することを想定。

・周辺公衆に対し、最も大きな被ばく影響を与える可能性のある事象であり、当該事故が発生した際の積算線量(無限時間積算)は約1.7mSv(内、1.6mSvがスカイシャイン線によるもの)である。

・原子炉格納容器内の全ての酸素がサポートポスト、黒鉛スリーブ底板※1のそれぞれの酸化を最大とする場合の評価では、サポートポストの残存等価直径は約138mm(許容値80mm)、黒鉛スリーブ底板の残存厚さは約6.4mm(許容値5mm)であり、構造の健全性は維持される※2。

※1: サポートポスト: 炉心を支える機能を有する
黒鉛スリーブ底板: 燃料コンパクトを支える機能を有する

※2: サポートポストの初期等価直径: 150mm
黒鉛スリーブ底板の初期厚さ: 10mm

酸化反応終了後の雰囲気

・1次冷却設備二重管破断事故が発生した際に、原子炉格納容器内の酸素が全て一酸化炭素になったとしても燃焼範囲には入らない設計としている(左図参照)。

多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の想定

- ・多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の想定は、原子炉の基本的安全機能である「原子炉停止」、「原子炉冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」の各機能が、設計基準事故(DBA)の想定を超えて機能喪失した状態を想定
- ・想定にあたっては、自然現象等の共通要因となる外部事象に起因する多重故障を考慮し、基準地震動を超える地震による影響として、耐震Sクラス施設の機能喪失も想定

※多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA):敷地周辺の公衆に対して、過度の放射線被ばく影響(発生事故当たり5mSvを超えるもの)を与えるおそれのある事故のことであり、当該事故に対する拡大防止対策が新規規制基準において要求されている。

【HTTRにおける多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の想定】

- ・HTTRでは、周辺公衆への被ばく影響が最大となるよう、最大の設計基準事故(DBA)である1次冷却設備二重管破断事故(耐震Sクラスの配管の破断)の発生に、「原子炉停止」、「原子炉冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」の各機能の喪失を重畳させて多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)を想定

想定した事象

原子炉 本体	炉-①	1次冷却設備二重管破断	+	原子炉停止機能の喪失
	炉-②	1次冷却設備二重管破断	+	原子炉冷却機能の喪失
	炉-③	1次冷却設備二重管破断	+	放射性物質の閉じ込め機能の喪失

使用済燃料貯 蔵設備※1,※2	SF-①	使用済燃料貯蔵プールの冷却機能(間接水冷)が喪失		
	SF-②	使用済燃料貯蔵セルの冷却機能(間接空冷)が喪失 (空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵セルの冷却ができなくなる場合)		

※1:HTTRでは、これまで使用済燃料は発生しておらず、初装荷燃料を使用中。また、新燃料として1炉心分を原子炉建家内に貯蔵しており、合計で2炉心分を保有し、今後の運転・試験を十分に行える燃料を確保している。現在は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵セル内に使用済燃料は保管されていない。なお、使用済燃料は、英国又はフランスの再処理事業者、若しくは米国のエネルギー省に再処理を委託又は引き取りを依頼して引き渡す。引き渡しまでの間は、HTTR原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備において貯蔵する。

※2:使用済燃料は、燃料交換後、使用済燃料貯蔵プール(間接水冷)で2年間以上冷却貯蔵し、その後、使用済燃料貯蔵セル(間接空冷)で冷却貯蔵する。

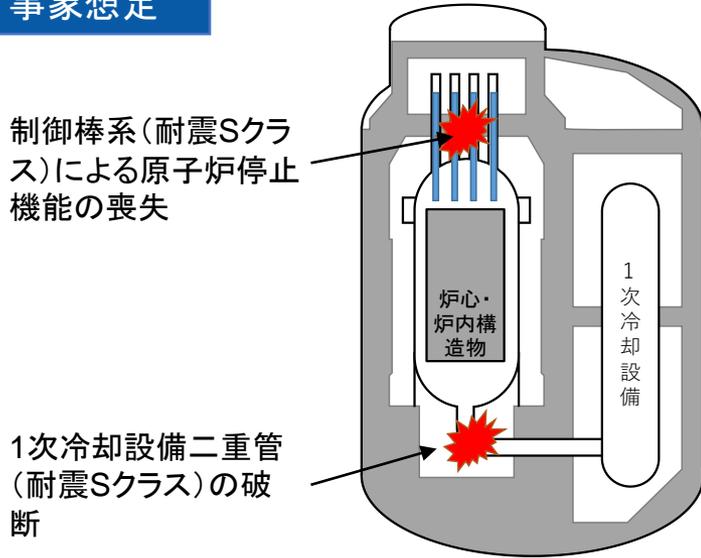
設備・機器の作動状況等一覧

設備・機能 \ 事象	炉-① 1次冷却設備二重管破断 + 原子炉停止機能の喪失	炉-② 1次冷却設備二重管破断 + 原子炉冷却機能の喪失	炉-③ 1次冷却設備二重管破断 + 放射性物質の 閉じ込め機能の喪失
制御棒の挿入	×	○	○
1次冷却設備	×	×	×
補助冷却設備	×	×	×
炉容器冷却設備	○	×	×※1
原子炉格納容器	○	○	×
非常用空気浄化設備	○	○	×※1
外部電源	○	○	×※1
非常用発電機	○	○	×※1
想定の概要	<p>炉心・炉内構造物</p> <p>1次冷却設備</p>	<p>炉心・炉内構造物</p> <p>1次冷却設備</p>	<p>炉心・炉内構造物</p> <p>1次冷却設備</p>

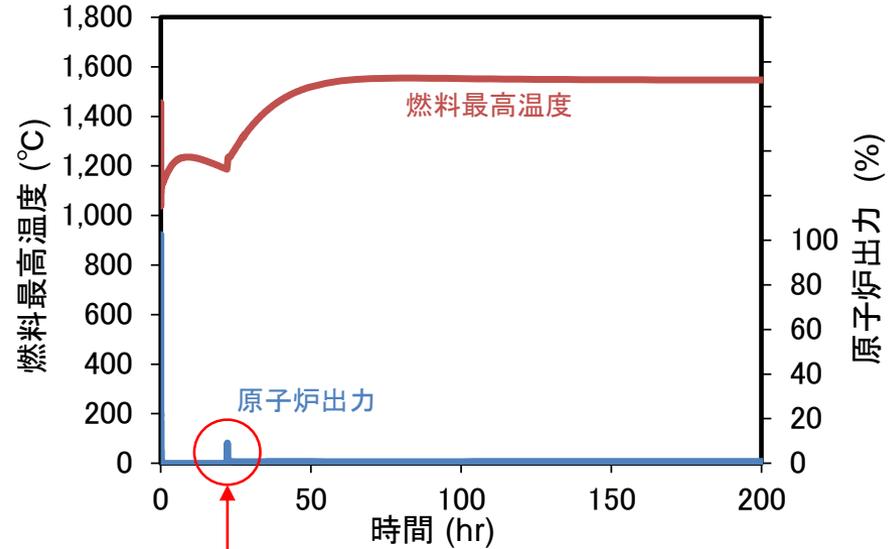
※1 地震を起因事象に含むため

【炉-① 1次冷却設備二重管破断 + 原子炉停止機能の喪失(1)】

事象想定



解析結果



評価結果

- ・制御棒系等による原子炉の停止はできないが、負の反応度フィードバック特性等により出力が低下
- ・1次冷却設備二重管破断に伴い、炉内のヘリウムガスが流出、炉心の強制冷却が行われず、燃料温度が上昇(約1550°Cまで)するが、許容設計限界温度(1600°C)に至らず、燃料は健全性を維持

⇒多量の放射性物質等の放出に至るおそれなし

- ・サポートポストの酸化後の残存等価直径は約150mm(許容値80mm)、黒鉛スリーブ底板の酸化後の残存厚さは約9mm(許容値5mm)であり、構造の健全性は維持

安全対策

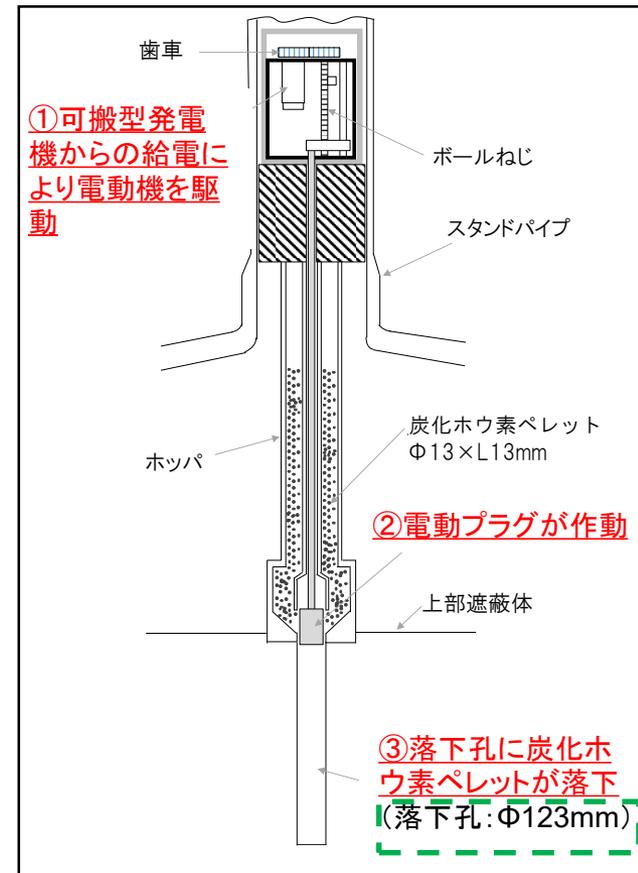
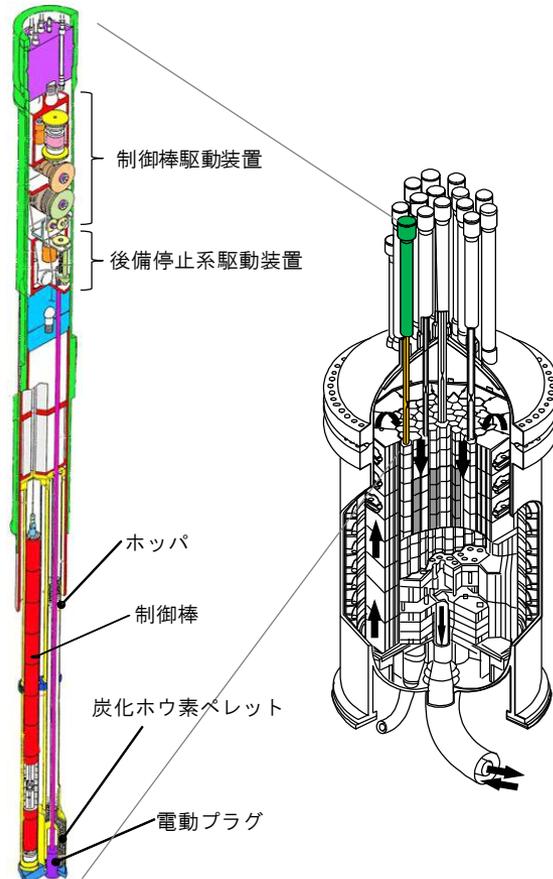
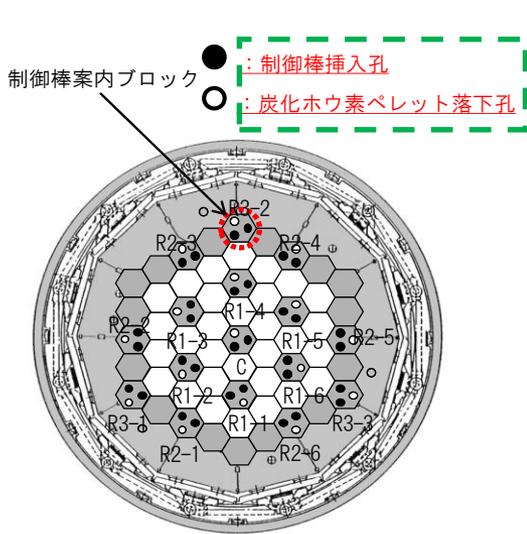
- ・炉心温度低下に伴い事象発生から約22時間後に再臨界(0.3MWで静定)
- ・制御棒系以外による原子炉停止手段として、後備停止系※1の作動による炭化ホウ素ペレット投入を、非常用発電機に加え、可搬型発電機でも可能にする※2

※1: 基準地震動に対する耐震性を有することを確認。

※2: 後備停止系は全部で16基設置。可搬型発電機の準備とケーブルの敷設に約40分、後備停止系の作動に1基あたり15分必要であり、16基の全数を作動させるには合計約280分(約5時間)必要。当該対策は、安全を考慮し再臨界前(約22時間後より前)に終わるよう、保安規定に事象発生後5時間を目安に実施することを規定しており、十分な余裕をもった対応が可能。なお、後備停止系は、約半数の作動で原子炉の停止が可能。

【炉-① 1次冷却設備二重管破断 + 原子炉停止機能の喪失(2)】

- ・制御棒(耐震Sクラス)が挿入できない場合、後備停止系駆動装置を作動させ、制御棒案内ブロックにある炭化ホウ素ペレット落下孔に炭化ホウ素ペレットを落下させることで原子炉を停止
- ・後備停止系駆動装置は、多重化された非常用発電機に接続されているが、当該**非常用発電機の機能喪失に備え、可搬型発電機による作動が可能な対策を実施**。また、可搬型発電機による後備停止系の作動に必要な機器は、**基準地震動に対して健全性を維持することを確認**

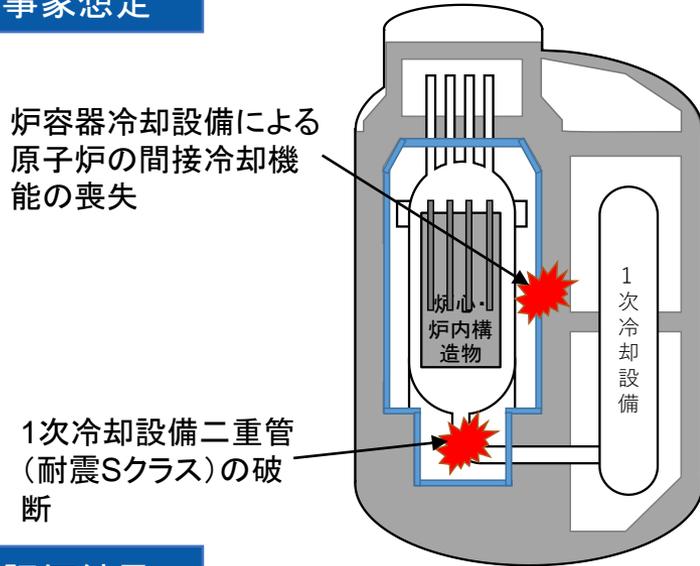


対象	分類	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	結果
後備停止系駆動装置	膜	11	264	良
	膜+曲げ	273	396	良

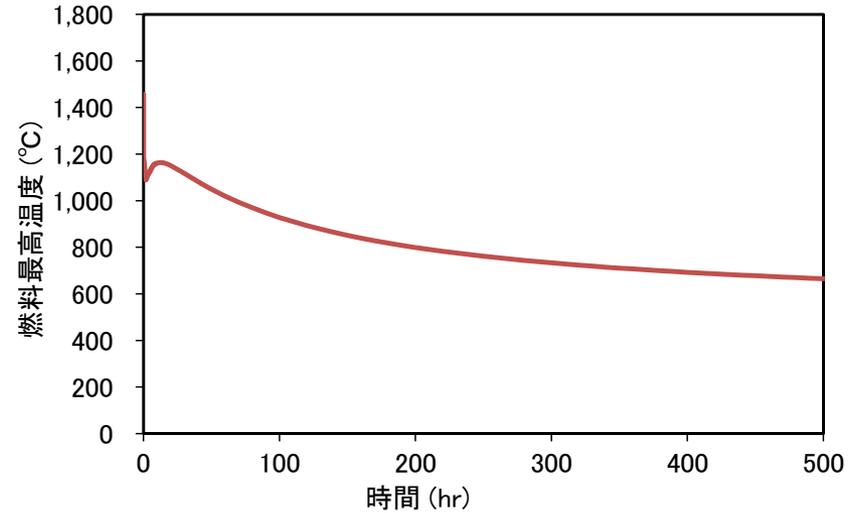
後備停止系の機構詳細

【炉-② 1次冷却設備二重管破断 + 原子炉冷却機能の喪失】

事象想定



解析結果



評価結果

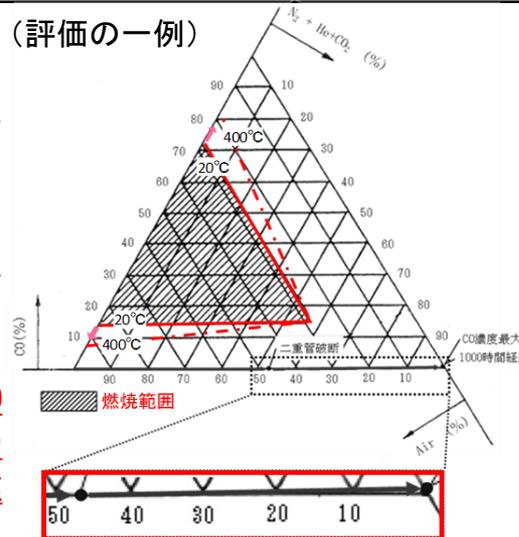
- ・1次冷却設備二重管破断及び炉容器冷却設備の機能喪失により、原子炉の強制冷却機能を喪失するが、崩壊熱は、自然放熱による原子炉の冷却のみで除去可能

- ・一酸化炭素濃度が燃焼範囲外であることを確認(右図参照)

⇒多量の放射性物質等の放出に至るおそれなし

- ・サポートポストの酸化後の残存等価直径は約150mm(許容値80mm)、黒鉛スリーブ底板の酸化後の残存厚さは約9mm(許容値5mm)であり、構造の健全性が維持されることを確認

(評価の一例)



安全対策

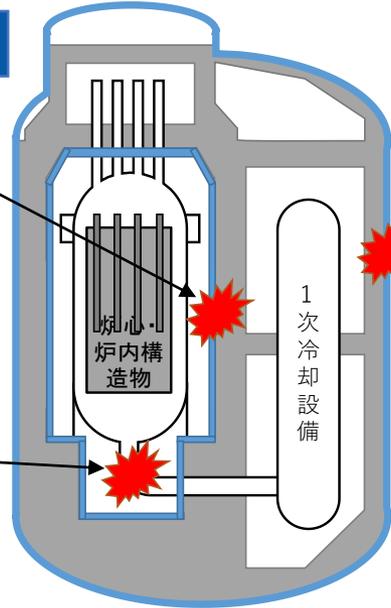
- ・事象が進展することはないが、事故の早期収束(炉内温度の低下)のため、原子炉冷却機能として炉容器冷却設備の復旧に努める

【炉-③】 1次冷却設備二重管破断 + 放射性物質の閉じ込め機能の喪失(原子炉冷却機能喪失を重畳)(1)

事象想定

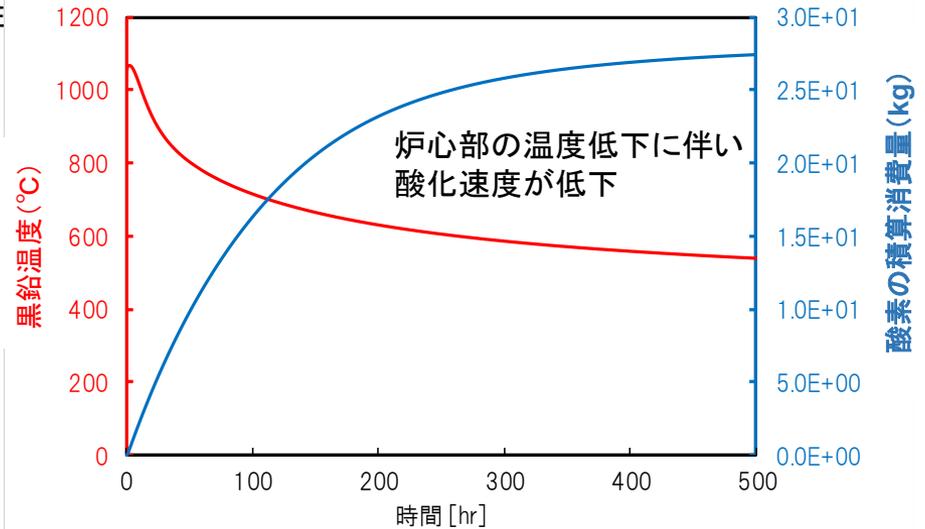
炉容器冷却設備による原子炉の間接冷却機能の喪失

1次冷却設備二重管(耐震Sクラス)の破断



原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め機能の喪失

解析結果



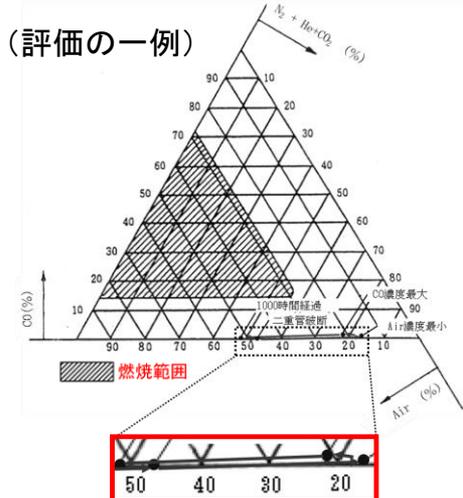
黒鉛スリーブの温度と酸素消費量の関係

評価結果

・1次冷却設備二重管破断及び原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め機能の喪失(原子炉冷却機能喪失を重畳)により、炉内に空気が流入し、炉内構造物の酸化が想定事象中最も厳しくなるが、燃料の健全性や炉心を支持する強度が維持され、一酸化炭素濃度が燃焼範囲外であることを確認(右図参照)

⇒ 1次冷却設備二重管破断及び原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め機能の喪失事象のため、多量の放射性物質等を放出するおそれがある
 ・サポートポストの酸化後の残存等価直径は約150mm(許容値80mm)、黒鉛スリーブ底板の酸化後の残存厚さは約6mm(許容値5mm)であり、構造の健全性が維持されることを確認

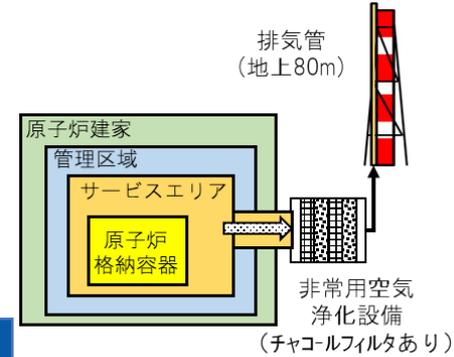
(評価の一例)



【炉-③ 1次冷却設備二重管破断 + 放射性物質の閉じ込め機能の喪失(原子炉冷却機能喪失を重畳)(2)】

安全対策

- ・通常は、非常用空気浄化設備により放射性物質をフィルタにより除去し、高所放出するが、当該機能が喪失している場合を想定
- ・このため、放射性物質の地上放出を低減する対策として、**原子炉建家の破損箇所の補修(地震による損傷を想定)や、非常用空気浄化設備の復旧に努め、公衆への放射線被ばく影響を低減**



対策前の公衆への被ばく影響

- ・原子炉格納容器から放出される放射性物質が地上0mから放出するとした場合、原子炉建家から400m離れた地点^{※1}の**公衆への被ばく影響は左図①のとおり約3mSv(積算値)**

※1 DBAにおいて最も厳しい被ばく評価地点と同等

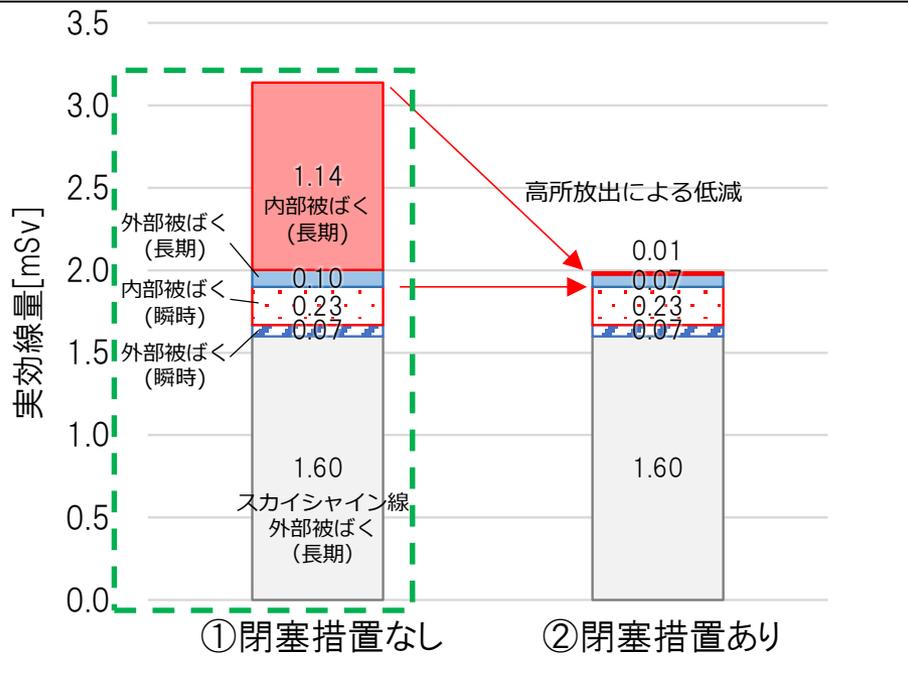
(評価条件)

- ・燃料破損の程度、放射性物質の半減期による減衰を考慮
- ・1次冷却材は原子炉建家内に放出されるが、このうち、原子炉建家内の圧力が大気圧まで下がるために必要な放出する気体の量の全量を保守的に**瞬時^{※2}放出**すると仮定(放射性物質の約1割)
- ・**※2 評価する際に利用する気象条件は、許可上、1時間単位のため、瞬時は1時間**
- ・残りの放射性物質(約9割)は、2週間で全量放出したものと仮定

安全対策の結果

- ・**事故発生後1時間[※]までに原子炉建家のドア周り等の開口部(隙間)を塞ぎ**、放出する放射性物質の約9割を建家の高所から排出するとした場合、**公衆への被ばく影響は、左図②のとおり約2mSv(積算値)に低減可能**
- ・**予め手順を定め、対応に必要な資機材を整備**
- ・**タイベックスーツ、全面マスクによる事故対応訓練を実施**

※瞬時放出を線量評価として計算する際の時間



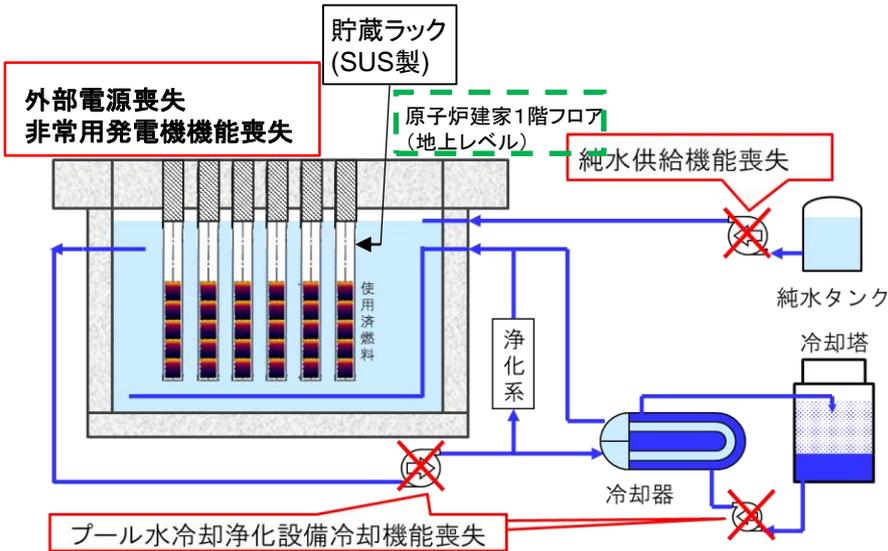
開口部(隙間)の閉塞による高所放出効果

(原子炉建家から放出される放射性物質等による被ばくを低減する対策として、開口部を塞ぐことによる高所放出を促す対策が期待できる。なお、右記の被ばく量(積算値)は、原子炉建家内に残るCs等によるスカイシャイン線等を保守的に評価した値。)

【SF-① 使用済燃料貯蔵プールの冷却機能(間接水冷)が喪失する事象(1)】

事象想定1

- 外部電源喪失及び非常用発電機の機能喪失に伴い、プール水冷却浄化設備による強制冷却機能及び純水供給機能を喪失する事象



評価結果及び安全対策

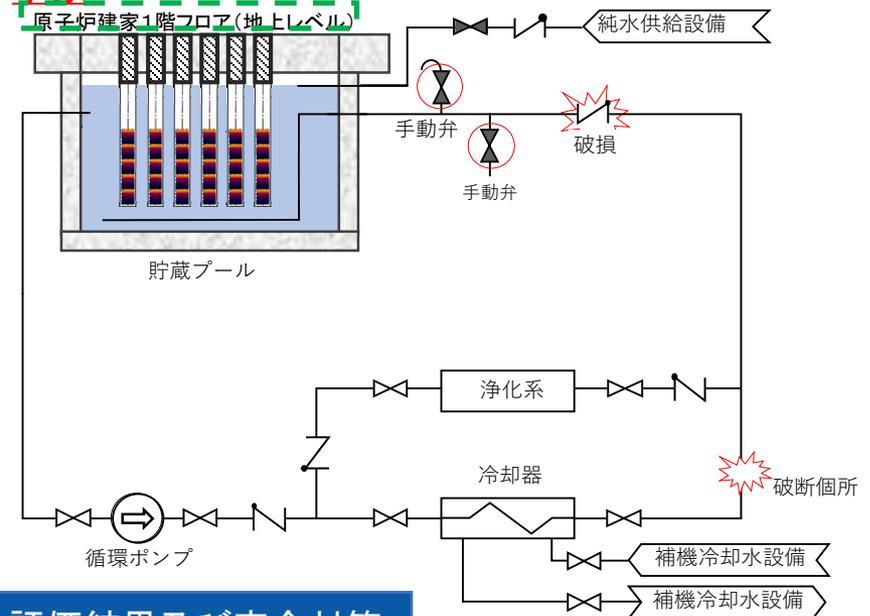
- 状態が継続した場合、水温が徐々に上昇し、蒸発による水位の低下後、貯蔵ラック等の温度が上昇し、多量の放射性物質等を放出するおそれあり

参考: 保守的評価では、プール水温度が100℃に到達するまで約15日。貯蔵ラックの温度が強度を確保できない800℃に至るまで約24日。

- 消防自動車を利用した注水対策を準備・訓練実施 (次ページ参照)

事象想定2

- サイフォン現象によりプール水が流出し、水位低下及びプール水冷却浄化設備の冷却機能を喪失する事象



評価結果及び安全対策

- 状態が継続した場合、貯蔵ラック・使用済燃料温度が上昇し、多量の放射性物質等を放出するおそれあり
- 水位低下の検知又は水位計測不可となった場合、直ちに現場に向かい、水の流出確認や手動弁の開操作によるサイフォンブレイク(流出の停止)を行うため、訓練等を実施

【SF-① 使用済燃料貯蔵プールの冷却機能(間接水冷)が喪失する事象(2)】

安全対策

- ・使用済燃料を貯蔵している期間は、24時間常に監視要員又は運転要員を配置することを保安規定に定め、対応体制を強化
- ・原子炉運転中に発生することを想定している原子炉側の「多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)」との同時発生を考慮し、手順を整備するとともに、放射線被ばく対策として、空気呼吸器を着用した対応訓練を実施
- ・消防自動車を利用した使用済燃料貯蔵プールへの注水が可能となるよう、接続器具等を準備するとともに、取り扱い訓練等を実施。
- ・可搬型計器による水位測定資機材を準備するとともに、水位の測定訓練を実施

様々な水源

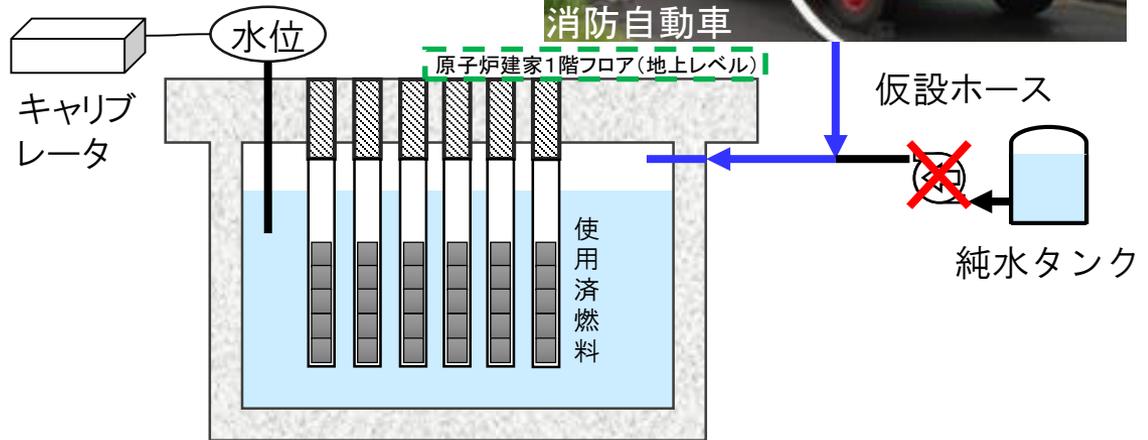
- ・HTTR機械棟内 共用水槽
- ・HTTR冷却塔
- ・大洗研究所内 浄水場の各種水槽
- ・大洗研究所内 夏海湖(取水位置確認済)



消防自動車



水位測定の様子

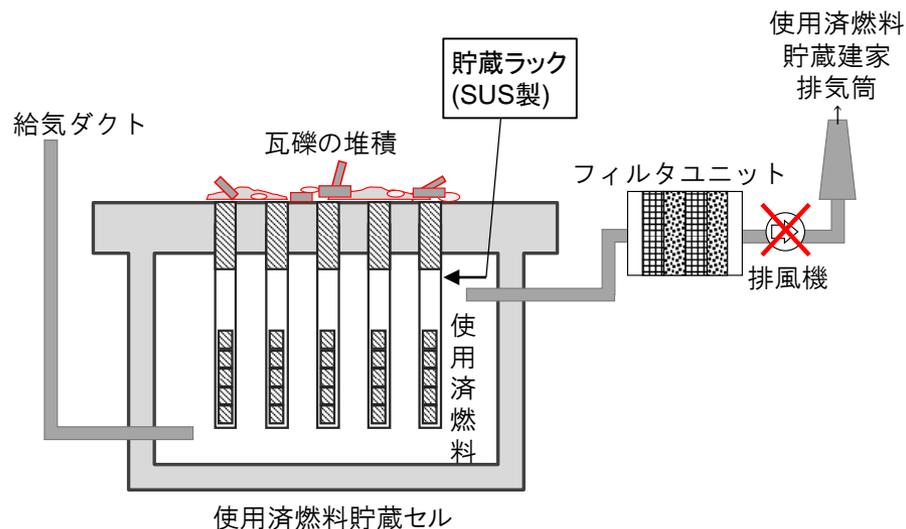


貯蔵プール

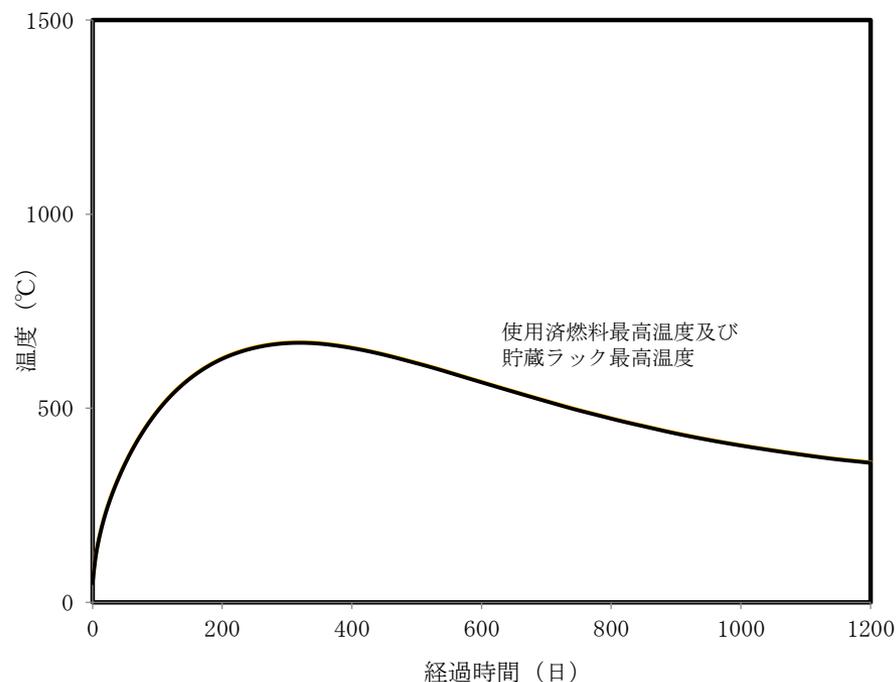
【SF-② 使用済燃料貯蔵セルの冷却機能(間接空冷)が喪失する事象】

事象想定

・使用済燃料を間接空冷している使用済燃料貯蔵セルにおいて、**冷却機能を喪失(建家の換気空調装置が停止)**し、さらに貯蔵ラック上面に**瓦礫が堆積、自然冷却が阻害される場合を想定**



解析結果



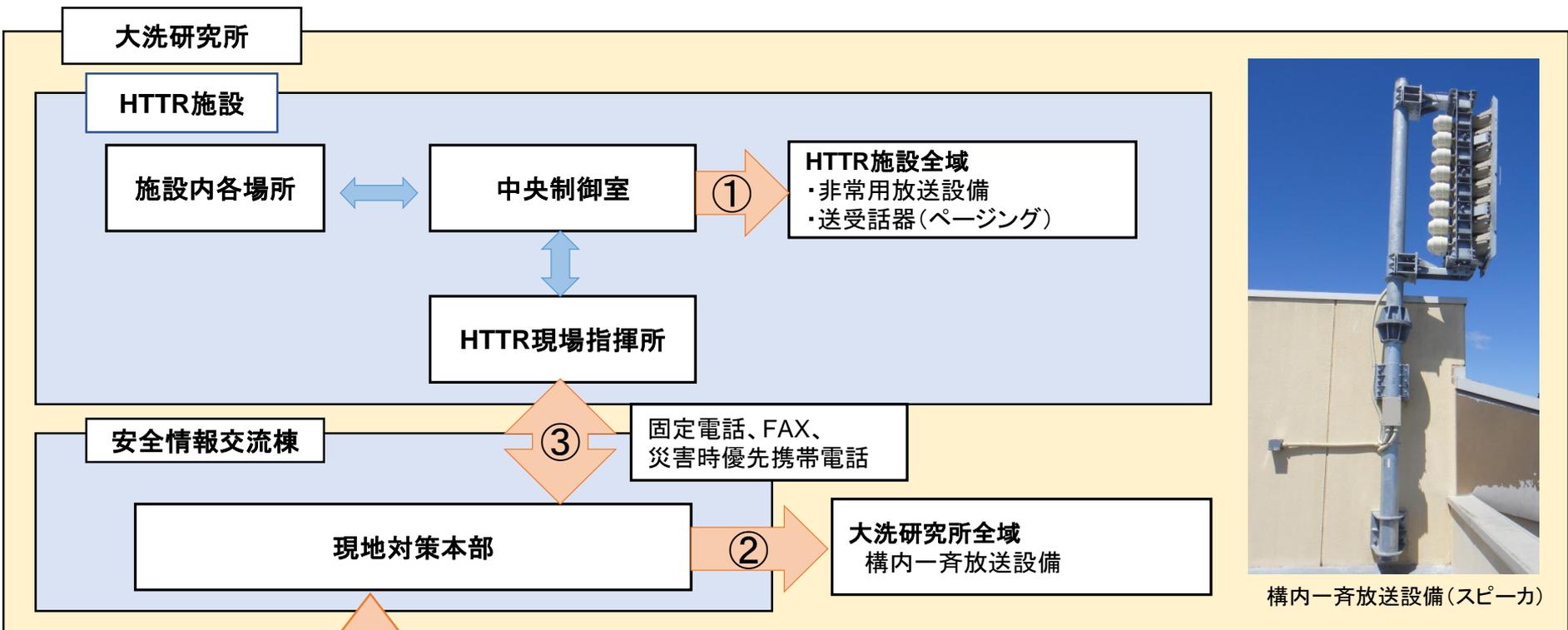
評価結果

・貯蔵ラックの制限温度(800°C)を超えることはなく、多量の放射性物質等の放出に至るおそれはない

安全対策

・冷却機能(建家の換気空調装置の機能)の復旧に努めるとともに、**貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫を撤去**

事故時の対応体制(通信連絡設備)

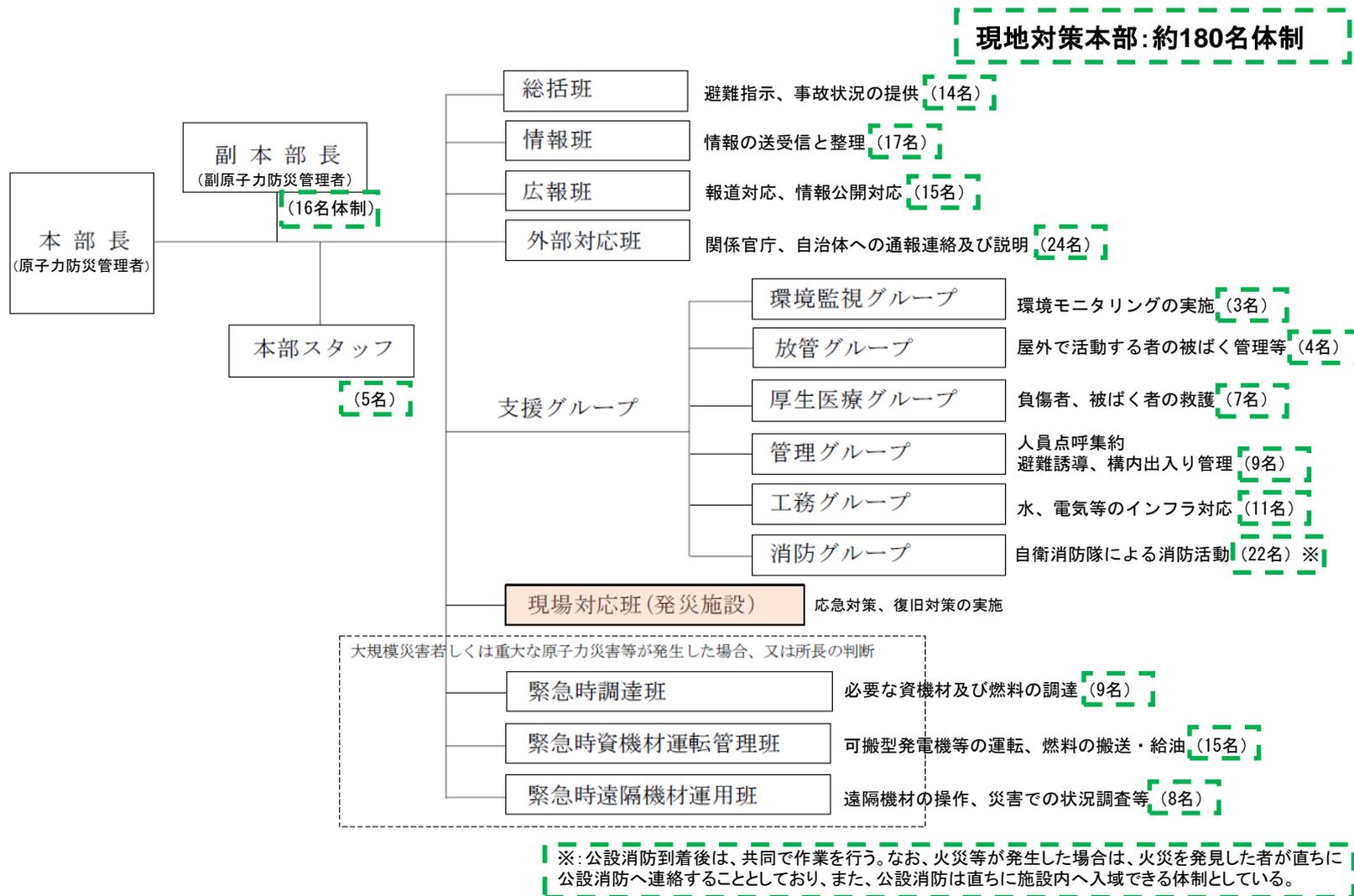


構内一斉放送設備(スピーカ)

(備考) 大洗研究所では、24時間365日体制で通報連絡専任者をおいている。
 事故発生時においても、事故後約1時間以内には、現地対策本部等が設置され、情報発信がなされる。参集のための通報連絡訓練は、毎月実施している。

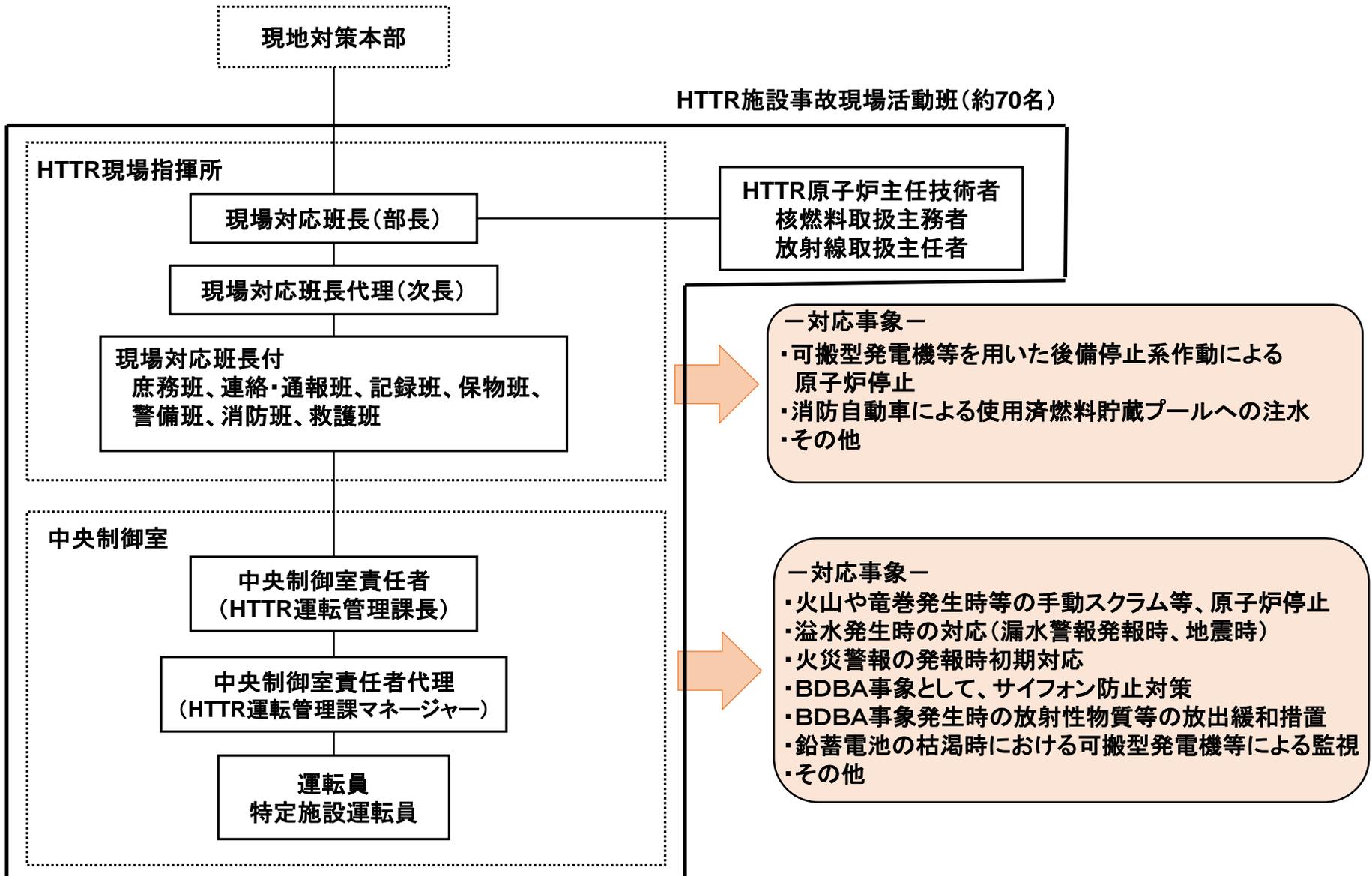
- 固定電話、衛星携帯電話
FAX、災害時優先携帯電話
- 異常時通報連絡先機関**
 - ・関係省庁
 - ・自治体(茨城県、大洗町、鉾田市、隣接市町村、オフサイトセンター)
 - ・その他関係箇所

- ① 設計基準事故が発生した場合に、HTTR施設内の人に対して、中央制御室から指示できる通信連絡設備
- ② 設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、事象の発生、避難等の必要な指示ができるように構内一斉放送設備を設置(新設)
- ③ HTTR現場指揮所と現地対策本部との通信連絡設備は多様性を確保
- ④ 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多様性を確保



大洗研究所 現地対策本部の体制

事故時の対応体制(HTRR現場指揮所等の体制)



HTRR現場指揮所等の体制

事故時の対応体制(主な防災資機材)



・「設計想定事象や多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)等」の発生時に備えた主な資機材は以下のとおり。

想定事象	主な資機材
内部火災対策	空気呼吸器、携帯用照明、酸素濃度計、可搬型ブロー、防爆型ダクト、消火器等
火山対策	除灰用資機材(保護めがね、防塵マスク、スコップ)
多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)対策	可搬型計器、 <u>可搬型発電機(全6台)</u> 、避難用照明、非常用放送設備、 <u>後備停止系駆動用電源ケーブル</u> 、 <u>消防自動車</u> 、 <u>緊急注水用ホース</u> 、目張り用テープ、 <u>チャコールフィルタ付き全面マスク</u> 、 <u>防護服</u> 、 <u>瓦礫撤去用資機材</u> 等

・大洗研究所及びHTTRの新規制基準対応として、主な非常用発電機(既設・可搬型を含む)用の燃料備蓄量は以下のとおり。

対象	各種発電機用の燃料備蓄量	備考
現地対策本部	約7日分	・既設の非常用発電機用
HTTR原子炉施設	約7日分(実負荷時)	・既設の非常用発電機用
<u>HTTR原子炉施設</u>	<u>約7日分</u>	・ <u>可搬型発電機用(全交流動力電源喪失時等の監視に利用)</u>
<u>モニタリングポスト14基</u>	<u>約3日分</u>	・ <u>非常用発電機(可搬型含む)用</u> ・ <u>燃料の枯渇に備えサーベイメータ準備</u>

①HTTRを発災場所とした大洗研究所の訓練実施状況

- ・HTTR、高速実験炉「常陽」の同時発災を想定した訓練
(令和元年10月15日)
- ・HTTR、照射燃料集合体試験施設「FMF」の同時発災を想定した訓練
(令和2年11月10日)

⇒総合防災訓練において、HTTRではbdba事象として、原子炉の停止機能の喪失、原子炉の冷却機能の喪失、放射性物質の閉じ込め機能の喪失、使用済燃料貯蔵プールの水位の低下、非常用発電機を含む全交流動力電源の喪失、TV会議システムの不通等、様々な事象を想定した訓練を実施
⇒総合防災訓練は、令和2年6月3日の新規規制基準対応に係る原子炉設置変更許可の内容を基に実施。訓練結果等も踏まえ、原子力事業者防災業務計画の緊急時活動レベル(EAL)へ反映(令和3年3月24日届出変更済)

②HTTRにおける各種要素訓練等の実施状況

・「設計想定事象、多量の放射性物質等を放出する事故等発生時の体制の整備に係る計画」をHTTR品質保証文書として定め(令和3年1月13日施行)、必要な資機材や体制の整備、各種想定事象に対する必要な要員数や対応時間の目安を明確にし、以下のような教育訓練を実施しており、今後も継続的に実施

(例)初期消火訓練、鉛蓄電池を含む電源枯渇時の可搬型発電機による計器の監視訓練、制御棒系不作動時における可搬型発電機等による原子炉の停止訓練、消防自動車による使用済燃料貯蔵プールへの注水訓練等

- ・上記の他、グリーンハウス設置訓練、汚染除去訓練等を実施

全交流動力電源喪失時における制御室の対応



運転員の力量確保

運転員の力量確保のため、以下の取り組みを継続して実施

- ・定期的に、制御棒を引き抜かない状態で全ての設備機器を稼働させた健全性確認運転を実施し、設備機器の運転操作、手順確認等を実施し、運転員の力量を確保
- ・若手職員や運転経験のない者に対しても、設備・機器の点検保守や健全性確認運転により、プラントの設計や制御方法を確認する等、運転員に必要な知識(力量)を養成
- ・事故発生時の対応力向上のため、設計想定事象や多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故対応等のための訓練計画を策定し、火災や溢水発生時の初動から放射性物質等を放出した際の対応に至るまで、多くの要素訓練により、速やかな対処が可能な力量を養成
- ・放射性物質の取扱いや国家資格取得に向けた講習会等に参加

長期停止中の設備・機器の保守

機能維持すべき設備・機器について毎年度検査を実施

- ・停電試験(非常用発電機等の作動検査)、液体廃棄物に係るタンク等の漏えい試験等を実施

高経年化対策として、以下の対策等を実施

- ・非常用発電機の分解点検(エンジン・発電機共)、地下重油タンクの清掃、非常用発電機への塩害対策フィルタの設置、非常用発電機の吸気ダクト更新、燃焼器更新
- ・反応度制御設備分解点検、燃料交換機分解点検
- ・ヘリウム循環機のカセット交換作業
- ・加圧水冷却設備や補機冷却水設備などの各種ポンプ分解点検
- ・換気空調用冷水コイル更新、暖房用の給水暖房ポンプ更新、換気空調用制御装置更新
- ・中性子検出器の更新



非常用発電機 絶縁回復作業
(工場にてワニス処理等実施)

参考資料

- ◆ 東北地方太平洋沖地震の発生時、原子炉は停止中であり、原子炉の安全性に影響するような被害なし
- ◆ その後、周辺の地盤沈下の復旧作業等を行い、設備機器についても目視検査や機能検査等により健全であることを確認。その結果について、文部科学省(当時)に報告※1

	復旧前	復旧後
地盤沈下 ⇒ 埋め戻し		
原子炉建家等のコンクリート部に微細なひび割れ ⇒ エポキシ樹脂注入により補修		

※1:「HTTR原子炉施設の健全性確認に関する報告書」(平成24年9月7日 報告)

耐震重要度分類(耐震Sクラスの選定)



- 地震により耐震Sクラス施設以外の施設の機能が喪失することを想定し、周辺公衆に対する放射線被ばく量を評価
- 評価の結果、実効線量当量は約3.0mSvであり、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認
- したがって、耐震Sクラス施設の選定結果は妥当であると判断

・以下の①～⑥(P12に示す耐震Sクラスの範囲を除く)は、耐震Sクラス施設以外で1次冷却材を内包する設備

・被ばく評価においては、①～⑥の設備・機器が地震により同時に破損することを想定

- ① 1次ヘリウム純化設備
- ② 1次ヘリウムサンプリング設備
- ③ 気体廃棄物処理設備
- ④ 燃料破損検出装置
- ⑤ 照射試験装置スweepガス配管
- ⑥ 1次ヘリウム貯蔵供給設備

	結果	判断
実効線量当量	約3.0mSv	周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクが5mSvを超えないことを確認し、耐震クラス分類が妥当と判断
放射性雲からの γ線の外部被ばく	約0.61mSv	
ヨウ素の吸入による 小児の内部被ばく	約2.4mSv	

耐震重要度分類(耐震Sクラス)



耐震クラス	クラス別施設	設 備	当該設備を支持する建物・構築物等	相互影響を考慮すべき設備	検討用地震動
S	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉圧力容器 ● 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器(中間熱交換器等)・配管(1次ヘリウム配管(二重管)等)・循環機(1次ヘリウム循環機等)・弁(1次冷却設備の主要弁等) ● 隔離弁を閉とするのに必要な電気及び計装設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 当該機器の支持構造物 ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ● 原子炉建家 ● 内部コンクリート構造物 	<ul style="list-style-type: none"> ● 排気筒 	S _s
	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール ● 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く。) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉建家 	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉建家天井クレーン ● 排気筒 ● 原子炉建家屋根トラス ● 燃料交換機 ● 制御棒交換機 	
	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設備及び原子炉の停止状態を維持する施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 制御棒及び制御棒駆動装置(スクラム機能に関するもの) ● 制御棒案内管 ● 炉心支持鋼構造物(拘束バンドを除く) ● 炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(炉心支持機能のみ)) ● 電気計装設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ● 原子炉建家 ● 内部コンクリート構造物 		
	その他	<ul style="list-style-type: none"> ● 1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器内のもの) ● 破損燃料検出系(原子炉格納容器内のもの) ● 1次ヘリウムサンプリング設備(原子炉格納容器内のもの) ● 原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を内蔵する1次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁) ● 隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管の支持構造物 ● 電気計装設備の支持構造物 ● 内部コンクリート構造物 ● 原子炉建家 	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉格納容器 	

S_s: 基準地震動により定まる地震力

耐震重要度分類(耐震Bクラス)(1/2)



耐震クラス	クラス別施設	設 備	当該設備を支持する建物・構築物等	相互影響を考慮すべき設備	検討用地震動
B	原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 1次ヘリウム純化設備(耐震Sクラス、耐震Cクラスに属する設備を除く。) ● 破損燃料検出系(耐震Sクラス、耐震Cクラスに属する設備を除く。) ● 1次ヘリウムサンプリング設備(耐震Sクラス、耐震Cクラスに属する設備を除く。) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管等の支持構築物 ● 内部コンクリート構築物 ● 原子炉建家 		S _B
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ、耐震Cクラスに属するものを除く。) ● 補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ● 炉心支持鋼構築物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構築物(サポートポスト(炉心支持機能のみ)を除く。) ● 非常用発電機及びその計装設備 ● 制御用圧縮空気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構築物 ● 原子炉建家 ● 内部コンクリート構築物 ● 補機冷却水系の配管トレンチ及び冷却塔基礎 		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 炉容器冷却設備(耐震Cクラスに属するものを除く。) ● 補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ● 中央制御室遮へい ● 非常用発電機及びその計装設備 ● 制御用圧縮空気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構築物 ● 原子炉建家 ● 内部コンクリート構築物 ● 補機冷却水系の配管トレンチ及び冷却塔基礎 		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 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(1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁) ● 隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管等の支持構築物 ● 電気計装設備の支持構築物 ● 原子炉建家 		
	放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で上記以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用空気浄化設備 ● 非常用発電機及びその計装設備 ● 制御用圧縮空気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構築物 ● 原子炉建家 ● 排気筒 		

S_B: 耐震Bクラス施設に適用される地震力

耐震重要度分類(耐震Bクラス)(2/2)



耐震クラス	クラス別施設	設 備	当該設備を支持する建物・構築物等	相互影響を考慮すべき設備	検討用地震動
B	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く。) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 使用済燃料貯蔵建家 		S _B
	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線量当量限度に比べ十分小さいものは除く	<ul style="list-style-type: none"> ● 廃棄物の廃棄施設(耐震Cクラスに属する設備を除く。) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管等の支持構造物 ● 原子炉建家 		
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料交換機 ● 原子炉建家天井クレーン ● 放射線低減効果の大きい遮へい ● 原子炉圧力容器リーク検出配管 ● 使用済燃料貯蔵建家天井クレーン 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管等の支持構造物 ● 内部コンクリート構造物 ● 原子炉建家 ● 使用済燃料貯蔵建家 		
	使用済燃料を冷却するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分) ● 補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ● 電気計装設備 ● 制御用圧縮空気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ● 原子炉建家 ● 補機冷却水設備の配管トレンチ及び冷却塔基礎 		
	放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放射線を抑制するための施設で耐震Sクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ● 使用済燃料貯蔵建家 		
	その他	<ul style="list-style-type: none"> ● 炉内構造物(耐震Sクラスに属するものを除く。) ● 後備停止系 ● 後備停止系案内管 ● 非常用発電機及びその計装設備 ● 制御用圧縮空気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ● 原子炉建家 ● 内部コンクリート構造物 		

S_B: 耐震Bクラス施設に適用される地震力

耐震重要度分類(耐震Cクラス)



耐震クラス	クラス別施設	設 備	当該設備を支持する建物・構築物等	相互影響を考慮すべき設備	検討用地震動
C	耐震Sクラス、耐震Bクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 制御棒駆動装置(スクラム機能に関する部分を除く。) ● 補助冷却設備(二重管内管) ● 炉容器冷却設備(熱反射板) ● 2次ヘリウムサンプリング設備 ● 新燃料貯蔵設備 ● 2次ヘリウム冷却設備 ● 加圧水冷却設備 ● 1次ヘリウム純化設備、1次ヘリウムサンプリング設備、破損燃料検出系等のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ● 2次ヘリウム純化設備 ● 1次ヘリウム貯蔵供給設備 ● 2次ヘリウム貯蔵供給設備 ● 廃棄物の廃棄施設のうち、高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ● 使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水補給に関する部分) ● 消火設備 ● 換気空調設備 ● 電気計装設備(耐震Sクラス、耐震Bクラスのもの除く。) ● 補機冷却水設備 ● 一般用圧縮空気設備 ● 一般冷却水系 ● 保管廃棄施設 ● その他 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機器・配管、電気計装設備等の支持構築物 ● 内部コンクリート構築物 ● 原子炉建家 		S _C

S_C: 耐震Cクラス施設に適用される地震力

重要度分類(安全機能の重要度分類)



新分類	定義	機能	構築物・系統・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	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力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を除く）	
		過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ スタンドパイプクロージャ	
		炉心の形成	炉心支持鋼構造物（炉心拘束機構の拘束バンドを除く） 炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト（炉心支持機能のみ）	
PS-2	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直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	炉心の形成	炉心構成要素（燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック）	
			炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド	
			炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（炉心支持機能のみ）を除く）	
		放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	気体廃棄物の廃棄施設	
			原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール（冠水維持機能）及び貯蔵ラック（上蓋を除く）	
			使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック（上蓋を除く）	
			1次冷却材の内蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く）	1次ヘリウム純化設備
			安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁（吹止り機能）
実験・照射に供する機能	実験設備の一部			
燃料の安全な取扱い	燃料交換機			

重要度分類(安全機能の重要度分類)



新分類	定義	機能	構築物・系統・機器	
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	制御棒系	
		原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁(開機能)	
		過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	
	安全上必要なその他の設備	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)	
		安全上特に重要な関連機能	中央制御室	
MS-2	PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	未臨界維持	後備停止系	
		工学的安全施設	炉心冷却	補助冷却設備
			放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	炉容器冷却設備
				原子炉格納容器(隔離弁を含む)
		原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	非常用空気浄化設備	
			補助冷却設備	
		原子炉停止後の除熱	炉容器冷却設備	
			炉容器冷却設備	
		工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(工学的安全施設)	
		放射性物質放出の低減	排気管	
	異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	
		中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	
		安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	
	安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	
			補機冷却水設備	
制御用圧縮空気設備				
直流電源設備				
		安全保護系用交流無停電電源装置		

安全文化の醸成及び維持に係る活動

- ・原子力施設の安全の確保を最優先に、安全文化の育成、維持及び安全意識の向上に努めるため、以下の活動方針を踏まえ、毎年度、安全文化の醸成等に係る活動計画を策定
- ・本活動の評価(毎年度1回以上)、マネジメントレビュー(品質マネジメントシステムの有効性及び活動方針の見直しの必要性について理事長が行う評価)の結果に基づく改善指示を受け、活動計画を継続的に改善を実施

—令和3年度の活動方針(原子力安全に係る品質方針)—

- (1) 安全確保を最優先とする。
- (2) 法令及びルール(自ら決めたことや社会との約束)を守る。
- (3) 情報共有及び相互理解に、不断に取り組む。
- (4) 保安業務(運転管理、施設管理等)の品質目標とその活動を定期的にレビューし、継続的な改善を徹底する。

内部及び外部の機関による監査等

- ・保安活動の実施状況等の確認として、原子力規制委員会、原子力規制庁による原子力規制検査、茨城県等による立入調査
- ・品質保証活動として、原子力安全監査(内部監査)を実施

安全管理の徹底(過去の事故・トラブルへの対応)

- ・核燃料サイクル工学研究所再処理施設ガラス固化技術開発施設(TVF)において発生した物品盗難事案を踏まえた再発防止対策及び原子力機構における過去の事故・トラブルに共通する根本的な要因を踏まえた改善について、令和2年7月14日に「安全管理の徹底について(最終報告)」として茨城県へ提出
- ・事故・トラブルを繰り返し発生させないため、6つの対策方針による13項目の対策を、引き続き着実に実施し、職員一人ひとりの安全意識の向上及び基本動作の徹底を浸透させ、安全管理の徹底、不安全行為の撲滅を図る

6つの対策の方針	13項目の対策
A. 安全対策の確実な実施と有効性の評価	① 品質保証活動の見直し改善、拠点の自律性の強化
	② 現場密着型の作業監視・評価の実施
	③ 保安教育・訓練に関する仕組みの改善
B. 安全に係る連携の強化	④ 安全・核セキュリティ統括部と各拠点保安管理部門の連携したマネジメントの強化
	⑤ 安全に係る専門分野の人材活用と補強
C. 是正措置プログラム(CAP)活動での情報共有及び改善に向けた活動の促進	⑥ CAP活動の導入と推進
D. 現場作業の管理と実施体制の強化	⑦ 作業責任者制度の導入と推進
	⑧ 安全主任者制度の導入と推進
E. 請負作業に関するガバナンスの強化	⑨ 請負作業に関する契約の見直しと必要な資源の確保
	⑩ 請負企業に対する品質保証活動の強化
F. 自主的改善活動の積極的な推進	【再掲】⑥ CAP活動の導入と推進
	⑪ 請負企業との協働による安全活動の実施
	⑫ 小集団活動「元気向上プロジェクト」の推進
	⑬ 無駄な作業の排除や、業務のスリム化の推進

緊急作業に係る放射線管理

- ・国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定において、緊急作業上の被ばく管理として以下の事項を規定
 - ①緊急作業にかかる実効線量:100mSv(重大な事象が発生した場合:250mSv)
 - ②緊急作業にかかる目の水晶体の等価線量:300mSv
 - ③緊急作業にかかる皮膚の等価線量:1Sv
 - ④緊急作業計画書の立案に関する事
 - ⑤緊急作業における線量管理に関する事
 - ⑥緊急作業に従事する際の外部被ばく低減及び内部被ばく低減のため、施設の状況及び作業内容を考慮した放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置に関する事
 - ⑦緊急作業に従事する者に対する健康診断に関する事

HTTRにおける緊急作業に係る訓練

- ・HTTRでは、万が一の事故に備え、以下の訓練を実施
 - ①HTTRにおいて、放射性物質を閉じ込めている全ての機能を喪失したと想定し、タイベックスーツ、全面マスク等を着用した状態における作業訓練を実施
 - ②管理区域内においては、汚染者が発生した場合に必要なグリーンハウスの設置訓練を実施
 - ③汚染者が発生した場合や、汚染者となった場合に必要なた除染訓練を実施
- ・これらの訓練は、訓練の実施・改善を繰り返すべく、計画的に実施



事故時の対応体制(HTRRの防災資機材①)



・設計想定事象や多量の放射性物質等を放出する事故等の発生時に備えた資機材として、以下の資機材を新たに整備。保管場所及び点検頻度等も定め管理

想定事象	目的	資機材名称	数量	管理者	点検頻度	点検内容	保管場所	
火災	初期消火活動	空気呼吸器（原子炉建家内用）	4台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	H-423	
		空気呼吸器（CV用）	4台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	N-235	
		消火器（CV用）	10本	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	N-235	
		消火器（バックアップ用）	10本	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-418	
		携帯用照明	4台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	H-423	
		酸素濃度計（CV用）	1台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	H-423	
	水素ガス滞留防止	可搬型プロア	2台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	H-124	
		防爆型ダクト	2本	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-124	
水素濃度計		1台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	H-417		
内部溢水	資機材なし							
自然災害	火山事象対応	火山灰除去用資機材	スコープ	35個	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-501
			保護めがね	35個	運転管理課長	1回/年以上		H-501
			防塵マスク	35個	運転管理課長	1回/年以上		H-501
自然災害及びBDBA等	可搬型計器		ディストリビュータ	4台	運転管理課長	1回/年以上	校正、員数	H-333/H-234
			記録計	2台	運転管理課長	1回/年以上	校正、員数	H-333/H-234
			キャリブレーション	2台	運転管理課長	1回/年以上	校正、員数	H-333/H-234
			ディストリビュータ・記録計用の信号ケーブル	10本 (5本×2式)	運転管理課長	1回/年以上	校正、員数	H-333/H-234
	蓄電池枯渇時の測定	温度、圧力、中性子束監視用の可搬型発電機	可搬型発電機	2基 (1基×2式)	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	機械棟/ HTRR建設管理棟 西側倉庫
			電源ケーブル	2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436
			排気用ダクト	2個 (1個×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436
	中性子束監視用の可搬型発電機	可搬型発電機	2基 (1基×2式)	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	機械棟/ HTRR建設管理棟 西側倉庫	
		電源ケーブル	2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436	

事故時の対応体制(HTTRの防災資機材②)



想定事象	目的	資機材名称		数量	管理者	点検頻度	点検内容	保管場所		
照明の確保		排気用ダクト		2個 (1個×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436		
		避難用照明	非常用照明	蓄電池内蔵の照明	174台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家 使用済燃料貯蔵建家 冷却搭 機械棟	
				直流非常灯	142台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家	
			誘導灯		116台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家 使用済燃料貯蔵建家 冷却搭 機械棟	
		交流非常灯(保安灯)		222台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家 冷却搭		
		蓄電池内蔵の照明		14台	運転管理課長	1回/年以上	機能	使用済燃料貯蔵建家 機械棟		
		設計基準事故が発生した場合に用いる照明	携帯用照明等	携帯用照明	11本 機械棟:3本 使用済燃料貯蔵 建家:3本 中央制御室:5本	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	原子炉建家 機械棟 使用済燃料貯蔵建家	
					可搬型の作業用照明	2台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	中央制御室
					可搬型発電機	1基	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	機械棟
		通信機器の確保	敷地内の通信連絡設備	非常用放送設備(HTTR)	主装置	1式	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家
					スピーカー	176台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家 使用済燃料貯蔵建家 冷却搭 機械棟

事故時の対応体制(HTTRの防災資機材③)



想定事象	目的	資機材名称		数量	管理者	点検頻度	点検内容	保管場所
		送受話器 (ページング)	主装置	1式	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家
			端末	147台	運転管理課長	1回/年以上	機能	原子炉建家 使用済燃料貯蔵建家 冷却搭 機械棟
		大洗研究所 内通信連絡 設備(付属 建家内)	固定電話(一般電話回線)	1台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	現場指揮所
			携帯電話(災害時優先回線)	1台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	現場指揮所
			ファクシミリ(一般電話回線)	1台	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	現場指揮所
BDBA 等	後備停止系駆動装置の駆動	後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機※1	可搬型発電機	2基 (1基×2式)	運転管理課長	1回/年以上	機能、員数	機械棟/ HTTR建設管理棟 西側倉庫
			電源ケーブル	2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436
			排気用ダクト	2個 (1個×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	H-434/H-436
	放射性物質放出の影響緩和	目張用テープ		20m	運転管理課長	1回/年以上	員数	出入管理室(H-423)
	使用済燃料貯蔵プールへの注水	緊急注水用ホース	媒介金具	1個	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	出入管理室(H-423)
			消防用ホース	2本	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	出入管理室(H-423)
			ネジ込み式フランジ	1個	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	出入管理室(H-423)
			ガスケット	1枚	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	出入管理室(H-423)
	窒化ホウ素による原子炉停止	窒化ホウ素粉末※1		1式	技術課長	1回/年以上	外観	搬出入建家
		窒化ホウ素粉末の輸送装置※1		1式	技術課長	1回/年以上		
	瓦礫撤去	ハンマー		2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	機械棟/ HTTR建設管理棟 西側倉庫

※1: 原子炉停止機能喪失を想定したBDBA事象への対策として、制御棒が挿入できない場合に使用する後備停止系については、交流動力電源の喪失を考慮し、可搬型発電機による作動を可能とする対策を実施。また、設計基準地震動による耐震健全性も確認することで原子炉設置変更許可を取得している。HTTRは、原子炉停止機能喪失時においても炉心を損傷することはないため、BDBA対策に必要な時間を十分に確保可能である。なお、万が一、制御棒及び後備停止系による原子炉停止ができなかった場合に備え、自主的に窒化ホウ素による原子炉停止手段を整備し、運転手引等に定めている。

事故時の対応体制(HTTRの防災資機材④)



想定事象	目的	資機材名称	数量	管理者	点検頻度	点検内容	保管場所
		ツルハシ	2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上		
		シャベル	2本 (1本×2式)	運転管理課長	1回/年以上		
	防護機材	チャコールフィルタ付全面マスク	8個	運転管理課長	1回/年以上	外観、員数	出入管理室 (H-423)
		防護服	8着	運転管理課長	1回/年以上		
その他	可搬型発電機用の燃料 (軽油) (パラメータ監視用 (7日分) + 照明用 (3日分))		370L以上 (240L+130L)	運転管理課長	1回/年以上	数量	油脂倉庫

事故時の対応体制(大洗研究所の防災資機材①)

・大洗研究所の原子力事業者防災業務計画に定めている防災資機材のうち、原災法に基づいて備えている防災資機材は以下のとおり。保管場所及び点検頻度等も定め管理。

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着	1回/年	外観、員数	防護機材倉庫	
	呼吸用ポンペ付一体型防護マスク		5台	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)	33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式	1回/年	外観、機能	特殊車庫 (モテリングカー)	
	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式	1回/年	外観、機能	特殊車庫 (モテリングカー)	
	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)。

事故時の対応体制(大洗研究所の防災資機材②)

・大洗研究所の原子力事業者防災業務計画に定めている防災資機材のうち、原災法によらず備えている防災資機材は以下のとおり。保管場所及び点検頻度等も定め管理。

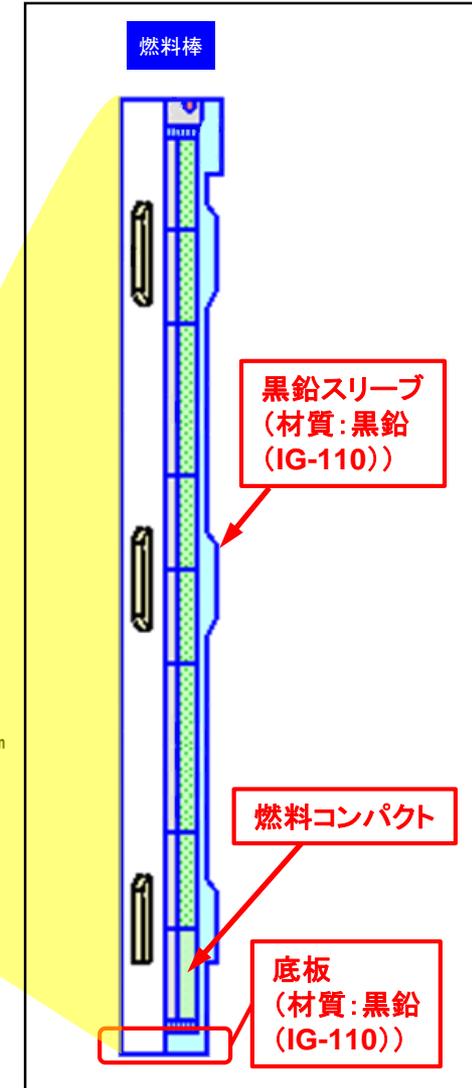
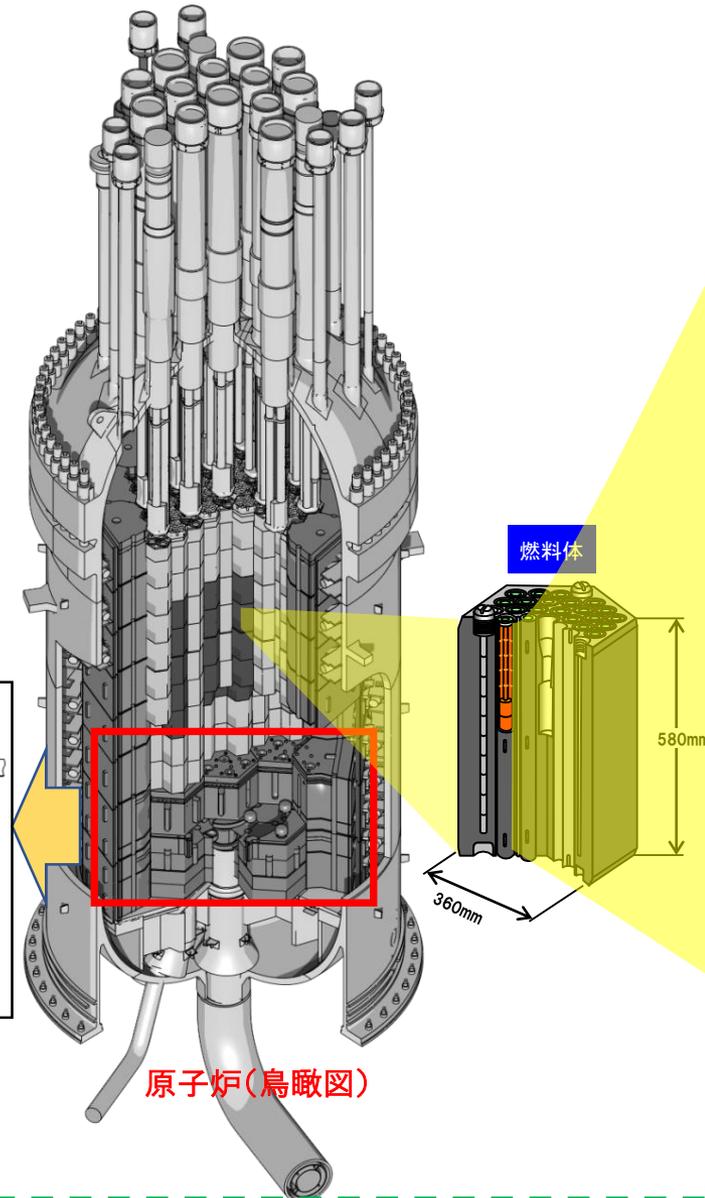
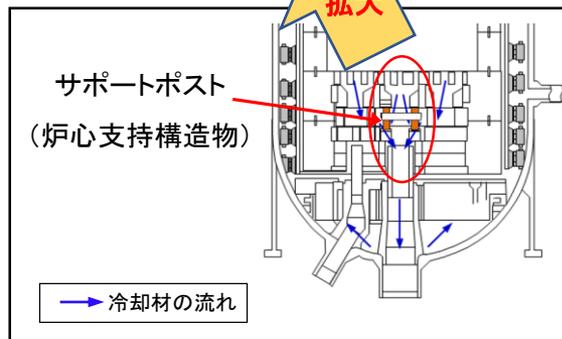
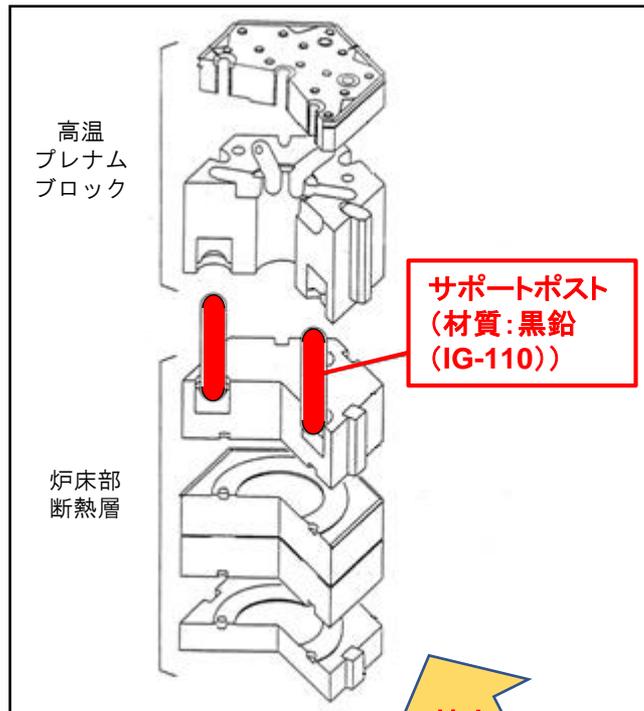
2. その他の原子力防災資機材

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 (α)	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 (β)	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本	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
	IP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	現地对策本部員 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。

サポートポスト及び黒鉛スリーブ(底板)の詳細図

説明資料のページを追加



燃料棒の断面図

制御棒を2段階で挿入する理由

HTTRのスクラムによる原子炉停止は、制御棒への熱的影響の観点(繰り返し利用の観点)から2段階で制御棒を挿入する設計としている。

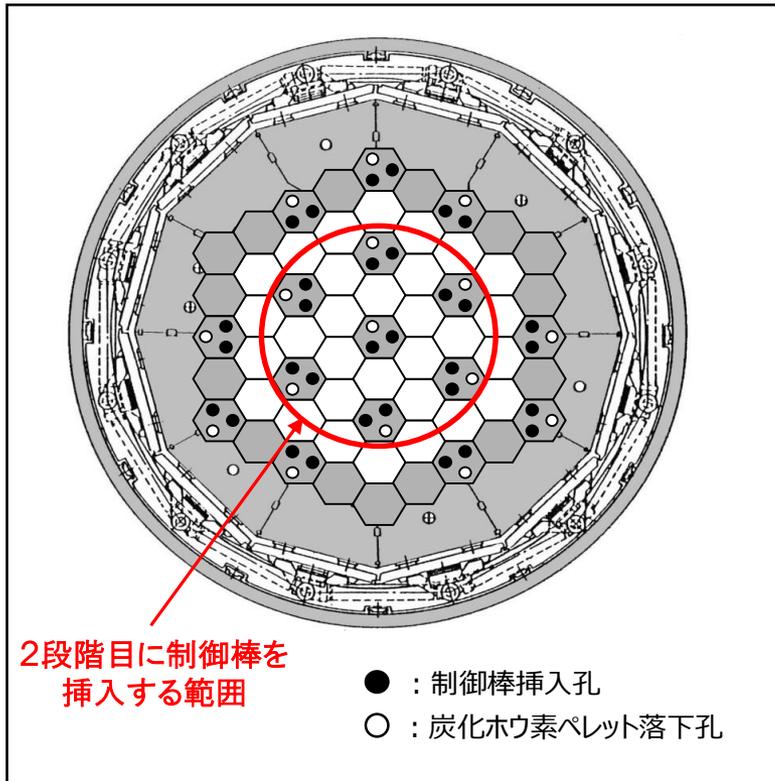
これは、出力100%等の高出力により原子炉の運転を行う際には、炉内の中央部(左図赤丸内)の温度が高温となるため、制御棒を熱的影響から保護し、制御棒の繰り返し利用を可能とするために行うものである。

スクラム時の制御棒の挿入方法

・1次冷却材の温度が750°C以上の時に、スクラム信号が発信されると、左図の中央部(赤丸内)を除く比較的低温部分の炉内へ制御棒が直ちに挿入され(1段階目の挿入)、原子炉は未臨界(原子炉停止)となる。

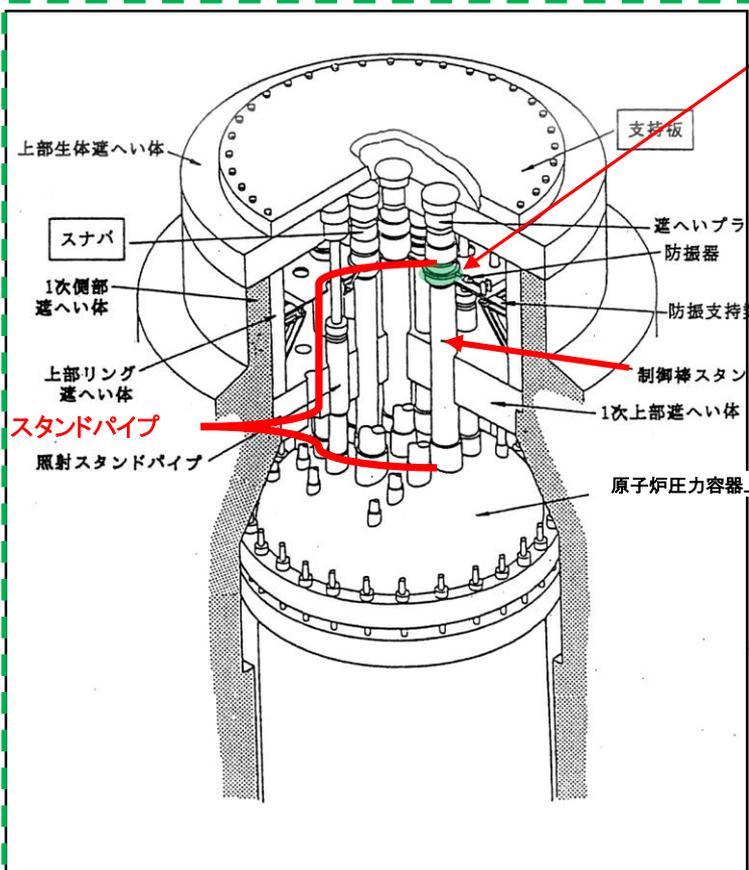
・その後、①1次冷却材の温度が750°Cを下回るか、②1段階目の制御棒の挿入後、40分経過のどちらか早い方を基準に左図の中央部(赤丸内)にある制御棒が挿入される(2段階目の挿入)。

・なお、BDDBA等において想定している1次冷却設備二重管破断事故のように、原子炉の冷却材を喪失する事故の際には、2段階ではなく、全制御棒が直ちに、かつ、同時に挿入される設計としている。

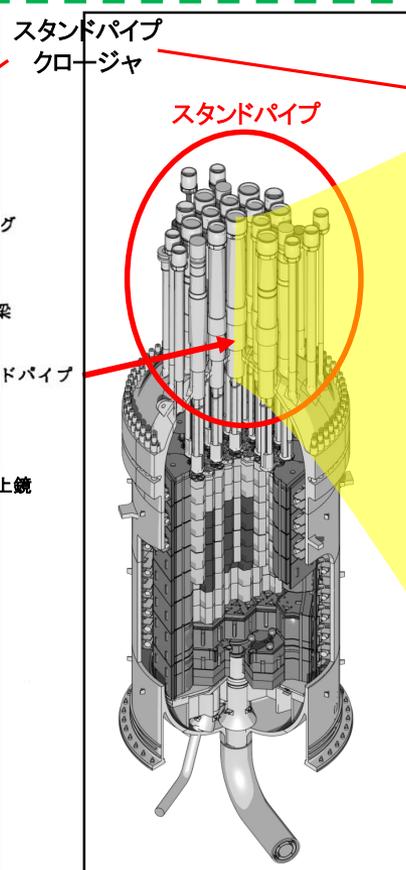


原子炉压力容器内
水平断面図

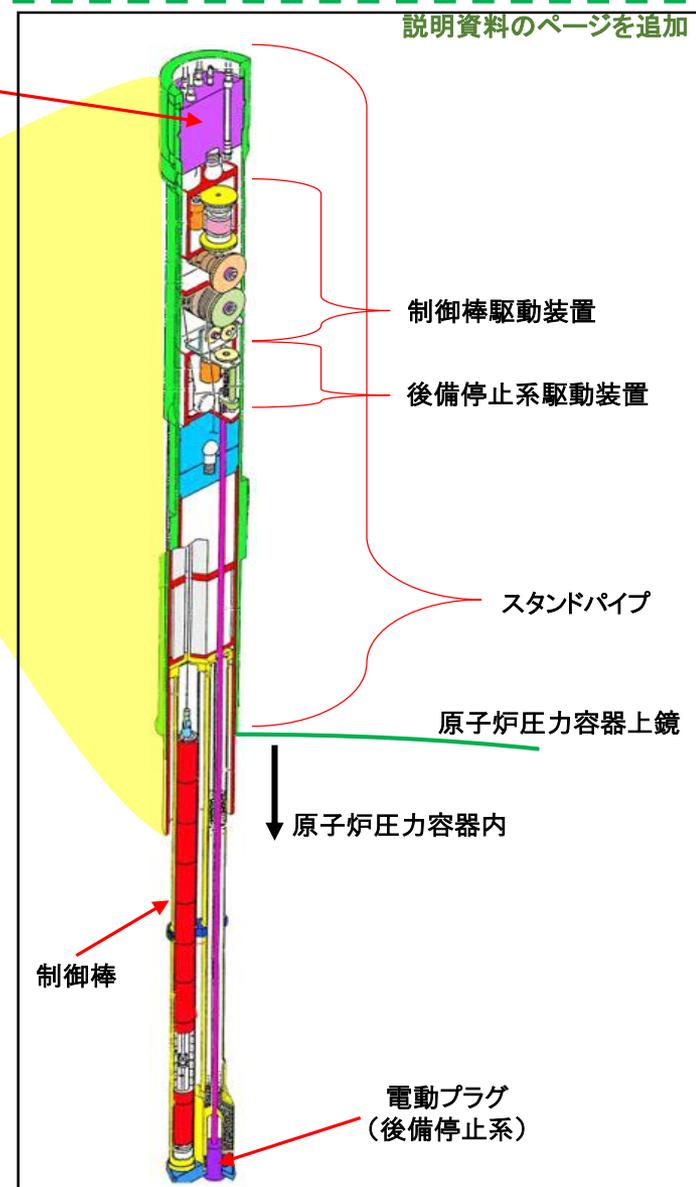
スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの詳細図



原子炉圧力容器の
上部断面図



原子炉(鳥瞰図)



スタンドパイプの断面図