

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

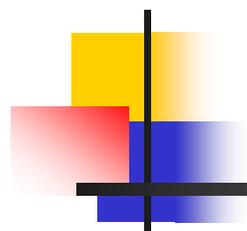
<(8)重大事故対策>

－ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止

平成30年6月1日

東北電力株式会社

1. はじめに
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と
主な対策
 - 2.1 全交流動力電源喪失
 - 2.2 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.3 原子炉冷却材の流出
 - 2.4 反応度の誤投入
3. まとめ
4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)
5. 参考



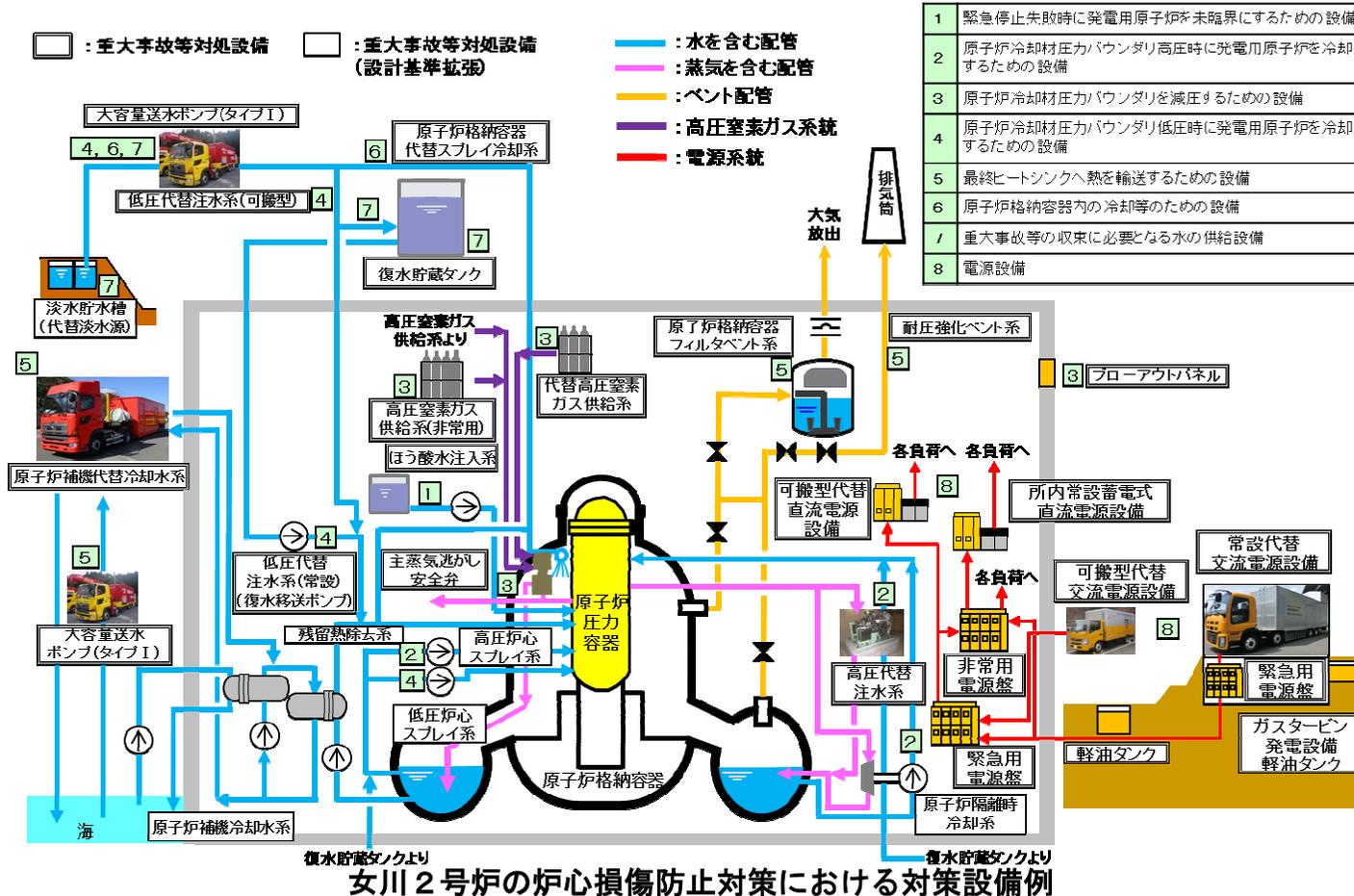
1. はじめに

1. はじめに(有効性評価の全体概要)

新規規制基準では、福島第一原子力発電所事故を踏まえて実施してきた重大事故等対策の有効性について、以下の手順で評価することが求められている※

- ① 重大事故等対策が実施されていない状態を仮定して、内部事象(機器故障・人的ミス等)や外部事象(地震・津波)が原因となって重大事故に至る確率を評価(確率論的リスク評価:PRA)
- ② ①の評価結果を踏まえ、重大事故が進展するシナリオ(事故シーケンス)を選定
- ③ 実施されている重大事故等対策が有効に機能するかを評価(有効性評価)

※ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈



1. はじめに(確率論的リスク評価:PRA とは)

<新規制基準適合性審査における確率論的リスク評価(PRA)の位置付け>

- ◆ 安全対策が有効に機能することを評価(=有効性評価)するために、その前段として、重大事故に至る可能性のある事故シーケンスグループを抽出
- ◆ 規則に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外に、追加すべき新たな事故シーケンスの有無を確認

確率論的リスク評価(PRA)^{※1}

内部事象

- ・運転時レベル1
- ・運転時レベル1.5
- ・停止時レベル1

外部事象

- ・地震レベル1
- ・津波レベル1

<適合性審査におけるPRAの扱い>

- PRA評価対象は、これまで自主的に実施してきたアクシデントマネジメント対策、福島第一事故後の緊急安全対策等を含めず、設置許可取得済の設備
- 重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)の判断基準はない
- 安全対策を含めたPRAは、今回の適合性審査の対象外

<PRAを適用していない事象の評価>

- PRAを適用していない外部事象(火災、溢水、積雪など)については、それらの影響を評価し、いずれも今回のPRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定した

有効性評価

- ・ 選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価
(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

有効性評価の内容^{※2}

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

※2 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

※1 レベル1 : 炉心損傷のリスク評価(炉心損傷頻度)
レベル1.5 : 格納容器破損のリスク評価(格納容器破損頻度)

1. はじめに(事故シーケンスの選定及び有効性評価の流れ)

- ◆ 内部事象及び外部事象に対して、確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用し、対象とすべき事故シーケンスグループ（出力運転時及び運転停止時）、格納容器破損モードを抽出

< P R A の実施範囲 >

➤ 内部事象運転時レベル 1	(炉心損傷頻度	5.5×10^{-5} /炉年)
➤ 内部事象運転時レベル 1. 5	(格納容器破損頻度	5.5×10^{-5} /炉年)
➤ 地震レベル 1	(炉心損傷頻度	3.3×10^{-5} /炉年)
➤ 津波レベル 1	(炉心損傷頻度	7.3×10^{-6} /炉年)
➤ 内部事象停止時レベル 1	(炉心損傷頻度	9.8×10^{-7} /定期検査)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから、評価する事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施（以下の項目を参照）

< 有効性評価の内容 >

- ① 炉心損傷防止対策の有効性評価
- ② 格納容器破損防止対策の有効性評価
- ③ 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価
 - ・崩壊熱除去機能喪失
 - ・全交流動力電源喪失
 - ・原子炉冷却材の流出
 - ・反応度の誤投入

← 本日のご説明範囲

評価項目を満足することを確認

1. はじめに(有効性評価の概要)

<有効性評価の内容>

運転停止中※1の原子炉における燃料損傷防止対策

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

※1 原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。

<有効性評価における確認内容>

- 計算プログラム等を使用した評価により判断基準※2を満足することを確認する
運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止にかかる判断基準

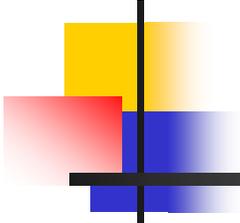
- i) 燃料有効長頂部が冠水していること
- ii) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
- iii) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)

※2 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

- 事故時の環境、必要な作業項目および時間等を考慮しても、対応手順の成立性があることを確認する
- 事故収束に必要な要員(運転員、重大事故等対策要員)および資源(水源、燃料(軽油)、電気等)が確保されていることを確認する



対応手順、要員・資源については、全交流動力電源喪失を代表例としてご説明



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷 防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全交流動力電源喪失
- 2. 2 崩壊熱除去機能喪失
- 2. 3 原子炉冷却材の流出
- 2. 4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

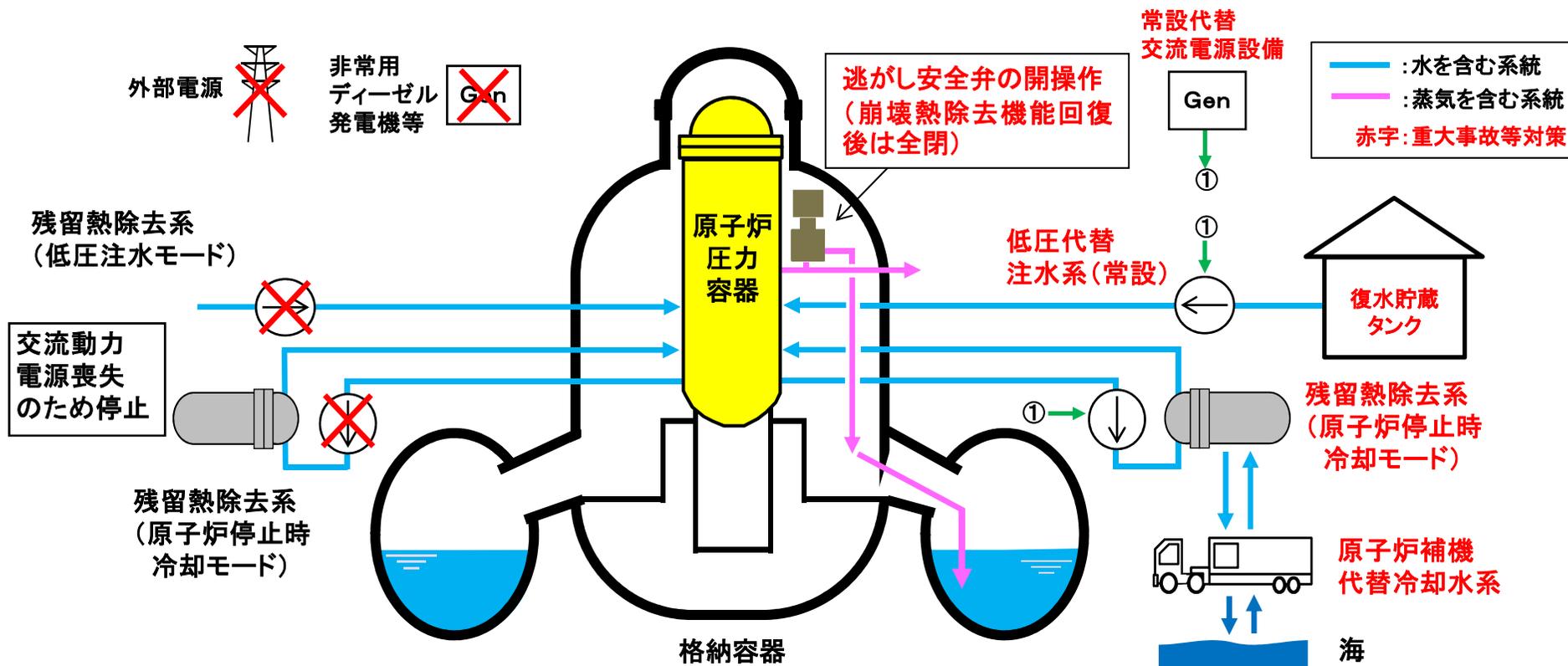
2.1 全交流動力電源喪失(1/5) 事象の概要

全交流動力電源喪失の特徴

運転停止中において外部電源及び非常用ディーゼル発電機等が機能を喪失し、全交流動力電源喪失に至る。そのため、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能を喪失し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る

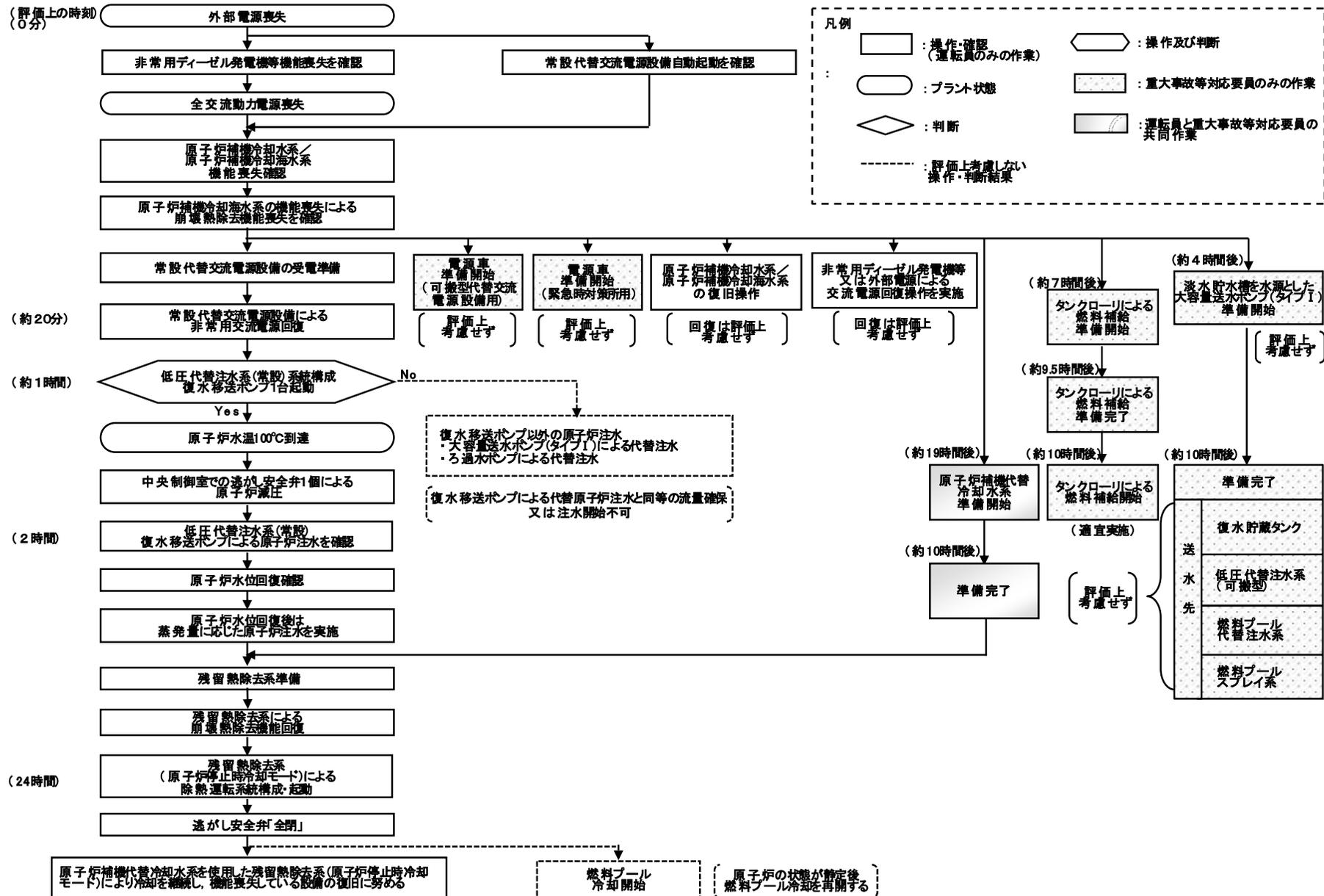
全交流動力電源喪失の対策概要

- ・常設代替交流電源設備による受電を開始し、低圧代替注水系(常設)により炉心を冷却
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による格納容器からの除熱



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(2/5) 対応手順の概要



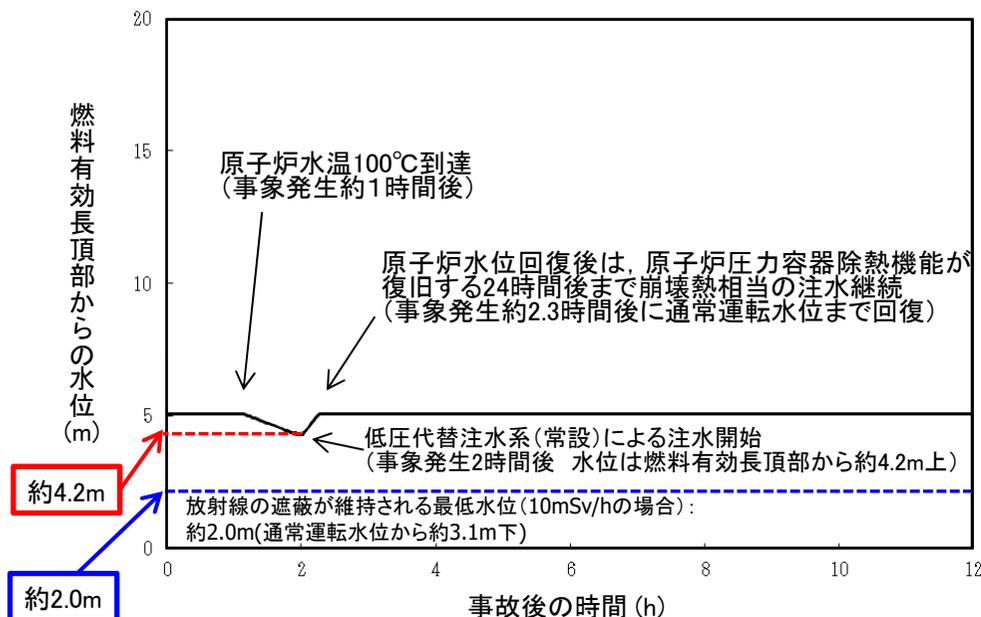
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(3/5) 有効性評価の結果

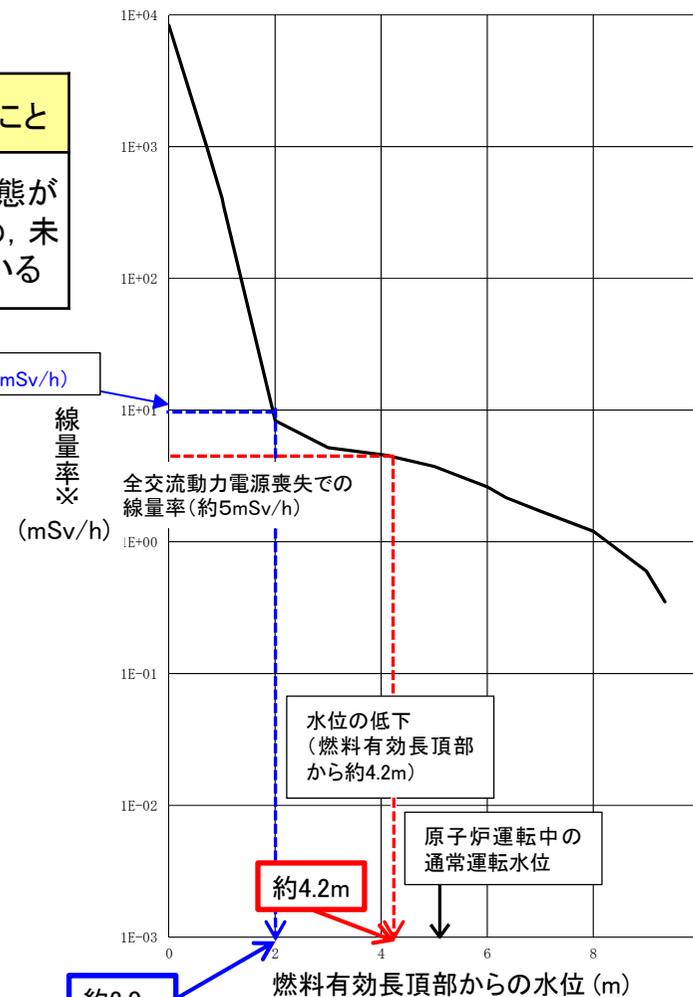
- ・全交流動力電源喪失における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・全交流動力電源喪失における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている



原子炉水位の推移(全交流動力電源喪失)



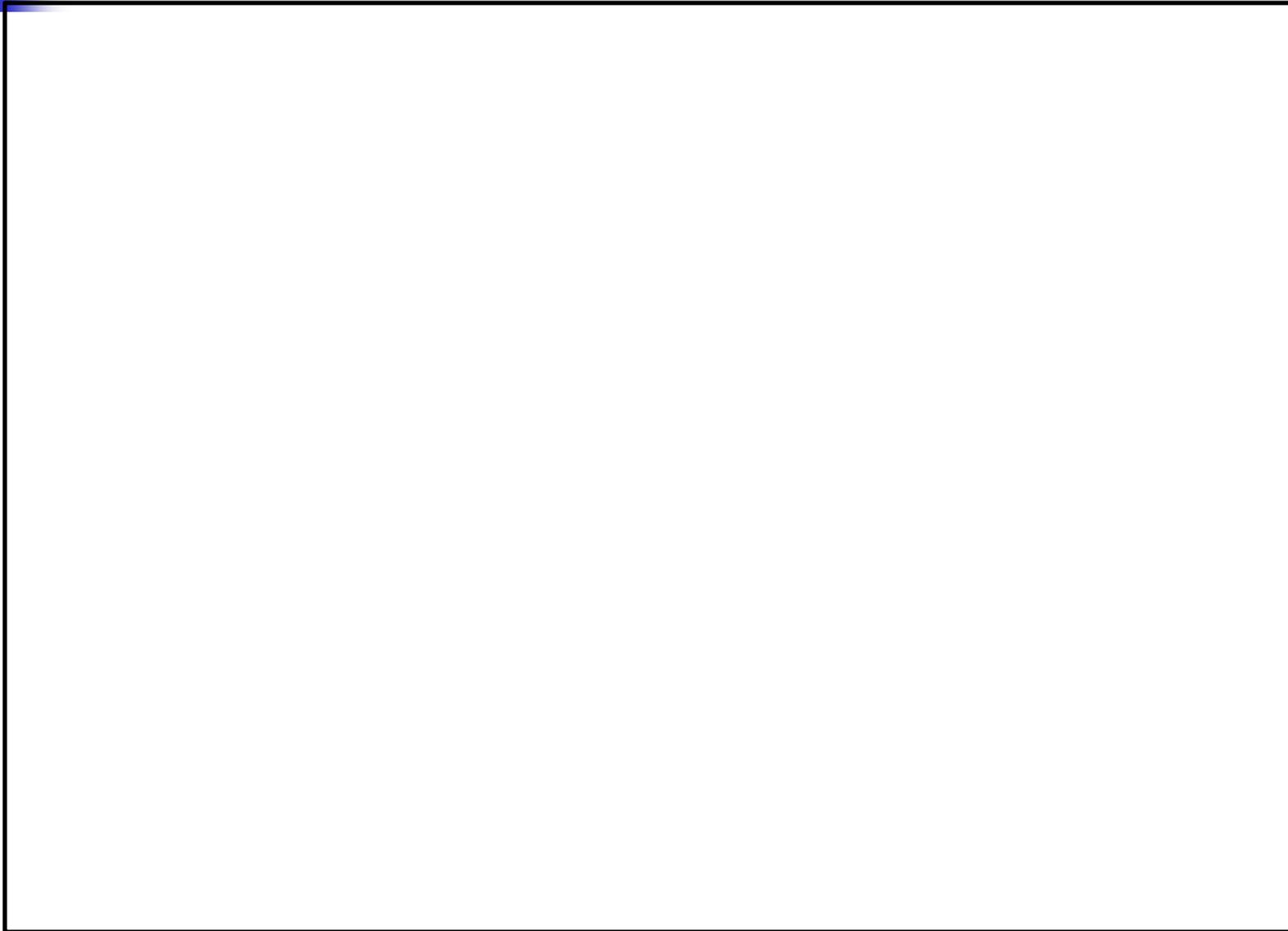
※線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている

原子炉水位と線量率(全交流動力電源喪失)

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

11

2.1 全交流動力電源喪失(4/5) 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート



可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート例

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

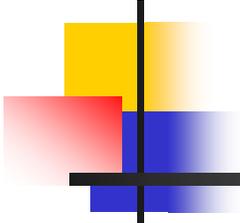
2.1 全交流動力電源喪失(5/5) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を示す。

表 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保する要員数又は数量
要員	28名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	29名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:18名 〕
水源	約534m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約372kL	約900kL
電源	約3,948kW	約6,000kW

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保することから、重大事故等への対応は可能である。



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷 防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全交流動力電源喪失
- 2. 2 崩壊熱除去機能喪失**
- 2. 3 原子炉冷却材の流出
- 2. 4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 崩壊熱除去機能喪失(1/2) 事象の概要

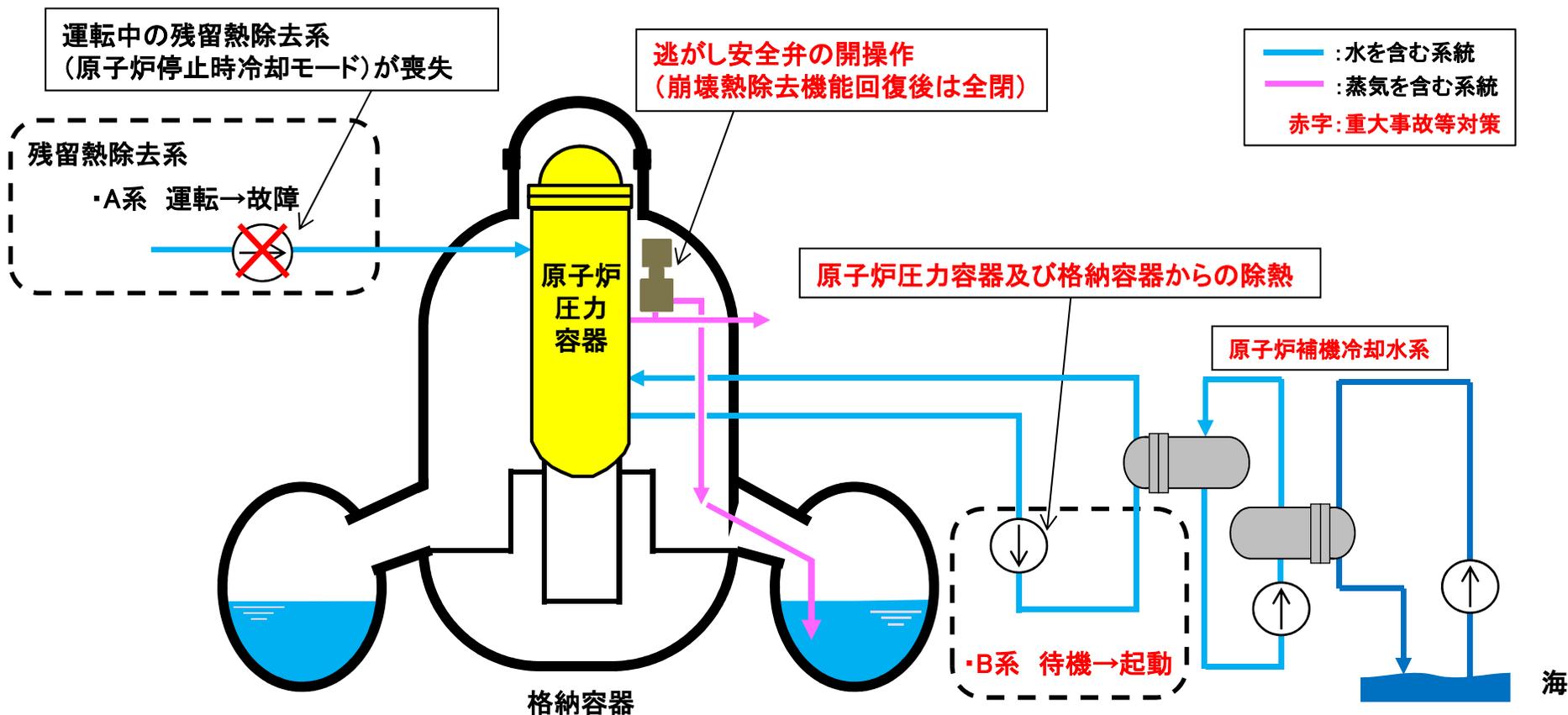
14

崩壊熱除去機能喪失の特徴

残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉压力容器内の保有水が崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る

崩壊熱除去機能喪失の対策概要

- ・待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水
- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉压力容器及び格納容器からの除熱



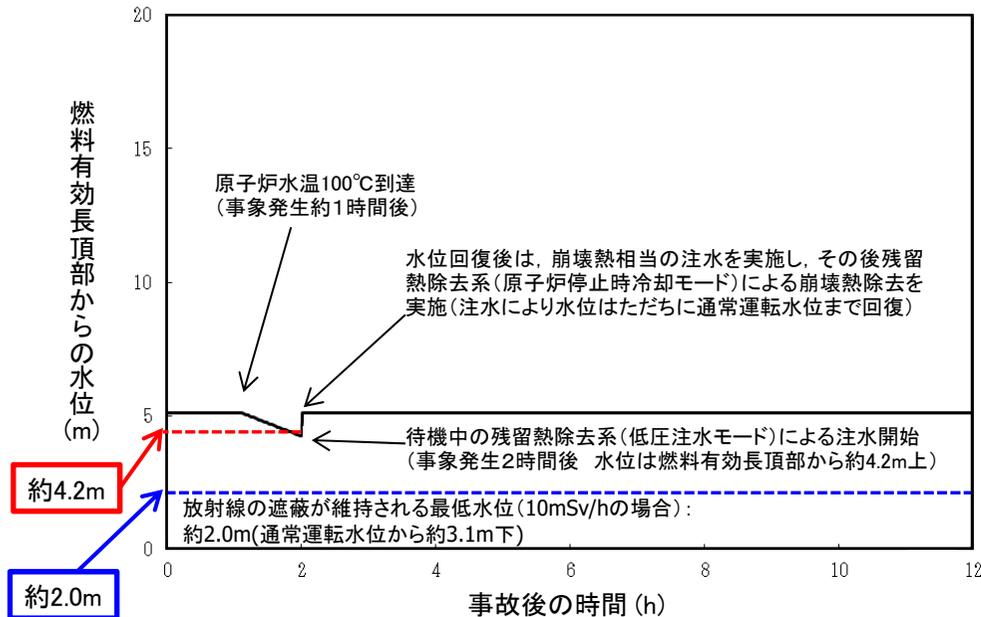
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 崩壊熱除去機能喪失(2/2) 有効性評価の結果

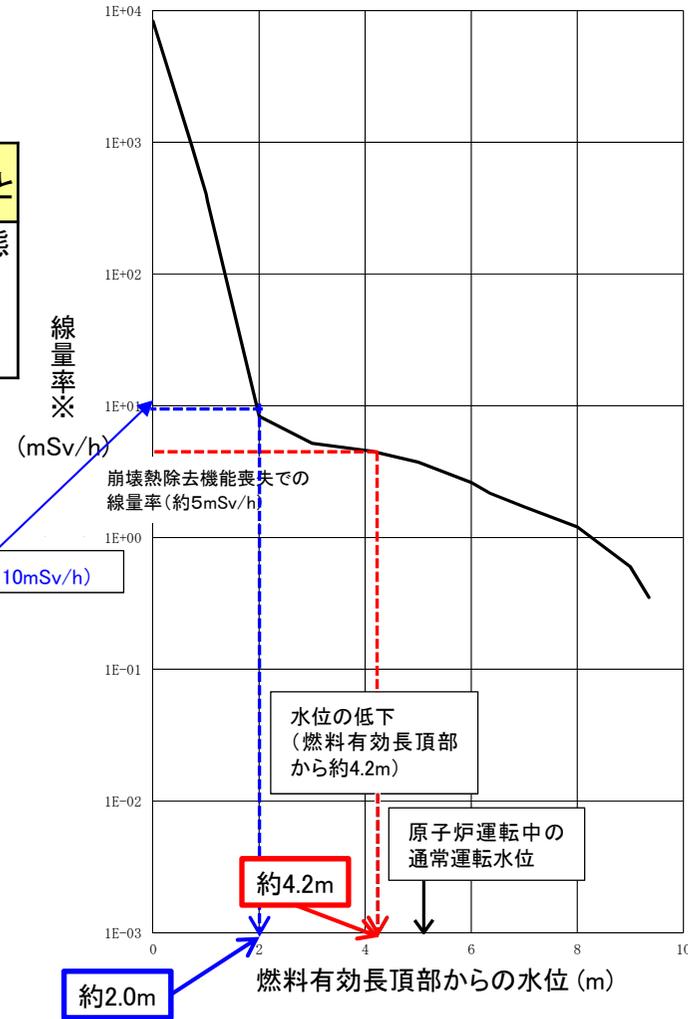
- ・崩壊熱除去機能喪失における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・崩壊熱除去機能喪失における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている

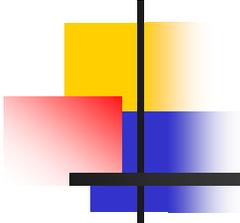


原子炉水位の推移(崩壊熱除去機能喪失)



※線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている

原子炉水位と線量率(崩壊熱除去機能喪失)



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全交流動力電源喪失
- 2. 2 崩壊熱除去機能喪失
- 2. 3 原子炉冷却材の流出
- 2. 4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

17

2.3 原子炉冷却材の流出(1/2) 事象の概要

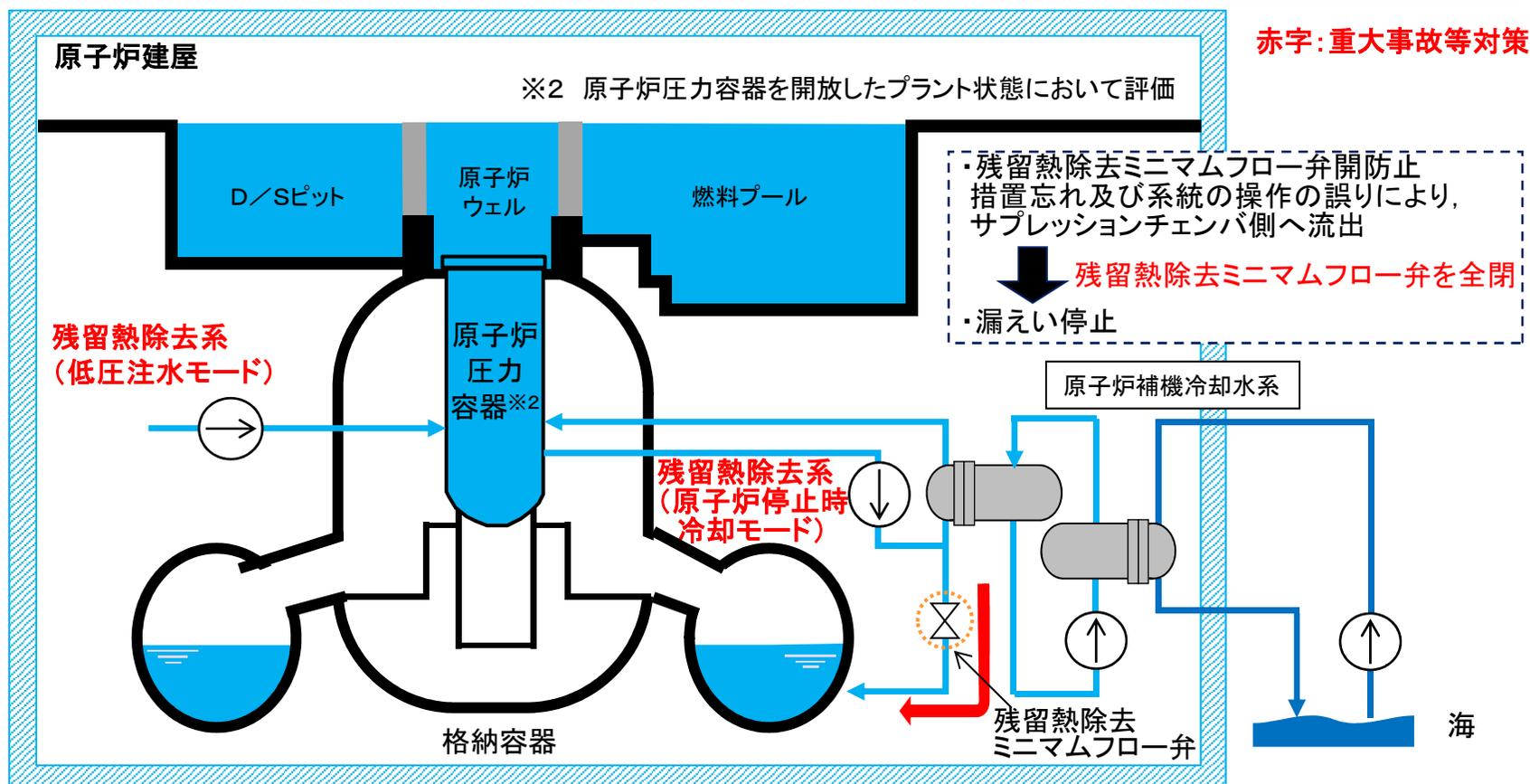
原子炉冷却材の流出の特徴

系統の操作の誤り等により原子炉冷却材圧力バウンダリ※1から冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッションチェンバ側に流出する。残留熱除去機能が喪失するとともに、原子炉圧力容器内の保有水量が減少を続け、原子炉内燃料体の損傷に至る

原子炉冷却材の流出の対策概要

※1 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分

- ・原子炉冷却材流出口を隔離後、残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉注水
- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



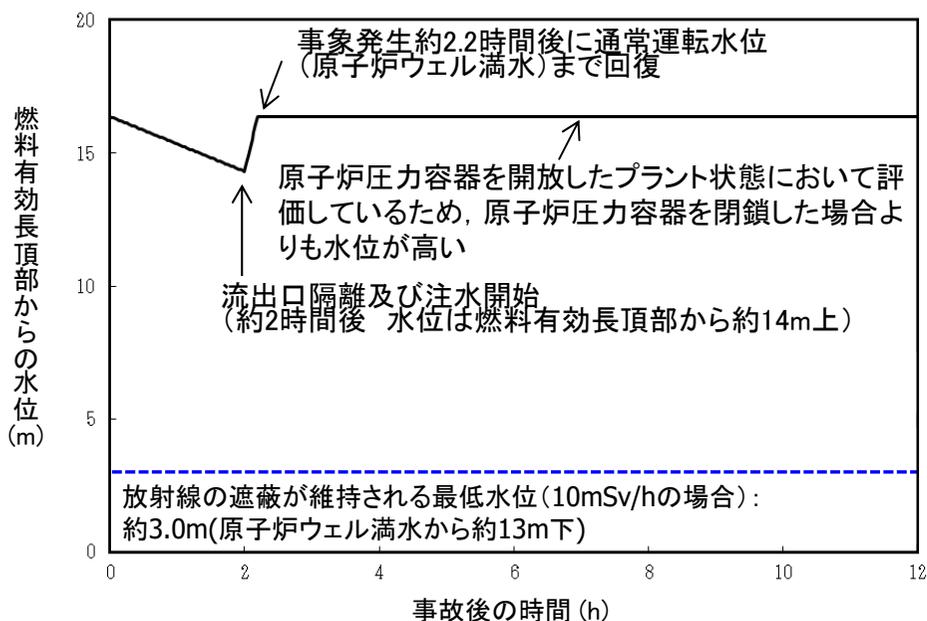
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 原子炉冷却材の流出(2/2) 有効性評価の結果

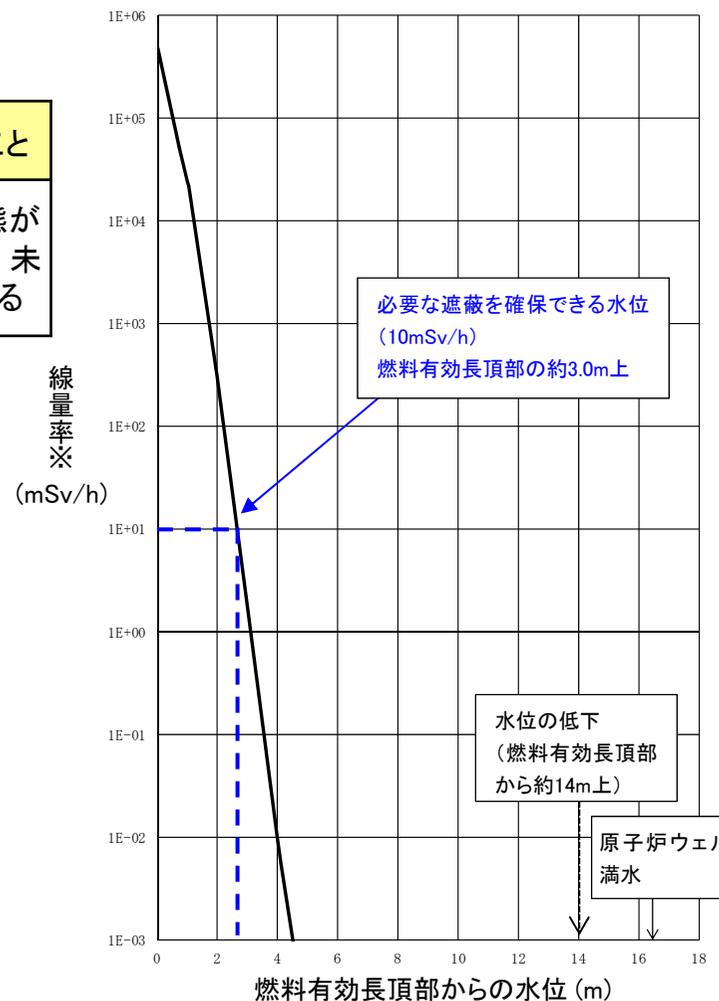
- ・原子炉冷却材の流出における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・原子炉冷却材の流出における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている

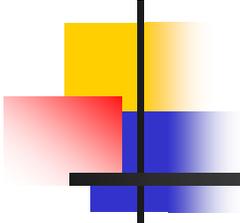


原子炉水位の推移(原子炉冷却材の流出)



※線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている

原子炉水位と線量率(原子炉冷却材の流出)



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全交流動力電源喪失
- 2. 2 崩壊熱除去機能喪失
- 2. 3 原子炉冷却材の流出
- 2. 4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 反応度の誤投入(1/2) 事象の概要

20

反応度の誤投入の特徴

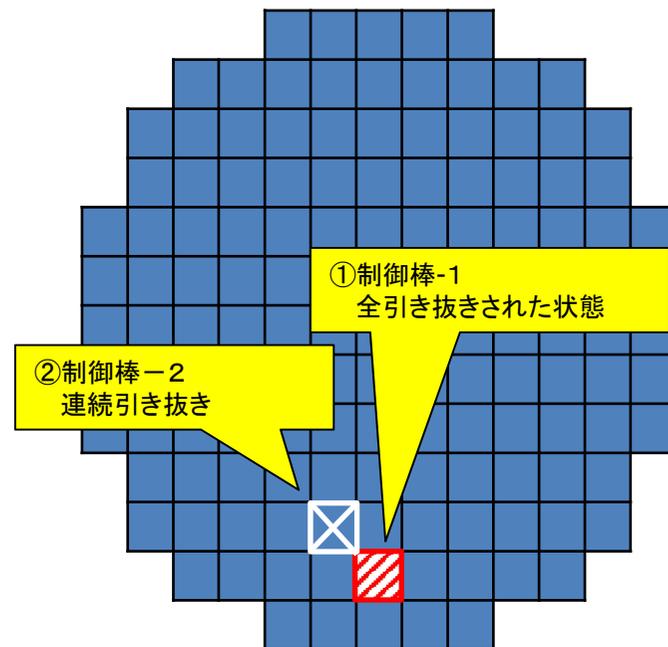
運転停止中において、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に急激に正の反応度が投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより原子炉内燃料体の損傷に至る

反応度の誤投入の対策概要

・起動領域モニタ^{※1}の原子炉周期短信号(原子炉周期10秒)による原子炉スクラム

※1 原子炉起動および停止時の低出力時に用いる中性子の計測装置

事故想定における炉心状態
(原子炉を上から見た図)



①制御棒1本(制御棒-1)が全引き抜きされた状態

②全引き抜きされている制御棒(制御棒-1)の斜めに隣接の制御棒(制御棒-2)が人的過誤により連続引き抜きされることを想定

評価を厳しく評価するため、制御棒-1と制御棒-2の組み合わせは、全ての制御棒の組合せの中から実効増倍率^{※2}が最も大きくなる組合せとしている

※2 核分裂連鎖反応前後での中性子個数比を表したものであり、実効増倍率 $k_{\text{eff}}=1$ で臨界、 $k_{\text{eff}} < 1$ で未臨界となる

■ : 制御棒全挿入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 反応度の誤投入(2/2) 有効性評価の結果

- ・反応度の誤投入における事象変化は、図のとおりであり、一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保されることを確認している
- ・反応度の誤投入における評価結果の概要について下表に示す
- ・燃料エンタルピ[°]※については下表のとおりであり、燃料の損傷は生じないことを確認している

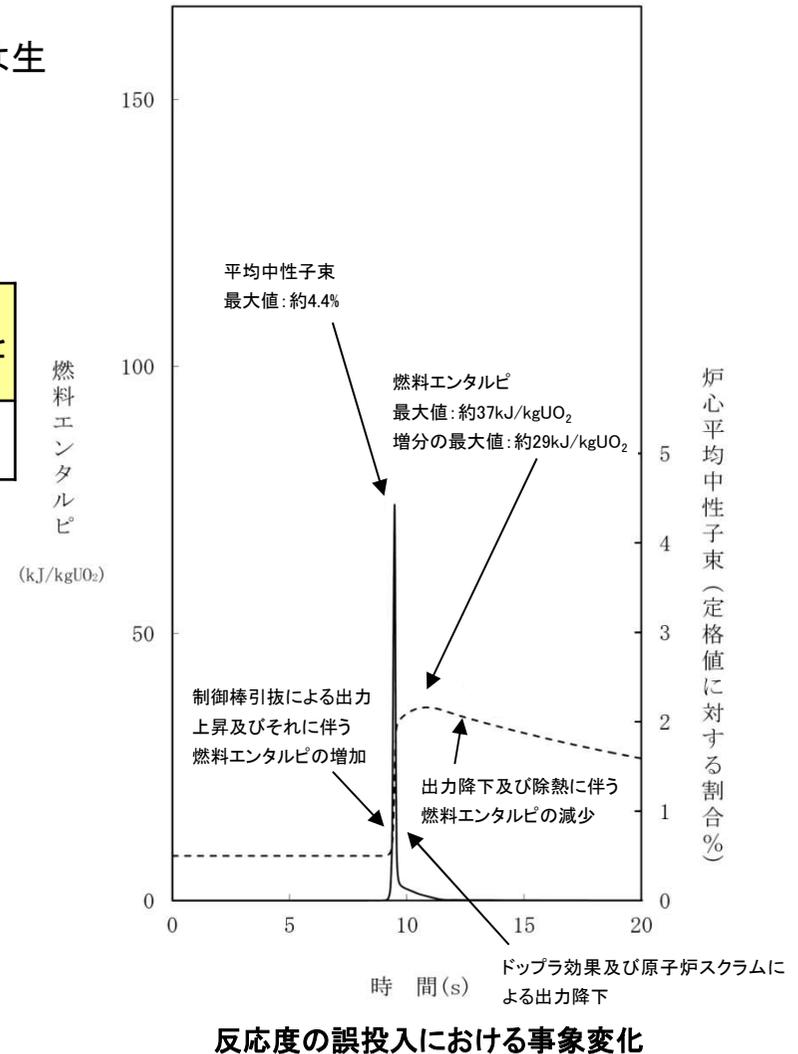
※ 燃料エンタルピ[°]は燃料の発熱量を表し、判断基準を超えると燃料破損を起こす可能性が高くなる

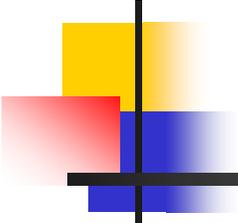
表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	燃料有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される	放射線の遮蔽が維持される	原子炉スクラムにより未臨界は確保される

表 反応度の誤投入における燃料エンタルピ[°]評価結果

項目	評価結果	判断基準	備考
燃料エンタルピ [°] の最大値	約37kJ/kgUO ₂	272kJ/kgUO ₂ 以下	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針
燃料エンタルピ [°] の増分の最大値	約29kJ/kgUO ₂	167kJ/kgUO ₂ 以下	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて



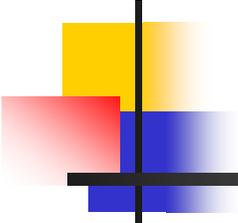


3. まとめ

3. まとめ

◆ 選定した事故シナリオに対して有効性評価を実施し、判断基準を満足することを確認した

事故シーケンス グループ	重大事故等 対処設備等	判断基準に対する評価結果の概要		
		燃料有効長頂部が冠水 していること	放射線の遮蔽が維持さ れる水位を確保すること	未臨界を確保すること
崩壊熱除去機能喪失	・待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉水位は有効燃料 長頂部を下回らず、燃 料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮 蔽が維持される最低水 位を下回ることがないた め、放射線の遮蔽は維 持される	全制御棒全挿入状態が維 持されているため、未臨界 は確保されている
全交流動力電源喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備			
原子炉冷却材の流出	・待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード)			
反応度の誤投入	—	原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効 長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維 持される	原子炉スクラムにより未臨 界は確保される	



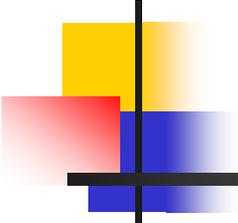
4. 適合性審査状況

4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)

- ◆ 第545回審査会合(平成30年2月8日)において、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

審査会合での主な指摘事項

No	分類	事故シーケンス グループ	項目	審査 会合日	回答
1	指摘 事項	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	注水だけで除熱ができることを定量的に説明すること。(原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について説明すること)	H27.3.17	格納容器圧力が炉心損傷前ベントの基準に到達する時間を評価し、原子炉補機代替冷却水系による崩壊熱除去機能復旧の時間余裕が十分確保されていることを確認した。
2	指摘 事項	反応度の誤投入	制御棒誤引抜以外を選定しなかった理由を説明すること。	H27.3.17	「燃料の誤装荷」、「制御棒を複数引き抜く試験」、「過去に発生した反応度投入事例」について、発生の有無及び投入される反応度の観点から、「制御棒の誤引き抜き」(制御棒の連続引き抜き)を重要事故シーケンスとして選定した。



5. 参考

5. 参考 女川2号炉の炉心損傷防止対策における対策設備の概要

