

女川原子力発電所2号炉 運転停止中原子炉における 燃料損傷防止対策の有効性評価について

東北電力株式会社
平成30年2月

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

2. 審査会合での指摘事項に対する回答

1. 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

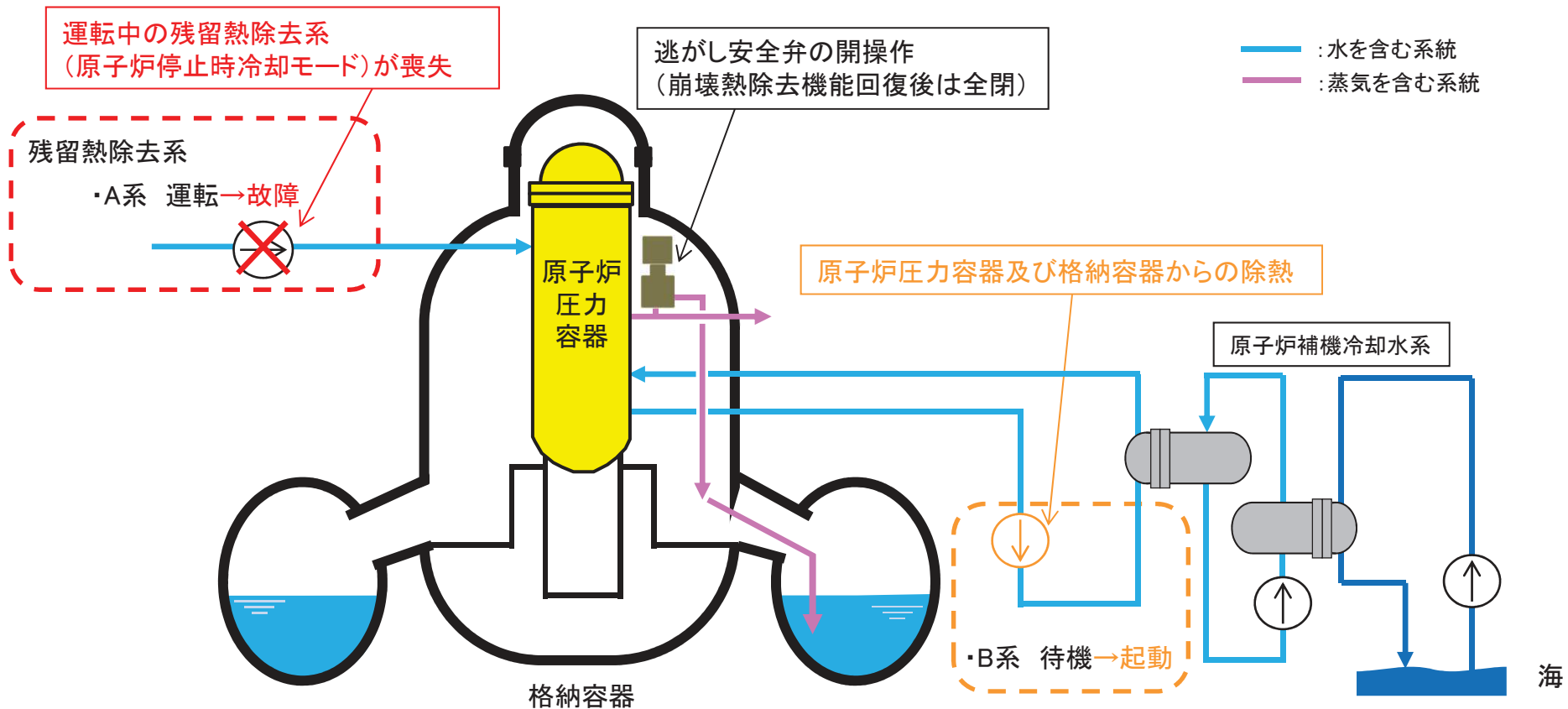
1.1 崩壊熱除去機能喪失(1/2)

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、原子炉圧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)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



1. 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

1.1 崩壊熱除去機能喪失(2/2)

崩壊熱除去機能喪失における有効性評価の結果

- 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1及び図2のとおり
- 燃料有効長頂部が冠水していること及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること並びに全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界が維持されていることを確認している

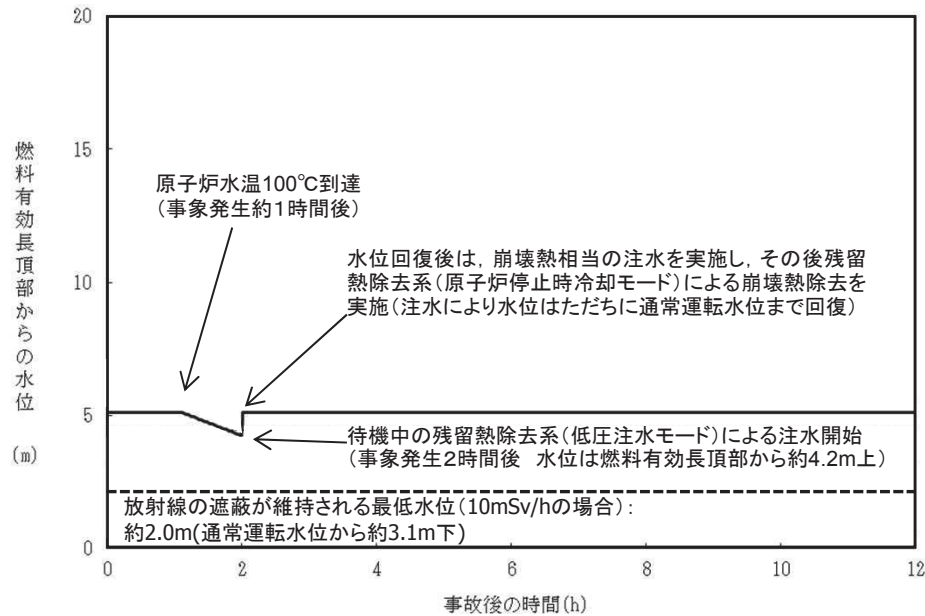


図1 原子炉水位の推移
(崩壊熱除去機能喪失)

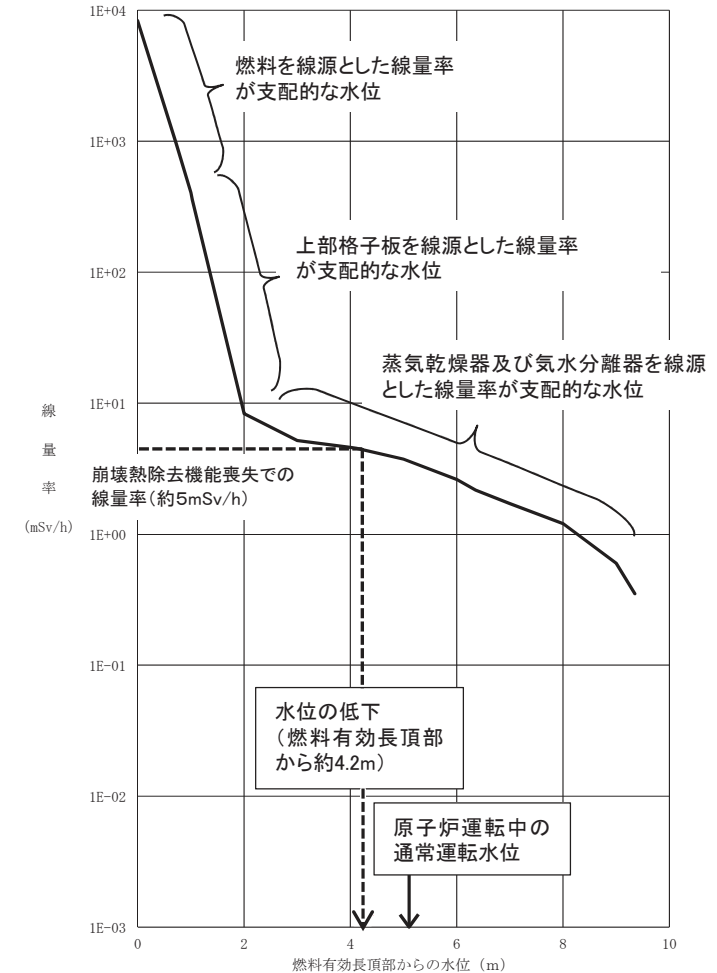


図2 原子炉水位と線量率
(崩壊熱除去機能喪失)

1. 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

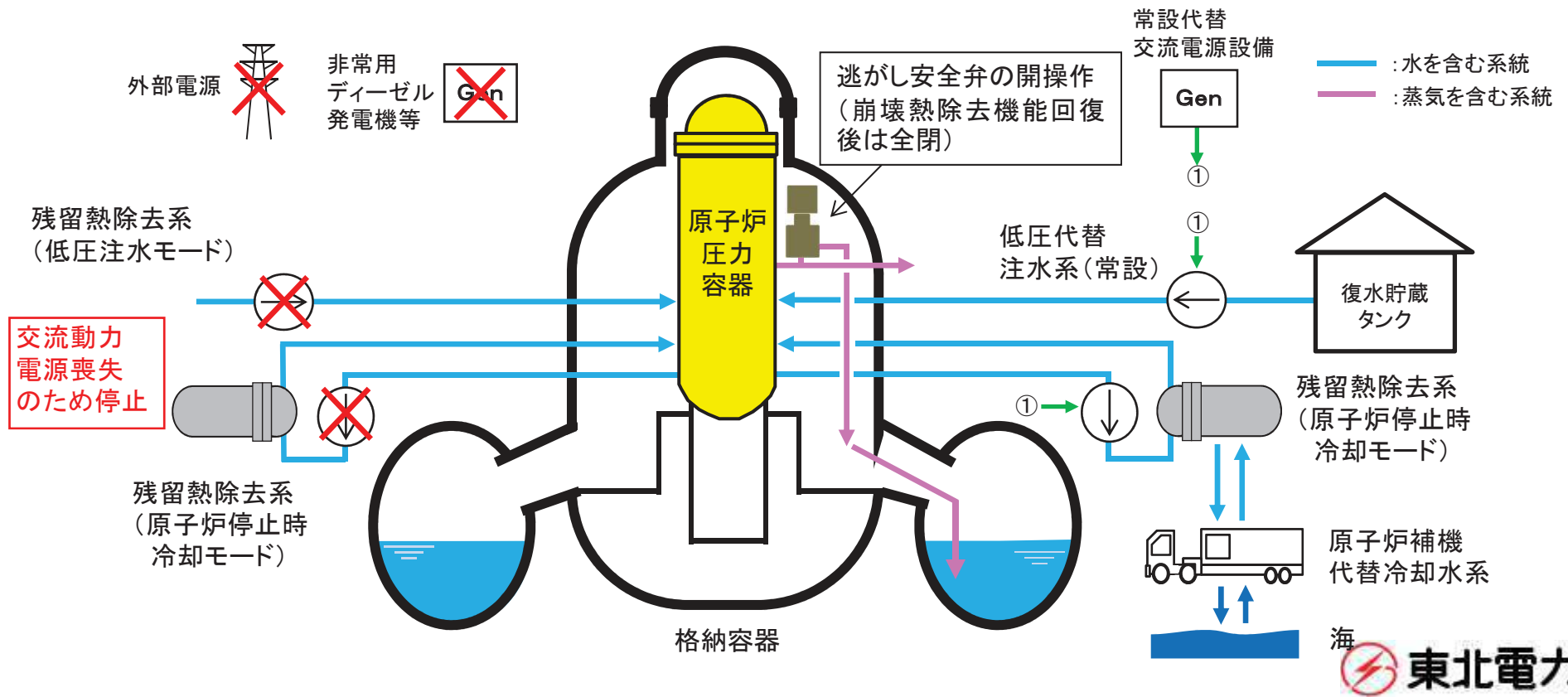
1.2 全交流動力電源喪失(1/2)

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



1. 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

1.2 全交流動力電源喪失(2/2)

全交流動力電源喪失における有効性評価の結果

- ・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3及び図4のとおり
- ・燃料有効長頂部が冠水していること及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること並びに全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界が維持されていることを確認している

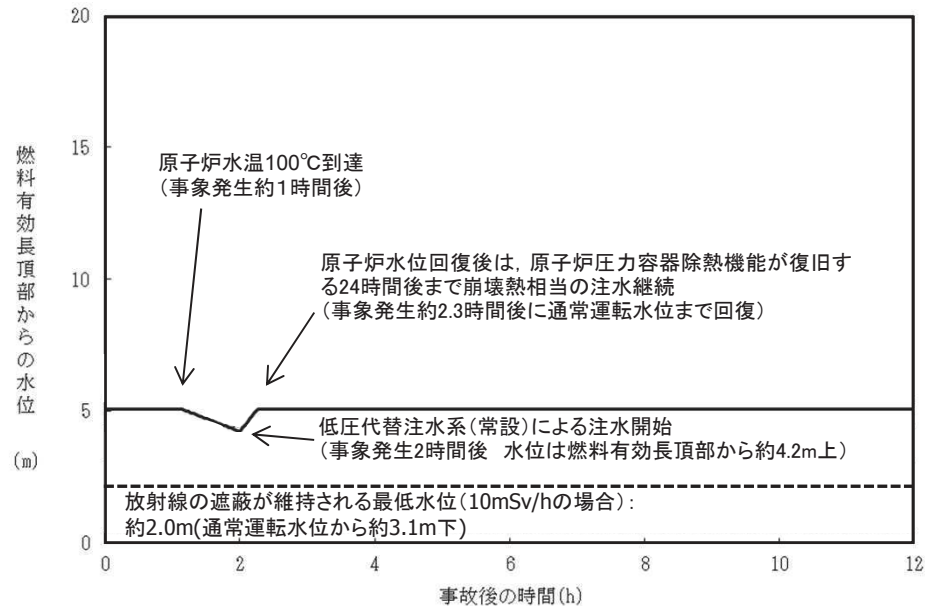


図3 原子炉水位の推移
(全交流動力電源喪失)

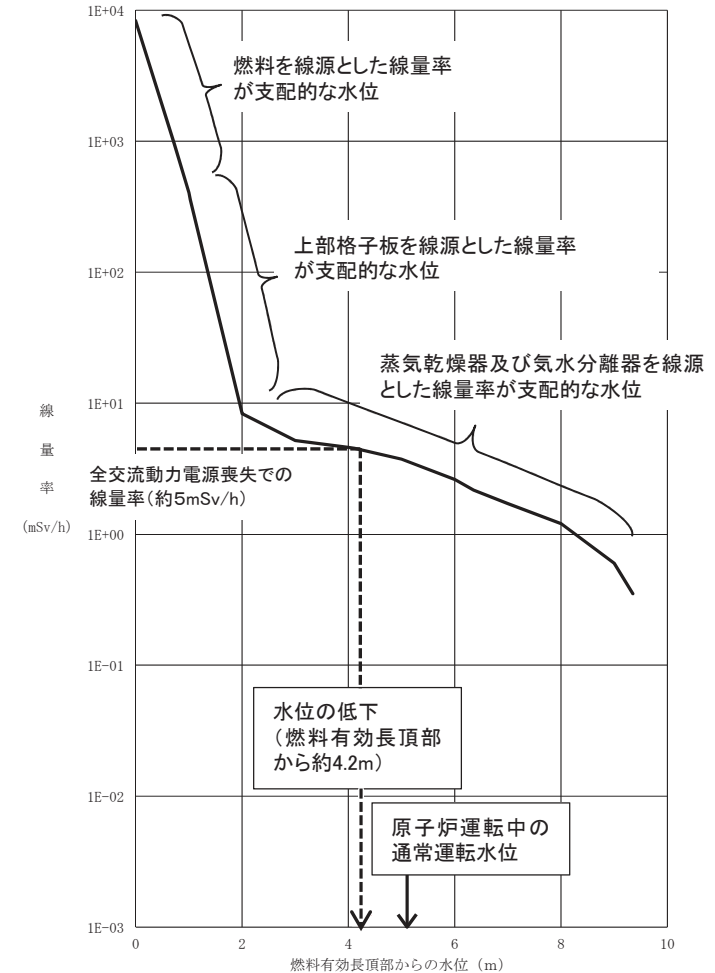


図4 原子炉水位と線量率
(全交流動力電源喪失)

1. 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

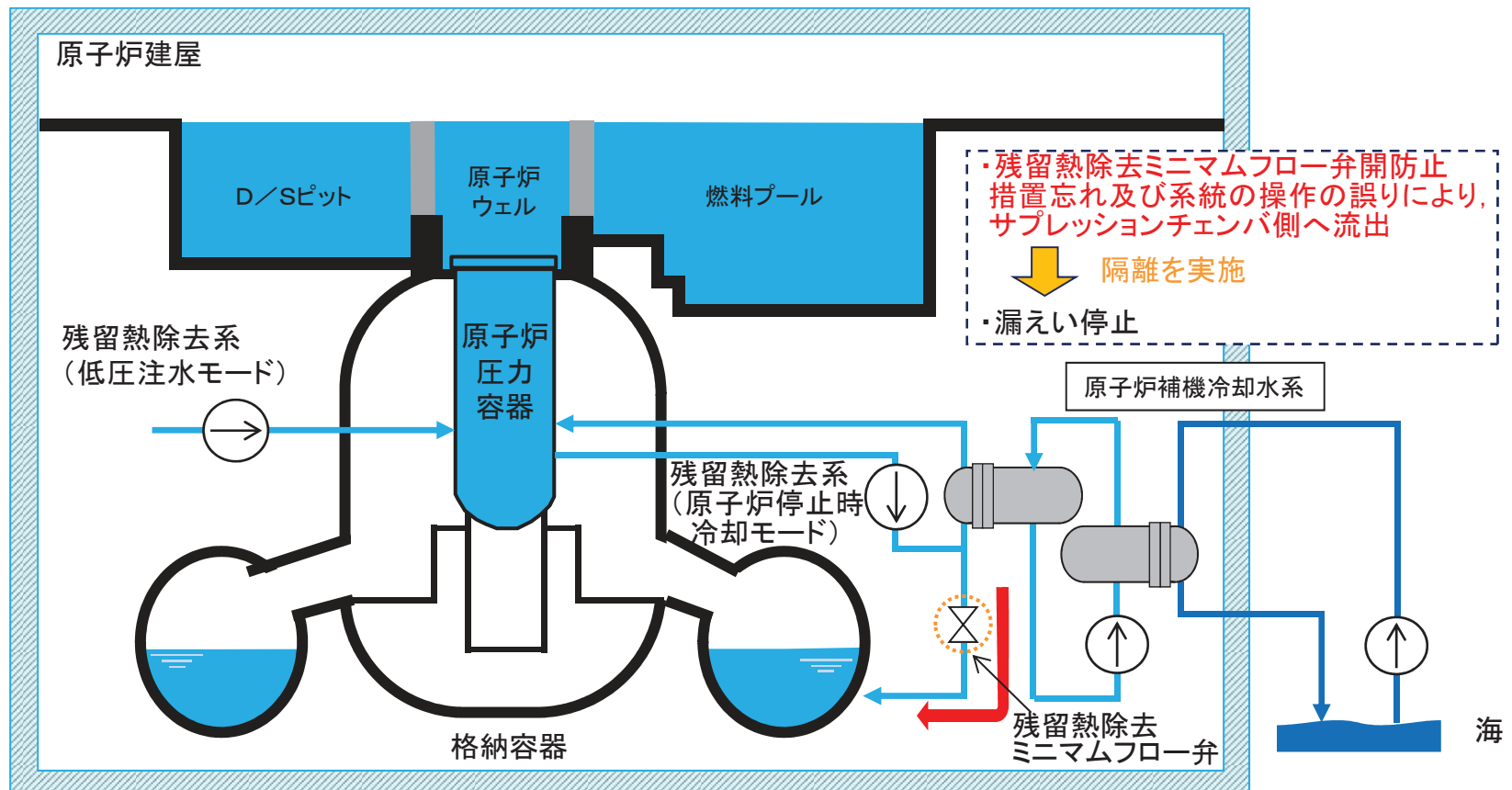
1.3 原子炉冷却材の流出(1/2)

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

- ・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



1. 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

1.3 原子炉冷却材の流出(2/2)

原子炉冷却材の流出における有効性評価の結果

- ・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5及び図6のとおり
- ・燃料有効長頂部が冠水していること及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること並びに全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界が維持されていることを確認している

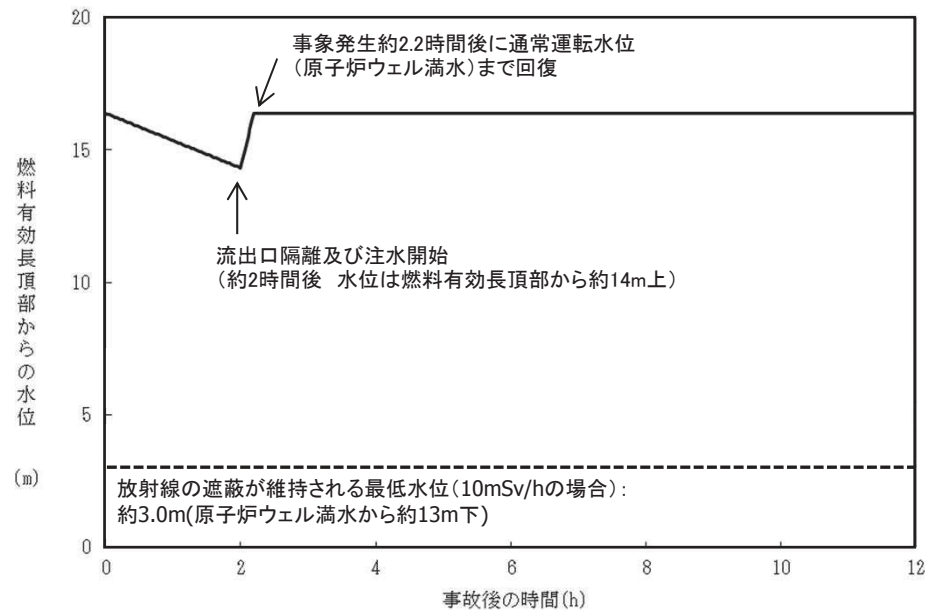


図5 原子炉水位の推移 (原子炉冷却材の流出)

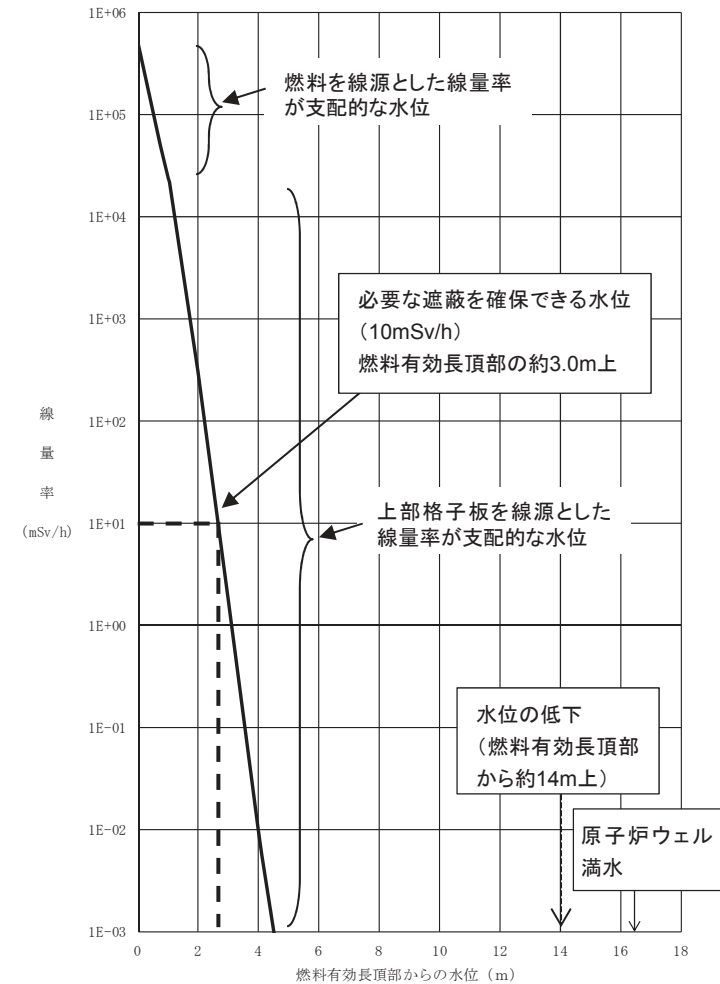


図6 原子炉水位と線量率 (原子炉冷却材の流出)

1.4 反応度の誤投入(1/2)

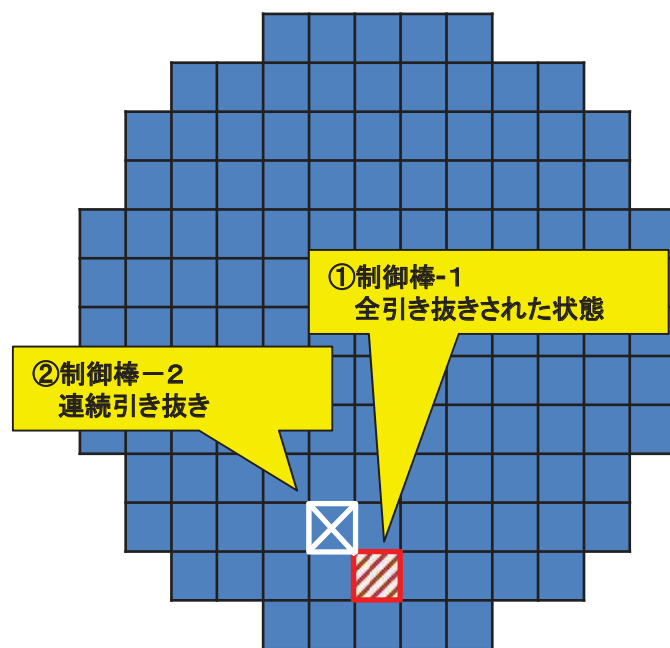
反応度の誤投入の特徴

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

事故想定における炉心状態



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が最も大きくなる組合せとしている

■ : 制御棒全挿入

1. 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

1.4 反応度の誤投入(2/2)

反応度の誤投入における有効性評価の結果

- ・反応度の誤投入における事象変化は、図7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
- ・燃料エンタルピについては表1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
- ・また、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

表1 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	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	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

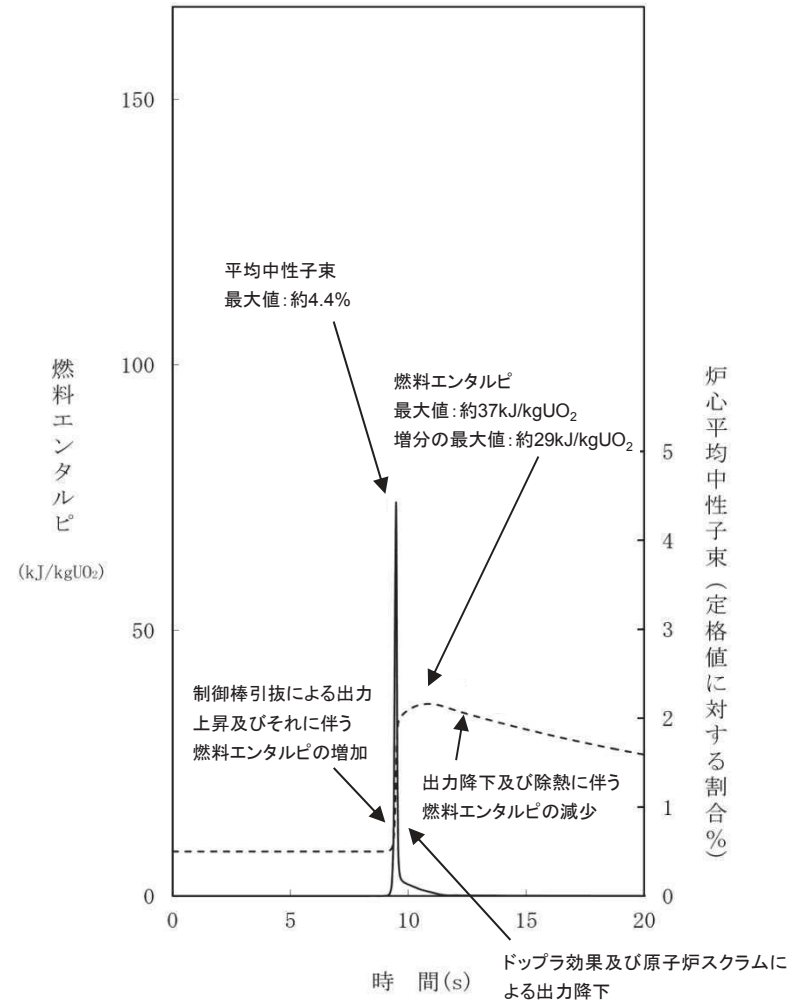


図7 反応度の誤投入における事象変化

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)

(1) 指摘事項

- ・注水だけで除熱ができることを定量的に説明すること(崩壊熱除去機能喪失, 全交流動力電源喪失)
(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)

(2) 回答

- ・原子炉注水により燃料の冷却は維持されるが, 原子炉内の圧力が徐々に上昇するため, 原子炉の減圧が必要となる。減圧により原子炉内の熱量がサプレッションプールへと移行し, 格納容器内の温度上昇や圧力上昇に至る
- ・格納容器からの除熱は, 原子炉補機代替冷却水系を介した残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転で行う。しかし, これらによる崩壊熱除去機能の復旧に期待できない場合は格納容器ベントによる除熱で対応することとなる。ここでは, 代表として「全交流動力電源喪失」を前提に考察する。全交流動力電源喪失が発生した際の格納容器のベントタイミングの評価結果を下表に示す
- ・格納容器の圧力上昇が炉心損傷前ベントの基準となる0.427MPa[gage]に到達する時間は約54時間であり, 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は十分確保される

運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した際の格納容器ベントタイミング

評価ケース	ベントタイミング	備考
格納容器スプレイに期待するケース	事象発生後76時間	格納容器圧力0.427MPa[gage]到達までに要する時間
格納容器スプレイに期待しないケース	事象発生後54時間	格納容器圧力0.427MPa[gage]到達までに要する時間

有効性評価5.1 崩壊熱除去機能喪失
添付資料5.1.5 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

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2)

(1) 指摘事項

- ・POS選定の考え方について、圧力容器の開放の有無及びそれに伴う影響を含めて整理して説明すること
(原子炉冷却材の流出)

(2) 回答

- ・「RHR切替時の冷却材流出」は、原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、検知性の観点で厳しいPOSを選定することが適切と考えることから、原子炉圧力容器の上蓋が開放されているPOS「B」、「C」が選定される
- ・POS「C」はCUWブローによる原子炉ウエルの水位低下から始まり、途中で原子炉圧力容器の上蓋が閉止されるPOSであり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている状態での原子炉水位の監視に特に注意が払われる※POSであることから、POS「B」を代表として選定することが適切である
※運転手順書において、CUWブロー時には原子炉水位の監視を実施することとしている
- ・燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕と言う観点では、原子炉が未開放であるPOS「A」、「C」、「D」の「RHR切替時の冷却材流出」が厳しくなるが、その場合原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である

POS	RPV蓋	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	原子炉圧力容器内の保有水量(原子炉水位)	発生時の検知性(原子炉水位を受けた警報発生や緩和設備の起動)	原子炉水位低下時の作業環境(RPV蓋による遮蔽効果)
S	冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しない				
A	閉鎖→開放	流出による冷却材の減少に対して崩壊熱による冷却材の減少の速度は小さい	通常運転水位 →原子炉ウエル満水	○	○
B	開放		原子炉ウエル満水	×	×
C	開放→閉鎖		原子炉ウエル満水 →通常運転水位	○	○
D	閉鎖		通常運転水位	○	○

有効性評価5.3 原子炉冷却材の流出
添付資料5.3.2 原子炉冷却材流出評価におけるPOS選定の考え方

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3, No.5)

(1) 指摘事項

- ・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(反応度の誤投入)
- ・反応度誤投入の事象選定について、過去に実際に発生した制御棒引き抜け事象を選定しなかった理由を説明すること(反応度の誤投入)

(2) 回答

- ・反応度の誤投入については、「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」による反応度投入も考慮した上で、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ている

想定される事象		反応度投入事象発生要因	発生有無	急激な反応度の投入有無	選定事象
燃料の誤装荷	①	燃料の誤装荷	無※1	—	×
制御棒を複数引き抜く試験 (冷温臨界試験／原子炉停止余裕検査)	②	制御棒の選択誤り	有	無※2	×
	③	制御棒の連続引き抜き	有	有	○
過去に発生した反応度投入事例	④	制御棒の意図しない引き抜け	無※3	無※4	×

※1 燃料移動手順の作成の確認, 燃料装荷後の配置確認が実施されているため, 運転員等の作業時の誤りにより間違った配置になることはない

※2 制御棒の選択誤りが発生した場合においても, 臨界付近での制御棒引き抜き操作は1ノッチ操作であるため, 反応度の急激な投入は考えられない

※3 以下の対策により, 制御棒の誤引抜が発生する確率は非常に小さい

- ・HCU隔離時にはリターン運転とする

- ・「制御棒冷却水原子炉間差圧 高高」が発生した場合にCRDポンプを停止するインターロックを設置

※4 炉心挙動解析により, 即発臨界に至る可能性はあるものの, 炉心損傷はしないことが確認されている

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4)

(1) 指摘事項

- ・燃料エンタルピーを保守的に評価するため、出力分布やピーキングファクターが保守的になるように制御棒パターンや炉心燃焼度が選定されていることを説明すること。また、 β_{eff} 、ドップラー反応度、初期出力等については、不確かさ評価を説明すること(反応度の誤投入)

(2) 回答

- ・燃料エンタルピーを厳しく評価するため、局所ピーキング係数及び引抜制御棒値を保守的な設定としている
- ・制御棒パターンによる出力分布の変化については、上記の保守的な設定により、その影響を考慮している

項目	設定	備考
局所ピーキング係数	燃焼度 0 MWd/t における値	燃料の燃焼寿命を通じての最大値を使用
引抜制御棒値	約1.9%Δk	臨界近接時における管理値(1.0%Δk)を超える値を使用

- ・評価項目となるパラメータに影響を与える項目について不確かさ評価を行い、影響が小さいことを確認している

項目	不確かさ	評価結果		備考
		燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kgUO ₂)	燃料エンタルピーの増分の最大値 (kJ/kgUO ₂)	
実効遅発中性子割合	+ 10% / - 10%	約32 / 約41	約24 / 約33	本項目に対する解析コードの不確かさ4%に対する確認
ドップラ反応度	+ 10% / - 10%	約36 / 約37	約28 / 約29	本項目に対する解析コードの不確かさ7%~9%に対する確認
初期出力	10倍 / 0.1倍	約15 / 約75	約7 / 約67	炉心状態の不確かさに対する確認
(参考)有効性評価		約37	約29	—

有効性評価5.4 反応度の誤投入
添付資料5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について