

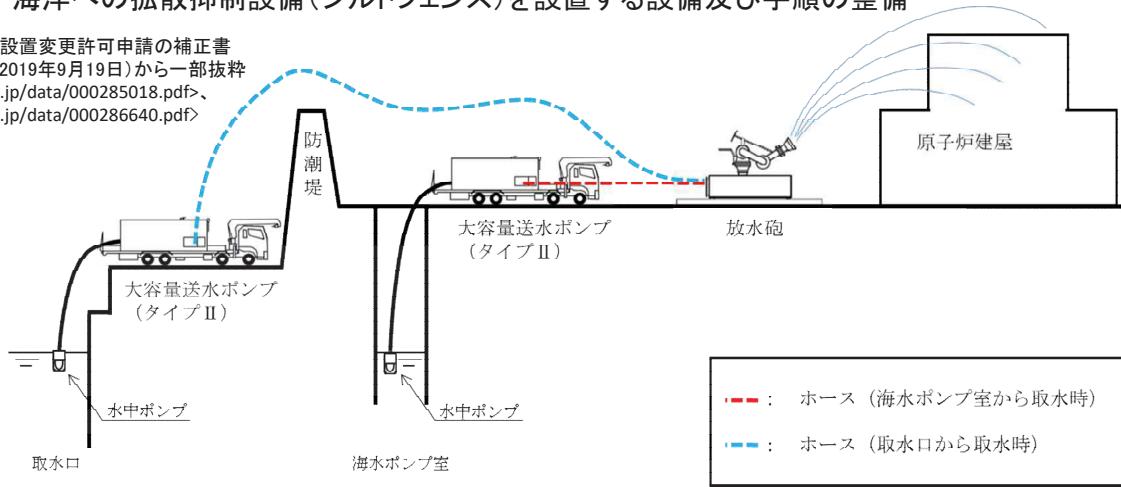
◆ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を要求

- 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

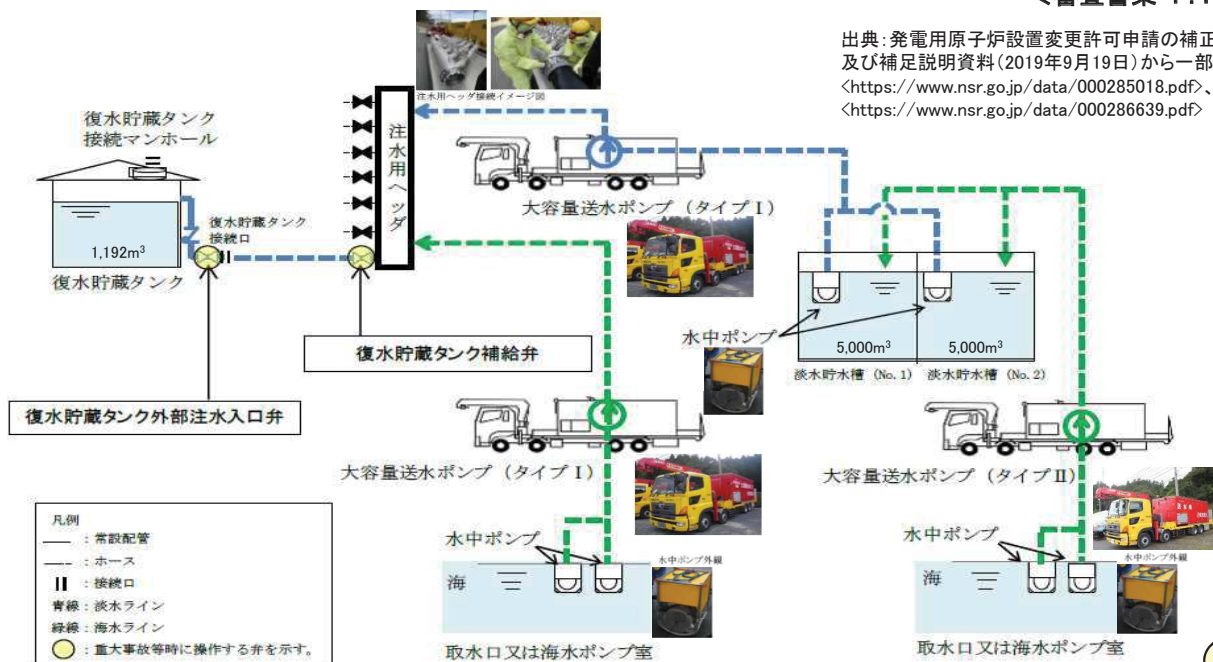
◆ 重大事故等の収束に必要な水の供給のため、以下の対策を要求

- 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>>



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



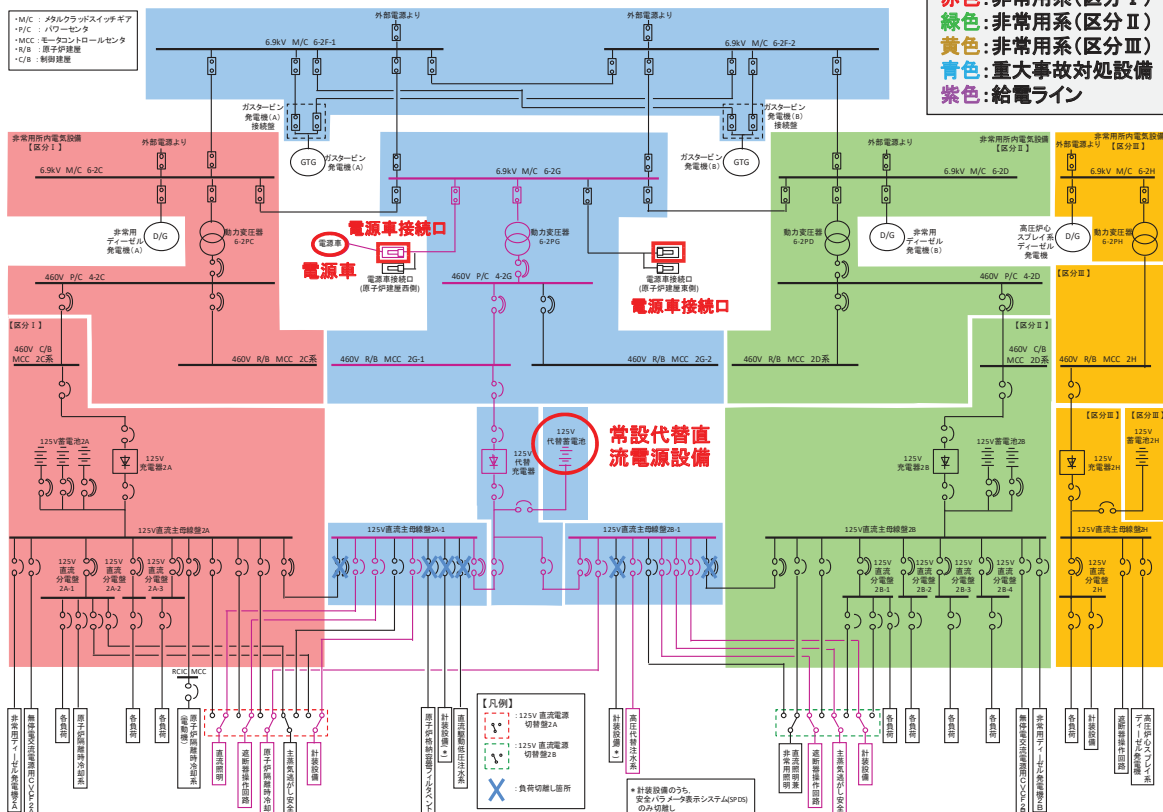
電源車



電源車側面 操作盤

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>

直流電源設備の概要



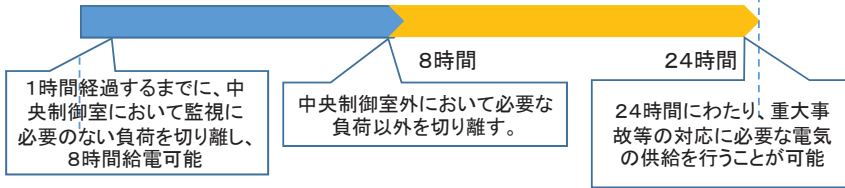
出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋  
 <https://www.nsr.go.jp/data/000285018.pdf>、<https://www.nsr.go.jp/data/000286634.pdf>

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



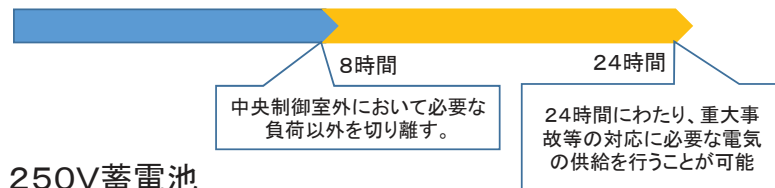
不要負荷切離し(作業イメージ)  
(中央制御室外遮断器)

②常設代替直流電源設備

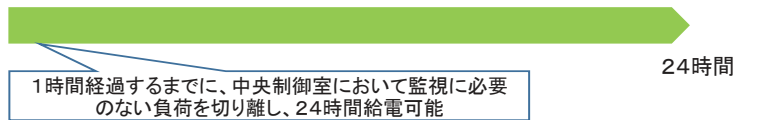
➤ 125V代替蓄電池

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

102

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/000287096.pdf>>

第58条等 事故時の計測に関する設備及び手順等の概要(1/2)

- ◆ 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°C        | 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

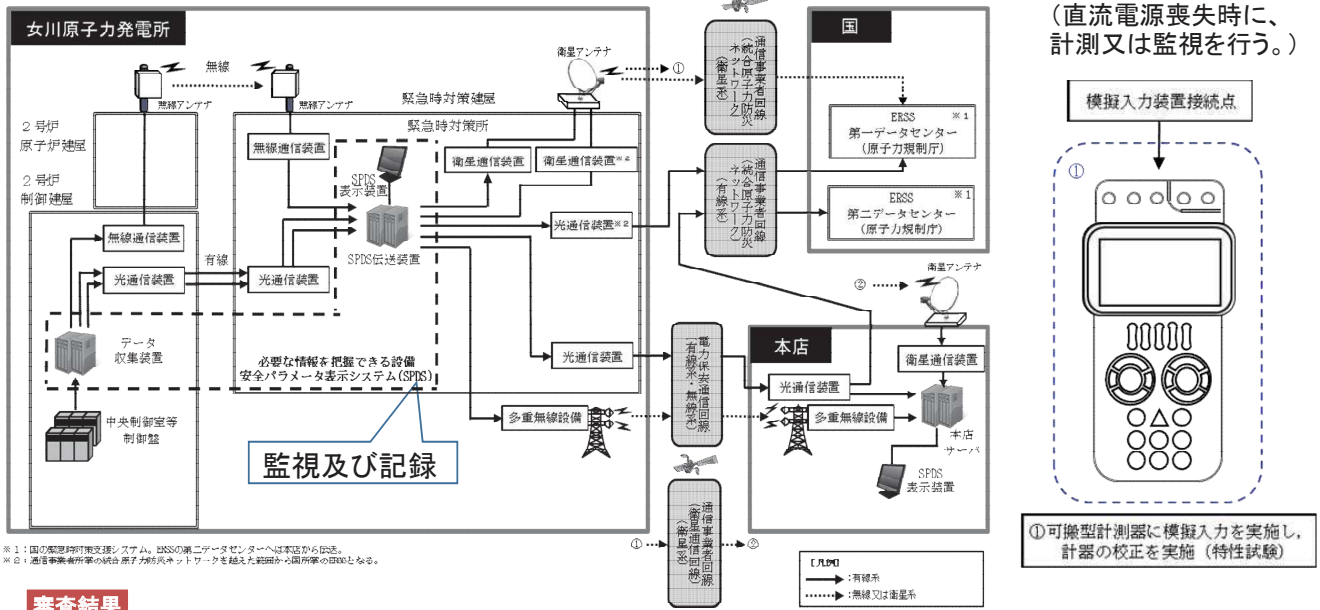
| 名称<br>(計測範囲)                   | 設計基準事故時の値      | 重要代替計器等(代表)  |   |
|--------------------------------|----------------|--|---|
|                                |                | 重要計器に故障の疑いがある場合                                      | 重要計器の計測範囲を超えた場合   |
| 原子炉圧力容器温度<br>(0~500°C)         | 約297°C         | 重要計器(他検出器)<br>原子炉圧力(SA)(0~11MPa)                     | 損傷炉心の冷却失敗の判断値(300°C)を監視可能。                                    |
| 原子炉圧力(SA)<br>(0~11MPa)         | 約8.11MPa       | 重要計器(他チャンネル)<br>原子炉圧力(0~10MPa)<br>原子炉圧力容器温度(0~500°C) | 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)<br>(-3,800~1,500mm) | -7,832~1,470mm | 重要計器(他チャンネル)<br>原子炉水位(SA広帯域)<br>(-3,800~1,500mm)     | 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)<br>(-3,800~1,300mm) | -3,702~5,600mm | 原子炉水位(SA燃料域)<br>(-3,800~1,300mm)                     |   |

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/000286601.pdf>>

103

計測又は監視及び記録

・監視及び記録



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

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/000286633.pdf>

計装設備の主要機器仕様により、把握能力を明確化

| 名称  | 検出器の種類                 | 計測範囲                          | 個数 | 名称                     | 検出器の種類                 | 計測範囲   | 個数               | 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  | 圧力抑制室水位                | 差圧式水位検出器 <sup>※5</sup> | 0~5m<br>(O.P.~3900mm~1100mm)   | 2                | 残留熱除去系熱交換器入口温度         | 熱電対                    | 0~300℃                   | 2  |
| 原子炉圧力                                       | 弾性圧力検出器 <sup>※1</sup>  | 0~10MPa(gage)                 | 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,<br>2.5m, 2.8m <sup>※12</sup>   | 12               | 残留熱除去系熱交換器出口温度         | 熱電対                    | 0~300℃                   | 2  |
| 原子炉圧力(SA)                                   | 弾性圧力検出器 <sup>※1</sup>  | 0~11MPa(gage)                 | 2  | ドライウエル水位               | 電極式水位検出器               | 0.02m, 0.23m, 0.34m <sup>※13</sup><br>(O.P.1170mm, 1380mm,<br>1490mm)  | 6                | 原子炉補機冷却水系系統流量          | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~4,000m <sup>3</sup> /h | 2  |
| 原子炉圧力(広帯域)                                  | 差圧式水位検出器 <sup>※2</sup> | -3,800~1,500mm <sup>※10</sup> | 2  | 格納容器内水素濃度(D/W)         | 水素検出材料式<br>水素検出器       | 0~100vol%  | 2                | 残留熱除去系熱交換器冷却水<br>入口流量  | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h | 2  |
| 原子炉圧力(燃料域)                                  | 差圧式水位検出器 <sup>※2</sup> | -3,800~1,300mm <sup>※11</sup> | 2  | 格納容器内水素濃度(S/C)         | 水素検出材料式<br>水素検出器       | 0~100vol%  | 2                | 復水貯蔵タンク水位              | 差圧式水位検出器 <sup>※8</sup> | 0~3,200m <sup>3</sup>    | 1  |
| 原子炉圧力(SA広帯域)                                | 差圧式水位検出器 <sup>※2</sup> | -3,800~1,500mm <sup>※10</sup> | 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                | 高圧代替注水系ポンプ出口圧力         | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~15MPa(gage)            | 1  |
| 原子炉圧力(SA燃料域)                                | 差圧式水位検出器 <sup>※2</sup> | -3,800~1,300mm <sup>※11</sup> | 1  | 格納容器雰囲気放射線モニタ<br>(D/W) | 電離箱                    | 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h   | 2                | 直流電動機注水系ポンプ出口<br>出口圧力  | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~2MPa(gage)             | 1  |
| 高圧代替注水系ポンプ出口流量                              | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~120m <sup>3</sup> /h        | 1  | 格納容器雰囲気放射線モニタ<br>(S/C) | 電離箱                    | 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h   | 2                | 代替循環冷却ポンプ出口圧力          | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~4MPa(gage)             | 1  |
| 残留熱除去系浄化ライン流量<br>(残留熱除去系ヘッドスプレイヤ<br>イン洗浄流量) | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~220m <sup>3</sup> /h        | 1  | 起動領域モニタ                | 核分裂電離箱                 | 10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> Cps<br>(1×10 <sup>-1</sup> ~1×10 <sup>6</sup><br>cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )      | 8                | 高圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口圧力 | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~12MPa(gage)            | 1  |
| 残留熱除去系浄化ライン流量<br>(残留熱除去系格納容器冷却<br>ライン洗浄流量)  | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~220m <sup>3</sup> /h        | 1  | 平均出力領域モニタ              | 核分裂電離箱                 | 0~125m <sup>3</sup> /h <sup>※14</sup><br>(1.2×10 <sup>12</sup> ~2.8×10 <sup>13</sup><br>cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) | g <sup>※15</sup> | 残留熱除去系ポンプ出口圧力          | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~4MPa(gage)             | 3  |
| 直流電動機注水系ポンプ出口<br>出口流量                       | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~100m <sup>3</sup> /h        | 1  | フィルタ装置水位(広帯域)          | 差圧式水位検出器 <sup>※6</sup> | 0~3,650mm  | 3                | 高圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口流量 | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h | 1  |
| 代替循環冷却ポンプ出口流量                               | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~200m <sup>3</sup> /h        | 1  | フィルタ装置出口圧力(広帯<br>域)    | 弾性圧力検出器 <sup>※7</sup>  | -0.1~1MPa(gage)  | 1                | 残留熱除去系ポンプ出口流量          | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h | 3  |
| 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口<br>出口流量                      | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~150m <sup>3</sup> /h        | 1  | フィルタ装置出口圧力(広帯<br>域)    | 弾性圧力検出器 <sup>※7</sup>  | -0.1~1MPa(gage)  | 1                | 低圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口圧力 | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | 0~5MPa(gage)             | 1  |
| 高圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口流量                      | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h      | 1  | フィルタ装置温度               | 熱電対                    | 0~200℃   | 3                | 高圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口流量 | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h | 1  |
| 残留熱除去系ポンプ出口流量                               | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h      | 3  | フィルタ装置出口放射線モニタ         | 電離箱                    | 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h   | 2                | 原子炉格納容器代排水系流量          | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~100m <sup>3</sup> /h   | 2  |
| 低圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口流量                      | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~1,500m <sup>3</sup> /h      | 1  | 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                | 原子炉格納容器下部注水流量          | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~110m <sup>3</sup> /h   | 1  |
| 原子炉格納容器代排水系流量                               | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~100m <sup>3</sup> /h        | 2  | 高圧炉心スプレイスポンプ出口<br>出口圧力 | 弾性圧力検出器 <sup>※9</sup>  | -0.1~1MPa(gage)  | 1                | ドライウエル温度               | 熱電対                    | 0~300℃                   | 11 |
| 原子炉格納容器下部注水流量                               | 差圧式流量検出器 <sup>※3</sup> | 0~110m <sup>3</sup> /h        | 1  | 圧力抑制室内空気温度             | 熱電対                    | 0~300℃   | 4                | 圧力抑制室内空気温度             | 熱電対                    | 0~300℃                   | 4  |
| ドライウエル温度                                    | 熱電対                    | 0~300℃                        | 11 | サブレーションプール水温度          | 測定抵抗体                  | 0~200℃   | 16               | サブレーションプール水温度          | 測定抵抗体                  | 0~200℃                   | 16 |
| 圧力抑制室内空気温度                                  | 熱電対                    | 0~300℃                        | 4  | 原子炉格納容器下部温度            | 熱電対                    | 0~700℃   | 12               | 原子炉格納容器下部温度            | 熱電対                    | 0~700℃                   | 12 |
| サブレーションプール水温度                               | 測定抵抗体                  | 0~200℃                        | 16 | ドライウエル圧力               | 弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>  | 0~1MPa(abs)  | 1                | ドライウエル圧力               | 弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>  | 0~1MPa(abs)              | 1  |
| 原子炉格納容器下部温度                                 | 熱電対                    | 0~700℃                        | 12 | 圧力抑制室圧力                | 弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>  | 0~1MPa(abs)  | 1                | 圧力抑制室圧力                | 弾性圧力検出器 <sup>※4</sup>  | 0~1MPa(abs)              | 1  |

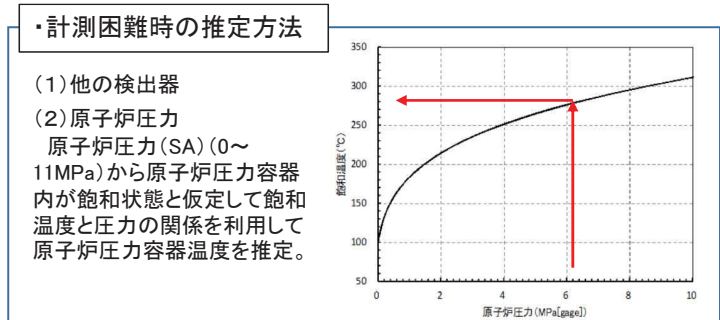
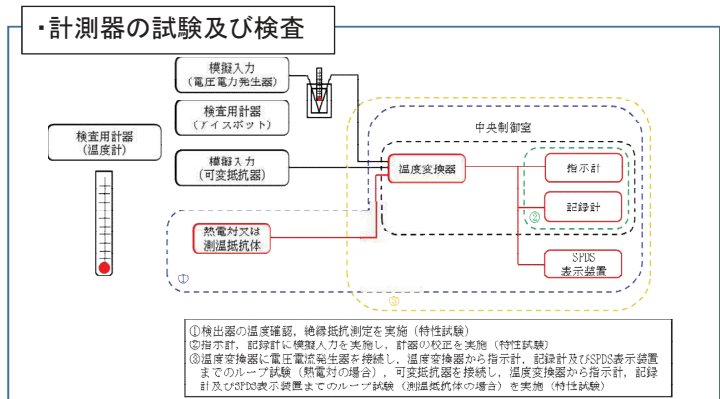
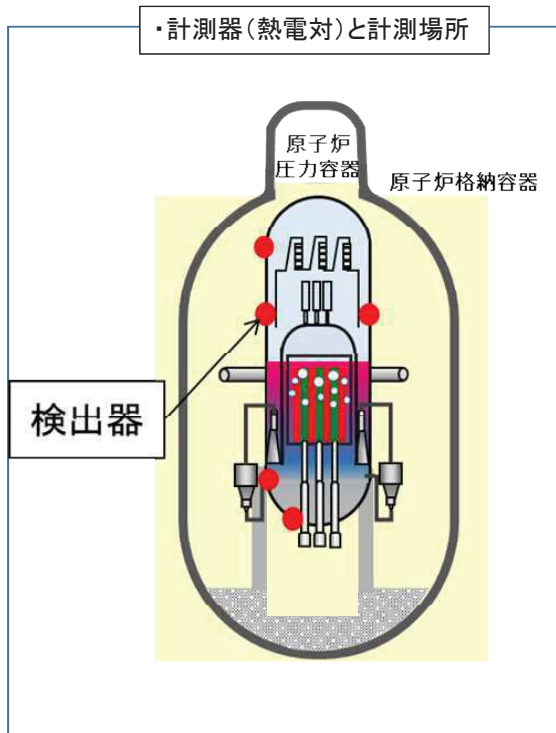
※1 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(燃料域からの水頭圧を含む)と大気圧の差を計測。  
 ※2 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(燃料域からの水頭圧を含む)と格子炉圧力容器下部の差圧を計測。  
 ※3 隔壁ダイヤフラムにかかる格子炉前後の差圧を計測。  
 ※4 隔壁ダイヤフラムにかかるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測。  
 ※5 隔壁ダイヤフラムにかかる圧力抑制室圧力(凝縮槽からの水頭圧を含む)と圧力抑制室下部の差圧を計測。  
 ※6 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置内の圧力(気相側)とフィルタ装置下部の差圧を計測。  
 ※7 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口圧力を計測。  
 ※8 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉格納容器下部の水頭圧と大気圧の差を計測。  
 ※9 隔壁ダイヤフラムにかかる出口圧力を計測。  
 ※10 計測範囲の単位は、原子炉圧力容器等レベルより900mm上のところとする(ドライウエル出口圧力側を除く)。  
 ※11 計測範囲の単位は、原子炉圧力容器等レベルより900mm上のところとする(有効燃料格納部側を除く)。  
 ※12 計測範囲の単位は、原子炉格納容器下部(圧力容器ベスタル底部)のところとする。  
 ※13 計測範囲の単位は、ドライウエル底部のところとする。  
 ※14 定格出力降の値に対する比率で示す。  
 ※15 局部出力降モニタの検出器は12個であり、平均出力降モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの検出器が入力される。  
 ※16 4個の静熱式水素再結合装置をそれぞれ、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。  
 ※17 計測範囲の単位は、使用済燃料貯蔵ラック上層(O.P.25920mm)のところとする。  
 ※18 検出点15箇所。  
 ※19 バルブ動作を発生し水面までの復元時間を測定することで、水面までの距離を計測。  
 ※20 検出点2箇所。

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/000286601.pdf>

# 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(原子炉压力容器温度)



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/000286633.pdf>>

106

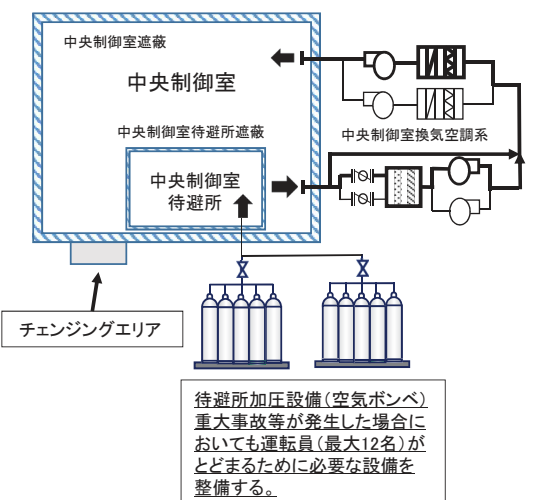
# 第59条等 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備(1/3)

<審査書 P.463>

- ◆ 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は中央制御室に供給する。



## 主な確認内容

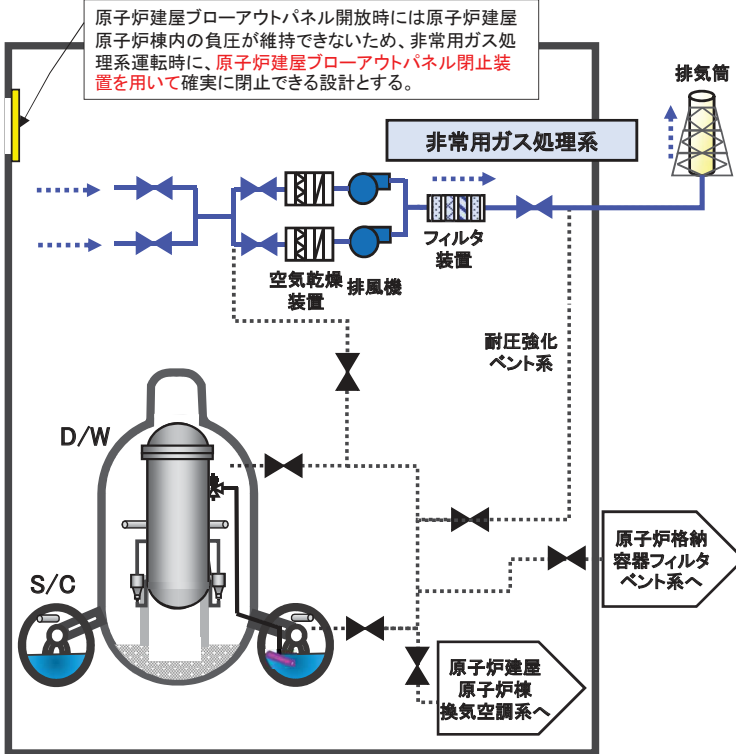
- ・重大事故が発生した場合における運転員の居住性確保
  - 中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)等
  - 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計
  - チェン징エリア
- 上記の設備による居住性評価結果: 実効線量 約51mSv/7日間
  - ✓ 原子炉建屋へのリークパスとなる原子炉格納容器貫通部、フランジ部等の放射性物質除去効果について、エアロゾル粒子に対するDF(除去効率)を10に設定
  - ✓ 非常用ガス処理系による負圧達成前において、原子炉建屋による放射性物質の閉じ込め機能にも期待しない。さらに、非常用ガス処理系の起動後においても、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

107

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。



主な確認内容

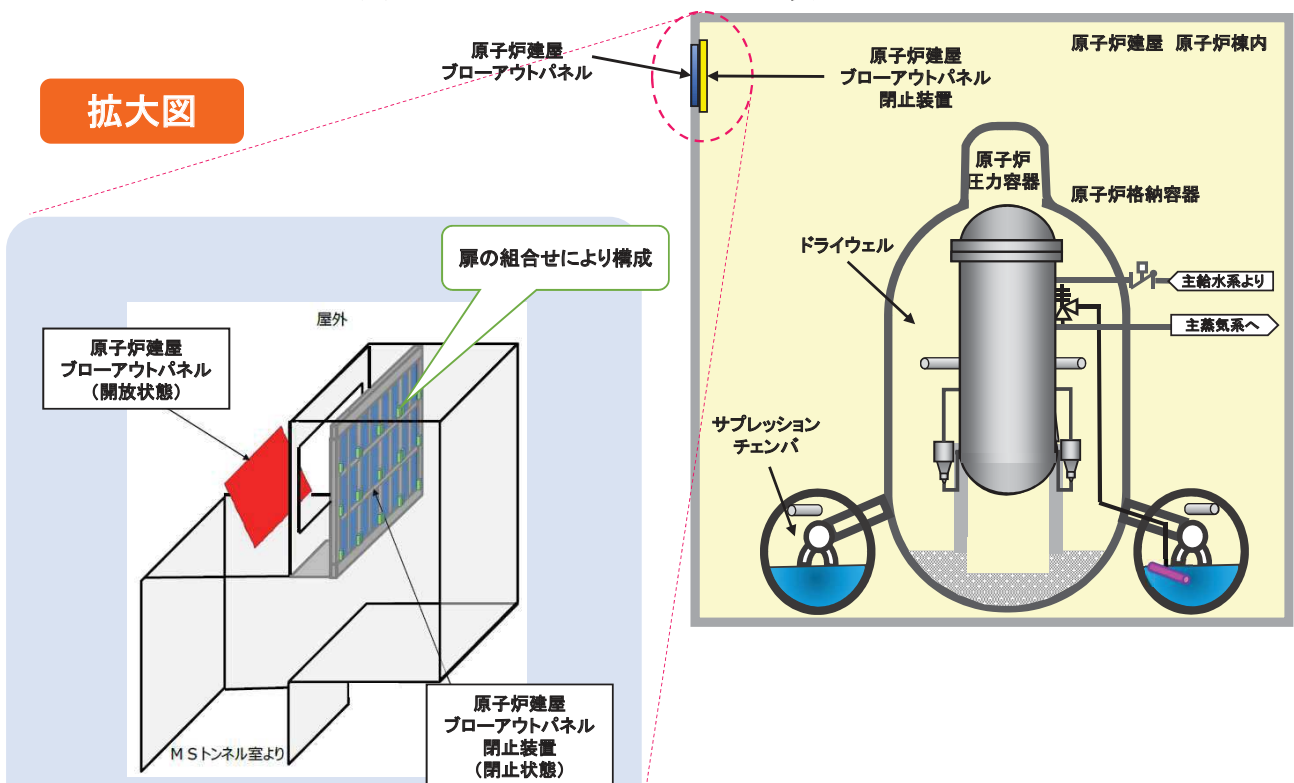
- 重大事故時、原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減するために非常用ガス処理系を使用  
→ 原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを防ぐ方針であることを確認
- 原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部の閉止  
→ 非常用ガス処理系の運転時、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するために、原子炉建屋ブローアウトパネルが地震等により、仮に開放状態になっている場合にも原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置に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

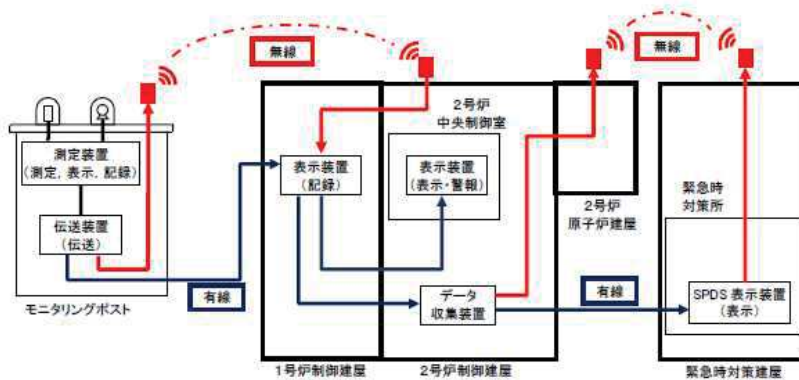


【設計基準対象施設(第31条)】

- ◆ 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

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>>

【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、 $\gamma$ 線サーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ、 $\alpha$ 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



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

代替

可搬型放射線計測装置

代替



可搬型ダスト・よう素サンプラ



電離箱サーベイメータ



放射線モニタデータの伝送可能



α線サーベイメータ



γ線サーベイメータ

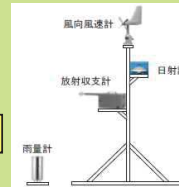


β線サーベイメータ

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



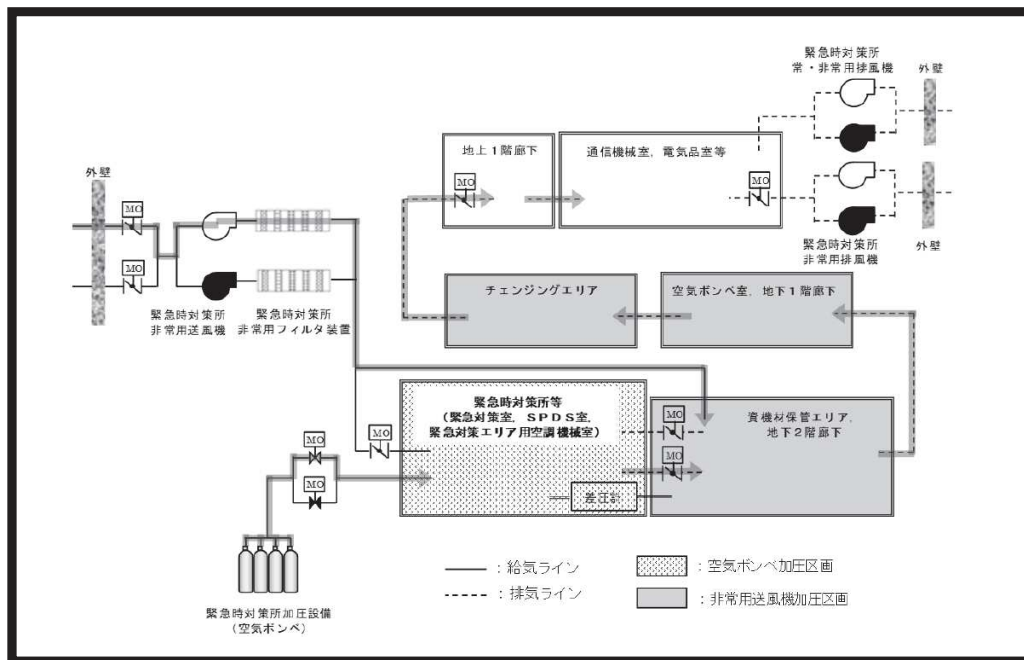
主な  
確認内容

- (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460m<sup>2</sup>
  - ・ 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(空気ポンプ)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。

114

第62条等 通信連絡を行うための対策(1/5)

【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

115

【重大事故等対処施設】

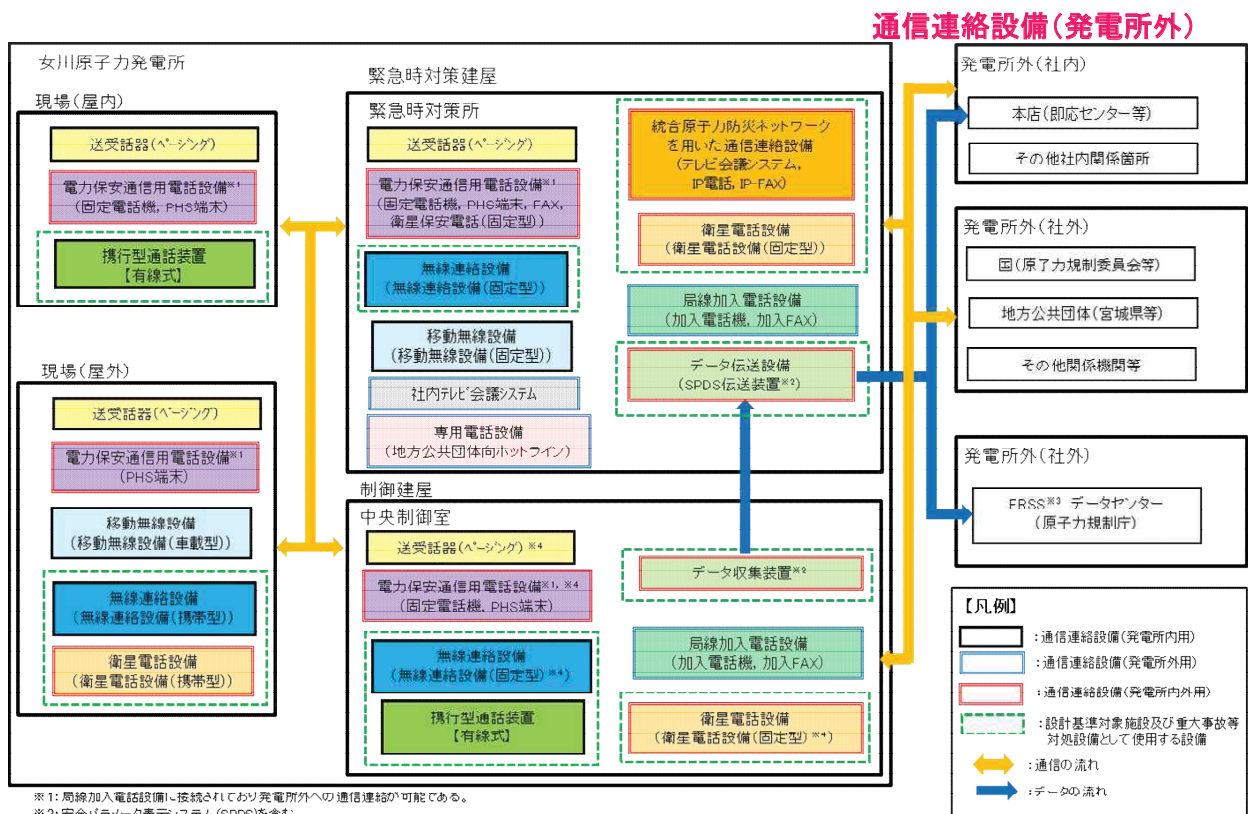
- ◆ 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡を行うため、以下の対策を要求
- 代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの受電が可能な通信連絡設備の整備
- 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有する手順等

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





◆ 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

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

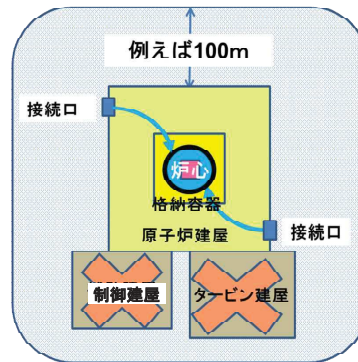


大容量送水ポンプ  
(タイプⅡ)



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

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11月6日)から一部抜粋  
<<http://www2.nsr.go.jp/data/000287100.pdf>>、<<https://www.nsr.go.jp/data/000286634.pdf>>

## 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 |

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



重大事故等への対策

設備の設置  
(ハード対策)



手順及び体制の整備  
(ソフト対策)

※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

事故の想定(1/3)

- 「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

イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出

- ① 内部事象レベル1PRA
- ② 地震PRA
- ③ 津波PRA

内部事象、地震及び津波以外の事象について、PRAに代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

グループ化

起回事象及び安全機能の喪失状況に着目しグループ化

事故シーケンスグループの特定

必ず想定する事故シーケンスグループ

- ① 高圧・低圧注水機能喪失
- ② 高圧注水・減圧機能喪失
- ③ 全交流動力電源喪失
- ④ 崩壊熱除去機能喪失
- ⑤ 原子炉停止機能喪失
- ⑥ LOCA時注水機能喪失
- ⑦ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

重要事故シーケンスの選定

4つの着眼点に沿ってグループごとに選定  
 ・系統間機能依存性  
 ・余裕時間  
 ・設備容量  
 ・代表性

## (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) 溶融物直接接触
- 8) 溶融炉心・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 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- ③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- ④ 溶融炉心・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

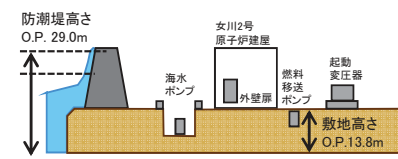
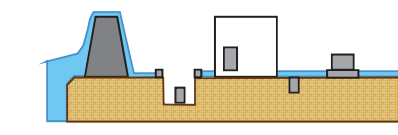
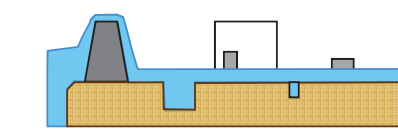
### 審査結果

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

124

**論点** 津波が防潮堤(O.P.29m)を超えて敷地に入流する事象に対し、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) [1/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      | ( $4.5 \times 10^{-6}$ )<br>※29m津波の年超過確率 | —             |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 女川2号建屋周辺への浸水なし</li> <li>・津波によるプラント影響発生せず</li> <li>・内部事象と同等</li> </ul>   |
| A    | 29~33.9  | $3.8 \times 10^{-6}$                     | —             |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 女川2号タービン建屋への浸水</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <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~    | $7.3 \times 10^{-7}$                     | 0.8%          |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 女川2号原子炉建屋又は制御建屋への浸水</li> <li>・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)</li> </ul>   |

### 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ことは妥当であると判断

125

## 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   |     |

126

## 炉心損傷防止対策の評価項目

<審査書 P. 166>

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2Pd(0.854MPa[gage]、Pd:最高使用圧力)、限界温度を200℃としている。

127



# 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」

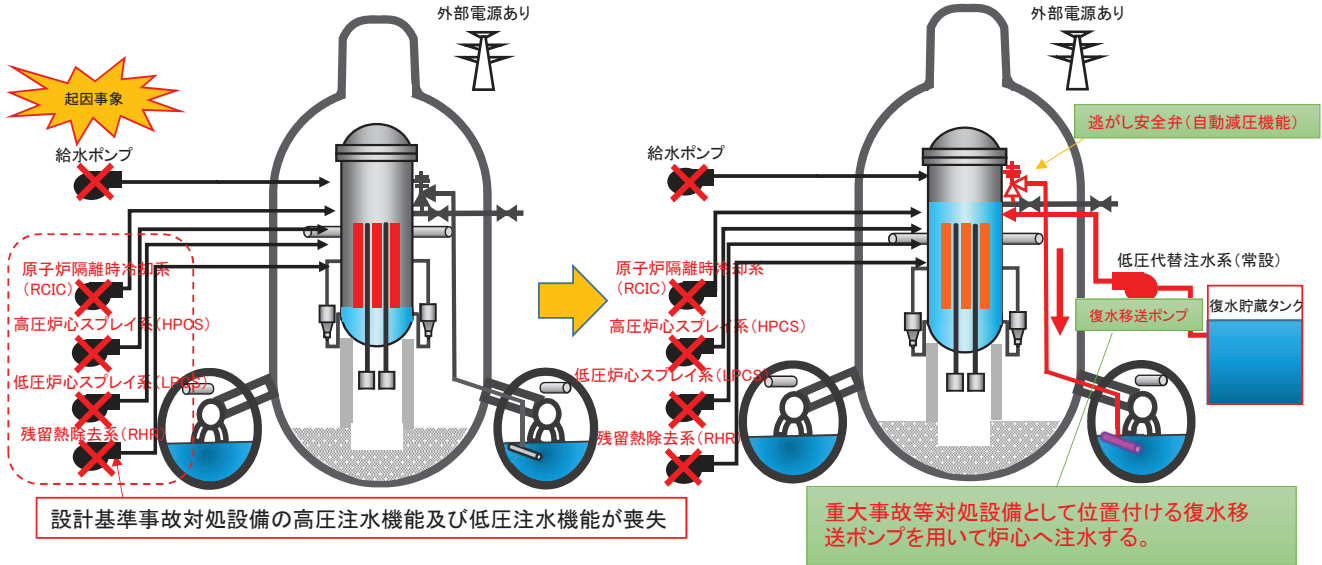
**特徴**

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



設計基準事故対処設備の高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失

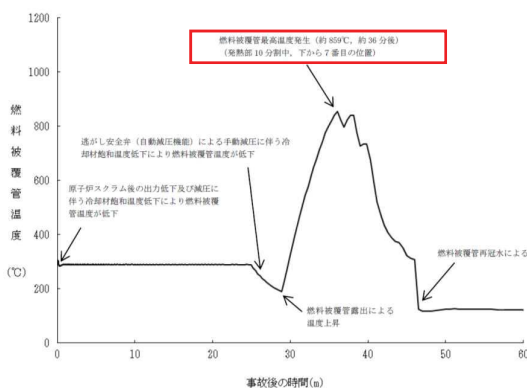
重大事故等対処設備として位置付ける復水移送ポンプを用いて炉心へ注水する。

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

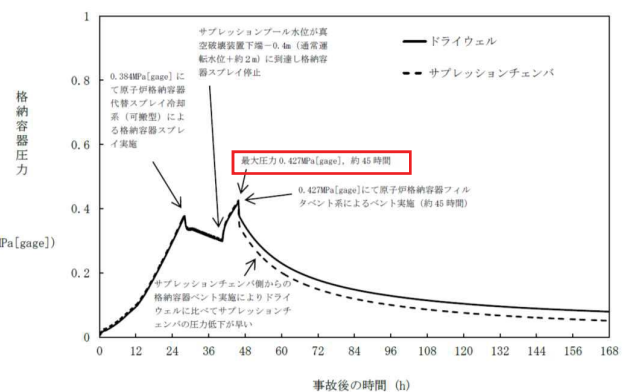
**主な解析結果**

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃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  $8.3 \times 10^{-2}$  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  $7.9 \times 10^{-2}$  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。

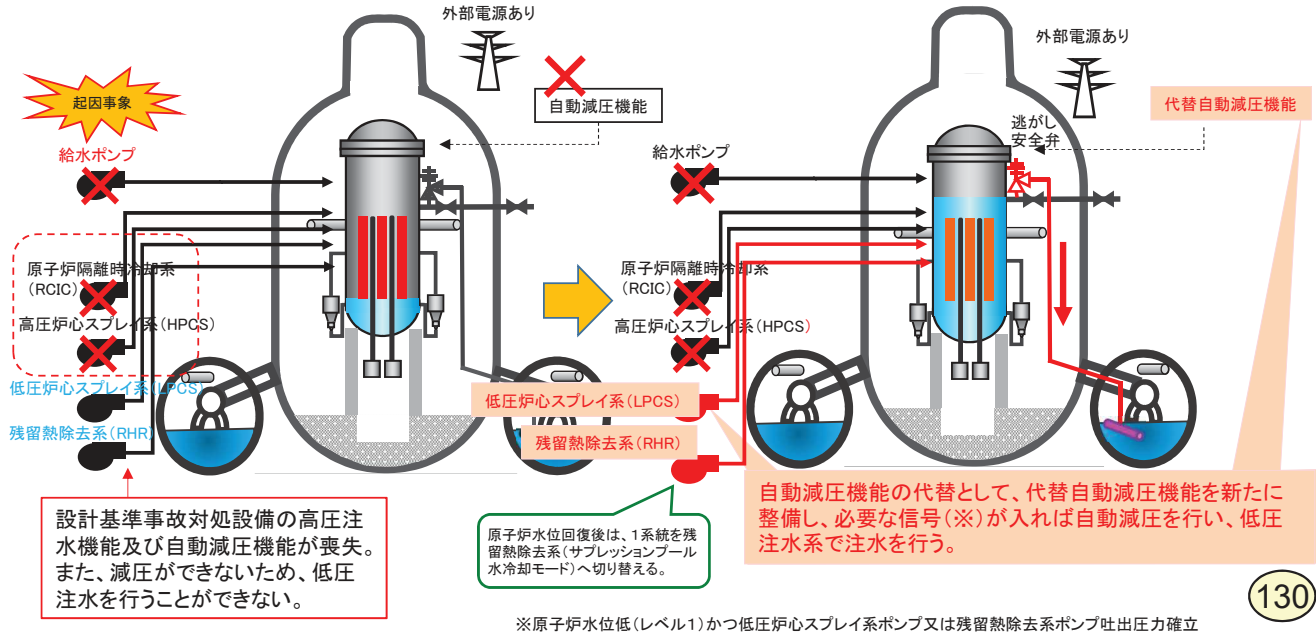
## 対策概要

### 【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



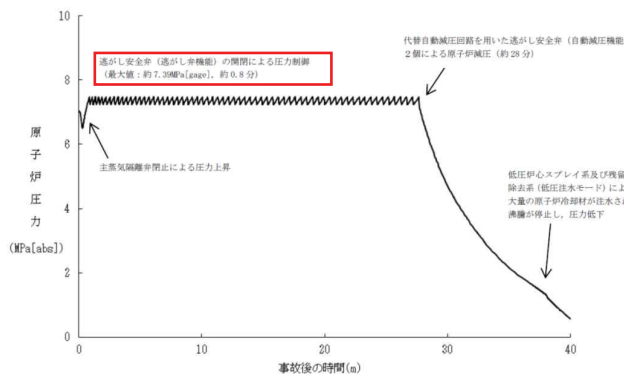
130

# 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)

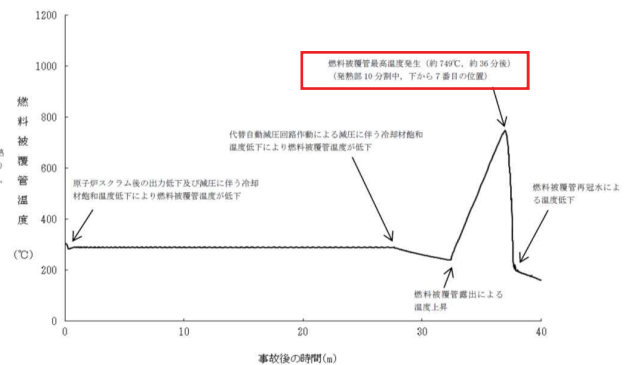
## 主な解析結果

- 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℃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と判断

131

# 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」

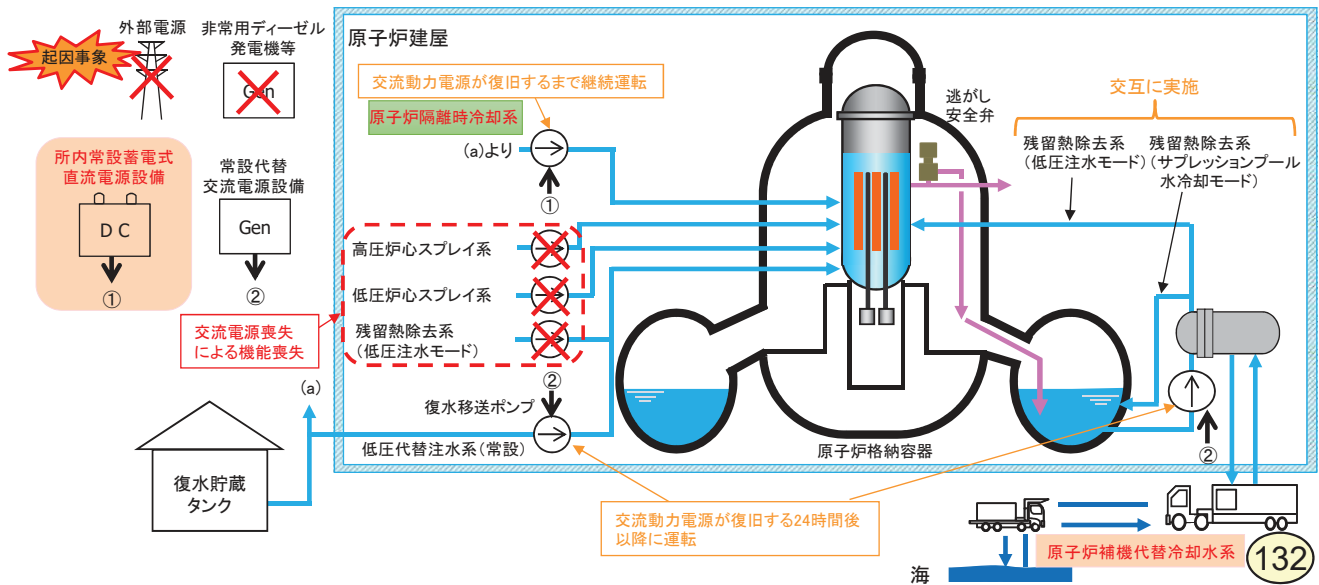
<審査書 P. 181>

## 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]

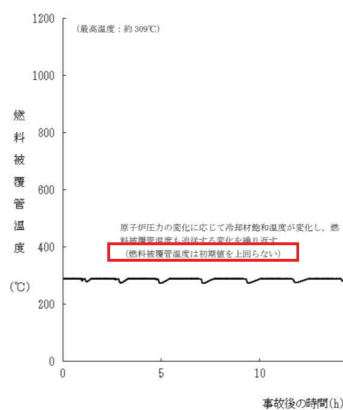


# 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」の特徴と主な対策(2/2)

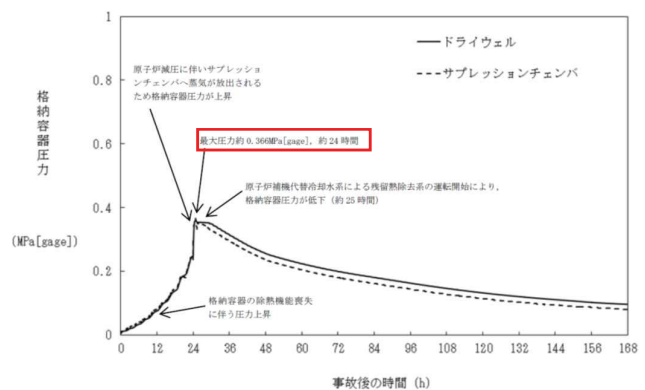
## 主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃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(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」

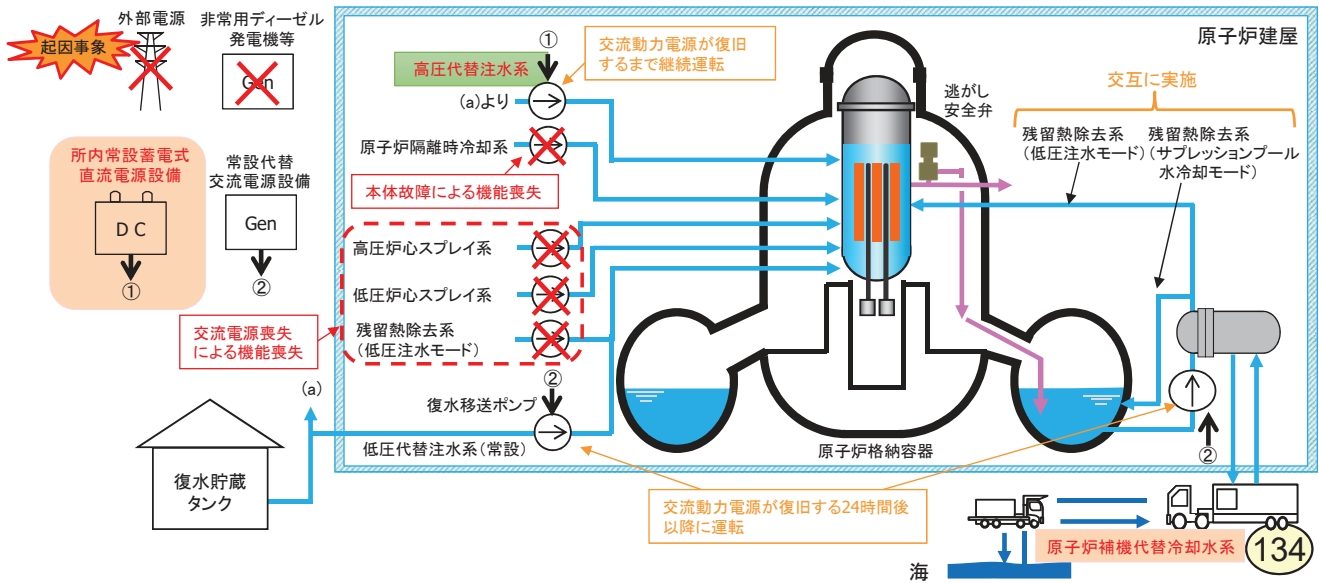
<審査書 P.186>

## 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]

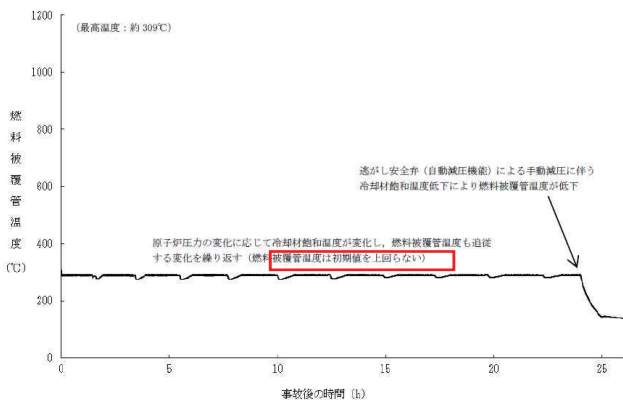


# 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBU)」の特徴と主な対策(2/2)

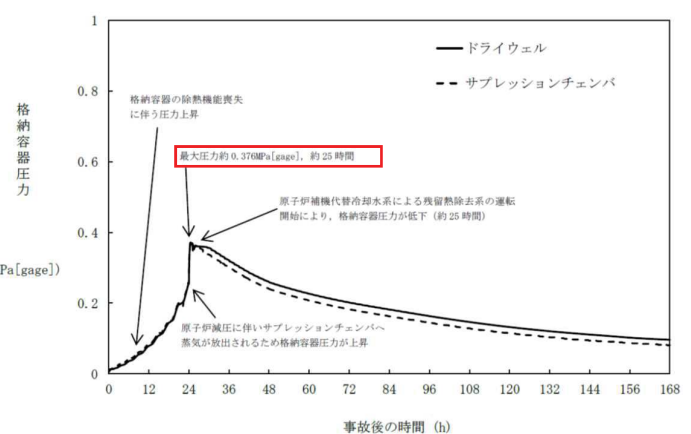
## 主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃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」

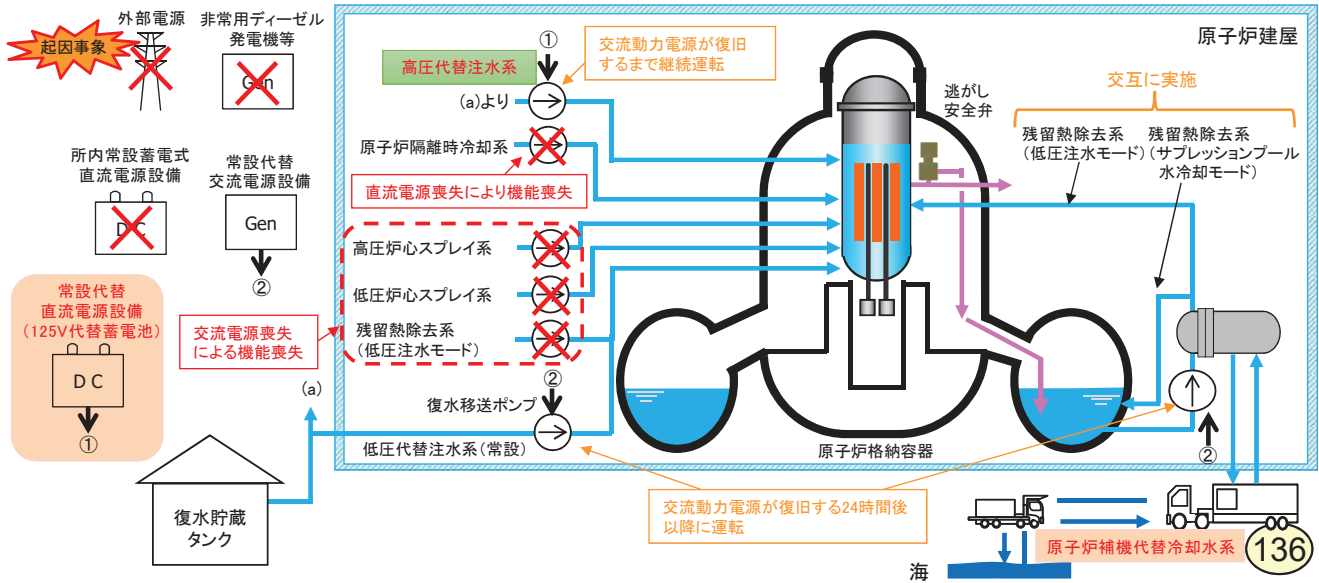
<審査書 P.190>

## 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]

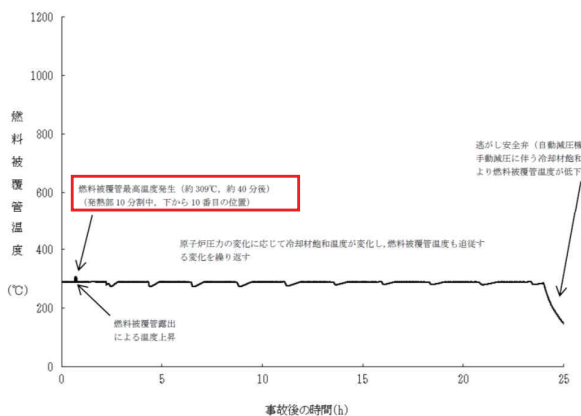


# 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」の特徴と主な対策(2/2)

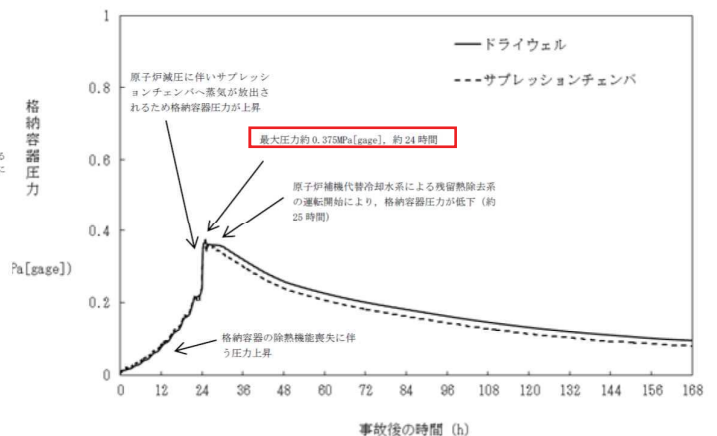
## 主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃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(TBD)」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(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」

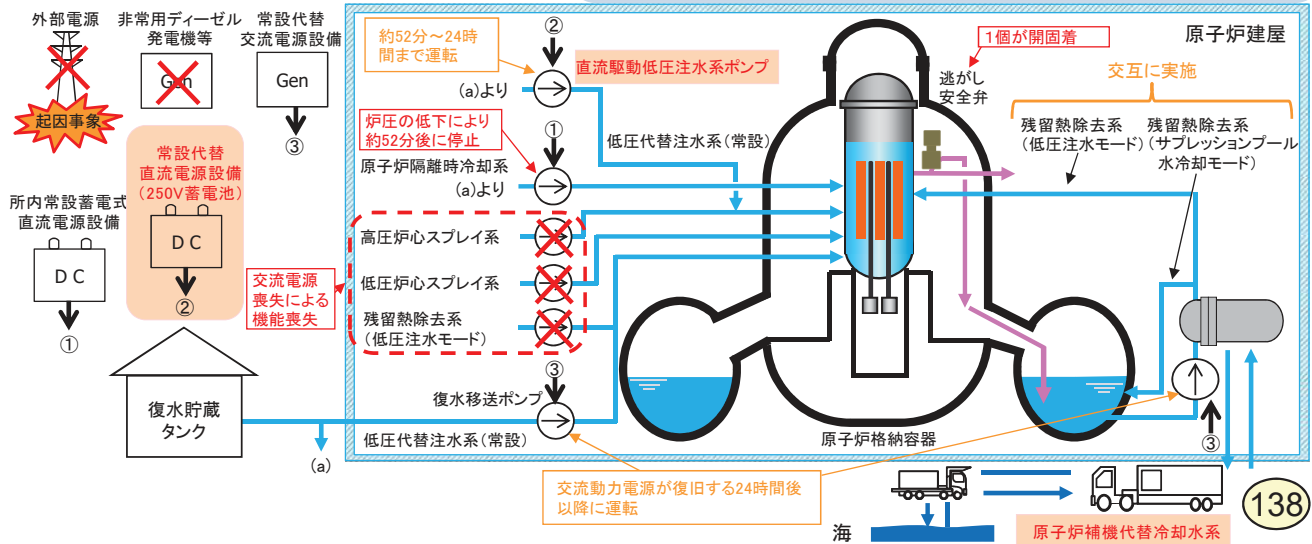
<審査書 P.194>

## 特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**逃がし安全弁の開閉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]

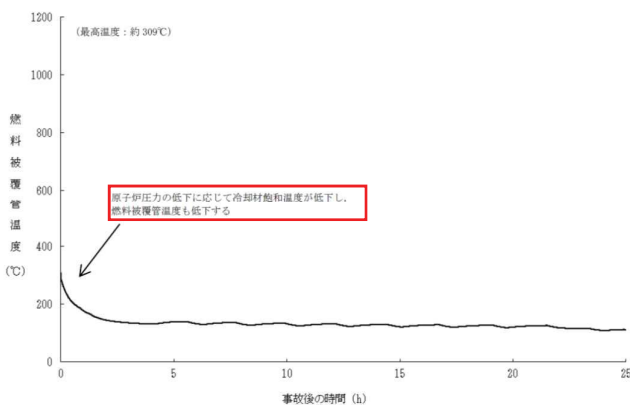


# 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」の特徴と主な対策(2/2)

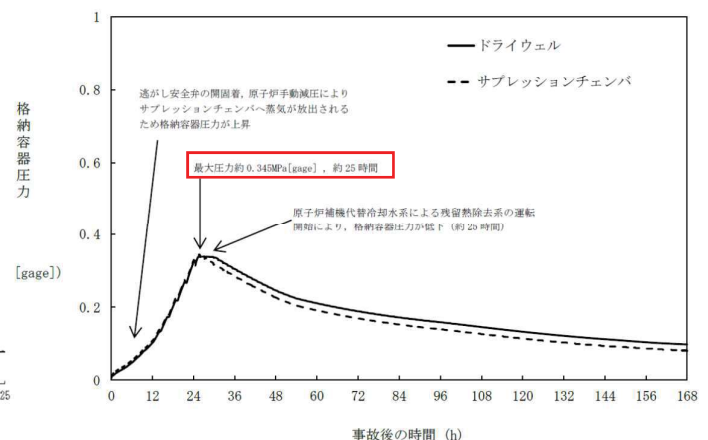
## 主な解析結果

- 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(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)」

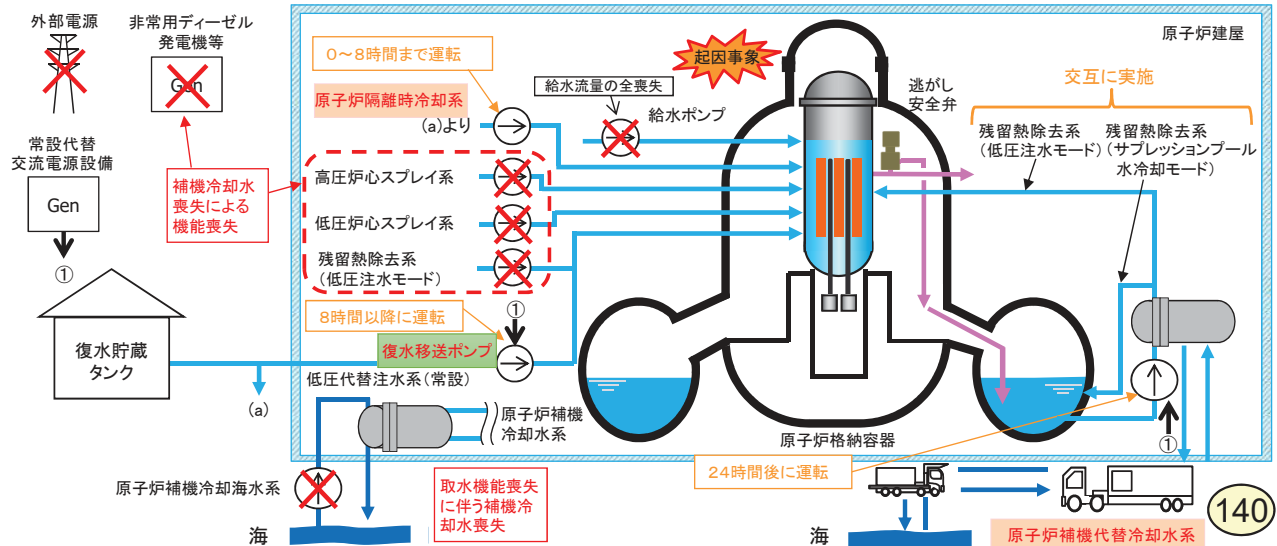
<審査書 P.201>

**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、原子炉压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ことにより、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。これに伴い原子炉压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**

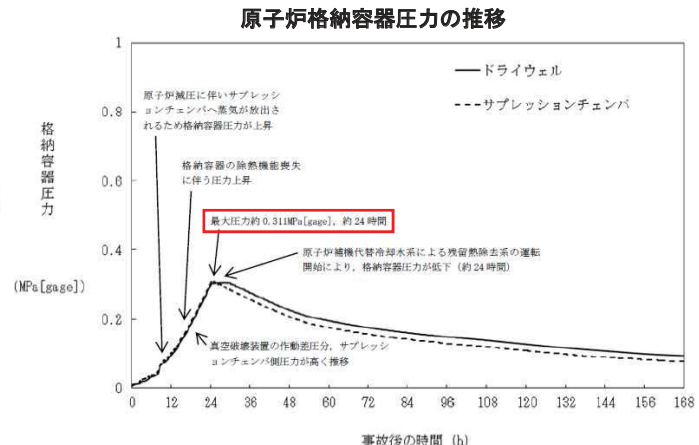
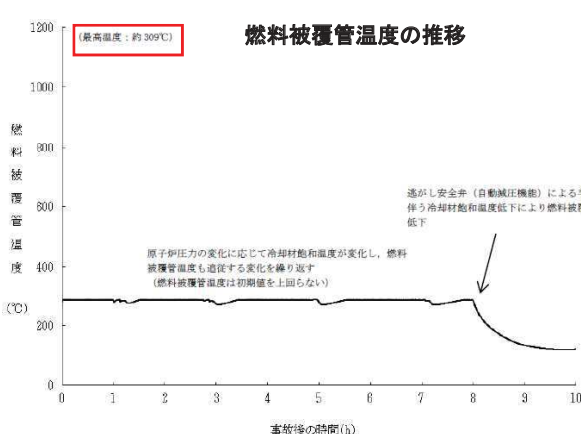
- ・原子炉隔離時冷却系を継続運転[0~8時間まで]
- ・逃がし安全弁を手動開操作し、復水移送ポンプを用いて炉心を冷却[8時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[24時間後]



# 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℃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)」

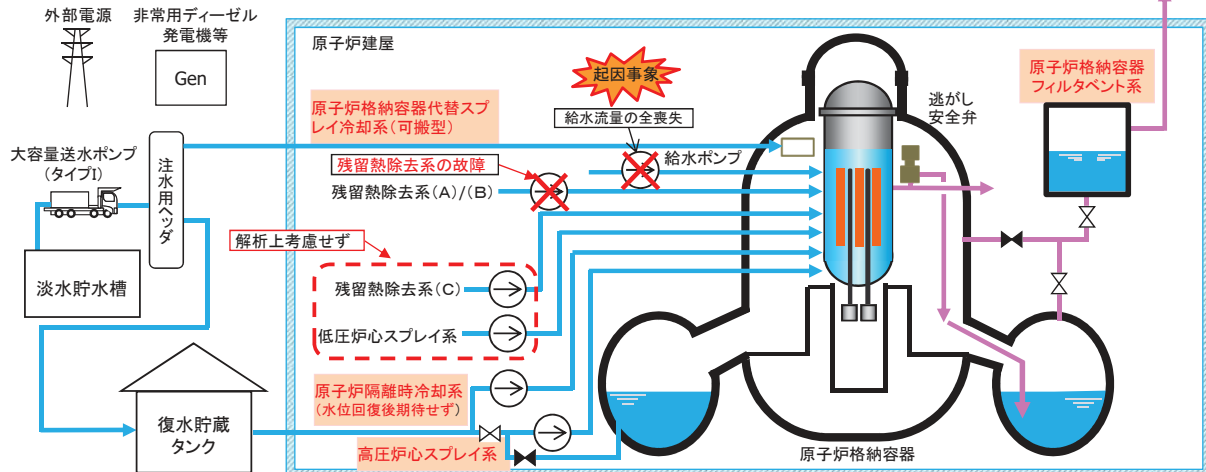
<審査書 P.207>

## 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



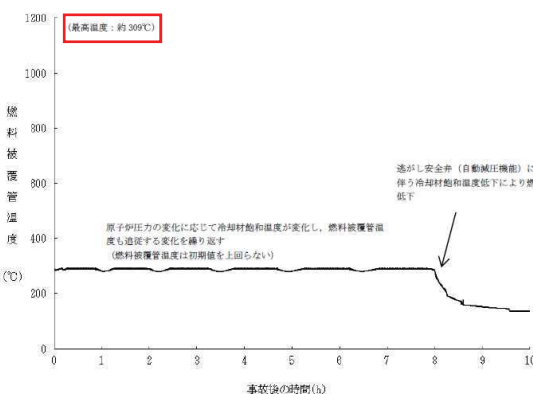
142

# 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)

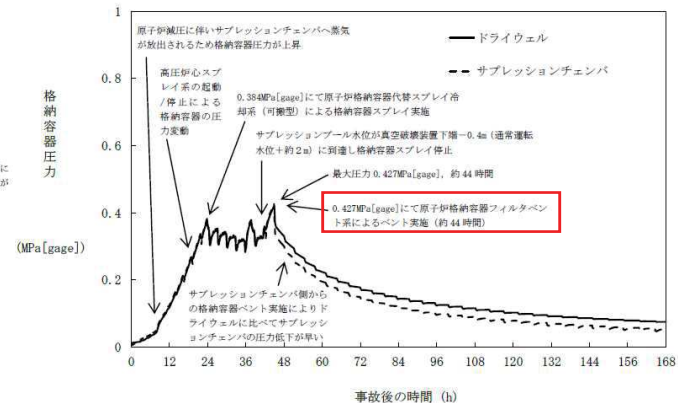
## 主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃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 $8.3 \times 10^{-2}$ mSv、耐圧強化ベント系によるベント時:約 $7.9 \times 10^{-2}$ 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

143



# 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」

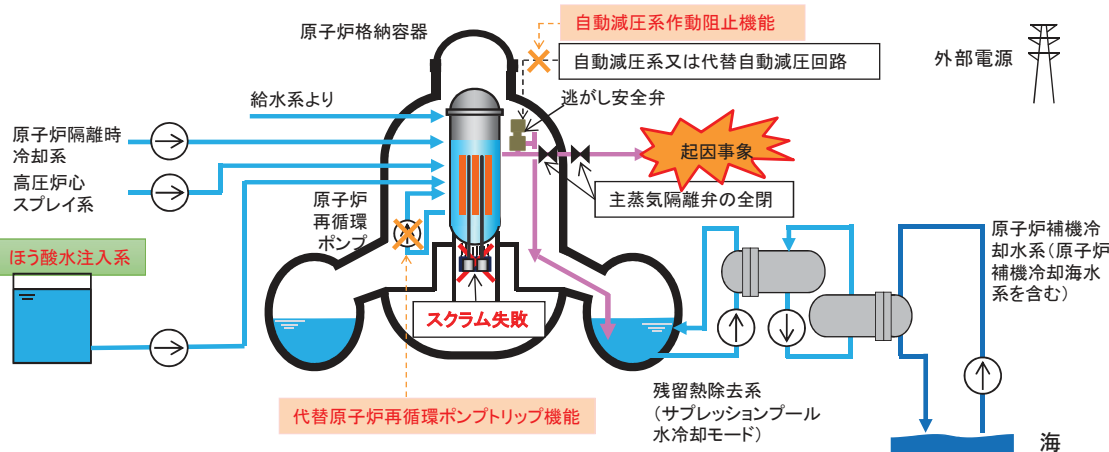
<審査書 P.212>

特徴

対策概要

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

- ・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



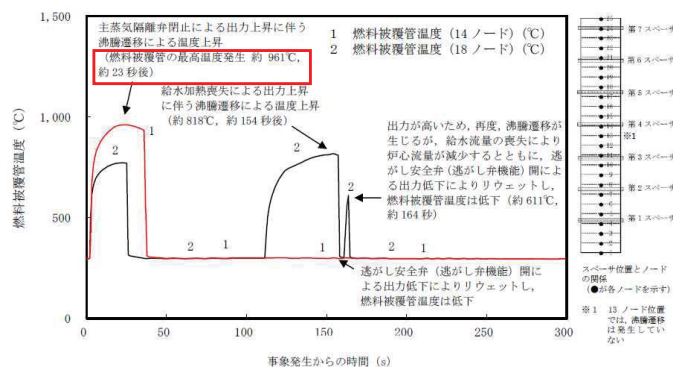
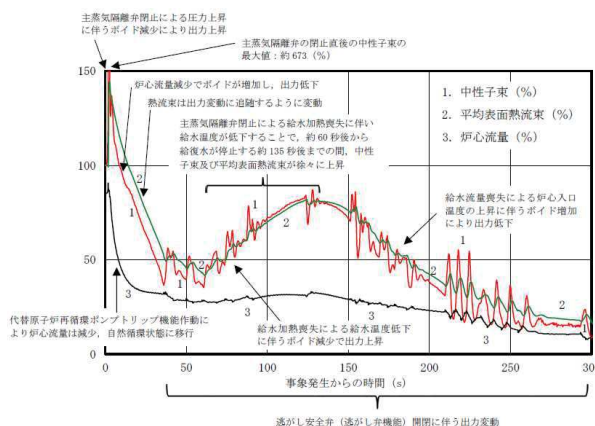
# 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

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と判断

# 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(1/2)

事故想定 「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」

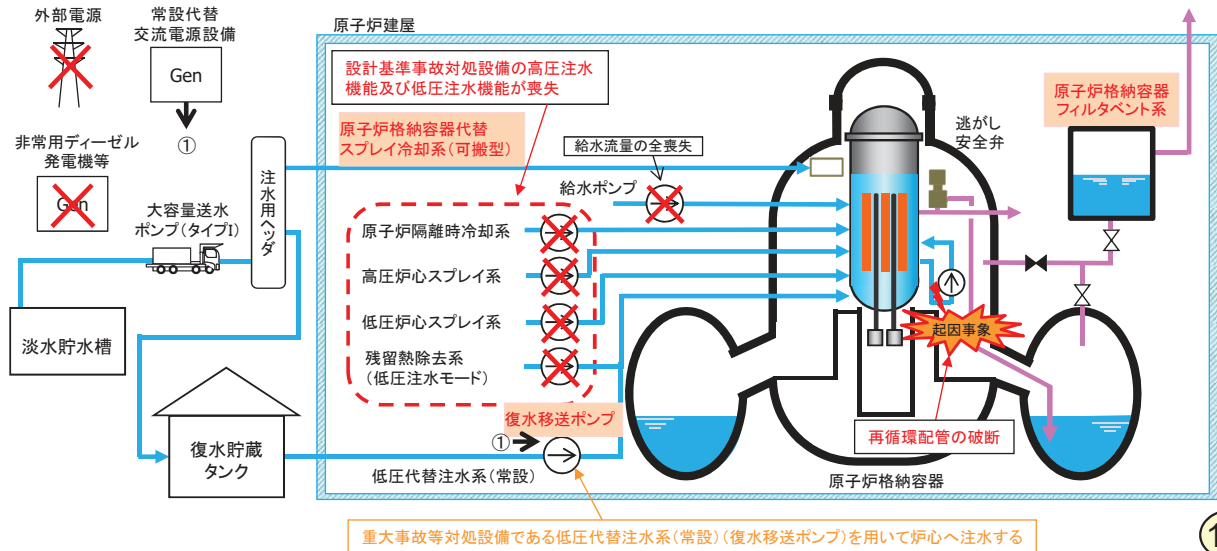
<審査書 P.219>

## 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



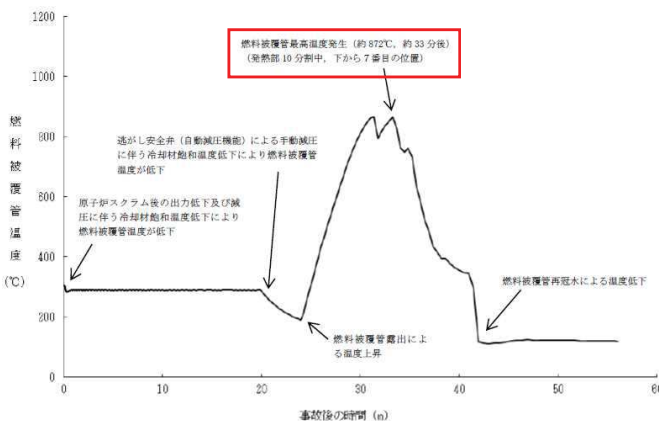
146

# 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)

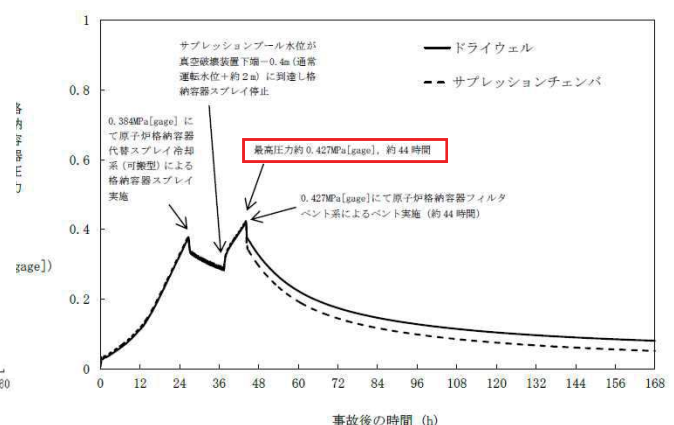
## 主な解析結果

- 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  $8.3 \times 10^{-2}$  mSv (原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時)、約  $7.9 \times 10^{-2}$  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

147

# 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」

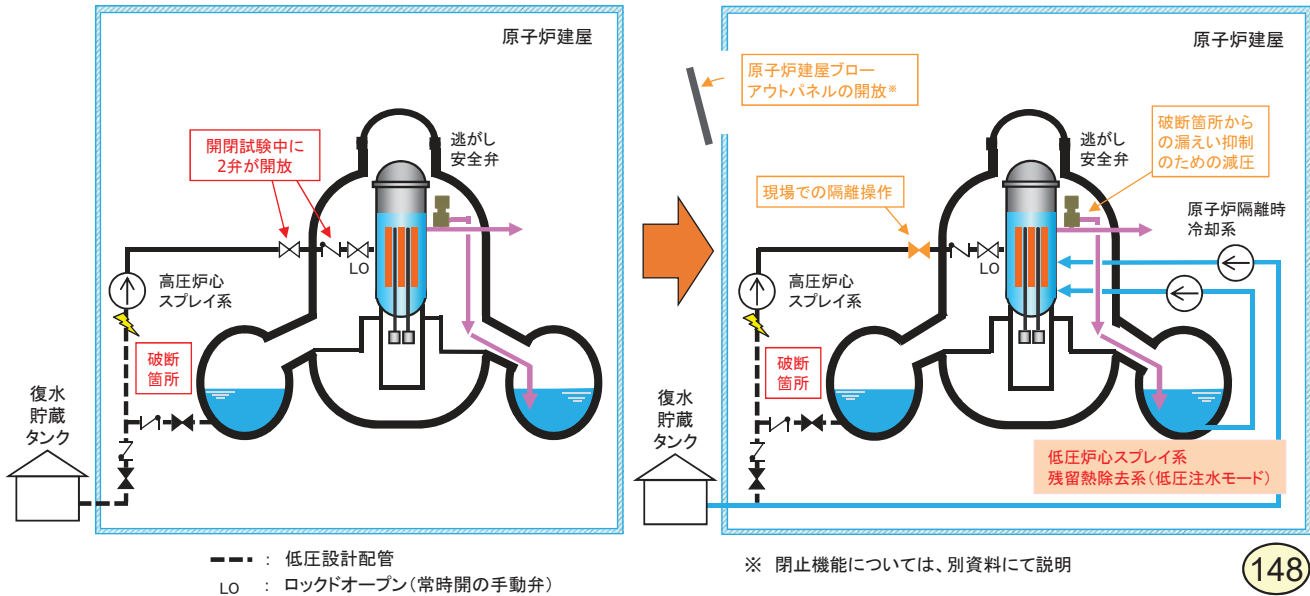
対策概要

<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(サプレッションプール冷却モード)により格納容器を除熱



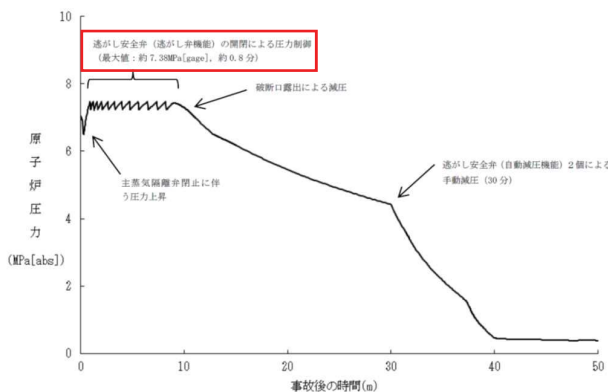
148

# 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)

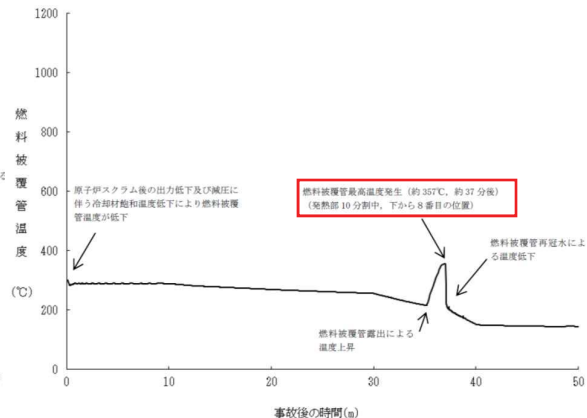
## 主な解析結果

- 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

149