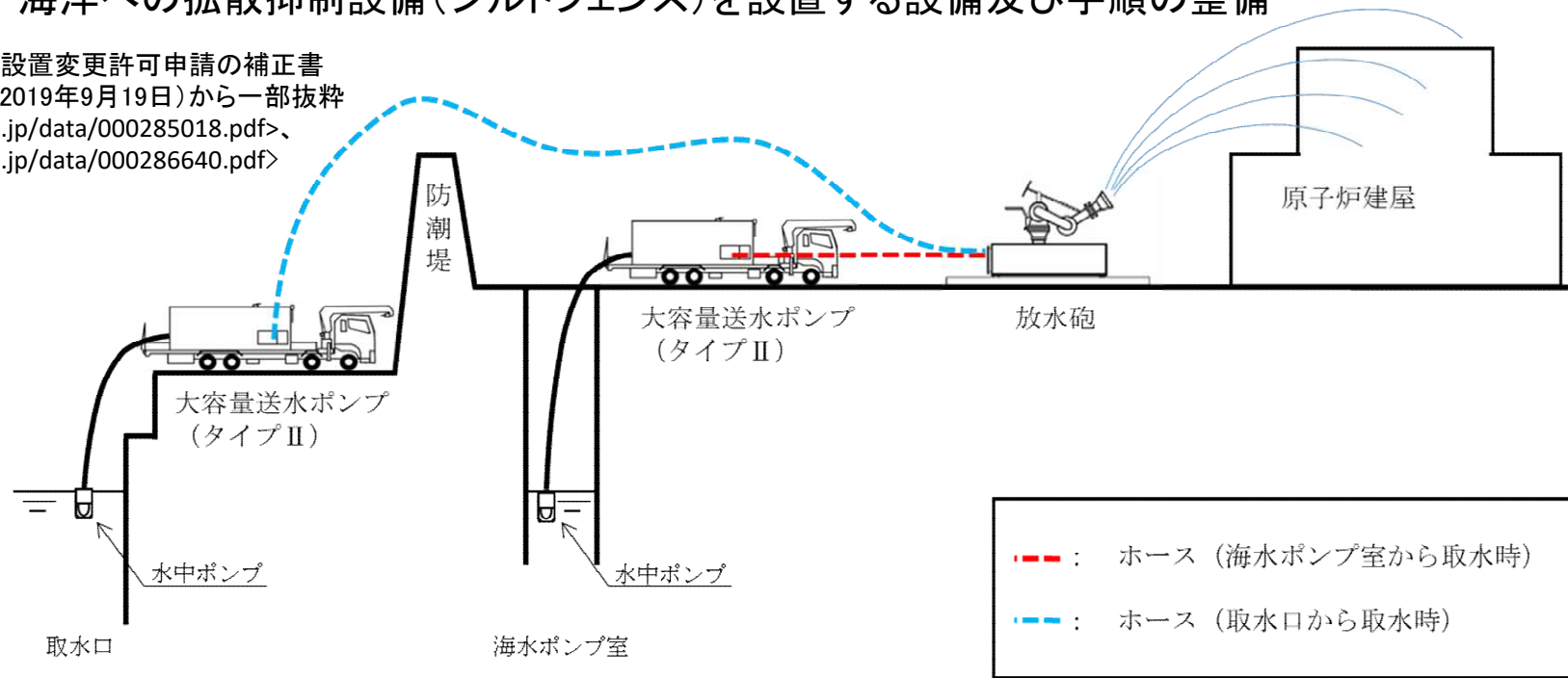


- ◆ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を要求
- 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制
- 海洋への放射性物質の拡散の抑制

**主な
確認内容**

- 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲等により原子炉建屋へ放水する設備及び手順の整備
- 海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)を設置する設備及び手順の整備

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書
及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
<<https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>>、
<<https://www.nsr.go.jp/data/000286640.pdf>>



審査結果

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲の放水設備により敷地外への放射性物質の拡散を抑える対策及び海洋への拡散防止対策が適切に実施される方針であることを確認

第56条等 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給のための対策(1/2)

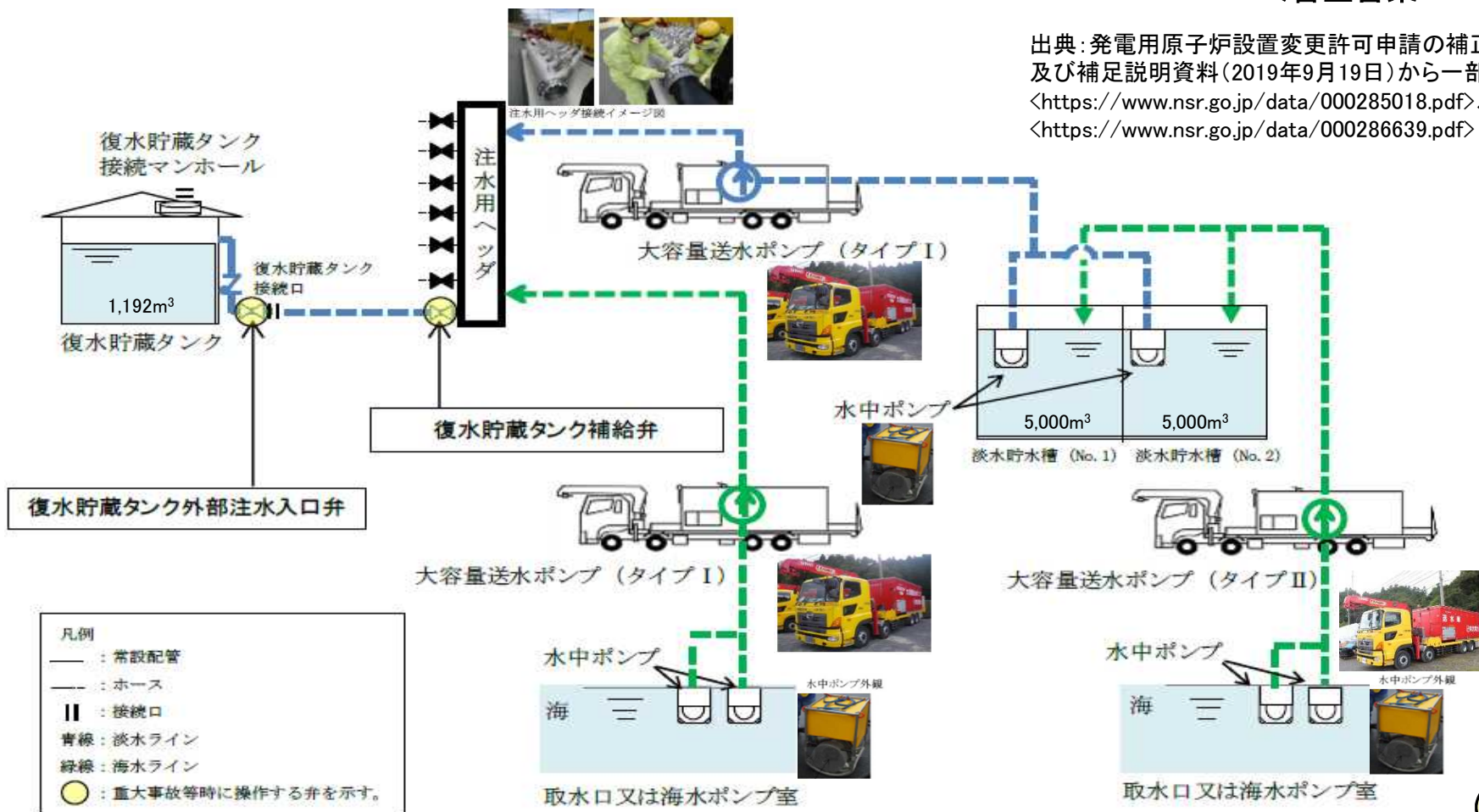
- ◆ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給のため、以下の対策を要求
- 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる水源の確保
- 十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順の整備

**主な
確認内容**

- 水源(復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、淡水貯水槽(No.1、No.2)及び海)の確保
- 大容量送水ポンプ(タイプI、タイプII)による水の供給手順の整備

<審査書案 P.431>

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>>、
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000286639.pdf>>



第56条等 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給のための対策(2/2)

<審査書 P.431>



出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>>、
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000287095.pdf>>

審査結果

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給のための対策が適切に実施される方針であることを確認

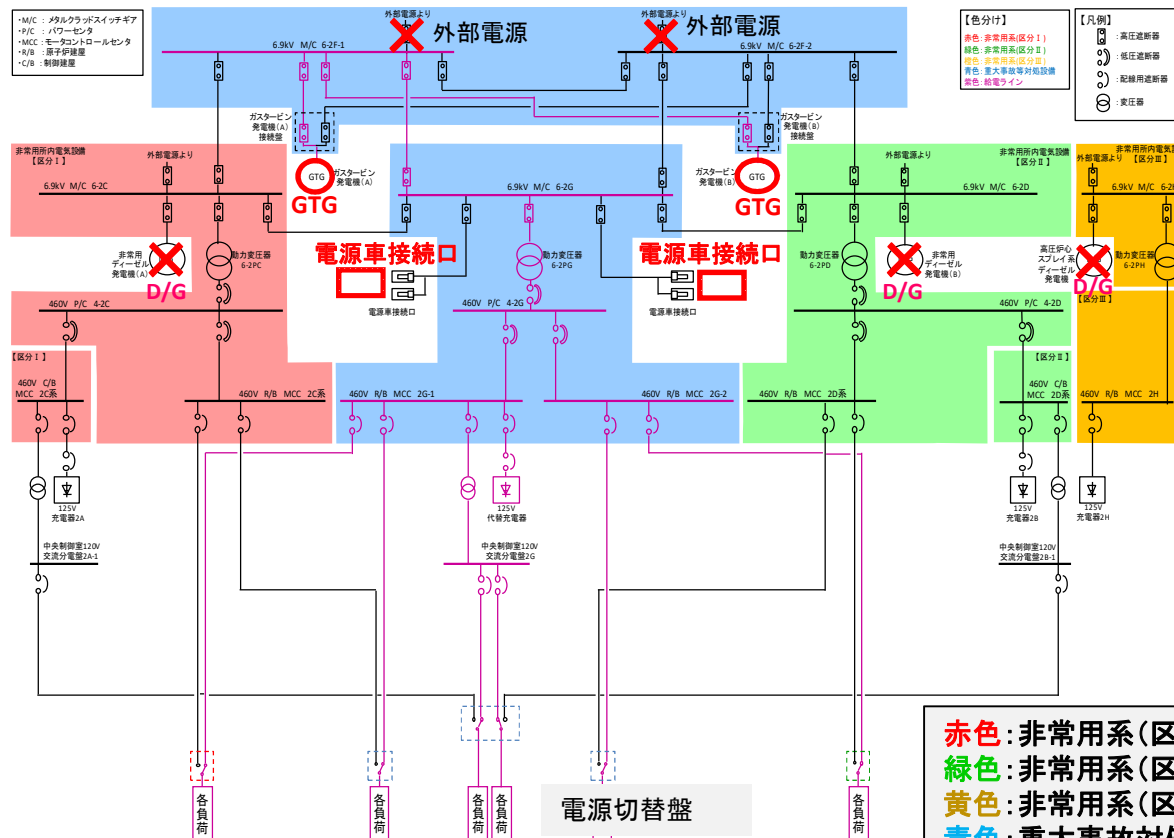
◆ 重大事故等が発生した場合において、必要な電力を供給するための対策を要求

主な 確認内容

- 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び電源供給手順の整備
- 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備及び電源供給手順の整備

電源確保手順(交流)

- ①常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)
- ②可搬型代替交流電源設備(電源車)



ガスタービン発電機

- ・ガスタービン発電機: 4,500kVA/台(2台)
(2台分の最大容量7,200kW)
- ・電源車: 400kVA/台(5台(予備1台))
(2台分の最大容量680kW)



電源車

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>>、
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000286634.pdf>>

審査結果

重大事故等が発生した場合において、必要な電力を供給するための対策が適切に実施される方針であることを確認

- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
- 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
- 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
- 青色: 重大事故対処設備
- 紫色: 給電ライン

①常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)

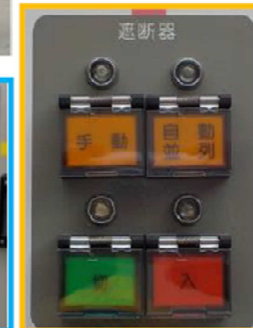


ガスタービン発電機

②可搬型代替交流電源設備 (電源車)



電源車



電源車側面 操作盤

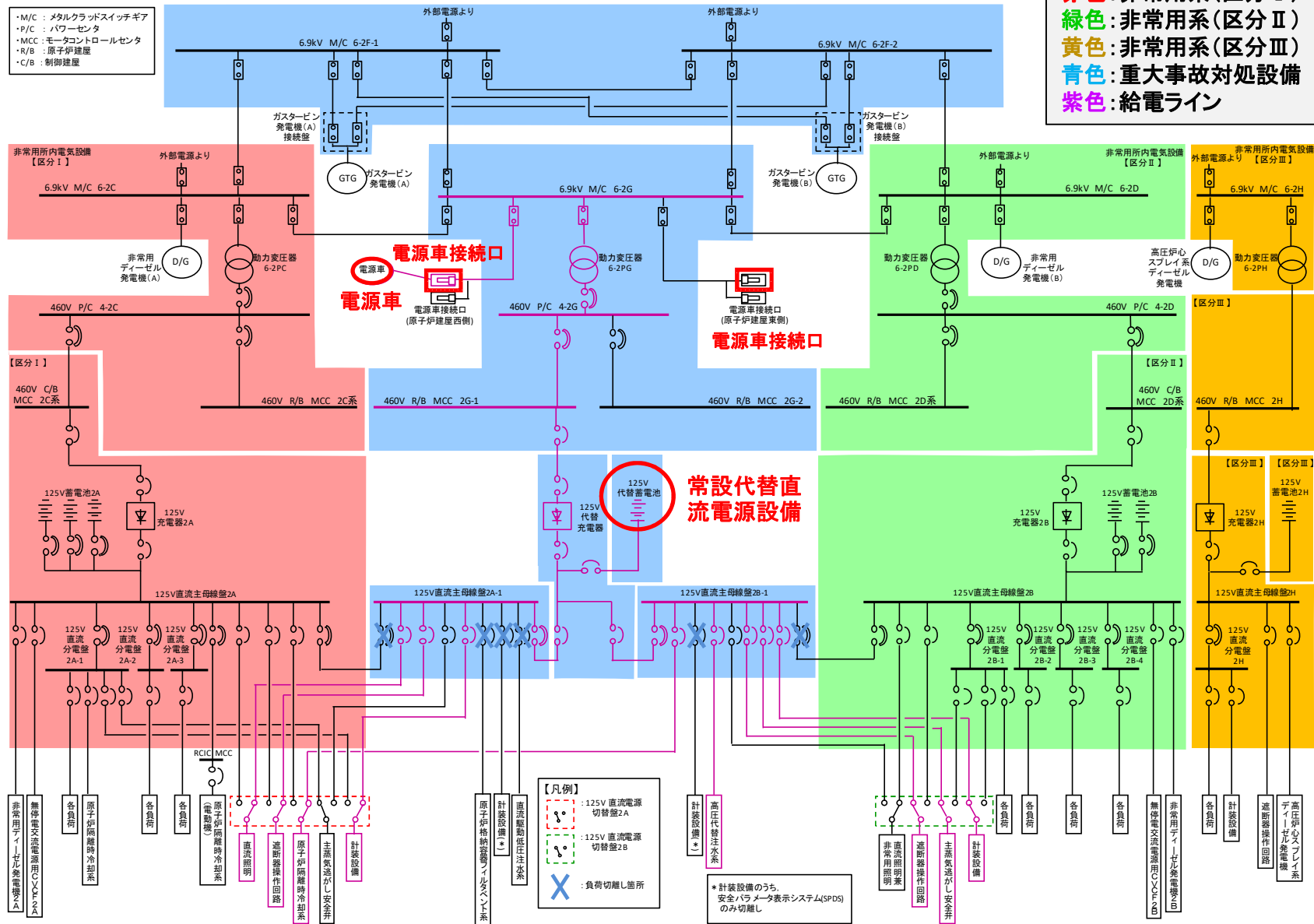
第57条等 電源設備及び電源の確保のための対策(3/4)

<審査書 P.443>

直流電源設備の概要

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
青色: 重大事故対処設備
紫色: 給電ライン



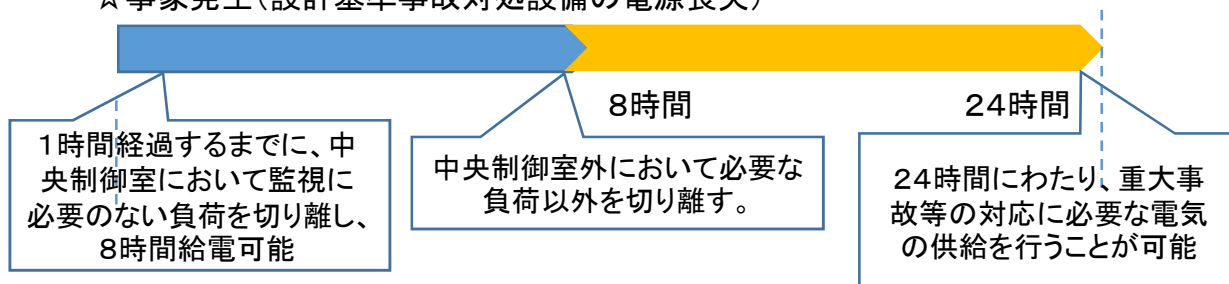
出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>>、<<https://www.nsr.go.jp/data/000286634.pdf>>

電源確保手順(全交流動力電源喪失:24時間直流からの給電)

①所内常設蓄電式直流電源設備

➤ 125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B

☆事象発生(設計基準事故対処設備の電源喪失)



125V蓄電池2A:約8,000Ah
125V蓄電池2B:約6,000Ah



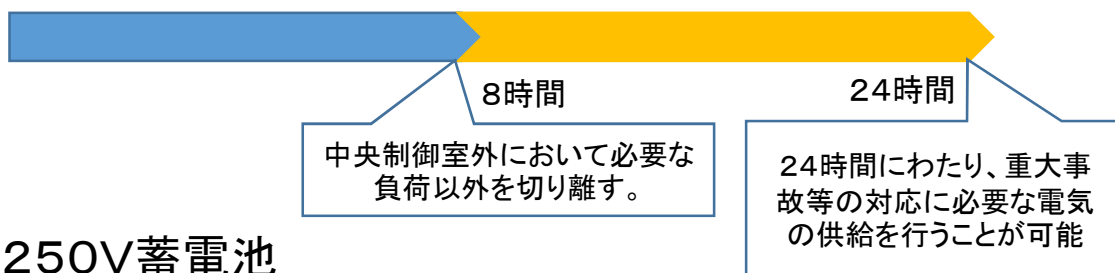
不要負荷切離し(作業イメージ)
(中央制御室外遮断器)

②常設代替直流電源設備

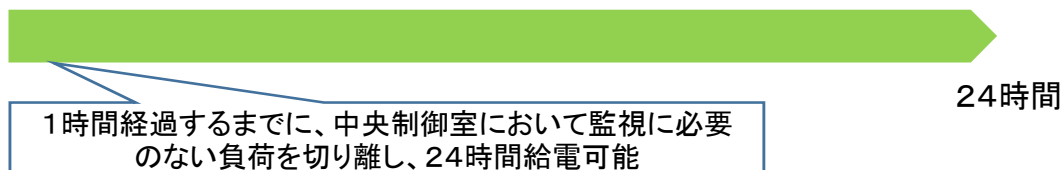
➤ 125V代替蓄電池

125V代替蓄電池:約2,000Ah
250V蓄電池:約6,000Ah

☆事象発生(設計基準事故対処設備の電源喪失)



➤ 250V蓄電池



125V代替充電器の受電確認

- ◆ 重大事故等時において、パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、以下の対策を要求
 - 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること(最高計測可能温度等)
 - 計測することが困難になった場合の推定手段
 - 計測又は監視及び記録

主な確認内容

- 計装設備の主要機器仕様(一部抜粋)により、把握能力を明確化

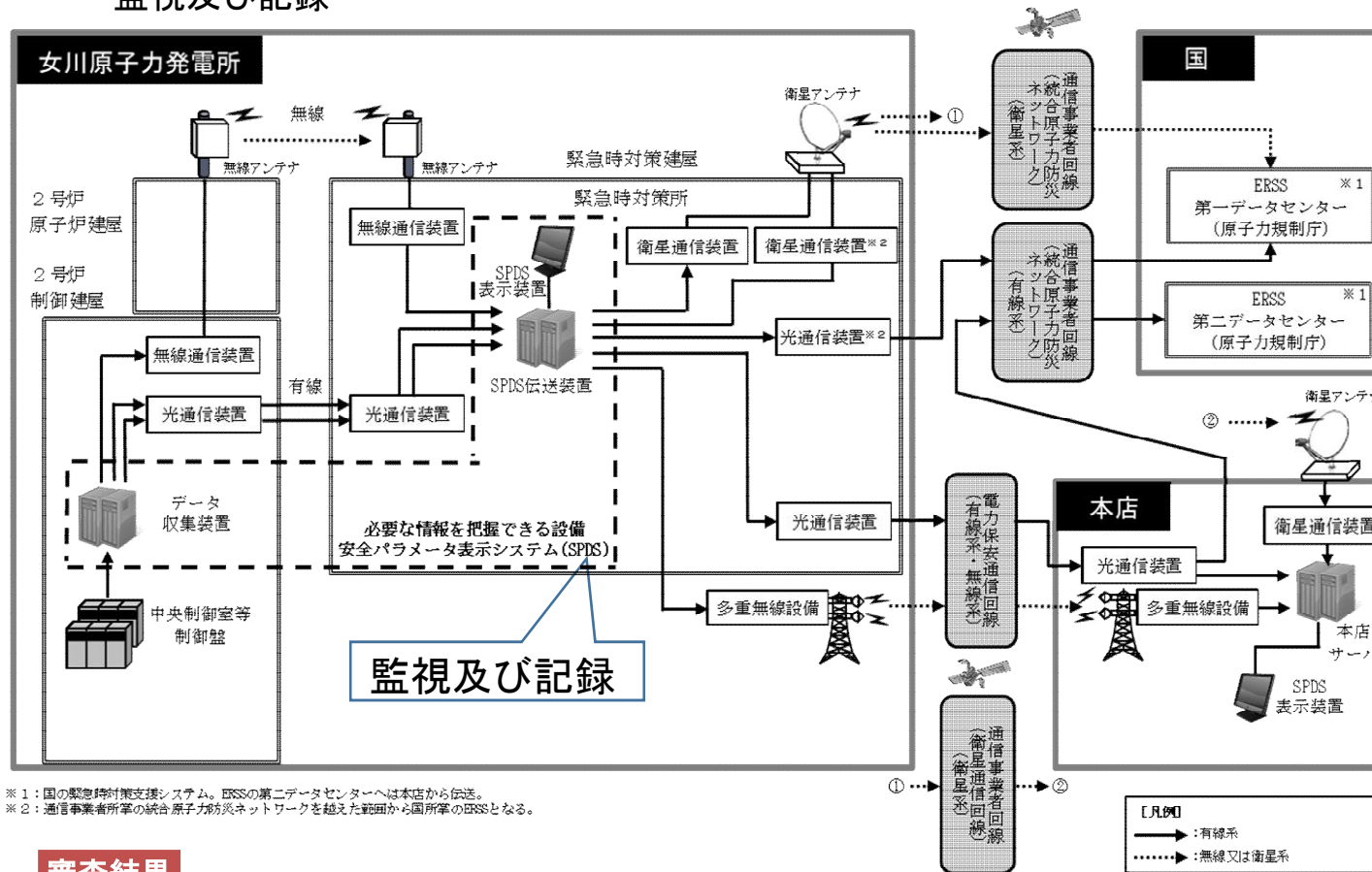
名称	検出器の種類	計測範囲	個数
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	5
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	2
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~11MPa [gage]	2
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm	2
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm	2
原子炉水位 (SA広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm	1
原子炉水位 (SA燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm	1

- 計測することが困難となった場合の推定手段

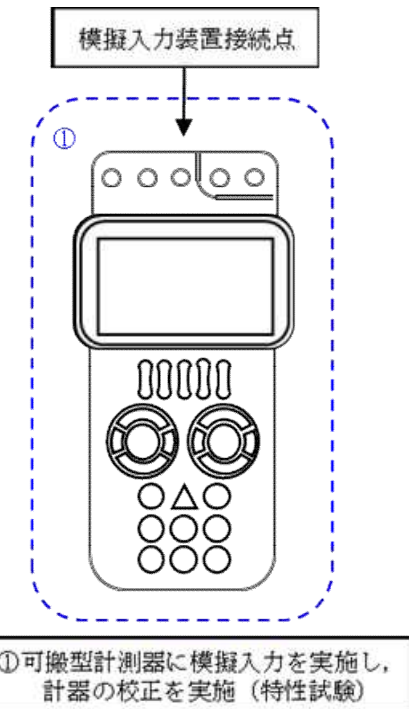
名称 (計測範囲)	設計基準事故時の値	重要代替計器等 (代表)	
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合
原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	約297℃	重要計器 (他検出器) 原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能。
原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	約8.11MPa	重要計器 (他チャンネル) 原子炉圧力 (0~10MPa) 原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の1.2倍 (10.34MPa) を監視可能。
原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm)	-7,832~1,470mm	重要計器 (他チャンネル) 原子炉水位 (SA広帯域) (-3,800~1,500mm) 原子炉水位 (SA燃料域) (-3,800~1,300mm)	重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位制御範囲から有効燃料棒底部まで監視可能。
原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300 mm)	-3,702~5,600mm		

➤ 計測又は監視及び記録

・監視及び記録



・可搬型計測器
(直流電源喪失時に、計測又は監視を行う。)



審査結果

重大事故等において、パラメータを推定するために有効な情報を把握するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第58条等 事故時の計測に関する設備及び手順等の概要(参考1/2)

▶ 計装設備の主要機器仕様により、把握能力を明確化

＜審査書 P.451＞

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	5
原子炉圧力	弾性圧力検出器※1	0~10MPa[gage]	2
原子炉圧力(SA)	弾性圧力検出器※1	0~11MPa[gage]	2
原子炉水位(広帯域)	差圧式水位検出器※2	-3,800~1,500mm※10	2
原子炉水位(燃料域)	差圧式水位検出器※2	-3,800~1,300mm※11	2
原子炉水位(SA広帯域)	差圧式水位検出器※2	-3,800~1,500mm※10	1
原子炉水位(SA燃料域)	差圧式水位検出器※2	-3,800~1,300mm※11	1
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~120m ³ /h	1
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量)	差圧式流量検出器※3	0~220m ³ /h	1
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	差圧式流量検出器※3	0~220m ³ /h	1
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~100m ³ /h	1
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~200m ³ /h	1
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~150m ³ /h	1
高圧炉心スプレ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~1,500m ³ /h	1
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~1,500m ³ /h	3
低圧炉心スプレ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0~1,500m ³ /h	1
原子炉格納容器代替スプレ流量	差圧式流量検出器※3	0~100m ³ /h	2
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器※3	0~110m ³ /h	1
ドライウエル温度	熱電対	0~300℃	11
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0~300℃	4
サブプレッションプール水温度	測温抵抗体	0~200℃	16
原子炉格納容器下部温度	熱電対	0~700℃	12
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器※4	0~1MPa[abs]	1
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器※4	0~1MPa[abs]	1

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器※5	0~5m (O.P.-3900mm~1100mm)	2
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m※12 (O.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12
ドライウエル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m※13 (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	6
格納容器内水素濃度(D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2
格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2
格納容器雰囲気気放射線モニタ(D/W)	電離箱	0~100vol%	2
格納容器雰囲気気放射線モニタ(S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2
起動領域モニタ	核分裂電離箱	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ² ~1×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125%※14 (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	6※15
フィルタ装置水位(広帯域)	差圧式水位検出器※6	0~3,650mm	3
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器※7	-0.1~1MPa[gage]	1
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器※7	-0.1~1MPa[gage]	1
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200℃	3
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1
		0~100vol%	1
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2

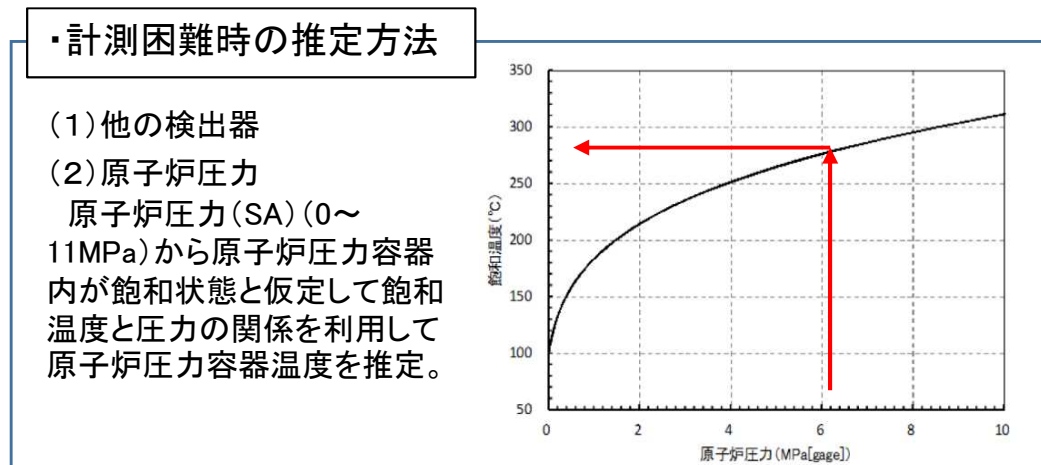
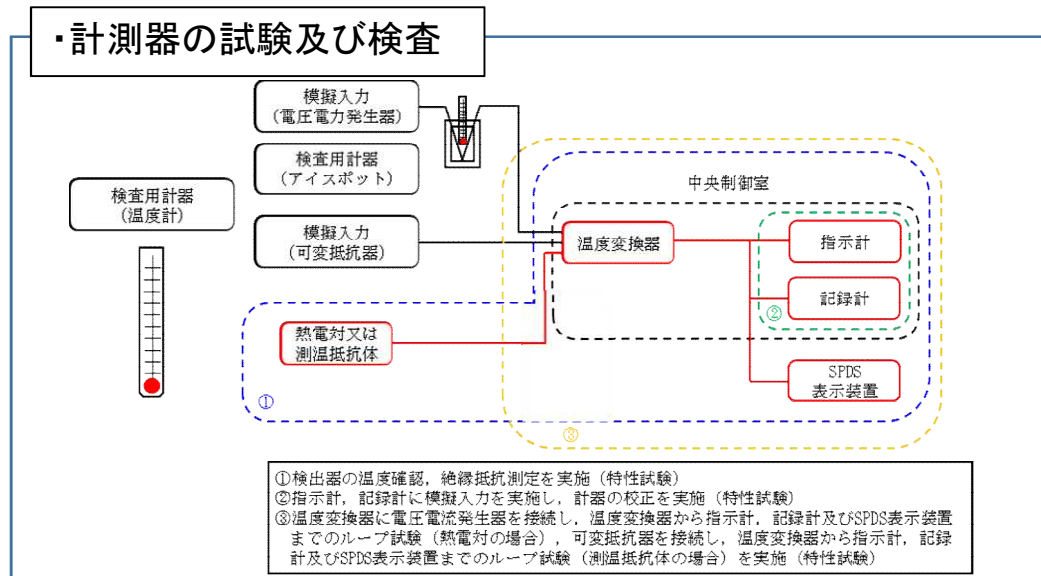
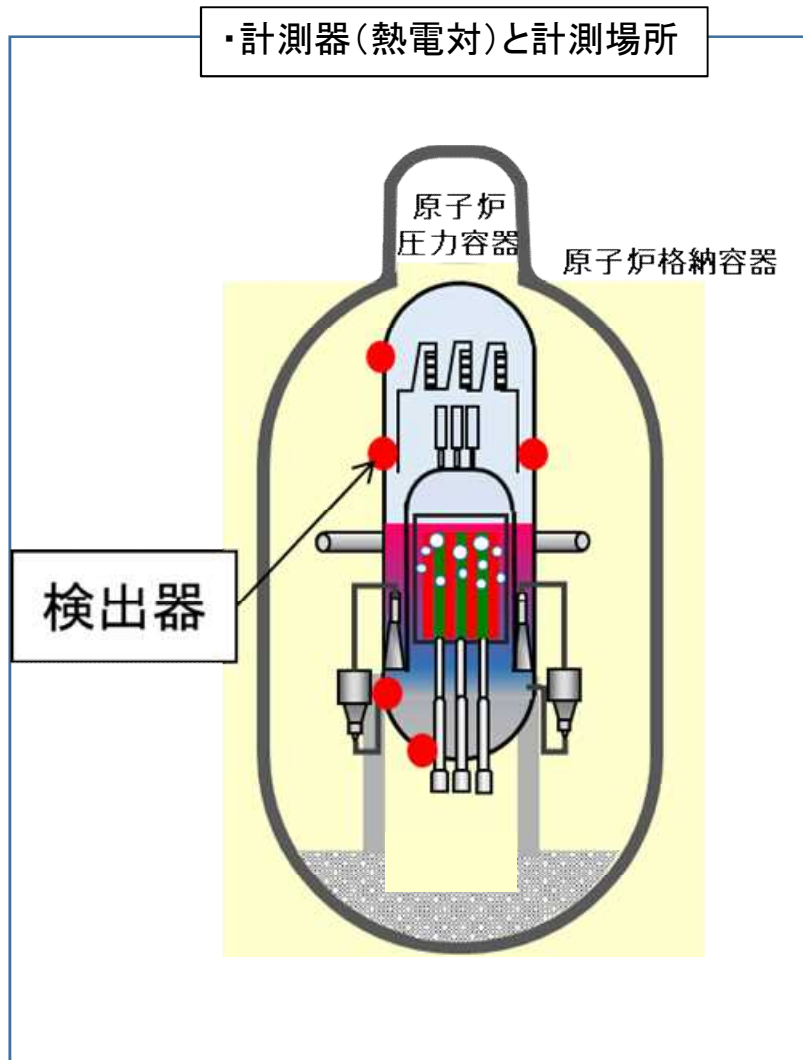
名称	検出器の種類	計測範囲	個数
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	2
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	2
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器※3	0~4,000m ³ /h	2
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器※3	0~1,500m ³ /h	2
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器※8	0~3,200m ³	1
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~15MPa[gage]	1
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~2MPa[gage]	1
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~4MPa[gage]	1
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~15MPa[gage]	1
高圧炉心スプレ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~12MPa[gage]	1
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~4MPa[gage]	3
低圧炉心スプレ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~5MPa[gage]	1
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※9	0~1.5MPa[gage]	1
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3
	気体熱伝導式水素検出器	0~10vol%	4
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	熱電対	0~500℃	8※16
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	熱電対	0~7,010mm※17 (O.P.25920~32930mm) 0~150℃	1※18
使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	ガイドバルブ式水位検出器	-4,300~7,300mm※17 (O.P.21620~33220mm)	1※19
	測温抵抗体	0~120℃	1※20
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1
使用済燃料プール監視カメラ	可視光カメラ	-	1

※1 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力(凝縮槽からの水頭圧を含む)と大気圧の差を計測。
 ※2 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力(凝縮槽からの水頭圧を含む)と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。
 ※3 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
 ※4 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測。
 ※5 隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力(凝縮槽からの水頭圧を含む)と圧力抑制室下部の差圧を計測。
 ※6 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力(気相部)とフィルタ装置下部の差圧を計測。
 ※7 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口圧力を計測。
 ※8 系17個及び9系14個ずつの信号が入力される。
 ※9 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 ※10 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)ののところとする。
 ※11 検出点15箇所。
 ※12 バルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測。
 ※13 検出点2箇所。
 ※14 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器零レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
 ※15 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
 ※16 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部(圧力容器ベデスタル底部)ののところとする。
 ※17 計測範囲の帯は、ドライウエル床面のところとする。
 ※18 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※19 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A

第58条等 事故時の計測に関する設備及び手順等の概要(参考2/2)

<審査書 P.451>

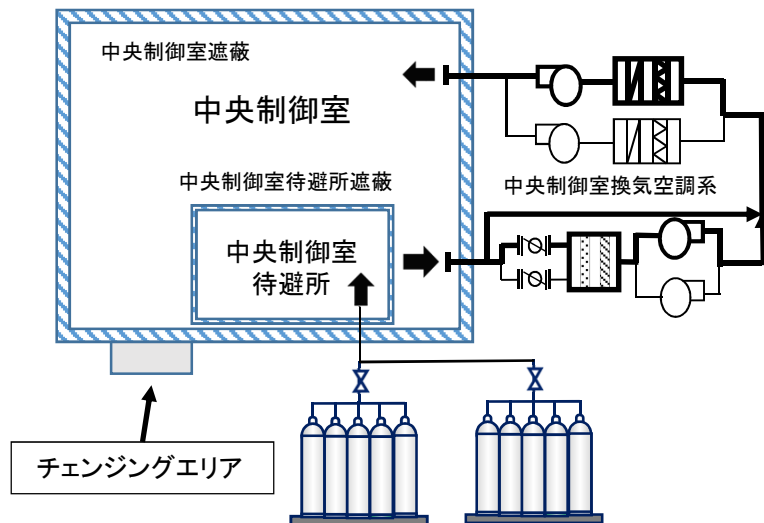
➤ 計装設備の例(原子炉圧力容器温度)



- ◆ 重大事故等が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるため、以下の対策を要求
 - 格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスを想定し、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと
 - 原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止

運転員の被ばくを低減する
遮蔽及び空調設備

中央制御室換気系
フィルタ系ファン等により
浄化された空気を中央制御室
に供給する。



待避所加圧設備(空気ポンペ)
重大事故等が発生した場合に
おいても運転員(最大12名)が
とどまるために必要な設備を
整備する。

主な確認内容

- ・重大事故が発生した場合における運転員の居住性確保
 - 中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室待避所加圧設備(空気ポンペ)等
 - 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計
 - チェンジングエリア

上記の設備による居住性評価結果: 実効線量 **約51mSv/7日間**

- ✓ 原子炉建屋へのリークパスとなる原子炉格納容器貫通部、フランジ部等の放射性物質除去効果について、エアロゾル粒子に対するDF(除去効率)を10に設定
- ✓ 非常用ガス処理系による負圧達成前において、原子炉建屋による放射性物質の閉じ込め機能にも期待しない。さらに、非常用ガス処理系の起動後においても、フィルタによる放射性物質の除去効果についても保守的に期待しない。

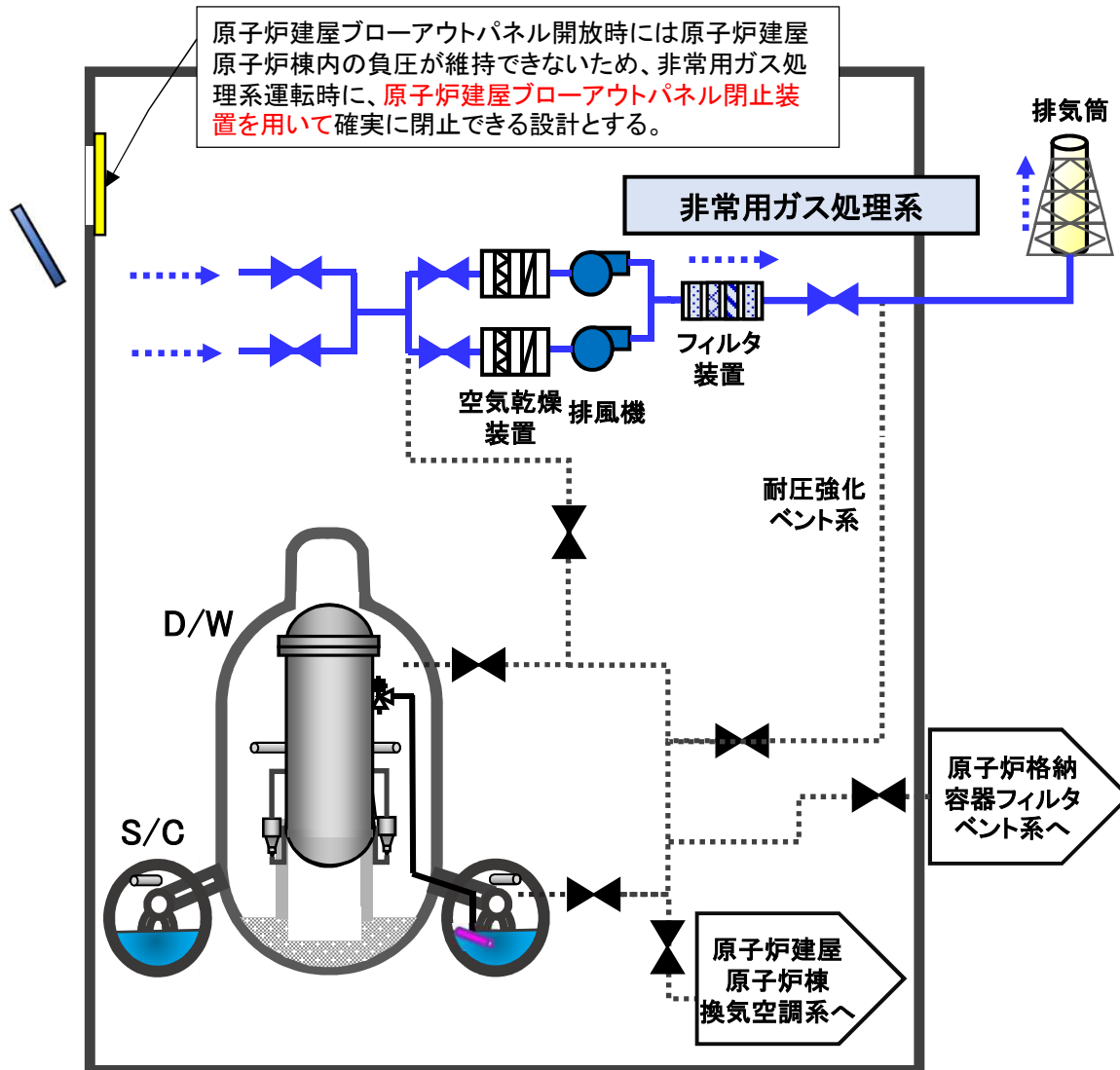
- ・その他設備として、監視カメラ、電話及びFAX等を整備

審査結果

設備・手順等が適切に整備されていることを確認し、要求事項に適合していることを確認

申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が原子炉制御室にとどまることができるよう、非常用ガス処理系と原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けることとした。

原子炉建屋ブローアウトパネル開放時には原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持できないため、非常用ガス処理系運転時に、**原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を用いて**確実に閉止できる設計とする。



主な確認内容

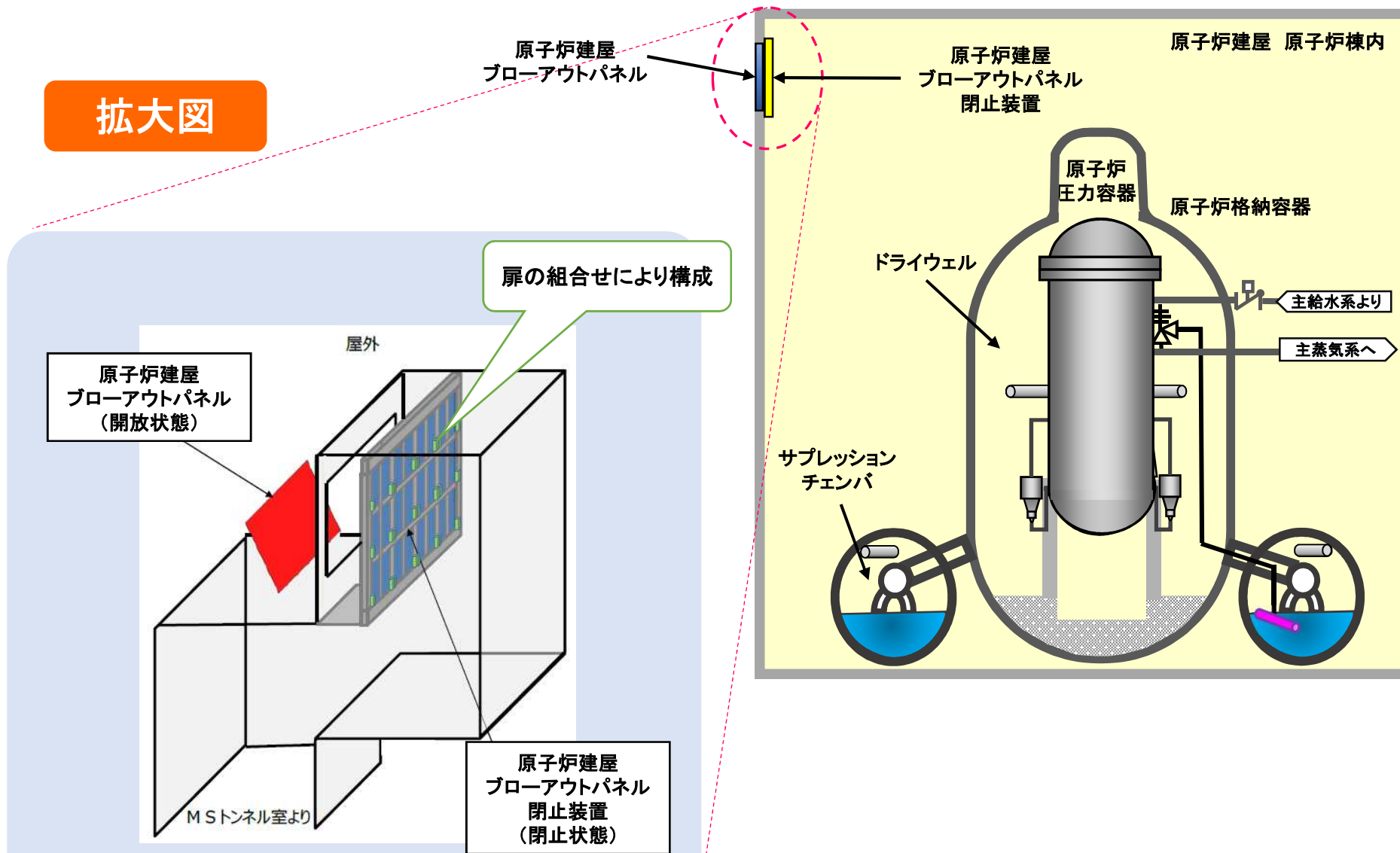
- 重大事故時、原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減するために非常用ガス処理系を使用
 - 原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを防ぐ方針であることを確認
- 原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部の閉止
 - 非常用ガス処理系の運転時、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するために、原子炉建屋ブローアウトパネルが地震等により、仮に開放状態になっている場合にも原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により確実に開口部を閉止できる方針であることを確認

審査結果

非常用ガス処理系の運転と原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部の閉止により、原子炉制御室の居住性を確保するため、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置概要図

拡大図



出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<http://www2.nsr.go.jp/data/000286632.pdf>>

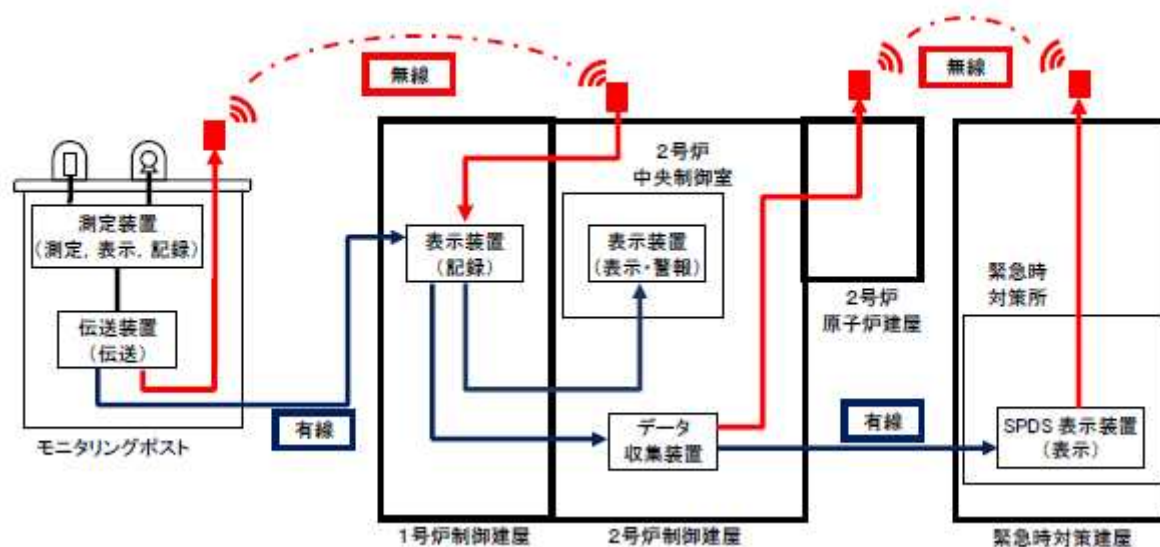
【設計基準対象施設(第31条)】

◆ モニタリングポストについて、以下を追加要求

- 非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧まで給電できる設計とすること
- 伝送系は多様性を有する設計とすること

主な確認内容

- 専用の無停電電源装置の整備
- 有線及び無線による多様性を有する設計



審査結果

追加要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認

【重大事故等対処施設】

- ◆ 重大事故等時に、放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定／記録するため、以下の対策を要求
- 放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録する設備の整備
- 常設モニタリング設備の代替としての可搬型代替モニタリング設備の配備
- 風向、風速その他の気象条件を測定／記録するための設備の整備
- 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備の整備

主な確認内容

- 可搬型モニタリングポストの整備（モニタリングポストの代替）
- 可搬型放射線計測装置等の整備（放射能観測車の代替含む）
 - ・ 可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 γ 線サーベイメータ、 β 線サーベイメータ、 α 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）、小型船舶
- 代替気象観測設備の整備
- 常設代替交流電源設備の整備

●自主対策設備

モニタリングポスト、放射能観測車搭載機器、Ge半導体式試料放射能測定装置、可搬型Ge半導体式試料放射能測定装置、ガスフロー測定装置、気象観測設備、モニタリングポスト専用の無停電電源装置

審査結果

重大事故等時に、放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定／記録するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第60条等 監視測定を行うための対策(3/3)

<審査書 P.471>

常設モニタリング設備
(設計基準対象施設)

放射性物質の濃度及び放射線量を監視/測定/記録する設備
(重大事故等対処設備)



モニタリングポスト



放射能観測車

NaIシンチレーション
GM管
ダスト・よう素サンプラ
を搭載

可搬型モニタリングポスト



放射線モニタデータの伝送可能

可搬型放射線計測装置



可搬型ダスト・よう素サンプラ



α線サーベイメータ



γ線サーベイメータ



電離箱サーベイメータ



β線サーベイメータ

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
<<http://www2.nsr.go.jp/data/000286943.pdf>>

風向、風速その他の気象条件を測定/記録するための設備 (重大事故等対処設備)

代替気象観測設備

観測項目:
風向、風速、日射量、放射収支量、降水量
伝送方式:
衛星系回線

第61条等 緊急時対策所(1/2)

<審査書 P.480>



- ◆ 重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、以下の対策を要求
- 事故時の対策拠点として、原子炉制御室以外の場所に、緊急時対策所を設置すること
- 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと
- 福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所内の要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと
- 必要な指示のために情報を把握し、発電所内外との通信連絡を行うために必要な設備を備えること
- 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が収容できること等

https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/pdf/03_h25jisshi_sougou.pdf



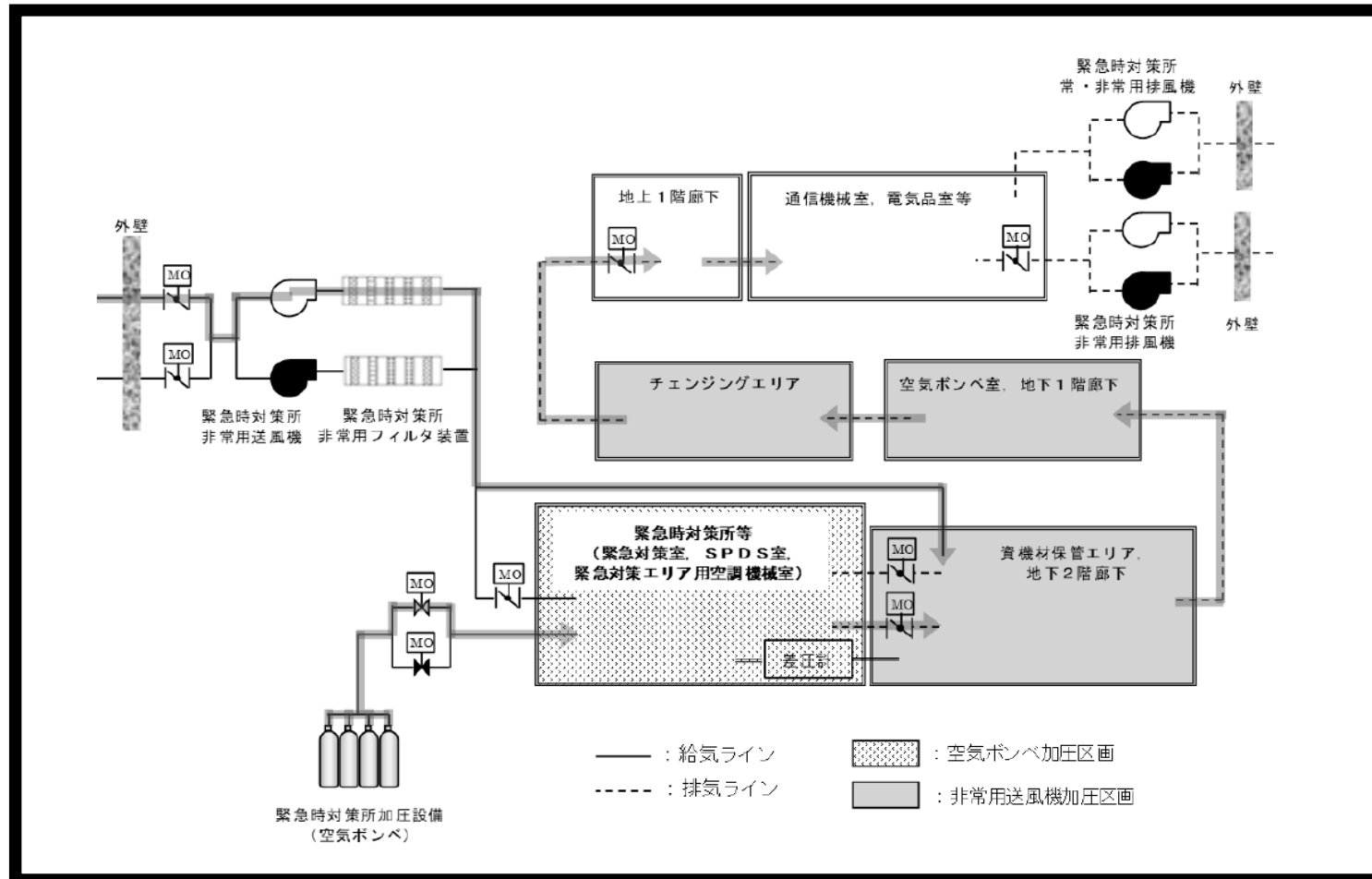
主な
確認内容

- (1) 機能
 - ・ 耐震性及び遮へい機能を有するコンクリート造建屋
 - ・ 実効線量 約0.70mSv/ 7日間
- (2) 広さ
 - ・ 約460m²
 - ・ 収容人員 最大200名
- (3) 主要設備
 - ・ 放射線防護設備(緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備、線量計、マスク等)
 - ・ 電源設備(ガスタービン発電機又は電源車(緊急時対策所用))
 - ・ 通信・情報設備(衛星電話設備、安全パラメータ表示システム等)

審査結果

中央制御室と独立した建屋とする方針であること、また、事故状態の把握や判断、事故収束のための指揮、所外への通報連絡等の活動拠点として必要な機能や設備を備え、要員が活動できる施設を設置する方針であることにより設備・手順等が適切に整備されていることを確認し、要求事項に適合していると判断

設備(換気空調系概要図)



重大事故発生時のプルーム通過中においては、フィルタ装置による緊急時対策所への給気を遮断し、加圧設備(空気ポンベ)により緊急時対策所を正圧化することにより、外気の流入を低減する設計とする。

【設計基準対象施設(第35条)】

◆ 設計基準事故が発生した場合に、以下を追加要求

- 発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けること
- 発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けること

主な確認内容

<発電所内>

- 発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置
- データ伝送設備として、安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置

<発電所外>

- 発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設置
- データ伝送設備として、SPDS伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置

審査結果

追加要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認

【重大事故等対処施設】

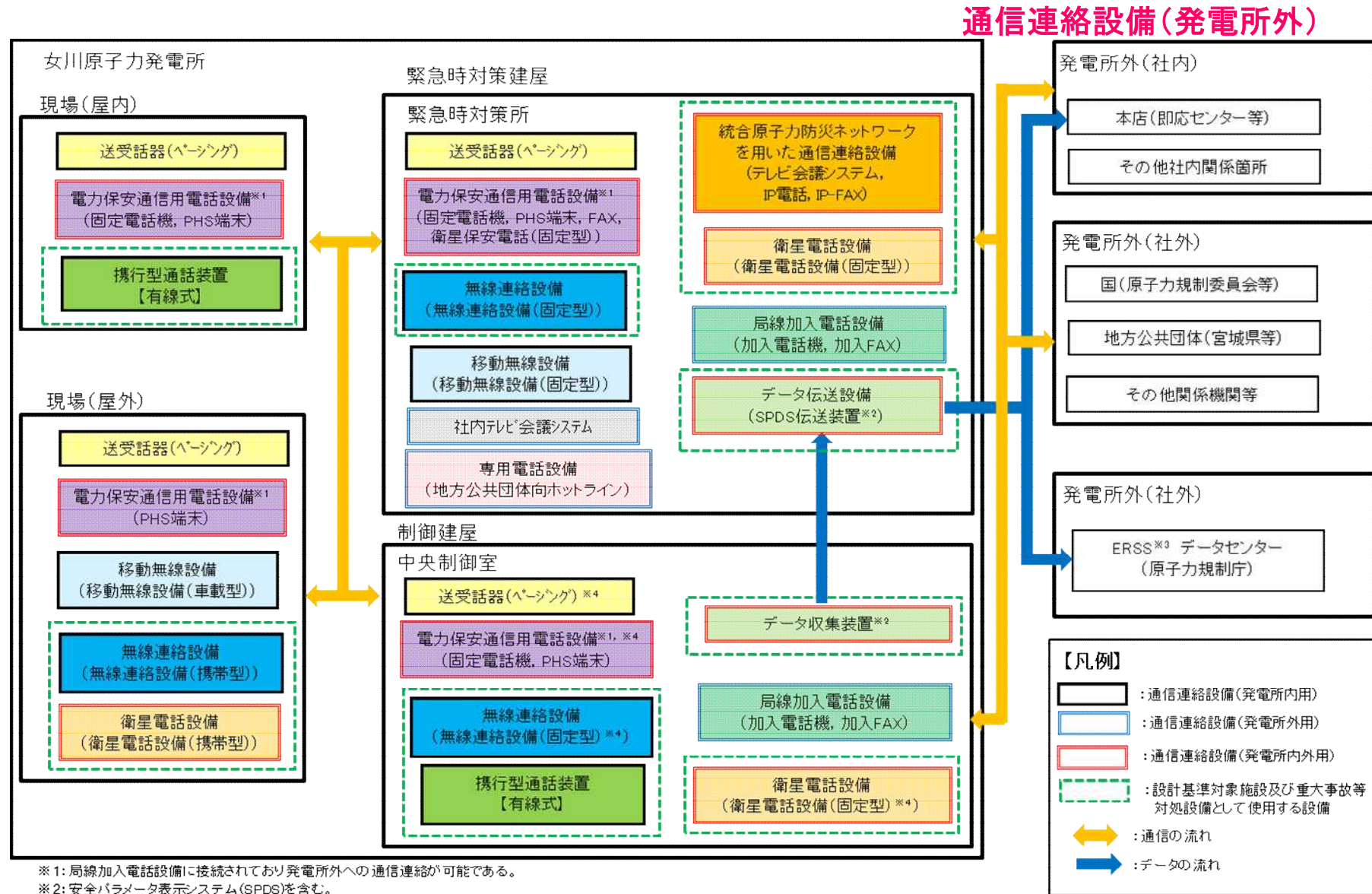
- ◆ 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡を行うため、以下の対策を要求
- 代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの受電が可能な通信連絡設備の整備
- 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有する手順等

主な確認内容

- 発電所内外の必要な場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の整備
 - ・ 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム(SPDS)
- 通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための常設代替交流電源装置、可搬型代替交流電源装置及び緊急時対策所用代替交流電源設備の整備
- 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための通信連絡設備の整備
 - ・ 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
- 自主対策設備
 - 移動無線設備、送受話器(ページング)(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)

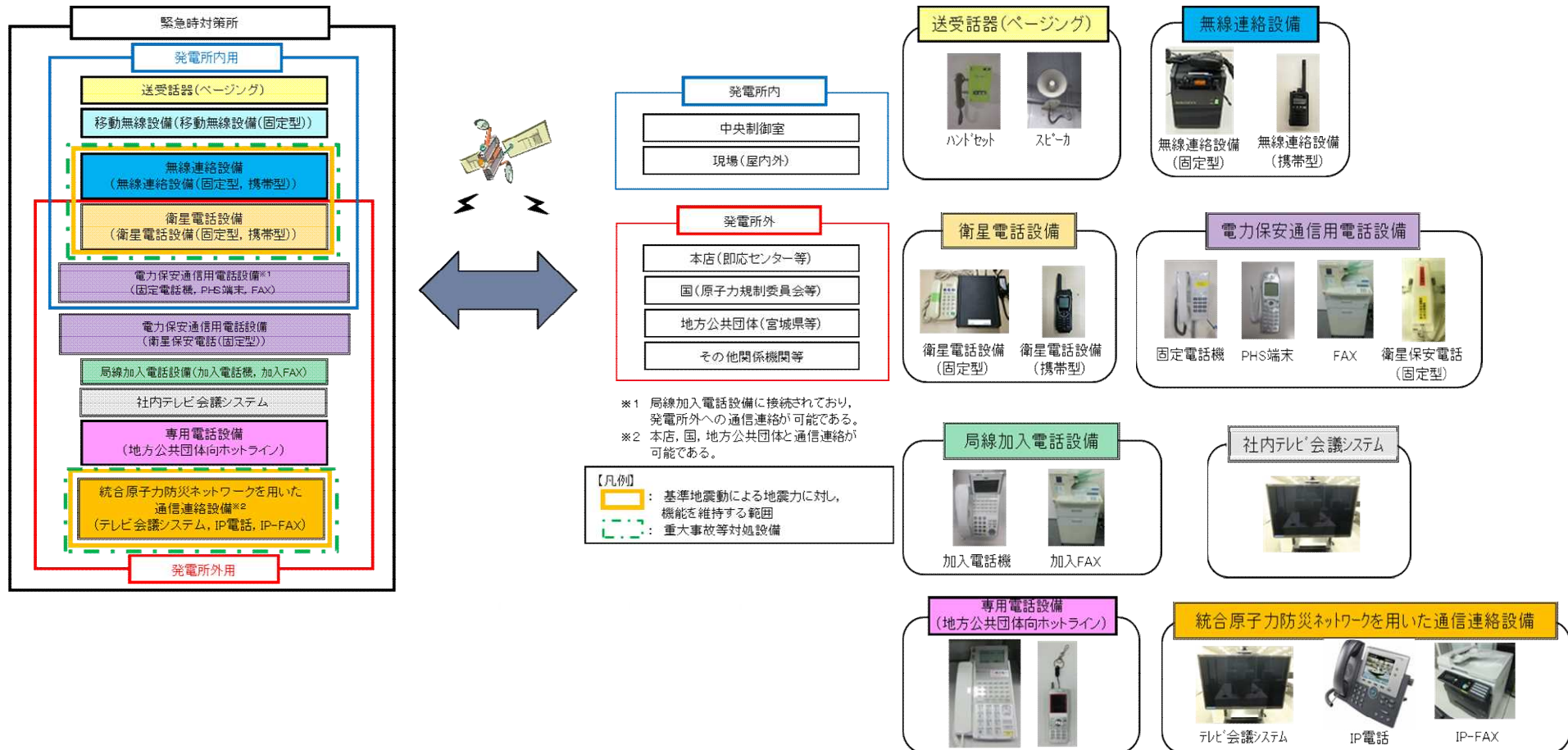
審査結果

発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うための対策が適切に実施される方針であることを確認



※1: 局線加入電話設備に接続されており発電所外への通信連絡が可能である。
 ※2: 安全パラメータ表示システム(SPDS)を含む。
 ※3: 国の緊急時対策支援システム
 ※4: 中央制御室待避所においても通信連絡が可能である。

通信連絡設備(発電所外)



出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋
 <<http://www2.nsr.go.jp/data/000286941.pdf>>

発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応

<審査書 P.495>

- ◆ 大規模な自然災害や故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合に活動するための手順書、体制及び設備の整備等を要求

主な確認内容

- 可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順書を整備
- 通常と異なる対応が必要な場合でも柔軟に対応できるよう体制を整備
- 設備の配備にあたっては、同等の機能を有する設備の共通要因による損傷を防止、複数の可搬型設備の損傷を防止するよう配慮

原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟から100m以上離隔をとった高台上に、複数箇所に分散配置

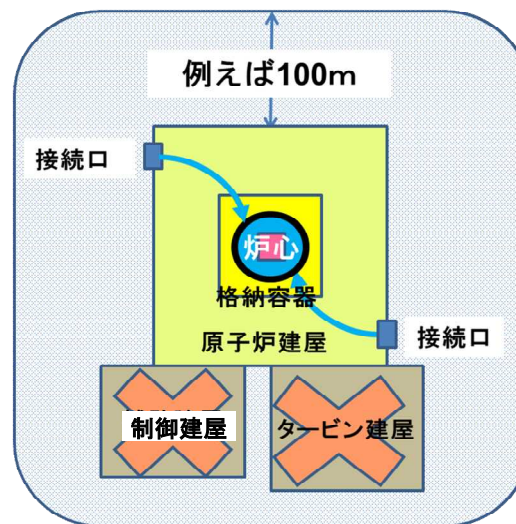


大容量送水ポンプ
(タイプII)



放水砲

放水設備



電源車

審査結果

大規模損壊に対して必要な手順や体制等が適切に整備される方針であることを確認

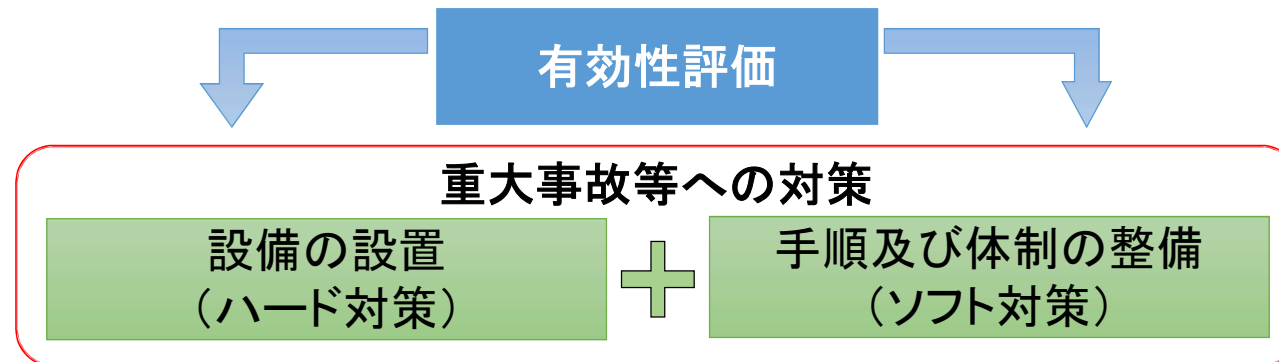
女川原子力発電所2号炉の重大事故等対処に係る有効性評価

重大事故等対処に係る有効性評価	ページ
有効性評価の概要	122
事故の想定	123
炉心の著しい損傷の防止	126
原子炉格納容器の破損の防止	150
使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止	169
運転停止中の原子炉内の燃料損傷の防止	173

第37条 有効性評価の概要

<審査書 P.151>

重大事故等への対処が有効であることを示すため、PRA(確率論的リスク評価)を活用し、評価対象とする事故シーケンスの整理を行い、対応する評価項目を設定したうえで、計算プログラムを用いた解析等を踏まえ、設備、手順及び体制の有効性を評価



※設備及び手順等の対策は条項ごとに後段にて説明

- 重大事故等対処設備を用いて、事故を収束させ、安定状態に移行できることを確認
- 必要となる水源、燃料及び電源を確認し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認 等

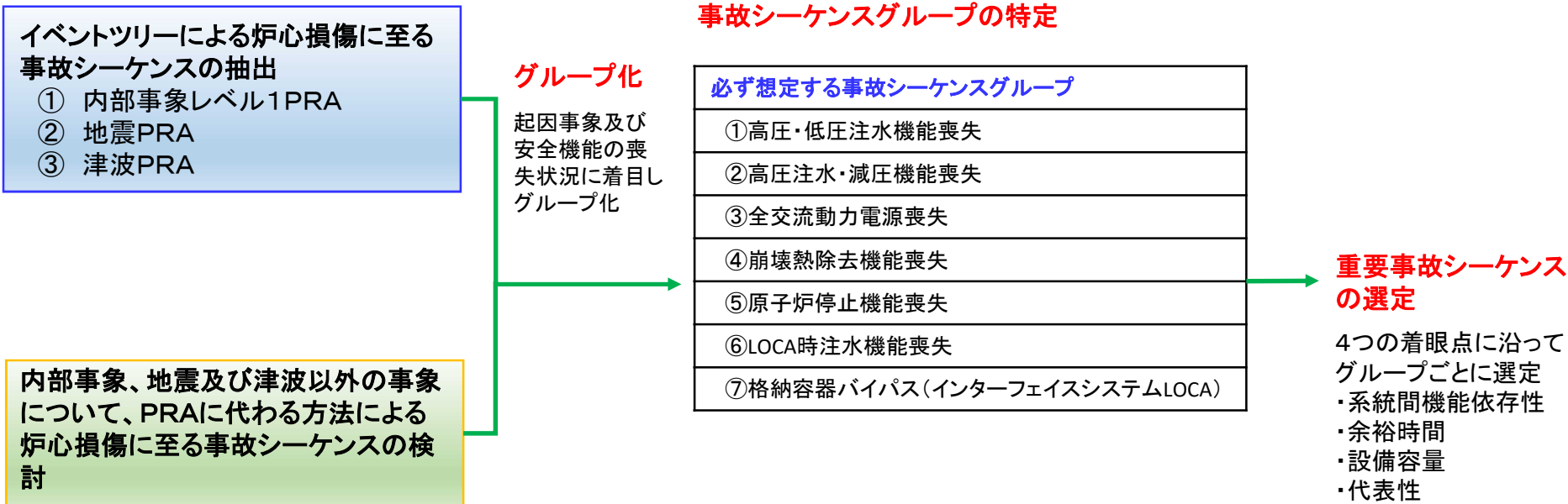
- 要員確保の観点で、時間外、休日(夜間)でも対処可能な体制であることを確認
- 必要な作業が所要時間内に実施できる手順であることを確認
- 手順着手の判断基準が適切であることを確認 等

※解析コード及び解析条件の不確かさとして、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても評価項目を満足することを感度解析等により確認

- 「想定する事故シーケンスグループ」若しくは「想定する格納容器破損モード」は、第37条解釈に規定する事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対するPRAなどを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを要求
- 想定する事故シーケンスグループ等ごとに、重要事故シーケンス等を選定し、有効性評価の対象とすることを要求

(1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

事故シーケンスの抽出



(2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

格納容器破損モードの抽出

PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

- 1) インターフェイスシステムLOCA
- 2) 格納容器隔離失敗
- 3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発
- 4) 過圧破損(未臨界確保失敗)
- 5) 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発
- 6) 格納容器雰囲気直接加熱
- 7) 熔融物直接接触
- 8) 熔融炉心・コンクリート相互作用
- 9) 過温破損
- 10) 過圧破損(崩壊熱除去失敗)
- 11) 過圧破損(長期冷却失敗)
- 12) 水素燃焼

内部事象以外の事象について、PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

評価対象とする格納容器破損モードの抽出

必ず想定する格納容器破損モード
① 雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
② 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
③ 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用
④ 熔融炉心・コンクリート相互作用
⑤ 水素燃焼

評価事故シーケンスの選定

- ・格納容器破損モードごとのプラント損傷状態(PDS)から、格納容器への圧力又は温度による負荷の観点で最も厳しくなるPDSを選定
- ・このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを選定

(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定

(4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

事故シーケンスグループの特定

事故シーケンスの抽出

イベントツリーによる燃料損傷に至る事故シーケンスの抽出

グループ化

喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点からグループ化

必ず想定する事故シーケンスグループ
① 崩壊熱除去機能喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失)
② 全交流動力電源喪失
③ 原子炉冷却材の流出
④ 反応度の誤投入

重要事故シーケンスの選定

- 3つの着眼点に沿ってグループごとに選定
- ・余裕時間
 - ・設備容量
 - ・代表性

審査結果

申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンス、並びに格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、妥当なものであると判断

事故の想定(3/3) (津波PRAによる検討)

<審査書 P.163>

論点 津波が防潮堤(O.P.29m)を超えて敷地に流入する事象に対し、安全機能への影響について説明を求めた

海水ポンプが機能喪失することを防止するため、新たに海水ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置することとし、その上で浸水範囲と安全機能への影響について、津波高さにより以下のとおり区分

津波分類	津波高さ [m]	発生頻度 (平均値) [/年]	全炉心損傷頻度への寄与割合	イメージ図	津波分類の考え方
—	~29	(4.5×10^{-6}) ※29m津波の年超過確率	—		<p>■ 女川2号建屋周辺への浸水なし</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波によるプラント影響発生せず 内部事象と同等
A	29~33.9	3.8×10^{-6}	—		<p>■ 女川2号タービン建屋への浸水</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋及び制御建屋内への浸水が発生しないため緩和設備は健全 補機ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置することにより、海水ポンプは健全 <p>※浸水解析を行い、O.P.33.9mでは炉心損傷に至らないことを確認</p>
B	33.9~	7.3×10^{-7}	0.8%		<p>■ 女川2号原子炉建屋又は制御建屋への浸水</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により複数の安全機能喪失(炉心損傷直結事象)

審査結果

発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さいこと等から、「複数の安全機能喪失」を新たな事故シーケンスグループとして抽出しないとするは妥当であると判断

炉心の著しい損傷の防止

想定する事故シーケンスグループと重要事故シーケンス

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	ページ
①高圧・低圧注水機能喪失		過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	128
②高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧注水失敗+原子炉手動減圧失敗	130
③全交流動力電源喪失	長期TB	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	132
	TBU	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)	134
	TBD	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	136
	TBP	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	138
④崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗(取水機能が喪失した場合)	140
	残留熱除去系機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗(残留熱除去系が故障した場合)	142
⑤原子炉停止機能喪失		過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗	144
⑥LOCA時注水機能喪失		中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	146
⑦格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		インターフェイスシステムLOCA	148

炉心損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること(※1)。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力(※2)を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度(※2)を下回ること。

また、格納容器圧力逃がし装置による排気を実施する場合には、敷地境界での実効線量を評価し、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(発生事故当たり概ね5mSv以下)。

(※1)「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

(※2) 女川発電所2号炉においては、限界圧力を $2P_d$ (0.854MPa[gage]、 P_d :最高使用圧力)、限界温度を200℃としている。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P. 167>

対策概要

「過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」

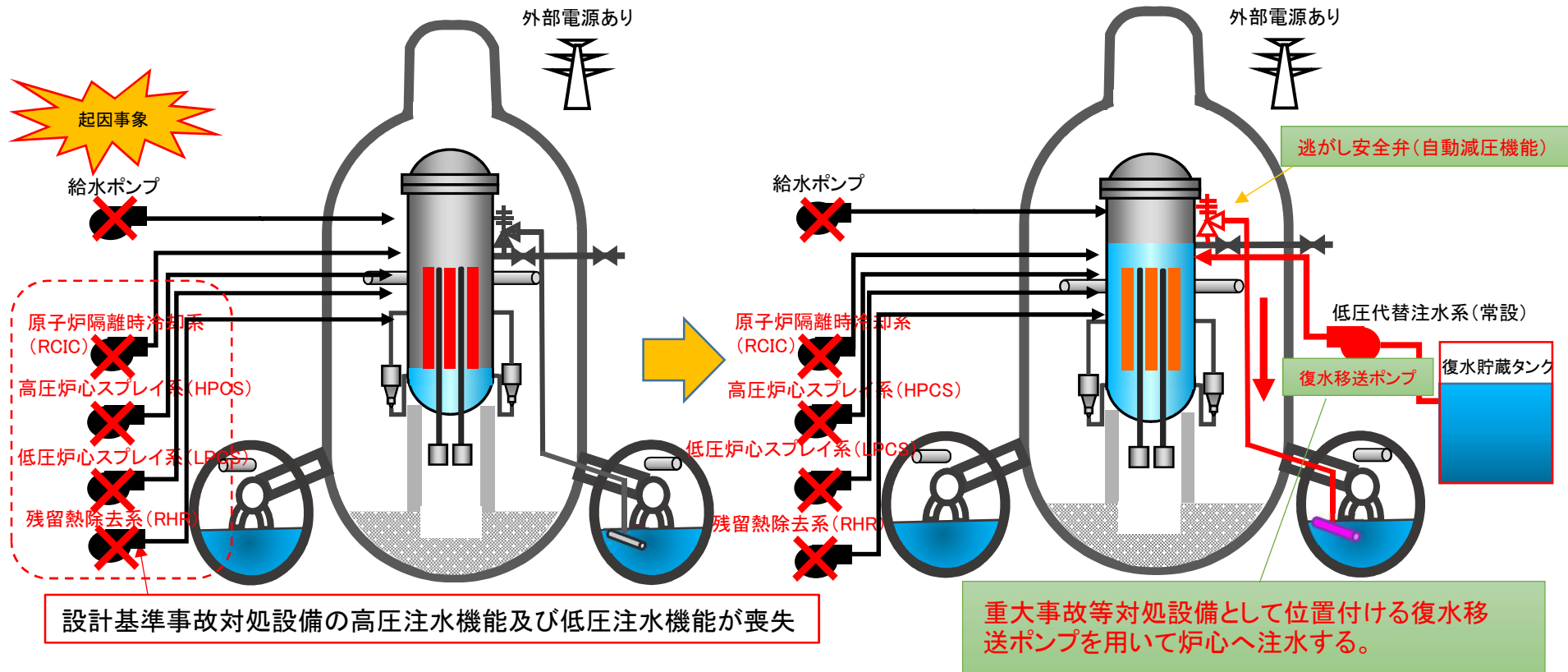
特徴

過渡事象(起回事象は給水流量の全喪失)の発生後、高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び低圧注水機能(残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系)が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

【初期の対策】

手動により、逃がし安全弁(自動減圧機能)を用いて原子炉圧力容器を減圧し、復水移送ポンプにより炉心を冷却

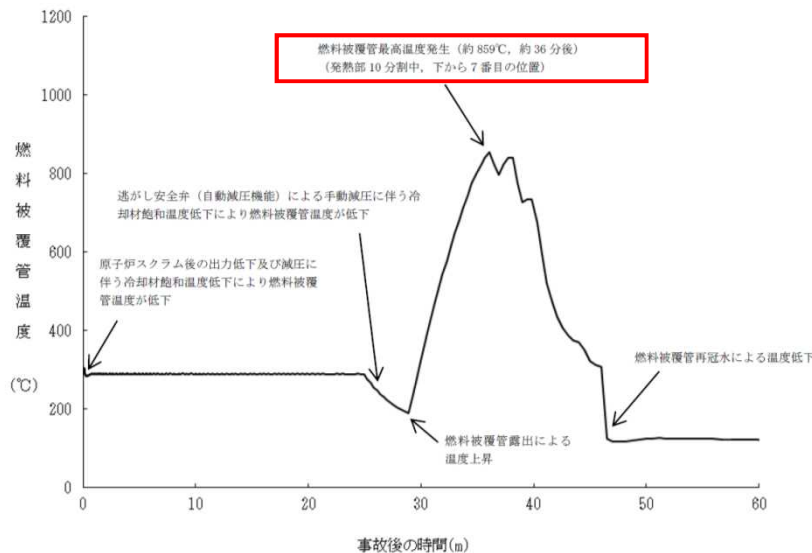


事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」の特徴と主な対策(2/2)

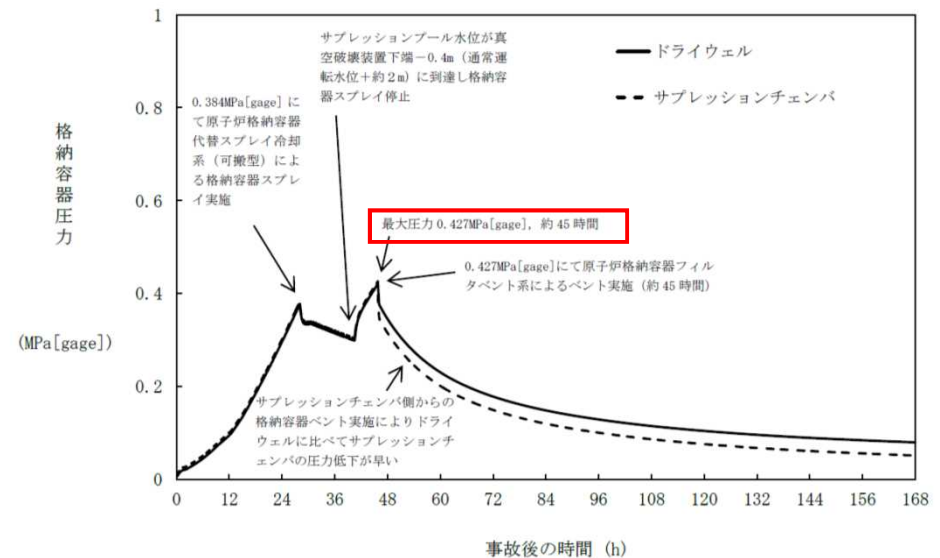
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。
- 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、それぞれ、約 8.3×10^{-2} mSv以下(原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時)、約 7.9×10^{-2} mSv以下(耐圧強化ベント系によるベント時)であり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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ることはないこと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧注水失敗+原子炉手動減圧失敗」

<審査書 P. 175>

特徴

過渡事象(起因事象は給水流量の全喪失)の発生後、高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び減圧機能(自動減圧機能)が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

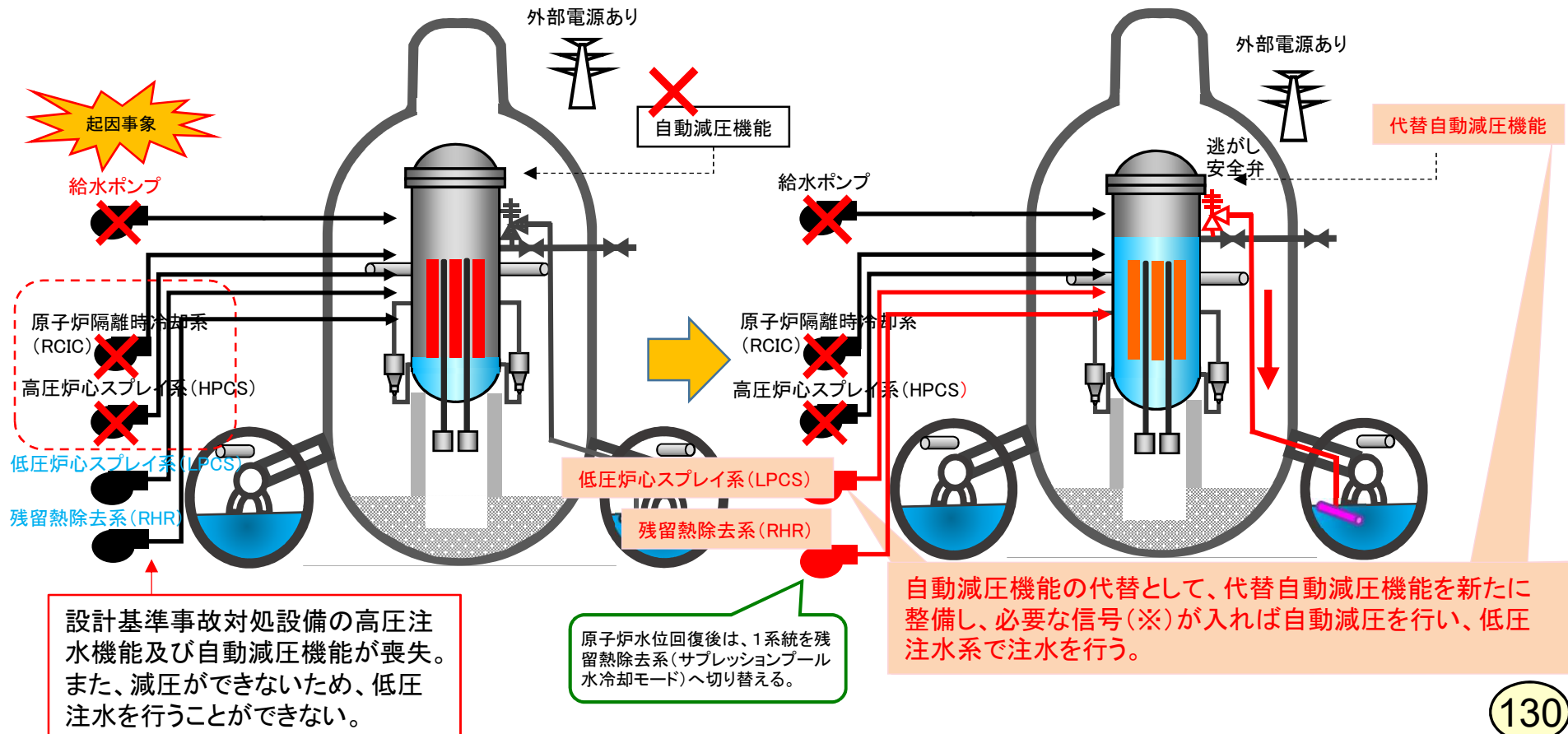
対策概要

【初期の対策】

- ・代替自動減圧機能にて逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動し、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系にて炉心を冷却

【安定状態に向けた対策】

- ・低圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続
- ・残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱を実施



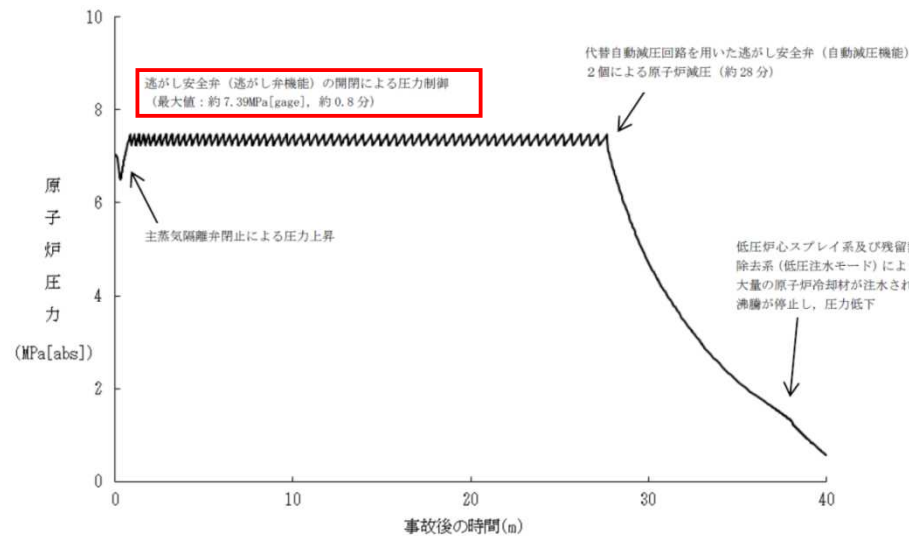
※原子炉水位低(レベル1)かつ低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)」の特徴と主な対策(2/2)

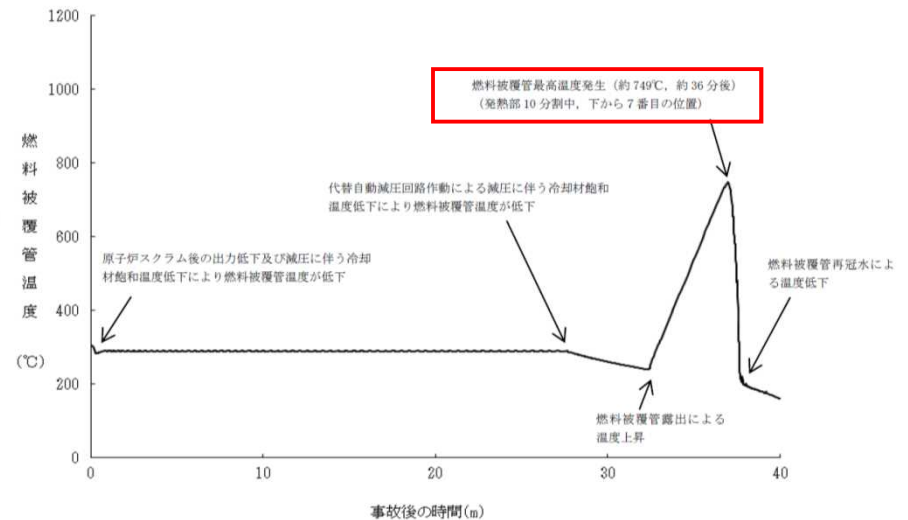
主な解析結果

- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回る。
- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。

原子炉圧力の推移



燃料被覆管温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」

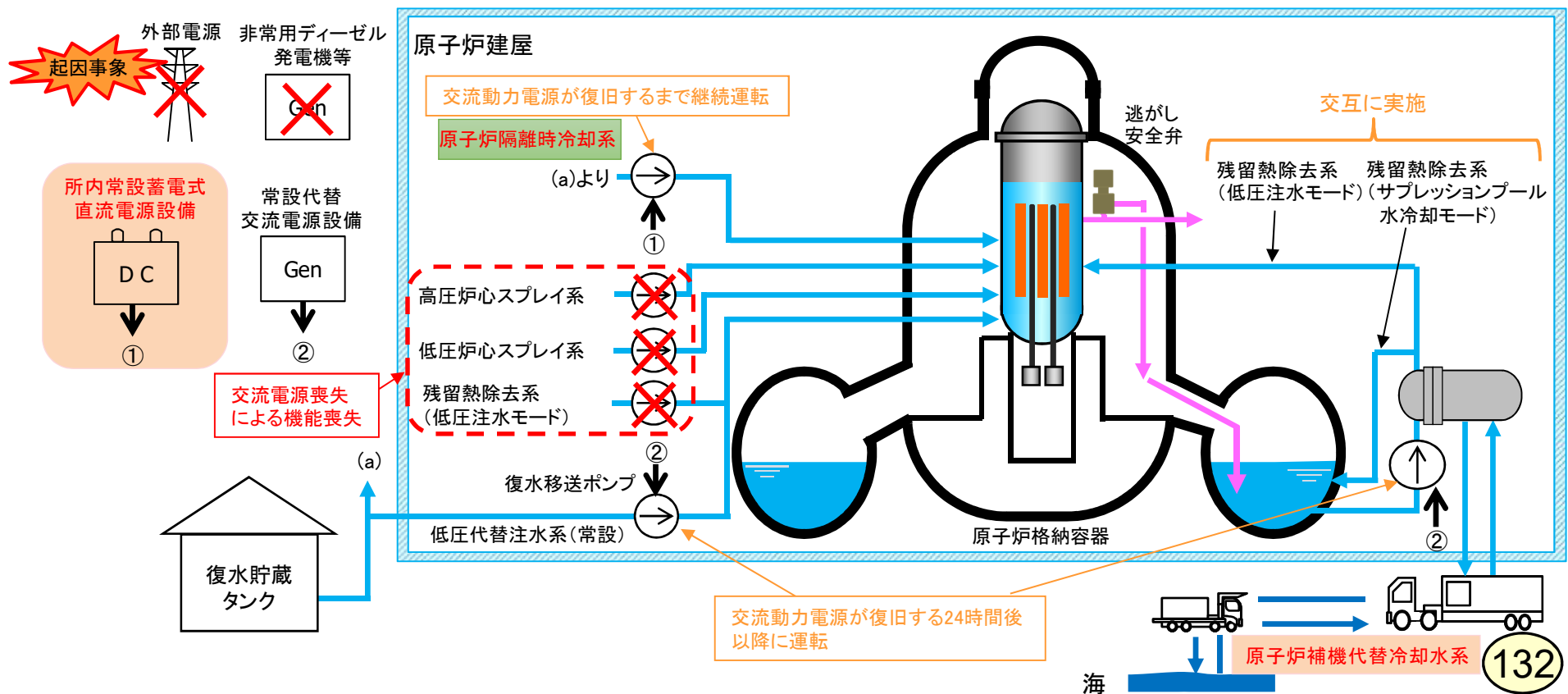
<審査書 P. 181>

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**直流電源の枯渇により原子炉隔離時冷却系が停止**する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

- ・交流動力電源が復旧するまで原子炉隔離時冷却系を継続運転[0~24時間まで]
- ・交流動力電源を復旧した後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[25時間後]

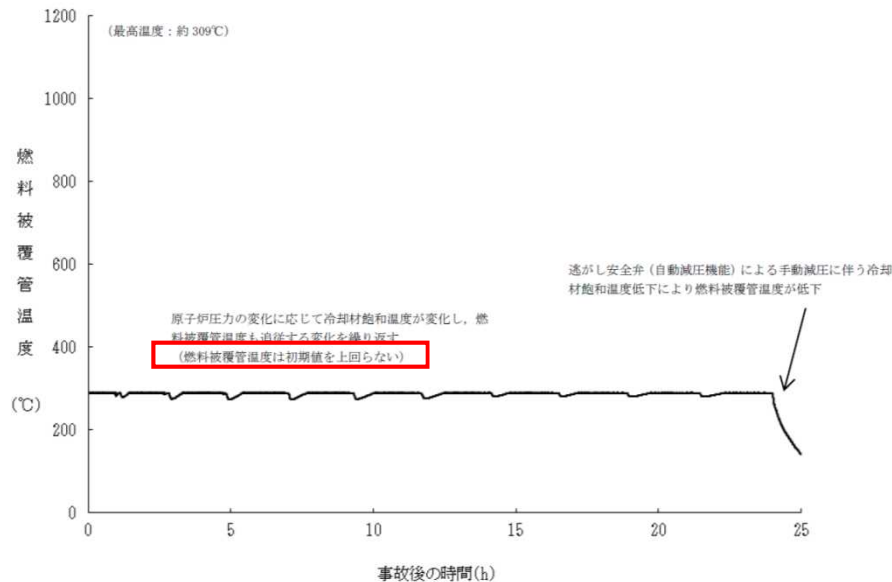


事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」の特徴と主な対策(2/2)

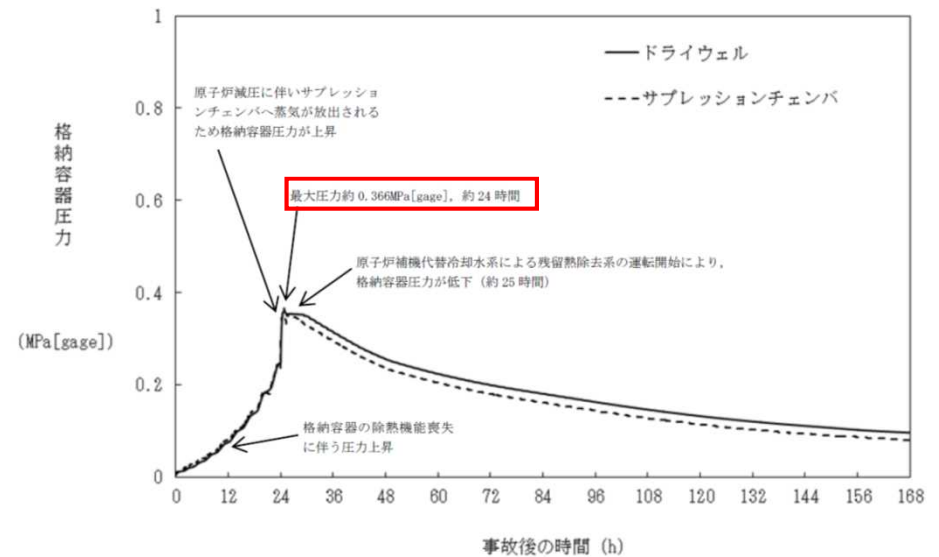
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失(TBU)」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」

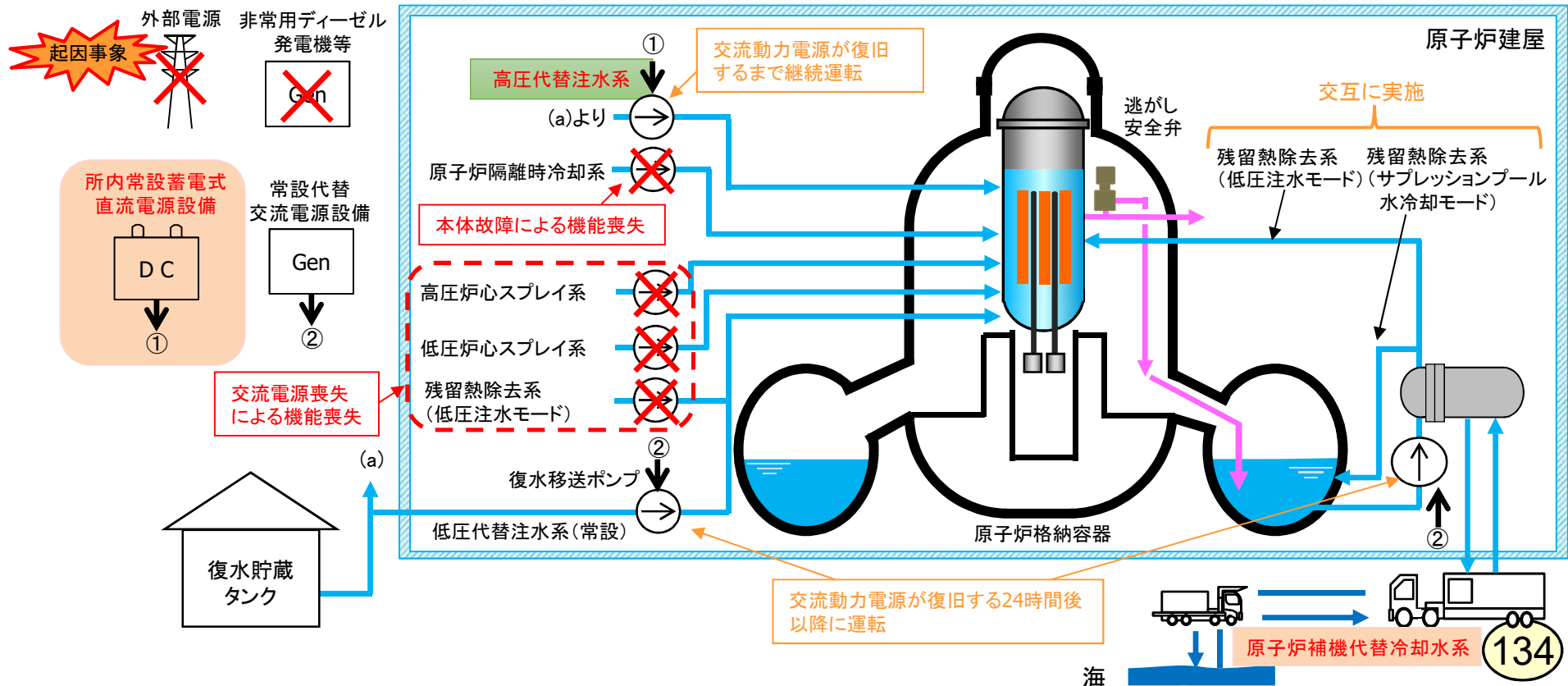
<審査書 P.186>

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**本体の故障により原子炉隔離時冷却系が停止する。**原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

- ・直流電源を確保し、交流動力電源が復旧するまで高圧代替注水系を継続運転[0~24時間まで]
- ・交流動力電源を復旧した後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[25時間後]

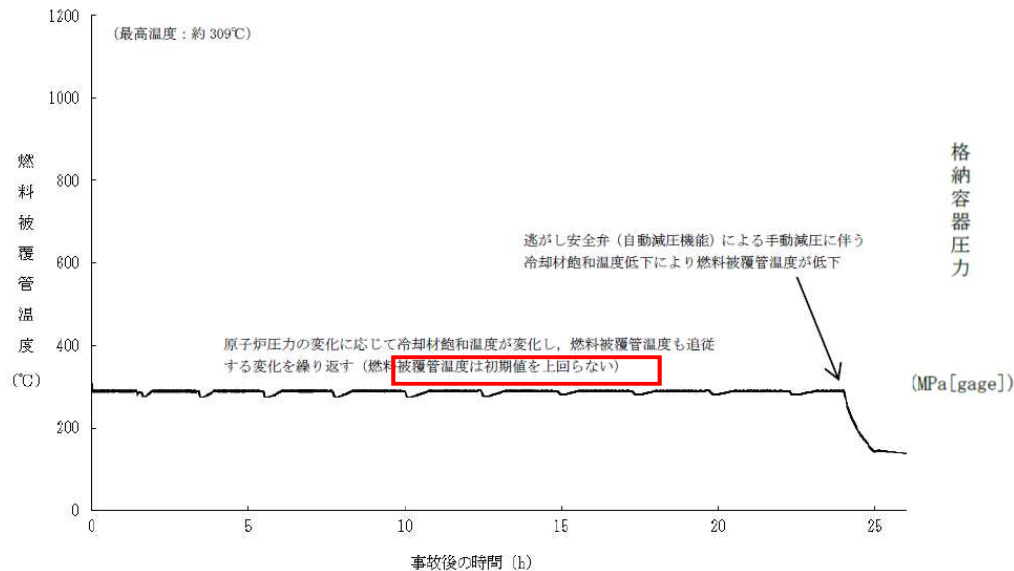


事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBU)」の特徴と主な対策(2/2)

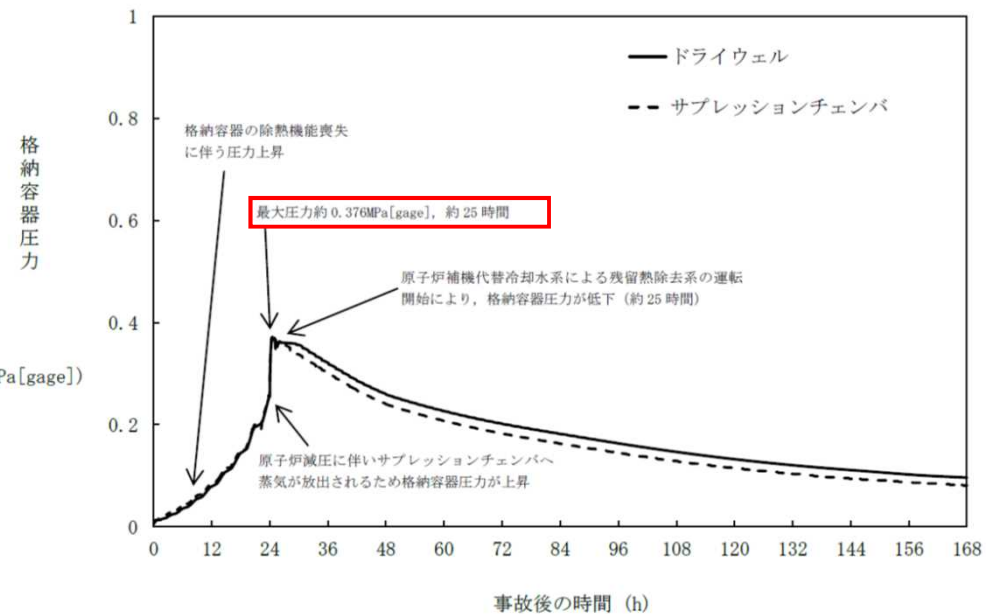
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。よって、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBU)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗」

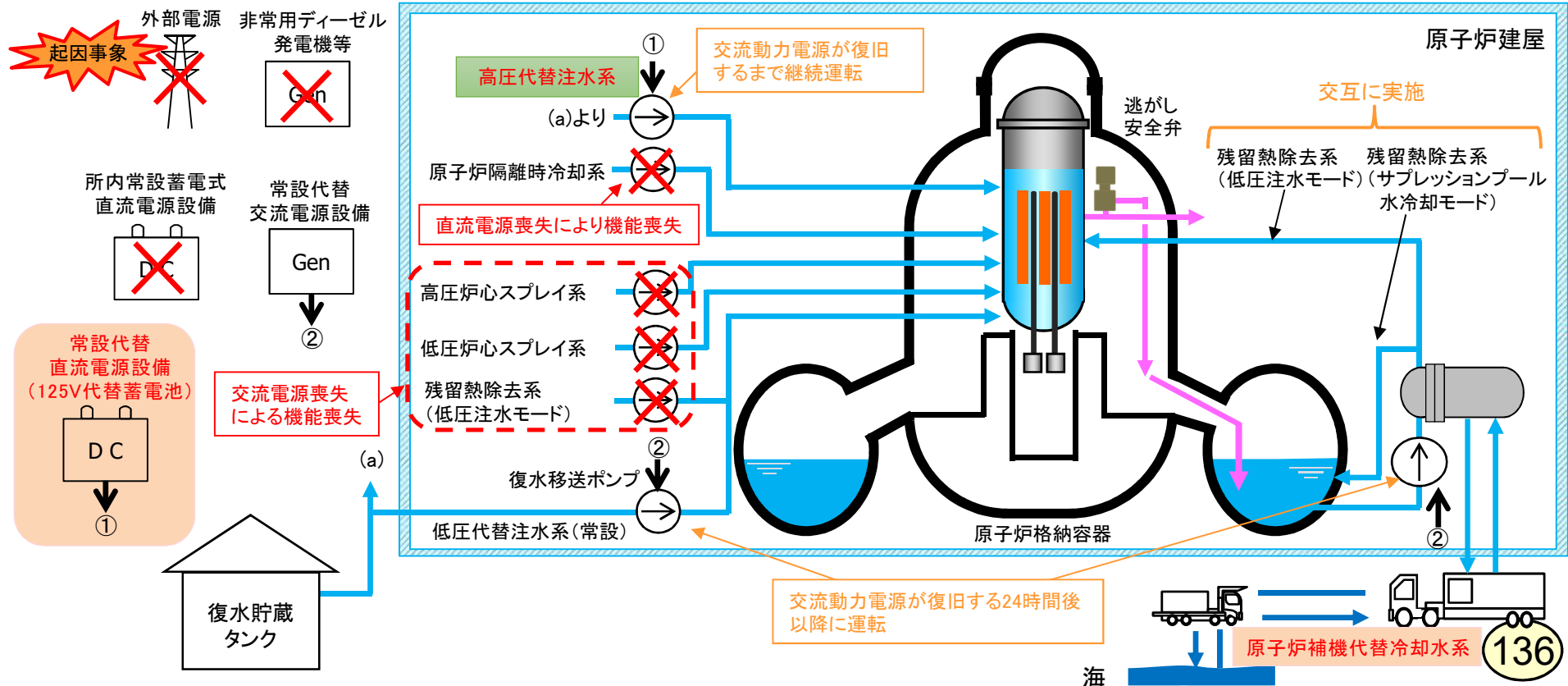
<審査書 P.190>

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**直流電源の喪失により原子炉隔離時冷却系が停止**する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

- ・代替直流電源を確保し、交流動力電源が復旧するまで高圧代替注水系を継続運転[0~24時間まで]
- ・交流動力電源を復旧した後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[25時間後]

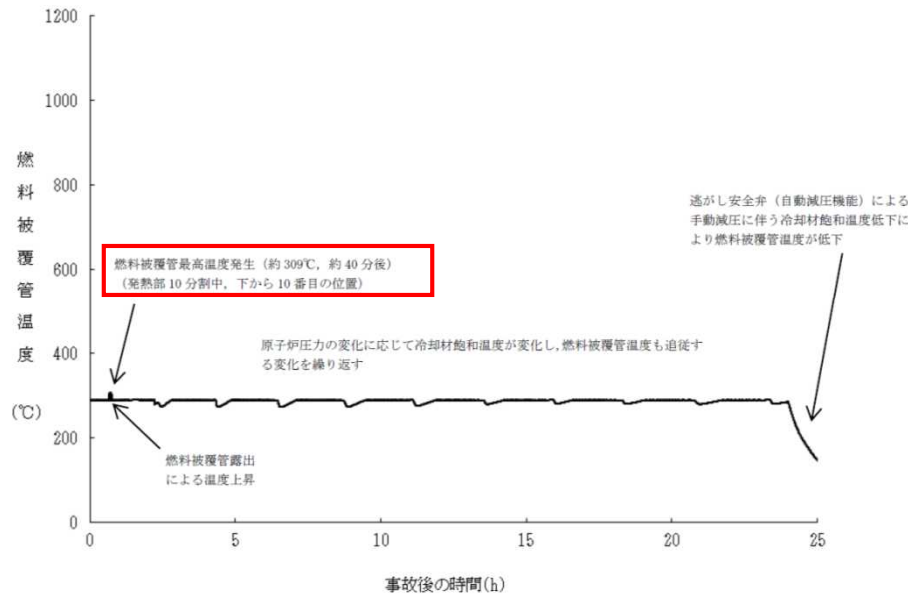


事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」の特徴と主な対策(2/2)

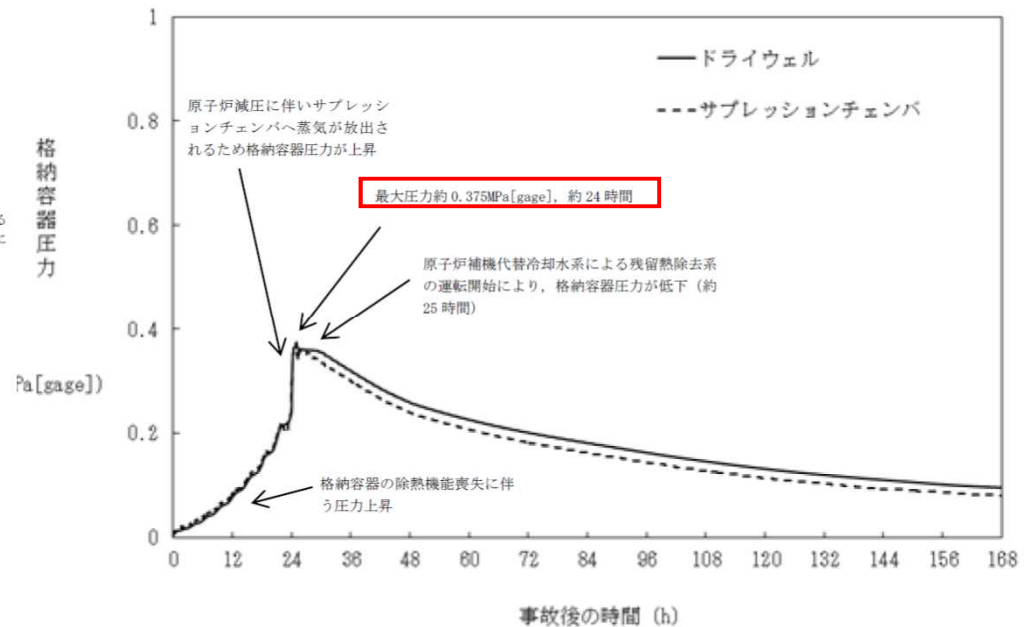
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものと判断

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」

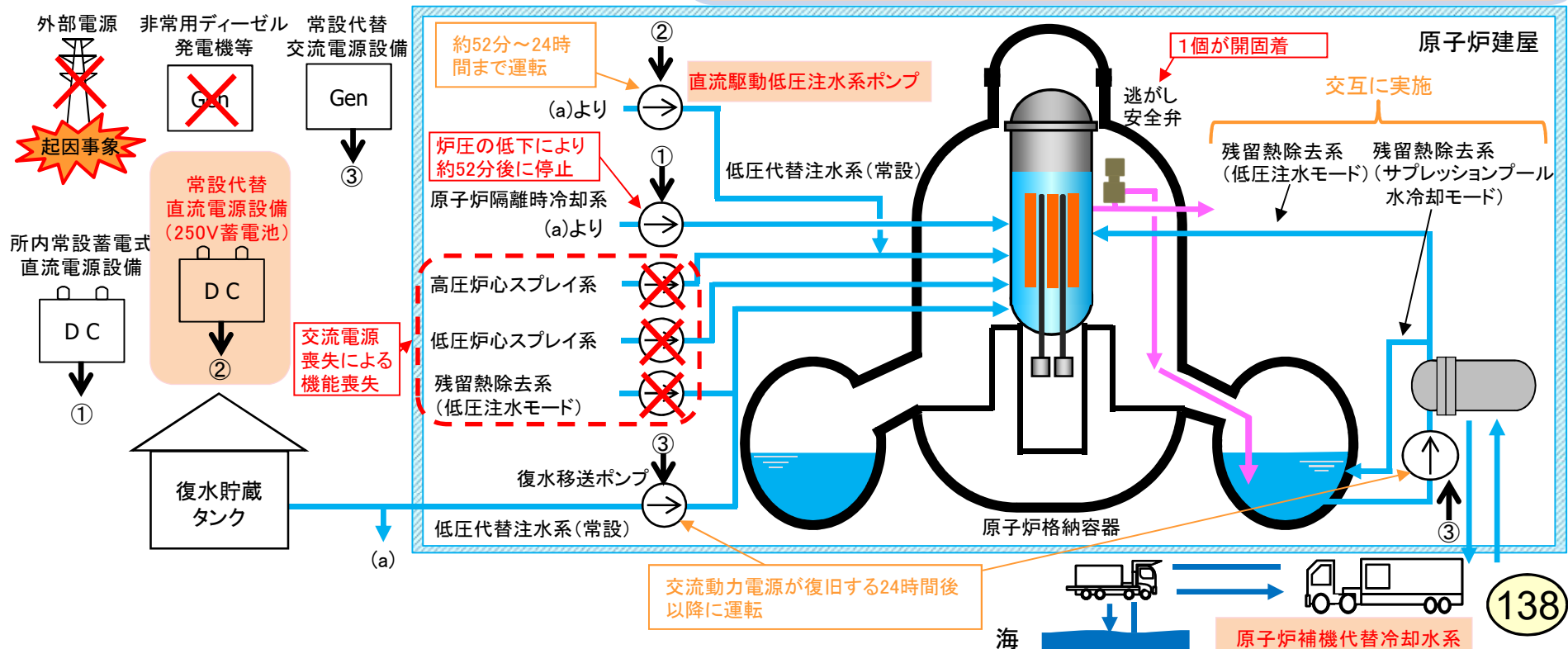
<審査書 P.194>

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**逃がし安全弁の開固着による原子炉圧力の低下に伴い原子炉隔離時冷却系が停止する。**逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

対策概要

- ・原子炉圧力が1.04MPa[gage]未満に低下するまで、原子炉隔離時冷却系を継続運転[0～約52分まで]
- ・逃がし安全弁を手動開操作し、直流駆動低圧注水系ポンプにより炉心を冷却[約52分～24時間まで]
- ・交流動力電源を復旧した後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[25時間後]

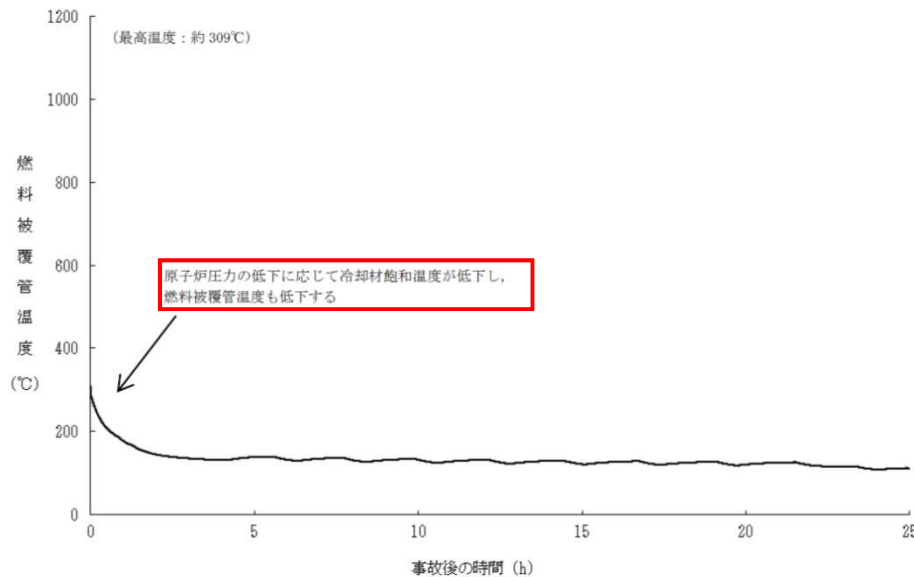


事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」の特徴と主な対策(2/2)

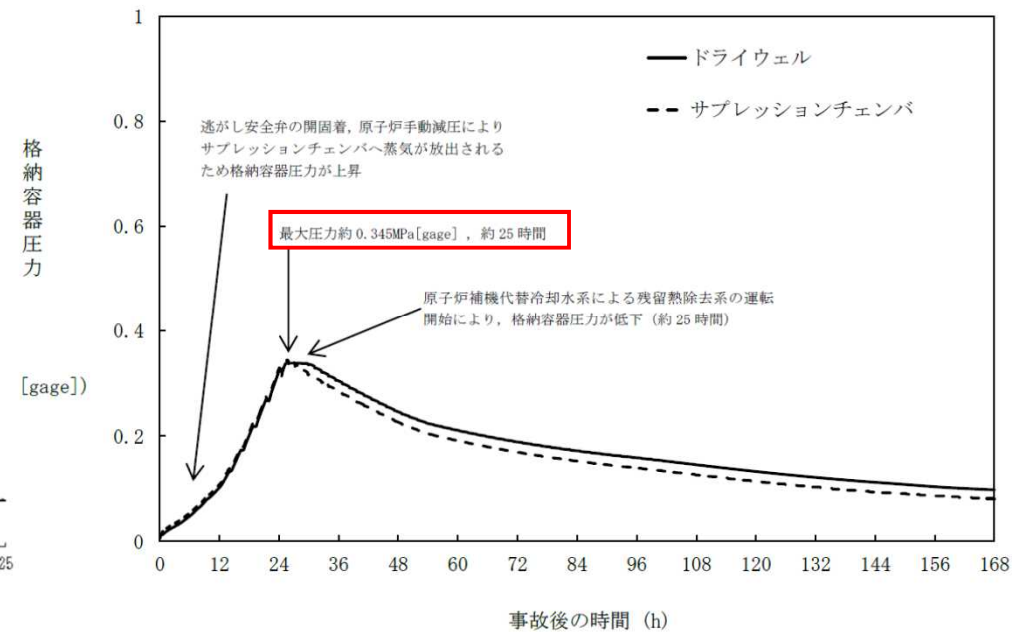
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シナリオグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(1/4)

事故想定

「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗(取水機能が喪失した場合)」

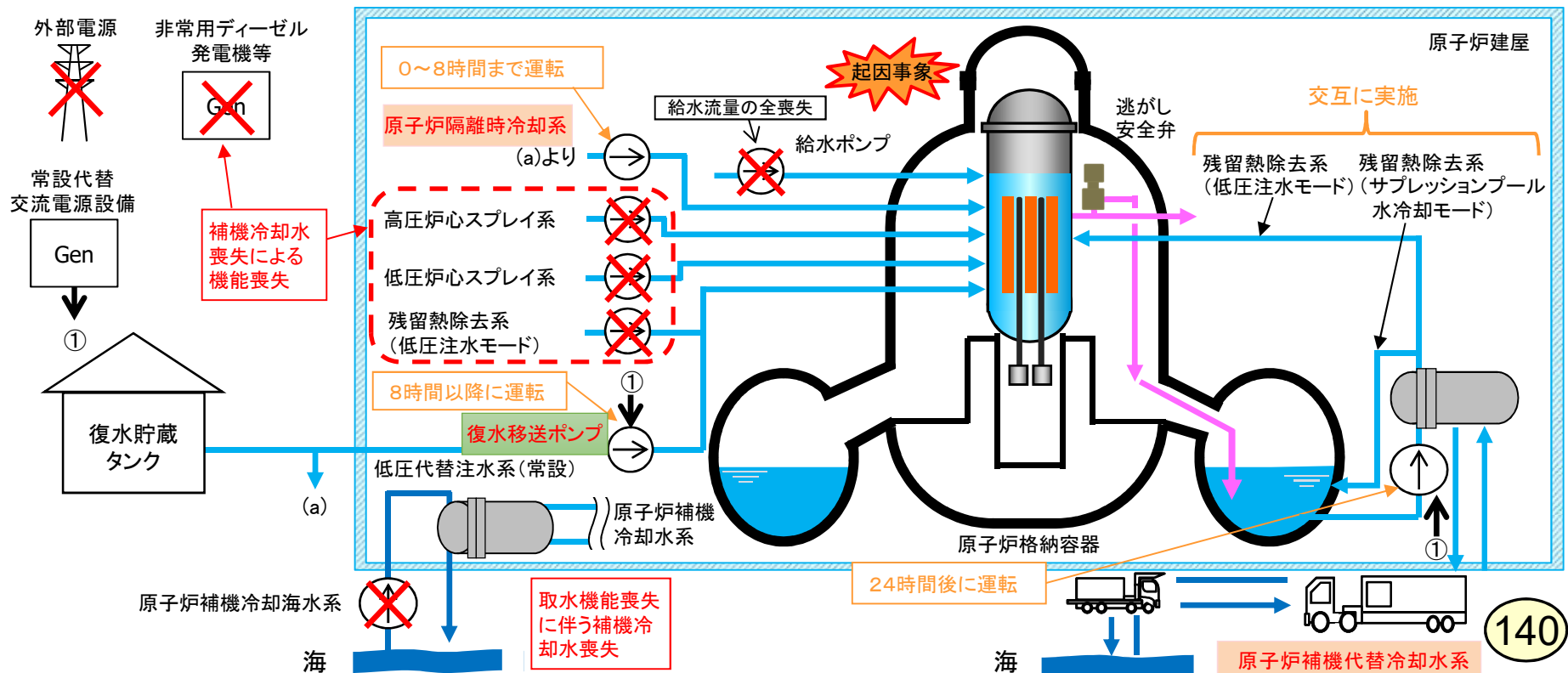
<審査書 P.201>

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなるにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

対策概要

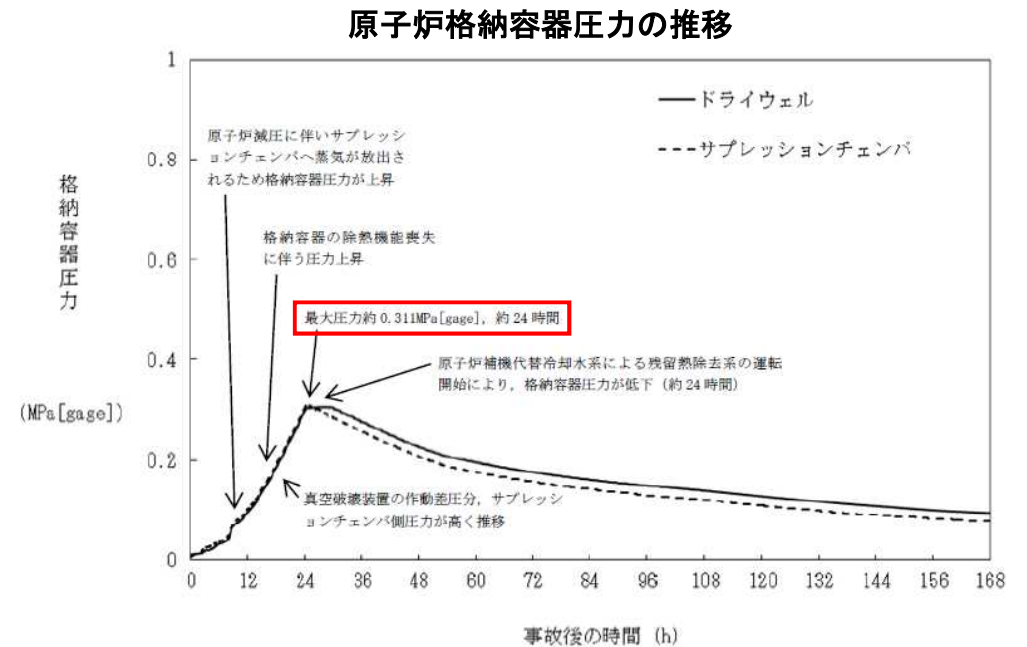
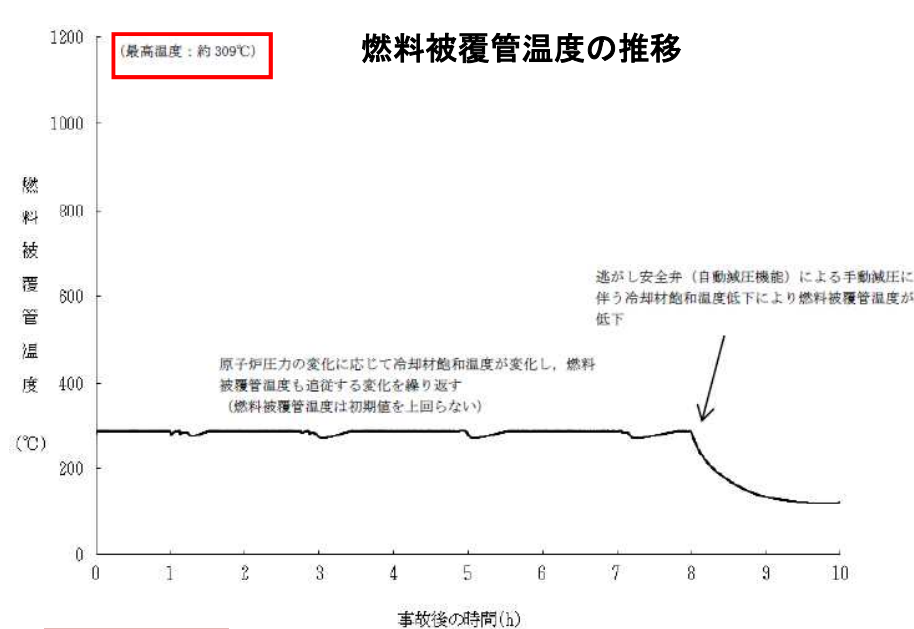
- ・原子炉隔離時冷却系を継続運転[0~8時間まで]
- ・逃がし安全弁を手動開操作し、復水移送ポンプを用いて炉心を冷却[8時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[24時間後]



事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(2/4)

主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(3/4)

事故想定

「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗(残留熱除去系が故障した場合)」

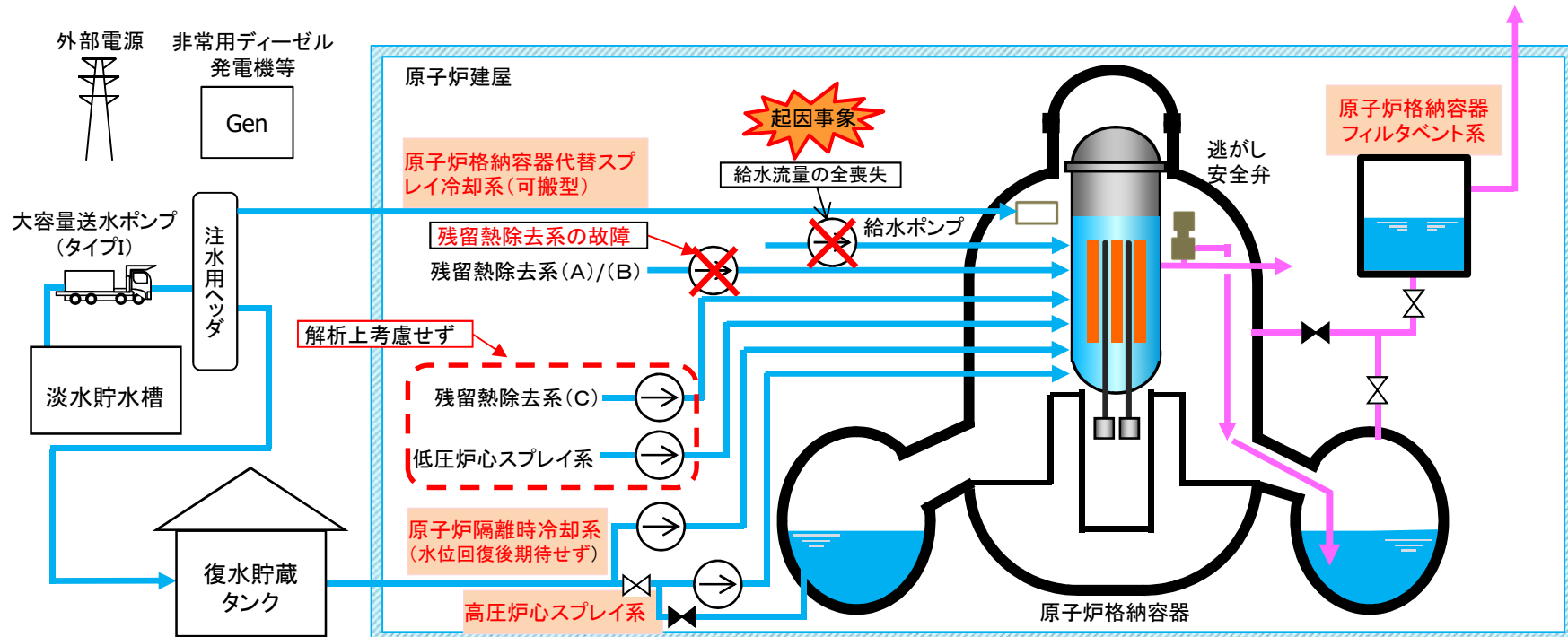
<審査書 P.207>

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、**残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し**、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、**原子炉格納容器が先行破損**に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

対策概要

- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱

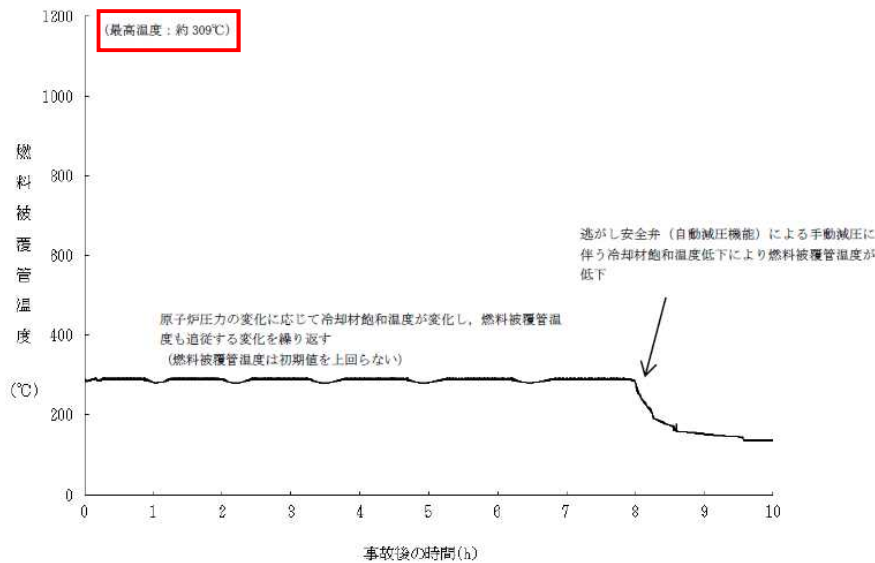


事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(4/4)

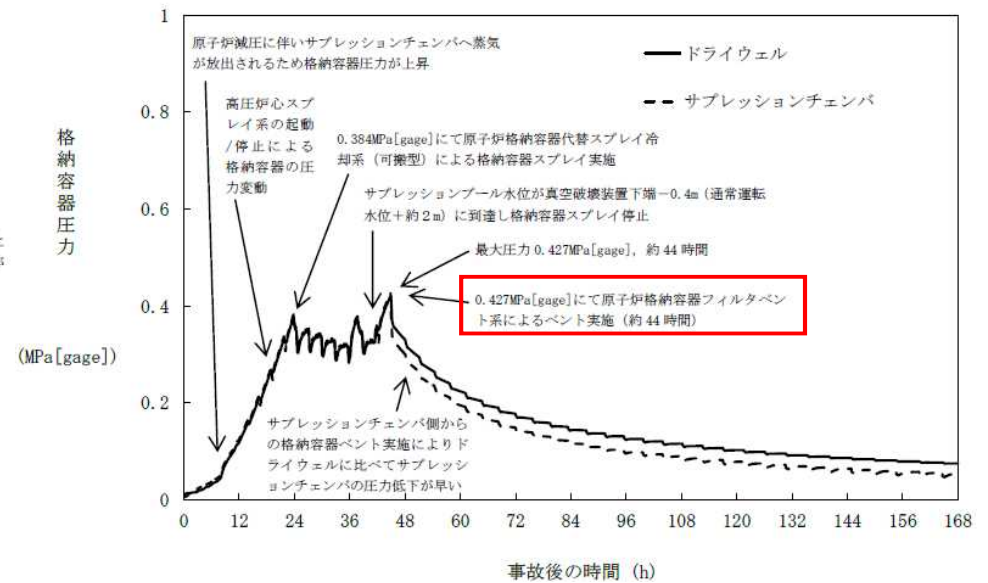
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。
- 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、「LOCA時注水機能喪失」での評価結果(原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時:約 8.3×10^{-2} mSv、耐圧強化ベント系によるベント時:約 7.9×10^{-2} mSv)と同等であり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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ることはないこと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」

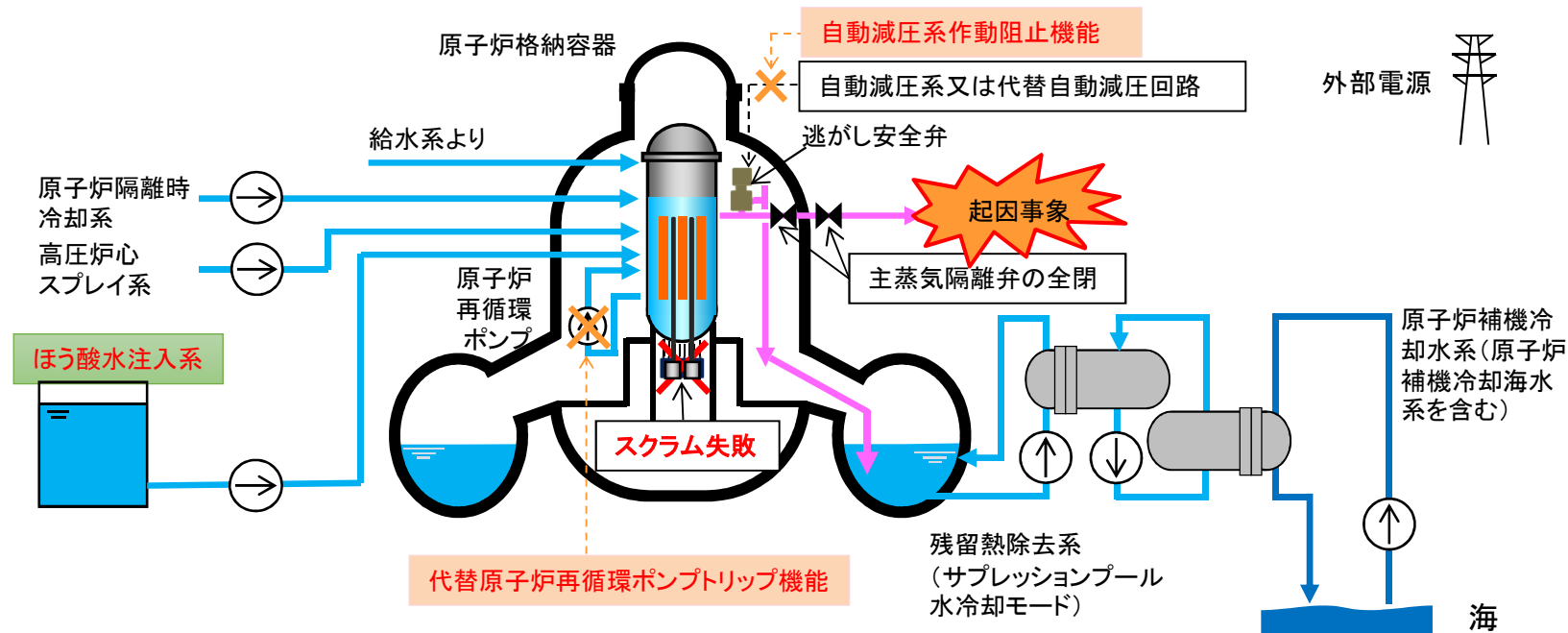
<審査書 P.212>

特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後に**原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができない**ことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る

対策概要

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
- ・自動減圧系作動阻止機能により原子炉冷却材注入量の増加を阻止することによる正の反応度印加の防止
- ・ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却
- ・残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱

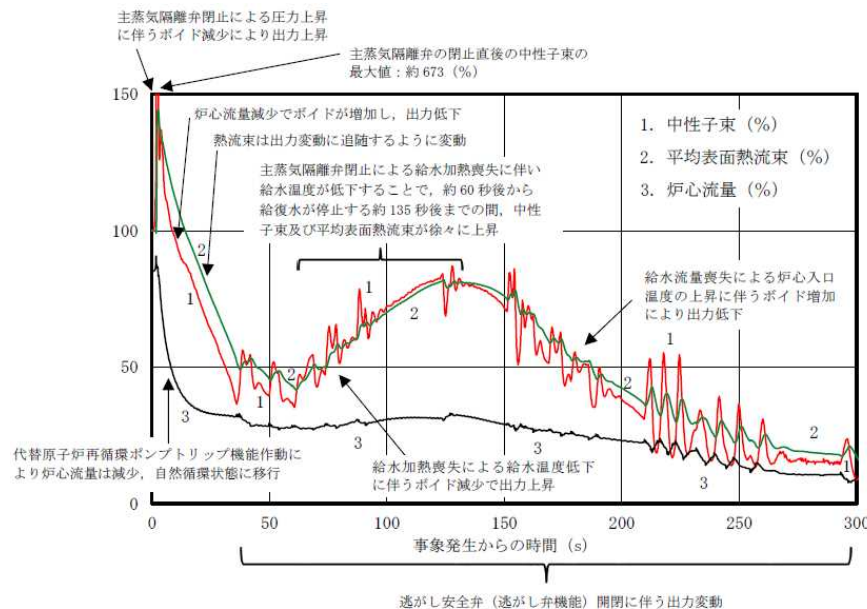


事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

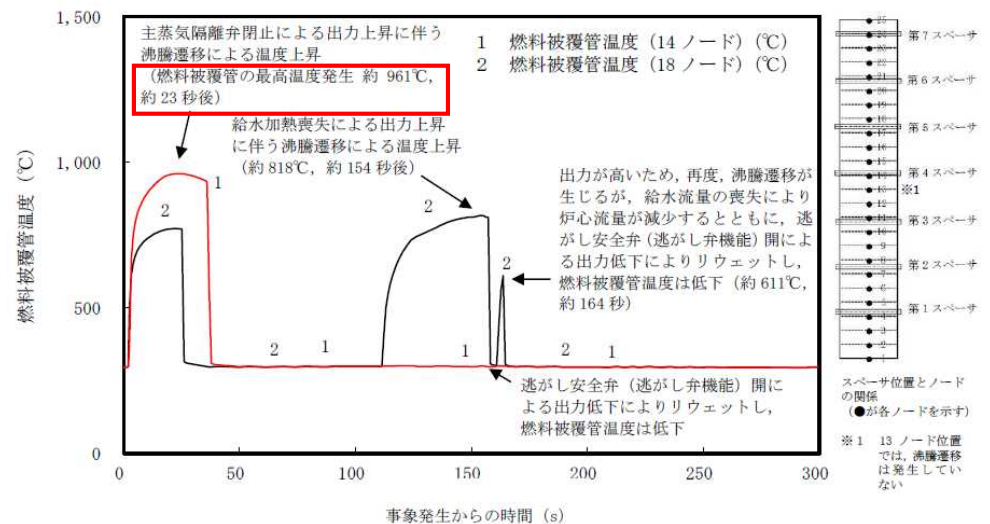
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。

中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移



燃料被覆管温度(沸騰遷移発生位置)の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定

「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」

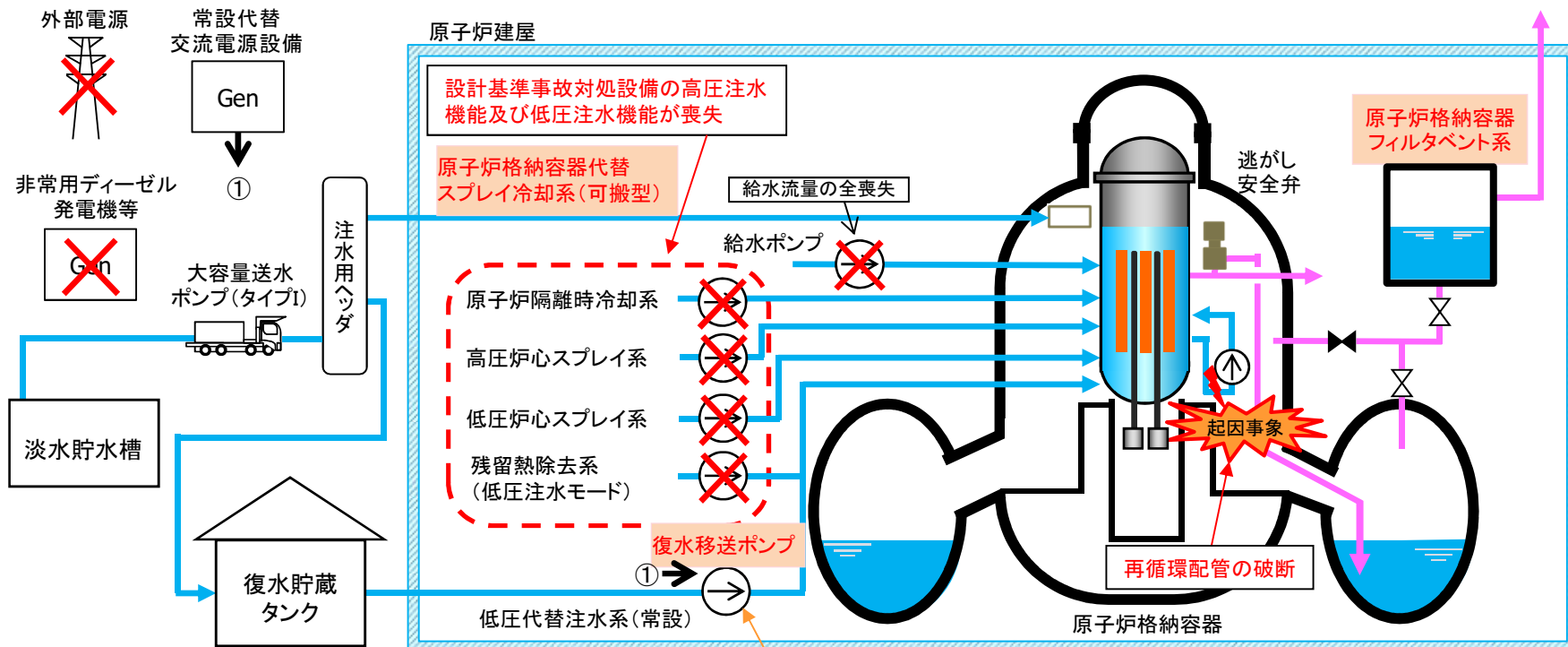
<審査書 P.219>

特徴

中小破断LOCAの発生後、高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード))が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

- ・逃がし安全弁を手動開操作し、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)により炉心を冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱



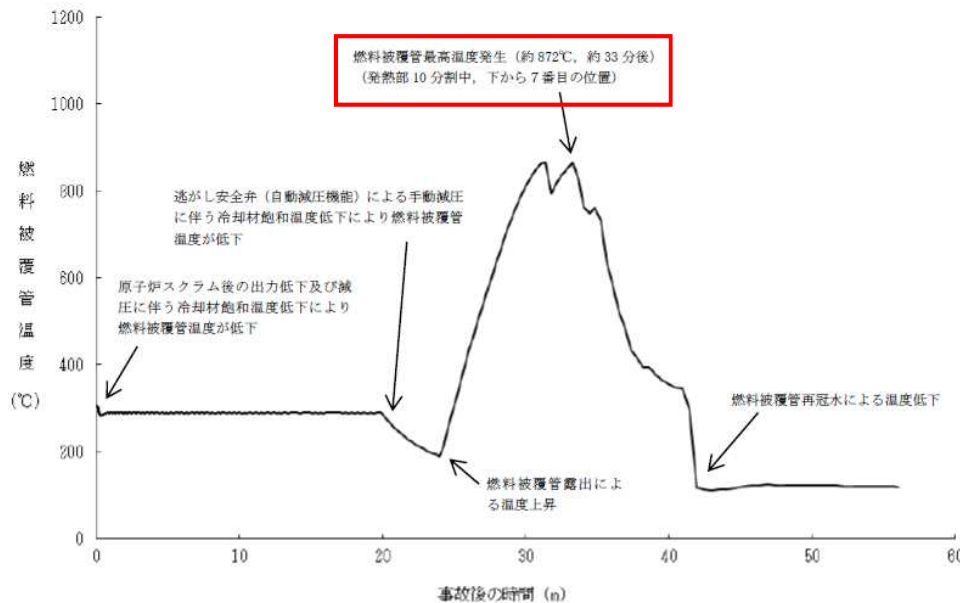
重大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)を用いて炉心へ注水する

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

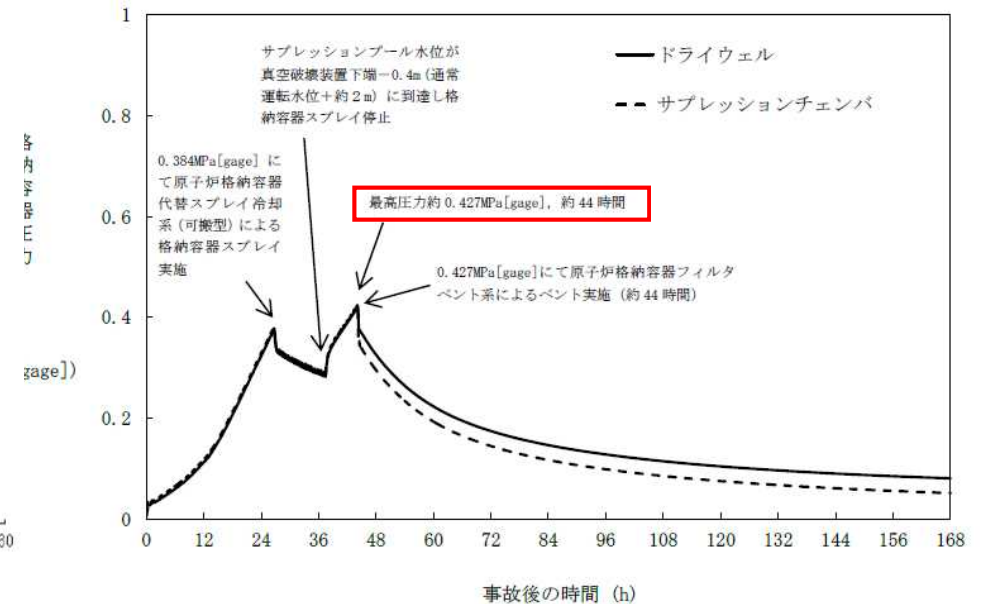
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200°C以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])を下回る。
- 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、それぞれ、約 8.3×10^{-2} mSv(原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時)、約 7.9×10^{-2} mSv(耐圧強化ベント系によるベント時)であり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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ることはないこと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」 の特徴と主な対策(1/2)

事故想定 「ISLOCA」

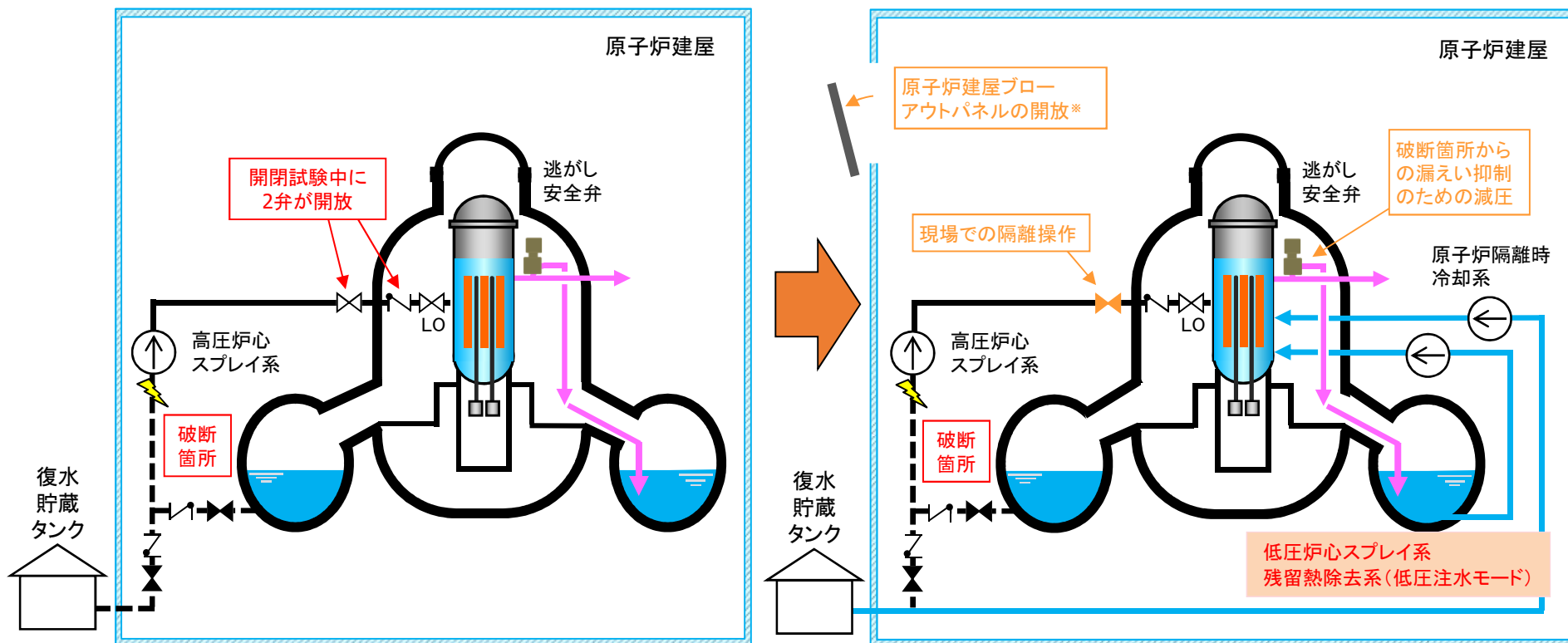
対策概要

<審査書 P.227>

特徴

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失(隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断)に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

- ・原子炉水位低(レベル2)にて原子炉隔離時冷却系起動
- ・事象発生から約30分後に原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却
- ・破断箇所の隔離を実施
- ・健全側の残留熱除去系(サブプレッションプール冷却モード)により格納容器を除熱



--- : 低圧設計配管
LO : ロックドオープン(常時開の手動弁)

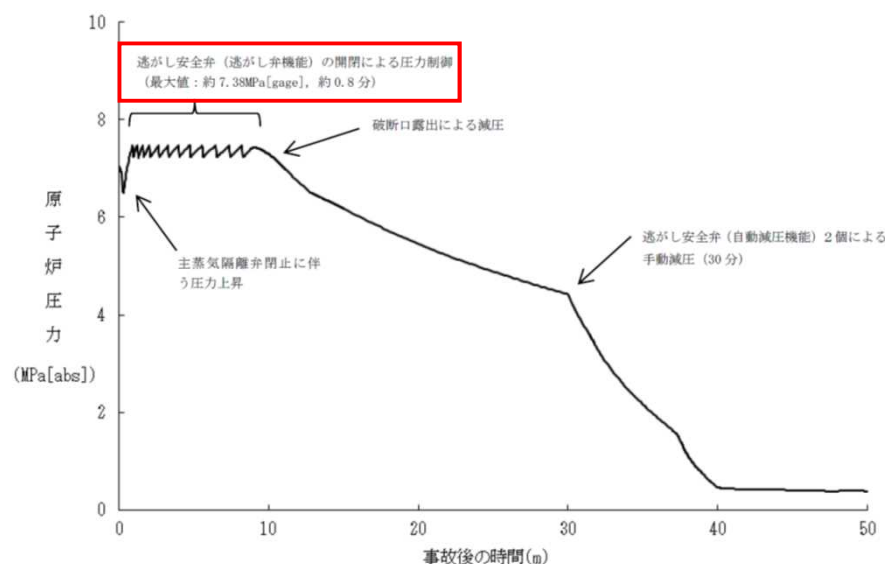
※ 閉止機能については、別資料にて説明

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」 の特徴と主な対策(2/2)

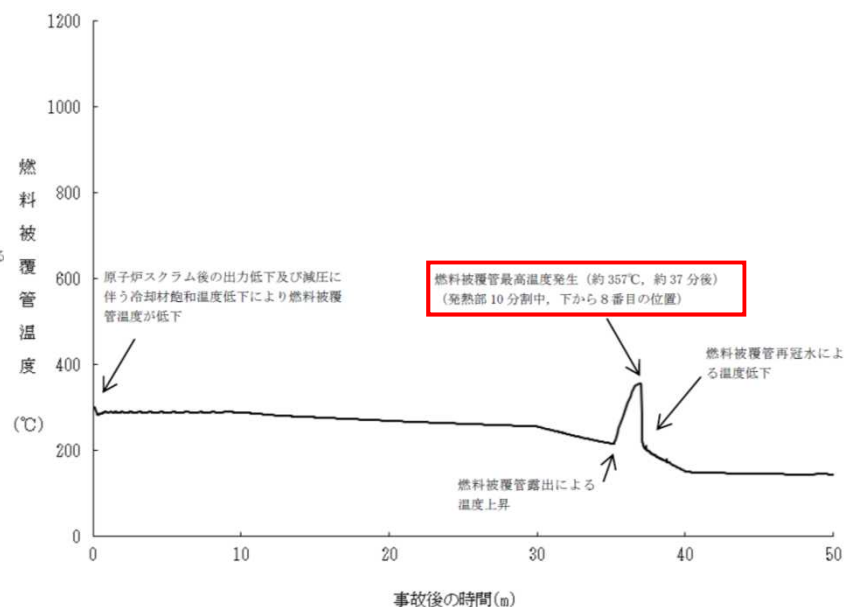
主な解析結果

- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回る。
- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。

原子炉圧力の推移



燃料被覆管温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

原子炉格納容器の破損の防止

想定する格納容器破損モードと評価事故シーケンス

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	ページ
① 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧 ECCS失敗＋全交流動力電源喪失	153
② 高圧溶融物放出／格納容器雰囲 気直接加熱(DCH(※1))	過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減 圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧 失敗(＋DCH発生)	157
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用(FCI(※2))	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗(＋ FCI発生)	160
④ 水素燃焼	大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧 ECCS失敗＋全交流動力電源喪失	165
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗(＋ デブリ冷却失敗)	167

※1 DCH : Direct Containment Heating

※2 FCI : Fuel Coolant Interaction

格納容器破損防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
 - (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
 - (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること(※)。
 - (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
 - (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
 - (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(ドライ条件に換算して水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。)
 - (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
 - (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
 - (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (※) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。

格納容器破損防止対策（限界温度・限界圧力）

<審査書 P.234>

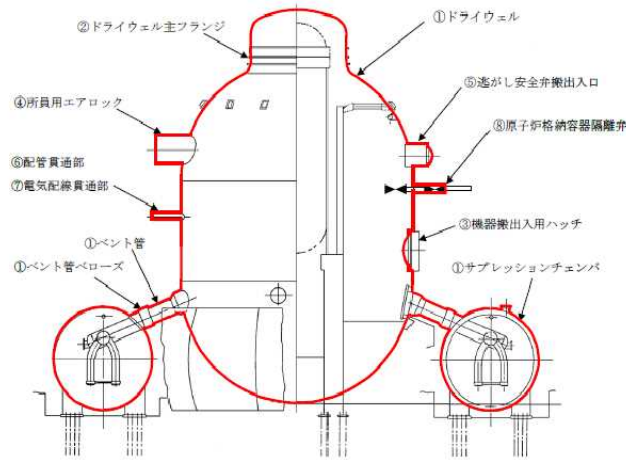
要求事項:

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

これらの要求事項に対して、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求められる。

女川2号炉においては、原子炉格納容器の限界圧力を $2Pd$ (0.854 MPa [gage] 、 Pd :最高使用圧力)、限界温度を 200°C としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価方法	評価結果
①	原子炉格納容器本体	延性破壊、疲労破壊	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	2Pdに対して、一定以上の裕度を有する。
②	ドライウェル主フランジ	延性破壊	試験結果等を活用した評価	
③	機器搬出入用ハッチ	延性破壊、座屈	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	
④	所員用エアロック	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑤	逃がし安全弁搬出入口	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑥	配管貫通部	延性破壊、疲労破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑦	電気配線貫通部			
⑧	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
②から⑧	各シール部 (②から⑥及び⑧は改良EPDM材に変更予定)	開口・高温劣化	実験結果及び 有限要素法による解析	200°C、2Pdを7日間継続しても漏えいしない。



評価対象部位

⑥配管貫通部: スリーブ、平板類、セーフエンド、伸縮継手を含む

原子炉格納本体に対する評価結果

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価結果
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容応力を評価	2Pd以上
	一般部		2Pd以上
	ドライウェル基部		許容応力以下
	ベント管ベローズ		疲労累積係数閾値以下(1以下)

審査結果

格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、限界温度及び限界圧力を設定していることを確認

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(1/4)

<審査書 P.235>

代替循環冷却系を使用する場合

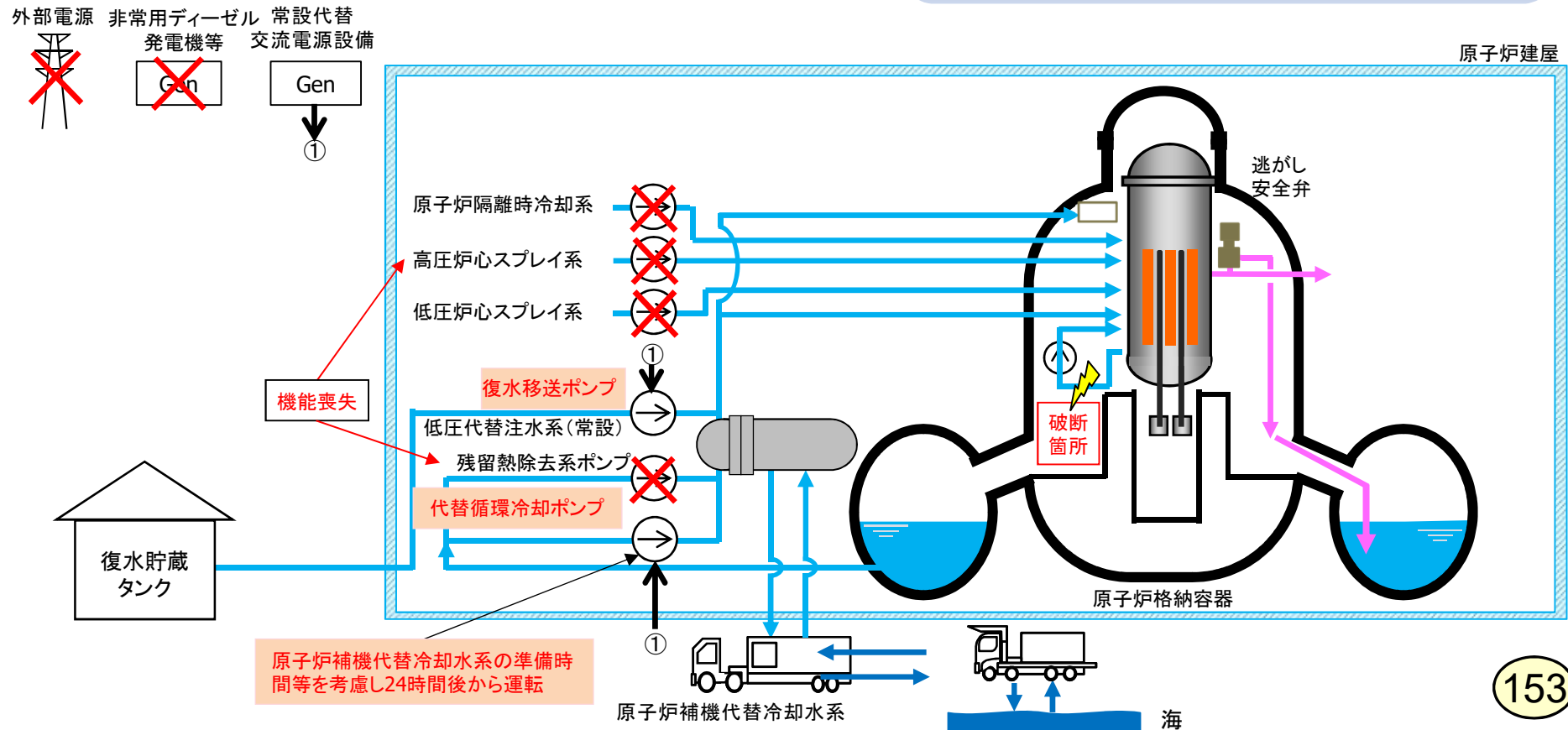
事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

特徴

配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- ・代替循環冷却系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



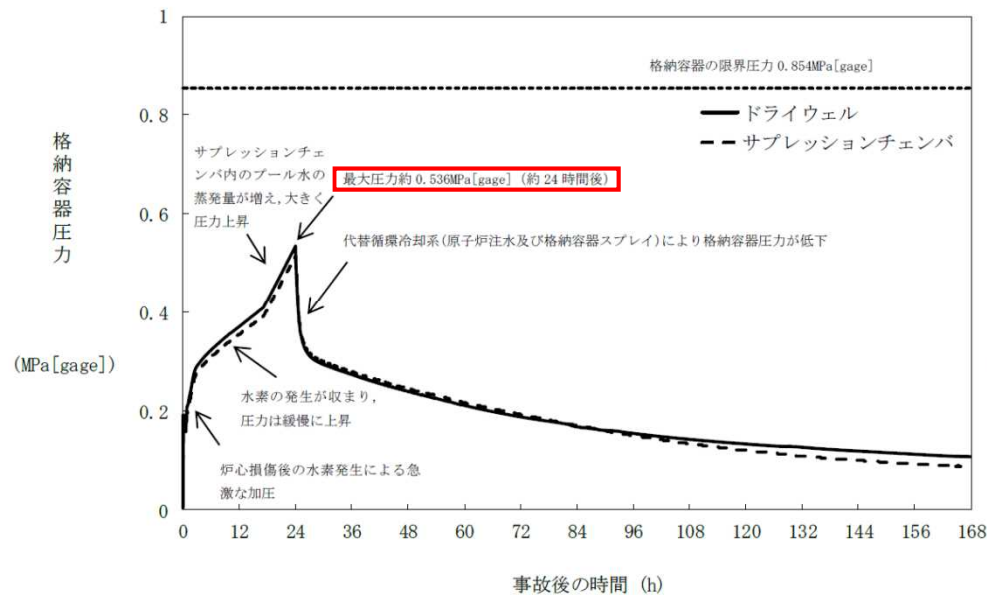
格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(2/4)

代替循環冷却系を使用する場合

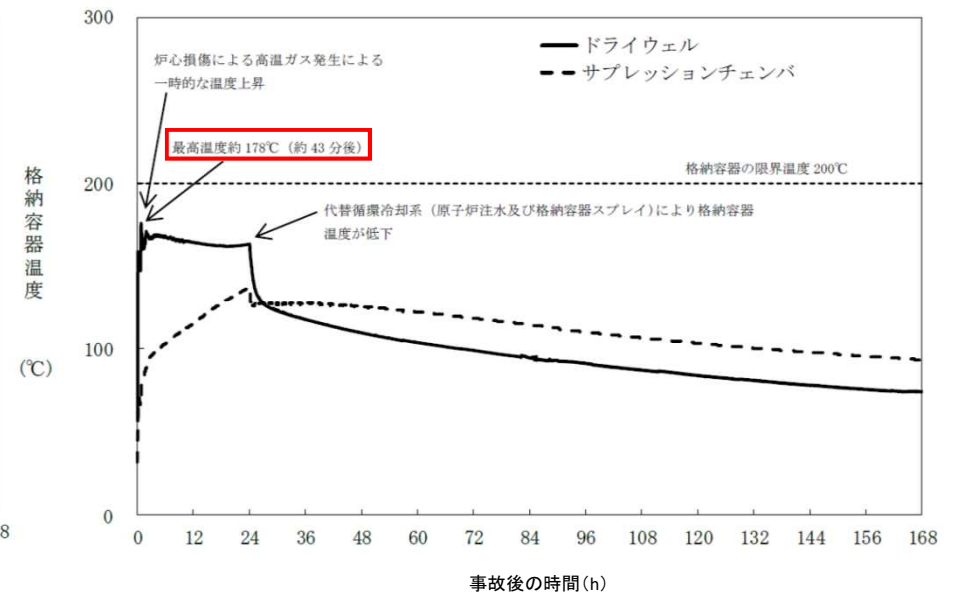
主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa)を下回る
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度200°Cを下回る
- 環境中に放出されるCs-137の放出量は約 9.9×10^{-1} TBq(7日間)であり、100TBqを下回る

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(3/4)

<審査書 P.240>

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

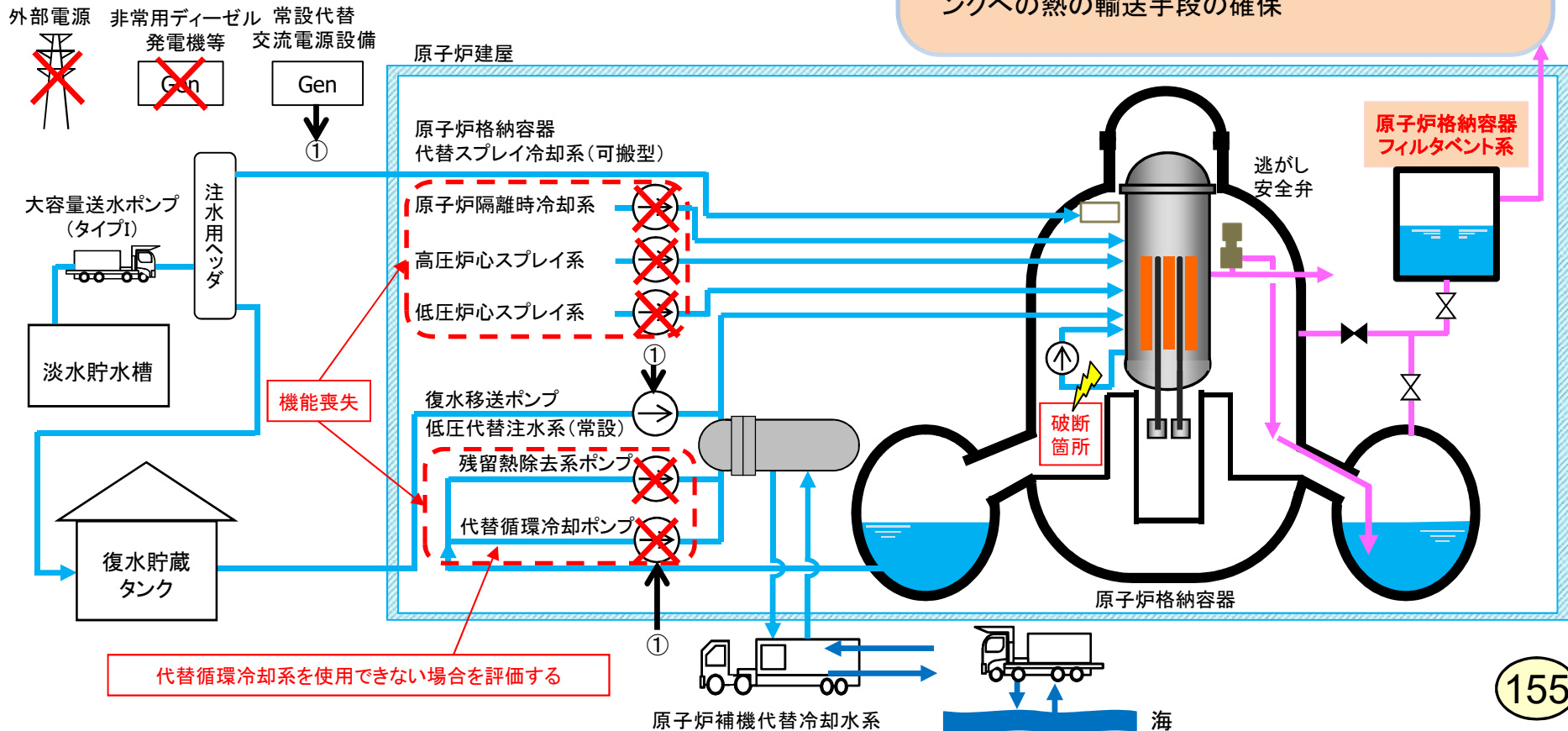
事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

特徴

配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



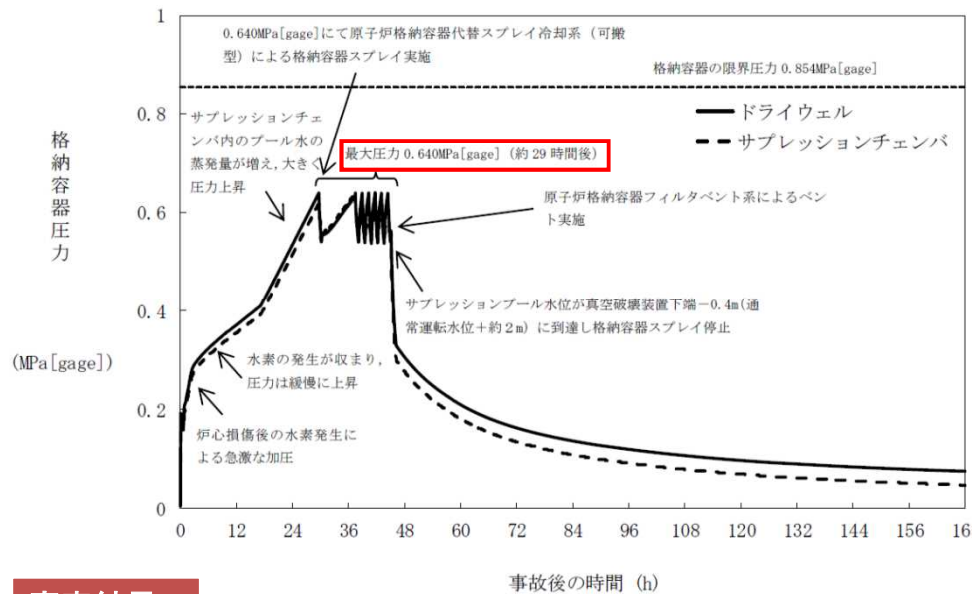
格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(4/4)

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

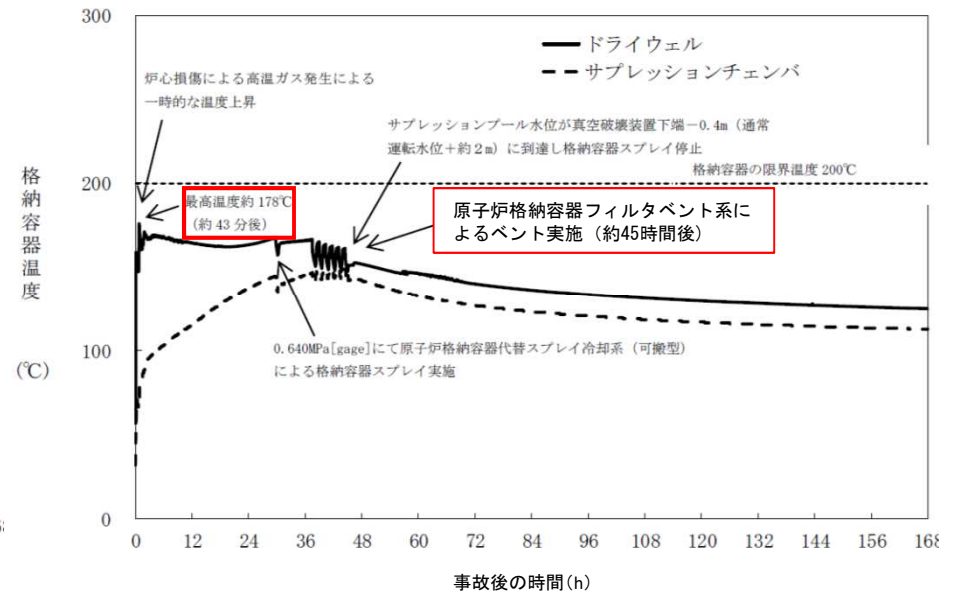
主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力 $2Pd(0.854\text{MPa})$ を下回る。
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度 200°C を下回る。
- 環境中に放出される Cs-137 の放出量は約 1.4TBq (7日間)であり、 100TBq を下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



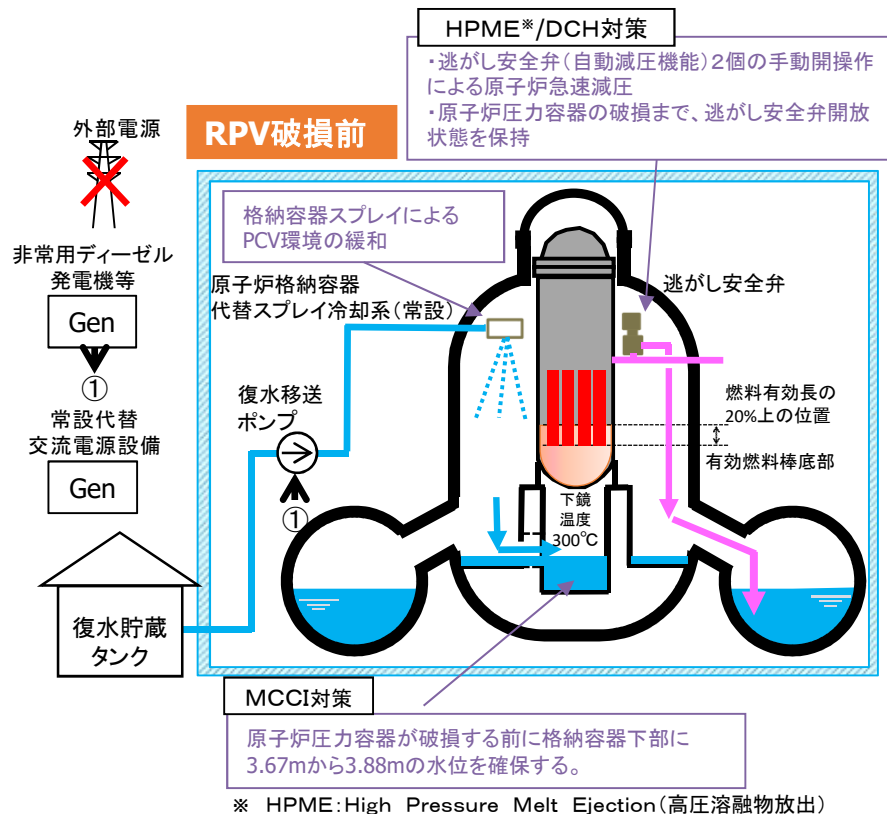
審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(2/3)

対策① RPVが破損するまで

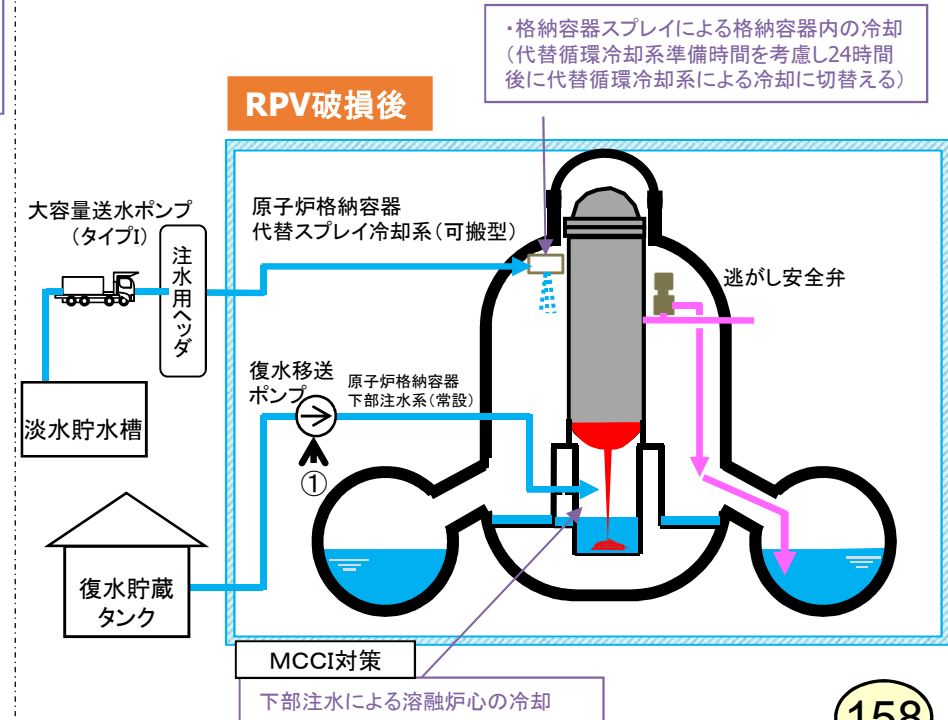
- ・原子炉水位が燃料有効長底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。
- ・原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁(自動減圧機能)の開放状態を維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTル)から3.88mの水位を確保する。(原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、注水を開始する。)



対策② RPV破損後

<審査書 P.247>

- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。
- ・代替循環冷却系により、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。

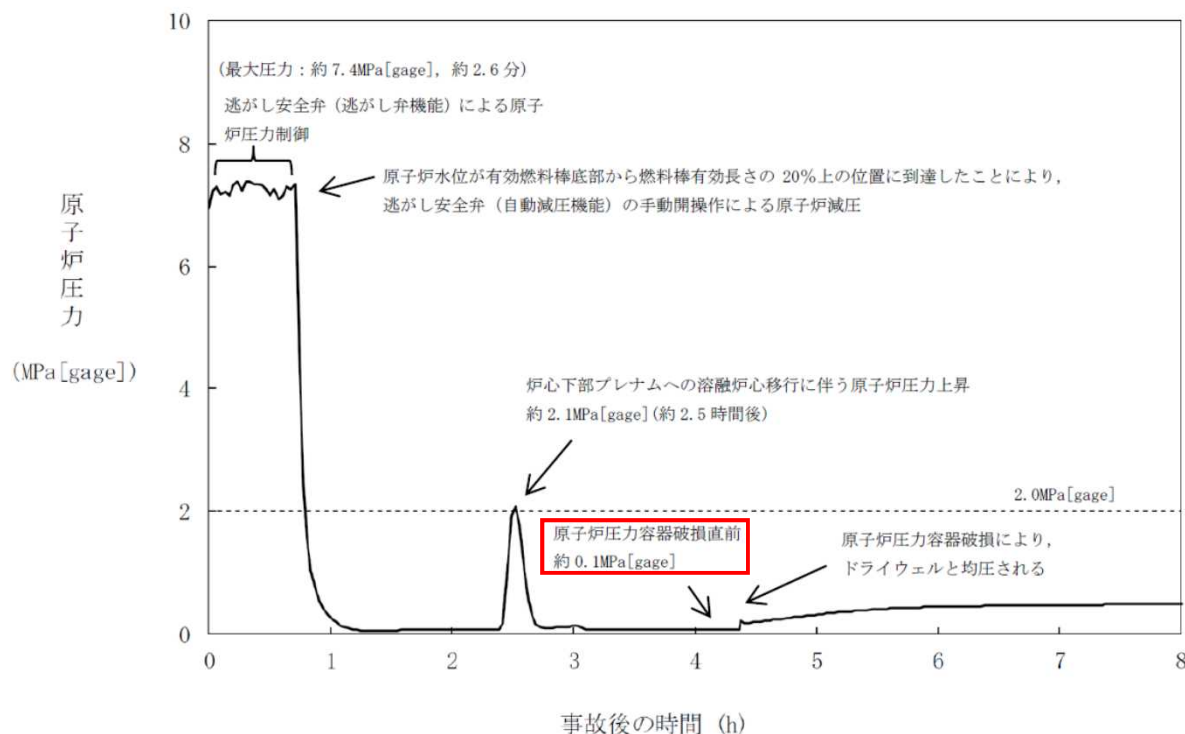


格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(3/3)

主な解析結果

- 原子炉圧力容器破損時点の原子炉圧力は、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

原子炉圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策が有効なものと判断

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定 「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗(＋FCI発生)」

<審査書 P.253>

特徴

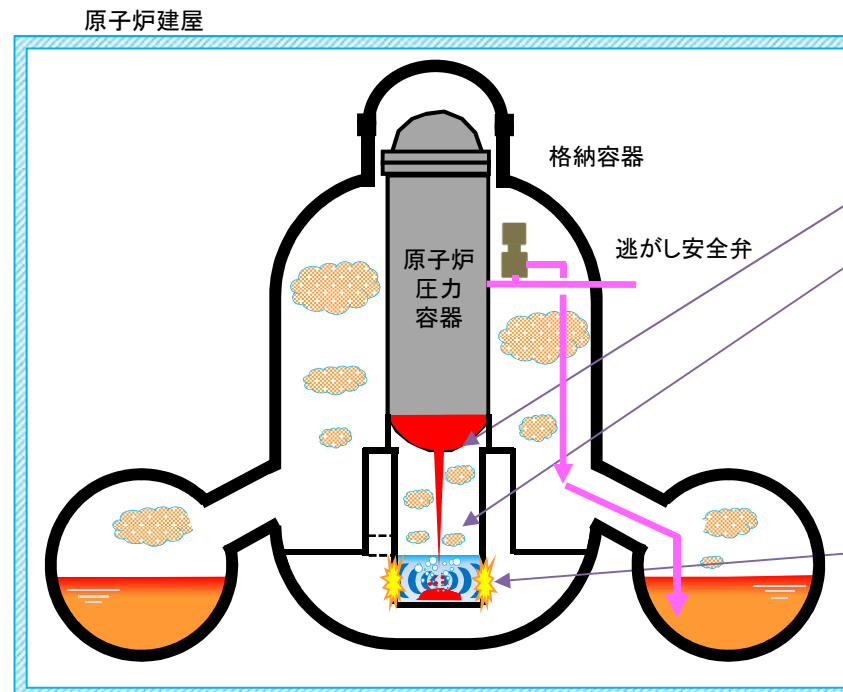
・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。

※原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(以下「FCI」という。)には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(以下「圧カスパイク」という。)があるが、水蒸気爆発の可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。

対策概要

・FCIに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるため、原子炉圧力容器破損まで注水手段のすべてが使用できないと仮定する。そのため、シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一となる。

・初期の対策のうち本件に対応するものは、圧カスパイクが発生した場合に格納容器バウンダリの機能を維持し、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待でき、原子炉減圧時の原子炉格納容器環境の緩和を考慮した水位として、格納容器下部への注水水位を3.88mの水位に設定することである。



①原子炉圧力容器が損傷し溶融炉心が原子炉圧力容器外に落下する。

②溶融炉心から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、**急激な圧力上昇(圧カスパイク)**が生じる。

このとき発生するエネルギーが大きいと格納容器の破損(格納容器バウンダリの機能喪失)に至る可能性がある

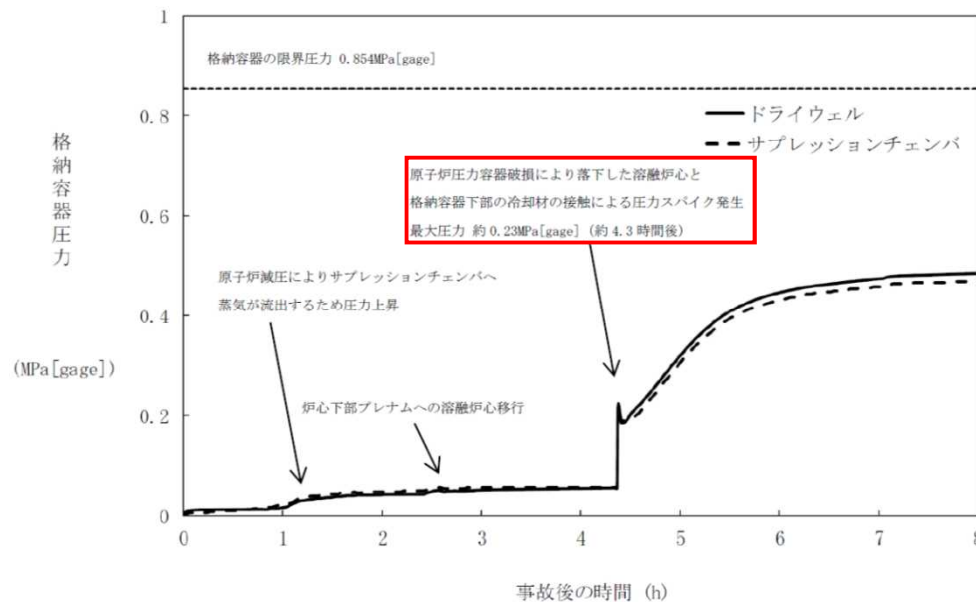
FCIには、衝撃を伴う水蒸気爆発もあるが、発生の可能性は極めて低いと考えられる。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

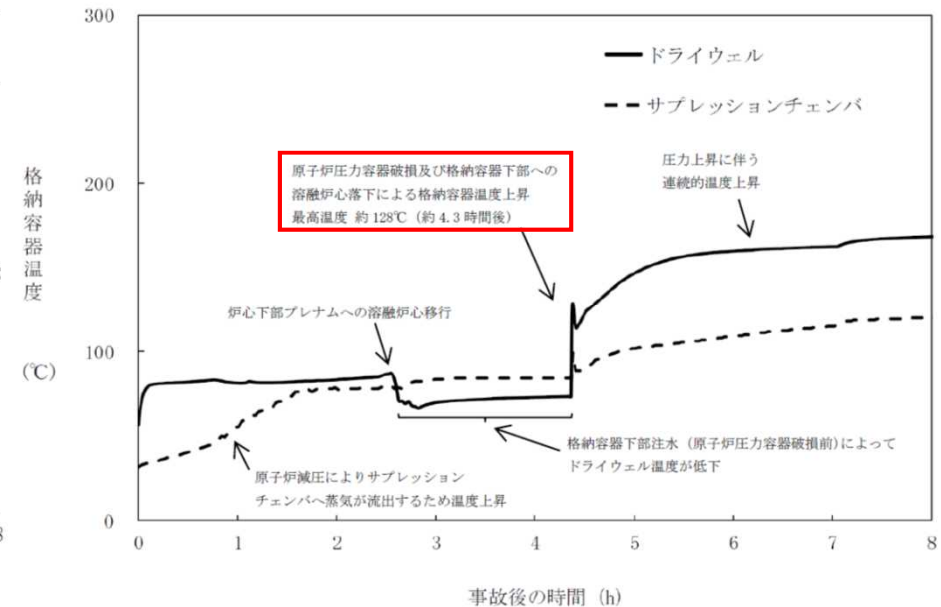
主な解析結果

- 事象発生から約4.3時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力、温度はそれぞれ限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])及び限界温度200°Cを下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



審査結果

申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断
 申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることを確認。これにより、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 の主な論点

<審査書 P.257>

水蒸気爆発が実機において発生する可能性

背景

原子炉圧力容器外のFCIのうち、水蒸気爆発について、申請者は、実機において発生する可能性は極めて低いとしており、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

主な確認結果

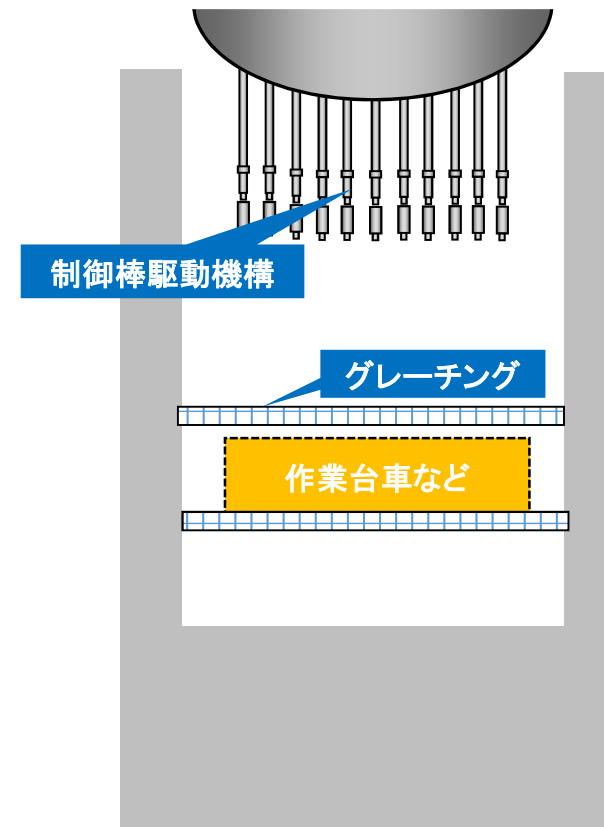
- 申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS及びTROIを挙げ、以下を示している。
 - これらのうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS、TROIの一部実験の特徴としては、**外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること**、若しくは、**溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。**
 - 大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、**液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくい。**また、**実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい。**

⇒ 原子炉圧力容器外のFCIで生じる事象として、**水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いことから水蒸気爆発は除外し、圧カスパイクを考慮すべき**であることを確認。

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 参考 (1/2)

【参考】 格納容器下部の構造

- ◆ 原子炉圧力容器の下部には、作業用のプラットホーム(グレーチング)、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構交換機等が存在している。
- ◆ 実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験の知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる。これに加えて、実機の構造上、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、**水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されると考えられる。**
- ◆ また、仮に水蒸気爆発が発生した場合においても、水蒸気爆発に**寄与する溶融炉心の量は少なくなり、水蒸気爆発の規模も小さくなる**と考えられる。

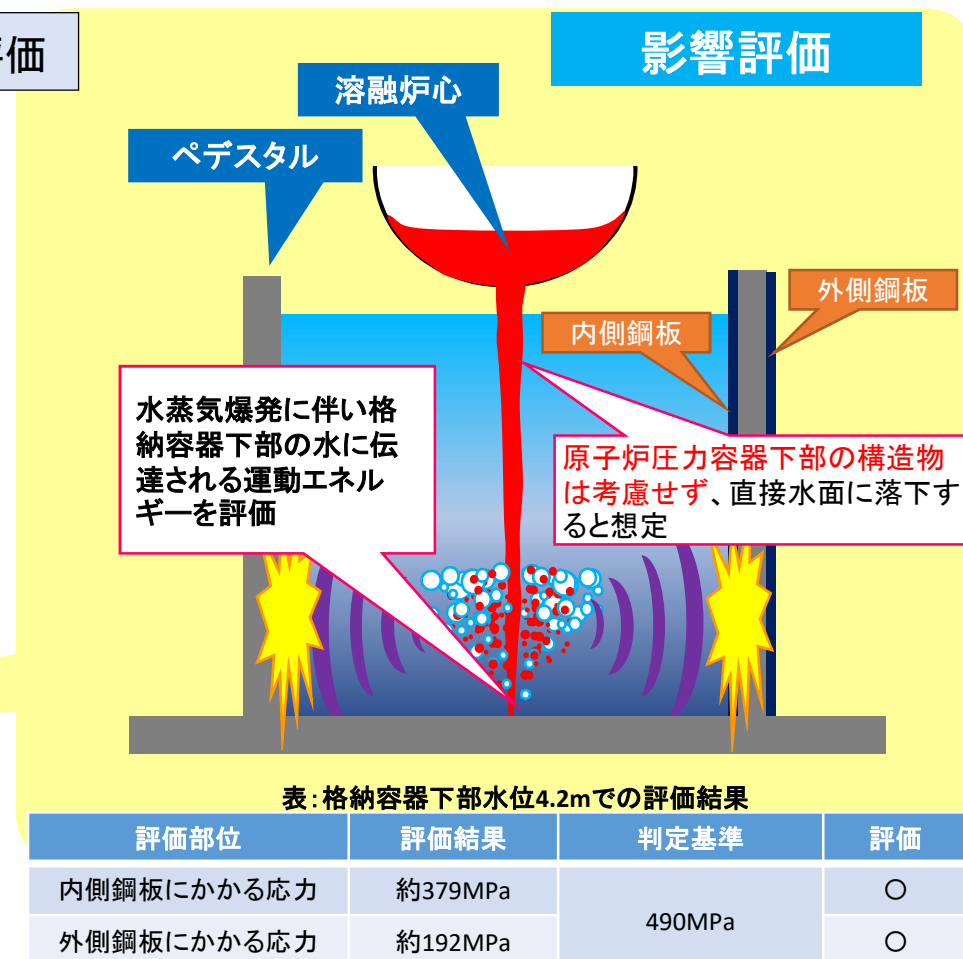
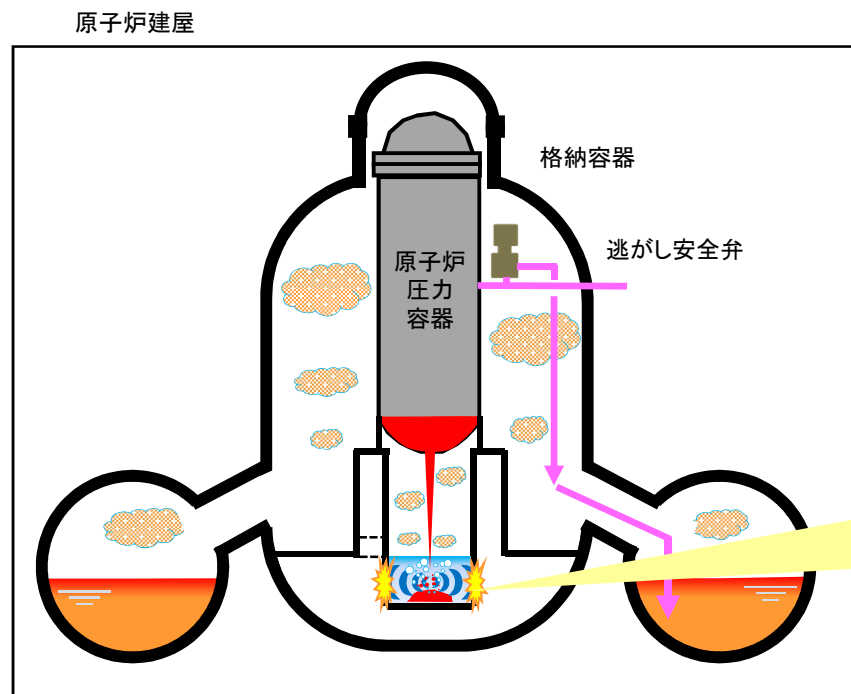


更なる安全性向上対策の検討

申請者は、更なる安全性向上を目的に、仮に水蒸気爆発が発生した場合の発生エネルギーを低減する観点から、**溶融炉心の落下を一旦停止させる構造物を設置**する方針としている。

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 参考 (2/2)

【参考】仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価



- 仮に「水蒸気爆発」が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響を評価する。
- 申請者は、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造解析LS-DYNAを用いて、水蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、格納容器下部において支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力を評価している。
- 内側及び外側鋼板ともに判定基準を満足しており、原子炉圧力容器の支持機能に影響はないことを確認。

格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P.258>

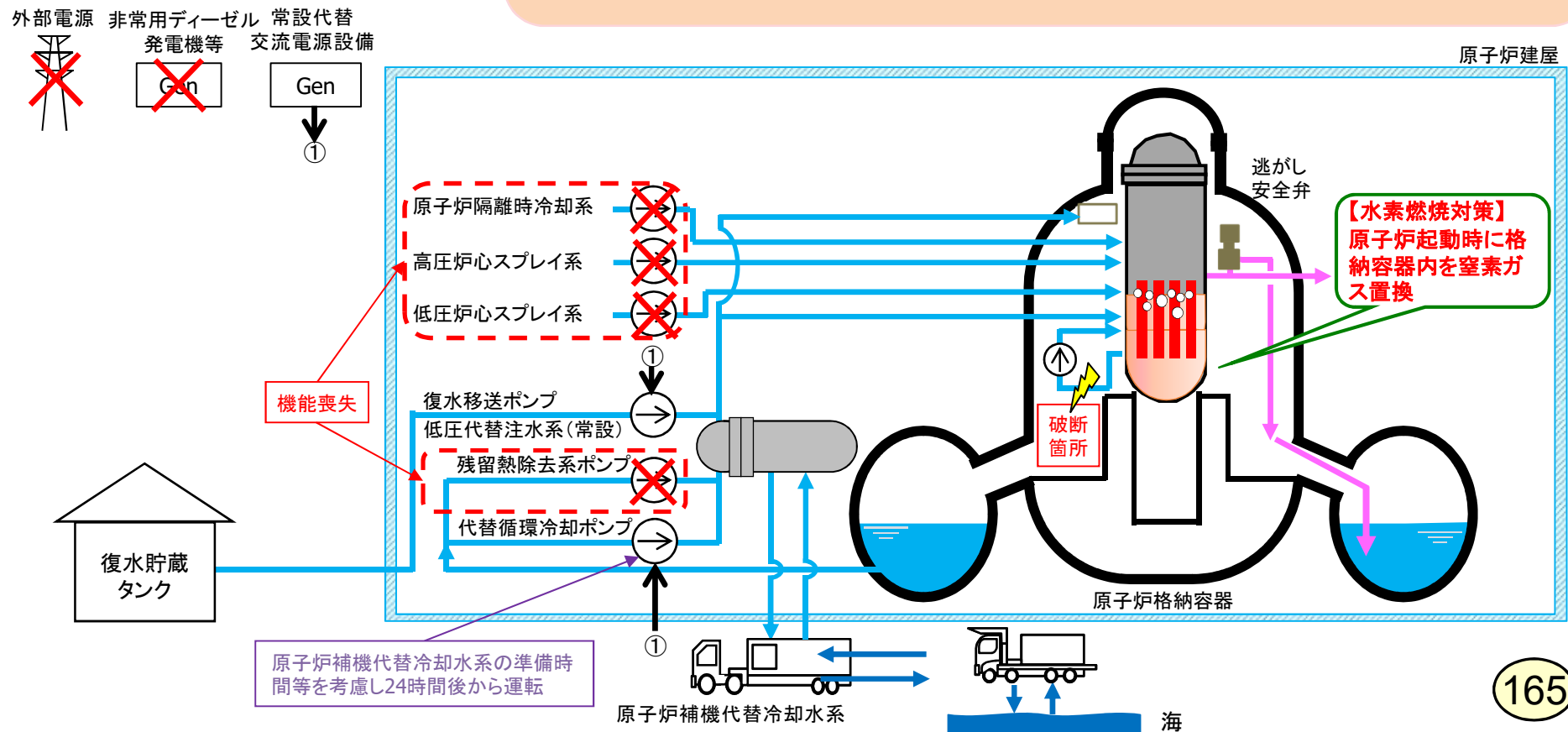
事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

特徴

ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」(代替循環系を使用する場合)と同一
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
 - ・原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化
 - ・原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

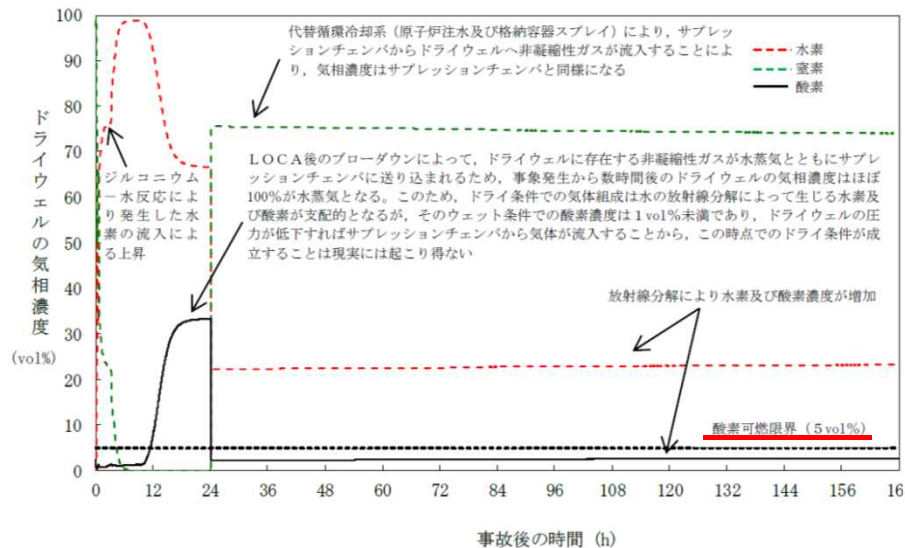


格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策(2/2)

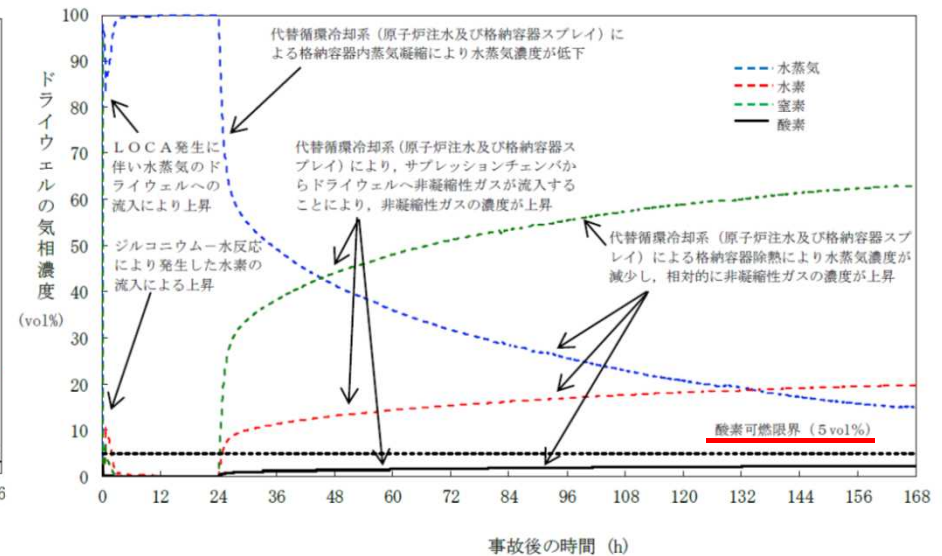
主な解析結果

➤ 事象発生から7日後までの酸素濃度はウエット条件、ドライ条件においても可燃限界(5vol%)を下回る。

ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)



ドライウエルの気相濃度の推移(ウエット条件)



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策が有効なものと判断

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗)」

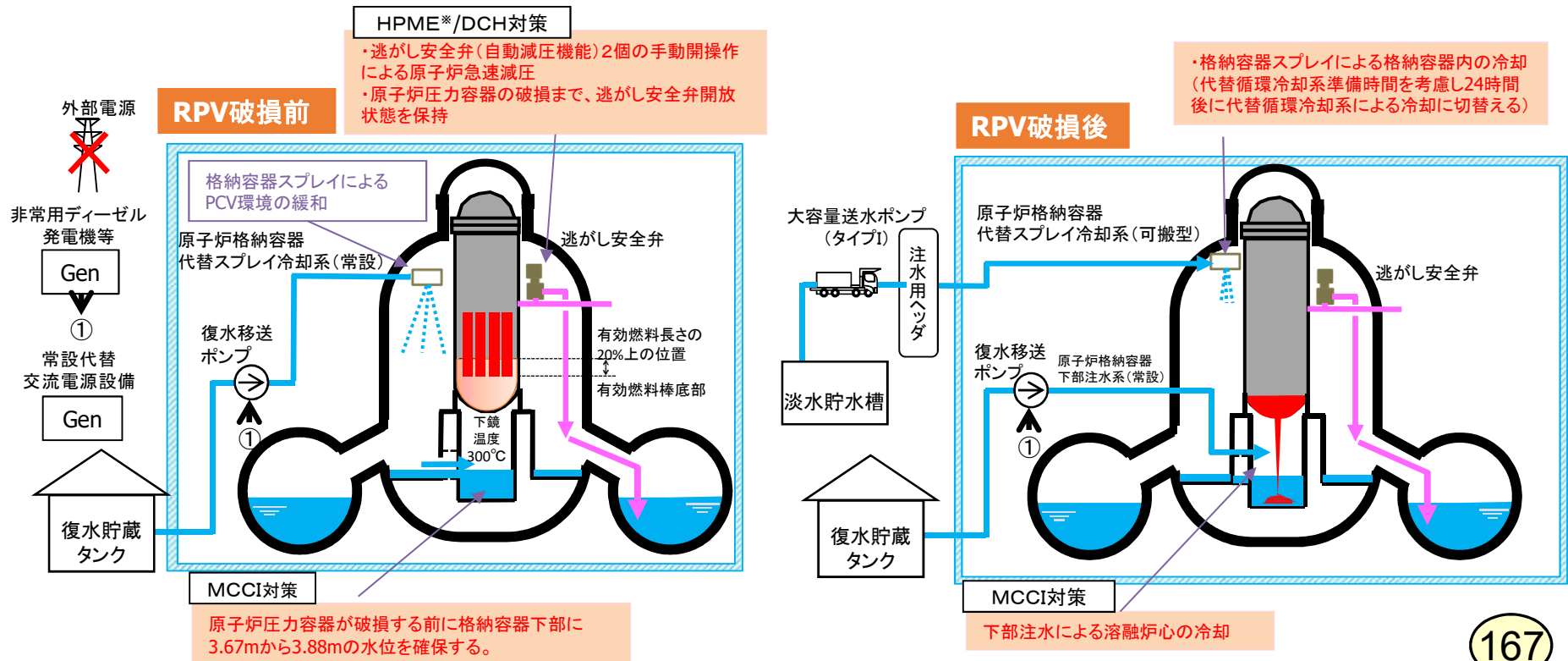
<審査書 P.263>

特徴

格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。さらに原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、**溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。**

対策概要

- 対策は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
 - 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、**原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTル)から3.88mの水位を確保**
 - 原子炉圧力容器破損後、原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持



HPME*/DCH対策
 ・逃がし安全弁(自動減圧機能)2個の手動開操作による原子炉急速減圧
 ・原子炉圧力容器の破損まで、逃がし安全弁開放状態を保持

・格納容器スプレイによる格納容器内の冷却(代替循環冷却系準備時間を考慮し24時間後に代替循環冷却系による冷却に切替える)

原子炉圧力容器が破損する前に格納容器下部に3.67mから3.88mの水位を確保する。

下部注水による溶融炉心の冷却

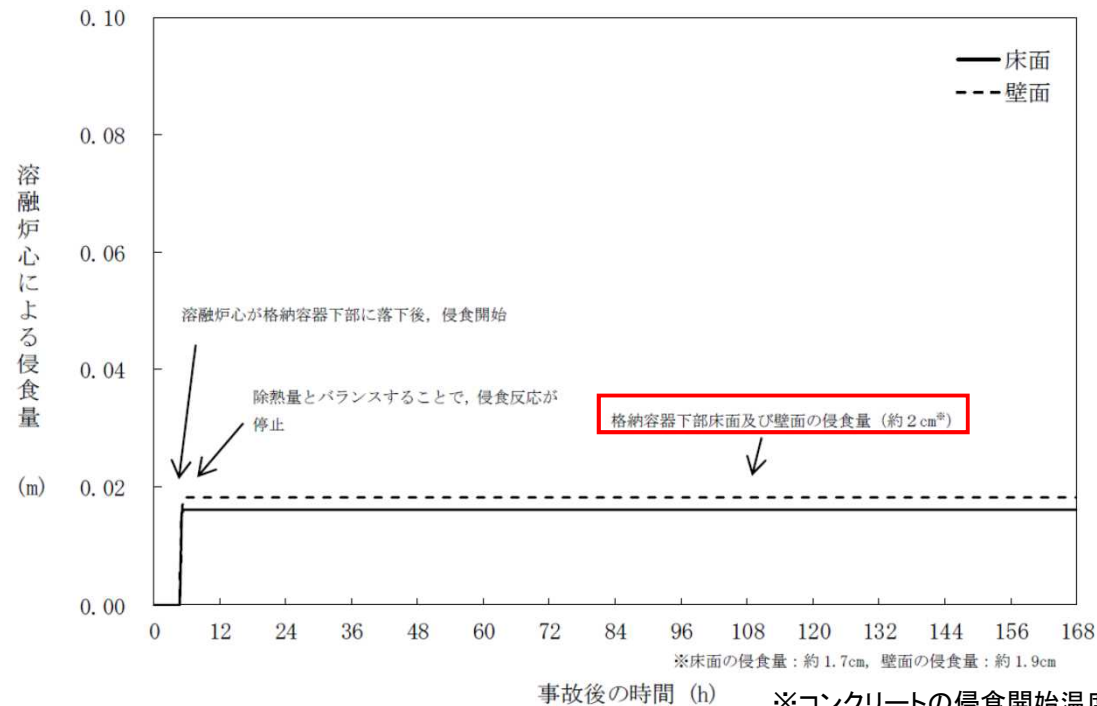
* HPME:High Pressure Melt Ejection(高圧溶融物放出)

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

主な解析結果

- 溶融炉心落下前に、格納容器下部に注水することにより溶融炉心は冷却される。
- コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約2cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものと判断

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること。

「想定事故1、2」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P.273, 277>

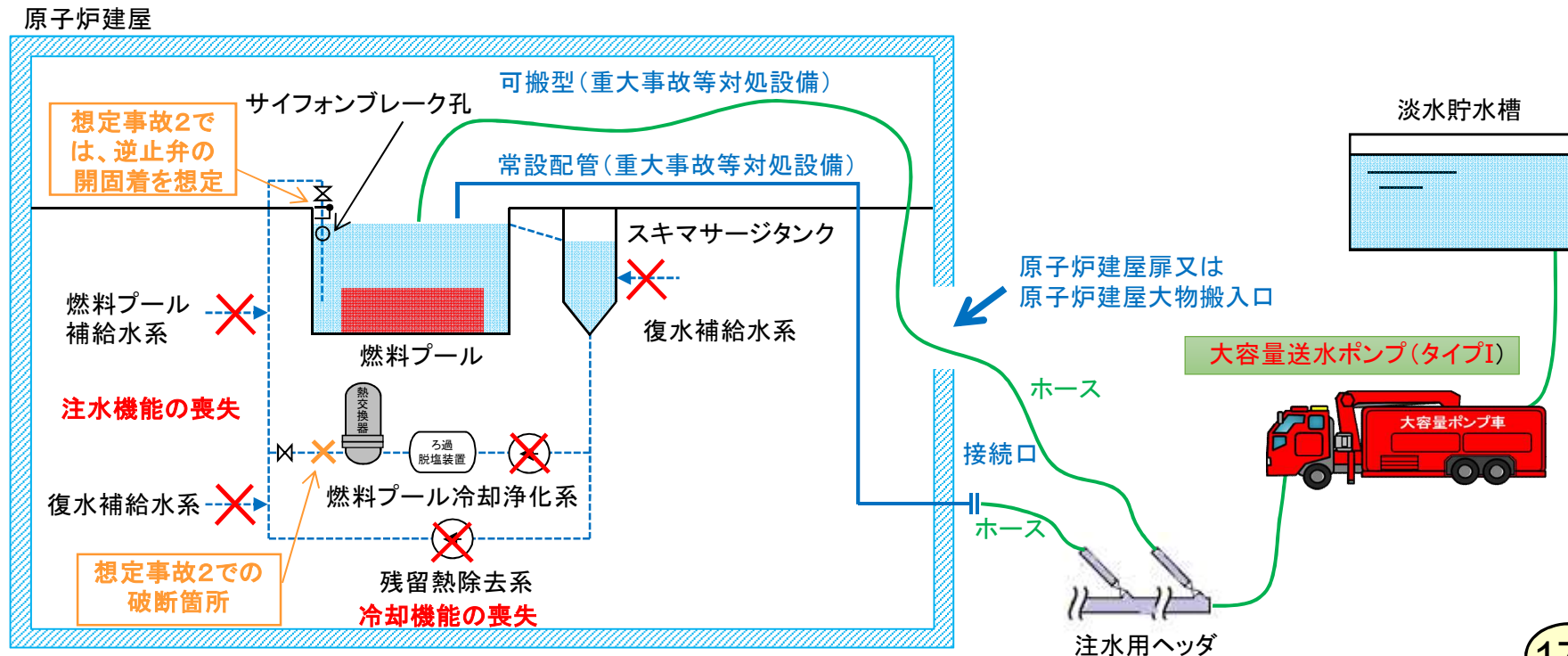
特徴

想定事故1: 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、水温が上昇しやがて沸騰することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

想定事故2: 燃料プールの小規模な流出が発生するとともに、注水機能が喪失することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

対策概要

- ・ 大容量送水ポンプ(タイプI)による注水
- ・ 想定事故2では、サイフォンブレイク孔による燃料プール水の小規模な流出の停止



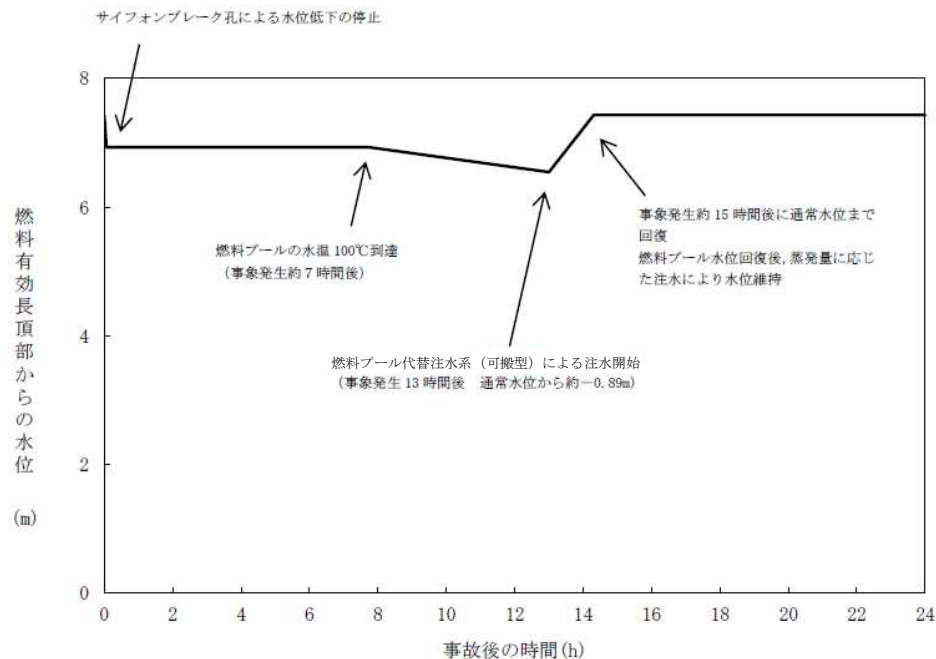
「想定事故1、2」の特徴と主な対策(2/2)

主な解析結果

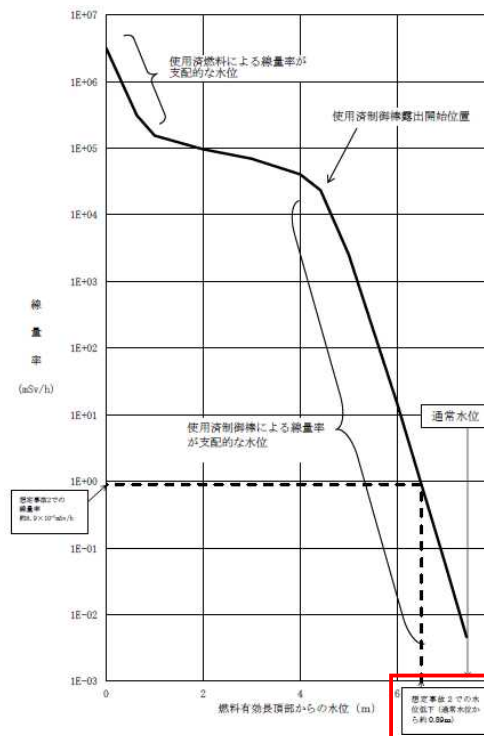
- 放射線の遮蔽を維持できる最低水位(※)は確保される。
- 使用済燃料プール水位は、燃料プール水戻り配管水平部下端まで回復され、維持される。
- 燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

※放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位(通常水位-約1.3m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」としている。

使用済燃料プール水位の推移(想定事故2)



使用済燃料プール水位と線量率(想定事故2)



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることを確認。これにより、使用済燃料プールの「想定事故1」及び「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策が有効なものと判断

運転停止中の原子炉内の燃料損傷の防止

想定する運転停止中の事故シーケンスグループと重要事故シーケンス

運転停止中の事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	ページ
①崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	175
②全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	177
③原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR系統切替時の冷却材流出)＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	179
④反応度の誤投入	停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故	181

運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること(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。)

事故シーケンスグループ「運転停止中 崩壊熱除去機能喪失」 の特徴と主な対策(1/2)

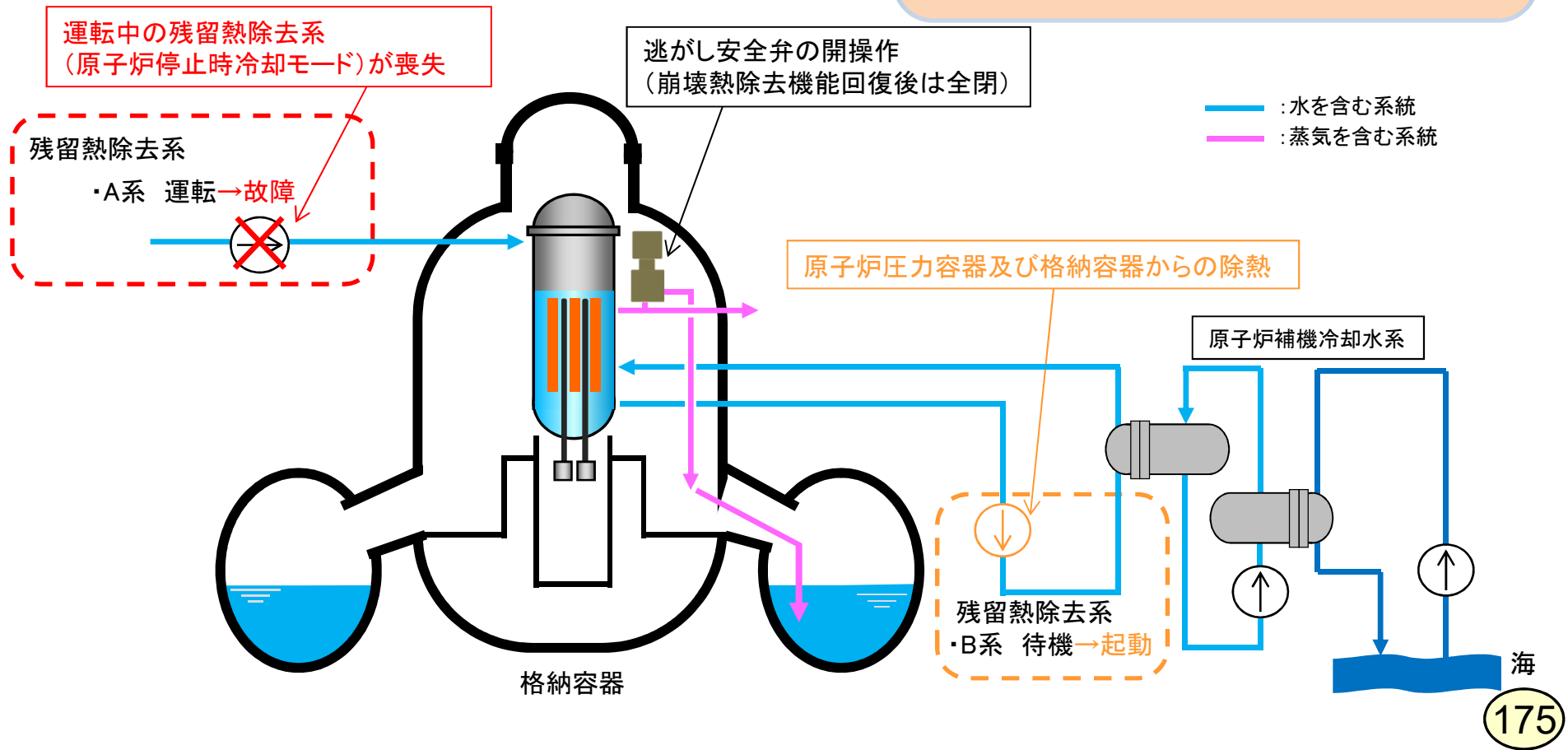
<審査書 P.281>

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。

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

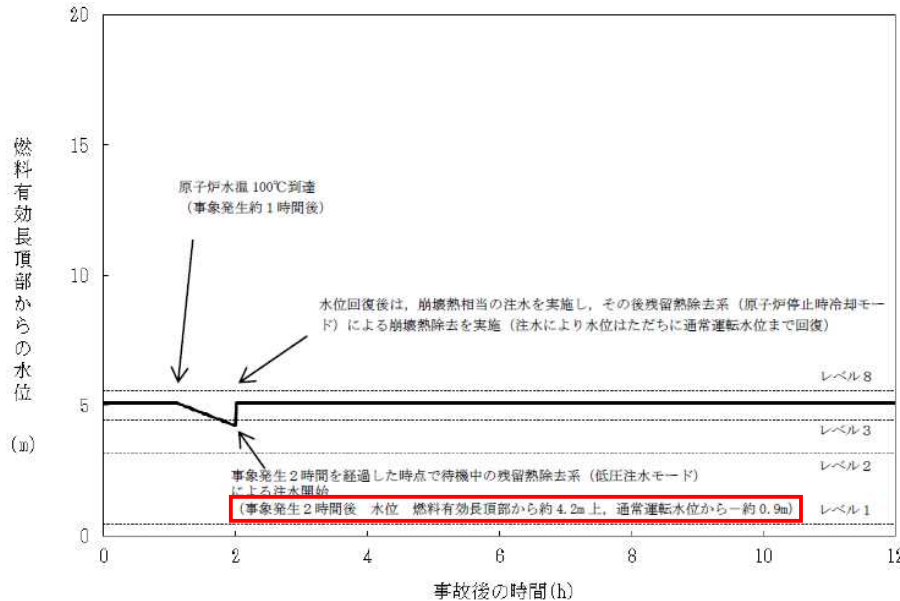


事故シーケンスグループ「運転停止中 崩壊熱除去機能喪失」 の特徴と主な対策(2/2)

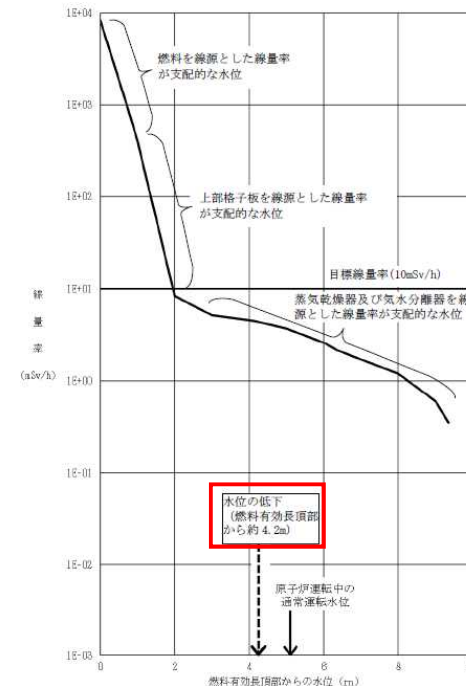
主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



原子炉水位と線量率



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」 の特徴と主な対策(1/2)

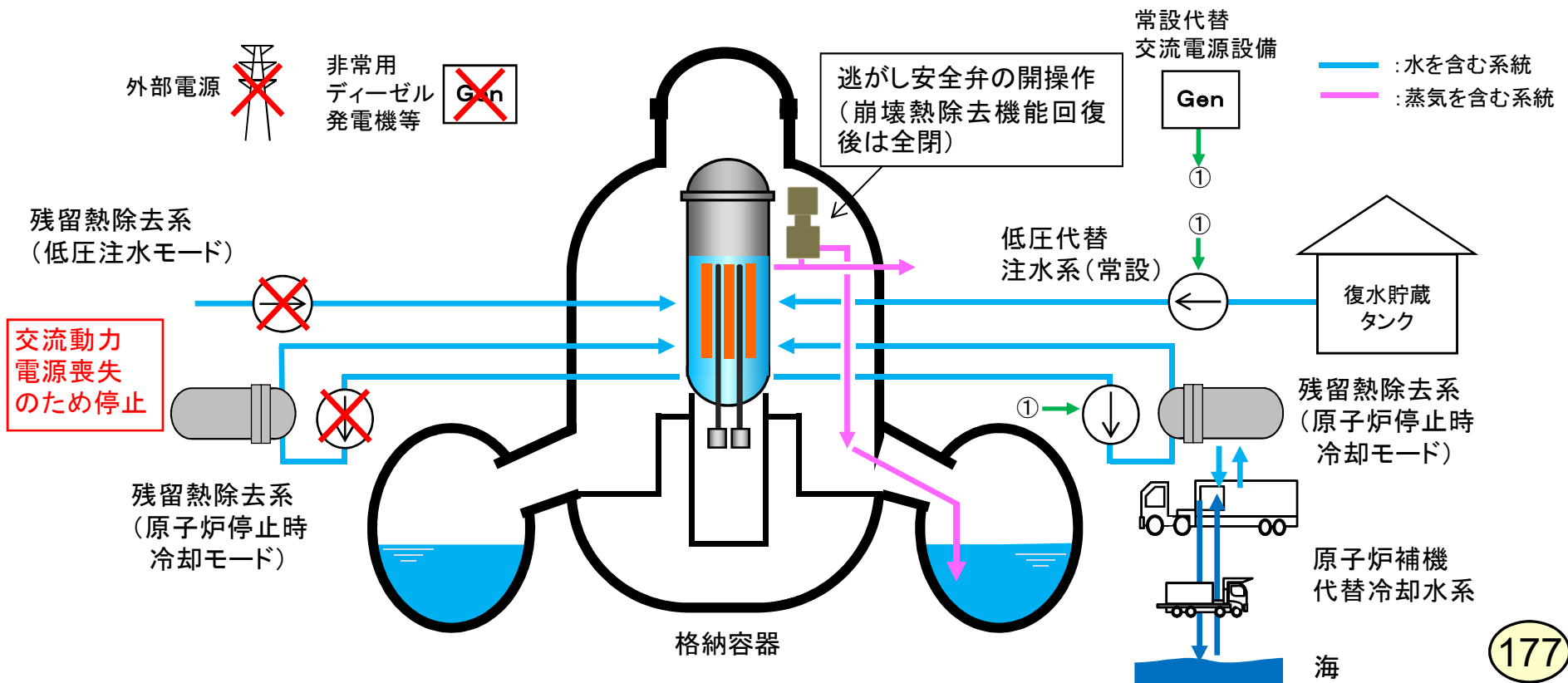
<審査書 P.286>

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。

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)(復水移送ポンプ)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

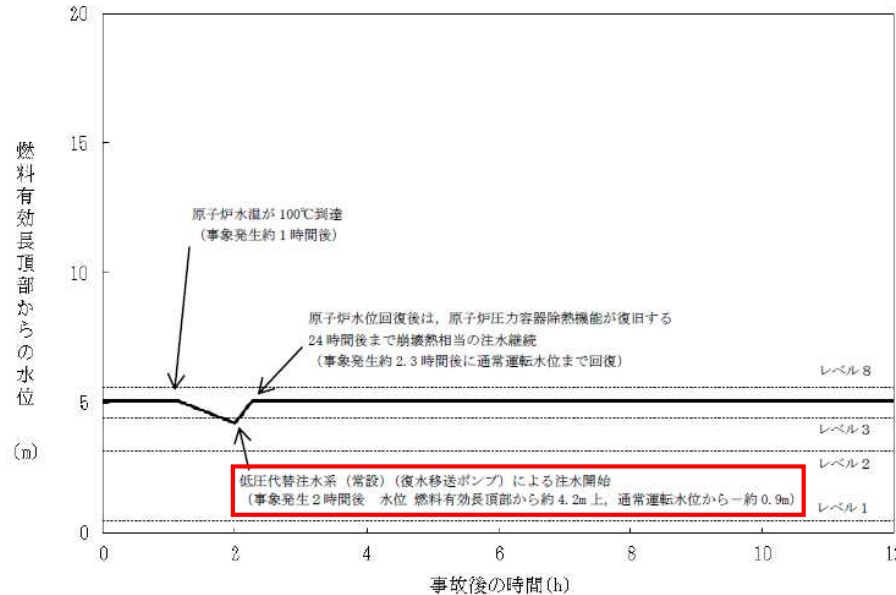


運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」 の特徴と主な対策(2/2)

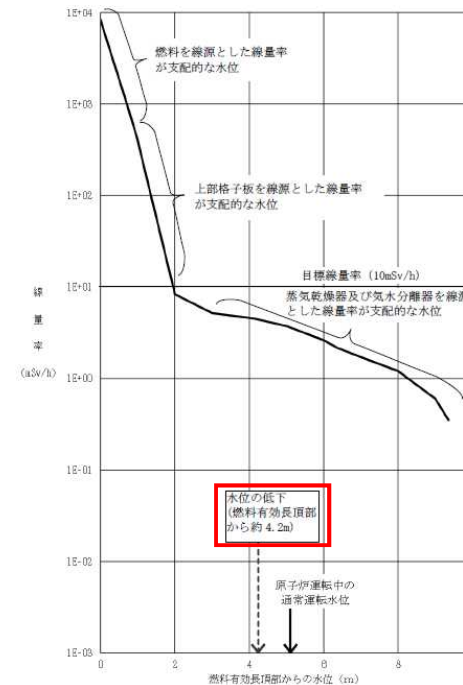
主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



原子炉水位と線量率



審査結果

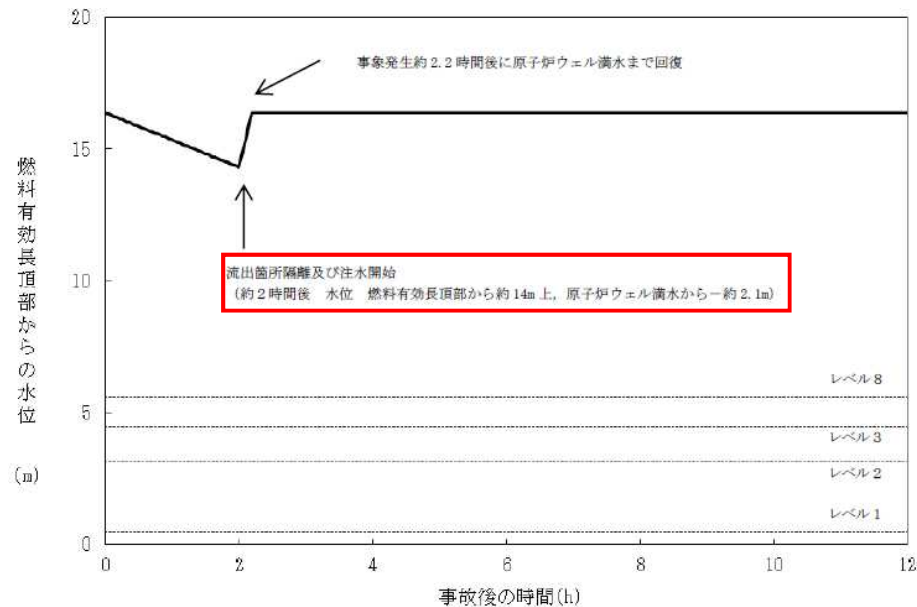
申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものと判断

運転停止中の事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の特徴と主な対策(2/2)

主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものと判断

運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P.295>

特徴

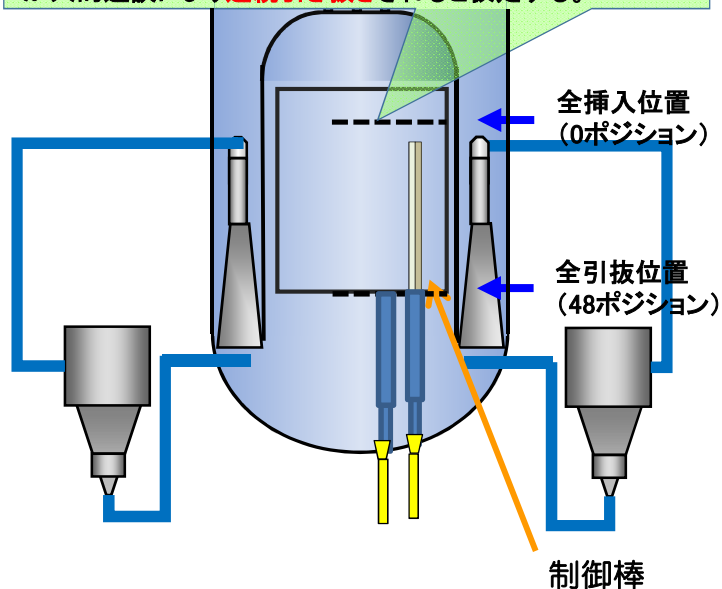
運転停止中において、**制御棒の誤引き抜き**等によって、**臨界又は臨界近傍**にある炉心に急激に**正の反応度**が投入され、これに伴い**原子炉出力が上昇**することにより原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

- ・起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号により、**原子炉スクラム**が作動する。

事故想定における炉心状態

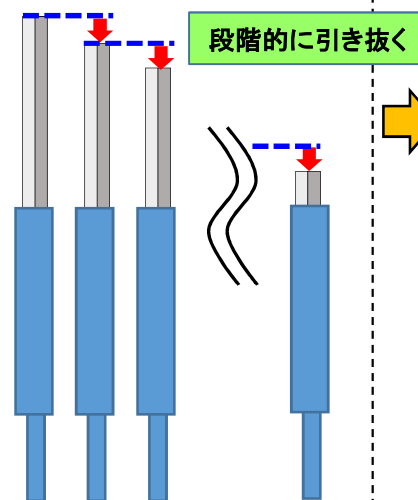
- ・運転停止中に実施される試験等により、制御棒が全引き抜きされている状態から他の1本の制御棒が引き抜かれる。
- ・制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、**全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる対角隣接の組合せとし、制御棒が人的過誤により連続引き抜きされると仮定する。**



臨界近傍における制御棒の引き抜き

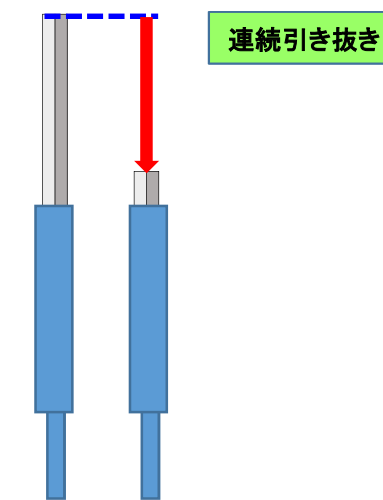
手順に従った制御棒操作

1回の操作量を制限し、**段階的に引き抜くことにより、異常な反応度の投入を防止する。**



人的過誤による誤操作

人的過誤により、**制御棒が連続引き抜きされることにより、異常な反応度が投入される可能性がある。**

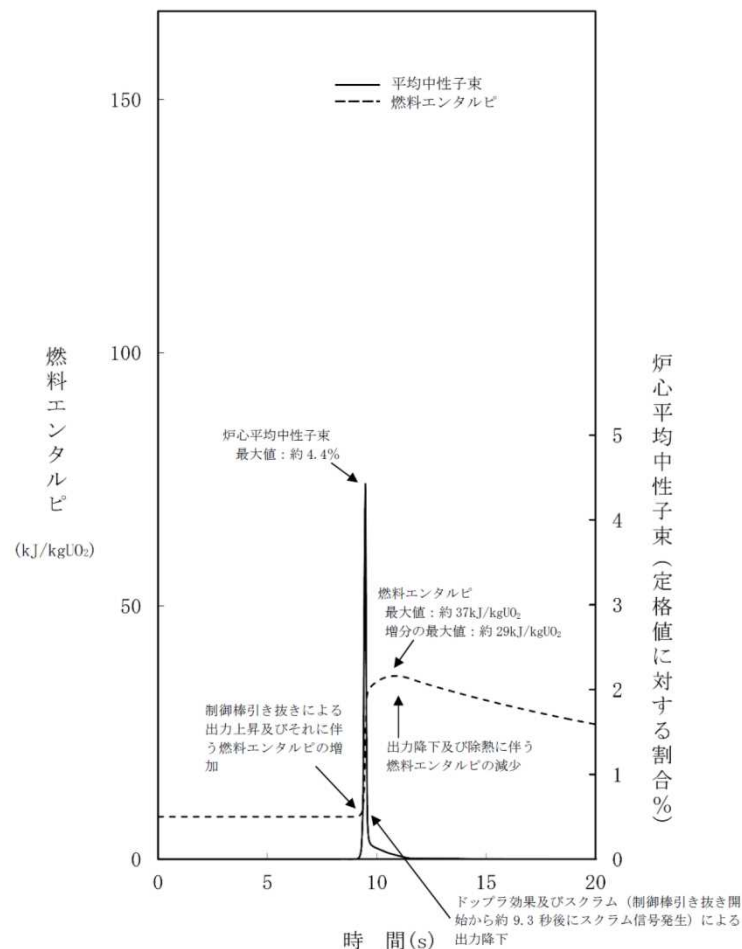


運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(2/2)

主な解析結果

- 原子炉出力は定格値の約4.4%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界となる。
- この過程で投入される反応度は約1.14ドルであることから、反応度投入事象に至るが、以下を満たすことにより燃料の健全性は維持される。
 - ①燃料エンタルピは最大で約37kJ/kgUO₂であり、「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」に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kgUO₂を超えない。
 - ②燃料エンタルピの増分の最大値は約29kJ/kgUO₂であり、「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」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分167kJ/kgUO₂を超えない。
- 原子炉水位は、通常運転水位から有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水が維持される。また、放射線の遮蔽は維持される。

反応度の誤投入における事象変化



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることを確認。これにより、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

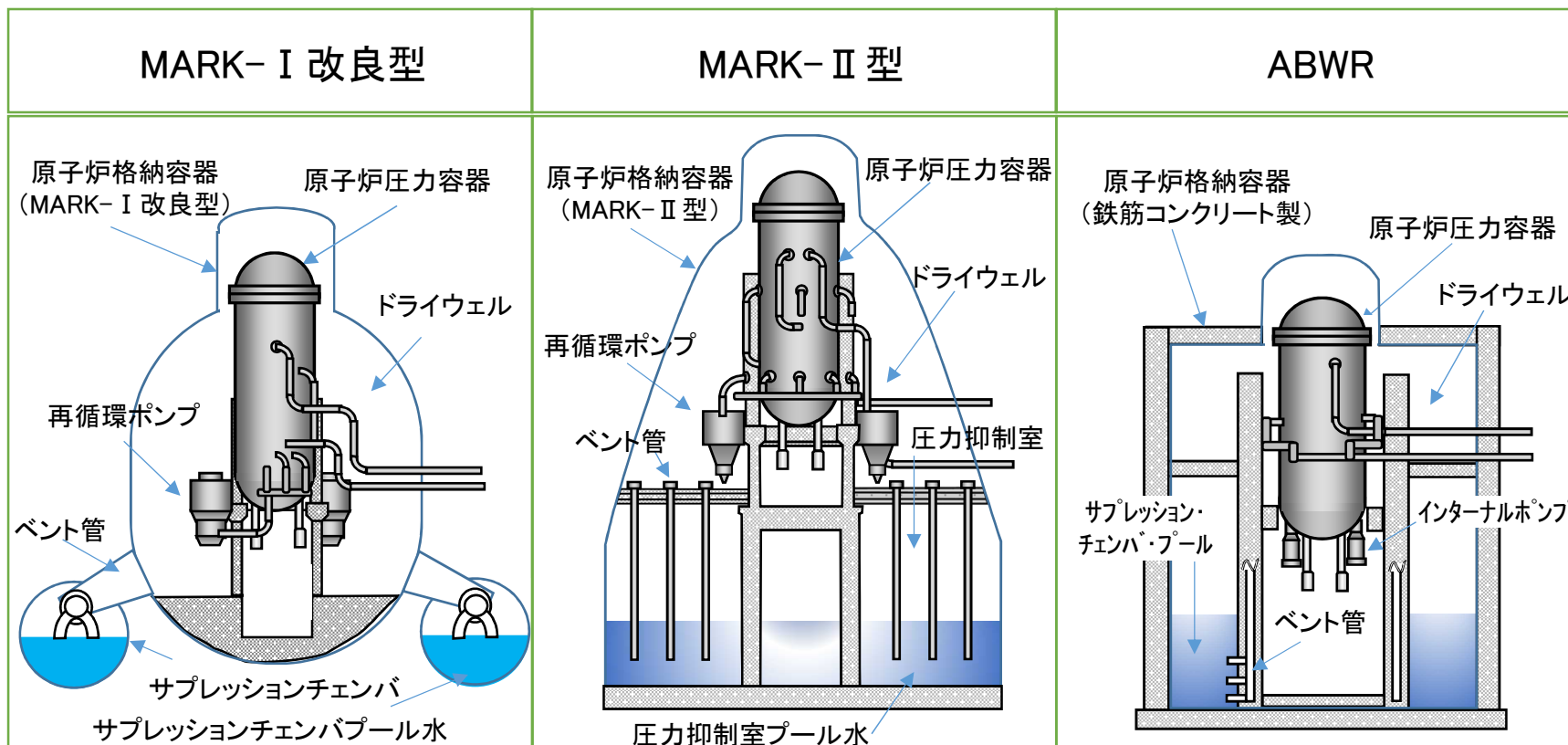
(2) 原子力規制委員会としての結論

以上の確認の結果、

- 女川原子力発電所2号炉に関する設置変更許可申請の内容については、新規制基準に適合していると判断。
- 令和2年2月26日、原子力規制委員会は、審査書を了承し、設置変更許可。

(参考) BWRプラントの比較

BWRプラントの比較 (1/2)



MARK-I 改良型格納容器は、上下部半球円筒型の鋼製のドライウエルとドーナツ型のサブプレッションチェンバから構成され、作業性の向上及び被ばく低減の観点から、MARK-I 型から内部配置の見直し、大型化が図られている。

MARK-II 型格納容器は、円錐形のドライウエル、円筒形の圧力抑制室から構成されている。

従来の鋼製格納容器に代えて、原子炉建屋と一体構造となった円筒形の鉄筋コンクリート製格納容器を採用。

その他の主な特徴は以下のとおり。

- インターナルポンプの採用
- 改良型制御棒駆動機構の採用

これらの結果、原子炉压力容器の位置が下がり耐震性が向上。

	MARK-I 改良型 (825MWクラス)	MARK-II 型 (1,100MWクラス)	ABWR型 (1,350MWクラス)
最高使用圧力 (MPa[gage])	0.427	0.31	0.31
格納容器空間部体積 (m ³)	13,050	9,800	13,310
逃がし安全弁1個の容量 (定格主蒸気流量割合)	約8%	約6%	約5%

BWRプラントの比較 (2/2)

MARK-I 改良型 (825MWクラス)	MARK-II (1,100MWクラス)	ABWR (1,350MWクラス)
<p>ECCS等の構成例 (BWR-5)</p> <p>系統構成の区分: 3区分</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 非常用ディーゼル発電機 (DG): 2台 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (HPCS-DG): 1台 ➤ 高圧注水: 高圧炉心スプレイ (HPCS) 系ポンプ 1台 ➤ 低圧注水: 低圧注水 (LPCI) 系ポンプ 3台 低圧炉心スプレイ (LPCS) 系ポンプ 1台 ➤ 残留熱除去 (RHR) 系 2系統 (ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり) ➤ 自動減圧系 (ADS): 2区分 (逃がし安全弁の個数: 11, 18個等) <p>※ 他の冷却設備として、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプ1台あり</p>	<p>ECCS等の構成例 (ABWR)</p> <p>系統構成の区分: 3区分</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 非常用ディーゼル発電機 (DG): 3台 ➤ 高圧注水: 高圧炉心注水 (HPCF) 系ポンプ 2台 原子炉隔離時冷却 (RCIC) 系ポンプ 1台 ➤ 低圧注水: 低圧注水 (LPFL) 系ポンプ 3台 ➤ 残留熱除去 (RHR) 系 3系統 (ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり) ➤ 自動減圧系 (ADS): 2区分 (逃がし安全弁の個数: 18個) 	
<p>区分分離の概念図 (例)</p>	<p>区分分離の概念図 (例)</p>	
<p>【BWR-5とABWRの比較】</p> <p>BWR-5では、原子炉再循環系に外部再循環ポンプを採用していることにより、大口径の再循環配管破断を想定し、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の2区分の低圧系の構成としている。ABWRでは、原子炉再循環系にインターナルポンプ方式を採用し、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断を想定しても炉心を冠水維持できるため、ECCS設計ではスプレイ方式ではなく、注水による冠水冷却方式を採用している。また、原子炉隔離時冷却系にECCSの役割を持たせている。</p>		