





表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる静的影響（格納容器過圧・過温破損（格納容器過圧・過温破損（格納容器過圧・過温破損（格納容器過圧・過温破損））（2/3））

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び運転条件）の不確かさ	評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	条件設定の考え方		評価項目となるパラメータによる影響
				解析条件	最確条件	
格納容器圧力	約 28Pa [kPa] (実測値)	約 43°C ~ 約 63°C (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器温度	57°C	約 43°C ~ 約 63°C (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	約 43°C ~ 約 63°C (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
真空破壊圧	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の温度	50°C (事故開始後12時間以降は45°C、事故開始後24時間以降は40°C)	約 45°C ~ 約 60°C (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	約 45°C ~ 約 60°C (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の容量	約 21,000m <sup>3</sup>	21,000m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池) (設計値)	約 21,000m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池) (設計値)	21,000m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池) (設計値)	約 21,000m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	約 2,100t	約 2,100t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 2,100t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 2,100t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 2,100t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる静的影響(2/4)

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び運転条件）の不確かさ	評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	条件設定の考え方		評価項目となるパラメータによる影響
				解析条件	最確条件	
サブプレッシャー・プール水位	約 6.98cm (約 1.07m) (実測値)	約 6.98cm (約 1.07m) (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	約 6.98cm (約 1.07m) (実測値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
サブプレッシャー・プール水温度	32°C	約 15°C ~ 約 32°C (実測値)	約 15°C ~ 約 32°C (実測値)	約 15°C ~ 約 32°C (実測値)	約 15°C ~ 約 32°C (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器圧力	54Pa [kPa]	約 2.28Pa [kPa] ~ 約 4.78Pa [kPa] (実測値)	約 2.28Pa [kPa] ~ 約 4.78Pa [kPa] (実測値)	約 2.28Pa [kPa] ~ 約 4.78Pa [kPa] (実測値)	約 2.28Pa [kPa] ~ 約 4.78Pa [kPa] (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器温度	57°C	約 25°C ~ 約 65°C (実測値)	約 25°C ~ 約 65°C (実測値)	約 25°C ~ 約 65°C (実測値)	約 25°C ~ 約 65°C (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の温度	35°C	35°C以下	35°C以下	35°C以下	35°C以下	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の容量	約 8,600m <sup>3</sup>	8,600m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	8,600m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	8,600m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	8,600m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	約 1,010t	約 1,010t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 1,010t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 1,010t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	約 1,010t以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる静的影響（素燃気圧力・温度による静的影響（格納容器過圧・過温破損）（2/4））

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ	評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	条件設定の考え方		評価項目となるパラメータによる影響
				解析条件	最確条件	
真空破壊圧	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	3.43MPa (ドライウェル・プレッシャー・ポンプ・システム) (設計値)	約 1.00h ~ 約 1.07h (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
サブプレッシャー・プール水位	約 3.61m (実測値)	約 3.61m (実測値)	約 3.61m (実測値)	約 3.61m (実測値)	約 3.61m (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
サブプレッシャー・プール水温度	30°C	約 19°C ~ 約 35°C (実測値)	約 19°C ~ 約 35°C (実測値)	約 19°C ~ 約 35°C (実測値)	約 19°C ~ 約 35°C (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器圧力	54Pa [kPa]	約 50Pa [kPa] ~ 約 58Pa [kPa] (実測値)	約 50Pa [kPa] ~ 約 58Pa [kPa] (実測値)	約 50Pa [kPa] ~ 約 58Pa [kPa] (実測値)	約 50Pa [kPa] ~ 約 58Pa [kPa] (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器温度	57°C	約 45°C ~ 約 65°C (実測値)	約 45°C ~ 約 65°C (実測値)	約 45°C ~ 約 65°C (実測値)	約 45°C ~ 約 65°C (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の温度	35°C	31°C以下 (実測値)	31°C以下 (実測値)	31°C以下 (実測値)	31°C以下 (実測値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水源の容量	7,740m <sup>3</sup>	7,740m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	7,740m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	7,740m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	7,740m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	1,180m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	1,180m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	1,180m <sup>3</sup> 以上 (燃料貯蔵タンク) (設計値)	運転員等操作時間による影響は小さい。







表2 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータを与える影響(4/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
低圧代替注水系(常設)	事故初期の原子炉注水 実施時: 230m <sup>3</sup> /h (一定) 原子炉水位1.0到達判 断後: 海難熱による蒸 発を補う注水量(最大 50m <sup>3</sup> /h)に制限	事故初期の原子炉注水 実施時: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定  格納容器圧力及び空筒気温度の上昇を抑制 可能な流量として、運転手順に基づき設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなる。海難熱による蒸発を補う注水量に制限するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなる。格納容器圧力及び空筒気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	事故初期の原子炉注水 実施時: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	事故初期の原子炉注水 実施時: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器圧力削減: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器圧力及び空筒気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	事故初期の原子炉注水 実施時: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	事故初期の原子炉注水 実施時: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器圧力削減: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]におけ る排出流量13.4kg/s に対して、第二弁を全 開にて格納容器除熱	ベデスタル(ドライウェル部)には通常運転時からプールの水が存在するため、初期条件としてベデスタル(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから、格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)における格納容器圧力削減による影響は小さい。	ベデスタル(ドライウェル部)には通常運転時からプールの水が存在するため、格納容器の熱容量が増え、格納容器圧力及び空筒気温度の上昇が緩和されることにより、評価項目となるパラメータに対する影響は小さくなる。	
格納容器圧力速がし装置	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]におけ る排出流量13.4kg/s に対して、第二弁を全 開にて格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]におけ る排出流量13.4kg/s に対して、第二弁を全 開にて格納容器除熱	格納容器圧力速がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び空筒気温度の上昇を抑制可能な流量として設定	実際の物品が解析より多い場合、格納容器圧力及び空筒気温度の上昇の抑制効果は大きくなくなるが、操作手順(格納容器圧力速がし装置)による格納容器圧力速がし装置を用いた格納容器圧力速がし装置による格納容器圧力速がし装置による影響は小さい。	実際の物品が解析より多い場合、格納容器圧力及び空筒気温度の上昇の抑制効果は大きくなくなるが、操作手順(格納容器圧力速がし装置)による格納容器圧力速がし装置を用いた格納容器圧力速がし装置による影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータを与える影響  
((素閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(4/4))

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事故発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、過がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることにより、評価項目となるパラメータに対する影響は小さくなる。	最確条件とした場合には、過がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることにより、評価項目となるパラメータに対する影響は小さくなる。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を前提として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
低圧原子炉代替注水系(常設)	200m <sup>3</sup> /h(1.00MPa[gage])において注水。その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制限	200m <sup>3</sup> /h(1.00MPa[gage])において注水。その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制限	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水の発生を抑制して冠水維持可能な注水量に制限するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	120m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	120m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系(可搬型)の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。







表3 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操作時間余裕 (券間気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替格納冷却系を使用しない場合) (2/4)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	解除上の種別	解除時間					
代替格納冷却系による格納容器スプレイングによる格納容器冷却	格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。

表3 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操作時間余裕 (2/4)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	解除上の種別	解除時間					
格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。

表3 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 (券間気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (2/3)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ	操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力が0.405MPa [gage]に到達した時点で、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。	運転員が格納容器圧力上昇を抑制するよう操作を行うこととする。





表3 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操作時間余裕(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過渡破損)) (代替補給冷却系を使用しない場合) (4/4)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作時間	条件設定の方法	操作の不確かさ要因					
格納容器圧力低下による格納容器冷却熱	格納容器圧力0.62MPa_gage到達前*	格納容器圧力低下を考慮して、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	【解析】 格納容器圧力低下による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	【解析】 格納容器圧力低下による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	訓練実績等

※1 外部水源によりサブプレッジョン・チェンバ・プール水位が上昇する事象の場合は、真管破断弁高さに到達により格納容器レベル到達は監視可能であり、準備操作の開始時間に影響を与えない。準備操作の開始時間は約32時間である。

※2 格納容器圧力0.62MPa\_gageに到達するまでの時間は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa\_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。

※3 格納容器圧力0.62MPa\_gageに到達するまでの時間は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa\_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。

第3表 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操作時間余裕(4/4)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作時間	条件設定の方法	操作の不確かさ要因					
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱	事象発生から45.6時間後	格納容器圧力0.62MPa_gage到達前*	【解析】 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	【解析】 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水による格納容器冷却熱は、中央制御室において、格納容器圧力0.62MPa_gageに到達するまでの時間を1分余裕を考慮して設定している。	訓練実績等



まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.1.3.7]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.3.7</p> <p style="text-align: center;">注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p>1. はじめに            評価事故シーケンス「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」では、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約0.3時間後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。</p> <p>有効性評価では、事象発生から70分経過した時点で、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水を開始することによって、原子炉压力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する評価結果となっている。</p> <p>本事象進展について、運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.3.9</p> <p style="text-align: center;">注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p>1. はじめに            評価事故シーケンス「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)では、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生約9分後に燃料被覆管の最高温度は1,200℃に到達する。</p> <p>有効性評価では、事象発生から25分経過した時点で、<u>常設代替高圧電源装置からの給電により代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水を開始することによって、原子炉压力容器破損に至ることなく、水位は回復し、炉心は冠水する評価結果となっている。</p> <p>本事象進展について、運転員による<u>格納容器冷却操作及び原子炉注水操作</u>が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.3.7</p> <p style="text-align: center;">注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p>1. はじめに            評価事故シーケンス「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」では、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。</p> <p>有効性評価では、事象発生から30分経過した時点で、<u>常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始することによって</u>、原子炉压力容器破損に至ることなく、<u>原子炉水位は回復し、炉心は再冠水</u>する評価結果となっている。</p> <p>本事象進展について、運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違  <b>【柏崎6/7】</b>            島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。</li> <li>・記載方針の相違  <b>【東海第二】</b>            島根2号炉は、1,000K到達時間を記載している。</li> <li>・運用の相違  <b>【柏崎6/7、東海第二】</b>            注水設備の準備時間の相違。</li> <li>・解析結果の相違  <b>【東海第二】</b>            島根2号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しない</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 評価項目への影響</p> <p>操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも<u>20分遅延</u>（事象発生<u>90分後</u>に原子炉注水を開始）した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響</p> <p>原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行（リロケーション）※の発生有無を評価した。表1に感度解析の評価結果を示す。また、操作<u>20分遅れ</u>のケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1, 2に示す。</p> <p>操作<u>20分遅れ</u>の場合においても、損傷炉心は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。</p> <p>※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。</p> <p>(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器スプレイ開始時間及び格納容器限界圧力・限界温度の到達時間を評価した。表2に感度解析の評価結果を示す。また、操作<u>20分遅れ</u>のケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3, 4に示す。</p> <p>操作<u>20分遅れ</u>の場合において、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図3, 4に示すとおり、格納容器スプレイ開始後は格納容器の圧力及び温度は制御される。また、操作<u>20分遅れ</u>の場合においても、<u>原子炉格納容器の限界圧力に到達する時間は、有効性評価のケースと同じ約38時間後</u>であり、格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響は</p>	<p>2. 評価項目への影響</p> <p>操作遅れを想定し、注水開始時間をベースケースにおける設定よりも<u>25分遅延</u>（事象発生<u>50分後</u>に原子炉注水開始）した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響</p> <p>原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行（リロケーション）※の発生有無を評価した。<u>第1表</u>に感度解析の評価結果を示す。また、操作<u>25分遅れ</u>ケースの<u>炉心損傷状態を第1図</u>に示す。</p> <p>操作<u>25分遅れ</u>の場合においても、<u>損傷した燃料</u>は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。</p> <p>※ここでいうリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムへ移行した状態を指す。</p> <p>(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性の観点から、<u>格納容器冷却開始時間及び評価項目となる格納容器圧力・温度の到達時間</u>を評価した。<u>第2表</u>に感度解析の評価結果を示す。</p> <p>また、操作<u>25分遅れ</u>ケースにおいても、<u>格納容器冷却開始後は格納容器圧力及び雰囲気温度は制御され、評価項目となる格納容器限界圧力・限界温度に到達することはない</u>。また、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達する時間は約21時間後</u>であり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇傾向への影響は<u>ほとんどない</u>。</p>	<p>2. 評価項目への影響</p> <p>操作遅れを想定し、注水開始時間を<u>有効性評価</u>における設定よりも<u>30分遅延</u>（事象発生<u>60分後</u>に原子炉注水を開始）した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響</p> <p>原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行（リロケーション）※の発生有無を評価した。<u>表1</u>に感度解析の評価結果を示す。また、操作<u>30分遅れ</u>のケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1, 2に示す。</p> <p>操作<u>30分遅れ</u>の場合においても、<u>損傷炉心</u>は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。</p> <p>※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。</p> <p>(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性の観点から、<u>格納容器スプレイ開始時間及び格納容器ベント開始時間</u>を評価した。<u>表2</u>に感度解析の評価結果を示す。また、操作<u>30分遅れ</u>ケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3, 4に示す。</p> <p>操作<u>30分遅れ</u>の場合においても、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図3, 4に示すとおり、<u>格納容器スプレイ開始後は原子炉格納容器の圧力及び温度は制御される</u>。また、操作<u>30分遅れ</u>の場合においても、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する時間は、約34時間後</u>であり、格納容器圧力及び温度の</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 注水遅れ時間の設定。 (以降, 同様な相違については記載省略)</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、リロケーションが発生しないことを確認しており、炉心の損傷状態の図は記載していない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>



ほぼない。

3. まとめ  
 操作20分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して20分程度の遅れの余裕がある。

表1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生70分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作20分遅れのケース (事象発生90分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表2 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器スプレイ開始時間	格納容器限界圧力・限界温度の到達時間 (格納容器ベント開始時間)
有効性評価のケース (事象発生70分後に原子炉注水開始)	約2.0時間後	約38時間後 (格納容器圧力が0.62MPa[gage]に到達)
操作20分遅れのケース (事象発生90分後に原子炉注水開始)	約2.3時間後	約38時間後 (格納容器圧力が0.62MPa[gage]に到達)

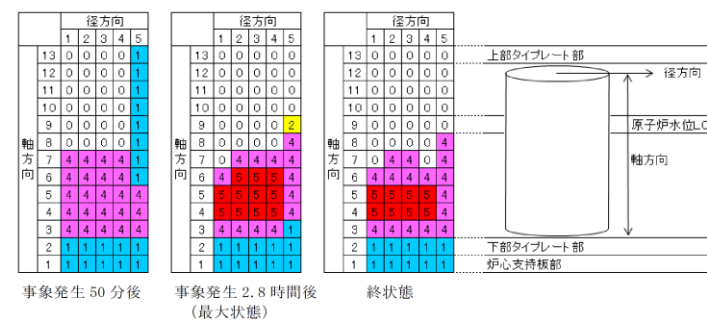
3. まとめ  
 操作25分遅れケースにおいても、ベースケースと同様に原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、ベースケースに対して25分の遅れの余裕があることを確認した。

第1表 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
ベースケース (事象発生25分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)
操作25分遅れ (事象発生50分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)

第2表 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	代替格納容器スプレイ開始時間	通常水位+6.5m到達時間 (ベント開始時間)
ベースケース	約3.9時間	約19時間
操作25分遅れ	約5.1時間	約21時間



損傷状態のモデル  
 0：空洞  
 1：燃料が自立した状態  
 2：燃料が崩壊した状態  
 3：流路が減少した状態  
 4：流路が閉塞した状態  
 5：溶融プール状態

第1図 炉心の損傷状態

上昇傾向への影響はほぼない。

3. まとめ  
 操作30分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して30分程度の遅れの余裕がある。

表1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生30分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作30分遅れのケース (事象発生60分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表2 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器代替スプレイ開始時間	格納容器ベント開始時間 (サプレッション・プール水位が通常水位+1.3m到達)
有効性評価ケース (事象発生30分後に原子炉注水開始)	約27時間後	約32時間後
操作30分遅れのケース (事象発生60分後に原子炉注水開始)	約29時間後	約34時間後

格納容器ベント開始時間の相違。

・解析結果の相違  
 【柏崎6/7, 東海第二】  
 格納容器代替スプレイ開始時間及び格納容器ベント開始時間の相違。

・記載方針の相違  
 【東海第二】  
 島根2号炉は、リロケーションが発生しないことを確認しており、炉心の損傷状態の図は記載していない。

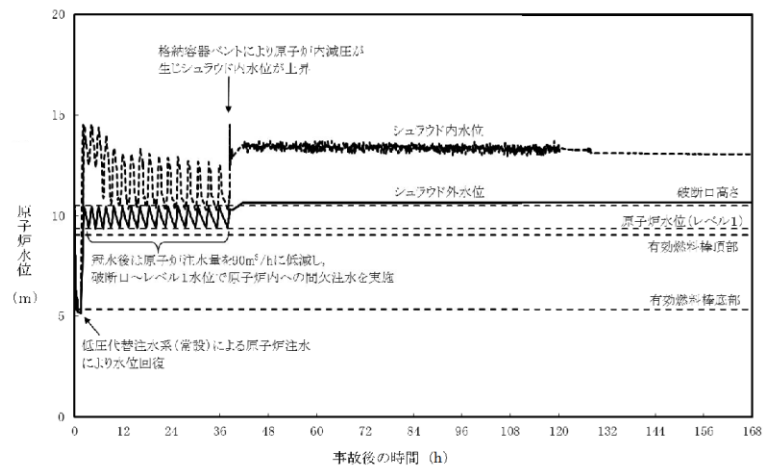


図1. 操作20分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

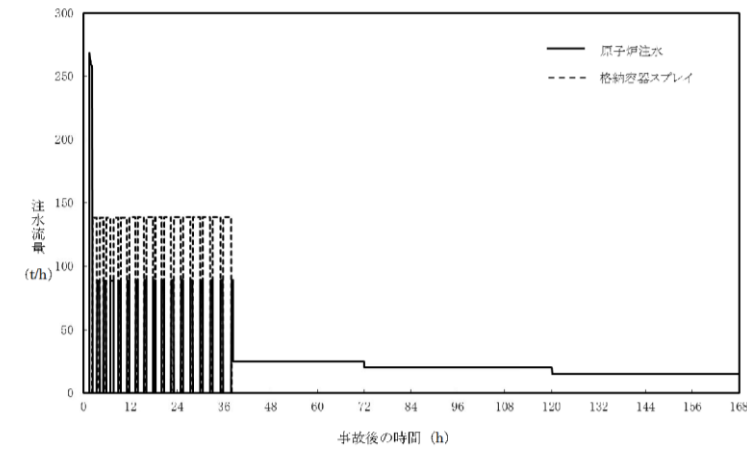
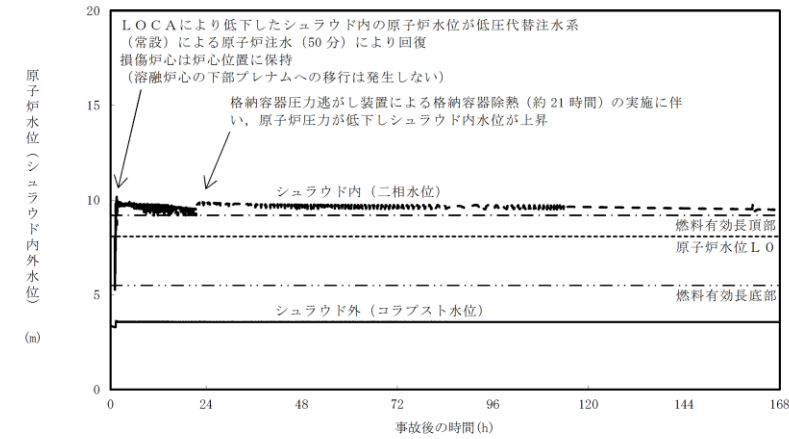
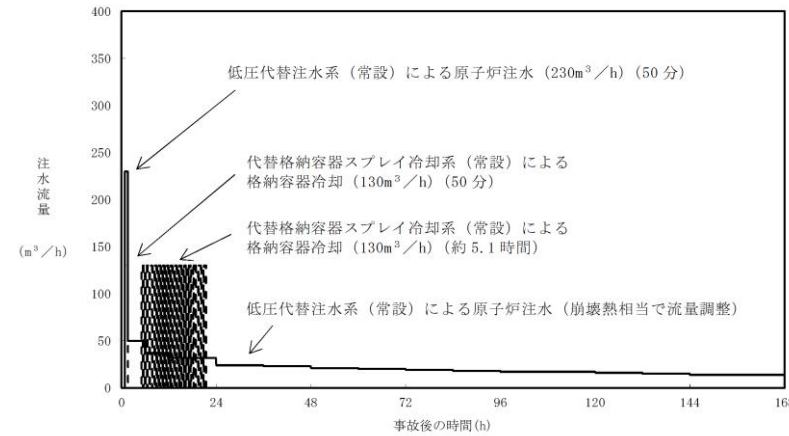


図2. 操作20分遅れのケースにおける注水流量の推移



第2図 操作25分遅れにおける原子炉水位の推移



第3図 操作25分遅れにおける注水流量の推移

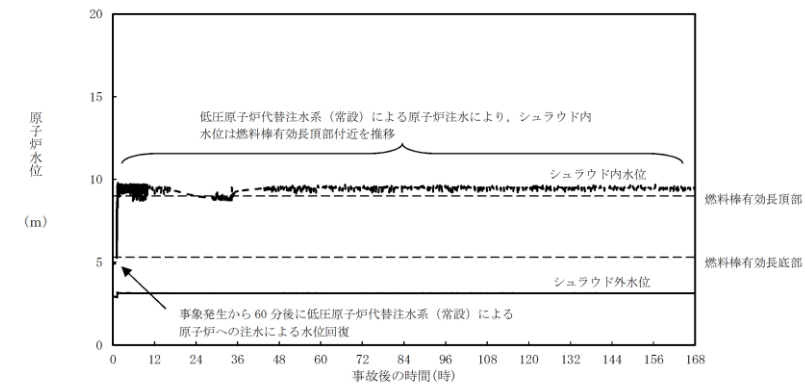


図1 操作30分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

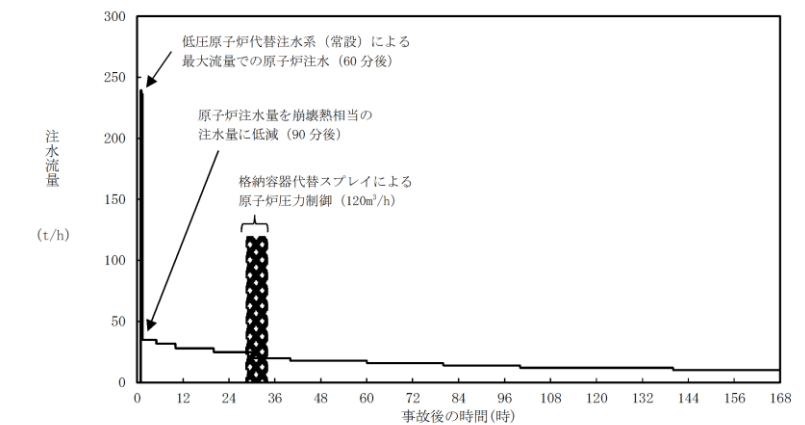


図2 操作30分遅れのケースにおける注水流量の推移

(ベースケースと同様の相違)

(ベースケースと同様の相違)



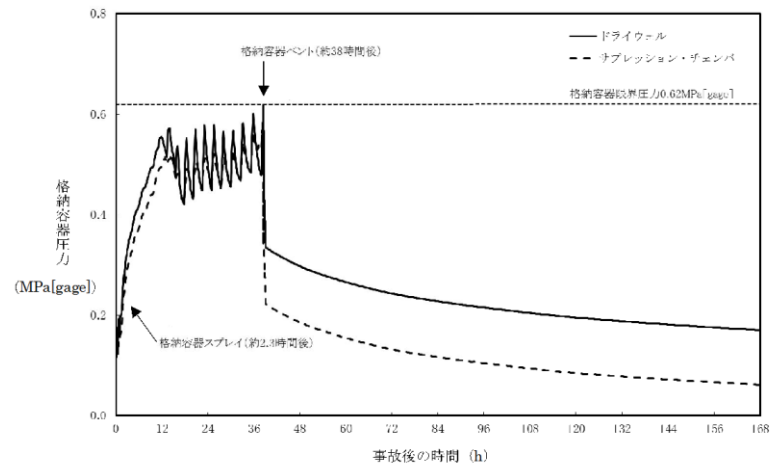


図3. 操作20分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

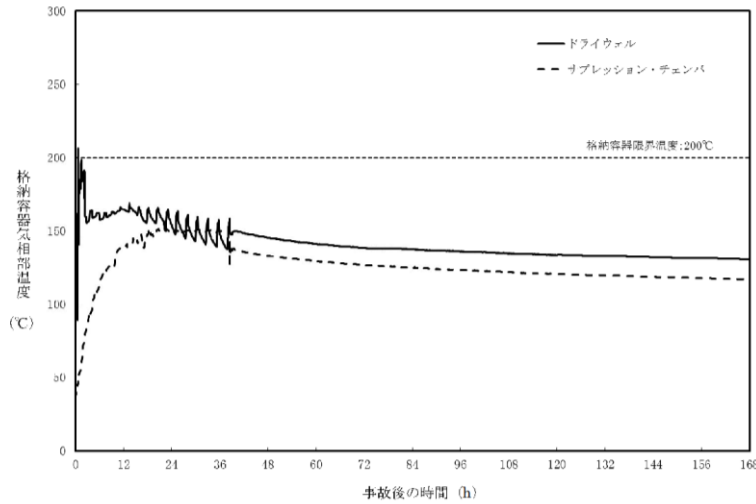
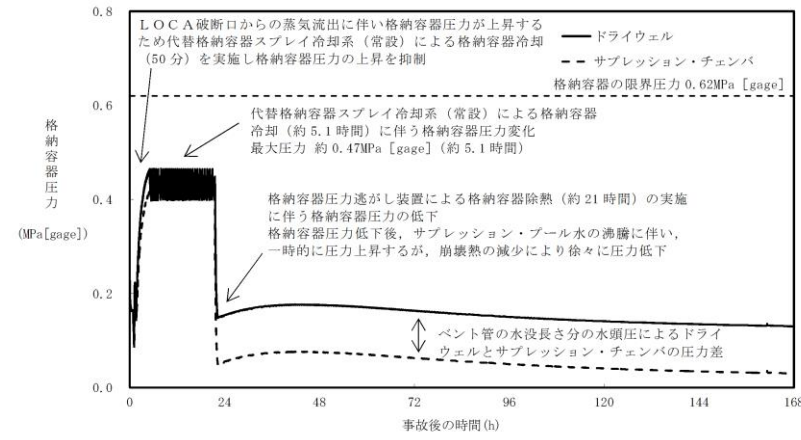
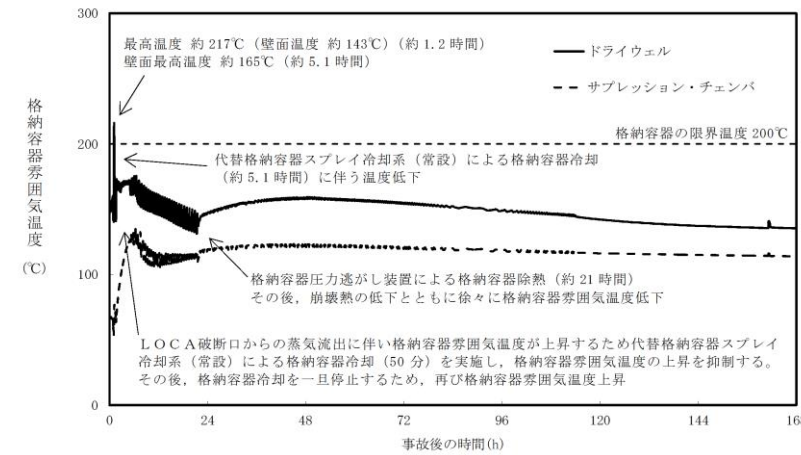


図4. 操作20分遅れのケースにおける格納容器気相部温度の推移



第4図 操作25分遅れにおける格納容器圧力の推移



第5図 操作25分遅れにおける格納容器雰囲気温度の推移

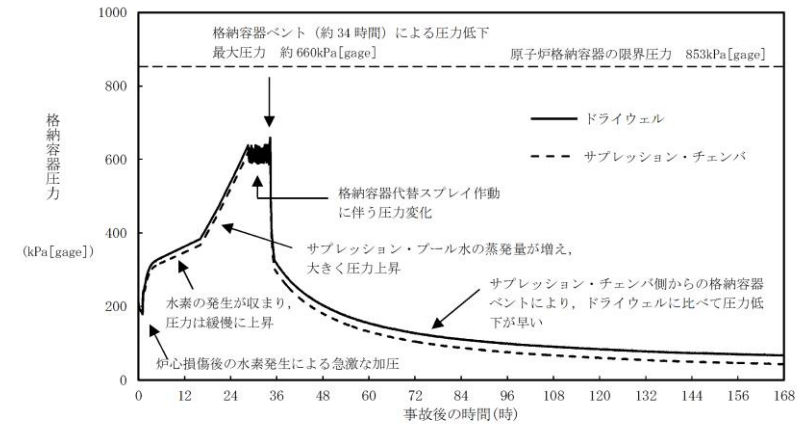


図3 操作30分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

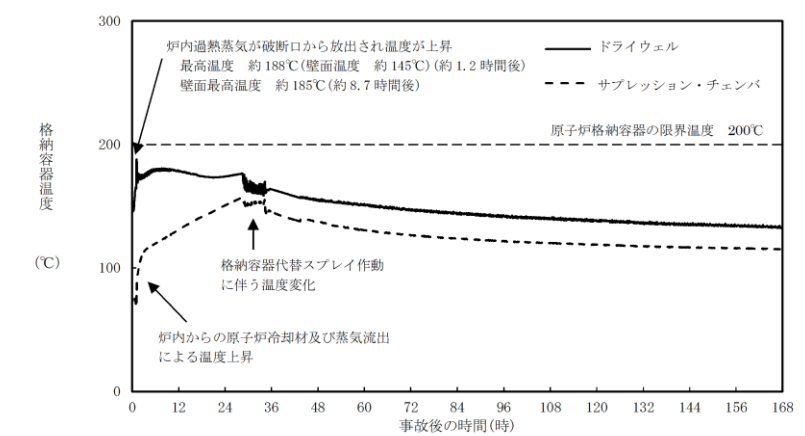


図4 操作30分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

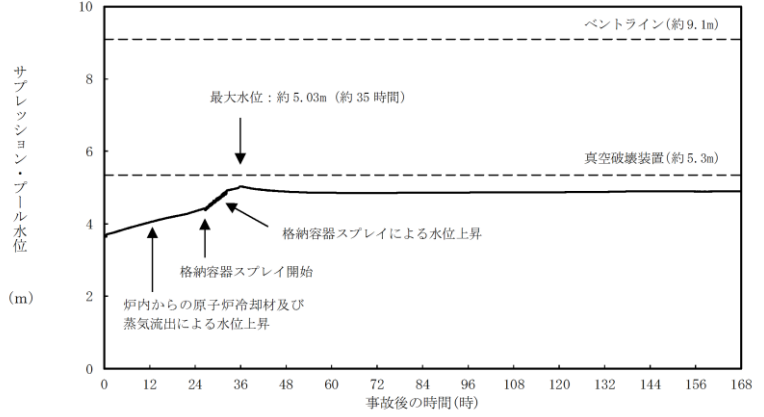
(ベースケースと同様の相違)

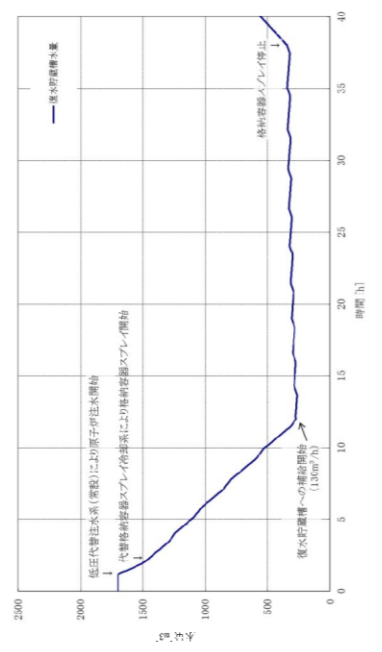
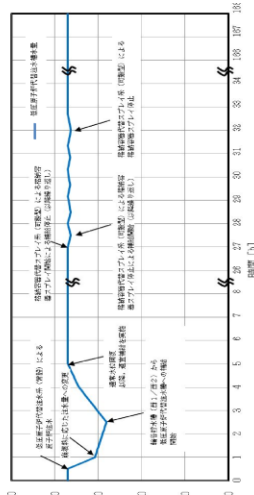
(ベースケースと同様の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.3.8</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達する。手順上、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達により格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することから、ベースケースではサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達時に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施している。</p> <p>ここでは、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを以下のとおり確認した。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近した場合に実施する。</li> </ul> <p>3. 評価結果</p> <p>図 1 から図 3 に格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッション・プール水位の推移を示す。</p> <p>事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇する。その後、事象発生約 35 時間後に格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近したときに、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施することで格納容器圧力は低下するため、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>値は原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 197℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、図3のサブプレッション・プール水位の推移は、格納容器ベント実施後のベントクリア（ダウンカメラ部からサブプレッション・チェンバへの水の移行）及びサブプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によるサブプレッション・プール水位上昇を考慮した結果となっており、サブプレッション・プール水位は最大で約 5.03m となる。</p> <p>以上により、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを確認した。</p> <div data-bbox="1765 850 2478 1260"> </div> <p style="text-align: center;">図1 格納容器圧力の推移</p> <div data-bbox="1765 1375 2478 1764"> </div> <p style="text-align: center;">図2 格納容器温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1855 703 2374 735">図3 サプレッション・プール水位の推移</p>	

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018.9.12版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p><b>7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)</b></p>  <p>添付資料 3.1.3.8</p> <p>○水源                  復水貯蔵槽水量：約 1,700m<sup>3</sup>                  淡水貯水池：約 18,000m<sup>3</sup></p> <p>○水使用パターン                  ①低圧代替注水系(常設)による原子炉注水                  事象発生70分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。                  冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル1)の範囲で注水する(約90m<sup>3</sup>/h)。                  ②代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ                  原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル1)の範囲で、                  格納容器スプレイを実施(140m<sup>3</sup>/h)。                  ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送                  事象発生12時間後から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)4台を用いて130m<sup>3</sup>/hで淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。</p> <p>○時間評価(右上図)                  事象発生12時間までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器スプレイ停止後に格納容器ベントを実施し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽の水位は回復し、以降安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果                  時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、6号及び7号炉のそれぞれで約7,400m<sup>3</sup>必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、約14,800m<sup>3</sup>必要とされる。各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>添付資料 3.1.3.10</p> <p><b>7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))</b></p> <p>1. 水源に関する評価</p> <p>① 淡水源(有効水量)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替淡水貯槽：約 4,300m<sup>3</sup></li> <li>西側淡水貯水設備：約 4,300m<sup>3</sup></li> </ul> <p>2. 水使用パターン</p> <p>① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水                  事象発生25分後、定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を実施する。                  炉心水位回復後は、崩壊熱除去に相当する流量で注水する。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却                  事象発生25分後から炉心水位回復まで、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施する。                  格納容器圧力が0.465MPa[gage]に到達する事象発生約3.9時間後、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施する。その後、格納容器圧力0.400MPa[gage]で停止の操作を継続する。                  サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。</p>	<p>添付資料 3.1.3.9</p> <p><b>7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合))</b></p>  <p>○水源                  低圧原子炉代替注水槽：約 740m<sup>3</sup>                  輪谷貯水池(西1/西2)※：約 7,000m<sup>3</sup>(約 3,500m<sup>3</sup>×2)                  ※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)</p> <p>○水使用パターン                  ①低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水                  事象発生後、最大流量(250m<sup>3</sup>/h)で注水する。                  冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。                  ②輪谷貯水池(西1/西2)から低圧原子炉代替注水槽への移送                  事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m<sup>3</sup>/hで低圧原子炉代替注水槽へ移送する。                  ③代替格納容器スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ                  事象発生27時間後から格納容器圧力に応じ、120m<sup>3</sup>/hで間欠運転を実施。</p> <p>○時間評価(右上図)                  事象発生後から2時間30分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生27時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが、格納容器スプレイは間欠運転であるため、格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送を再開し、以降、安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果                  時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約3,200m<sup>3</sup>必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水池(西1/西2)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価結果の相違                      【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>解析条件の相違                      【柏崎6/7】                      島根2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>③ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給 事象発生約 42.6 時間（代替淡水貯槽の残量 1,000m<sup>3</sup>到達時点）以降から可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給準備を開始し、準備完了後に西側淡水貯水設備の水を代替淡水貯槽へ補給する。</p> <p>3. 時間評価 原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事象発生 45.6 時間時点で代替淡水貯槽は枯渇していない。その後、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を実施するため、代替淡水貯槽は枯渇することがない。</p> <p>第1図 外部水源による積算注水量 (雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） (代替循環冷却系を使用できない場合))</p> <p>4. 水源評価結果 時間評価の結果から、代替淡水貯槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備に合計約 8,600m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

7日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) : 代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.9

炉	時系列	会社	単位
7号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
6号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
1号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
2号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
3号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
4号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
5号炉	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL
その他	緊急発生直後～緊急発生後7日間 1台起動 2台起動 3台起動 4台起動 5台起動 6台起動 7台起動 8台起動 9台起動 10台起動 11台起動 12台起動 13台起動 14台起動 15台起動 16台起動 17台起動 18台起動 19台起動 20台起動 21台起動 22台起動 23台起動 24台起動 25台起動 26台起動 27台起動 28台起動 29台起動 30台起動 31台起動 32台起動 33台起動 34台起動 35台起動 36台起動 37台起動 38台起動 39台起動 40台起動 41台起動 42台起動 43台起動 44台起動 45台起動 46台起動 47台起動 48台起動 49台起動 50台起動 51台起動 52台起動 53台起動 54台起動 55台起動 56台起動 57台起動 58台起動 59台起動 60台起動 61台起動 62台起動 63台起動 64台起動 65台起動 66台起動 67台起動 68台起動 69台起動 70台起動 71台起動 72台起動 73台起動 74台起動 75台起動 76台起動 77台起動 78台起動 79台起動 80台起動 81台起動 82台起動 83台起動 84台起動 85台起動 86台起動 87台起動 88台起動 89台起動 90台起動 91台起動 92台起動 93台起動 94台起動 95台起動 96台起動 97台起動 98台起動 99台起動 100台起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2機)	7日間の 軽油消費量 約528kL

注1: 事故収束に必要な格納容器内圧力調整は、保守的に定格代替注水ポンプ3台を起動して行われる。  
注2: 事故収束に必要な格納容器内圧力調整は、保守的に定格代替注水ポンプ2台を起動して行われる。  
注3: 事故収束に必要な格納容器内圧力調整は、保守的に定格代替注水ポンプ1台を起動して行われる。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

添付資料 3.1.3.11

7日間における燃料の対応について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用できない場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 5台 (運転台数) = 約 352.8kL	7日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能
可搬型代替注水中型ポンプ 1台起動 (西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給) 35.7L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 6.0kL	7日間の 軽油消費量 約 6.0kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kLであり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 70.0kL	7日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kLであり、7日間の対応可能

島根原子力発電所 2号炉

添付資料 3.1.3.10

7日間における燃料の対応について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(残留熱代替除去系を使用しない場合))

保守的にすべての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
大量送水車 1台起動 0.0652m³/h × 24h × 7日 × 1台 = 10.9536m³	7日間の 軽油消費量 約 64m³	ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は約 730m³であり、7日間対応可能
大型送水ポンプ車 1台起動 0.31m³/h × 24h × 7日 × 1台 = 52.08m³		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m³/h × 24h × 7日 × 1台 = 351.12m³	7日間の 軽油消費量 約 352m³	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m³であり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台 0.0469 m³/h × 24h × 7日 × 1台 = 7.8792m³	7日間の 軽油消費量 約 8m³	緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m³であり、7日間対応可能

備考

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は、緊急時対策用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・評価結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

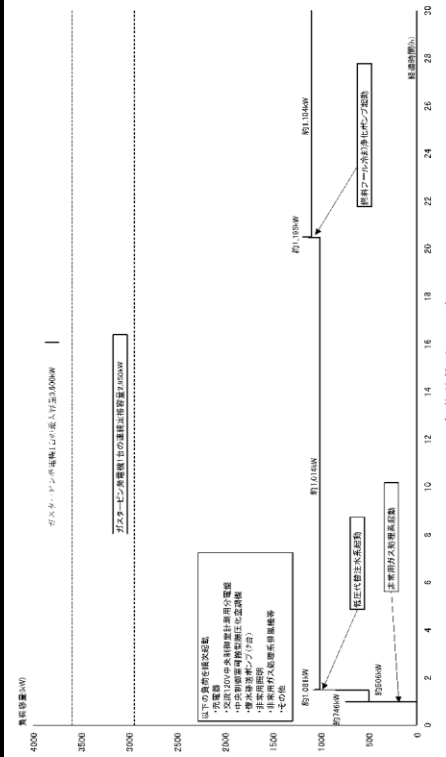
東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) : 代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.10



6号炉	6号炉
直流125V充電器A	約94kW
直流125V充電器A-2	約56kW
AM用125V充電器	約41kW
直流125V充電器B	約98kW
交流120V中央制御室計測用分電盤A/B	約12kW
非常用照明	約100kW
山形制御室可搬型高圧化圧機	3kW
復水器送水ポンプ	55kW
復水器送水ポンプ	55kW
燃料プール冷却浄化ポンプ (起動時)	90kW (181kW)
非常用ガス処理系排風機等	約37kW
その他必要な設備	約98kW
その他必要な設備	約366kW
合計 (運転最大容量)	約1104kW (約1195kW)

※非常用ガス処理系減分除圧装置、及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

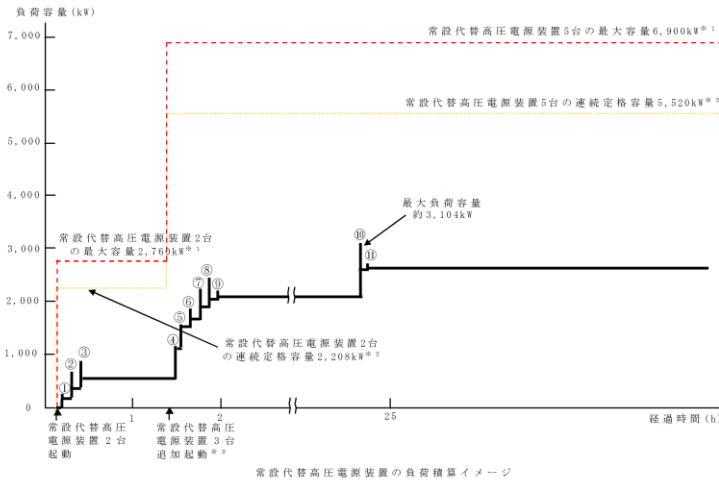
常設代替交流電源設備の負荷  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用できない場合))

添付資料 3.1.3.12

主要負荷リスト

【電源設備:常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約892	約597
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明* ・120/240V計測用主母線2A ・その他必要な負荷 ・その他必要な負荷*	約79 約108 約134 約14 約234	約1,179	約1,166
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明* ・120/240V計測用主母線2B ・その他必要な負荷 ・その他必要な負荷*	約60 約86 約134 約14 約132	約1,586	約1,581
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷	約55 約8 約95	約1,875	約1,687
⑦	停止負荷 中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,264	約1,923
⑧	蓄電池送排気ファン	約8	約2,477	約2,085
⑨	ほう水注入ポンプ	約154	約2,212	約2,122
⑩	緊急用海水ポンプ	約510	約3,104	約2,636
⑪	その他必要な負荷	約4	約2,745	約2,666
⑫	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30		



※1 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)  
 ※2 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の90%の容量 (1,380kW×0.9×運転台数=連続定格容量)  
 ※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高圧電源装置を3台追加起動する  
 ※4 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

常設代替交流電源設備の負荷

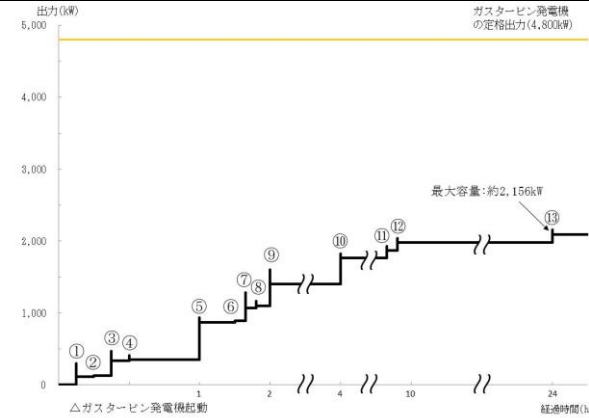
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(残留熱代替除去系を使用しない場合))

添付資料 3.1.3.11

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機 定格出力:4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約210	約471	約339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約15	約409	約354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約518	約938	約872
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約20	約892	約892
⑦	B-中央制御室送風機	約180	約1,287	約1,072
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約30	約1,164	約1,102
⑨	B-中央制御室冷凍機	約300	約1,604	約1,402
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約359	約1,823	約1,761
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,931	約1,871
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約2,041	約1,981
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約110	約2,156	約2,091



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

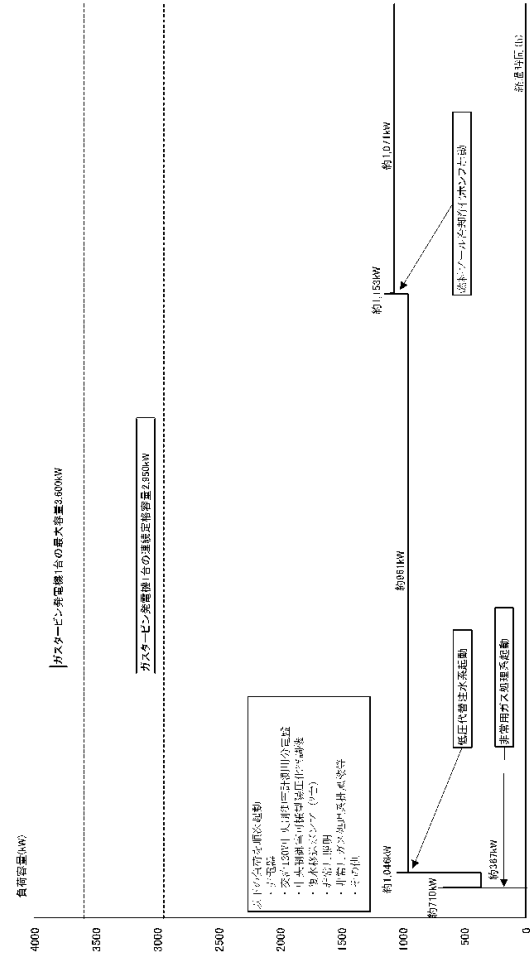


常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) : 代替循環冷却系を使用しない場合)

<7号炉>

	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A,B	約 6kW
非常用照明	約 100kW
中央制御室可搬型扇圧化空調機	3kW
復水移送ポンプ	55kW
復水移送ポンプ	55kW
燃料プールの冷却浄化ポンプ (配動時)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約 20kW
その他必要な設備	約 113kW
その他不要な設備	約 321kW
合計 (連続最大容量) (最大容量)	約 1071kW (約 1153kW)

※非常用ガス処理系湿分除去装置、及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。



負荷横算イメージ

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)  
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUX, 長期TB, TBU 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, 水素ガス等が急速に放出され, 原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより, 急速に格納容器圧力が上昇する等, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 溶融炉心, 水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため, 原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって, 原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに, <u>格納容器下部注水系 (常設) によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに, 溶融炉心が落下するまで, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却するとともに, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</u></p>	<p>3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUX, 長期TB, TBU 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, <u>水素</u>等が急速に放出され, <u>格納容器雰囲気</u>が直接加熱されることにより, 急速に格納容器圧力が上昇する等, <u>格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が発生して<u>格納容器</u>の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 溶融炉心, 水蒸気及び<u>水素</u>の急速な放出に伴い<u>格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため, 原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって, <u>格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに, <u>格納容器下部注水系 (常設) によってペDESTAL (ドライウエル部)</u>に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに, <u>代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。溶融炉心の落下後は, 代替循環冷却系による格納容器除熱を継続し, コリウムシールド及び格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却するとともに, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</u></p>	<p>3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUX, 長期TB, TBU 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, <u>水素ガス</u>等が急速に放出され, <u>原子炉格納容器雰囲気</u>が直接加熱されることにより, 急速に格納容器圧力が上昇する等, <u>原子炉格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が発生して<u>原子炉格納容器</u>の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 溶融炉心, 水蒸気及び<u>水素ガス</u>の急速な放出に伴い<u>原子炉格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため, 原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって, <u>原子炉格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに, <u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によってペDESTAL に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は, コリウムシールド及びペDESTAL代替注水系 (可搬型) によって溶融炉心の冷却を実施する。その後, 残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 溶融炉心落下後 (事象発生約 5.4 時間後) から残留熱代替除去系の運転開始 (事象発生 10 時間後)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 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」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力</p>	<p>さらに、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</u></p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 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」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力</p>	<p>さらに、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 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」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力</p>	<p>までの間に、格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃) に到達しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、サンプルへの流入防止のためにペDESTAL床面にコリウムシールドを設置しており、MAAP 解析において考慮していることから対策として記載。</li> <li>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。</li> <li>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段並びに<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p>	<p>が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、<u>格納容器に熱的・機械的な負荷</u>が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器雰囲気温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から<u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段</u>を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段、<u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段</u>並びに<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>さらに、長期的な<u>格納容器内酸素濃度</u>の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置による<u>格納容器内への窒素注入</u>手段を整備する。</p>	<p>が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、<u>原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷</u>が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>の環境条件を緩和する観点から<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による原子炉格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び<u>温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段</u>並びに<u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段</u>を整備する。</p> <p>さらに、<u>長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。</u></p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、溶融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。</li> <li>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損以降のマネジメントは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に記載の対応</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から j. に示すとともに、a. から j. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2.1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から f. 及び h. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に、対応手順の概要を第 3.2.5 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.1 図及び第 3.2.3 図である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、<u>事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 28 名</u>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名 (6 号及び 7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転操作を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、<u>緊急時対策要員(現場)は 8 名</u>である。</p> <p><u>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名<sup>※1</sup>である。</u>必要な要員と作業項目について第 3.2.6 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>28 名</u>で対処可能である。</p> <p>※1 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、必要な要員の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認</p>	<p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から q. に示すとともに、a. から q. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から h.、j. 及び k. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2-1 図 (1/5) 及び第 3.2-1 図 (2/5) である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、<u>事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員(初動) 20 名</u>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、<u>現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名</u>である。</p> <p><u>また、事象発生 2 時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名</u>である。必要な要員と作業項目について第 3.2-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>20 名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認</p>	<p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から k. に示すとともに、a. から k. の重大事故等対策についての設備と手順の関係を第 3.2.1-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から f. 及び h. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1-1(1)図から第 3.2.1-1(4)図に、対応手順の概要を第 3.2.1-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は、<u>第 3.2.1-1(1)図及び第 3.2.1-1(2)図</u>である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、<u>緊急時対策要員 31 名</u>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 5 名、<u>復旧班要員は 19 名</u>である。必要な要員と作業項目について第 3.2.1-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>31 名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認</p>	<p>と同じである旨を記載している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である</p> <p>・運用及び設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要な要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 31 名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・記載箇所の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域モニタ等</u>である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、<u>原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失<sup>※2</sup>していることを確認する。</u></p> <p><u>非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等</u>である。</p> <p>※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合を想定。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装等</u>である。</p> <p><u>全交流動力電源喪失を確認する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C電圧等</u>である。</p> <p>b. <u>原子炉への注水機能喪失確認</u></p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、<u>原子炉水位異常低下（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</u></p> <p><u>原子炉隔離冷却系の自動起動に失敗したことを確認後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。</u></p> <p>原子炉への注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉隔離時冷却系系統流量等</u>である。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装</u>である。</p> <p>b. <u>高圧・低圧注水機能喪失確認</u></p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、<u>すべての非常用炉心冷却系等が機能喪失<sup>※1</sup>していることを確認する。</u></p> <p><u>非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等</u>である。</p> <p>※1 <u>非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、全交流動力電源喪失の確認を「c.」で記載。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、中性子源領域計装（SRM）及び中間領域計装（IRM）、柏崎6/7、東海第二は起動領域計装（SRNM）を採用している。柏崎6/7、東海第二は、運転時挿入されているSRNMにより確認が可能な設備として、等を記載しているが、島根2号炉は、SRM及びIRMが運転時引き抜きのため、平均出力領域計装（APRM）により確認することとしている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、手動起動を含めて「非常用炉心冷却系等が機能喪失していることを確認する」と表現。また、島根2号炉は、非常用炉心冷却系等の「等」にRCICが含まれている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。</u></p> <p>d. <u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電</u></p> <p><u>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</u></p> <p>e. <u>緊急用海水系による冷却水(海水)の確保</u></p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水機能喪失を確認した後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</u></p> <p><u>緊急用海水系による冷却水(海水)の確保を確認するために必要な計装設備は、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)である。</u></p> <p>f. <u>代替循環冷却系による格納容器除熱</u></p> <p><u>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱*を開始する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力であ</u></p>	<p>原子炉注水ができない場合を想定。</p> <p>c. <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u></p> <p><u>外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。</u></p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、<u>常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載箇所の相違</li> <li>【東海第二】 東海第二は、全交流動力電源喪失の確認を「a.」で記載。</li> <li>・解析条件の相違</li> <li>【柏崎6/7】 島根2号炉は、本シナリオの評価においてSBOの重畳を考慮する。</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【東海第二】 島根2号炉は、早期の電源回復不能判断により可搬設備を準備することについて記載。なお、緊急用M/Cの受電操作については、いずれのシーケンスにおいても記載しない方針としている。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系の補機冷却系として原子炉補機代替冷却系を整備している。</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><b>【比較のため、「e.」を記載】</b></p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの <u>10%</u>上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内雰囲気放射線レベル</u>である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により</p>	<p>る。</p> <p><b>※ 格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。</b></p> <p><b>【比較のため、「h.」を記載】</b></p> <p>h. 逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の手動による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、<u>燃料有効長底部から燃料有効長の 20%</u>上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) 2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力等である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>g. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の <u>10 倍以上となった場合</u>とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u>である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>格納容器内の pH</u>制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><b>【比較のため、「j.」を記載】</b></p> <p>j. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により</p>	<p>d. <u>自動減圧機能付き</u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、<u>燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%</u>上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって<u>自動減圧機能付き</u>逃がし安全弁 2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位 (燃料域)、<u>原子炉水位 (S.A)</u>、原子炉圧力及び<u>原子炉圧力 (S.A)</u>である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、<u>自動減圧機能付き</u>逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>e. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の <u>10 倍を超えた場合</u>とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u>である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>原子炉格納容器内の pH</u>制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p>f. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2 号炉は、BAF+20% で原子炉減圧を実施する。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号は、10 倍を超えた場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二は、10 倍を含めて炉心損傷と判断するため「以上」としている。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を<u>確認する。</u></p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を<u>確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</u></p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>f. <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</u></p> <p><u>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却<sup>*3</sup>を実施する。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</u></p>	<p>水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、<u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></p> <p><u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）である。</u></p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>h. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力等である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p><u>（添付資料 3.2.1）</u></p>	<p><u>水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></p> <p><u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）である。</u></p>	<p>島根 2 号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を同時に起動する。</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候によりペDESTALに水張りをとする運用としている。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7，東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、炉心損傷前に原子炉急速減圧基準である BAF+20%に到達するため、原子炉急速減圧を「e. 炉心損傷確認」の前の「d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧」に記載。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は、熔融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p><u>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.1)</p> <p>g. <u>原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。</p> <p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>である。</p> <p><u>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</u>この場合の注水は、<u>原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m(注水量 180m<sup>3</sup> 相当)に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p><u>原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び格納容器下部水位</u>である。</p>	<p>i. <u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保（解析上考慮しない操作）</u></p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位調整を行う。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、格納容器下部水位等</u>である。</p>	<p>g. <u>ペDESTALへの注水</u></p> <p>原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。</p> <p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉圧力容器温度（SA）</u>である。</p> <p><u>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水<sup>*2</sup>を実施する。</u>この場合の注水は、<u>ペDESTALへの水張りが目的であるため、ペDESTALの水位が 2.4m（注水量 225m<sup>3</sup>）に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。</u></p> <p><u>ペDESTALへの注水を確認するために必要な計装設備は、格納容器代替スプレイ流量及びペDESTAL水位</u>である。</p> <p><u>※2 ペDESTAL注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて実施することにより、原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。</u></p> <p><u>なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は、pH 制御のための薬品は常設タンクからの圧送によりサプレッション・チェンバに直接注入する構成となっているため、代替格納容器スプレイと同時に注入しない。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7，東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にてペDESTALへ初期水張りをを行い、ペDESTAL水位に応じて停止する手順としている。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7，東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にてペDESTALへ初</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>原子炉格納容器下部への注水と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p>h. 原子炉圧力容器破損確認  原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。  原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加</u>といったパラメータの変化が生じる。</p>	<p>なお、<u>有効性評価の解析条件としては、ペDESTAL (ドライウエル部) には事象初期から約 1m の水位を形成していることから、本操作を考慮しないものとする。</u></p> <p>i. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u>  炉心損傷が発生すれば、<u>ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u>  格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) である。</u></p> <p>k. 原子炉圧力容器破損確認  原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、<u>原子炉圧力容器温度 (下鏡部) の 300℃到達</u>といったパラメータの変化を確認する。<u>原子炉圧力容器温度 (下鏡部) が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納</u></p>	<p><u>原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、自動減圧機能付き逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</u></p> <p>h. 原子炉圧力容器破損確認  <u>原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。</u>  原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加</u>といったパラメータの変化を確認する。<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器破損を速やかに判断するためにペDESTAL</u></p>	<p>期水張りを行う手順としている。</p> <p>・運用の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2号炉は、損傷炉心の冷却が未達成の場合にペDESTAL内への初期水張りを行う。</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は、残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱開始時点で原子炉格納容器の pH 調整を実施する。</p> <p>・記載箇所の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動を「f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載。</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>原子炉圧力の急激な低下</u>、<u>ドライウエルの圧力の急激な上昇</u>、<u>原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇</u>といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウエルの圧力の差圧が <u>0.10MPa[gage]</u>以下であること及び<u>原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上</u>であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>i. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部に落下した後は</u>、<u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を</u>確認するために必要な計装設備は、<u>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</u>等である。</p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）</u>により溶融炉心の冷却が継</p>	<p>容器下部水温を継続監視する。</p> <p><u>格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケール</u>といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、<u>格納容器下部水温</u>等である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.2)</p> <p>1. <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）</u></p> <p><u>原子炉圧力容器破損の判断後</u>、<u>中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）</u>を確認するために必要な計装設備は、<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）</u>等である。</p> <p>m. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ冷却（原子炉圧力容器破損後）</u>を実施後、<u>中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を水位 2.75m まで実施する。以降は、ペDESTAL（ドライウエル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持するとともに、サプレッション・プール水位の上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、2.25m から 2.75m の範囲に水位を維持する。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を</u>確認するために必要な計装設備は、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u>等である。</p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）</u>により溶融炉心の冷却が継</p>	<p><u>ル水温度等を継続監視する。</u></p> <p><u>ペDESTAL水温度の急激な上昇又は指示値喪失</u>、<u>原子炉圧力の急激な低下</u>、<u>ドライウエル圧力の急激な上昇</u>、<u>ペDESTALの雰囲気温度の急激な上昇</u>といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が <u>0.25MPa[gage]</u>以下であること及び<u>ペDESTALの雰囲気温度が飽和温度以上</u>であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、<u>ペDESTAL水温度（SA）</u>等である。</p> <p>i. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、<u>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALに落下した後は</u>、<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。</u></p> <p><u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を</u>確認するために必要な計装設備は、<u>ペDESTAL代替注水流量</u>等である。</p> <p><u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>により溶融炉心の冷却</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損判断にて格納容器スプレイによる格納容器冷却を実施する手順としていない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、圧力容器破損後の溶融炉心への注水を、崩壊熱相当に余裕をみた流量にて行うのに対し、東海第二は、ドライウエル水位で管理する手順としている。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>続して行われていることは、<u>復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)</u>のほか、<u>格納容器下部水位計</u>によっても確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、<u>格納容器下部水位計</u>による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること</li> <li>ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること</li> <li>原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること</li> </ul> <p>これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p> <p><u>溶融炉心の冷却維持は、主に格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水によって実施するが、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ(通常運転水位+約 1.5m)を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</u></p> <p>j. <u>代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱</u><sup>※4</sup></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水系流量計(格納容器下部注水流量)及び復水補給水系流量計(RHRB 系代替注水流量)を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室か</u></p>	<p>続して行われていることは、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u>のほか、<u>格納容器下部水位</u>によっても確認することができる。</p> <p>(添付資料 3. 2. 3)</p> <p>n. <u>代替循環冷却系による格納容器除熱(原子炉圧力容器破損後)</u></p> <p><u>原子炉圧力容器破損後、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)により格納容器圧力が低下することを確認した後は、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を原子炉注</u></p>	<p>が継続して行われていることは、<u>ペDESTAL代替注水流量</u>のほか、<u>ペDESTAL水位</u>によっても確認することができるが、<u>原子炉圧力容器破損時の影響により、ペDESTAL水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又はすべてから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>ペDESTALの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること</u></li> <li><u>ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること</u></li> <li><u>原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること</u></li> </ul> <p>これらは、<u>短時間ではなく数時間の推移を確認する。</u></p> <p>j. <u>残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の準備及び残留熱代替除去系の運転の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器スプレイによるペDESTAL注水を実施する。</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ペDESTAL水位が確認できない場合の溶融炉心冷却継続の確認方法について記載している。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>ABWR と BWR-5 の設計の相違により、島根2号炉は、サブプレッション・チェンバのプール水のペDESTALへの流入による溶融炉心の冷却には期待できない。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、外部水源の持ち込みを制限し格納容器ベントを回避するため、内部水源である残留熱代替除去系に</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ら遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</u></p> <p>※4 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p>	<p><u>水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・プール水温度等である。</u></p> <p><u>o. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）</u></p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。</u></p> <p><u>格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を再開し、格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</u></p> <p><u>p. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</u></p>	<p><u>残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）等である。</u></p> <p><u>k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇</u></p>	<p>よる溶融炉心冷却及び格納容器除熱を開始し、外部水源であるペDESTAL代替注水系（可搬型）を停止する手順としている。</p> <p>なお、島根2号炉のようなMark-I改の場合、格納容器スプレイ水がペDESTALへ流入するため、残留熱代替除去系による格納容器スプレイはペDESTAL注水を兼ねている。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始後に格納容器圧力による格納容器スプレイ実施基準に到達しない。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、SA設備である可搬式窒素</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「<u>過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)</u>」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常</p>	<p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内酸素濃度(SA)</u>である。</p> <p>g. <u>タンクローリによる燃料給油操作</u></p> <p><u>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</u></p> <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH)</u>」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常</p>	<p>を抑制する。</p> <p>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器酸素濃度(SA)</u>である。</p> <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生</u>」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件</p>	<p>供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬式窒素供給装置に限らず、燃料補給操作は適宜実施としていることから、いずれのシーケンスも燃料補給操作を記載しない方針としている。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>用炉心冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCA をプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCA によるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCA をプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である<u>低圧注水系のみならず</u>、重大事故等対処設備である<u>低圧代替注水系（常設）等</u>を含む全ての低圧注水機能が</p>	<p>用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した<sup>※</sup>。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p><u>※ 原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</u></p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペDESTAL（ドライウェル部）への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である<u>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系のみならず</u>、重大事故等対処設備である<u>低圧代替注水</u></p>	<p>として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペDESTALへの落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p><u>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事故初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である<u>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系のみならず</u>、重大事故等対処設備である<u>低圧原子</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、本シナリオの評価において全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低圧注水系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、</p>	<p>系(常設)等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自動減圧機能が作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、過渡時自動減圧機能は低圧注水機能の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水機能が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物放出/格納容</p>	<p>炉代替注水系(常設)等を含むすべての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧機能が作動せず、すべての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、すべての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧機能は残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の一つであるため、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失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えてすべての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である自動減圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての自動減圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 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の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</li> <li>・設備設計の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ジルコニウム-水反</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの <u>10%</u>上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、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」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p>	<p>器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の <u>20%</u>上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、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」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p>	<p>放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての自動減圧機能付き逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の <u>20%</u>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の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、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」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p>	<p>応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。</p> <p>さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない<sup>※5</sup>ものとする。これは、炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※5 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p>	<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2-2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。</p> <p>また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>さらに原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない<sup>※6</sup>ものとする。これは、原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※ 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水の機能喪失を想定する。格納容器下部注水系（常設）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p>	<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失<sup>※3</sup>を想定する。</p> <p>また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない<sup>※4</sup>ものとする。</p> <p>※3 自動減圧機能付き逃がし安全弁の逃がし弁機能は健全だが、自動減圧機能作動条件（低圧ECCSポンプ運転）を満たしていないため作動しない。</p> <p>※4 低圧原子炉代替注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧原子炉代替注水系機能喪失を想定。ペダスタル代替注水系（可搬型）等、大量送水車を用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため、全交流動力電源喪失を想定する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・解析条件の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、本シナリオの評価において全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>・解析条件の相違【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。</p> <p>・解析条件の相違【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、島根2号炉は全交流動力電源喪失を想定する</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p>	<p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。 <u>(添付資料3.2.4)</u></p> <p>(e) <u>水素及び酸素</u>の発生 <u>水素</u>の発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による<u>水素</u>及び<u>酸素</u>の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による<u>水素及び酸素</u>の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>原子炉水位低（レベル3）</u>信号によるものとする。</p> <p>(b) <u>主蒸気隔離弁</u> <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p>	<p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) <u>水素ガス及び酸素ガスの発生</u> <u>水素ガス</u>の発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による<u>水素ガス及び酸素ガス</u>の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による<u>水素ガス及び酸素ガス</u>の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「<u>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</u>」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b) <u>主蒸気隔離弁</u> <u>主蒸気隔離弁は、事象の発生と同時に閉止するものとする。</u></p>	<p>ことから、外部電源なしと設定している。</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、コンクリート侵食によるガス発生を踏まえ「3.5 MCCI」において水素ガス及び酸素ガスの影響を確認しているが、東海第二ではコンクリートは侵食しないため「3.2 DCH」において水素ガス及び酸素ガスの影響を確認している。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、外部電源がないことから事象発生と同時にスクラムすることとしている。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c) <u>格納容器下部注水系（常設）</u> 原子炉圧力容器破損前に、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>により <u>90m<sup>3</sup>/h</u> で原子炉格納容器下部に注水し、水位が <u>2m</u> に到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>により崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>(d) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>原子炉圧力容器破損前に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により 70m<sup>3</sup>/h で原子炉格納容器内にスプレイする。</u> <u>原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m<sup>3</sup>/h 以上で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p>	<p>(c) <u>再循環系ポンプ</u> <u>再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(d) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（<u>安全弁機能</u>）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）2 個を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。</p> <p>(e) <u>格納容器下部注水系（常設）</u> 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、<u>溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、80m<sup>3</sup>/h にてペDESTAL（ドライウエル部）に注水を行うものとする。</u></p> <p>(f) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、300m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力0.465MPa [gage] に到達した場合は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要な</u></p>	<p>(c) <u>再循環ポンプ</u> <u>再循環ポンプは、事象の発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(d) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の<u>逃がし弁機能</u>にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 8% を処理するものとする。</p> <p>(e) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u> 原子炉圧力容器破損前に、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>により <u>120m<sup>3</sup>/h</u> で原子炉格納容器内にスプレイし、ペDESTAL水位が <u>2.4m</u> に到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>(f) <u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u> 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTALに落下した後は、<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>により崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を行うものとする。</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、逃がし弁機能での圧力制御を想定している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、圧力容器破損後の溶融炉心への注水を、崩壊熱相当に余裕をみた流量にて行うのに対し、東海第二は 80m<sup>3</sup>/h の流量にて行うとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、溶融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(e) <u>代替循環冷却系</u><sup>※6</sup>  <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で約190m<sup>3</sup>/hとし、ドライウエルへ約140m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器下部へ約50m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u></p> <p>※6 <u>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</u></p>	<p><u>なスプレイ流量を考慮し、130m<sup>3</sup>/hにて格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(g) <u>代替循環冷却系</u>  <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で250m<sup>3</sup>/hとし、ドライウエルへ250m<sup>3</sup>/hで連続スプレイを実施する。</u>  <u>原子炉压力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は、ドライウエルへ150m<sup>3</sup>/h、原子炉へ100m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u></p> <p>(h) <u>緊急用海水系</u>  <u>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約14MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</u></p> <p>(i) <u>可搬型窒素供給装置</u>  <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度30℃、純度99vol%にて200Nm<sup>3</sup>/h（窒素198Nm<sup>3</sup>/h及び酸素2Nm<sup>3</sup>/h）で格納容器内に注入するものとする。</u></p>	<p>(g) <u>残留熱代替除去系</u>  <u>残留熱代替除去系により循環流量120m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内に連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(h) <u>原子炉補機代替冷却系</u>  <u>残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量120m<sup>3</sup>/hとした場合の熱交換器の設計性能に基づき約6MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(i) <u>可搬式窒素供給装置</u>  <u>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度35℃、純度99.9vol%にて100Nm<sup>3</sup>/h（窒素99.9Nm<sup>3</sup>/h及び酸素0.1Nm<sup>3</sup>/h）で原子炉格納容器内に注入する。</u></p>	<p>器圧力1.5Pd又は格納容器温度190℃)に到達しない。</p> <p>・設備設計の相違  <b>【柏崎6/7、東海第二】</b>  ・解析条件の相違  <b>【東海第二】</b>  島根2号炉は、原子炉压力容器破損後の原子炉注水を想定していない。</p> <p>・設備設計の相違  <b>【東海第二】</b>  伝熱容量の相違。</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎6/7】</b>  島根2号炉は、可燃性ガス濃度の制御（ベント時間遅延）のための窒素封入操作を実施する。  ・運用の相違  <b>【東海第二】</b>  島根2号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系によ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件            運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で開始する。</p>	<p>(j) コリウムシールド            材料は、<u>コンクリートの侵食を抑制する観点から</u>、ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。  <u>(添付資料3.5.1)</u></p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件            運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生90 分後から</u></p>	<p>(j) <u>コリウムシールド</u>            材料は、<u>熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から</u>、ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件            運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始する。</p>	<p>る原子炉格納容器の除熱開始後に注入することとしている。            ・設備設計の相違。  <b>【東海第二】</b>            窒素注入量の相違。</p> <p>・設計設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>            島根 2号炉は、MAAP 解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、評価条件として記載。  <b>【東海第二】</b>            コリウムシールドの設置目的の相違。</p> <p>・解析結果の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>            ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。            ・運用の相違  <b>【東海第二】</b>            島根 2号炉は、残留</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却)</u> は、<u>原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</u></p> <p>(c) <u>格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器破損前の先行水張り)</u> は、<u>原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が 2m (注水量 180m<sup>3</sup> 相当) に到達したことを確認した場合に停止する。</u></p>	<p><u>開始するものとする。</u>  <u>原子炉压力容器破損後は、格納容器圧力が低下に転じて30分後に、ドライウェルと原子炉へ流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施するものとする。</u></p> <p>(c) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉压力容器破損後)</u> は、<u>原子炉压力容器破損の判断に必要な時間等を考慮し、原子炉压力容器破損の6分後に開始する。また、格納容器冷却による格納容器圧力の低下から30分後に停止するものとする。その後、格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合に再開し、格納容器圧力が0.400MPa [gage] まで低下した場合に停止するものとする。</u></p>	<p>(b) <u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペDESTALへの注水操作 (原子炉压力容器破損前の初期水張り)</u> は、<u>原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ペDESTALの水位が 2.4m (注水量 225m<sup>3</sup>) に到達したことを確認した場合に停止する。</u></p>	<p>熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作の一連の対応として、原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮した、10時間後から開始するものとしている。</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は、格納容器スプレイによりペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。</p> <p>・解析結果の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2号炉は、溶融炉心落下後 (事象発生約 5.4時間後) から残留熱代替除去系の運転開始 (事象発生 10時間後) までの間に、格納容器スプレイ実施基準 (格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃) に到達しない。</p> <p>・運用の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2号炉は、原子炉压力容器破損前の初期水張りを実施する。東海第二は、通常運転中からペDESTALに水位が形成されている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(d) <u>格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水) は, 原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。</u></p> <p>(e) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却) は, 格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190℃ に到達した場合に開始する。なお, 格納容器スプレイは, 代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し, 事象発生から約 20 時間後に停止するものとする。</u></p> <p>(f) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作<sup>※7</sup> は, 代替循環冷却系への切替えの準備時間等を考慮し, 格納容器スプレイ停止から 0.5 時間後の, 事象発生から 20.5 時間後から開始するものとする。</u></p> <p><u>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし, 除熱操作の開始は, 代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</u></p>	<p>(d) <u>格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水操作は, 操作実施に必要な時間を考慮し, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後) の1 分後に開始するものとする。また, ペDESTAL (ドライウエル部) 水位が2.75m に到達した場合に停止するものとする。その後は, ペDESTAL (ドライウエル部) 水位が2.25m まで低下した場合に注水を開始し, 2.75m に到達した場合に停止することで水位を維持する。</u></p> <p>(e) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は, 格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始</u></p>	<p>(c) <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) によるペDESTALへの注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水) は, 原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。</u></p> <p>(d) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は, 原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮し, 事象発生から 10 時間後から開始するものとする。</u></p> <p>(e) <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は, 原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し, 12 時間後からドライ</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 熔融炉心落下後の水位管理方法として, 注水流量にて管理する運用としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 熔融炉心落下後 (事象発生約 5.4 時間後) から残留熱代替除去系の運転開始 (事象発生 10 時間後) までの間に, 格納容器スプレイ実施基準 (格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃) に到達しない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 残留熱代替除去系による除熱開始を原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して, 10 時間後としている。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 可燃性</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. <u>代替循環冷却系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出<sup>※8</sup>されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. <u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <u>原子炉格納容器</u>からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p>	<p><u>するものとする。</u></p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000 時間とする。</p> <p>b. <u>代替循環冷却系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、<u>格納容器内</u>に放出<sup>*</sup>されるものとする。</p> <p>※ セシウムの<u>格納容器内</u>への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方が<u>代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465</u> より大きく算出する。</p> <p>c. <u>格納容器内</u>に放出されたCs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. <u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <u>格納容器</u>からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を<u>基</u>に評価する。</p>	<p><u>ウェル内へ窒素注入を開始する。</u></p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量の評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. <u>残留熱代替除去系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、<u>原子炉格納容器内</u>に放出<sup>※5</sup>されるものとする。</p> <p>※5 セシウムの<u>原子炉格納容器内</u>への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. <u>原子炉格納容器内</u>に放出されたCs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング<u>等</u>による除去効果を考慮する。</p> <p>d. <u>原子炉建物</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <u>原子炉格納容器</u>からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。<u>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。</u></p>	<p>備考</p> <p>ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱開始後に注入することとしている。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 MAAP では、沈着を含むため、島根 2号炉は、「等」を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮し</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率0.5回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.7図から第3.2.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点(事象発生から約1.4時間後)で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p>	<p>(b) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)及び原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第3.2-4図から第3.2-6図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位、サブプレッション・プール水温度及び注水流量の推移を第3.2-7図から第3.2-16図に、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位、ペDESTAL(ドライウエル部)の壁面及び床面のコンクリート侵食量並びにドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度(ウェット条件、ドライ条件)の推移を第3.2-17図から第3.2-27図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系)が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約35分後に炉心損傷に至る。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点(事象発生から約38分後)で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約4.5時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から90分後、代替循環冷却系による格納容器除熱</p>	<p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建物原子炉棟の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率1.0回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.2.3)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.2-1(1)図から第3.2.2-1(6)図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、すべての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系等)が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点(事象発生から約1.0時間後)で、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.1時間後に炉心損傷に至る。原子炉減圧後の低圧原子炉代替注水系(常設)等による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約5.4時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p>	<p>た評価としている。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 設計換気率の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>事象発生から約 3.7 時間後、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系（常設）による注水流量を約 90m<sup>3</sup>/h とし、水位が 2m に到達するまで約 2 時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に 2m の水位を確保し、事象発生から約 5.7 時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。</p> <p>原子炉压力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水位約 2m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p><u>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。</u></p> <p><u>格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m<sup>3</sup>/h 以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</u></p>	<p><u>を行うことにより格納容器雰囲気温度の上昇を抑制する。</u></p> <p>原子炉压力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水位約 1m の水中に落下する際に、溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）プール水への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）に 80m<sup>3</sup>/h の注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。</p> <p><u>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱により 250m<sup>3</sup>/h の格納容器スプレイを実施すること、原子炉压力容器破損を判断した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原</u></p>	<p>事象発生から約 3.1 時間後、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉压力容器破損前のペDESTAL への水張りを開始する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水流量を 120m<sup>3</sup>/h とし、約 1.9 時間の注水を実施することでペDESTAL 水位 2.4m 分の水量を確保し、事象発生から約 5.0 時間後にペDESTAL への水張りを停止する。</p> <p>原子炉压力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL の水位 2.4m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL に落下した後は、ペDESTAL 代替注水系（可搬型）によりペDESTAL に崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p><u>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇するものの、格納容器スプレイの実施基準には到達しない。</u></p>	<p>【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による除熱開始を原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して、10 時間後としている。東海第二では、緊急用海水系により代替循環冷却系を運転するため、運転開始時間が早い。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、压力容器破損後の溶融炉心への注水を、崩壊熱相当に余裕をみた流量にて行うとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を運転開始する（事象</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>事象発生から <u>20.5 時間</u>が経過した時点で、<u>代替原子炉補機冷却系</u>による<u>代替循環冷却系</u>の運転を開始する。<u>代替循環冷却系</u>により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、<u>原子炉格納容器下部</u>の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>(添付資料 3.2.1)</p> <p>b. 評価項目等 原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 <u>0.3MPa[gage]</u>であり、<u>2.0MPa[gage]</u>以下に低減されている。</p>	<p><u>子炉圧力容器破損後</u>)により<u>300m<sup>3</sup>/h</u>の格納容器スプレイを実施することにより、<u>格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</u></p> <p><u>格納容器圧力の低下を確認した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)を停止するとともに、代替循環冷却系の循環流量を調整し、格納容器スプレイ150m<sup>3</sup>/h、原子炉注水100m<sup>3</sup>/hに分配する。その後、格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(130m<sup>3</sup>/hの格納容器スプレイ)を再開する。</u></p> <p><u>これらによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心は安定的に冷却される。</u></p> <p><u>また、格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件)に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。窒素注入により格納容器圧力は上昇するが、格納容器圧力0.31MPa [gage]到達時点で窒素注入操作を停止する手順としているため、一時的な圧力上昇であり、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。</u></p> <p>なお、事象発生から<u>約4.5 時間</u>後の原子炉圧力容器破損までは、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>によって原子炉圧力を<u>2.0MPa [gage]</u>以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から<u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>を通過してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、<u>逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</u></p> <p>(添付資料3.2.6)</p> <p>b. 評価項目等 原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約<u>0.3MPa [gage]</u></p>	<p>事象発生から <u>10 時間</u>が経過した時点で、<u>原子炉補機代替冷却系</u>による<u>残留熱代替除去系</u>の運転を開始する。<u>残留熱代替除去系</u>により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、<u>ペDESTAL</u>の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>また、<u>事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。</u></p> <p>なお、事象発生から<u>約 5.4 時間</u>後の原子炉圧力容器の破損までは、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>によって原子炉圧力を <u>2.0MPa[gage]</u>以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>を通過してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</u></p> <p>(添付資料3.2.1)</p> <p>b. 評価項目等 原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 <u>0.1MPa[gage]</u></p>	<p>発生 10 時間) までの期間において、格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃) に到達しないことから、実施しない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱開始後に注入することとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>であり、2.0MPa [gage] 以下に低減されている。</p> <p><u>格納容器圧力は、第3.2-7 図及び第3.2-9 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.47MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約7.4 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。</u></p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.2.7)</p> <p><u>格納容器雰囲気温度は、第3.2-8 図及び第3.2-10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約151℃となり、格納容器の限界温度200℃を超えない。</u></p> <p><u>格納容器内の水素濃度は、第3.2-26 図及び第3.2-27 図に示すとおり、ジルコニウム-水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されることで13vol%（ドライ条件）を上回るが、第3.2-24 図及び第3.2-25 図に示すとおり、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である5vol%（ドライ条件）を下回る。</u></p> <p><u>なお、コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることから、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</u></p> <p><u>第3.2-9 図及び第3.2-10 図に示すとおり、事象発生から約4.5 時間後に熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下するが、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水、代替格納容器スプレイ冷却系</u></p>	<p>であり、2.0MPa [gage] 以下に低減されている。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li><li>・記載箇所相違【東海第二】</li></ul> <ul style="list-style-type: none"><li>・整理方針の相違【東海第二】</li></ul> <p>島根 2号炉は、コンクリート侵食によるガスの発生を踏まえ「3.5 MCCI」において水素及び酸素の影響を確認しているが、東海第二ではコンクリート侵食しないため「3.2 DCH」において水素ガス及び酸素ガスの発生の影響を確認している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>また、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p>	<p><u>(常設)による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことで、第3.2-7 図及び第3.2-8 図に示すとおり、格納容器圧力及び雰囲気温度は低下し、ペDESTAL (ドライウエル部)に落下した熔融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、第3.2-28 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。</u></p> <p><u>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約<math>3.2 \times 10^{-2}</math> TBq (7 日間)となり、100TBq を下回る。</u></p> <p><u>事象発生からの7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約<math>3.4 \times 10^{-2}</math> TBq (30 日間)及び約<math>3.9 \times 10^{-2}</math> TBq (100 日間)であり、100TBq を下回る。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.5, 3.2.8)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)、(6)及び(7)の評価項目並びに<u>ペDESTAL (ドライウエル部)に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態の維持について</u>、対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、<u>原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</u></p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>また、<u>ペDESTAL</u>に落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・コンクリート相</p>	<p>・記載箇所の相違 【東海第二】</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 各格納容器破損モードで確認対象とする評価項目の整理の差異。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、<u>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合</u>については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から<u>原子炉建屋</u>への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、<u>原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約2.5TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</u></p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、<u>約2.6TBq(30日間)及び約2.6TBq(100日間)</u>であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.5.1、3.2.2、3.2.3)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に</p>	<p style="text-align: center;"><b>【比較のため、「b.」の一部を記載】</b></p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、<u>格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約<math>3.2 \times 10^{-2}</math> TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</u></p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、<u>約<math>3.4 \times 10^{-2}</math> TBq(30日間)及び約<math>3.9 \times 10^{-2}</math> TBq(100日間)</u>であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.2.5、3.2.8)</p> <p style="text-align: center;"><b>【ここまで】</b></p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系及び<u>原子炉隔離時冷却系</u>)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能</p>	<p>相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、<u>溶融炉心がペDESTALに落下した場合</u>については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、<u>原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約0.56TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</u></p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、<u>約0.57TBq(30日間)及び約0.58TBq(100日間)</u>であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.5.1、3.2.2、3.2.3)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が喪失して炉心損</p>	<p>・整理方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、コンクリート侵食によるガスの発生を踏まえ「3.5 MCCI」において水素及び酸素の影響を確認しているが、東海第二ではコンクリート侵食しないため「3.2 DCH」において水素ガス及び酸素ガスの発生の影響を確認している。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根2号炉は、格納容器漏えい時のエアロゾル捕集効果(DF10)を考慮したこと等により、格納容器漏えい起因の放出が減少している。</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、格納容器圧力が高めに推移するため、格納容器漏えい起因の放出が増加している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）</u>とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行う</u>といった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響</p>	<p>能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>原子炉急速減圧操作並びに緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作</u>とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が<u>燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で原子炉減圧を行う</u>といった、<u>兆候</u>を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa [gage] を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価  本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響</p>	<p>傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>原子炉急速減圧操作及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）</u>とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が<u>燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行う</u>といった、<u>徴候</u>を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違  【柏崎 6/7, 東海第二】  島根 2号炉は、事象発生から 12 時間までの操作ではなく、DCH 等の物理現象に対する対策のみ記載し、その操作の不確かさについての影響を確認している。</p> <p>・解析結果の相違  【柏崎 6/7】  ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20% で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており，最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施するが，炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であ</p>	<p>評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融開始時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは，<u>原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており</u>，最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大</p>	<p>評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは，重大事故等対処設備を含むすべての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており，最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが，炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ジルコニウム－水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが，感度解析結果の差異により，島根 2号炉では，BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 不確かさの影響を確認するとした運転員等操作の差異。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力</u></p>	<p>大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>が大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</li> <li>・運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 解析結果に依存する差異。</li> <li>・運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 解析結果に依存する差異。</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>容器破損前の原子炉格納容器冷却) があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2. 0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2. 0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であ</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 9)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が<u>燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2. 0MPa [gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2. 0MPa [gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大</p>	<p><u>器破損前の初期水張り) があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペDESTALへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3. 2. 4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が<u>燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって原子炉圧力を 2. 0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2. 0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>が大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3. 2. 2 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。また, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却) を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉圧力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後</p>	<p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 9)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3. 2-2 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31Gwd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31Gwd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉圧力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後</p>	<p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3. 2. 2-1 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30Gwd/t</u> であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。<u>また, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (原子炉圧力容器下鏡部温度に応じてペDESTALへの注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り) を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30Gwd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉圧力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後</p>	<p>・実績値の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>不確かさの影響を確認するとして運転員等操作の差異。</p> <p>・実績値の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉の最確条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達時（事象発生から約 1.4 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達するまでに事象発生から約 1.4 時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認しての開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.7 時間の時間余裕がある。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は原子炉圧力容</p>	<p>に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 9)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達時（事象発生から約 38 分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達するまでに事象発生から約 38 分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 90 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、操作所要時間</p>	<p>に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達時（事象発生から約 1.0 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達するまでに事象発生から約 1.0 時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 3.1 時間の時間余裕がある。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</u></p>	<p><u>を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、実態の操作開始時間が早まる可能性があるが、状況判断から代替循環冷却系運転までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</u></p>	<p><u>準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。</u></p>	
(添付資料 3. 2. 4)	(添付資料 3. 2. 9)	(添付資料 3. 2. 4)	
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	
<p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	
<p><u>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p>	<p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p>	<p><u>操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTアルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、DCH 等の物理現象に対する対策のみを対象とし、その操作の不確かさについての影響を記載している。</p>
(添付資料 3. 2. 4)	(添付資料 3. 2. 9)	(添付資料 3. 2. 4)	
(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	
<p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p>	<p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p>	<p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p>	
<p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 7.0 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、<u>操作開始時間（事象発生から約 38 分後）に対して余裕があるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</u></p>	<p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 5.4 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
<p><u>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容</u></p>	<p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり時間余裕があるが、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容</u></p>	<p><u>操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTアルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、DCH 等の物理現象に対する対策のみを対象とし、その</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</u></p> <p>(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり、約 3 時間の余裕があることから、時間余裕がある。</u></p> <p>(添付資料 3. 2. 9)</p> <p>(4) <u>原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響評価</u> <u>重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定として、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しないものとしているが、故障により原子炉注水ができない状態であった場合、故障要因を除去できないまま、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できないことも考えられる。この影響を考慮した感度解析を実施した。格納容器圧力の推移を第 3. 2-29 図、格納容器雰囲気温度の推移を第 3. 2-30 図に示す。原子炉圧力容器破損後に原子炉へ注水できない場合においても、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。</u></p> <p>(添付資料 3. 2. 10)</p> <p>(5) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。<u>また、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できない場合の感度解析を実施した。</u>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</u></p> <p>(添付資料 3. 2. 4)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認出来る範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>操作の不確かさについての影響を記載している。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を想定していないが、東海第二では、原子炉圧力容器破損後、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとしているため、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>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」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「6.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</u></p> <p>また、<u>事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</u></p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,700m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計</u></p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>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」において、<u>重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</u></p> <p>また、<u>事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</u></p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、合計約380m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>の</u></p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>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」において、<u>重大事故等対策時における必要な要員は「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり31名である。「6.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。</u></p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約600m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有してい</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・体制の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</li> <li>・運用及び設備設計の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】 プラント基数，設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員31名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備によりペDESTAL</li> </ul>

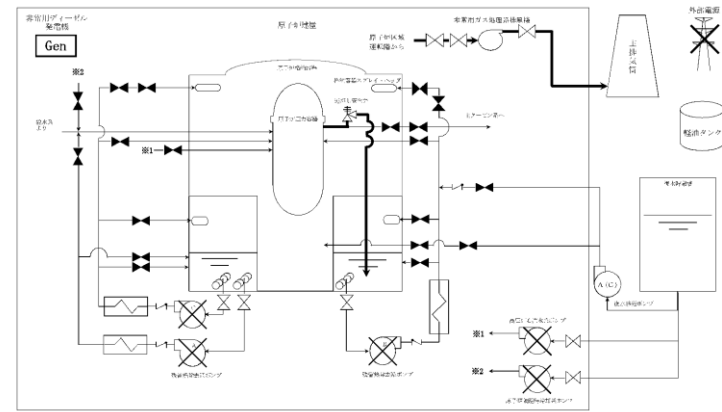
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>約 5,400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、<u>各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。</u>これにより、<u>6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。</u>また、<u>事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</u>ここで、<u>復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるように設定しているものである。</u></p> <p>(添付資料3.2.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。</u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水については、<u>保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。</u>本評価事故シナリオでは取水機能の喪失は想定していないが、仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除熱を想定し、<u>事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合、号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。</u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、<u>事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる(6号及び7号炉合計約1,645kL)。</u></p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)にて合計約2,040kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、代替原子炉</u></p>	<p>水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。<u>代替循環冷却系による格納容器除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>(添付資料3.2.11)</p> <p>b. 燃料</p> <p><u>常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。</u>軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、<u>常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)による電源供給について、7日間の継続が可能である。</u></p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、<u>保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約18.5kLの軽油が必要となる。</u>可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7日間の継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、<u>事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kL</u></p>	<p>る。これにより必要な水源は確保可能である。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p><u>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</u>ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の運転継続が可能である。</p> <p><u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL注水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</u>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、<u>保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、約53m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</u>可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、<u>保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</u>合計約71m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。<u>ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL注水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給について、7日間の運転継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、<u>事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽</u></p>	<p>注水を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水量評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>解析条件の相違【柏崎6/7】</li> </ul> <p>島根2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>解析条件の相違【柏崎6/7, 東海第二】</li> </ul> <p>島根2号炉は、SA事象を鑑みて、外部電源の喪失を仮定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備設計の相違【柏崎6/7】</li> </ul> <p>島根2号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備設計の相違【柏崎6/7】</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>補機冷却系の運転, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給</u>について, 7日間の継続が可能である。 (添付資料3.2.6)</p> <p>c. 電源 <u>外部電源は使用できないものと仮定し, 各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</u></p> <p>また, <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>の軽油が必要となる。<u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク</u>にて約75kLの軽油を保有しており, この使用が可能であることから, 緊急時対策所用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。 (添付資料3.2.12)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策時に必要な負荷として, 約2,769kW必要となるが, 常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)の連続定格容量は約5,520kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, <u>緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車</u>についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。 (添付資料3.2.13)</p>	<p>油が必要となる。<u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>にて約45 m<sup>3</sup>の軽油を保有しており, この使用が可能であることから, <u>緊急時対策所用発電機</u>による電源供給について, 7日間の継続が可能である。 (添付資料3.2.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として, 約1,941kW必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, <u>緊急時対策所用発電機</u>についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。 (添付資料3.2.7)</p>	<p>島根2号炉は, 緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また, モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 必要負荷に対して常設代替交流電源設備にて電源供給を行う。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 常設代替交流電源設備から電源供給が必要となる負荷が異なる。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p>

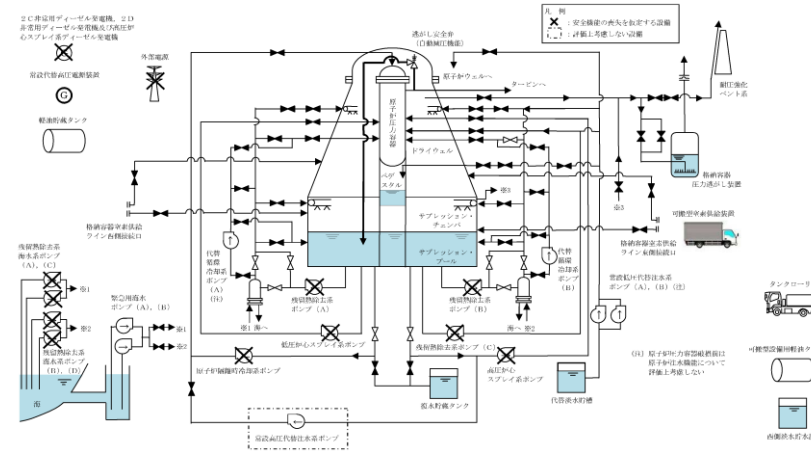
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の<u>状況</u>で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa [gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	<p>3.2.5 結論</p> <p>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」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の<u>状況</u>で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、<u>格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が発生して<u>格納容器</u>の破損に至ることが特徴である。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」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の手動による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa [gage]以下に低減することが可能である。<u>また、格納容器バウンドリにかかる圧力、格納容器バウンドリにかかる温度、放射性物質の総放出量、水素の爆轟及び可燃性ガスの蓄積、燃焼の観点でも評価項目を満足することから、安定状態を維持できる。</u></p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	<p>3.2.5 結論</p> <p>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」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の<u>状態</u>で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、<u>原子炉格納容器</u>に熱的・機械的な負荷が発生して<u>原子炉格納容器</u>の破損に至ることが特徴である。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」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa [gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>緊急時対策要員</u>にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	



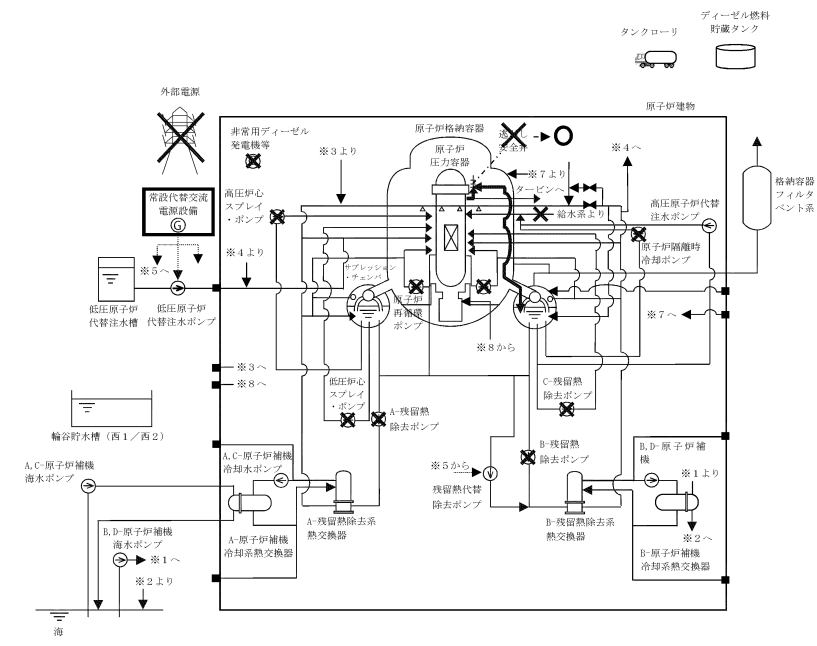
・設備設計の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】



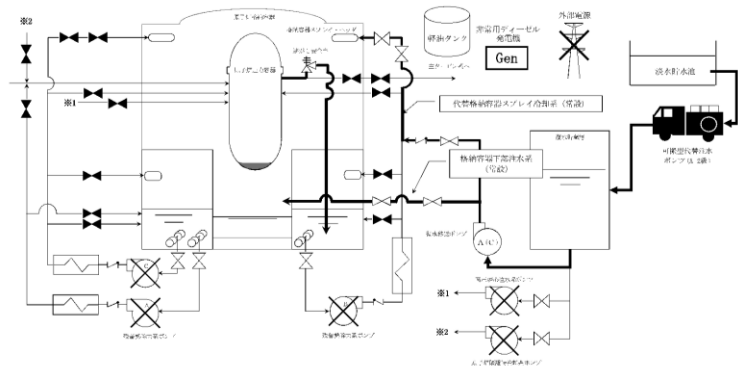
第 3. 2. 1 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」  
の重大事故等対策の概略系統図(1/4)  
(原子炉減圧)



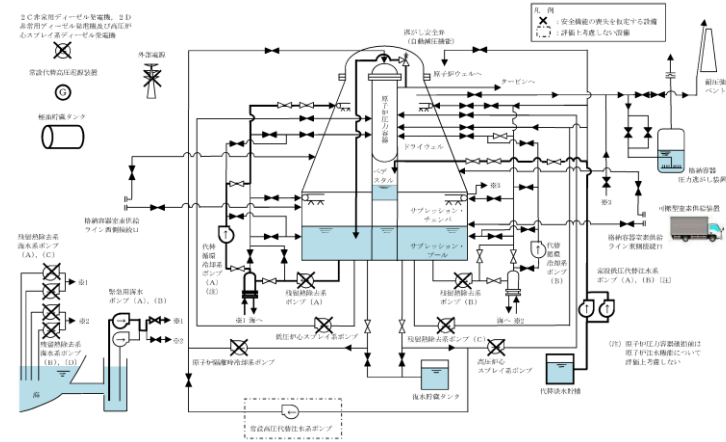
第 3. 2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の重大事  
故等対処設備の概略系統図 (1/5)  
(原子炉压力容器破損前の逃がし安全弁 (自動減圧機能) による  
原子炉減圧段階)



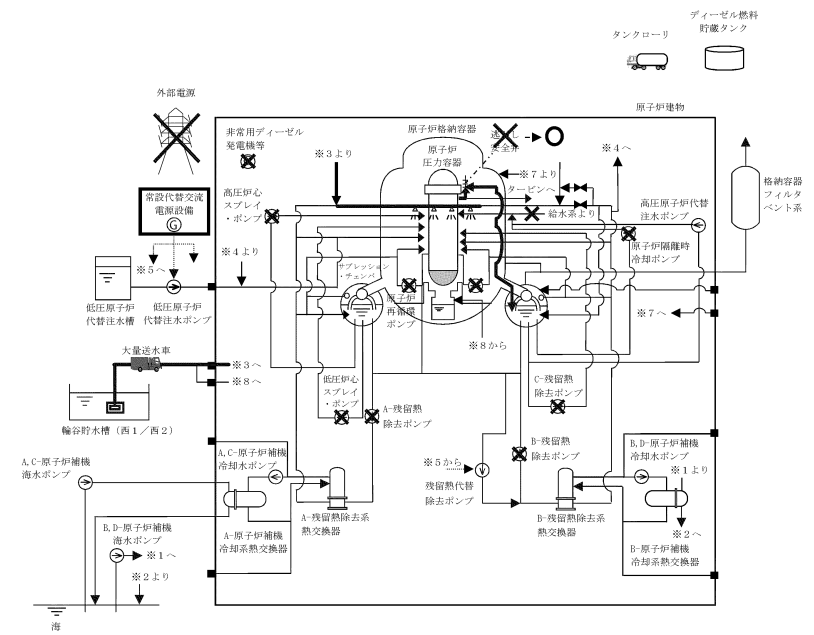
第 3. 2. 1-1(1) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」  
の重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉減圧)



第3.2.2図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図(2/4)  
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)



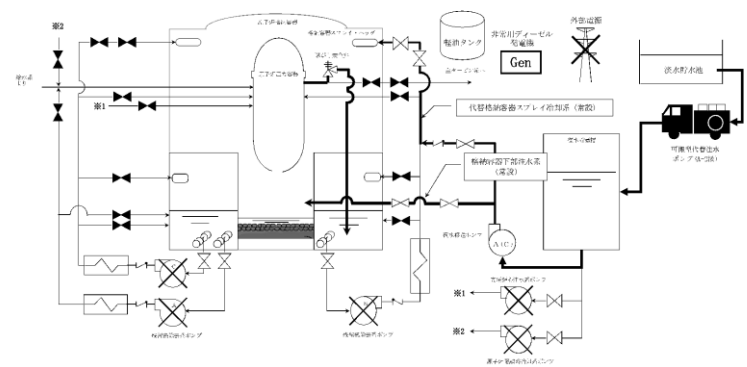
第3.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の重大事故等対策設備の概略系統図(2/5)  
(格納容器下部注水系(常設)によるペダスタル(ドライウエル部)水位の確保段階)



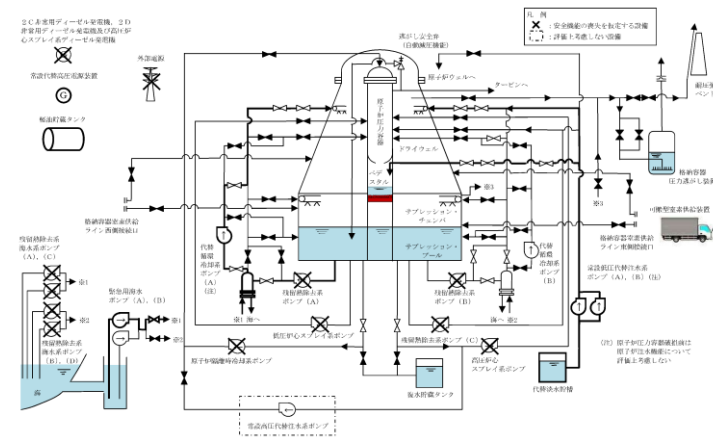
第3.2.1-1(2)図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策設備の概略系統図  
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, ペダスタル注水)

- ・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】
- ・運用の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

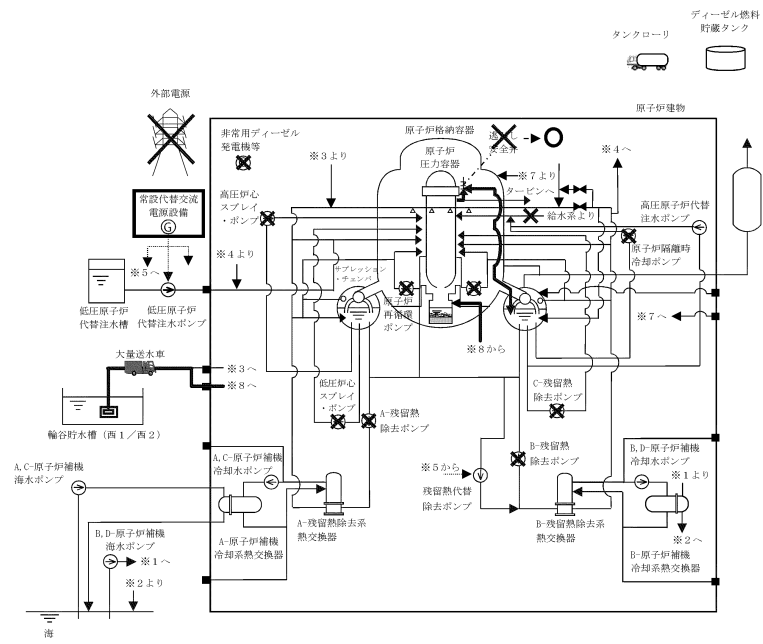
・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】



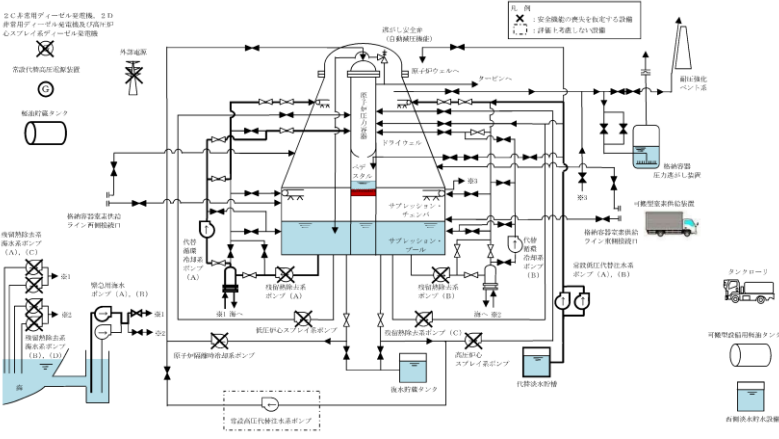
第 3. 2. 3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」  
の重大事故等対策の概略系統図(3/4)  
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び  
格納容器下部注水)

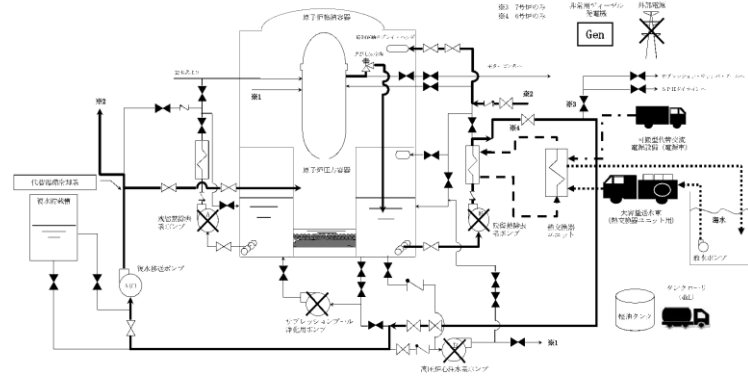


第 3. 2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の重大事  
故等対処設備の概略系統図 (3/5)  
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱,  
代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による格納容器冷却及び  
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部)  
注水段階)

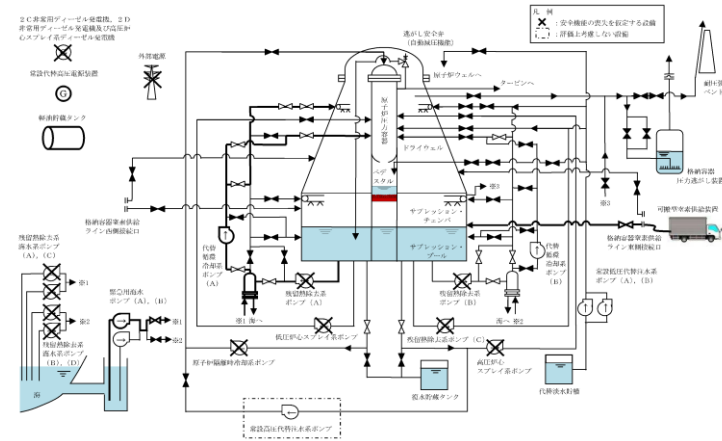


第 3. 2. 1-1(3) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」  
の重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉圧力容器破損後のペDESTAL注水)

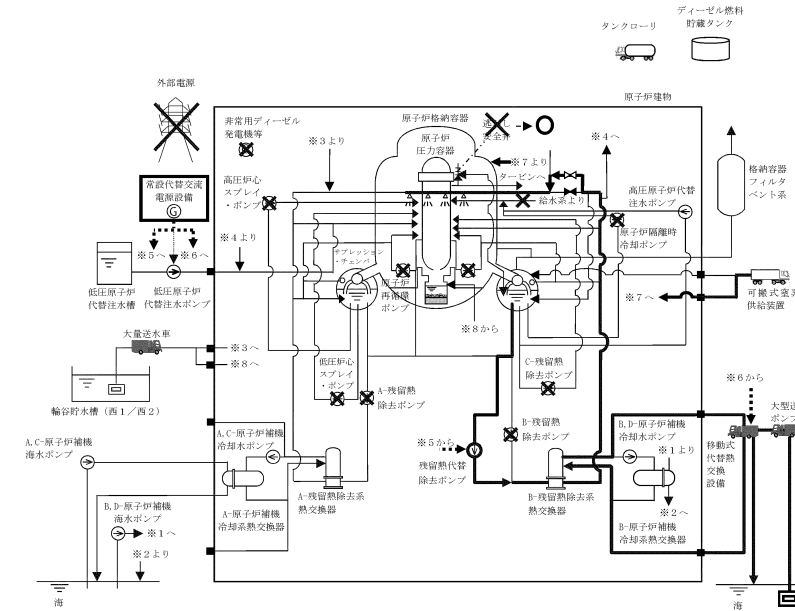
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="943 1018 1706 1102"><b>第3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4/5)</b></p> <p data-bbox="943 1108 1706 1186"><b>(原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階)</b></p>		<p data-bbox="2537 210 2789 294">・設備設計の相違 【東海第二】</p>



第 3. 2. 4 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図(4/4)  
(代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)



第 3. 2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5/5)  
(原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱，可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)



第 3. 2. 1-1(4) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図  
(残留熱代替除去系による溶融炉心冷却，格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給)

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7，東海第二】

・解析条件の相違  
【東海第二】

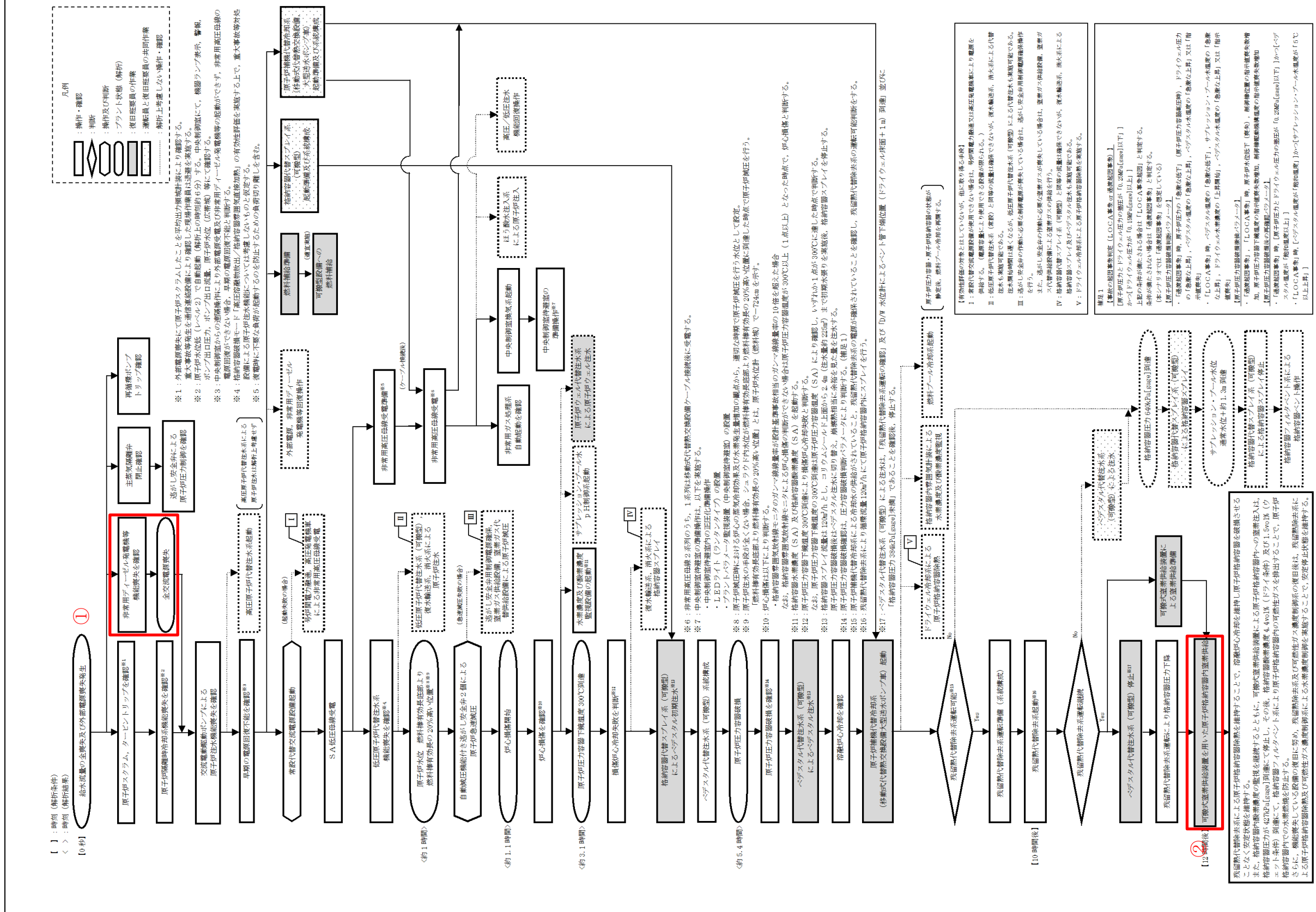
島根 2号炉は，シナリオの想定として，原子炉压力容器破損後も原子炉压力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。











第 3.2.1-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

備考
<p>・解析条件の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>①島根 2号炉は、全交流動力電源喪失を想定している。</p>
<p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>②島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。</p>
<p><b>【東海第二】</b></p> <p>②島根 2号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p>

差異理由は、島根2号「第3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間」の備考欄参照

高山溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱							経過時間(時間)												備考	
操作項目	作業場所・必要人員数						操作の内容	1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12												
	責任者		当直長		1人															
	指揮者		当直副長		1人															
	運転員(中央制御室)		運転員(現場)		緊急時対応要員(要員)															
状況把握	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・外部電報実況確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ監視 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・全ての原子炉(1)水機監視実施	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
非常用ガス処理機 運転確認	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・非常用ガス処理機 運転確認 ・原子炉降圧/圧監視 ・原子炉注水圧調整	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
原子炉注水降圧監視、復旧操作(解除)実施まで	-	-	-	-	-	-	・原子炉降圧監視、高圧炉心注水等、復旧解除去路 確認実施	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
原子炉格納容器熱品注入操作(解除)実施まで	1人 B	1人 b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・残留熱除去系 スプレイング操作 ・放射線防護準備/装備 ・現場移動 ・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
原子炉格納容器下部注水系 準備	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・原子炉格納容器下部への注水準備 ・起圧代替注水系(常設)系統構成 ・放射線防護準備/装備	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
原子炉緊急降圧操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・現場移動 ・起圧代替注水系(常設) 現場系統構成 ・起圧代替注水系(常設) スプレイング操作 ・起圧代替注水系(常設) 現場系統構成	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
格納容器下部注水系 注水操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・原子炉注水降圧監視の初期注水 ・原子炉注水降圧監視の格納容器下部注水	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
格納容器熱品注入操作(解除)実施まで	-	-	1人 B, F	1人 b, f	-	-	・放射線防護準備/装備 ・原子炉格納容器下部注水に合わせた薬品注入	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
代替格納容器スプレイング冷却系(常設) 準備操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
代替格納容器スプレイング冷却系(常設) 操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイング操作 ・残留熱除去系 スプレイング操作	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
代替原子炉降圧冷却系 準備操作	-	-	1人 B, D	1人 b, d	-	-	・放射線防護準備/装備 ・現場移動 ・代替原子炉降圧冷却系 現場系統構成	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
可搬型代替注水ポンプ(A-2線)による復水貯水機からの復水貯水機への給給	-	-	-	-	1人 A ↓ 1人 B ↓ 1人 C	-	・放射線防護準備/装備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2線)による復水貯水機への注水準備 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2線)移動、ホース取巻(復水貯水機から可搬型代替注水ポンプ(A-2線)、可搬型代替注水ポンプ(A-2線)の取巻口)、ホース接続、ホース取巻	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
格納準備	-	-	-	-	1人 A ↓ 1人 B	-	・放射線防護準備/装備 ・輻射タンクからタンク11-3(4)への搬給	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												
格納作業	-	-	-	-	1人 A ↓ 1人 B	-	・可搬型代替注水ポンプ(A-2線)への給給	[Gantt Chart showing task duration from 0 to 12 hours]												

第 3.2.6 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(1/2)

差異理由は、島根2号「第3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間」の備考欄参照

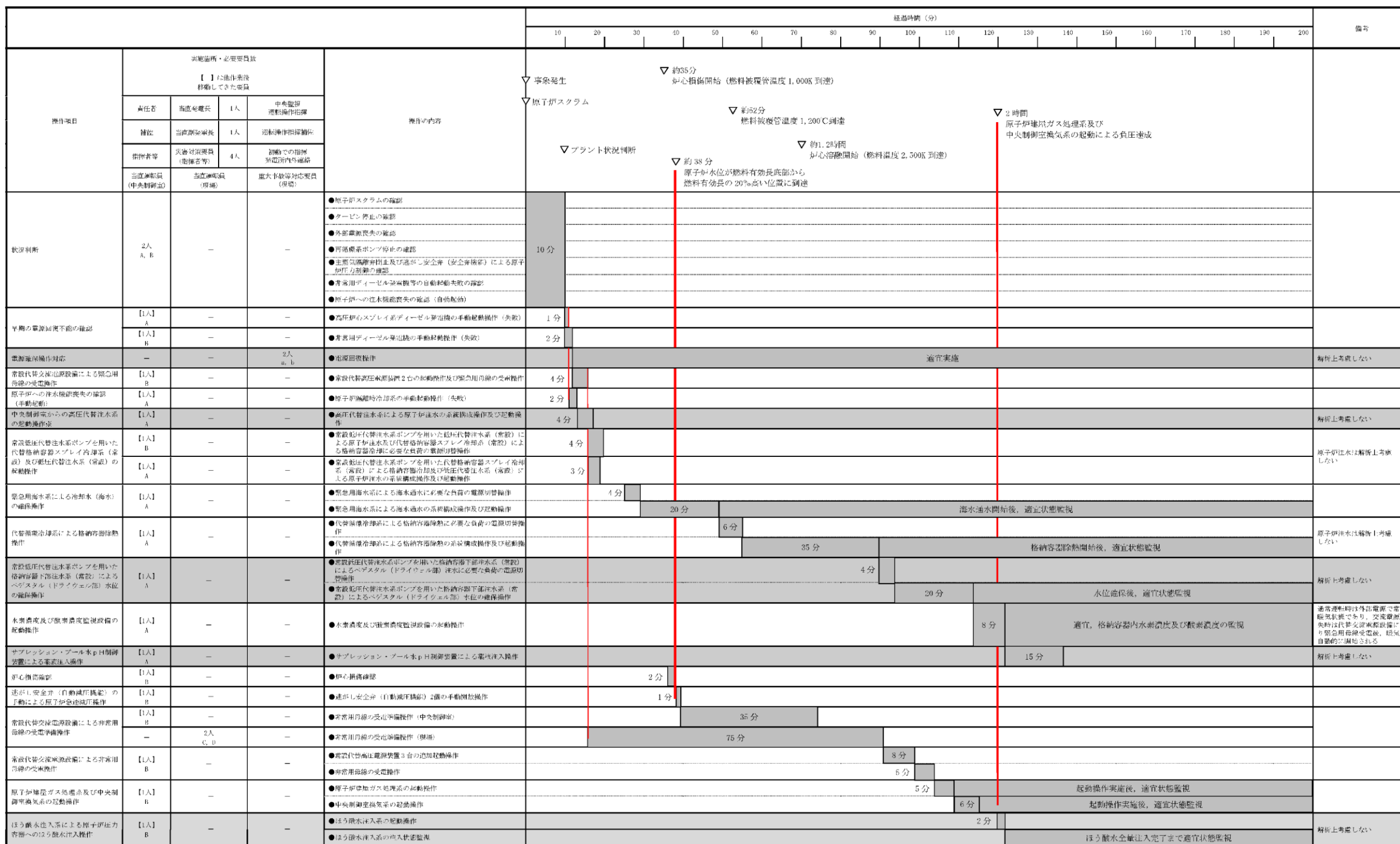
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間 (時間)											備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)											備考			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		36		
	6号	7号	6号 (2人) C, D	7号 (2人) c, d	6号	7号																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	300分														
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	・現場移動 ・資機材設置及びホース敷設、起動及び系統水張り	600分														
給油準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクワリー (4t) への補給															タンクワリー (4t) 搬送により給油タンクから補給
給油作業	-	-	-	-			・電源車への給油 ・大容量送水車 (熱交換器ユニット用) への給油															適宜実施
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (3人)	※5 ↓ (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視															適宜実施
代替原子炉冷却系 準備操作 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替原子炉冷却系 中央制御室系統構成	30分														この時間内に実施
代替原子炉冷却系 準備操作 (系統構成2)	-	-	(1人) C, D E, F	(1人) c, d e, f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉冷却系 現場系統構成 (代替格納容器スプレィに影響のない部分)	120分														この時間内に実施
原子炉格納容器下部注水系統操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器換後の原子炉格納容器下部注水															原子炉格納容器下部に崩壊熱相当量を継続注水
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレィ弁操作															0.465~0.390MPa [gauge]で開弁スプレィ
代替原子炉冷却系 準備操作 (系統構成2)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替原子炉冷却系 中央制御室系統構成															30分
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉冷却系 現場系統構成 (復水移送ポンプ停止弁)															30分
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替原子炉冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系副注水弁停止弁、第1止弁弁)															30分
代替原子炉冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレィ弁、原子炉格納容器下部注水弁操作															5分
代替原子炉冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替原子炉冷却系による原子炉格納容器の状態監視															適宜実施
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による格納容器下部注水貯留槽への補給	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)		・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯留槽への補給															適宜実施
給油作業	-	-	-	-	※3 ↓ (2人)		・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油															適宜実施
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 (※緊急時26人)																	

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第 3.2.6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間 (2/2)



高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱



※ 本格納容器破損モードにおいては機能に期待しないこととする。

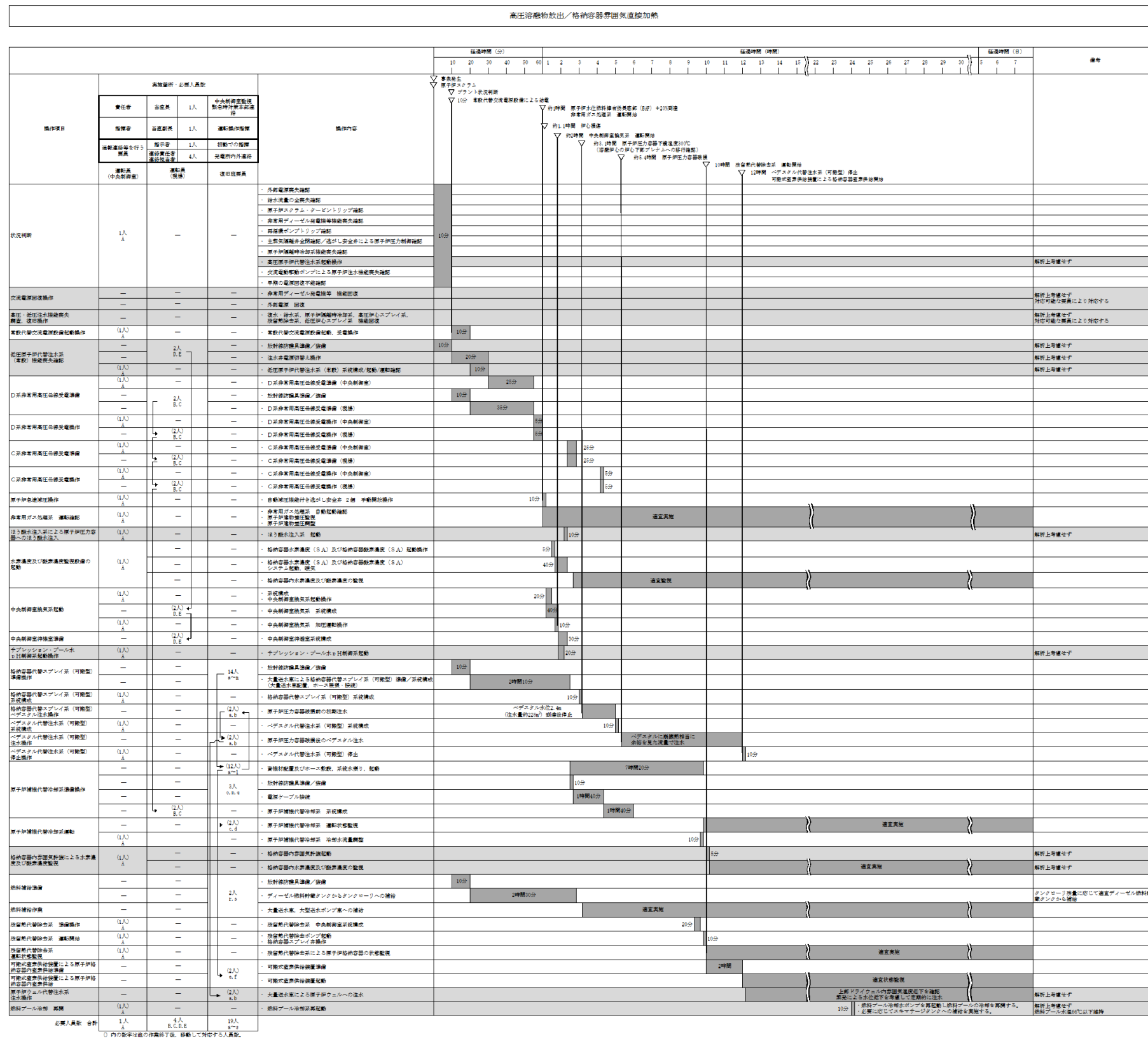
第 3.2-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(1/2)

差異理由は、島根2号「第3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間」の備考欄参照

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱				経過時間(時間)		備考
機組項目	実施箇所・必要要員数 【】は機作前後 移換してきた要員	機作の内容				
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	●原子炉圧力容器破損の判断 ●炉心内の核種量の確認	破損判断バロメータ(格納容器下部水温)の継続監視		5分	▽約2.7時間 原子炉圧力容器温度(下鏡部) が300℃到達
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損後)	【1人】 A	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損後)	適宜状態監視		1分	▽約4.5時間 原子炉圧力容器破損
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるバダスタル(ドライウェル部)注水操作	【1人】 A	●常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるバダスタル(ドライウェル部)注水操作及び水位制御操作	注水開始後、水位制御を継続		1分	▽約124時間 格納容器内酸素濃度3.5vol% (ドライ条件)到達
代替格納冷却系による格納容器除熱操作(原子炉圧力容器破損後)	【1人】 A	●代替格納冷却系による原子炉注水操作 ●代替格納冷却系による格納容器冷却操作	原子炉注水中、適宜状態監視 格納容器冷却中、適宜状態監視			▽約167時間 格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件)到達
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	【1人】 A	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	適宜実施			備考：この作業は、約167時間の作業で、格納容器内酸素濃度が4.0vol%に到達するが、格納容器内酸素濃度の低下を抑制するために、約167時間の作業で、格納容器内酸素濃度を4.0vol%に維持する必要がある。
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	●常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施		15分	備考：この作業は、約15分間の作業で、燃料プールの温度を低下させる必要がある。
可搬型代替注水ポンプを用いた可搬型代替注水系(可搬型)の起動準備操作	-	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分			備考：この作業は、約170分間の作業で、可搬型代替注水系の起動準備を行う必要がある。
可搬型電源供給装置による格納容器内への空気が入る操作	-	●可搬型電源供給装置の移動、接続操作及び起動操作	180分			可搬型電源供給装置起動後、適宜状態監視
タンクローリによる燃料給油操作	-	●可搬型電源供給装置からのタンクローリへの給油操作 ●可搬型電源供給装置への給油操作	90分			適宜実施 タンクローリ作業に応じて燃料給油タンクから給油する
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び炉島2人			

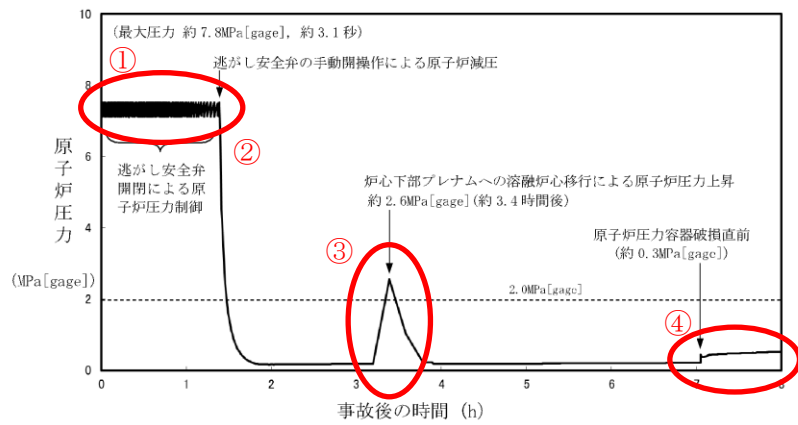
差異理由は、島根2号「第3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間」の備考欄参照

第3.2-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

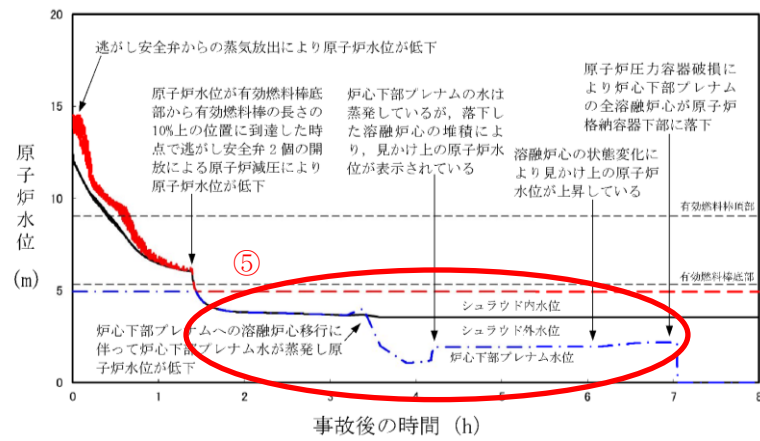


第 3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間

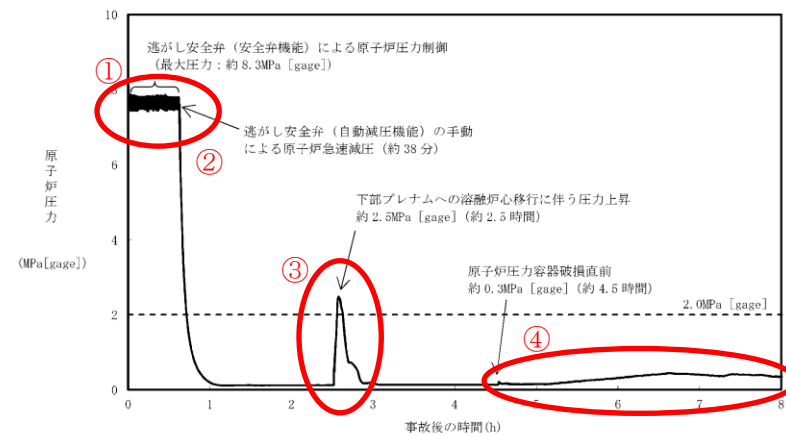
- ・解析結果の相違に基づく差異（炉心損傷開始時間、炉心溶融開始時間、原子炉圧力容器破損時間等）
- ・設備設計・手順に基づく想定時間の差異
- ・解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認（原子炉ウェル注水等）ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く）



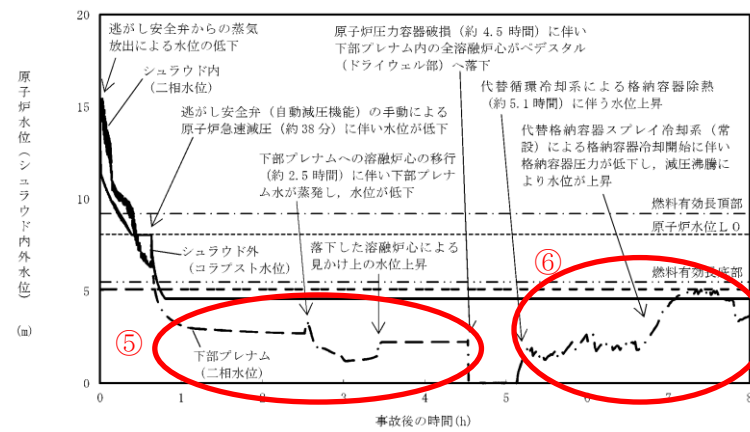
第 3. 2. 7 図 原子炉圧力の推移



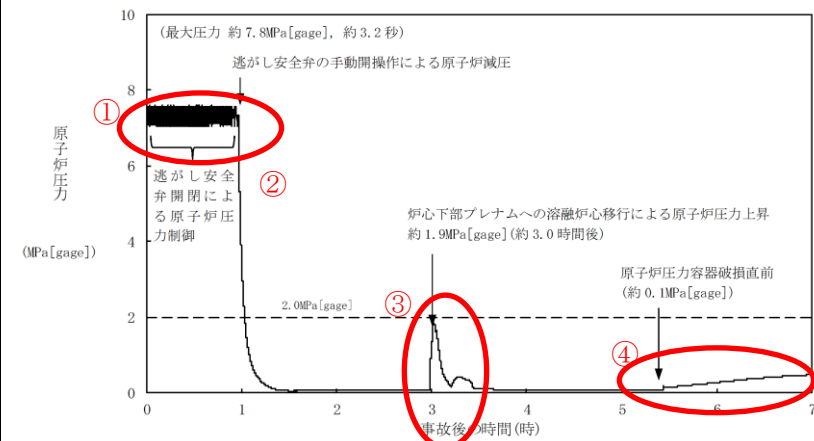
第 3. 2. 8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



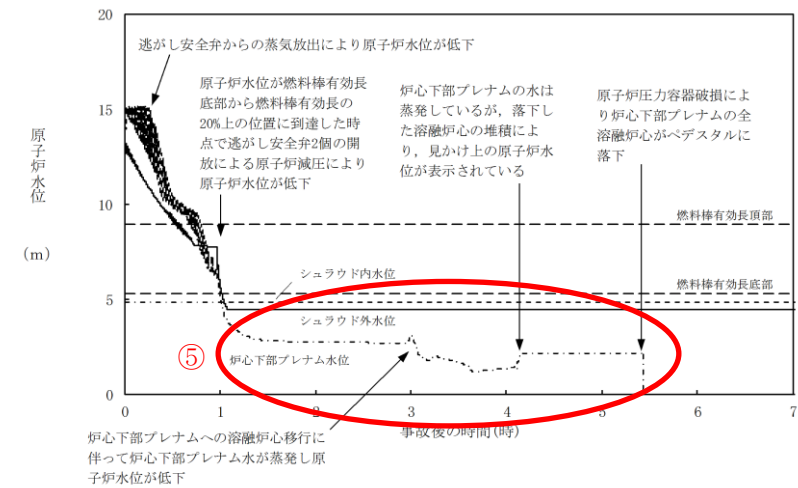
第 3. 2-4 図 原子炉圧力の推移



第 3. 2-5 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3. 2. 2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



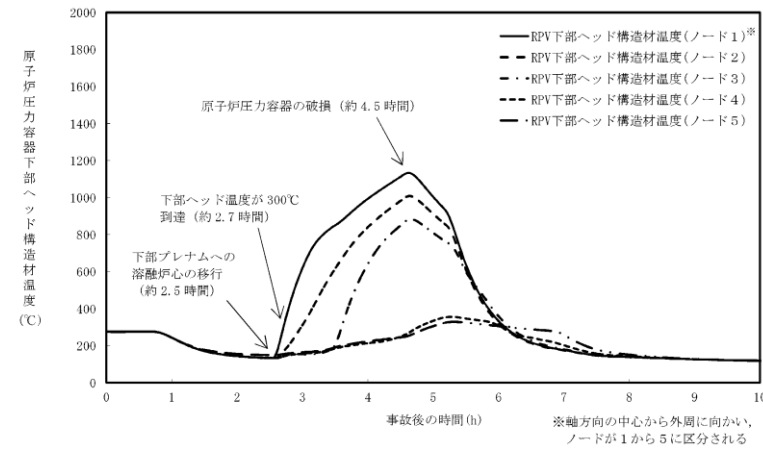
第 3. 2. 2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

・解析結果の相違  
**【東海第二】**  
 ①逃がし弁機能 (島根 2号炉, 柏崎 6/7) と安全弁機能 (東海第二) の差異及び逃がし弁機能の圧力制御値の差異による最大圧力の差異。  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ②減圧基準到達時間の差異。  
 ③炉心下部プレナムへの溶融炉心移行に伴う圧力上昇の差異 (島根 2号炉は, リロケーションが 2回発生する挙動となっている)。  
 ④原子炉圧力容器破損後は格納容器圧力相当で推移 (同様の挙動)。  
 ⑤MAAP解析上, シュラウド外水位が下限値となった場合は下部プレナム水位での挙動比較となるが, 事象進展の差異によるタイミングの差異はあるものの, 同様の挙動となっている。

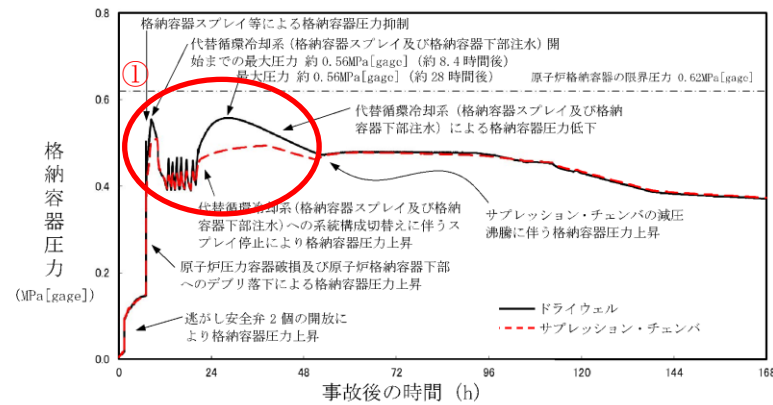
**【東海第二】**  
 ⑥東海第二は原子炉圧力容器破損直後に代替循環冷却系による原子炉注水を実施するため, 水位が上昇 (島根 2号炉及び柏崎 6/7 では, シナリオの想定として, 原子

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている)

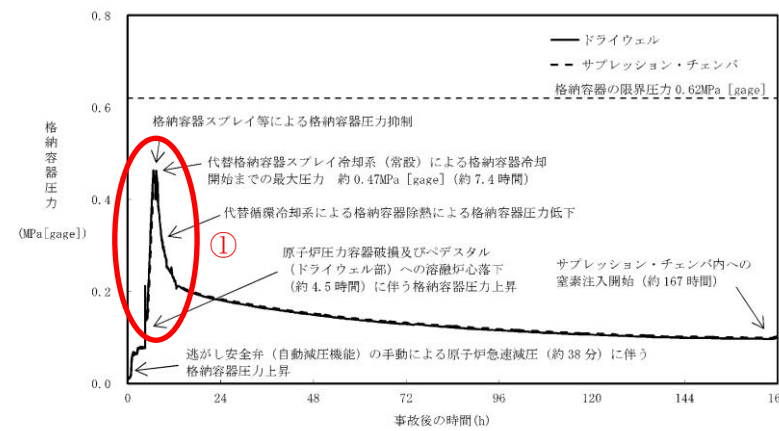




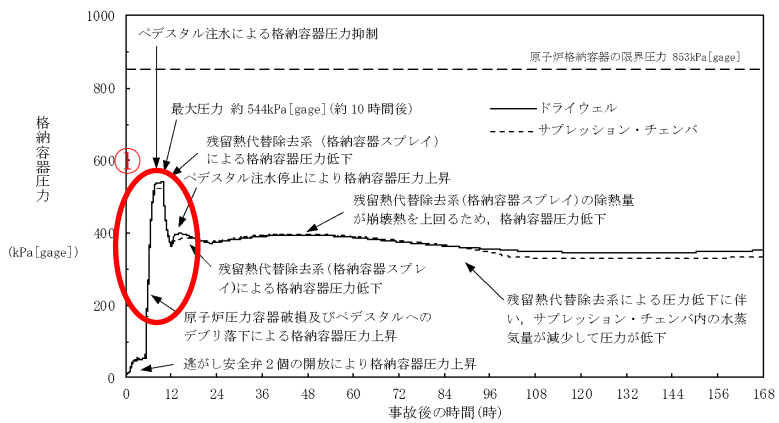
第 3.2-6 図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移



第 3.2.9 図 格納容器圧力の推移



第 3.2-7 図 格納容器圧力の推移

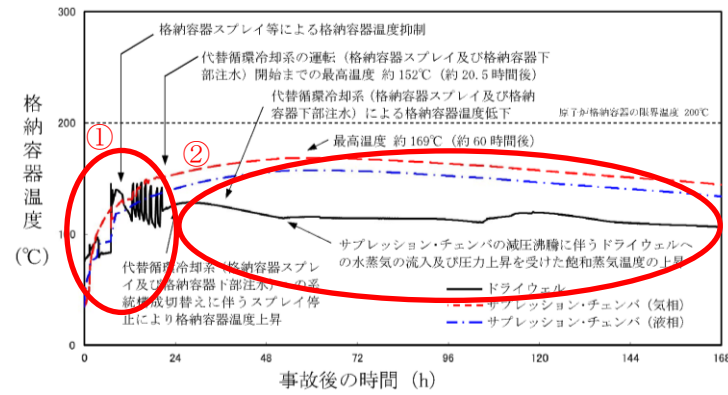


第 3.2.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移

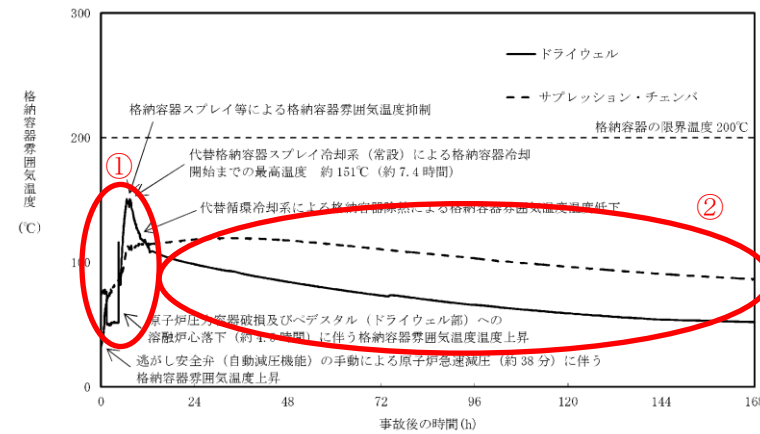
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では、原子炉圧力容器破損時の破損ノードがノード1 (RPV底部)であることがわかるよう、下部ヘッド温度の推移を記載している。島根2号炉も破損箇所はノード1であり、差異はない。

・解析結果の相違  
**【柏崎6/7】**  
 ①柏崎6/7は、格納容器スプレイの実施基準到達で格納容器スプレイにより格納容器圧力を抑制されるが、代替循環冷却系の運転開始以降の格納容器圧力が低下する傾向は島根2号炉と同様である。

**【東海第二】**  
 ①東海第二は、格納容器スプレイにより格納容器圧力を抑制しているが、以降の代替循環冷却系より格納容器圧力が低下する傾向は同様である。

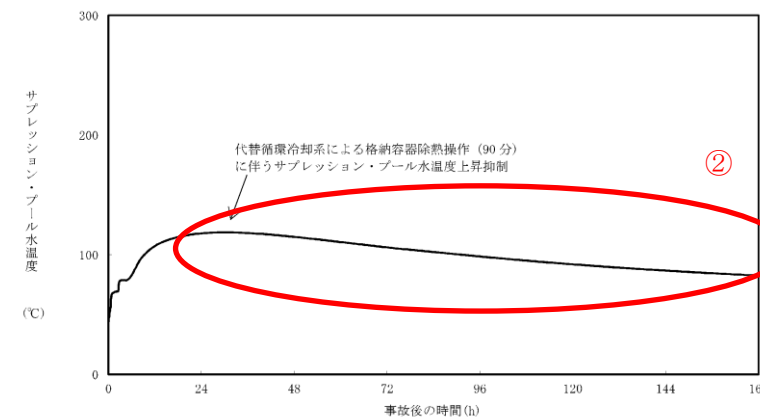


第3.2.10図 格納容器温度の推移



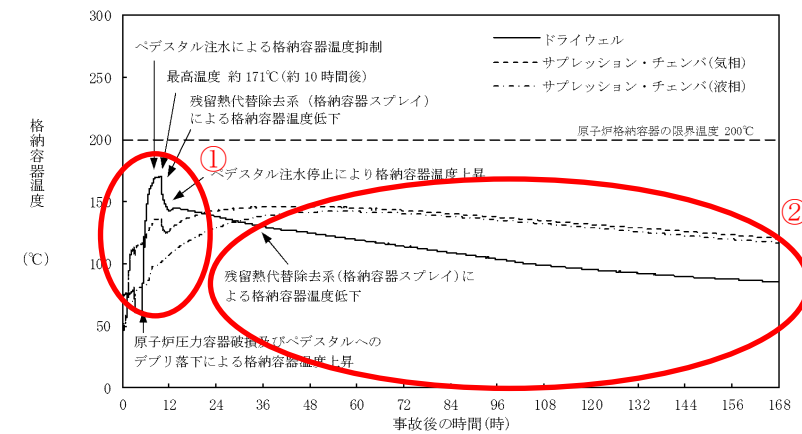
第3.2-8図 格納容器雰囲気温度の推移

【比較のため、「第3.2-12図」を記載】



第3.2-12図 サプレッション・プール水温度の推移

【ここまで】

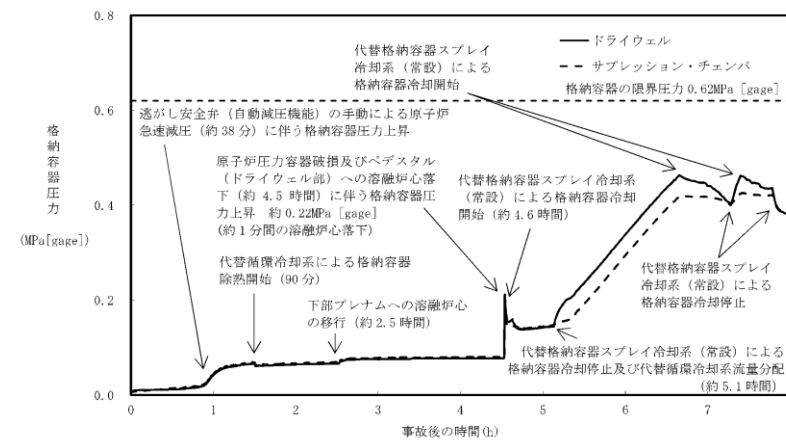


第3.2.2-1(4)図 格納容器温度の推移

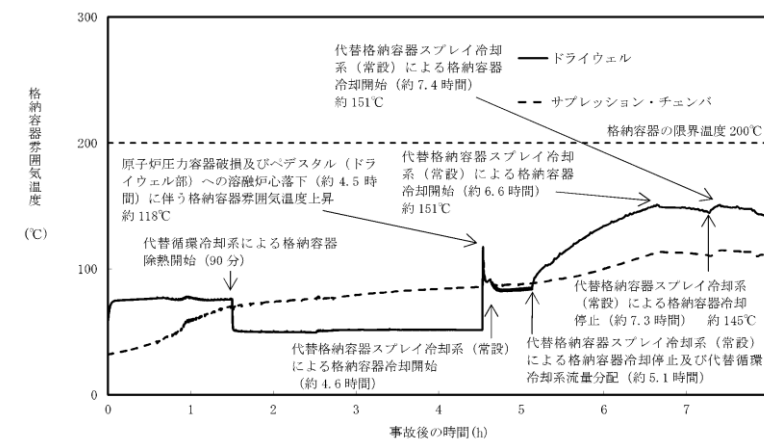
・解析結果の相違  
**【柏崎6/7】**  
 ①島根2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイ実施基準に到達しない。  
 柏崎6/7は、格納容器スプレイの実施基準到達で格納容器温度が抑制されるが、代替循環冷却系の運転開始以降の格納容器温度が低下する傾向は同様である。

**【東海第二】**  
 ①東海第二は、格納容器スプレイにより格納容器温度を抑制しているが、以降の代替循環冷却系より格納容器温度が低下する傾向は同様である。

**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 ②島根2号炉は、残留熱代替除去系起動以降はサプレッション・プール水温度が低下するためサプレッション・チェンバ(気相)が低下する。



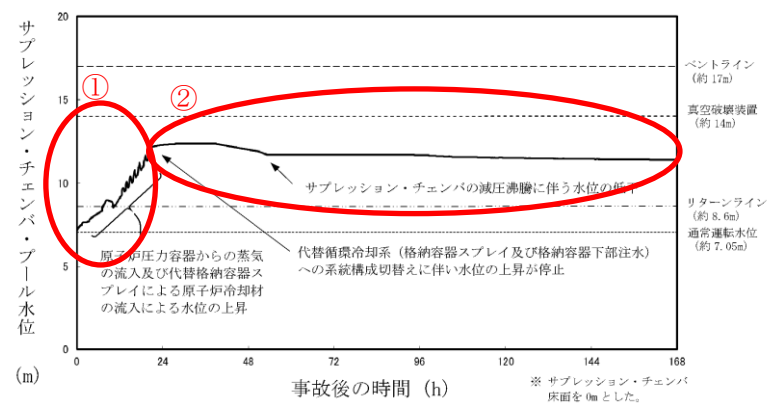
第 3.2-9 図 格納容器圧力の推移 (～8 時間)



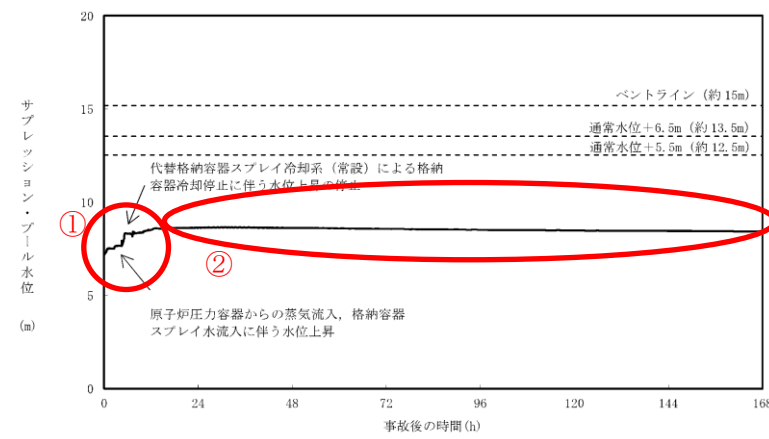
第 3.2-10 図 格納容器雰囲気温度の推移 (～8 時間)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2号炉は、格納容器圧力の推移 (～8 時間) は FCI の観点で確認するため、FCI 側の図面として記載 (差異理由等は FCI 側に記載) (柏崎 6/7 : 第 3.3.3 図, 島根 2号炉 : 第 3.3.2-1(3) 図)

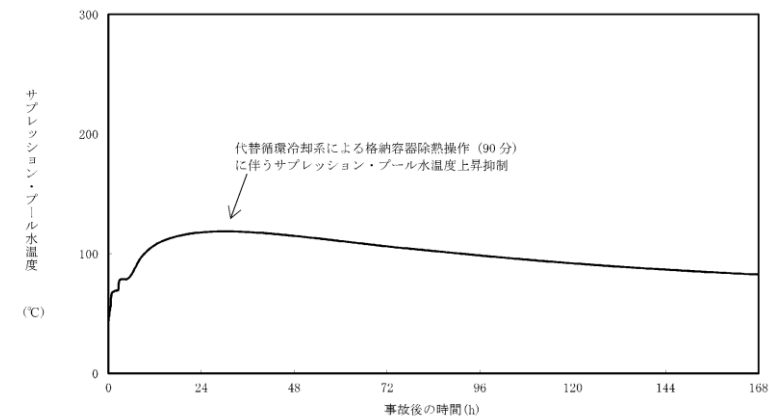
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2号炉は、格納容器温度の推移 (～8 時間) は FCI の観点で確認するため、FCI 側の図面として記載 (差異理由等は FCI 側に記載) (柏崎 6/7 : 第 3.3.4 図, 島根 2号炉 : 第 3.3.2-1(4) 図)



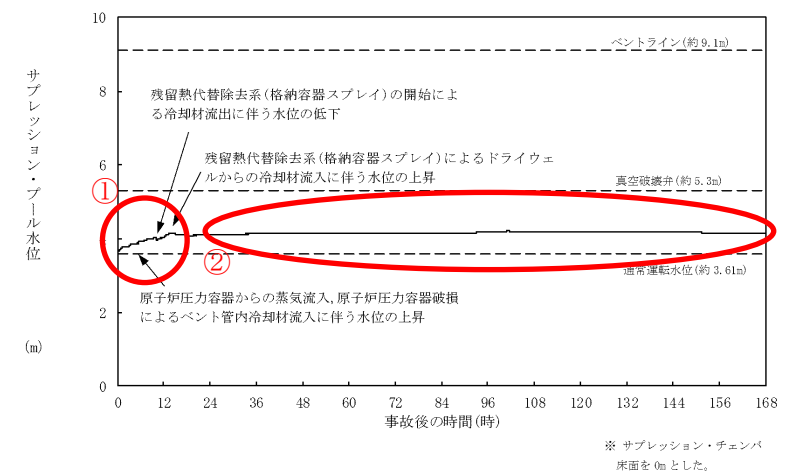
第 3. 2. 11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第 3. 2-11 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 2-12 図 サプレッション・プール水温度の推移

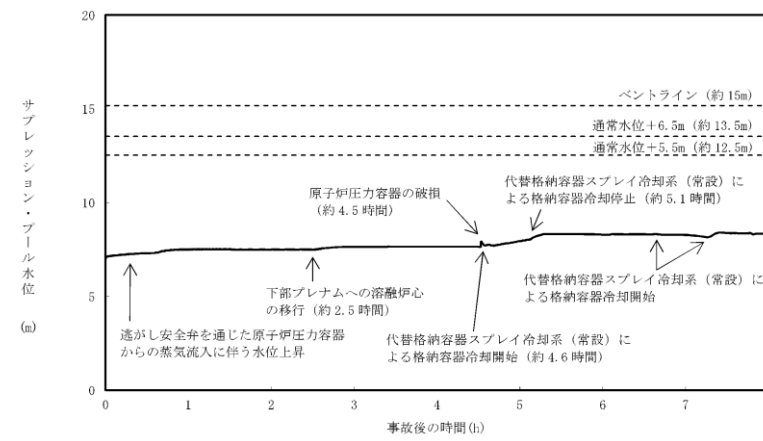


第 3. 2. 2-1(5) 図 サプレッション・プール水位の推移

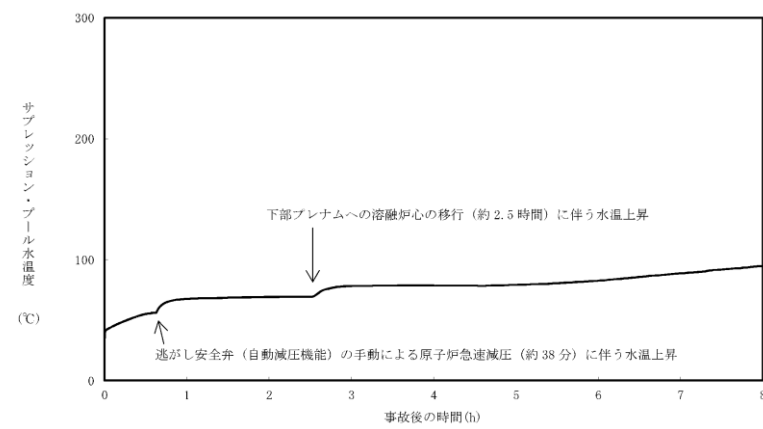
・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①島根 2号炉は, 残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから, 格納容器スプレイを実施しておらず, サプレッション・プール水位は低めに推移する。

**【東海第二】**  
 ②残留熱代替除去系起動後は, 島根 2号炉及び柏崎 6/7 ではサブプレッション・プール水位の上昇はない。東海第二は, 原子炉压力容器破損後の格納容器スプレイによって一時的に上昇するが, その後の上昇はない。

・記載箇所相違  
**【東海第二】**



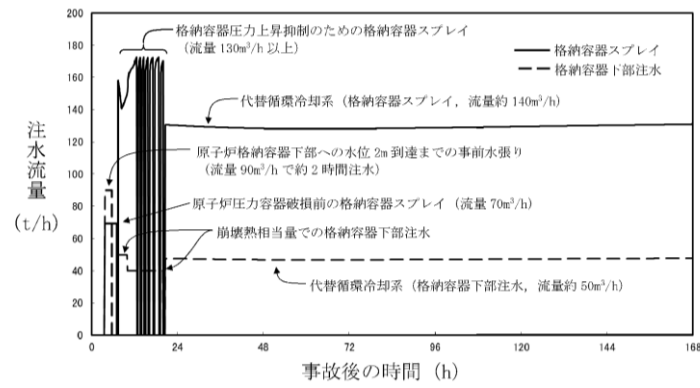
第 3.2-13 図 サプレッション・プール水位の推移 (~8 時間)



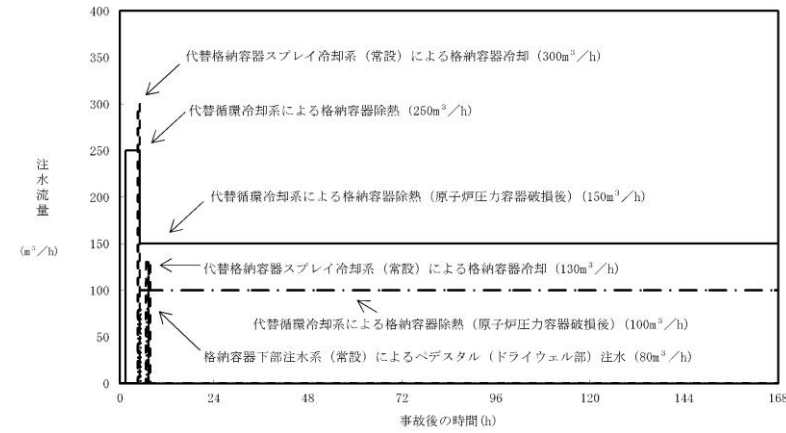
第 3.2-14 図 サプレッション・プール水温度の推移 (~8 時間)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では事象初期の代替循環冷却系による格納容器スプレイや原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ等のマネジメントを実施するが、島根2号炉での事象初期の格納容器側のマネジメントは多くないため、短時間グラフは記載していない。

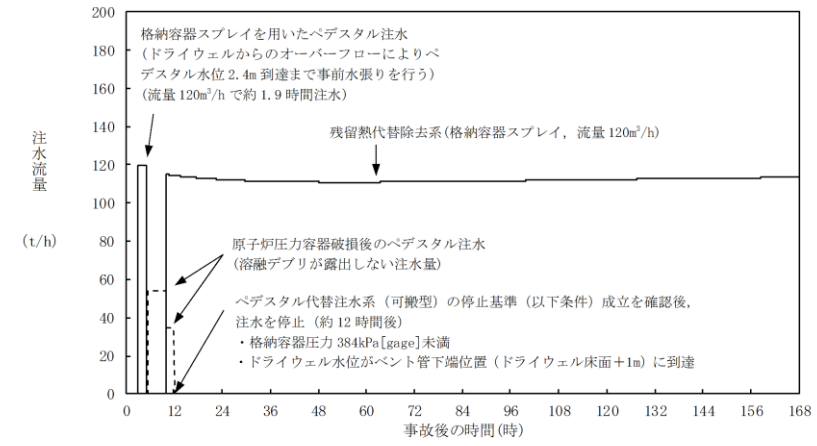




第 3. 2. 12 図 注水流量の推移



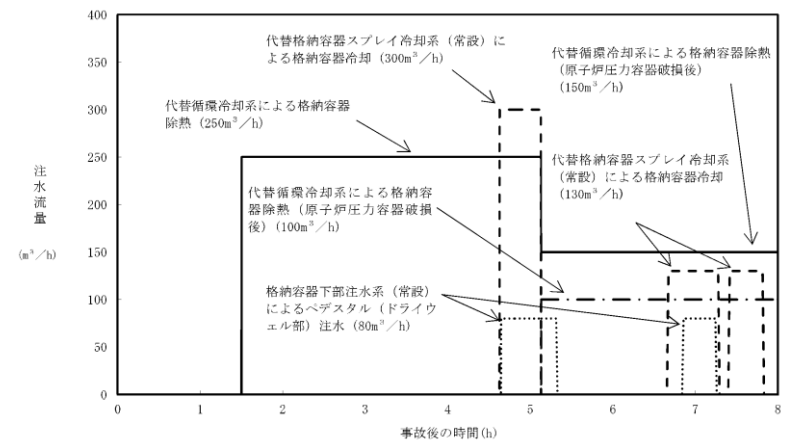
第 3. 2-15 図 注水流量の推移



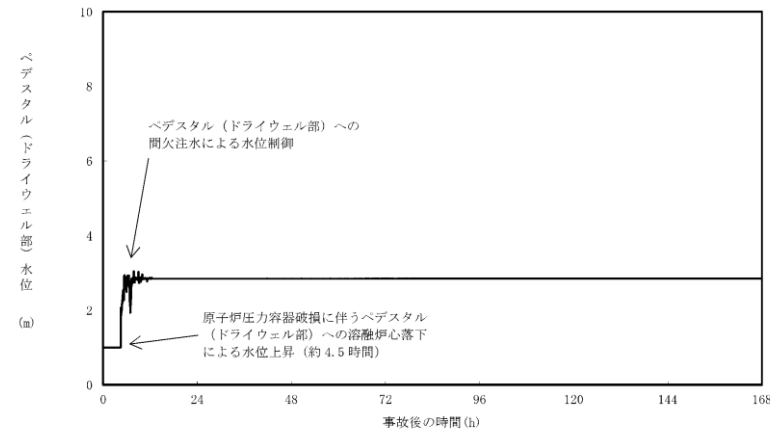
第 3. 2. 2-1 (6) 図 注水流量の推移

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
マネジメントの差異  
による注水流量及び継  
続時間の差異。

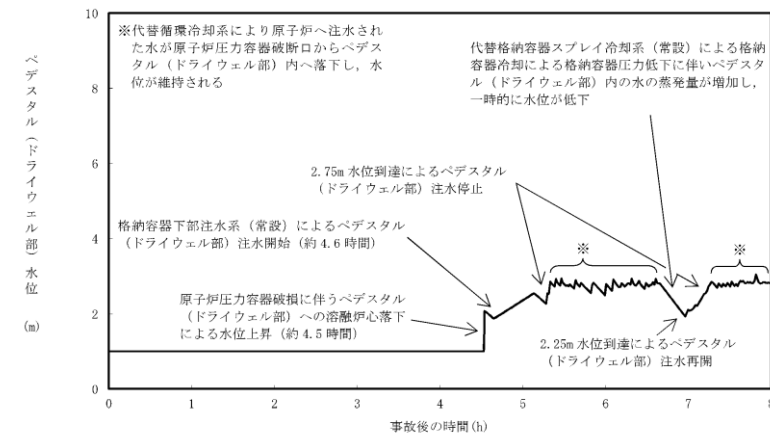
・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根 2 号炉及び柏崎  
6/7 は、注水流量の推移  
(~8 時間) は FCI の観  
点で確認するため、FCI  
側の図面として記載(差  
異理由等は FCI 側に記  
載)(柏崎 6/7: 第 3. 3. 6  
図, 島根 2 号炉: 第  
3. 3. 2-1 (6) 図)



第 3. 2-16 図 注水流量の推移 (~8 時間)



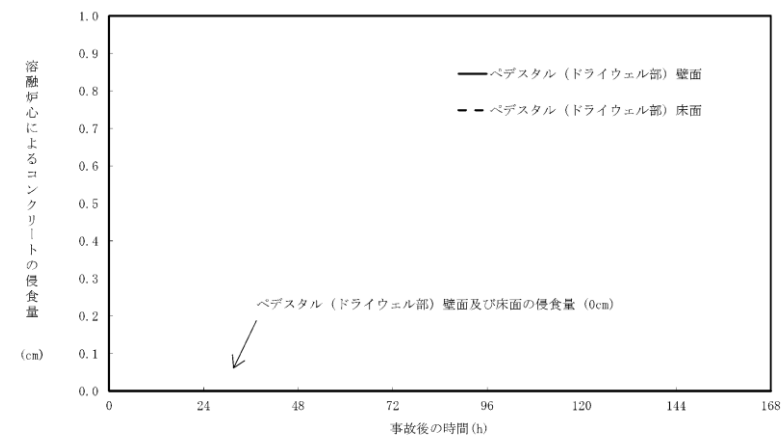
第 3.2-17 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移



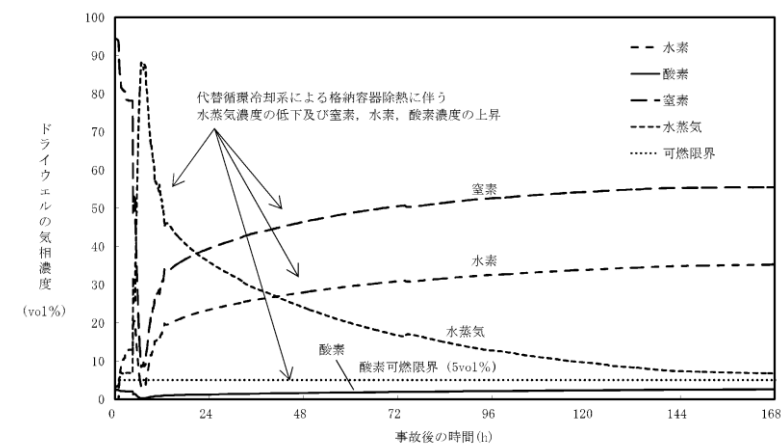
第 3.2-18 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移  
(~8 時間)

・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移は MCCI の観点で確認するため、MCCI 側の図面として記載(差異理由等は MCCI 側に記載)  
(柏崎 6/7 : 第 3.5.10 図, 島根 2 号炉 : 第 3.5.2-1(10)図)

・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移 (~8 時間) は FCI の観点で確認するため、FCI 側の図面として記載(差異理由等は FCI 側に記載)(柏崎 6/7 : 第 3.3.5 図, 島根 2 号炉 : 第 3.3.2-1(5)図)



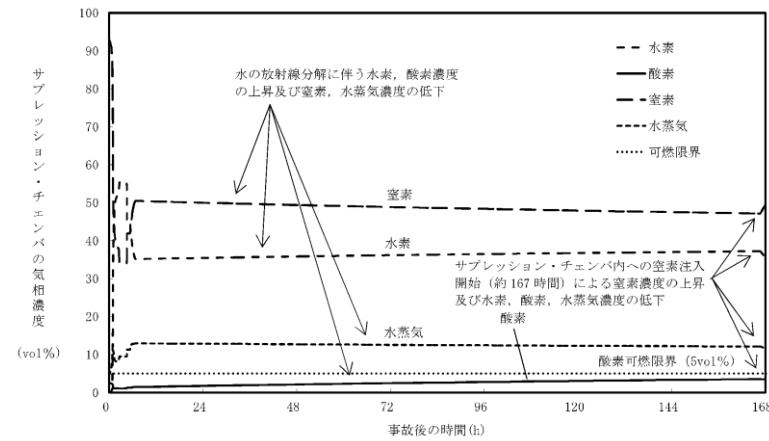
第 3.2-19 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



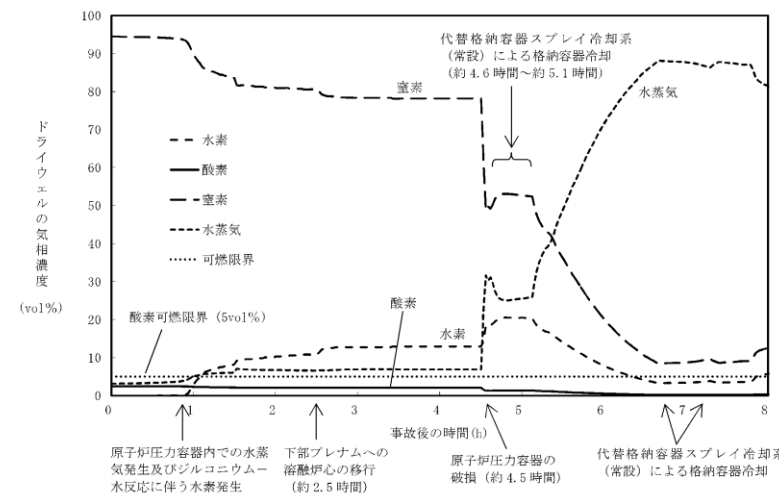
第 3.2-20 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

・記載方針の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移は MCCI の観点で確認するため、MCCI 側の図面として記載 (差異理由等は MCCI 側に記載) (柏崎 6/7 : 第 3.5.11 図, 島根 2 号炉 : 第 3.5.2-1(11) 図)

・記載方針の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、MCCI によるコンクリート侵食が発生することから、ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) は MCCI で発生する気体も含めて評価をするため、MCCI 側の図面として記載 (差異理由等は MCCI 側に記載) (柏崎 6/7 : 第 3.5.5 図, 島根 2 号炉 : 第 3.5.2-1(5) 図)



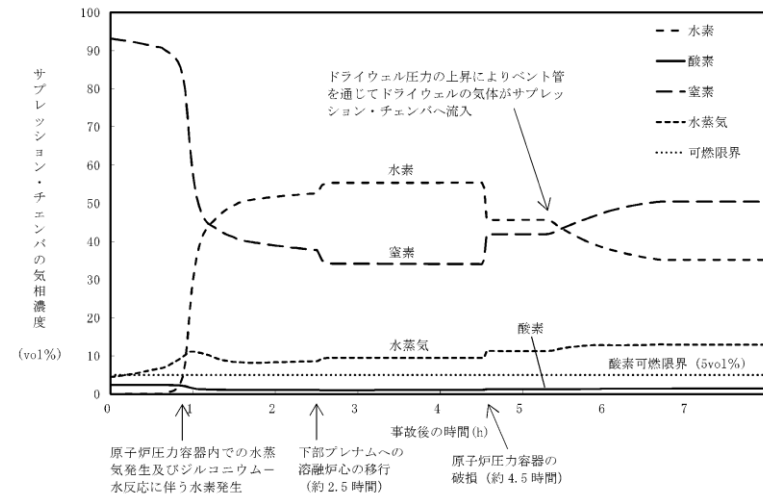
第3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



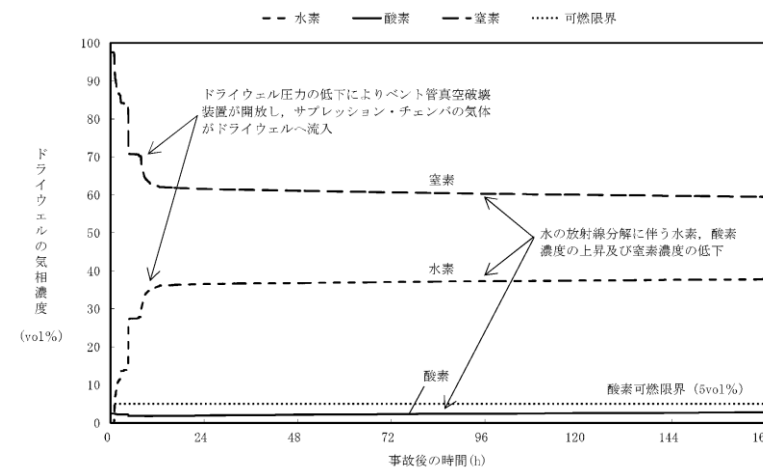
第3.2-22 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (~8時間)

・記載方針の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 島根2号炉及び柏崎6/7は、MCCIによるコンクリート侵食が発生することから、サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)はMCCIで発生する気体も含めて評価をするため、MCCI側の図面として記載(差異理由等はMCCI側に記載)(柏崎6/7:第3.5.6図, 島根2号炉:第3.5.2-1(6)図)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では事象初期の代替循環冷却系による格納容器スプレイや原子炉压力容器破損後の格納容器スプレイ等のマネジメントを実施するが、島根2号炉での事象初期の格納容器側のマネジメントは多くないため、短時間グラフは記載していない。



第3.2-23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件) (~8 時間)

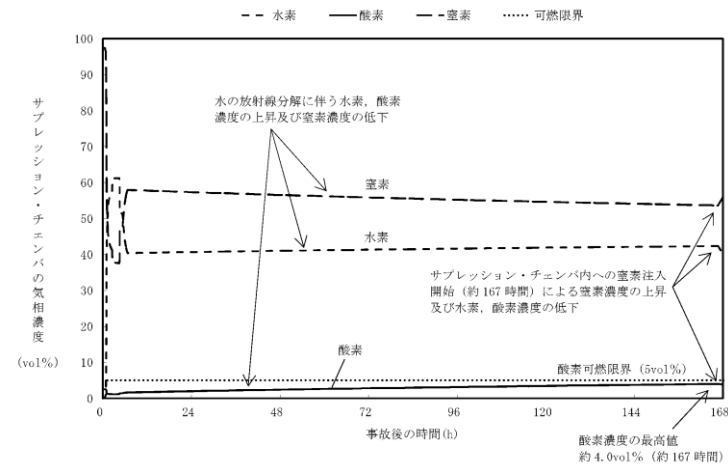


第3.2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

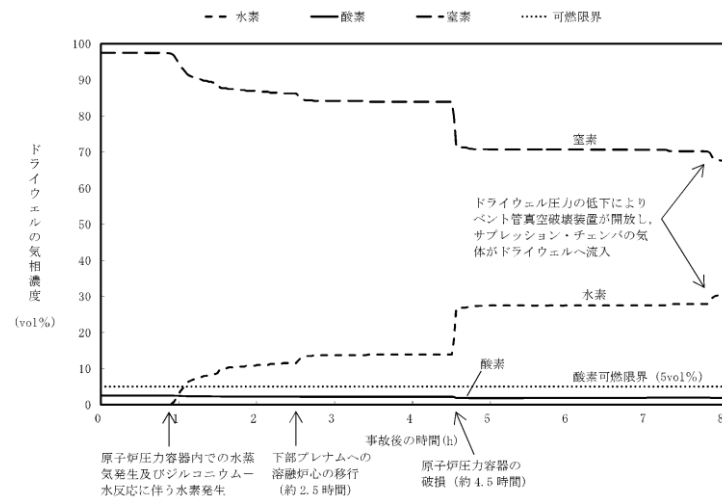
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では事象初期の代替循環冷却系による格納容器スプレィや原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレィ等のマネジメントを実施するが、島根2号炉での事象初期の格納容器側のマネジメントは多くないため、短時間グラフは記載していない。

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉及び柏崎6/7は、MCCIによるコンクリート侵食が発生することから、ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)はMCCIで発生する気体も含めて評価をするため、MCCI側の図面として記載(差異理由等はMCCI側に記載)(柏崎6/7:第3.5.7図, 島根2号炉:第3.5.2-1(7)図)





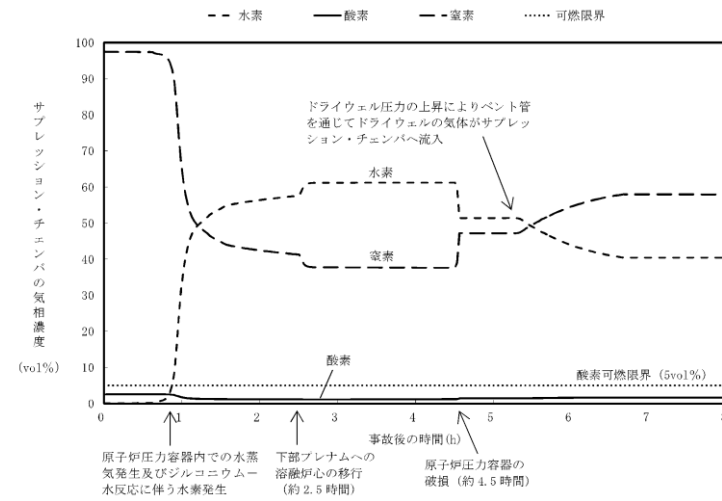
第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



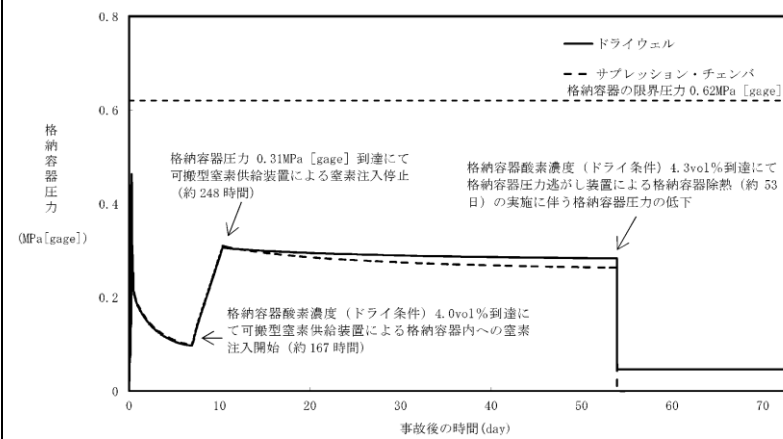
第 3.2-26 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (~8 時間)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、MCCI によるコンクリート侵食が発生することから、サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件) は MCCI で発生する気体も含めて評価をするため、MCCI 側の図面として記載 (差異理由等は MCCI 側に記載) (柏崎 6/7 : 第 3.5.8 図, 島根 2 号炉 : 第 3.5.2-1(8) 図)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では事象初期の代替循環冷却系による格納容器スプレイや原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ等のマネジメントを実施するが、島根 2 号炉での事象初期の格納容器側のマネジメントは多くないため、短時間グラフは記載していない。



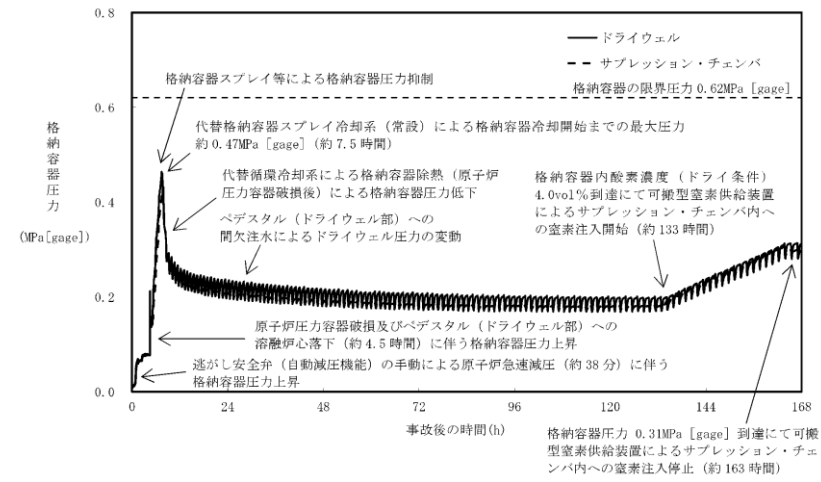
第 3.2-27 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件) (~8 時間)



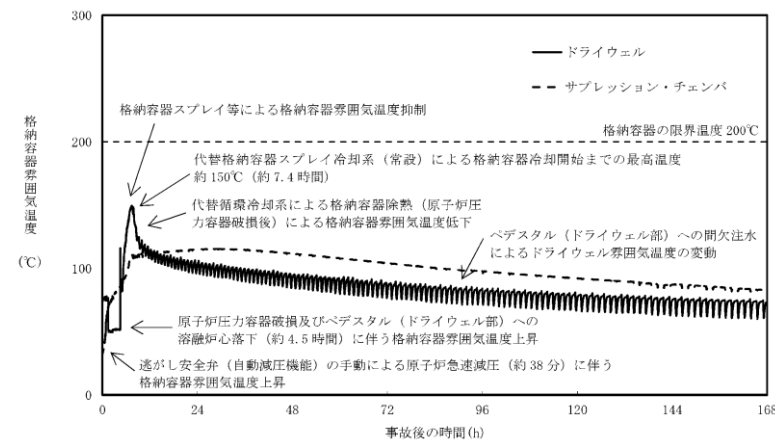
第 3.2-28 図 格納容器圧力の推移 (~73 日間)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では事象初期の代替循環冷却系による格納容器スプレイや原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ等のマネジメントを実施するが、島根2号炉での事象初期の格納容器側のマネジメントは多くないため、短時間グラフは記載していない。

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二では、事象発生53日後に酸素濃度が4.3vol%に到達してベントを実施するため、長期間解析の図面を記載している。



第 3.2-29 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器圧力の推移



第 3.2-30 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器雰囲気温度の推移

・解析条件の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を想定していないが、東海第二では、原子炉圧力容器破損後、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとしているため、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施している。

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼルの発電機】 【軽油タンク】	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認 <sup>※1</sup>	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位域で非常用炉心冷却系の自動起動が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	-	原子炉水位 (SA) 【原子炉水位】 【原子炉隔離時冷却系流量】 【高圧注水系統流量】 【低圧注水系統流量】 【高圧熱除去ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系統を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 高圧貯蔵タンク	原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系統流量 高圧貯蔵タンク水位 (SA)
炉心温度確認 炉心温度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内炉心温度モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、シムコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を監視する。	-	格納容器内炉心温度レベル (D/P) 格納容器内炉心温度レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
逃がし装置による原子炉急冷	原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10%以上の位置に到達した時点で、原子炉注水の事故が起きない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし装置を動作させ、原子炉を急冷する。	-	原子炉水位 (SA) 原子炉注水 原子炉注水 原子炉注水
代替格納容器スプレッドシステムによる原子炉注水	原子炉注水が格納容器下層部温度 300℃未満により炉心下層部スプレッドシステムを起動し、格納容器内炉心温度を 100℃未満に維持する。格納容器内炉心温度が 100℃未満に維持された場合は、格納容器内炉心温度を監視する。格納容器内炉心温度が 100℃未満に維持された場合は、格納容器内炉心温度を監視する。格納容器内炉心温度が 100℃未満に維持された場合は、格納容器内炉心温度を監視する。格納容器内炉心温度が 100℃未満に維持された場合は、格納容器内炉心温度を監視する。	可搬型代替注水ポンプ (A, 2 機) タンクローリ (4 機)	原子炉注水温度 格納容器内炉心温度 (D/P) 格納容器内炉心温度 (S/C) トワイエルの炉心温度 高圧貯蔵タンク水位 (SA)

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態、高圧炉心注水及び低圧注水系統の機能喪失が重畳する場合や、高圧炉心注水及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水による原子炉注水ができない場合。

第 3.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (1/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 全交流動力電源喪失を確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	-	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧
原子炉への注水機能喪失確認	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。 原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗したことを確認後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の自動起動を試みるが失敗したことを確認する。	-	-	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼルの発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。	-	-	-
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	緊急用 M/C 電圧

① \* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	-	平均出力領域計装
高圧・低圧注水機能喪失確認 <sup>※1</sup>	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、全ての非常用炉心冷却系等が機能喪失していることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレッドポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレッドポンプ出口圧力】
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧原子炉代替注水系統を起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サブレーション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧原子炉代替注水流量

① 【】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

□：有効性評価上考慮しない操作

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態、高圧炉心スプレッド系、低圧炉心スプレッド系、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレッド系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレッド系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水ができない場合。

本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載

- 記載表現の相違

【東海第二】

① 島根 2号炉は、重大事故等時に設計基準対処施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対処設備 (設計基準拡張)」と位置付けている。

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (2/2)

Table with 4 columns: 判断及び操作, 手順, 常設設備, 計装設備. Contains details for high-pressure molten material release and direct heating of the containment atmosphere.

※1 原子炉圧力容器破砕時により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一または二を満たせば、以下の監視の停止を認めることができる。

第 3.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (2/5)

Table with 4 columns: 操作及び確認, 手順, 常設設備, 計装設備. Contains details for high-pressure molten material release and direct heating of the containment atmosphere for Tokai 2nd power plant.

① \* 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの [ ] : 有効性評価上考慮しない操作

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (2/4)

Table with 4 columns: 判断及び操作, 手順, 常設設備, 計装設備. Contains details for high-pressure molten material release and direct heating of the containment atmosphere for Shikoku Island power plant.

① [ ] : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)



第 3.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (3/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
炉心損傷確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	-	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 以上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁 (自動減圧機能) *	-	原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保	代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度 (下鏡部) が 300°C に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	-	-	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温

① \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
□ : 有効性評価上考慮しない操作

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	-	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)
ベデスタルへの注水	原子炉圧力容器下鏡部温度 300°C に到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベデスタルへの注水を実施する。この場合の注水は、ベデスタルの水張り目的であるため、ベデスタルの水位が 2.4m (注水量 225m <sup>3</sup> ) に到達した後、ベデスタルへの注水を停止する。	ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 ベデスタル水位
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するためにベデスタル水温等を継続監視する。 ベデスタル水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエル圧力の上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	-	-	原子炉圧力容器温度 (S A) 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 ドライウエル圧力 (S A) ベデスタル温度 (S A) ベデスタル水温 (S A)

① □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第3.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (4/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)	原子炉圧力容器破損の判断後、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を開始する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライオン用) ドライウエル圧力サブプレッジョン・チェンバール圧力 代替淡水貯槽水位
溶融炉心への注水	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)を実施後、中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウエル部)注水をペデスタル(ドライウエル部)水位 2.75m まで実施する。以降は、2.25m から 2.75m の範囲に水位を維持する。ただし、高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設代替交流電源設備 代替低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)	原子炉圧力容器破損後、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却(原子炉圧力容器破損後)により格納容器からの遠隔操作により格納容器冷却系(常設)を確保した後は、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系(原子炉注水と格納容器スプレイ)に分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバール 軽油貯蔵タンク	代替循環冷却系原子炉注水量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力サブプレッジョン・チェンバール圧力 サブプレッジョン・チェンバール水温度

① \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.2.1-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペデスタルに落下した後は、ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水を前蔵熱に余裕を見た流量にて継続して行う。*2	コリウムシールド ディーゼル燃料貯蔵タンク	ベデスタル代替注水量 ベデスタル代替注水量(狭帯域用)
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器冷却	原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器冷却を開始する。格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により開操作し、格納容器スプレイを実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 残留熱代替除去系 サブプレッジョン・チェンバール	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度(SA) ドライウエル圧力(SA) サブプレッジョン・チェンバール圧力(SA) サブプレッジョン・チェンバール水温度(SA)
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉格納容器冷却を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内窒素濃度の上昇を抑える。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク	格納容器窒素濃度(SA)

① 【 】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

※2 原子炉圧力容器破損時の影響により、ペデスタル水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又はすべてから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。  
 ・ペデスタルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること  
 ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること  
 ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

第3.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故対策について (5/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。ただし、格納容器圧力が上昇し、0.465MPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始し、格納容器圧力が 0.400MPa [gage] に到達により格納容器冷却を停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウェイ圧力 サブレンジション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することとで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	格納容器内酸素濃度 (S.A)
タンクローリによる燃料給油操作	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型窒素供給装置 タンクローリ

第 3.2.2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 926MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時の原子炉水位として設定 +119cm	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m <sup>3</sup>	ドライウエル内各種の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエレットウエル)	空間部：5, 960m <sup>3</sup> 液相部：3, 580m <sup>3</sup>	ウエレットウエル内各種の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置 (サブプレッジョン・チェンバ)	3, 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバ・プール水位	7. 05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッジョン・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5. 2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第 3.2-2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器トーム部)	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48, 300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	① 1 サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m <sup>3</sup>	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部：4, 100m <sup>3</sup> 液相部：3, 300m <sup>3</sup>	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3, 45kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設計値
サブプレッジョン・プール水位	6. 983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

第 3.2.2-1 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6×10 <sup>4</sup> t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	9×9 燃料 (A 型)、9×9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX 燃料の評価は 9×9 燃料 (A 型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	① サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7, 900m <sup>3</sup>	ドライウエル内各種の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部：4, 700m <sup>3</sup> 液相部：2, 800m <sup>3</sup>	サブプレッジョン・チェンバ内各種の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
真空破壊装置	3, 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	3. 61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定
サブプレッジョン・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

備考

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ①条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして 10%の保守性を考慮して設定。
- ②島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、格納容器容積 (サブプレッジョン・チェンバ) 及びサブプレッジョン・プール水位の解析条件を通常水位で設定。東海第二では圧力抑制効果を厳しくする観点で、通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値を設定。
- ③島根 2 号炉においても、通常運転時の格納容器温度はドライウエル冷却機にて制御されており、条件設定の考え方としては同様。



第3.2.2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
初期条件	コンクリートの種類 玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない、ベント管を考慮する場合、管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	格納容器下部床面積	コリウムシールドで囲まれる部分が広く、溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定
	起因事象	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
	外部電源	本号炉事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用電源は事故時に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定
	高温ガスによる配管等やクレーン破損や漏えい等	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

④

⑥

第3.2-2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定
初期条件	コンクリートの種類	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない
	原子炉圧力容器下部及びペDESTアル (ドライウエル部) 内構造物の扱い	ペDESTアル (ドライウエル部) に落下する溶融物とは扱わない
	ペDESTアル (ドライウエル部) 水張り水位	ペDESTアル (ドライウエル部) 床面から1m
	起因事象	給水流量の全喪失 原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心注水系の機能喪失を設定するとともに、原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失
	外部電源	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	高温ガスによる配管等やクレーン破損や漏えい等	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

⑤

⑥

第3.2.2-1表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮して設定
初期条件	コンクリートの種類	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	ペDESTアル床面積	コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面積を用いるものとする
	起因事象	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定
	外部電源	原子炉圧力を厳しく見積るものとして設定
	高温ガスによる配管等やクレーン破損や漏えい等	考慮しない

④

⑥

・解析条件の相違  
【柏崎 6/7】  
④柏崎 6/7 は、6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。  
【東海第二】  
⑤島根 2号炉は、通常運転時からペDESTアルに水張りをしていないが、東海第二では通常運転時からペDESTアル(ドライウエル部) に約1mの水プールを形成していることから、初期条件として記載。  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
⑥条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、島根 2号炉は全交流動力電源喪失を想定することから、外部電源なしと設定している。



第 3.2.2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	<p>事象発生と同時に原子炉スクラム</p> <p>逃がし弁機能                      7. 51MPa [gauge] × 1 個, 363t/h/個                      7. 58MPa [gauge] × 1 個, 367t/h/個                      7. 65MPa [gauge] × 4 個, 370t/h/個                      7. 72MPa [gauge] × 4 個, 373t/h/個                      7. 79MPa [gauge] × 4 個, 377t/h/個                      7. 86MPa [gauge] × 4 個, 380t/h/個</p>	<p>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</p>
逃がし安全弁	<p>自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開ることによる原子炉急速減圧                      &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気量の関係&gt;</p>	<p>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</p>

第 3.2-2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル 3) 信号	<p>短時間であるか原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル 3) 信号にてスクラムするものとして設定</p>
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	<p>短時間であるか主蒸気か格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル 2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定</p>
再循環系ポンプ	<p>事象発生と同時に停止</p> <p>安全弁機能                      7. 79MPa [gauge] × 2 個, 385.2t/h (1 個当たり)                      8. 10MPa [gauge] × 4 個, 400.5t/h (1 個当たり)                      8. 17MPa [gauge] × 4 個, 403.9t/h (1 個当たり)                      8. 24MPa [gauge] × 4 個, 407.2t/h (1 個当たり)                      8. 31MPa [gauge] × 4 個, 410.6t/h (1 個当たり)</p>	<p>事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定</p>
逃がし安全弁	<p>逃がし安全弁 (自動減圧機能) の 2 個を開ることによる原子炉急速減圧                      &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁 2 個の蒸気流量の関係&gt;</p>	<p>逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定</p> <p>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</p>

第 3.2.2-1 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	<p>事象発生と同時に原子炉スクラム</p> <p>事象発生と同時に閉止</p> <p>事象発生と同時に停止</p>	<p>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</p> <p>主蒸気か格納容器内に保持される厳しい条件として設定</p> <p>全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定</p>
主蒸気隔離弁	<p>逃がし弁機能                      7. 58MPa [gauge] × 2 個, 367t/h/個                      7. 65MPa [gauge] × 3 個, 370t/h/個                      7. 72MPa [gauge] × 3 個, 373t/h/個                      7. 79MPa [gauge] × 4 個, 377t/h/個</p>	<p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</p>
再循環系ポンプ	<p>自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開ることによる原子炉急速減圧                      (原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気量の関係)</p>	<p>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</p>
逃がし安全弁		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m <sup>3</sup> /h 以上にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
ベドスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕をみた注水量にてベドスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
残留熱代替除去系	120m <sup>3</sup> /h 以上にて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 6 MW (サブプレッジョン・プール水温度 100°C, 海水温度 30°C) において	原子炉補機代替冷却系の設計値 (残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m <sup>3</sup> /h とした場合) として設定

・解析条件の相違

【東海第二】

⑦島根 2 号炉は、外部電源がないことから、事象の発生と同時に原子炉スクラム及び再循環ポンプが全台トリップするものとしている。

⑧東海第二では、事象をより厳しくする条件として事象発生と同時に閉止する設定としている。(島根 2 号炉と同条件)

⑨島根 2 号炉は、逃がし安全弁 1 個での蒸気流量を記載しているのに対し、東海第二では、原子炉急速減圧の対象弁となる 2 個合計の蒸気流量を記載。

【柏崎 6/7】

⑩島根 2 号炉は、窒素供給操作を実施するのに対し、柏崎 6/7 では、事象発生 7 日間は窒素供給操作を実施しないことから、記載していない。

第3.2.2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	原子炉圧力容器破損後：70m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器へスプレイ
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	原子炉圧力容器破損後：130m <sup>3</sup> /h以上で原子炉格納容器へスプレイ
	格納容器下部注水系 (常設)	事前水張り時：90m <sup>3</sup> /hで注水
	代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水
コリウムシールド	総循環流量：190m <sup>3</sup> /h 格納容器スプレイ：約140m <sup>3</sup> /h 原子炉格納容器下部：約50m <sup>3</sup> /h コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウエル・サンプへ流入しない	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉格納容器下部の冷却に必要な注水量を考慮して設定 コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定

第3.2-2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	原子炉圧力容器破損後：300m <sup>3</sup> /hにて格納容器へスプレイ
	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器圧力制御：130m <sup>3</sup> /hにて格納容器へスプレイ 80m <sup>3</sup> /hにてベテスタル (ドライウエル部) へ注水
	代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損前：格納容器スプレイ：250m <sup>3</sup> /h 原子炉圧力容器破損後：総循環流量：250m <sup>3</sup> /h 格納容器スプレイ：150m <sup>3</sup> /h 原子炉注水：100m <sup>3</sup> /h
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW (サブレンジョン・プール水温度100℃、海水温度32℃において)
可搬型窒素供給装置	総注入流量：200Nm <sup>3</sup> /h 窒素：198Nm <sup>3</sup> /h 酸素：2Nm <sup>3</sup> /h ガス温度：30℃	
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定 材料は、コリウムの侵食を抑制する観点から設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定

・解析条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
①島根2号炉は、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) にて実施するが、柏崎6/7では格納容器下部注水系にて実施、東海第二では事前水張りを実施しない。  
【東海第二】  
②島根2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしているが、東海第二は原子炉圧力容器破損後、代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。



第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱) (5/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定
原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が 2m (総注水量 180m <sup>3</sup> ) に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水)	原子炉圧力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190°C に到達した場合に開始。格納容器圧力は 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合に格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から 20.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定

\* 本格納容器破損モードの評価事故シナリオは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。

第 3.2-2 表 主要解析条件 (高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱) (5/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の操作所要時間を踏まえて設定
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後)	原子炉圧力容器破損 6 分後に開始し、格納容器圧力の低下から 30 分後に停止	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定
格納容器下部注水系によるペダスタル (ドライウエル部) 注水操作	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後) から 1 分後に開始し、ペダスタル (ドライウエル部) 水位 2.75m に到達した時点で停止 その後は、2.25m まで低下した時点で開始し、2.75m に到達した時点で停止	⑬ 操作実施に必要な時間を考慮して設定 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (格納容器圧力制御)	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内窒素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合に開始	⑭ 格納容器内窒素濃度がベント基準である 4.3vol% (ドライ条件) に到達することを防止する観点で設定

第 3.2.2-1 表 主要解析条件 (高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100Nm <sup>3</sup> /h ・窒素: 99.9Nm <sup>3</sup> /h ・酸素: 0.1Nm <sup>3</sup> /h ガス温度: 35°C	⑩ 総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
コリウムシールド	材料: ジルコニア耐熱材 侵食開始温度: 2,100°C	材料は、溶融炉心のドライウエルサンプルへの流出を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
格納容器代替スプレィ系 (可搬型) によるペダスタルへの注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達したことを確認して開始し、ペダスタルの水位が 2.4m となる注水量 (225m <sup>3</sup> ) が注水されたことをもって停止する	⑪ 格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
ペダスタル代替注水系 (可搬型) によるペダスタルへの注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水)	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	⑭ 原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

・解析条件の相違  
【東海第二】  
⑬島根 2号炉は、溶融炉心落下後のペダスタル注水を、注水量 (崩壊熱相当) にて管理するのに対し、東海第二ではドライウエル水位で管理することによる差異。  
⑭島根 2号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱開始後に注入することとしている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.2.1</p> <p>高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。</p> <p>図1に示すとおり、SRVは本体部と補助作動装置から構成されている。「4.本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼす恐れがある。</p> <p>SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続</li> </ul> <p>ここでは、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。</p> <p>1. 評価方法</p> <p>MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウエル内気相温度を環境温度条件として、三次元熱</p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.2.6</p> <p>高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。</p> <p>SRVは本体と補助作動装置から構成されているが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの開保持機能に影響を及ぼすおそれがある。</p> <p>ここでは、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、SRVの開保持機能が損なわれないことを評価する。</p> <p>2. 評価方法</p> <p>電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、設計基準事故を包含する保守的な環境条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのSRV機能維持について確認されている（以下「SRV環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。第2図にSRV環境試験条件を示す。</p> <p>このため、解析コードMAAPによるDCH有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（STAR-CCM+）によりSRVの温度を評価し、SRV環境試験</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.1</p> <p>高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について</p> <p>原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。</p> <p>図1から図3に示す通り、SRVは本体部と電磁弁、空気シリンダからなる補助作動装置から構成されている。「4.本体部の温度上昇による影響」に示す通り、本体部では温度上昇は問題はないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼす恐れがある。</p> <p>SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続</li> </ul> <p>ここでは、SRVの環境条件を厳しく評価する観点から、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイに期待しない場合を仮定し、事象発生からRPV破損直前までの約5.4時間においてDCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。</p> <p>1. 評価方法</p> <p>MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウエル（以下「D/W」という。）内気相温度</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉および柏崎6/7は、補足説明資料にて説明。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>流動解析コード (STAR-CCM+) により, SRV の温度を評価した。</p> <p>三次元熱流動解析では, <u>RPV の温度条件が厳しくなる評価点を設定し定常解析を実施した。また, RPV 破損直前にはRPV 内の気相温度が急激に上昇することから, これに追従するSRV の温度上昇をより現実的に評価するため, RPV 内の気相温度が急激に上昇する時間幅に対する非定常解析を実施した。</u></p> <p>2. 評価条件 (1) 温度条件</p> <p>図2, 3 にRPV 内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のMAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ, 表1 及び以下に示すとおり, 2 通りの評価条件を設定した。</p> <p>① 事象発生から6 時間後までの範囲を代表する温度条件として, 同範囲内でのRPV 内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて最も厳しい温度を適用した温度条件。定常解析によって評価する。</p>	<p><u>の温度条件に包含されることを確認することで, 重大事故時においてもSRV の開保持機能が維持されることを確認する。</u></p> <p>なお, 3 次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが, 下部プレナムへの熔融炉心の落下に伴いRPV 内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては, SRV の温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。</p> <p>3. 評価条件 (1) 温度条件</p> <p>第3図及び第4図に, MAAP 解析結果のRPV 内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このMAAP 解析結果を踏まえ, 以下に示す2通りの温度条件を設定する。第1表に評価条件を示す。</p> <p>・温度条件① (定常解析)</p> <p><u>RPV 内気相温度については, 事象発生から下部プレナムへの熔融炉心移行中の期間を代表する温度条件として, この期間における最高温度を考慮し512℃を設定する。</u></p> <p>また, <u>ドライウェル内気相温度については, 手順に従い実施する代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (格納容器スプレイの冷却効果) を考慮することとし, 格納容器除熱を開始した以降, RPV 破損までの最高温度を考慮し53℃を設定する。なお, 格納容器除熱を開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53℃よりも高い80℃程度で推移するが, この期間におけるRPV 内気相温度は定常解析の温度条件である512℃より十分に低いことから, SRV 開保持機能維持の観点で, 初期のドライウェル内気相温度の影響は, RPV 内気相温度条件の保守性に包含される。</u></p>	<p>を環境温度条件として, 三次元熱流動解析コード (STAR-CCM+) により, SRV の温度を評価した。</p> <p>三次元熱流動解析では, <u>RPV 内気相温度とD/W内気相温度の温度条件が厳しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。</u></p> <p>2. 評価条件 (1) 温度条件</p> <p>図4 にRPV 内気相温度及びD/W内気相温度のMAAP 解析結果を示す。MAAP 解析結果を踏まえ, 以下に示す通り評価条件を設定した。</p> <p>① 事象発生からRPV 破損直前までの範囲を代表する温度条件として, <u>同範囲内でのRPV 内気相温度が最も厳しい温度を適用し, 定常解析によって評価する。</u></p> <p>② 事象発生からRPV 破損直前までの範囲を代表する温度条件として, <u>同範囲内でのD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用し, 定常解析によって評価する。</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は定常解析にて評価。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は事象発生から RPV 破損直前までを定常解析にて評価。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は残留熱代替除去系による格納容器除熱効果 (PCV スプレイによる冷却効果) に期待しない条件で評価。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② <u>RPV 破損直前のRPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、RPV 内の気相温度が急激に上昇する時間幅でのRPV 内の気相温度の変化とドライウェル内気相平均温度の最も厳しい温度を適用した温度条件。非定常解析によって評価する。</u></p> <p>(2) 評価モデル 自動減圧 (以下「ADS」という。) 機能付きのSRV の中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、<u>図4.5</u> のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化し</p>	<p>・ <u>温度条件② (非定常解析)</u> <u>下部プレナムへの熔融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、温度条件①で設定した期間以降のRPV内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から586℃の温度履歴を設定する。</u> <u>また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に53℃を設定する。</u></p> <p>(2) 評価部位 SRV (<u>自動減圧機能</u>) の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。 ①電磁弁 (下部コイルハウジング) 電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV (<u>自動減圧機能</u>) が閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。 ②ピストン (シール部) ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV (<u>自動減圧機能</u>) が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。</p> <p>(3) 評価モデル <u>SRV (自動減圧機能) が最も近く隣接するバルブB及びバルブHを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のSRV2個を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価では、隣接</u></p>	<p>(2) 評価部位 SRVの開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。 ①電磁弁 (下部コイルハウジング) 電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。 ②ピストン (シール部) ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングを用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。</p> <p>(3) 評価モデル <u>SRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、<u>図5及び図6</u>のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV</u></p>	<p>・ 解析条件の相違 <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b> 島根2号炉は定常解析にて評価。</p> <p>・ 設備設計の相違 <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b> 島根2号炉は全SRVを対象に評価する (柏崎6/7は、電磁弁とピストン (シール部) を評価することを「(2) 評価モデル」で説明)</p> <p>・ 設備設計の相違 <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b> 島根2号炉は全SRVを対象に評価する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ている。実機では離れた位置のSRV2 個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1 個おきに開動作するモデルとしている。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を表2 及び図6, 7 に示す。</p> <p>事象発生から6 時間後までの範囲を代表する温度条件として設定した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約10℃下回った。また、RPV 破損直前のRPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した②の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約10℃下回った。</p> <p>SRV に対する機能確認試験では、初期の熱負荷として、171℃を与えており、この試験実績を踏まえると、DCH 防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRV の機能を維持可能<sup>※</sup>である。①は最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRV が経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。</p> <p>以上のとおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV の機能を維持できると考える。</p> <p>※ SRV は、「171℃において3 時間継続の後160℃において3 時間継続」という環境条件での機能維持が試験によって確認されている。この初期の熱負荷(171℃において3 時間継続)をアレニウス則に基づき160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4. 6 時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7. 6 時間は機能維持が可能となる。</p>	<p>した2個を同時に開状態とする評価モデルとする。第5図にSRV 配置図及びモデル化範囲を、第6図にモデル図及び断面メッシュ図を示す。</p> <p>4. 評価結果</p> <p>評価結果を第2表及び第7図から第9図に示す。</p> <p>事象発生から下部プレナムへの熔融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約120℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV 環境試験温度である160℃を下回る。また、下部プレナムへの熔融炉心移行に伴うRPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約124℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV 環境試験温度である160℃を下回る。</p> <p>なお、SRV 環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。</p> <p>この試験の初期の温度条件として171℃を与えていることを踏まえると、160℃以下の温度条件では約7. 6時間の機能維持が可能<sup>※</sup>であると考えられる。したがって、逃がし安全弁(自動減圧機能)の開保持機能が要求される、事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間(約4. 5時間)に対して、十分な余裕がある。</p> <p>以上のとおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV 開保持機能は維持されることが考えられる。</p> <p>※ SRV は、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続(合計6時間)」という環境条件での機能維持がSRV 環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷(171℃において3時間継続)をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4. 6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7. 6時間は機能維持が可能となる。</p>	<p>2 個を操作することを基本とするが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1 個おきに開動作するモデルとしている。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を表2 及び図7 及び図8 に示す。</p> <p>事象発生からRPV 破損直前までの範囲でRPV 内気相温度が最も厳しい温度を適用した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回った。また、①と同範囲でD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用した②の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回った。</p> <p>なお、SRV 環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。</p> <p>SRV に対する機能確認試験では、初期の熱負荷として171℃を与えており、この試験実績を踏まえると、DCH 防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRV の機能を継続可能である。①、②は厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRV が経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。</p> <p>以上のとおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV の機能を維持できると考える。</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件及び解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は定常解析にて評価。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は定常解析にて評価。また、RPV破損までが5. 4時間であり、共研にて健全性が確認されている171℃×3時間+160℃×3時間の温度条件を下回る約140℃であったため、アレニウス則の適用は不要。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 本体部の温度上昇による影響</p> <p>閉状態のSRV が強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV 本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表3 のとおり、いずれも温度上昇によって強制開の妨げとなることはない。</p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>	<p>5. 本体部の温度上昇による影響</p> <p><u>前述のとおり、重大事故時においてもSRVの開保持機能は維持されるが、ここではSRV強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。</u></p> <p>閉状態のSRVを強制開とするためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の閉止力を上回る必要がある。第3表に温度上昇の影響を示す。SRV本体の閉止力に対する温度上昇の影響は、いずれも強制開の妨げとなることはない。</p>	<p>4. 本体部の温度上昇による影響</p> <p>閉状態のSRVが強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表3のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げとなることはない。</p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																					
<p><b>第1表 三次元熱流動解析での温度条件 (逃がし安全弁開)</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)</th> <th>温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RPV 内気相平均温度</td> <td>約 589℃</td> <td>約 510℃→約 626℃</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル内気相平均温度</td> <td>約 111℃</td> <td>約 116℃</td> </tr> </tbody> </table>		温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)	RPV 内気相平均温度	約 589℃	約 510℃→約 626℃	ドライウエル内気相平均温度	約 111℃	約 116℃	<p><b>第1表 3次元熱流動解析での温度条件</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>温度条件①【定常解析】</th> <th>温度条件②【非定常解析】</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RPV内気相平均温度</td> <td>512℃</td> <td>512℃→586℃</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル内気相平均温度</td> <td>53℃</td> <td>53℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】	RPV内気相平均温度	512℃	512℃→586℃	ドライウエル内気相平均温度	53℃	53℃	<p><b>表1 三次元熱流動解析での温度条件</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)</th> <th>温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RPV内気相温度</td> <td>約 521℃</td> <td>約 469℃</td> </tr> <tr> <td>D/W内気相温度</td> <td>約 85℃</td> <td>約 90℃</td> </tr> </tbody> </table>		温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)	RPV内気相温度	約 521℃	約 469℃	D/W内気相温度	約 85℃	約 90℃	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>										
	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)																																						
RPV 内気相平均温度	約 589℃	約 510℃→約 626℃																																						
ドライウエル内気相平均温度	約 111℃	約 116℃																																						
項目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】																																						
RPV内気相平均温度	512℃	512℃→586℃																																						
ドライウエル内気相平均温度	53℃	53℃																																						
	温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)																																						
RPV内気相温度	約 521℃	約 469℃																																						
D/W内気相温度	約 85℃	約 90℃																																						
<p><b>第2表 三次元熱流動解析での評価結果 (逃がし安全弁開)</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)</th> <th>温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>下部コイルハウジング最高温度*</td> <td>約 150℃</td> <td>約 150℃</td> </tr> <tr> <td>ピストン部最高温度</td> <td>約 149℃</td> <td>約 147℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ADS 機能付電磁弁設置位置</p>		温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)	下部コイルハウジング最高温度*	約 150℃	約 150℃	ピストン部最高温度	約 149℃	約 147℃	<p><b>第2表 3次元熱流動解析での評価結果</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">温度条件①【定常解析】</th> <th colspan="2">温度条件②【非定常解析】</th> </tr> <tr> <th>バルブB</th> <th>バルブH</th> <th>バルブB</th> <th>バルブH</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>下部コイルハウジング最高温度</td> <td>約 120℃</td> <td>約 112℃</td> <td>約 124℃</td> <td>約 116℃</td> </tr> <tr> <td>ピストン部最高温度</td> <td>約 124℃</td> <td>約 113℃</td> <td>約 124℃</td> <td>約 113℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】		バルブB	バルブH	バルブB	バルブH	下部コイルハウジング最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃	ピストン部最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃	<p><b>表2 三次元熱流動解析での評価結果</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)</th> <th>温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>下部コイルハウジング最高温度*</td> <td>約 141℃</td> <td>約 136℃</td> </tr> <tr> <td>ピストン部最高温度</td> <td>約 136℃</td> <td>約 132℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※電磁弁設置位置</p>		温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)	下部コイルハウジング最高温度*	約 141℃	約 136℃	ピストン部最高温度	約 136℃	約 132℃	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)																																						
下部コイルハウジング最高温度*	約 150℃	約 150℃																																						
ピストン部最高温度	約 149℃	約 147℃																																						
項目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】																																					
	バルブB	バルブH	バルブB	バルブH																																				
下部コイルハウジング最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃																																				
ピストン部最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃																																				
	温度条件①【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から溶融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)																																						
下部コイルハウジング最高温度*	約 141℃	約 136℃																																						
ピストン部最高温度	約 136℃	約 132℃																																						
<p><b>第3表 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>温度上昇の影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SRV スプリング閉止力</td> <td>温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・アジャスタリング摺動抵抗</td> <td>主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗</td> <td>主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗</td> <td>主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗</td> <td>主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	温度上昇の影響	SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。	弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。	弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。	<p><b>第3表 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>温度上昇の影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SRV スプリング閉止力</td> <td>温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・アジャスタリング摺動抵抗</td> <td>主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗</td> <td>弁棒はSUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗</td> <td>バランスピストンはSUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗</td> <td>主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	温度上昇の影響	SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。	弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。	弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒はSUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンはSUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。	<p><b>表3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>温度上昇の影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SRV スプリング閉止力</td> <td>温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・アジャスタリング摺動抵抗</td> <td>主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。</td> </tr> <tr> <td>弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗</td> <td>弁棒は [ ]、ネッキブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗</td> <td>バランスピストンは [ ]、ブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗</td> <td>主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	温度上昇の影響	SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。	弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。	弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は [ ]、ネッキブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンは [ ]、ブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。	弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。		
項目	温度上昇の影響																																							
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。																																							
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。																																							
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。																																							
項目	温度上昇の影響																																							
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。																																							
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。																																							
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒はSUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンはSUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。																																							
項目	温度上昇の影響																																							
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。																																							
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。																																							
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は [ ]、ネッキブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンは [ ]、ブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。																																							
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。																																							



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

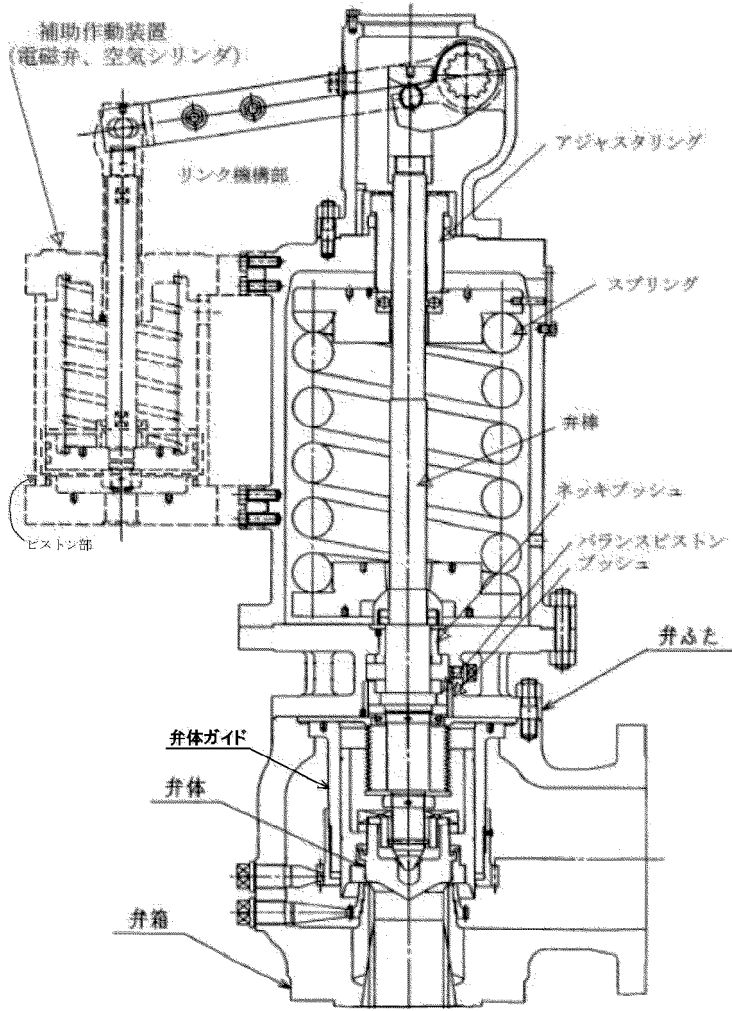
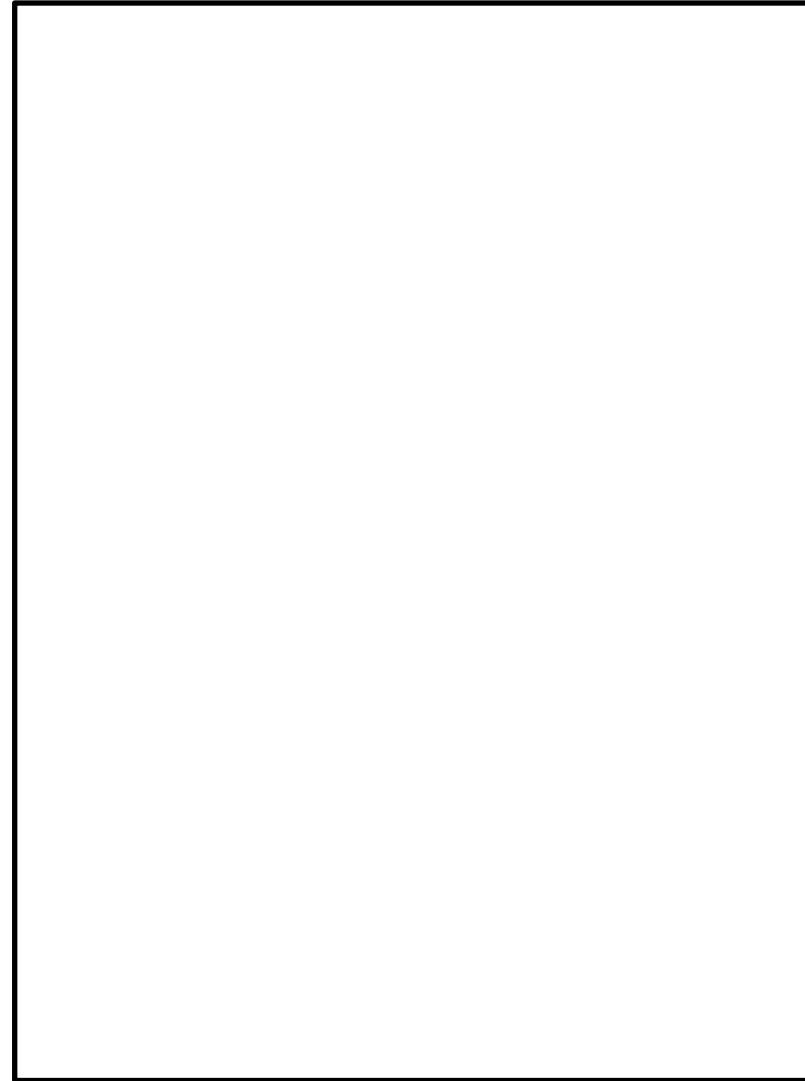


図1a SRV構造図 (断面図)

東海第二発電所 (2018.9.12版)



第1図 SRV構成図 (開状態)

島根原子力発電所 2号炉

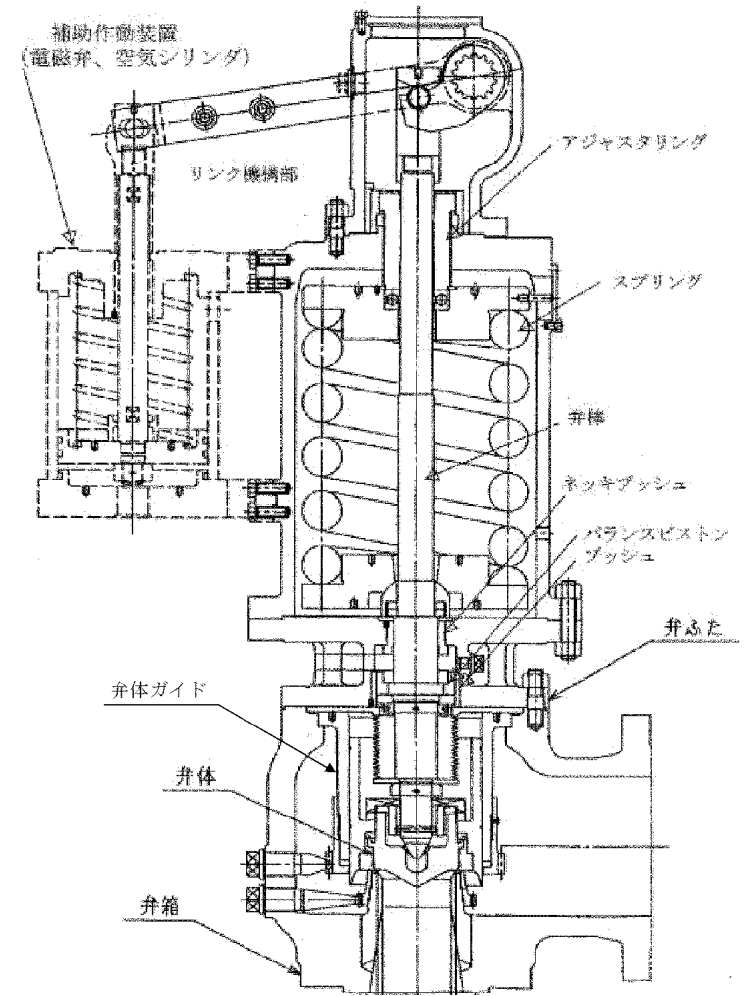


図1 SRV構成図

備考



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="240 218 834 810" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="332 831 721 873" data-label="Caption"> <p>図1b SRV構造図 (側面図詳細)</p> </div> <div data-bbox="219 879 851 1404" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="332 1415 721 1455" data-label="Caption"> <p>図1c SRV構造図 (平面図詳細)</p> </div>	<div data-bbox="958 1415 1709 1858" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1154 1862 1516 1904" data-label="Caption"> <p>第2図 SRV環境試験条件</p> </div>	<div data-bbox="1804 210 2451 785" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1908 787 2341 829" data-label="Caption"> <p>図2 SRV構造図 (側面図詳細)</p> </div> <div data-bbox="1804 884 2451 1230" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1908 1234 2341 1276" data-label="Caption"> <p>図3 SRV構造図 (平面図詳細)</p> </div>	

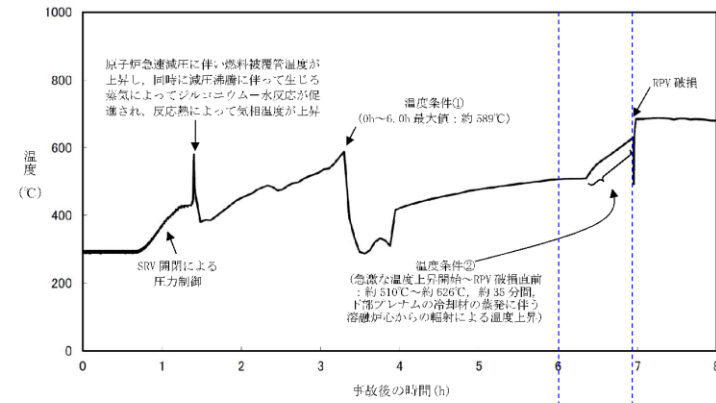


図2 RPV内気相平均温度の推移

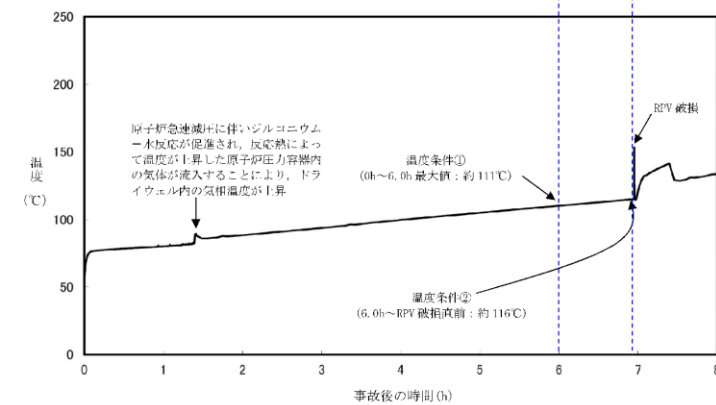
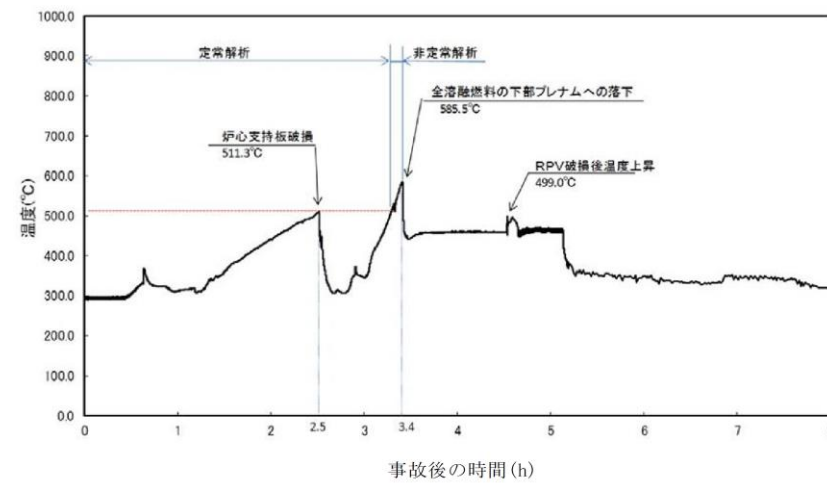
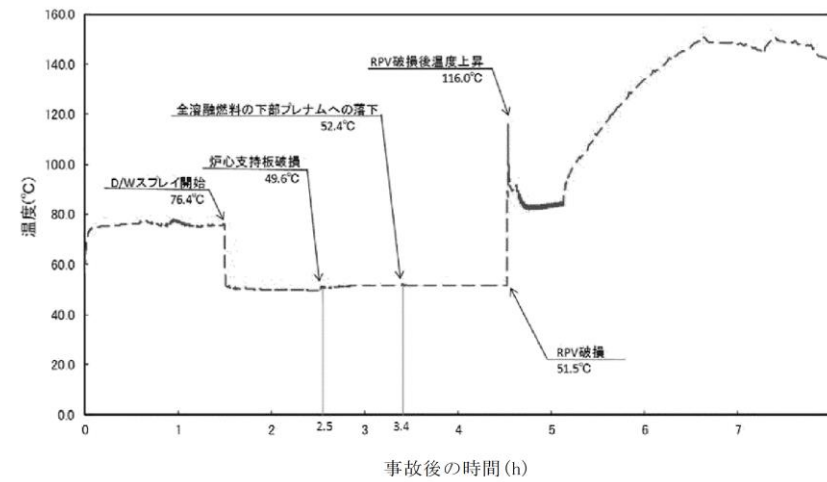


図3 ドライウェル内気相平均温度の推移



第3図 原子炉压力容器内気相平均温度の推移



第4図 ドライウェル内気相平均温度の推移

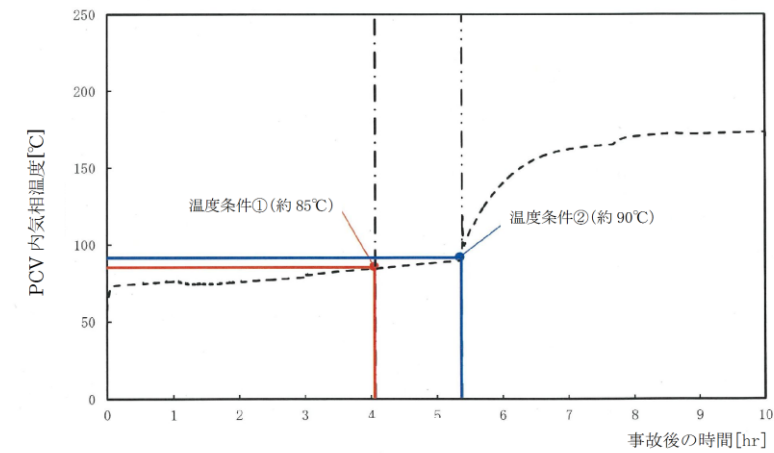
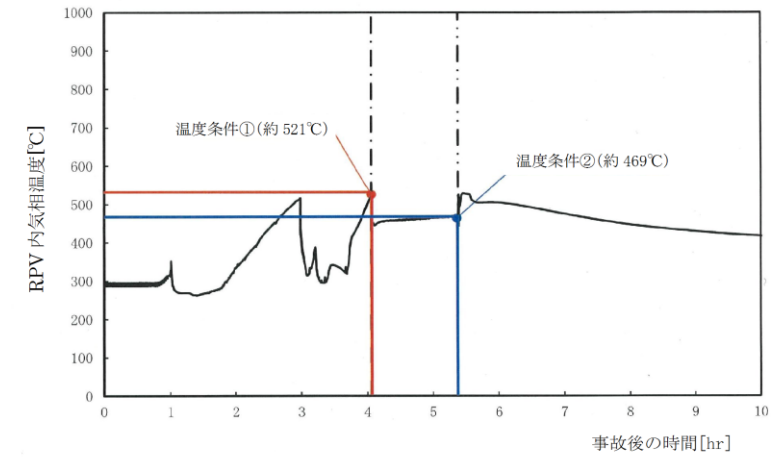


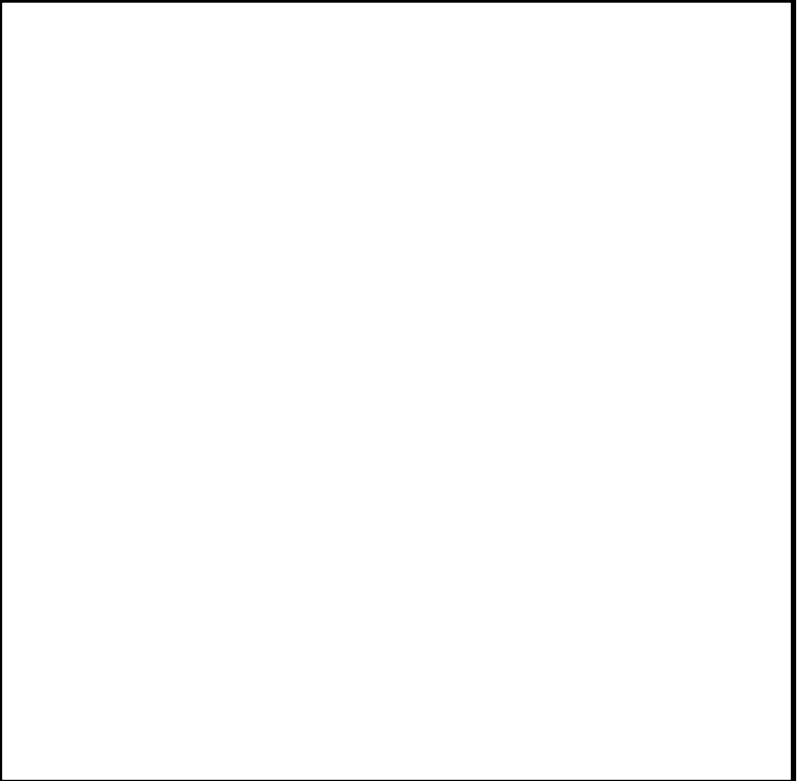


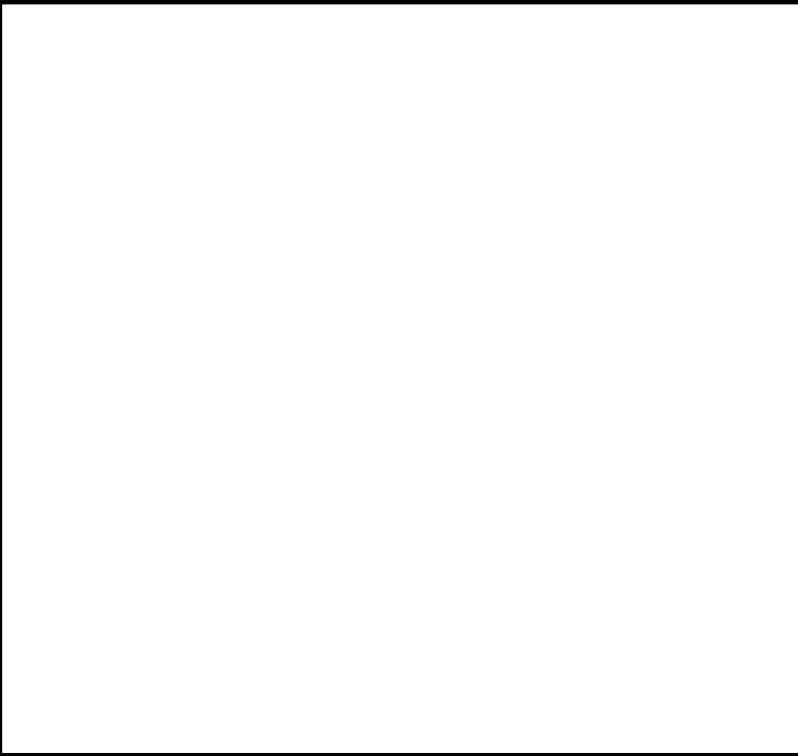
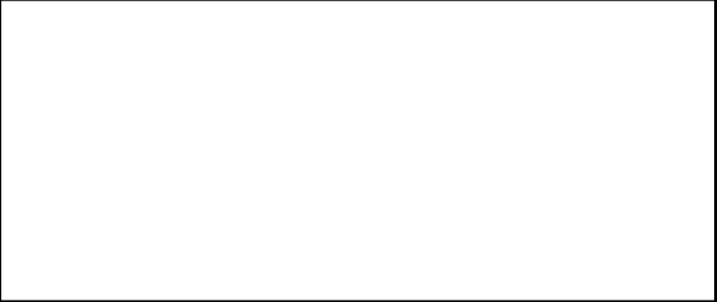



図4 RPV内平均気相温度及びD/W内平均気相温度の推移

・評価条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

・評価条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="365 842 742 869">図4 モデル化範囲と境界条件</p>	 <p data-bbox="1118 842 1561 869">第5図 SRV 配置図及びモデル化範囲</p>	 <p data-bbox="1952 842 2326 869">図5 モデル化範囲と境界条件</p>	
 <p data-bbox="338 1423 739 1451">図5 モデル図と断面メッシュ図</p>	 <p data-bbox="1113 1423 1564 1451">第6図 モデル図及び断面メッシュ図</p>	 <p data-bbox="1938 1423 2338 1451">図6 モデル図と断面メッシュ図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="350 617 706 646">図6 解析結果 (温度条件①)</p>	 <p data-bbox="1077 617 1584 646">第7図 定常解析結果 (温度条件①バルブB)</p>	 <p data-bbox="1754 978 2525 1052">図7 解析結果 (温度条件①: R P V内気相温度 521℃, P C V内気相温度 85℃)</p>	
 <p data-bbox="350 1064 706 1094">図7 解析結果 (温度条件②)</p>	 <p data-bbox="1077 1064 1584 1094">第8図 定常解析結果 (温度条件①バルブH)</p>	 <p data-bbox="1754 1827 2525 1900">図8 解析結果 (温度条件②: R P V内気相温度 469℃, P C V内気相温度 90℃)</p>	
	 <p data-bbox="1219 1413 1457 1434">下部コイルハウジング最高温度</p>  <p data-bbox="1264 1785 1412 1806">ピストン部最高温度</p> <p data-bbox="1101 1824 1561 1854">第9図 非定常解析結果 (温度条件②)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料3.2.1 別添1</u></p> <p><u>格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度</u></p> <p><u>添付資料3.2.1 の評価では、原子炉の減圧を継続している状況での格納容器スプレイを実施していないが、これを実施することで、逃がし安全弁の温度の大幅な低下に期待できる。このため、初期水張り等の格納容器への注水は可能なものの、原子炉に注水できない状況下では、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、あらかじめ格納容器（ドライウエル）スプレイを実施する手順とする。ここでは、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイに期待した場合の逃がし安全弁の温度を示す。</u></p> <p><u>1. 評価方法</u></p> <p><u>格納容器スプレイを実施していない場合(添付資料3.2.1)と同じ。</u></p> <p><u>2. 評価条件</u></p> <p><u>(1) 温度条件</u></p> <p><u>図1,2 に原子炉圧力容器内気相平均温度とドライウエル内気相平均温度のMAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ、表1及び以下に示すとおり、2 点の評価条件を設定した。</u></p> <p><u>① 事象発生から6 時間後までの範囲を代表する温度条件として、格納容器スプレイ及び下部ドライウエル初期水張り開始前を考慮した温度条件</u></p> <p><u>② 6 時間後から熔融炉心落下直前までを代表する温度条件として原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力容器内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件</u></p> <p><u>(2) 評価モデル</u></p> <p><u>格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。</u></p> <p><u>3. 評価結果</u></p> <p><u>評価結果を表2 及び図3,4 に示す。いずれの温度条件でも、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を下回った。</u></p> <p><u>以上のとおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下で格納容器スプレイを実施する場合、SRV の温度が大幅に低減されること確認した。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>			<p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2号炉は、SA 時に SRV の健全性が確保されることから、環境緩和のための PCV スプレイは実施しない。</p>



表1 三次元熱流動解析での温度条件 (逃がし安全弁開)

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急 激な上昇を考慮した温度条件)
原子炉圧力容器内 気相平均温度	約 649℃	約 532℃→約 649℃
ドライウェル内 気相平均温度	約 97℃	約 84℃

表2 二次元熱流動解析での評価結果 (逃がし安全弁開)

	温度条件① (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度 の急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイルハウジング 最高温度*	約 145℃	約 121℃
ピストン部最高温度	約 148℃	約 123℃

\*ADS 機能付電磁弁設置位置

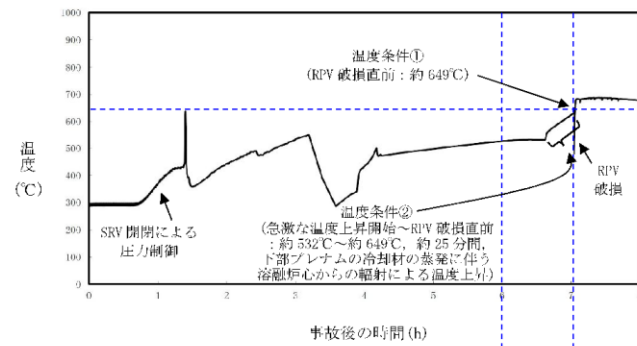


図1 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移

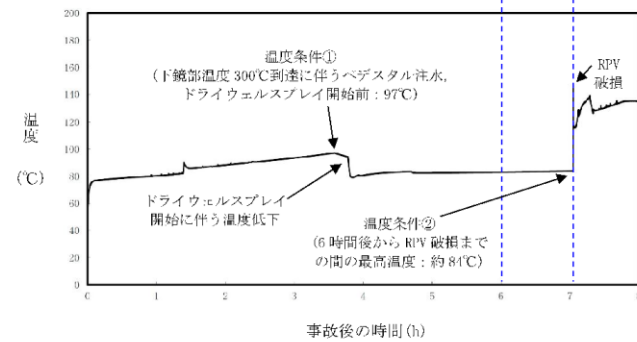


図2 ドライウェル内気相平均温度の推移

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 212 928 558" style="border: 1px solid black; height: 165px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="359 569 706 604">図3 解析結果 (温度条件①)</p> <div data-bbox="181 674 928 995" style="border: 1px solid black; height: 153px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="359 1016 706 1052">図4 解析結果 (温度条件②)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.2.3</p> <p>格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け</p> <p>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(DCH)」、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)及び「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、各プラント損傷状態(PDS)に対応する各重要事故シーケンス及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスへの重大事故等対策の有効性評価の結果等から、重大事故等対処設備に期待する場合、炉心損傷あるいは炉心下部プレナムへの溶融炉心移行までに事象の進展を停止し、これらの現象の発生を防止することが出来る。</p> <p>しかしながら、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以下「解釈」という。)第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められている。このため、今回の評価では重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至る評価事故シーケンスを設定している。</p> <p>一方、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出された、「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等対策の有効性を評価している。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」は重大事故等対策に期待して評価し、解釈第37条2-3(a)～(c)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価しており、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」は、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、解釈第37条2-3(d), (e), (i)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: center;">資料なし</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.2</p> <p>格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け</p> <p>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(DCH)」、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)及び「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、各プラント損傷状態(PDS)に対応する各重要事故シーケンス及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスへの重大事故等防止対策の有効性評価の結果等から、重大事故等対処設備に期待する場合、炉心損傷あるいは炉心下部プレナムへの溶融炉心移行までに事象の進展を停止し、これらの現象の発生を防止することが出来る。</p> <p>しかしながら、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以下、「解釈」という。)第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められている。このため、今回の評価では重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至る評価事故シーケンスを設定している。</p> <p>一方、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出された、「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等対策の有効性を評価している。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」は重大事故等対策に期待して評価し、解釈第37条2-3(a)～(c)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価しており、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」は、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、解釈第37条2-3(d), (e), (i)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

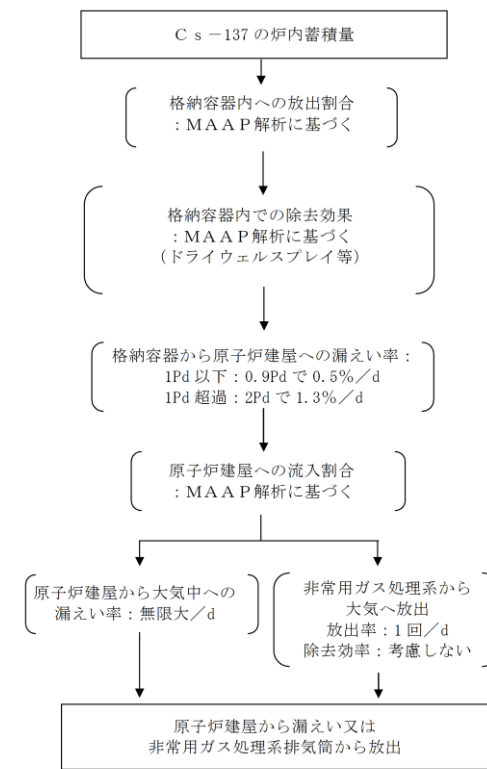
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.2.2</p> <p><u>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p><u>本格納容器破損防止対策の有効性評価では、非常用ディーゼル発電機からの電源供給により非常用ガス処理系が起動し、事象発生から原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定している。</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器の閉じ込め機能は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から多量の水蒸気が原子炉建屋に漏えいすることは無く、漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮されることから、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉区域・タービン区域換気空調系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.2.5</p> <p><u>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について</u></p> <p>本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価について示す。</p> <p>なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。</li> <li>・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.3</p> <p><u>原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について</u> <u>(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p><u>格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建物原子炉棟内の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建物原子炉棟内の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から70分かかると想定している。</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器の閉じ込め機能は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物原子炉棟内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉建物原子炉棟内の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p> <p><u>本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析条件の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、本シナリオの評価において S B O の重畳を考慮している。</li> <li>・解析条件の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、本シナリオの評価において、S B O の重畳を考慮してい</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																									
<p>1. 評価条件</p> <p>(1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「<u>過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)</u>」について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器内圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料3.1.2.6参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1Pd以下 : 0.9Pd で0.4%/日相当</li> <li>・1~2Pd : 2.0Pd で1.3%/日相当</li> </ul> <p>なお、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の<u>効果に期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。</u></p> <p>(3) <u>非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、本評価では設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</u></p>	<p>1. 評価条件</p> <p>放出量評価条件を第1表, 大気中への放出過程及び概略図を第1図及び第2図に示す。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="1092 388 1584 1102"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり10,000時間(416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量(Cs-137)</td> <td>約4.36×10<sup>17</sup>Bq</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)×3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したA-BWRのサイクル末期の値<sup>※</sup>を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい: 事象発生直後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器内への放出割合</td> <td>約0.73</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器の漏えい孔における捕集効果</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器内での除去効果</td> <td>ジョン・プール及びベデスタル(ドライウエール部)水プールでのスクラビング並びにドライウエールスプレイ</td> <td>MAAPのFP挙動モデル</td> </tr> <tr> <td>格納容器内dH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サブプレッション・プール水dH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 東海第二発電所(BWR5)に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するA-BWRの値を使用。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1092 1249 1584 1890"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい率</td> <td>1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d</td> <td>MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)</td> </tr> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td> <td>Cs1類: 約2.07×10<sup>-7</sup> CsOH類: 約6.17×10<sup>-8</sup></td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/d(排気筒放出)</td> <td>設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	-	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 <sup>17</sup> Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)×3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したA-BWRのサイクル末期の値 <sup>※</sup> を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後	MAAP解析結果	格納容器内への放出割合	約0.73	MAAP解析結果	格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定	格納容器内での除去効果	ジョン・プール及びベデスタル(ドライウエール部)水プールでのスクラビング並びにドライウエールスプレイ	MAAPのFP挙動モデル	格納容器内dH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水dH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	項目	評価条件	選定理由	格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)	格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs1類: 約2.07×10 <sup>-7</sup> CsOH類: 約6.17×10 <sup>-8</sup>	MAAP解析結果	原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気筒放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため	<p>1. 評価条件</p> <p>(1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生</u>」について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料3.1.2.5参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1Pd以下 : 0.9Pd で0.5%/日相当</li> <li>・1~2Pd : 2.0Pd で1.3%/日相当</li> </ul> <p>(3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の<u>効果を考慮して評価する(DF=10)。</u></p> <p>(4) <u>原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生70分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</u></p>	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計漏洩率の相違【柏崎6/7】</li> <li>・解析条件の相違【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>①島根2号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。</li> <li>・解析条件の相違【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉は、本シナリオの評価において、SBOの重量を考慮している。</li> <li>・運用の相違【東海第二】</li> <li>②島根2号炉は、非常用ガス処理系の起動操作時間(60分)+負圧達成時間(10分)を想定して設定。</li> <li>・設計換気率の相違【柏崎6/7】</li> </ul>
項目	評価条件	選定理由																																																										
評価事象	「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	-																																																										
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																																																										
運転時間	1サイクル当たり10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																																																										
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																																																										
炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 <sup>17</sup> Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)×3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したA-BWRのサイクル末期の値 <sup>※</sup> を使用)																																																										
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後	MAAP解析結果																																																										
格納容器内への放出割合	約0.73	MAAP解析結果																																																										
格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定																																																										
格納容器内での除去効果	ジョン・プール及びベデスタル(ドライウエール部)水プールでのスクラビング並びにドライウエールスプレイ	MAAPのFP挙動モデル																																																										
格納容器内dH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水dH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																																																										
項目	評価条件	選定理由																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs1類: 約2.07×10 <sup>-7</sup> CsOH類: 約6.17×10 <sup>-8</sup>	MAAP解析結果																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気筒放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため																																																										

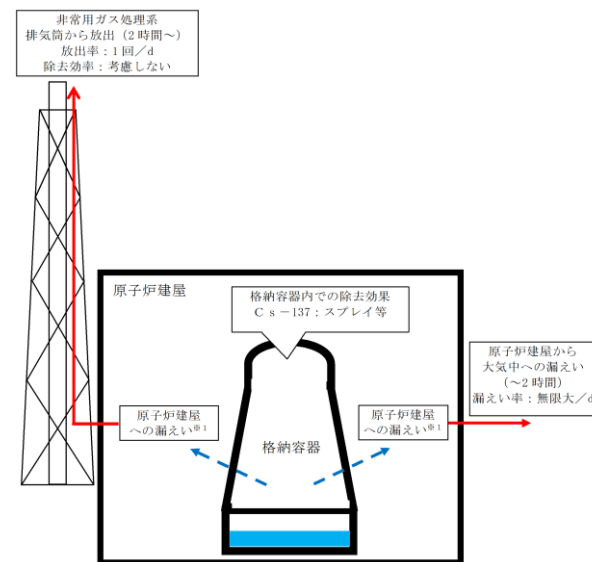


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉区域内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。</p> <p>(5) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>		<p>(5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF = 1)。</p> <p>(6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>	

・記載方針の相違  
【東海第二】



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d, 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d

大気への放出経路	0h	▼2h <sup>※2</sup>	▼19h	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表1に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 は7 日間で約2.5TBq であり、基準の100TBq を下回っている。</p>	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量を第2表に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量は、約<math>3.2 \times 10^{-2}</math> TBq (事象発生7日間) であり、評価項目の100TBqを下回っている。</p> <p>なお、本評価事象では、原子炉圧力容器破損に伴いペDESTAL (ドライウエル部) にデブリが移行するが、ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリからのCs-137放出は、デブリがペDESTAL (ドライウエル部) のコンクリートを侵食した際に発生するガスに伴って生じるものであり、東海第二発電所ではコリウムシールドの設置によりコンクリートの侵食は生じないため、ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137の放出は考慮していない。ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内からのCs-137が全て放出されたと仮定した場合でも、高揮発性核種であるCs-137は、炉心損傷に伴い大部分が炉内から放出されるため、ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137は少なく、Cs-137放出量への影響はほとんどない。(第3表参照)</p> <p>また、添付資料3.1.2.4に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使用する場合のCs-137の漏えい量 (約7.5TBq) より<math>10^{-2}</math>程度小さい結果となっているが、これは事象初期におけるCs-137の原子炉圧力容器から格納容器への放出経路の違いによる影響が大きい (下記参照)。</p> <p>・格納容器から原子炉建屋へ放出するCs-137の放出量に対する格納容器圧力の違いによる影響は小さい (格納容器内の除去効果を受けない希ガスに対する格納容器から原子炉建屋への放出割合※に大きな差がなく、高揮発性核種であるCsも同様と考える)</p> <p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」: 約0.04</p> <p>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」: 約0.03</p> <p>・「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」では、LOCA破断口から格納容器気相部へ直接放出されるのに対し、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉圧力容器破損前まで (事象発生約4.5時間)、逃がし安全弁 (自</p>	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建物から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表1に示す。</p> <p>原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量は約0.56TBq (7日間) であり、基準の100TBqを下回っている。</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根2号炉は、格納容器漏えい時のエアロゾル捕集効果 (DF10) を考慮したこと等により、格納容器漏えい起因の放出が減少している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、格納容器圧力が高めに推移するため、格納容器漏えい起因の放出が増加している。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>なお、事象発生7日間以降の影響を確認するため、事象発生30日間、100日間における環境へのCs-137の放出量を確認している。</p> <p>事象発生後30日間及び100日間での放出量においても100TBqを下回る。</p>	<p><u>動減圧機能</u>を介してサプレッション・プールへ移行した後、<u>格納容器気相部へ放出されるため、サプレッション・プールにおいてスクラビングによる除去効果を受ける。</u></p> <p>また、<u>事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生30日間、100日間における大気中へのCs-137の漏えい量は、約<math>3.4 \times 10^{-2}</math>TBq (事象発生30日間) 及び約<math>3.9 \times 10^{-2}</math>TBq (事象発生100日間) であり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。</u></p> <p><u>なお、事象発生7日以降の長期解析においては、事象発生約53日後<sup>*</sup>に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱 (以下「格納容器ベント」という。) を実施し、事象発生100日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。</u></p> <p><u>※ 第3.2-28図に示す格納容器圧力の推移では、格納容器の圧力を高く評価するために格納容器からの漏えいを考慮していないが、約53日後に酸素濃度が4.3vol%に到達し格納容器ベントを実施している</u></p>	<p>なお、事象発生7日間以降の影響を確認するため、事象発生30日間、100日間における環境へのCs-137の放出量を確認している。</p> <p>事象発生後30日間及び100日間での放出量においても100TBqを下回る。</p>	<p>・解析結果の相違【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違【東海第二】 島根2号炉は、事象発生100日までに酸素濃度がベント基準に至らないことから、格納容器ベントを実施していない。</p>																						
<p>表1 <u>原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量</u> (単位: TBq)</p>	<p>第2表 <u>大気中へのCs-137の漏えい量</u></p>	<p>表1 <u>原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量</u></p>	<p>・解析結果の相違【柏崎6/7】</p>																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7日間)</th> <th>漏えい量 (30日間)</th> <th>漏えい量 (100日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>約2.5</td> <td>約2.6</td> <td>約2.6</td> </tr> </tbody> </table>		漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約2.5	約2.6	約2.6	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事象発生7日間</th> <th>事象発生30日間</th> <th>事象発生100日間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約<math>3.2 \times 10^{-2}</math>TBq</td> <td>約<math>3.4 \times 10^{-2}</math>TBq</td> <td>約<math>3.9 \times 10^{-2}</math>TBq<sup>*</sup></td> </tr> </tbody> </table>	事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間	約 $3.2 \times 10^{-2}$ TBq	約 $3.4 \times 10^{-2}$ TBq	約 $3.9 \times 10^{-2}$ TBq <sup>*</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7日間)</th> <th>漏えい量 (30日間)</th> <th>漏えい量 (100日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>約0.56</td> <td>約0.57</td> <td>約0.58<sup>*</sup></td> </tr> </tbody> </table>		漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約0.56	約0.57	約0.58 <sup>*</sup>	<p>・解析結果の相違【東海第二】</p>
	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)																						
高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約2.5	約2.6	約2.6																						
事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間																							
約 $3.2 \times 10^{-2}$ TBq	約 $3.4 \times 10^{-2}$ TBq	約 $3.9 \times 10^{-2}$ TBq <sup>*</sup>																							
	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)																						
高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約0.56	約0.57	約0.58 <sup>*</sup>																						
	<p>※ <u>格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む (事象発生約53日後から事象発生100日まで格納容器ベント実施)</u></p>	<p>※ <u>格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む (事象発生約81日後から100日まで格納容器ベント実施)</u> 以上</p>	<p>島根2号炉は、格納容器漏えい時のエアロゾル捕集効果 (DF10) を考慮したこと等により、格納容器漏えい起因の放出が減少している。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、格納容器圧力が高めに推移するため、格納容器漏えい起因の放出が増加している。</p>																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考				
	<p data-bbox="958 212 1724 331"><u>第3表 原子炉压力容器から格納容器へのCs-137の放出割合及びペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合</u></p> <table border="1" data-bbox="973 363 1709 491"> <thead> <tr> <th data-bbox="973 363 1341 443">原子炉压力容器から格納容器へのCs-137の放出割合*</th> <th data-bbox="1341 363 1709 443">ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="973 443 1341 491">約0.73</td> <td data-bbox="1341 443 1709 491">約0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="973 527 1724 558">※ <u>原子炉压力容器から格納容器への放出経路は以下のとおり。</u></p> <ul data-bbox="1032 573 1724 695" style="list-style-type: none"> <li>• <u>原子炉压力容器から逃がし安全弁 (自動減圧機能) を介したサブプレッション・プールへの放出</u></li> <li>• <u>原子炉压力容器破損箇所から格納容器気相部への放出</u></li> </ul>	原子炉压力容器から格納容器へのCs-137の放出割合*	ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合	約0.73	約0.03		<p data-bbox="2561 258 2763 331">・ 記載方針の相違 【東海第二】</p>
原子炉压力容器から格納容器へのCs-137の放出割合*	ペDESTAL (ドライウエル部) に移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合						
約0.73	約0.03						











表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/2)

項目	解析条件(初期条件,事故条件及び機器条件)の不確かさ	最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
原子炉熱出力	約3.279MW(実績値)	約3.293MW(実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	約6.93MPa[range](実績値)	約6.91MPa[range]~約6.94MPa[range](実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力(圧力容器ドーム部)	約6.91MPa[range]~約6.94MPa[range](実績値)	約6.91MPa[range]~約6.94MPa[range](実績値)	通常運転時の原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力(セパレーター下側)	約4.092MPa~約4.058MPa(設計値)	約4.092MPa~約4.058MPa(設計値)	通常運転時のセパレーター下側圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力(セパレーター上側)	約3.308MPa~約3.300MPa(設計値)	約3.308MPa~約3.300MPa(設計値)	通常運転時のセパレーター上側圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
真空破砕装置	3.48MPa(ドライウエール・サブプレッション・チェンバードラム)	3.48MPa(ドライウエール・サブプレッション・チェンバードラム)	真空破砕装置の設計値	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(1/4)

項目	解析条件(初期条件,事故条件及び機器条件)の不確かさ	最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
原子炉熱出力	約3.279MW(実績値)	約3.293MW(実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	約6.93MPa[range](実績値)	約6.91MPa[range]~約6.94MPa[range](実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力(セパレーター下側)	約4.092MPa~約4.058MPa(設計値)	約4.092MPa~約4.058MPa(設計値)	通常運転時のセパレーター下側圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力(セパレーター上側)	約3.308MPa~約3.300MPa(設計値)	約3.308MPa~約3.300MPa(設計値)	通常運転時のセパレーター上側圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
真空破砕装置	3.48MPa(ドライウエール・サブプレッション・チェンバードラム)	3.48MPa(ドライウエール・サブプレッション・チェンバードラム)	真空破砕装置の設計値	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/4)

項目	解析条件(初期条件,事故条件)の不確かさ	最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
原子炉熱出力	2.439MW	2.439MW以下(実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	約6.77~6.79MPa[range](実績値)	約6.77~6.79MPa[range](実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	通常水位(気水分離器下側)から+83cm	通常水位(気水分離器下側)から+83cm~+85cm	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
炉心流量	35.6×10 <sup>4</sup> h	定格流量の85~104%(実績値)	定格炉心流量として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
燃料	9×9燃料(A型)	燃料炉心炉	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的特性は同等であり、その相違は燃料棒最大出力密度の保守性に包摂されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも燃料の燃焼が速く、MOX燃料の評価に包摂されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設計	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(感度定数3500k/L)	ANSI/ANS-5.1-1979(炉心平均燃焼度約300k/L)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなる影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/2)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	事故条件				
格納容器空間体積(ドライウエール)	7,900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (設計値)	7,900m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエール内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器空間体積(サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
真空破滅装置	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破滅装置の設定値	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
サブプレッション・プール水位	3.61m (NW)	約3.5m (実測値)	約3.5m (実測値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
サブプレッション・プール水温	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器圧力	5MPa [range]	約5MPa [range]～約7MPa [range] (実測値)	約5MPa [range]～約7MPa [range] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実績値)	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温を踏まえて設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の容量	7,000m <sup>3</sup>	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	輸送貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(2/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	事故条件				
サブプレッション・プール水位	約7,000m <sup>3</sup> 約7,000m <sup>3</sup> (実績値)	約7,000m <sup>3</sup> 約7,000m <sup>3</sup> (実績値)	約7,000m <sup>3</sup> 約7,000m <sup>3</sup> (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
サブプレッション・プール水温	約15℃～約32℃ (実績値)	約15℃～約32℃ (実績値)	約15℃～約32℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器圧力	5MPa [range]	約2.2 MPa [range]～約4.7MPa [range] (実績値)	約2.2 MPa [range]～約4.7MPa [range] (実績値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器空間気温度	57℃	約25℃～約58℃ (実績値)	約25℃～約58℃ (実績値)	通常運転時の格納容器空間気温度(ドライウエール内ガスの冷却装置の設計温度)として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の温度	35℃	35℃以下	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の容量	約8,600m <sup>3</sup>	8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設備+代替淡水貯槽)	8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設備+代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
燃料の容量	約1,010KL	1,010KL以上 (軽油貯蔵タンク+可燃型設備用軽油タンク)	1,010KL以上 (軽油貯蔵タンク+可燃型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可燃型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	事故条件				
格納容器空間体積(ドライウエール)	7,900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (設計値)	7,900m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエール内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器空間体積(サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	空間部：4,700m <sup>3</sup> 液相部：2,800m <sup>3</sup> (設計値)	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
真空破滅装置	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43MPa (ドライウエール・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破滅装置の設定値	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
サブプレッション・プール水位	3.61m (NW)	約3.5m (実測値)	約3.5m (実測値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
サブプレッション・プール水温	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器圧力	5MPa [range]	約5MPa [range]～約7MPa [range] (実測値)	約5MPa [range]～約7MPa [range] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実績値)	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温を踏まえて設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
外部水源の容量	7,000m <sup>3</sup>	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	輸送貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響



表2 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(3/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定 非常用ディーゼルの発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能、低圧注水機能及び炉心スプレイズ系の注水機能による原子炉注水機能の喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	外部電源	外部電源なし	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	高温ガスによる配管等のクリップ破損や漏えい等	配管等のクリップ破損や漏えい等	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
機器条件	原子炉システム信号	タービン蒸気減速弁	原子炉注水機能として、高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	主蒸気隔離弁	事故発生と同時に閉止	原子炉注水機能として、高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
再循環系ポンプ	再循環系ポンプ	事故発生と同時に停止	原子炉注水機能として、高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	再循環系ポンプ	事故発生と同時に停止	原子炉注水機能として、高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱) (3/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
起回事象	給水流量の全喪失	-	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定 高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	-	高圧注水機能として、高圧炉心スプレイズ系の注水機能として低圧炉心スプレイズ系の機能喪失を設定する 原子炉圧力容器破損による原子炉注水機能の喪失を設定 安全機能の喪失に対する設定に基づく設定 ただし、原子炉システムについては、外部電源からの重合を回避する条件として、機器条件に併せて設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	外部電源	外部電源なし	原子炉圧力を厳しく見積もるものとして設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	高温ガスによる配管等のクリップ破損や漏えい等	考慮しない 発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく見積もるものとして設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
事故条件	外部電源	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	外部電源	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。



表2 解析条件を最悪条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(4/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最悪条件			
遠がし安全弁	安全弁機能 7.79 MPa [large] ~ 8.31 MPa [small] 385.2 t/h (1 個当たり) ~ 410.6 t/h (1 個当たり)	安全弁機能 7.79 MPa [large] ~ 8.31 MPa [small] 385.2 t/h (1 個当たり) ~ 410.6 t/h (1 個当たり)	遠がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定	解析条件と最悪条件は同様であり、事故進展に影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であり、事故進展に影響はない。
	遠がし安全弁(自動減圧機能)の2個を閉鎖することによる原子炉急減圧	遠がし安全弁(自動減圧機能)の2個を閉鎖することによる原子炉急減圧	遠がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最悪条件は同様であり、事故進展に影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であり、事故進展に影響はない。
代替補償冷却系	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m <sup>3</sup> /h	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び空室等温度抑圧に必要なスプレイ流量を考慮して設定	本シナリオは原子炉圧力容器内事故を対象としていないことから、運転員等操作時間による影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内事故を対象としていないことから、運転員等操作時間による影響はない。
	代替補償冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW 海水系への伝熱容量: (サブプレッション・プール 本温度100℃、海水温度32℃ 以下において)	代替補償冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW 海水系への伝熱容量: (サブプレッション・プール 本温度100℃、海水温度32℃ 以下において)	伝熱機器の設計性能に基づき、代替補償冷却系の除熱性能を新しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を身え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気気体比上昇する可能性があるが、蒸気注入は事故発生から約10時間後に開始するため、代替補償冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気気体比は蒸気注入によって格納容器雰囲気気体比より低くなる。また、蒸気注入による格納容器雰囲気気体比の上昇は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を身え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気気体比上昇する可能性があるが、蒸気注入は事故発生から約10時間後に開始するため、代替補償冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気気体比は蒸気注入によって格納容器雰囲気気体比より低くなる。また、蒸気注入による格納容器雰囲気気体比の上昇は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
緊急用海水系	総注入流量: 200m <sup>3</sup> /h ・蒸気: 198m <sup>3</sup> /h ・酸素: 2m <sup>3</sup> /h ガス温度: 30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 ・酸素: 198m <sup>3</sup> /h ・酸素: 2m <sup>3</sup> /h ガス温度は気象条件を考慮して設定	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 ・酸素: 198m <sup>3</sup> /h ・酸素: 2m <sup>3</sup> /h ガス温度は気象条件を考慮して設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
可搬型電源供給装置					

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最悪条件			
原子炉スクラム 入信音	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムとするものとして設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
	遠がし作機 7.68~7.70MPa [large] 367~371t/h/個 原子炉急減圧	遠がし作機 7.68~7.70MPa [large] 367~371t/h/個 原子炉急減圧	遠がし安全弁の遠がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
格納容器代替スプレイ系(可搬型電源供給装置)	原子炉圧力容器破損前: 120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
	原子炉圧力容器破損後: 原子炉圧力容器破損後: 120m <sup>3</sup> /hにてベータスタルに注水	原子炉圧力容器破損後: 原子炉圧力容器破損後: 120m <sup>3</sup> /hにてベータスタルに注水	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
現置熱代替冷却系	120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ	120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
	現置熱代替冷却系からの原子炉停機代替冷却系への伝熱容量: 約6MW (サブプレッション・プール本温度: 100℃、海水温度30℃において)	現置熱代替冷却系からの原子炉停機代替冷却系への伝熱容量: 約6MW (サブプレッション・プール本温度: 100℃、海水温度30℃において)	伝熱機器の設計性能に基づき、代替補償冷却系の除熱性能を新しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を身え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気気体比上昇する可能性があるが、蒸気注入は事故発生から約10時間後に開始するため、代替補償冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気気体比は蒸気注入によって格納容器雰囲気気体比より低くなる。また、蒸気注入による格納容器雰囲気気体比の上昇は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を身え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気気体比上昇する可能性があるが、蒸気注入は事故発生から約10時間後に開始するため、代替補償冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気気体比は蒸気注入によって格納容器雰囲気気体比より低くなる。また、蒸気注入による格納容器雰囲気気体比の上昇は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
可搬型電源供給装置	総注入流量: 100m <sup>3</sup> /h ・蒸気: 100m <sup>3</sup> /h ・酸素: 1m <sup>3</sup> /h ガス温度: 30℃	総注入流量: 100m <sup>3</sup> /h ・蒸気: 100m <sup>3</sup> /h ・酸素: 1m <sup>3</sup> /h ガス温度: 30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 ・酸素: 100m <sup>3</sup> /h ・酸素: 1m <sup>3</sup> /h ガス温度は気象条件を考慮して設定	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。
	材料: シルコニア耐熱材 投入開始温度: 2,100℃	材料: シルコニア耐熱材 投入開始温度: 2,100℃	材料: シルコニア耐熱材 投入開始温度: 2,100℃	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事故進展による影響はない。









表3 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操作時間余裕(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

項目	解析条件 (運転条件) の不確かさ	解析条件の考え方	解析条件の考慮	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件

表3 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操作時間余裕(2/3)

項目	解析条件 (運転条件) の不確かさ	解析条件の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件

表3 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操作時間余裕(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/5)

項目	解析条件 (運転条件) の不確かさ	解析条件の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件
格納容器下注水系統	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件	格納容器下注水系統の運転条件

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



表3 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操作時間余裕(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4/4)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	運転実績等	
	解析上の解析開始時間	条件設定のゆがみ						
操作条件	解析条件(操作条件)の不確かさ	条件設定のゆがみ	操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	運転実績等	
運転員等	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員(出退)による異常発生(冷却系統の異常発生)を認識し、これらによる影響はなし。	運転員(出退)による異常発生(冷却系統の異常発生)を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

表3 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操作時間余裕(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4/5)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	運転実績等
	解析上の解析開始時間	条件設定のゆがみ					
運転員等	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員(出退)による異常発生(冷却系統の異常発生)を認識し、これらによる影響はなし。	運転員(出退)による異常発生(冷却系統の異常発生)を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。	運転員等による格納容器冷却系統異常発生を認識した後、高圧溶融物戻水・機器回復操作を実施するが、機器回復が直ぐに完了し、これらの対応と並行して代格納容器冷却系統の異常を判断するため、認知遅れにより格納容器冷却系統の異常を認識し、これらによる影響はなし。



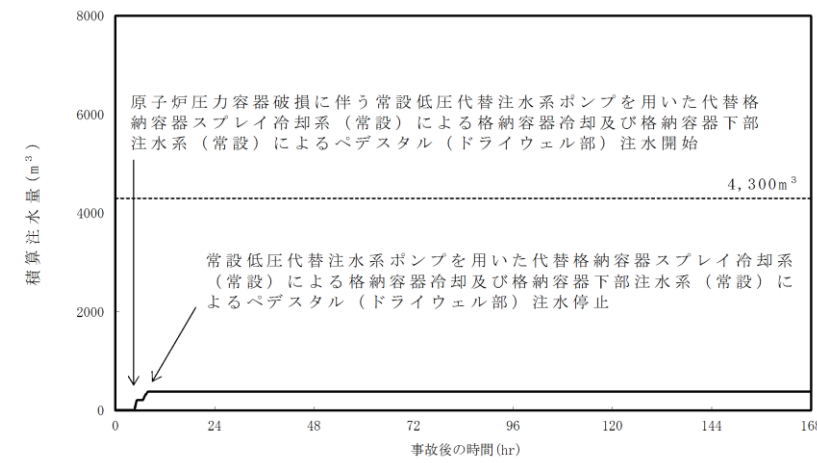
第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(3/3)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方				
運転条件	可搬型蒸気供給装置を用いた格納容器内への蒸気注入操作	格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。
	タンクローリによる燃料給油操作	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。

表3 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操作時間余裕(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(5/5)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方				
運転条件	可搬型蒸気供給装置を用いた格納容器内への蒸気注入操作	格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。	格納容器内への蒸気注入の蒸気発生から約167分後に、可搬型蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。格納容器内蒸気供給装置の稼働率を想定している。
	タンクローリによる燃料給油操作	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。	可搬型蒸気供給装置への燃料給油操作は、解析条件で想定している。燃料給油操作は、解析条件で想定している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>7 日間における水源の対応について(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>○水源 復水貯蔵槽水量：約 1,700m<sup>3</sup> 淡水貯水池：約 18,000m<sup>3</sup></p> <p>○水使用パターン ①格納容器下部注水 原子炉圧力容器下部注水が 300℃ に到達した時点で開始 (90m<sup>3</sup>/h で 2 時間)</p> <p>原子炉圧力容器破損後は崩壊熱相当で注水。 ②代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ開始 (70m<sup>3</sup>/h)。 原子炉圧力容器下部注水が 300℃ に到達した時点で開始 (70m<sup>3</sup>/h)。 原子炉圧力容器破損以降、465kPa [gage] に到達以降は 130m<sup>3</sup>/h 以上で注水。 ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送</p> <p>○時間評価 (右上图) 事象発生 12 時間後から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 4 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。 事象発生 12 時間までは復水貯蔵槽を水源として格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生 12 時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。事象発生約 20.5 時間後以降は、サブプレッション・チェンバのプールの水を水源とした代替循環冷却系の運転を実施することにより水量の減少は停止する。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 2,700m<sup>3</sup> 必要となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、約 5,400m<sup>3</sup> 必要とされる。各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有することから、6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である</p>	<p>添付資料 3.2.11</p> <p>7 日間における水源の対応について (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>1. 水源に関する評価</p> <p>① 淡水源 (有効水量) ・代替淡水貯槽：約 4,300m<sup>3</sup></p> <p>2. 水使用パターン</p> <p>① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却 原子炉圧力容器破損後、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達で冷却開始、0.400MPa [gage] で停止の操作を継続する。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 注水 原子炉圧力容器破損後、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 注水を実施する。その後、ペDESTAL (ドライウェル部) に落下した溶融炉心を冠水維持させるため、格納容器下部水位 2.25m 以下でペDESTAL (ドライウェル部) 注水を開始、2.75m 到達で停止の操作を継続する。</p> <p>3. 時間評価 格納容器冷却等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。事象発生 90 分後までに代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却等を停止するため、代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 380m<sup>3</sup> である。</p>	<p>添付資料 3.2.5</p> <p>7 日間における水源の対応について (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>○水源 輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) ※：約 7,000m<sup>3</sup> (約 3,500m<sup>3</sup> × 2) ※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>○水使用パターン ①格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペDESTAL 注水 原子炉圧力容器下部注水が 300℃ に到達した時点で開始し、ペDESTAL 水位 2.4m (注水量 225m<sup>3</sup>) 到達後停止 ②ペDESTAL 代替注水系 (可搬型) によるペDESTAL 注水 原子炉圧力容器破損以降、崩壊熱相当に余裕を見た量で注水</p> <p>○時間評価 事象発生 12 時間までは輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) を水源としてペDESTAL 注水を実施するため、輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) 水位は減少する。事象発生後約 10 時間後から、サブプレッション・チェンバのプールの水を水源とした残留熱代替除去系の運転を実施する。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、約 600m<sup>3</sup> 必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。 225m<sup>3</sup> + (55m<sup>3</sup>/h × 4.6h) + (35m<sup>3</sup>/h × 2h) ≒ 600m<sup>3</sup></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は可搬型設備によりペDESTAL 注水を実施する。</li> <li>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</li> </ul>



第1図 外部水源による積算注水量  
(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7日間の対応において合計約 380m<sup>3</sup>の水が必要となるが、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

7日間における燃料の対応について (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

添付資料 3.2.6

時系列	合計	判定
7日間 7号炉軽油タンク容量は約1,020kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約83kL	
6号炉軽油タンク容量は約1,020kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約83kL	
1号炉軽油タンク容量は約520kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約52kL	
2号炉軽油タンク容量は約520kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約52kL	
3号炉軽油タンク容量は約520kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約52kL	
4号炉軽油タンク容量は約520kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約52kL	
5号炉軽油タンク容量は約520kL(※3)であり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約52kL	
1〜7号炉軽油タンク及びガスホース・ポンプ・電機用燃料タンク(容量約1,000L)の設備は約95kLであり、7日間対応可能。	7日間の軽油消費量約13kL	

7日間における燃料の対応について (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

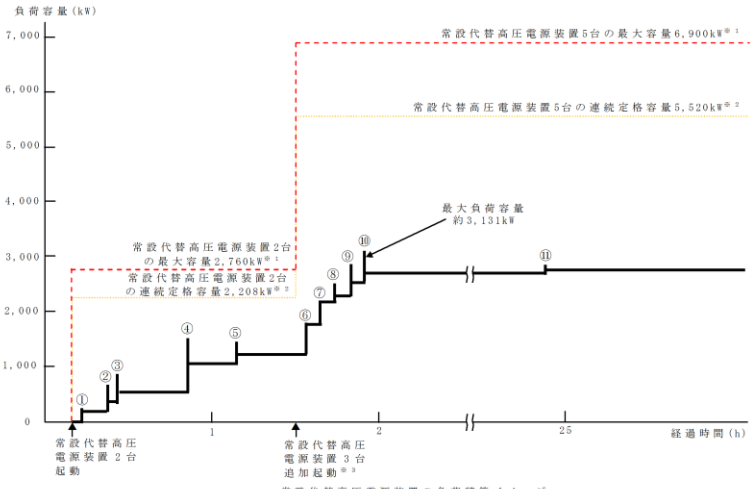
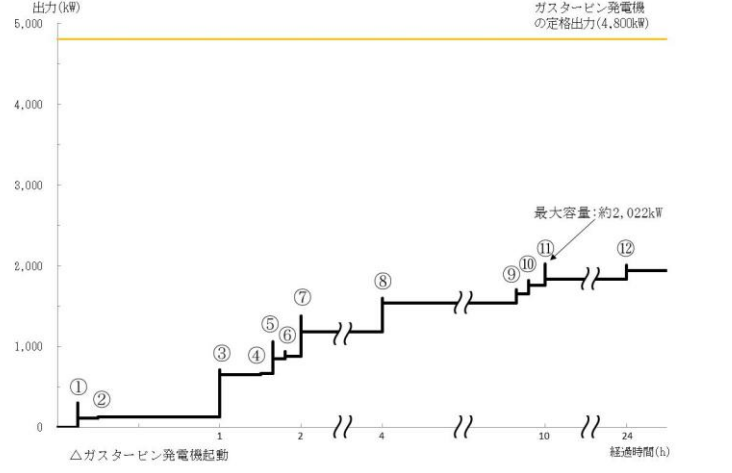
時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 5台 (運転台数) = 約 352.8kL	7日間の軽油消費量約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能
室素供給装置用電源車 1台起動 (格納容器内への室素注入) 110.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 18.5kL	7日間の軽油消費量約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kLであり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 41L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 70.0kL	7日間の軽油消費量約 70.0kL	緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kLであり、7日間対応可能

保守的にすべての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
大量送水車 1台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h × 24h × 7日 × 1台 = 10.9536m <sup>3</sup>	7日間の軽油消費量約 71m <sup>3</sup>	ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は約 730m <sup>3</sup> であり、7日間対応可能
大型送水ポンプ車 1台起動 0.31m <sup>3</sup> /h × 24h × 7日 × 1台 = 52.08m <sup>3</sup>		
可搬型室素供給装置 1台起動 0.036 m <sup>3</sup> /h × 24h × 7日 × 1台 = 6.048m <sup>3</sup>		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h × 24h × 7日 × 1台 = 351.12m <sup>3</sup>	7日間の軽油消費量約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m <sup>3</sup> であり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h × 24h × 7日 × 1台 = 7.8792m <sup>3</sup>	7日間の軽油消費量約 8m <sup>3</sup>	緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m <sup>3</sup> であり、7日間対応可能



まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.2.7]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																													
資料なし	添付資料 3.2.13	添付資料 3.2.7	・解析条件の相違																																																																																																																													
	<p style="text-align: center;"><u>常設代替交流電源設備の負荷</u> (<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>)</p> <p>主要負荷リスト 【電源設備：常設代替高圧電源装置】</p> <table border="1" data-bbox="973 573 1685 993"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器名称</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の連続最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷</td> <td>約120 約97</td> <td>約245</td> <td>約217</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>常設低圧代替注水ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約702</td> <td>約407</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>常設低圧代替注水ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約892</td> <td>約597</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>緊急用海水ポンプ その他必要な負荷</td> <td>約510 約4</td> <td>約1,579</td> <td>約1,111</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>代替蒸発冷却系ポンプ</td> <td>約140</td> <td>約1,468</td> <td>約1,251</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2A ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4</td> <td>約79 約108 約134 約14 約234</td> <td>約1,833</td> <td>約1,820</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2B ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4</td> <td>約60 約86 約134 約135</td> <td>約2,240</td> <td>約2,235</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷</td> <td>約55 約8 約95 約-52</td> <td>約2,529</td> <td>約2,341</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>中央制御室換気空調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷</td> <td>約45 約8 約183</td> <td>約2,918</td> <td>約2,577</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>蓄電池室排気ファン その他必要な負荷</td> <td>約8 約154</td> <td>約3,131</td> <td>約2,739</td> </tr> <tr> <td>⑪</td> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>約30</td> <td>約2,848</td> <td>約2,769</td> </tr> </tbody> </table> <p>負荷容量 (kW) 経過時間 (h)</p>  <p>常設代替高圧電源装置2台の最大容量2,769kW※1 常設代替高圧電源装置2台の連続定格容量2,208kW※2 最大負荷容量約3,131kW 常設代替高圧電源装置5台の連続定格容量5,520kW※2 常設代替高圧電源装置5台の最大容量6,900kW※1</p> <p>△ガスタービン発電機起動</p> <p>常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ</p> <p>※1 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)          ※2 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)          ※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高圧電源装置を3台追加起動する          ※4 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷</p>	起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)	①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217	②	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約702	約407	③	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約892	約597	④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111	⑤	代替蒸発冷却系ポンプ	約140	約1,468	約1,251	⑥	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2A ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4	約79 約108 約134 約14 約234	約1,833	約1,820	⑦	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2B ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4	約60 約86 約134 約135	約2,240	約2,235	⑧	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約2,529	約2,341	⑨	中央制御室換気空調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,918	約2,577	⑩	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約3,131	約2,739	⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,848	約2,769	<p style="text-align: center;"><u>常設代替交流電源設備の負荷</u> (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>主要負荷リスト 電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW</p> <table border="1" data-bbox="1745 598 2493 1134"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>ガスタービン発電機付帯設備</td> <td>約111</td> <td>約300</td> <td>約111</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)</td> <td>約18</td> <td>約129</td> <td>約129</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)</td> <td>約518</td> <td>約713</td> <td>約647</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備</td> <td>約20</td> <td>約667</td> <td>約667</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>B-中央制御室送風機</td> <td>約180</td> <td>約1,062</td> <td>約847</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>B-中央制御室非常用再循環送風機</td> <td>約30</td> <td>約939</td> <td>約877</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>B-中央制御室冷凍機</td> <td>約300</td> <td>約1,379</td> <td>約1,177</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)</td> <td>約359</td> <td>約1,598</td> <td>約1,536</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)</td> <td>約110</td> <td>約1,706</td> <td>約1,646</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)</td> <td>約110</td> <td>約1,816</td> <td>約1,756</td> </tr> <tr> <td>⑪</td> <td>残留熱代替除去ポンプ</td> <td>約75</td> <td>約2,022</td> <td>約1,831</td> </tr> <tr> <td>⑫</td> <td>B-燃料プール冷却水ポンプ</td> <td>約110</td> <td>約2,006</td> <td>約1,941</td> </tr> </tbody> </table> <p>出力 (kW) 経過時間 (h)</p>  <p>ガスタービン発電機の定格出力(4,800kW) 最大容量:約2,022kW</p> <p>△ガスタービン発電機起動</p> <p>常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ</p>	起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)	①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111	②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129	③	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約518	約713	約647	④	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約20	約667	約667	⑤	B-中央制御室送風機	約180	約1,062	約847	⑥	B-中央制御室非常用再循環送風機	約30	約939	約877	⑦	B-中央制御室冷凍機	約300	約1,379	約1,177	⑧	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約359	約1,598	約1,536	⑨	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,706	約1,646	⑩	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,816	約1,756	⑪	残留熱代替除去ポンプ	約75	約2,022	約1,831	⑫	B-燃料プール冷却水ポンプ	約110	約2,006	約1,941	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、必要負荷に対して常設代替交流電源設備にて電源供給を行う。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 常設代替交流電源設備から電源供給が必要となる負荷が異なる。</p>
起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)																																																																																																																												
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217																																																																																																																												
②	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約702	約407																																																																																																																												
③	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約892	約597																																																																																																																												
④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111																																																																																																																												
⑤	代替蒸発冷却系ポンプ	約140	約1,468	約1,251																																																																																																																												
⑥	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2A ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4	約79 約108 約134 約14 約234	約1,833	約1,820																																																																																																																												
⑦	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明※4 ・120/240V併用主母線盤2B ・その他必要な負荷※4 ・その他必要な負荷※4	約60 約86 約134 約135	約2,240	約2,235																																																																																																																												
⑧	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約2,529	約2,341																																																																																																																												
⑨	中央制御室換気空調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,918	約2,577																																																																																																																												
⑩	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約3,131	約2,739																																																																																																																												
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,848	約2,769																																																																																																																												
起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)																																																																																																																												
①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111																																																																																																																												
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129																																																																																																																												
③	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約518	約713	約647																																																																																																																												
④	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約20	約667	約667																																																																																																																												
⑤	B-中央制御室送風機	約180	約1,062	約847																																																																																																																												
⑥	B-中央制御室非常用再循環送風機	約30	約939	約877																																																																																																																												
⑦	B-中央制御室冷凍機	約300	約1,379	約1,177																																																																																																																												
⑧	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約359	約1,598	約1,536																																																																																																																												
⑨	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,706	約1,646																																																																																																																												
⑩	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,816	約1,756																																																																																																																												
⑪	残留熱代替除去ポンプ	約75	約2,022	約1,831																																																																																																																												
⑫	B-燃料プール冷却水ポンプ	約110	約2,006	約1,941																																																																																																																												

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX、LOCA，<u>長期TB，TBU及びTBP</u>である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>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」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。<u>原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。</u>このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p> <p>また，水蒸気爆発とは別に，溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX、LOCA，<u>長期TB，TBU，TBP及びTBD</u>である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>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」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。<u>ペDESTAL（ドライウエル部）に張られた水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。</u>このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.1, 3.3.2, 3.3.3, 3.3.4, 3.3.5)</p> <p>また，水蒸気爆発とは別に，溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX及びLOCAである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>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」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。<u>ペDESTALに張られた水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。</u>このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p> <p>また，水蒸気爆発とは別に，溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器</p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>                  PRA により抽出されるプラント損傷状態の相違。</p> <p>・評価条件の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>                  PRA により抽出される事故シーケンスの相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>によって溶融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」で想定される事故シーケンスでは、<u>原子炉格納容器下部</u>への溶融炉心落下を想定する。この状況では、<u>原子炉格納容器下部</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には<u>原子炉格納容器下部</u>に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容</p>	<p>圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、<u>格納容器</u>を冷却及び除熱し、溶融炉心から<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、<u>格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>によって溶融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって格納容器の圧力及び<u>雰囲気温度</u>を低下させる。</p> <p>さらに、<u>格納容器内</u>における水素燃焼を防止するため、<u>格納容器内</u>の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、<u>格納容器内</u>へ窒素を注入することによって、<u>格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</u></p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」で想定される事故シーケンスでは、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への溶融炉心落下を想定する。この状況では、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>には通常運転時から約1mの水位が形成されており、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>水位の確保を行うことから、</p>	<p>圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、<u>原子炉格納容器</u>を冷却及び除熱し、溶融炉心から<u>ペDESTAL</u>の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、<u>原子炉格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、<u>残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系</u>によって<u>原子炉格納容器</u>の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>さらに、<u>原子炉格納容器内</u>における水素燃焼を防止するため、<u>原子炉格納容器内</u>の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、<u>原子炉格納容器内</u>へ窒素を注入することによって、<u>原子炉格納容器</u>の破損を防止する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」で想定される事故シーケンスでは、<u>ペDESTAL</u>への溶融炉心落下を想定する。この状況では、<u>ペDESTAL</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>ペDESTAL</u>への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には<u>ペDESTAL</u>に水が張られた状態を想定する。なお、この<u>水張り深さは</u>、「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候によりペDESTALに</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧カスパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約2mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段又は<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すg.及びh.である。なお、g.の<u>原子炉格納容器下部</u>への注水は、<u>原子炉格納容器下部</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、<u>原子炉格納容器下部</u>に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して<u>原子炉格納容器下部</u>への注水量及び<u>原子炉格納容器下部</u>の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>(添付資料 3.3.3)</p>	<p>溶融炉心落下時には<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>に水が張られた状態を想定する。なお、この<u>水位</u>は、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧カスパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して1mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段、<u>緊急用海水系による冷却水（海水）</u>の確保手段及び<u>代替循環冷却系による格納容器除熱手段</u>又は<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱手段</u>を整備し、<u>長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</u></p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からq.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すi.及びk.である。なお、i.の<u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保</u>は、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p>	<p>相互作用」に伴う圧カスパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して2.4mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び<u>温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>残留熱代替除去系</u>による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>又は<u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からk.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すg.及びh.である。なお、g.の<u>ペDESTALへの注水</u>は、<u>ペDESTAL</u>における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、<u>ペDESTAL</u>に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して<u>ペDESTALへの注水量</u>及び<u>ペDESTAL</u>の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>(添付資料 3.3.3)</p>	<p>水張りをとする運用として いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 初期水張り深さの相違</li> <li>解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>整理方針の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損以降のマネジメントは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に記載の対応と同じである旨を記載している。</li> <li>運用の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2号炉は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にてペDESTALへ初期水張りを行い、ペDESTAL水位に応じて停止する手順としている。</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2.1 図から第 3.2.4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.2 図及び第 3.2.3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態を TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「<u>過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）</u>」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定した。一方、プラント損傷状態を LOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p>	<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2-1 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2-1 図 (2/5) 及び第 3.2-1 図 (3/5) である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態を TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））</u>」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定した。一方、プラント損傷状態を LOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価す</p>	<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2.1-1(1) 図から第 3.2.1-1(4) 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2.1-1(2) 図及び第 3.2.1-1(3) 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態を TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI 発生</u>」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定した。一方、プラント損傷状態を LOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、本シナ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順</u>であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>る観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が<u>燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順</u>であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、<u>格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の<u>格納容器</u>における原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び<u>格納容器内</u>の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が<u>燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順</u>であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、<u>原子炉格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び<u>原子炉格納容器内</u>の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>リオの評価において全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根2号炉は、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、<u>原子炉格納容器下部</u>の水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力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の最大値は、<u>約0.51MPa[gage]</u>に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力<u>0.62MPa[gage]</u>を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、<u>約146℃</u>に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p>	<p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び格納容器<u>雰囲気温度</u>の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力スパイク(約1分間の溶融炉心落下)によって格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、<u>約0.22MPa [gage]</u>に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力<u>0.62MPa [gage]</u>を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、<u>約118℃</u>に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、<u>原子炉圧力容器が破損する場合における「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」</u>に示す(1)から(3)、(6)、(7)の評価項目の評価結果並びに<u>ペDESTAL (ドライウェル部)</u></p>	<p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.3.2-1(1)図及び第3.3.2-1(2)図に、格納容器圧力、格納容器温度、<u>ペDESTALの水位及び注水流量</u>の推移を第3.3.2-1(3)図から第3.3.2-1(6)図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力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の最大値は、<u>約193kPa[gage]</u>に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力<u>853kPa[gage]</u>を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、<u>約123℃</u>に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、<u>ペDESTALに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・コンクリート相互作用」</u>にて確認している。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・設備設計の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>島根 2 号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</li> <li>・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・整理方針の相違【東海第二】</li> <li>各格納容器破損モード</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(添付資料 3. 5. 1)</p> <p>3. 3. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。</u></p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。</p> <p><u>本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。</u></p> <p><u>なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</u></p> <p><u>エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</u></p>	<p>(添付資料3. 2. 8)</p> <p>3. 3. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</u></p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。</p> <p><u>本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</u></p> <p><u>エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</u></p>	<p>(添付資料 3. 5. 1)</p> <p>3. 3. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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」では、重大事故等対処設備を含む<u>すべての</u>原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心がペDESTALの水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</u></p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。</p> <p><u>溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</u></p>	<p>で確認対象とする評価項目の相違。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、事象発生から 12 時間までの操作ではなく、FCI 等の物理現象に対する対策のみ記載し、その操作の不確かさについての影響を確認している。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>BWR プラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、BWR-5 Mark-I 改良型格納容器プラントに対して、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとした感度解</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、これまでのFCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変</p>	<p>なお、これまでのFCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変</p>	<p>なお、これまでのFCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変</p>	<p>析を実施し、原子炉圧力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達にてペDESTALへの注水操作を実施するため、不確かさの影響を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、<u>原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の<u>原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている</p>	<p>化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、解析コードSAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p><u>格納容器</u>における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はHDR 実験解析では区画によって<u>格納容器雰囲気温度</u>を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器温度(下鏡部)を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている</p>	<p>化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、<u>解析コードSAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p><u>原子炉格納容器</u>における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水力モデル)はHDR 実験解析では区画によって<u>格納容器温度</u>を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び<u>温度</u>の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び<u>温度</u>を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<u>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点でのペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達にてペDESTALへの注水操作を実施するため、不確かさの影響を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切</p>	<p>運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.3.6)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、解析コードSAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温</p>	<p>運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、解析コードSAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、<u>エントレインメント係数について感度解析を行った結果、第3.3.7 図及び第3.3.8 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している</u>ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器</p>	<p>度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、<u>熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR 5, Mark-I 改良型格納容器プラントにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。BWR 5, Mark-II 型格納容器プラントである東海第二発電所においても原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響を確認するため、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第3.3-3 図及び第3.3-4 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している</u>ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.3.6, 3.3.7)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器</p>	<p>傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 BWR プラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、BWR-5 Mark-I 改良型格納容器プラントに対して、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとした感度解析を実施し、原子炉圧力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度は小さいことを確認している。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第3.2.2表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>に応じて<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張り操作を実施すること) に変わりはなくことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は, 解析条件の <u>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)</u> に対して最確条件は約 <u>35℃～約 50℃</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, <u>原子炉格納容器下部</u>への注水温度が低くなり, 原子炉圧力容器破損時の<u>原子炉格納容器下部</u>プール水温度が低くなるが, 注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, 大破断 LOCA を考慮した場合, 原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象</p>	<p>条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第3.2-2表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, <u>原子炉圧力容器温度 (下鏡部)</u> を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は, 解析条件の 35℃ に対して最確条件は <u>35℃以下</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, <u>ペDESTAL (ドライウェル部)</u> への注水温度が低くなるが, 注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, <u>格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)</u> の空間部及び液相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, 大破断 LOCA を考慮した場合, 原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの</p>	<p>条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第3.2.2-1表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>に応じて<u>ペDESTAL</u>への初期水張り操作を実施すること) に変わりはなくことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は, 解析条件の <u>35℃</u> に対して最確条件は <u>31℃以下</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, <u>ペDESTAL</u>への注水温度が低くなり, <u>原子炉圧力容器破損時のペDESTALのプール水温度が低くなるが,</u> 注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, <u>格納容器空間体積 (サブプレッション・チェンバ)</u> の空間部及び液相部, <u>サブプレッション・プール水位</u>, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, 大破断 LOCA を考慮した場合, 原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの</p>	<p>備考</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>進展は早まるが、<u>操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること）</u>に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.4, 3.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の <u>50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）</u> に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、<u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u>、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析</p>	<p>事象進展は早まるが、<u>原子炉压力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(添付資料 3.3.6, 3.3.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃に対して最確条件は <u>35℃以下</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水温度が低くなるが、ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から約 1m の水位が形成されていることから外部水源の温度がペDESTAL（ドライウエル部）のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに対する影響はない。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部</u>、サプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに<u>格納容器雰囲気温度</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するに<u>当たり</u>、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析</p>	<p>事象進展は早まるが、<u>操作手順（原子炉压力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の <u>35℃</u> に対して最確条件は <u>31℃以下</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>ペDESTALへの注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時のペDESTALのプール水温度が低くなるが、ペDESTALのプール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器空間体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部</u>、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び<u>格納容器温度</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するに<u>あたり</u>、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達で屋外貯蔵槽水源によるペDESTAL注水を実施することから外部水源の温度がペDESTALのプール水温度に影響がある旨を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.9図に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.44MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、</p>	<p>を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3-5図に示すとおり、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.20MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.6, 3.3.8)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.3-1(1)図に示すとおり、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約301kPa[gage]であり、圧力スパイクの最大値は本評価の結果より高くなるものの、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり、また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作にお</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> <li>・設備設計の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> </ul> <p>島根2号炉（Mark-I改）と柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎6/7】</li> </ul>



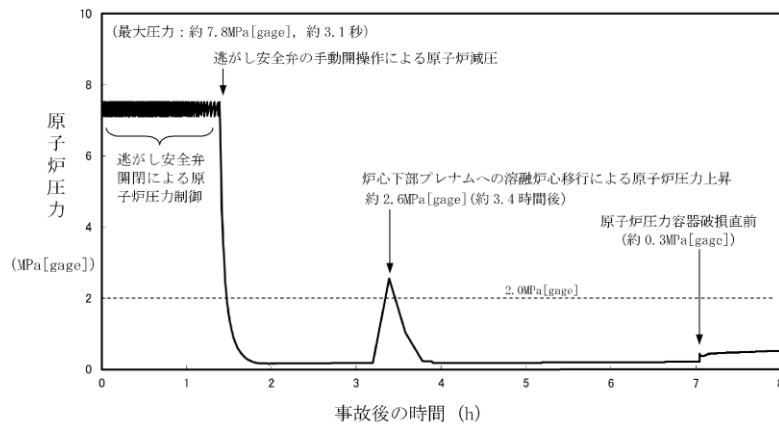
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>他の操作に与える影響はない。 (添付資料 3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生 90 分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</u> (添付資料 3.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作は、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</u> (添付資料 3.3.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p><u>る評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。</u> (添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、FCI 等の物理現象に対する対策のみを対象とし、その操作の不確かさについての影響を記載することとしており、残留熱代替除去系による格納容器除熱に対して影響を与える操作とはしていない。</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、FCI 等の物理現象に対する対策のみを対象とし、その操作の不確かさについての影響を記載することとしており、残留熱代替除去系による格納容器除熱操作は記載していない。</li> </ul>



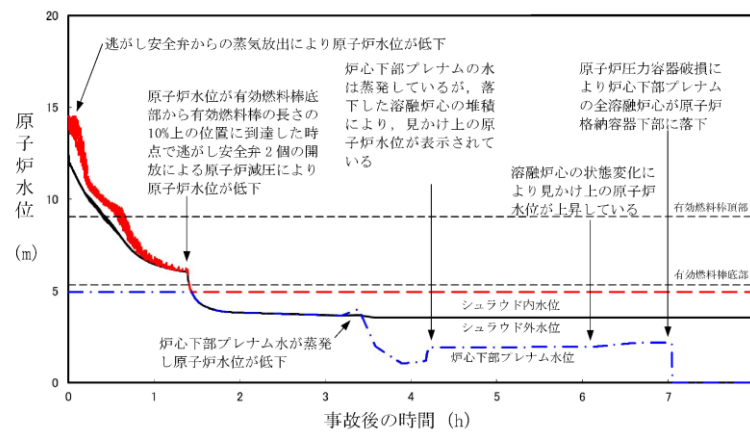
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</u> (添付資料3.3.4)</p>	<p>に示す。</p> <p><u>なお、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作については解析上考慮しない操作であるが、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の影響を小さく抑える観点を踏まえ操作時間余裕を確認する。</u></p> <p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の時間余裕がある。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作については、事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に行う。原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、</u></p>	<p>に示す。</p> <p><u>操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.1時間あり、ペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張りは約1.9時間で完了することから、水張りを原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点である事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.0時間後の水張りの完了から、事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、ペデスタルへの注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。</u>  (添付資料3.3.4)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、通常運転時からのペデスタル水位確保操作はなく、事故時の原子炉圧力容器破損の徴候によりペデスタルに水張りを実施する運用としている。</li> <li>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、FCI等の物理現象に対する対策のみを対象とし、その操作の不確かさについての影響を記載することとしている。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結論</p> <p>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」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と</p>	<p><u>操作時間は約 24 分間であることから、操作完了後の排水時間 5 分を考慮しても、操作遅れに対して約 2.5 時間程度の時間余裕がある。</u></p> <p>(添付資料 3.3.6)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p><u>なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</u></p> <p>(添付資料 3.2.10)</p> <p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結論</p> <p>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」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結論</p> <p>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」では、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を想定していないが、東海第二では、原子炉圧力容器破損後、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとしているため、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施している。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

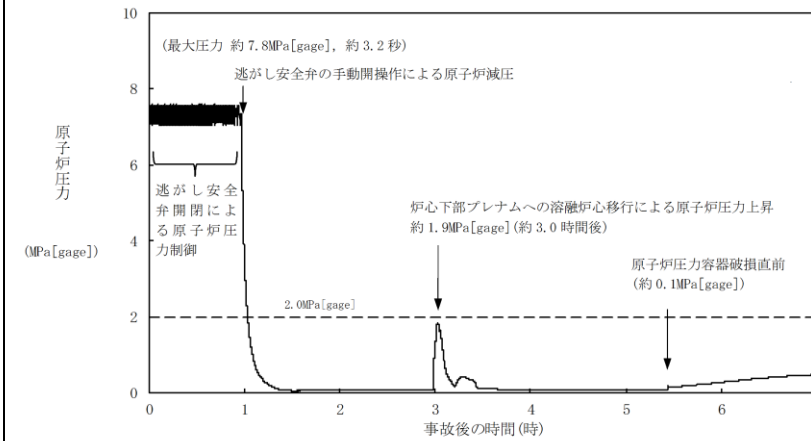
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>格納容器下部注水</u>により原子炉圧力容器破損前に<u>原子炉格納容器下部へ約2m</u>の水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力 <u>0.62MPa [gage]</u> を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>原子炉格納容器下部への注水等</u>の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	<p>心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。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」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水</u>により原子炉圧力容器破損前に<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の水位1m</u>を確保する手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力は、<u>格納容器の限界圧力0.62MPa [gage]</u> を下回るため、<u>格納容器バウンダリ</u>の機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保等</u>の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	<p>の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され<u>原子炉格納容器</u>の破損に至ることが特徴である。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」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>ペDESTAL注水</u>により原子炉圧力容器破損前に<u>ペDESTALへ2.4m</u>の水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>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」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI発生</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力<u>853kPa [gage]</u> を下回るため、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>の機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>ペDESTALへの注水等</u>の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効である。</p>	<p>PRA により抽出される事故シーケンスの相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉（Mark-I 改）と柏崎 6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。</p>



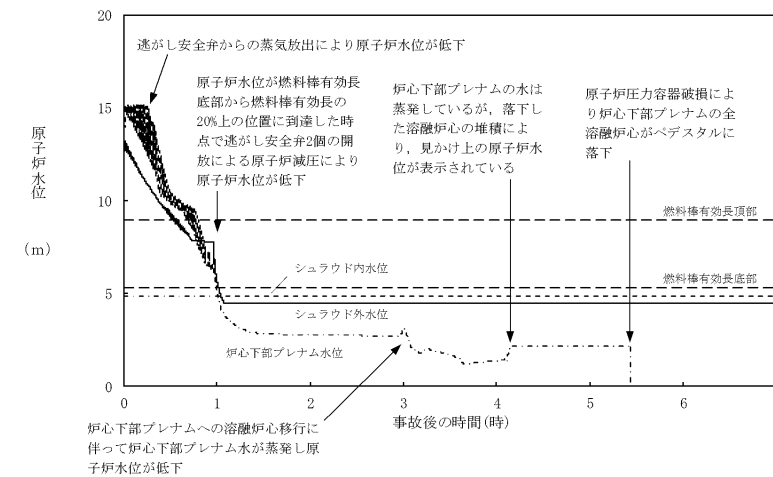
第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移



第 3.3.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3.3.2-1 (1) 図 原子炉圧力の推移



第 3.3.2-1 (2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

・記載方針の相違

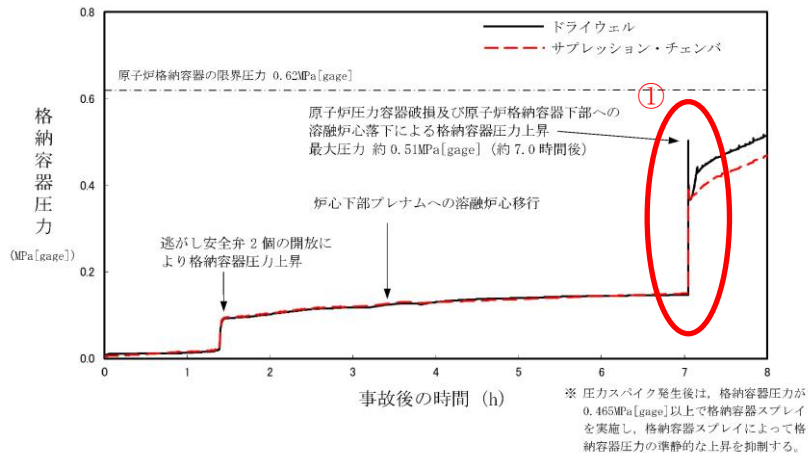
【東海第二】

島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉圧力の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.7 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1 (1) 図)

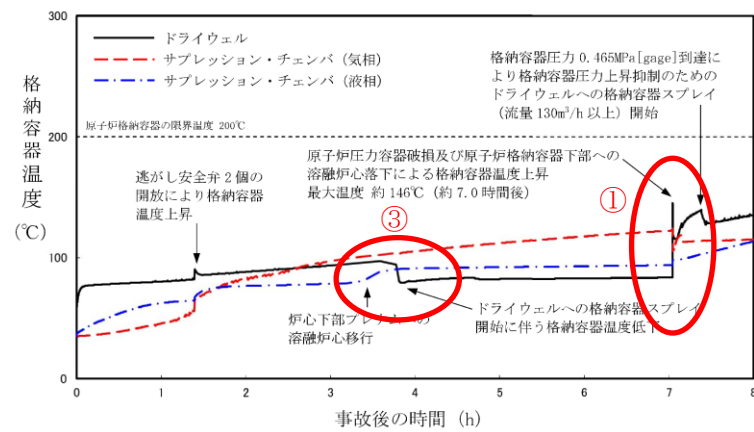
【東海第二】

島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.8 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1 (2) 図)

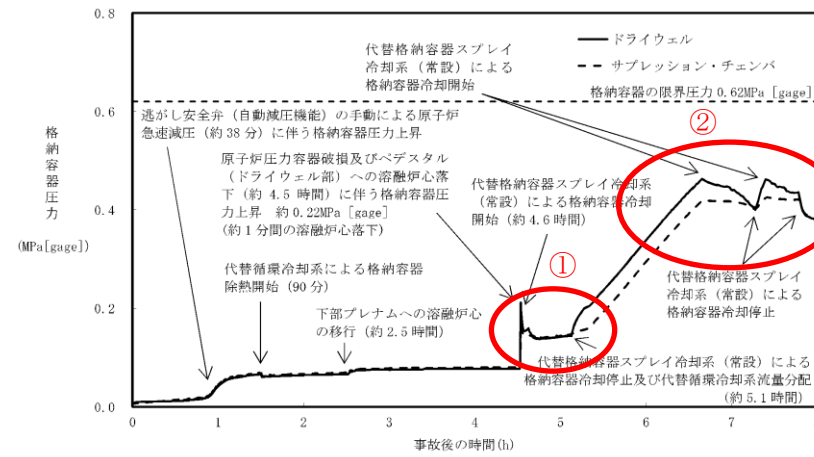




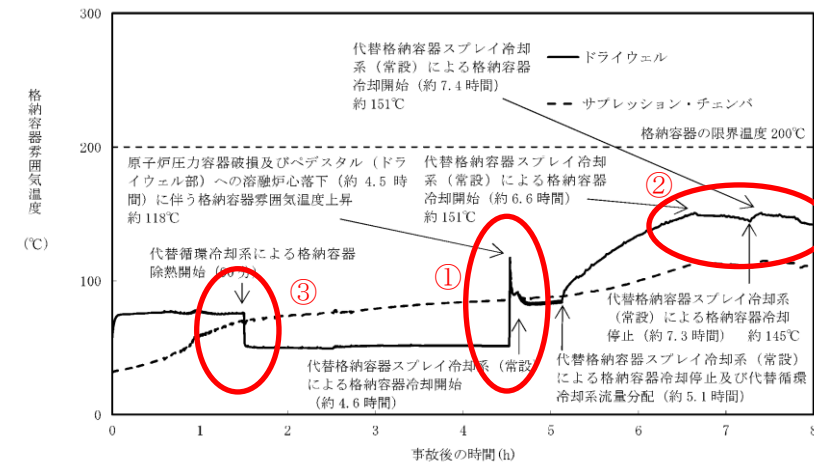
第 3.3.3 図 格納容器圧力の推移



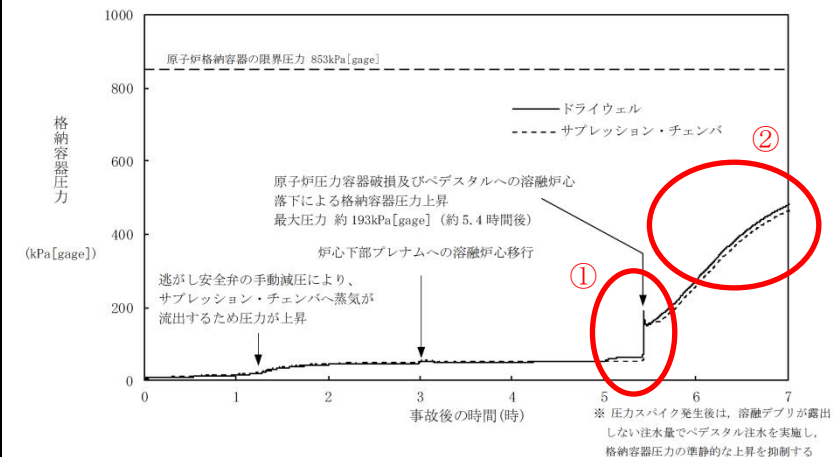
第 3.3.4 図 格納容器温度の推移



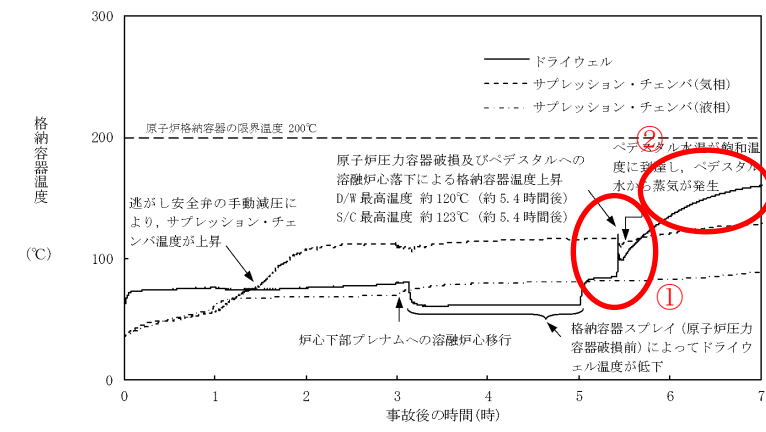
第 3.3-1 図 格納容器圧力の推移



第 3.3-2 図 格納容器雰囲気温度の推移

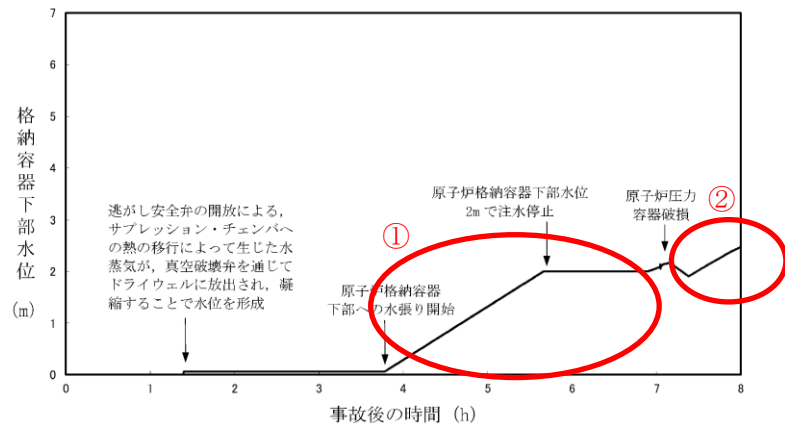


第 3.3.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移

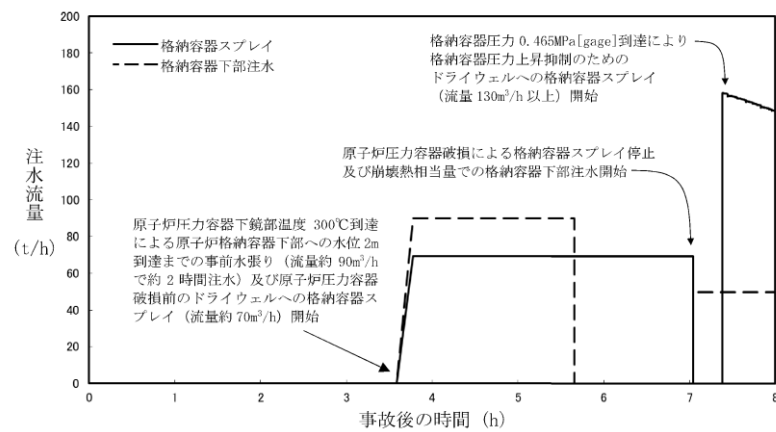


第 3.3.2-1(4) 図 格納容器温度の推移

・解析結果の相違  
**【東海第二】**  
 ①島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損直後は格納容器スプレイを実施しないため、圧力スパイク後は緩やかに圧力及び温度が上昇するが、東海第二は原子炉圧力容器破損と同時に格納容器スプレイを実施するため原子炉圧力容器破損直後に格納容器圧力及び温度が低下している。  
 ②島根 2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないが、東海第二では格納容器スプレイの実施基準に到達し、格納容器スプレイを実施するため格納容器圧力及び温度が変動している。  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ③島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損前における環境緩和のための格納容器スプレイを実施しないため格納容器温度は低下しないが、柏崎 6/7 及び東海第二は、原子炉圧力容器破損前にスプレイを実施することによることから、格納容器温度が低下している。

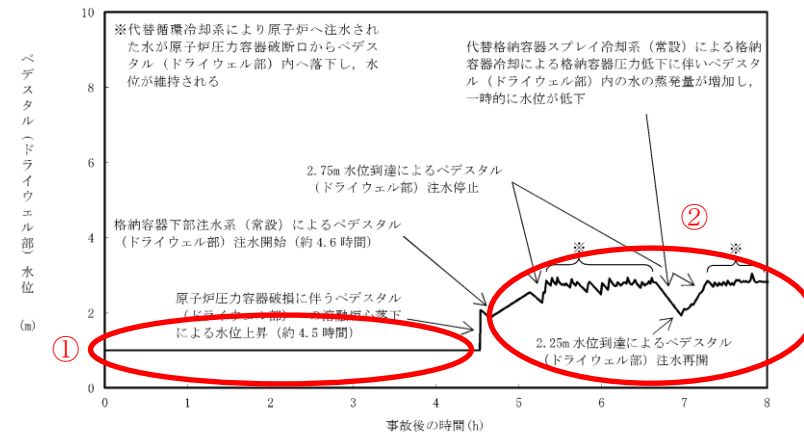


第 3. 3. 5 図 格納容器下部水位の推移

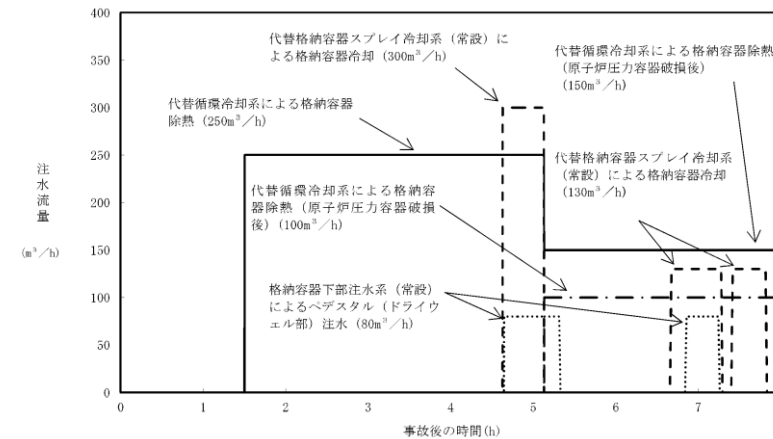


第 3. 3. 6 図 注水流量の推移

【比較のため、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の一部を記載】

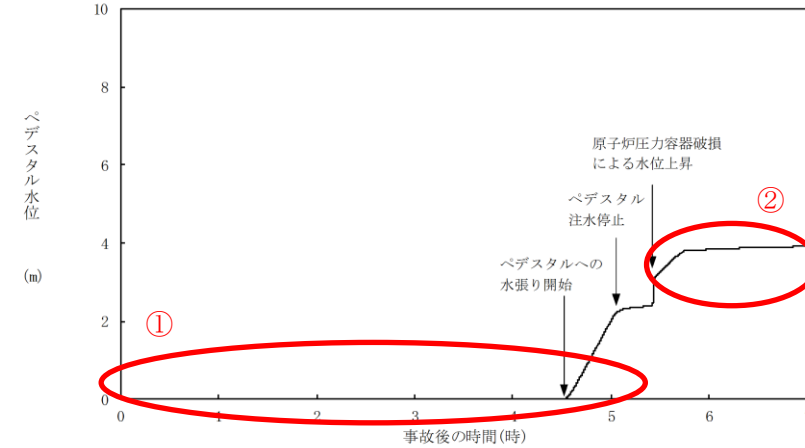


第 3. 2-18 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の水位の推移 (~8 時間)

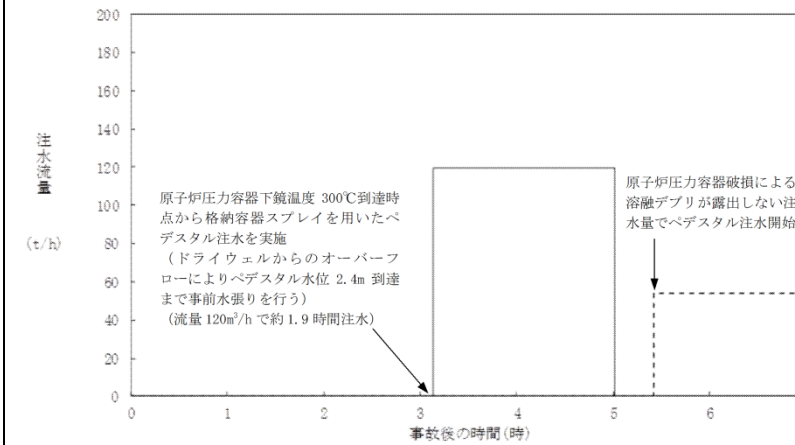


第 3. 2-16 図 注水流量の推移 (~8 時間)

【ここまで】



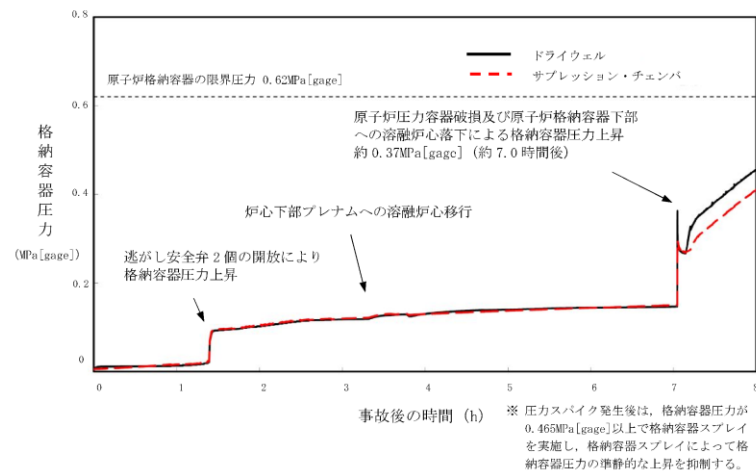
第 3. 3. 2-1(5) 図 ペDESTAL 水位の推移



第 3. 3. 2-1(6) 図 注水流量の推移

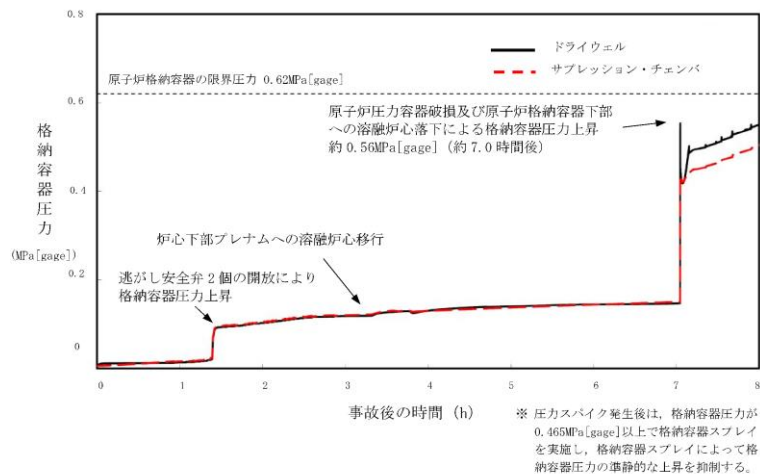
・解析結果の相違  
【東海第二】  
①島根 2号炉及び柏崎 6/7 では、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候によりペDESTALへ初期水張りを行う運用としているが、東海第二では通常運転中からペDESTALに水プールが形成されていることによる差異。  
②溶融炉心落下後の溶融炉心の冷却を維持するため、東海第二ではドライウエル水位にて水位管理するが、島根 2号炉及び柏崎 6/7 では、崩壊熱相当の注水を実施することによる挙動の差異。

【柏崎 6/7, 東海第二】  
マネジメントの差異による注水流量及び継続時間の差異。



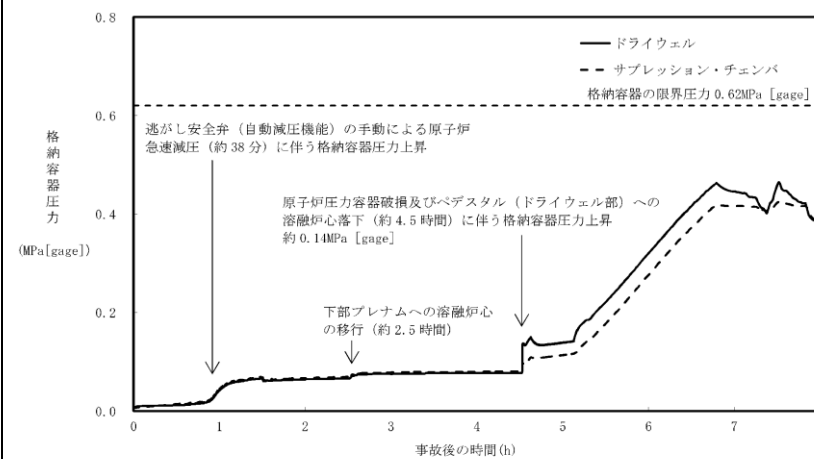
第3.3.7 図 格納容器圧力の推移

(感度解析ケース (エントレインメント係数最小値))



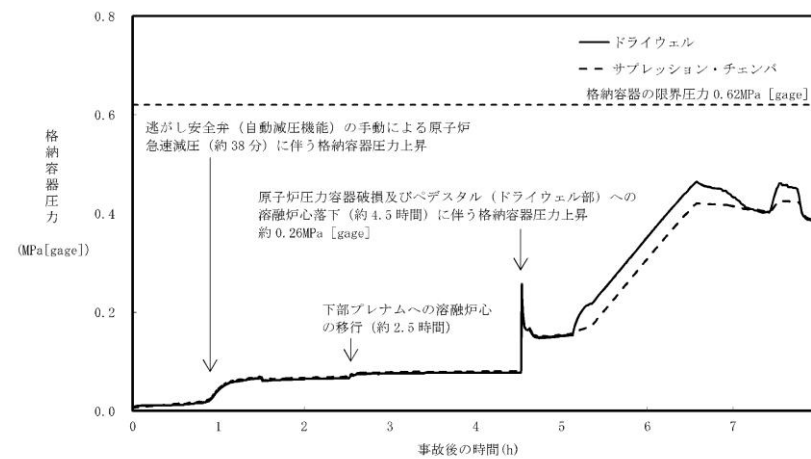
第3.3.8 図 格納容器圧力の推移

(感度解析ケース (エントレインメント係数最大値))



第 3.3-3 図 エントレインメント係数を最小値とした場合の

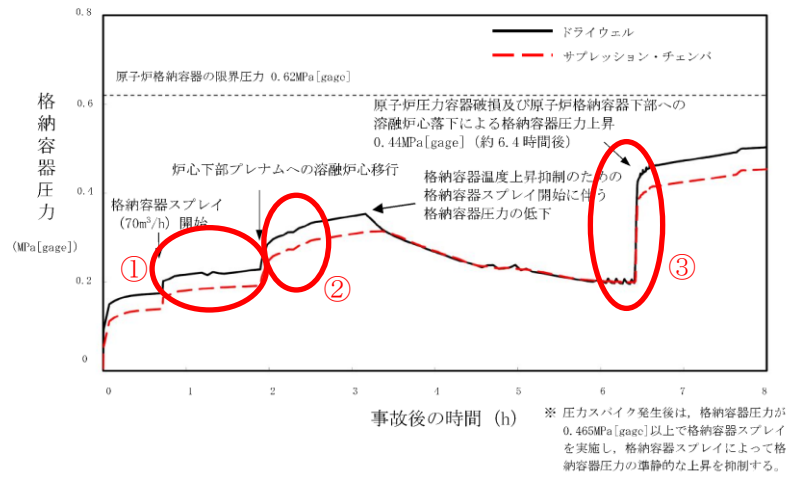
格納容器圧力の推移



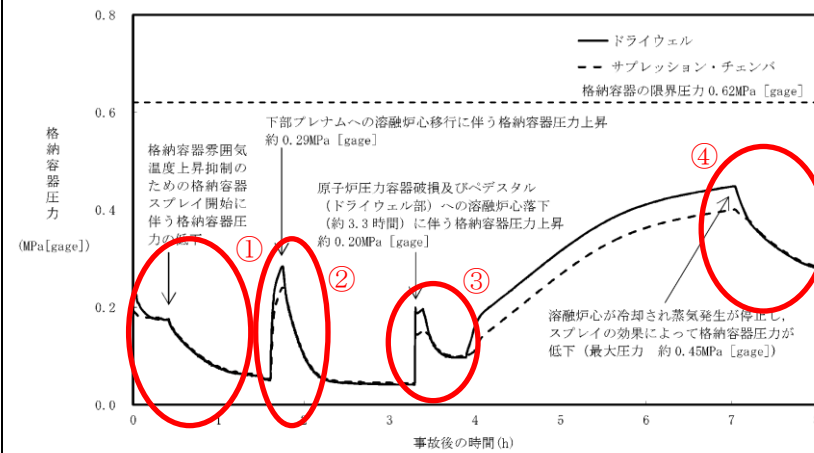
第 3.3-4 図 エントレインメント係数を最大値とした場合の

格納容器圧力の推移

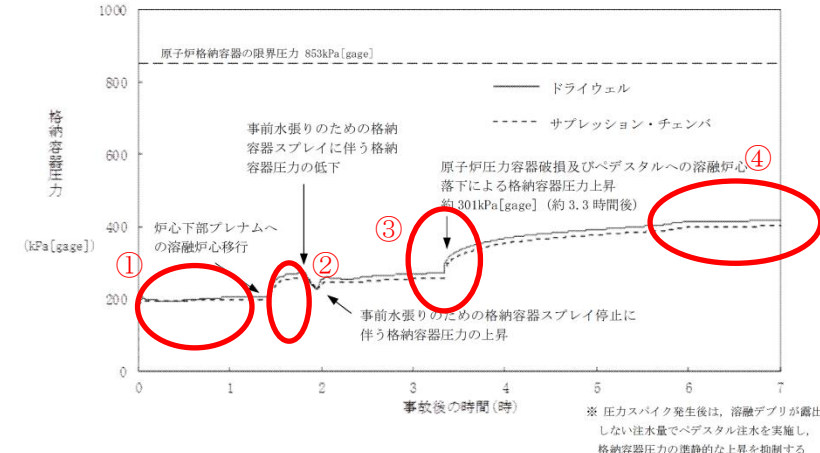
・記載方針の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2 号炉は、BWR プラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、BWR-5 Mark-I 改良型格納容器プラントに対して、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとした感度解析を実施し、原子炉圧力容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認していることから、個別プラントでの感度解析は実施していない。



第 3.3.9 図 格納容器圧力の推移  
(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)



第 3.3-5 図 起因事象を LOCA とした場合の  
格納容器圧力の推移



第 3.3.3-1(1) 図 格納容器圧力の推移  
(大破断 LOCA+ECCS 機能喪失)

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施基準に到達しないが、柏崎 6/7 及び東海第二は格納容器スプレイの実施基準に到達することによる相違。  
【東海第二】  
②東海第二 (Mark II) は、島根 2号炉 (Mark I 改) に対し、出力当たりの格納容器体積が小さいため、下部プレナムへの熔融炉心移行時の圧力スパイクが大きい。  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
③島根 2号炉は、大破断 LOCA が発生する場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって、格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、原子力圧力容器破損時の格納容器圧力がベースケースに対して高くなるため、感度解析の方がピーク圧力が高い。柏崎 6/7 及び東海第二では大破断 LOCA 発生後に格納容器スプレイを実施していることから、感度解析の方がピーク圧力が低い。  
【東海第二】



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	〔参考〕 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>④島根2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイ実施基準に到達しないが、東海第二では格納容器スプレイの実施基準に到達し、スプレイを実施するため格納容器圧力が変動している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.1</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理</p> <p>1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の概要                      炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。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原子炉格納容器が破損する場合がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)」と呼ぶ。また、FCIのうち、溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象を「水蒸気爆発」と呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧カスパイク」と呼ぶ。</p> <p>原子炉圧力容器底部から溶融炉心が流出し、<u>原子炉格納容器下部</u>で冷却材と接触することで発生するFCIを「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (炉外FCI)」と呼ぶ。これまでの研究では、炉外FCIにおける水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。</p> <p>① 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心 (デブリジェット) が冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する (エントレイン)。細粒化した溶融炉心 (以下「デブリ粒子」と称す。) は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状態となる (粗混合)。</p> <p>② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し (トリガリング)、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。</p> <p>③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し (伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。</p> <p>④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域 (元々は粗混合</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.1</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (炉外FCI) に関する知見の整理について</p> <p>1. 炉外FCIの概要  <u>炉外FCIは、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から放出された際に、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる事象である。このときに発生するエネルギーが大きいと原子炉支持構造材が破損され、格納容器が破損する可能性がある。この圧力上昇については激しい水蒸気発生による場合 (圧カスパイク) に加え、水蒸気爆発によって衝撃波が生じる場合が考えられるが、これまでの知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられている。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.1</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理</p> <p>1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の概要  <u>炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。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原子炉格納容器が破損する場合がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)」と呼ぶ。また、FCIのうち、溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象を「水蒸気爆発」と呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧カスパイク」と呼ぶ。</u></p> <p>原子炉圧力容器底部から溶融炉心が流出し、<u>ペDESTAL</u>で冷却材と接触することで発生するFCIを「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (炉外FCI)」と呼ぶ。これまでの研究では、炉外FCIにおける水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。</p> <p>① 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心 (デブリジェット) が冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する (エントレイン)。細粒化した溶融炉心 (以下「デブリ粒子」と称す。) は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状態となる (粗混合)。</p> <p>② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し (トリガリング)、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。</p> <p>③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し (伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。</p> <p>④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域 (元々は粗混合</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。</p> <p>水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧カスパイク)が発生する。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>これまでの代表的なFCIの実験として、JRC イスプラ研究所で実施されたFARO 実験、KROTOS 実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS 実験、韓国原子力研究所で実施されたTROI 実験等がある。これらの実験ではUO<sub>2</sub>混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。</p> <p>これまでの代表的なFCIの実験から得られた知見については、付録3「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」第5部MAAPの添付2「溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示した。これまでのUO<sub>2</sub>混合物を用いた実験では、KROTOS 実験及びTROI 実験の一部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されている。</p> <p>このうち、KROTOS 実験は、溶融炉心が水中に落下している時に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化させて(外部トリガを与えて)いるため、実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。</p>	<p><u>FCIに関するこれまでの知見の概要を次に整理する。</u></p> <p>2. <u>過去の知見の整理</u></p> <p><u>過去に実施された代表的なFCIの実験研究として、(旧)日本原子力研究所で実施されたALPHA試験、JRCイスプラ研究所で実施されたKROTOS試験、FARO試験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS試験、韓国原子力研究所(KAERI)で実施されたTROI試験及びSERENA試験がある。これらの試験では模擬溶融物としてUO<sub>2</sub>混合物を用いた試験とアルミナ等を用いた試験がある。各試験の試験条件及び試験結果については、以下に示すとおりである。</u></p> <p>2.1 <u>ALPHA試験</u></p> <p><u>ALPHA試験<sup>[1]</sup>では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。ALPHA試験装置の概要を第1図に示す。試験容器は、内径3.9m、高さ5.7m、容積50m<sup>3</sup>である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する試験装置である。ALPHA試験結果のまとめを第1表に示す。高雰囲気圧力(STX008, STX012, STX015)、サブクール度が小さい場合(STX014)は、水蒸気爆発の発生が抑制される試験結</u></p>	<p>領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。</p> <p>水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧カスパイク)が発生する。</p> <p>2. <u>水蒸気爆発が発生する可能性について</u></p> <p><u>これまでの代表的なFCIの実験として、JRCイスプラ研究所で実施されたFARO実験、KROTOS実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS実験、韓国原子力研究所で実施されたTROI実験等がある。これらの実験ではUO<sub>2</sub>混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。</u></p> <p><u>これまでの代表的なFCIの実験から得られた知見については、解析コード(MAAPコード<sup>[1]</sup>)の「添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示されている。これまでのUO<sub>2</sub>混合物を用いた実験では、KROTOS実験及びTROI実験の一部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されている。</u></p> <p>このうち、KROTOS実験は、溶融炉心が水中に落下している時に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化させて(外部トリガを与えて)いるため、実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、過去に実施された代表的なFCIの実験の概要については、MAAPコード説明資料を引用している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>果が知見として得られている。溶融物を半減させた 3 ケース (STX001, STX010, STX013) のうち, 2 ケース (STX001, STX013) では, 水蒸気爆発が発生していない。また, 水蒸気爆発のエネルギー変換効率は, 1~6%程度となっている。ALPHA試験の代表的試験 (STX016) の圧力変化の例を第 2 図に示す。</p> <p><u>2.2 KROTOS試験</u></p> <p>KROTOS試験<sup>[2][3][4]</sup>では, FARO試験が大型試験装置であるのに対して小型の試験装置であるが, 主に低圧・サブクール水を条件として試験を実施している。KROTOS試験装置の概要を第 3 図に示す。KROTOS試験の代表的試験 (K37, K42) の圧力変化の例を第 4 図に示す。KROTOS試験では模擬コリウムとしてUO<sub>2</sub>混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を実施している。KROTOS試験結果のまとめを第 2 表に示す。アルミナ試験では, サブクール度が大きい試験ケース (K38, K40, K42, K43, K49) では, 外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生しているが, サブクール度が小さい試験ケース (K41, K44, K50, K51) では, 外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方, UO<sub>2</sub>混合物試験では, サブクール度に依らず外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。また, UO<sub>2</sub>混合物試験でも外部トリガありでは水蒸気爆発が発生している (K46, K52, K53) が, これらのケースはサブクール度が大きい試験ケースである。また, UO<sub>2</sub>混合物試験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は, アルミナ試験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ試験とUO<sub>2</sub>混合物の相違については, 以下のように考察されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし, 粗混合時に粒子が半径方向に拡がり, 水蒸気爆発の伝播がしやすくなった可能性がある。</li> <li>・UO<sub>2</sub>混合物試験では, 外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。UO<sub>2</sub>混合物の方が一般的に過熱度は小さく, UO<sub>2</sub>混合物の粒子表面が水と接触した直後に表面が固化しやすく, これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。UO<sub>2</sub>混合物試験では水素が発生し, これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。</li> </ul> <p><u>2.3 FARO試験</u></p> <p>FARO試験<sup>[3][5]</sup>では, 酸化物コリウム及び金属Zrを含むコ</p>		



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>リウムが用いられ、多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが、低圧・サブクール水条件の試験も実施されている。F A R O試験装置の概要を第 5 図に示す。F A R O試験結果のまとめを第 3 表に示す。また、圧力変化の例としてL-14 とL-19 の圧力挙動を第 6 図に示す。F A R O試験のいずれの試験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。F A R O試験で得られた主な知見は以下のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・高圧・飽和水試験、低圧・サブクール試験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していない。</u></li> <li><u>・高圧・飽和水の酸化コリウム試験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属Z r成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。</u></li> <li><u>・粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存していない。</u></li> <li><u>・金属Z rを含めた試験ケース(L-11)では、金属Z rの酸化により、金属Z rを含めない試験ケース(L-14)よりも圧力上昇が大きくなる。</u></li> </ul> <p><u>2.4 C O T E L S試験</u></p> <p><u>C O T E L S<sup>[6]</sup>試験では、模擬熔融物としてU O 2 - Z r - Z r O 2 - S S混合物を用いており、コリウムに金属成分が含まれている。C O T E L S試験装置の概要を第 7 図に示す。C O T E L S試験結果のまとめを第 4 表に示す。C O T E L S試験の代表的な試験ケース(A1)の圧力挙動を第 8 図、各試験ケースの圧力変化を第 9 図に示す。熔融混合物がプール水に接触した直後(Region 1)は急激な圧力上昇となる。その後、サブクール水では蒸気凝縮が発生し、一時的に圧力が減少する(Region 2)が、熔融混合物からの熱伝達による蒸気発生により、準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する(Region 3)。C O T E L S試験で得られた主な知見は、以下のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・サブクール度が大きいケースも含めて、全ての試験での水蒸気爆発は発生していない。</u></li> <li><u>・プールに落下した熔融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒子化した。</u></li> <li><u>・粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中央径で 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。</u></li> </ul>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>・<u>コリウム落下速度の大きいケースで、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また、準定常的な状態での圧力は、溶融物量が多く、サブクール度が小さく、プール水量が少ない程高くなる傾向である。</u></p> <p><u>2.5 TRO I 試験</u></p> <p><u>TRO I 試験<sup>[7]</sup>は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている試験であり、2007 年から 2012 年までは、KROTOS 試験とともにOECD/NEAのSERENAプロジェクトとして実施された試験である。TRO I 試験装置の概要を第 10 図に示す。TRO I 試験条件と試験結果のまとめを第 5 表に示す。</u></p> <p><u>ZrO<sub>2</sub>を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方、UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>の混合物を用いた試験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件による試験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。TRO I 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。</u></li> <li>・<u>水深が深い場合 (130cm) では、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある[8]。</u></li> </ul> <p><u>2.6 SERENA 試験</u></p> <p><u>SERENA 試験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている試験であり、2001 年から 2006 年にかけて実施されたフェーズ 1 と、2007 年から 2012 年にかけて実施されたフェーズ 2 に分かれている。フェーズ 1 では既存の試験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ 2 ではKROTOS 及びTRO I 装置を使用した試験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ 2 で行われた試験の試験条件及び試験結果を表 6 に示す。SERENA 試</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>TROI 実験については、No. 10, 12, 13 及び 14 実験において、</p>	<p>験で得られた知見は以下のとおりである。</p> <p><u>(1) フェーズ 1</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・(解析) 解析コードはアルミナを用いた試験によって調整されており、<u>UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。</u></li> <li>・(解析) 予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉压力容器の破損強度と比べて十分小さい。</li> <li>・(解析) 予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。</li> </ul> <p><u>(2) フェーズ 2</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・(実験) 80%UO<sub>2</sub>-20%ZrO<sub>2</sub> コリウムは、70%UO<sub>2</sub>-30%ZrO<sub>2</sub> コリウムに比べてやや爆発のエネルギーが大きい。これは、フェーズ 1 の結果と逆の傾向であり、更に考察が必要。</li> <li>・(実験) UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。</li> <li>・(実験) コリウムの組成に酸化物以外 (金属の単体など) が含まれる場合について、酸化と水素生成による影響は定量化できなかった。</li> <li>・(実験) 全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、UO<sub>2</sub> の密度が高いために溶融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。</li> </ul> <p><u>3. FCI 実験の知見の整理</u></p> <p>前項で示した FCI 実験の知見を整理し、原子炉压力容器外水蒸気爆発の可能性について考察する。</p> <p>酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた ALPHA 試験及びアルミナを用いた KROTOS 試験では、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生しているが、UO<sub>2</sub> を用いた KROTOS, FARO, COTELS 試験では外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。UO<sub>2</sub> 混合物では一般的に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。</p> <p>TROI 試験では UO<sub>2</sub> 混合物を用いた場合でもトリガ無しで</p>	<p>TROI 実験については、No. 10, 12, 13 及び 14 実験において、</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら、TRO I 実験で用いた熔融物の過熱度が実機条件の過熱度(300K程度)に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ、実機条件に近い熔融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が発生したとされるNo.13のエネルギー変換効率は0.4%であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。なお、熔融物の温度を含め、実機を模擬した熔融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、いずれも外部トリガがある条件で実施されたものである。</p>	<p>水蒸気爆発が発生している例(TROI-10, 12, 13, 14)が報告されている。TRO I-10, 12は、熔融物温度が3,800K程度の高い温度での試験条件である。また、TRO I-13, 14の熔融物温度は、それぞれ2,600K, 3,000Kであるが、TRO I-13では、温度計測に問題があり実際には3,500K以上と推測されている。また、TRO I-14では、二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると、TRO I 試験の熔融物温度はかなり高い試験条件と考えられ、他の試験で想定しているような実機条件に近い熔融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>TROI 試験と実機条件の比較を検討するために、模擬熔融物にコリウム(UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>)を用いたTRO I-10, 12, 23, 25と実機条件の比較を第7表に示す。この表では、第11図に示すRi cou-Spalding式による粒子化割合<sup>[9]</sup>の概算値を示している。熔融物温度が高く過熱度が大きいTRO I-10, 12では、自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、熔融物温度が高く過熱度が大きい水深が1.3mと深いTRO I-23では、水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、熔融物粒子が底部に到着するまでの沈降時間が長くなり、熔融物粒子が固化しやすいため、熔融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる<sup>[8]</sup>。</p> <p>水蒸気爆発が発生したTRO I-10, 12の粒子化割合は約60%であるが、水深がより深いTRO I-23では、粒子化割合が約80%と比較的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する熔融物粒子が比較的多いとされる。一方、水深及び粒子化割合はTRO I-10, 12と同程度であるが、熔融物温度がやや低いTRO I-25では、蒸気発生による圧力上昇(Steam Spike)は生じているが、水蒸気爆発は発生していない。熔融物温度が低い場合、過熱度が小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。</p> <p>実機条件では、熔融ジェットの初期直径は計装配管口径(約4cm)～制御棒駆動機構ハウジングの直径(約15cm)程度と想定されるが、ペDESTAL(ドライウェル部)注水対策により水深は1mとなる。これより、粒子化割合は約35%～90%となるが、熔融物温度が約2,650K以下と水蒸気爆発が発生したTRO I 試験よりも十分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>また、いくつかのTRO I 試験では水蒸気爆発が発生したとき</p>	<p>外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら、TRO I 実験で用いた熔融物の過熱度が実機条件の過熱度(300K程度)に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ、実機条件に近い熔融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が発生したとされるNo.13のエネルギー変換効率は0.4%であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。なお、熔融物の温度を含め、実機を模擬した熔融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、いずれも外部トリガがある条件で実施されたものである。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上述のとおり、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を用いた FCI 実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。</p>	<p>の機械的エネルギー変換効率が報告されている(第5表)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エネルギー変換効率は 0.4%である。これは、ALPHA試験(第1表)やKROTOS試験(第2表)で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物試験の値に対して比較的小さい値となっている。</p> <p>また、KROTOS試験(K46, K52, K53)では、UO<sub>2</sub>混合物を用いた試験でも外部トリガを与えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケースである(K46のサブクール度:83K, K52のサブクール度:102K, K53のサブクール度:122K)。したがって、サブクール度が大きい場合には、UO<sub>2</sub>混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。</p> <p>しかし、KROTOS試験のK52, K53と同程度の高サブクール度の条件であるFARO試験のL-31(サブクール度:104K), L-33(サブクール度:124K)では、水蒸気爆発が発生していない。これらの試験のUO<sub>2</sub>混合物量は、KROTOS試験が数kgであるのに対して100kg程度であり、より実機条件に近い。</p> <p>また、COTELS試験の高サブクール試験(A11)でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS試験は、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬した試験であり、溶融物に圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、溶融物量も50kg程度であり、KROTOS試験よりも実機条件に近い。</p> <p>以上より、UO<sub>2</sub>混合物の溶融物量が少ないKROTOS試験では、水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系に近い大規模試験であるFARO試験、COTELS試験では、水蒸気爆発は発生していない。</p> <p>FCI試験では、水蒸気爆発のトリガを発生させるために、高圧ガスを封入した装置(KROTOS試験では最高20MPaのガスを封入可能な装置)を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、トリガ装置により圧力パルスを生じさせ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では、このようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また、溶融物がプール底部に接触することでトリガ要因となることが考えられるが、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬</p>	<p>上述のとおり、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を用いたFCI実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>したCOTELS試験の試験装置では、BWRのペDESTAL底部と同様に平板コンクリートを模擬した試験装置としており、実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。</p> <p>また、実機条件では、水深が試験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。</p> <p>以上より、BWRの実機条件において水蒸気爆発のトリガとなる特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。</p> <p>上記の試験条件と実機条件の検討より、実機においては、格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1]N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, <u>Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program</u>, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995</p> <p>[2]I. Huhtiniemi, D. Mgallon, H. Hohmann, <u>Results of recent KROTOS FCI tests : alumina versus corium melts</u>, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999</p> <p>[3]D. Magllon, <u>Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments</u>, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006</p> <p>[4]H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, <u>Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts</u>, NUREG/CR-6623, 1999</p> <p>[5]D. Magallon, et al, <u>Lessons learn from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments</u>, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999</p> <p>[6]M. Kato, H. Nagasaka, <u>COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions</u>, JAERI-Conf 2000-015, 2000</p> <p>[7]V. Tyrpekl, <u>Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism</u>, 2012</p> <p>[8]J. H. Kim, et al, <u>The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion</u></p>	<p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 参考文献</p> <p>[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成 30 年 5 月</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、過去に実施された代表的な FCI の実験の概要については、MAAPコード説明資料を引用している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04</u></p> <p>[9] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成 13 年 7 月</p> <p>[10] M. Kato, et al, <u>Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.</u></p> <p>[11] J. H. Song, <u>Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003</u></p> <p>[12] J. H. Kim, <u>Results of the Triggered Steam Explosion from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol. 158 378-395, 2007</u></p> <p>[13] NEA/CSNI/R, <u>OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015</u></p> <p>[14] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01</p>	<p style="text-align: center;">以 上</p>	

第1表 ALPHA試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[1]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー 変換効率 (%)
ALPHA	STX002	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX003	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	292	1.0	No	Yes	-
	STX005	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	300	1.0	No	Yes	-
	STX009	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX016	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	293	1.0	No	No	-
	STX010	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	297	1.0	No	Yes	-
	STX013	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	284	1.0	No	No	-
	STX014	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	372	1.0	No	No	-
	STX008	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	288	1.0	No	No	-
	STX012	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	290	1.0	No	No	-
	STX015	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.00	282	1.0	No	No	-
	STX006	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	298	1.0	No	No	-
	STX011	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	290	1.0	No	Yes	-
	STX019	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	1.0	No	No	-
	STX021	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05



第2表 KROTOS試験の主要な試験条件及び試験結果[2][3][4]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2,665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3,073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3,073	0.1	5	1.11	No	No	—
	K42	Alumina	1.5	2,465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2,625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2,673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2,688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2,473	0.1	13	1.11	No	No	—
	K51	Alumina	1.7	2,748	0.1	5	1.11	No	No	—
	K32	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3,063	0.1	22	1.08	No	No	—
	K33	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3,063	0.1	75	1.08	No	No	—
	K35	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3,023	0.1	10	1.08	Yes	No	—
	K36	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3,025	0.1	79	1.08	Yes	No	—
	K37	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3,018	0.1	77	1.11	Yes	No	—
	K45	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3,106	0.1	4	1.14	Yes	No	—
	K46	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3,086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	—
	K47	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3,023	0.1	82	1.11	Yes	No	—
	K52	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	2.6	3,133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.6	3,129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

第3表 FARO試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[3]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	18	2,923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	44	3,023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt%U <sub>2</sub> -19wt%ZrO <sub>2</sub> -4wt%Zr	151	2,823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	125	3,123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	157	3,073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	96	3,173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	177	3,023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	117	3,023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	175	3,052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	39	3,070	0.2	97	1.48	No	No	-
	L-31	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	92	2,990	0.2	104	1.45	No	No	-
	L-33	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	100	3,070	0.4	124	1.60	Yes	No	-

第4表 COTELS試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[6]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

(注) 溶融物温度は 3000～3100K と見積もられている<sup>[9][10]</sup>

第5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果 (1/2) [7][8][11][12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	1	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	5	>3,373	0.1	365	0.67	—	Steam Spike	—
	2	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	5.5	>3,373	0.1	365	0.67	—	No	—
	3	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	4.88	>3,373	0.1	323	0.67	—	No	—
	4	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	4.2	>3,373	0.1	292	0.67	—	Yes	—
	5	98.5wt%ZrO <sub>2</sub> -1.5wt%Zr	2.9	3,373	0.1	337	0.67	—	Yes	—
	9	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	4.3	3,200	0.1	296	0.90	—	No	—
	10	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8.7	3,800	0.117	298	0.67	—	Yes	—
	11	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	9.2	>3,800	0.111	296	0.67	—	No	—
	12	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8.4	3,800	0.11	293	0.67	—	Yes	—
	13	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	7.7	2,600 <sup>(注1)</sup>	0.108	292	0.67	—	Yes	0.40
	14	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	6.5	3,000 <sup>(注2)</sup>	0.105	285	0.67	—	Yes	—
	17	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>							No	—
	18	78wt%U <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	9.1						—	—
	21	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,000	0.110	298	1.30	No	No	—
	22	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	2,900	0.110	297	1.30	No	No	—
	23	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,600	0.110	293	1.30	No	No	—
	24	ZrO <sub>2</sub>	9.5	3,600	0.110	288	0.67	No	Yes	—
	25	70wt%U <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	15.0	3,500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	—
	26	80wt%U <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	—

(注1) 参考文献[11]によれば温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2) 参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

第5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果 (2/2) [7][8][11][12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	29	50wt%UO <sub>2</sub> -50wt%ZrO <sub>2</sub>	11.5					-	No	-
	32	87wt%UO <sub>2</sub> -13wt%ZrO <sub>2</sub>						-	No	-
	34	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	10.5	~3,000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8	~3,000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	5.3	~3,000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	8.1	~3,000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	5.3	~3,000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	3.4	~3,000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	11.1	~3,000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	62.3wt%UO <sub>2</sub> -15wt%ZrO <sub>2</sub> -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730(3,360)				-	-	-
	50	59.5wt%UO <sub>2</sub> -18wt%ZrO <sub>2</sub> -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46					-	-	-
	51	60.5wt%UO <sub>2</sub> -16.7wt%ZrO <sub>2</sub> -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3 (14.2 load)	2,695(3,420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
52	61wt%UO <sub>2</sub> -16wt%ZrO <sub>2</sub> -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6 (14.1 load)	2,650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-	

(注1)参考文献[11]によれば温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2)参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。



第6表 SERENA試験 (フェーズ2) の主要な試験条件及び試験結果<sup>[13]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TRO1/KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO <sub>2</sub> -26.6wt%ZrO <sub>2</sub>	15.4	~3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO <sub>2</sub> -32wt%ZrO <sub>2</sub>	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO <sub>2</sub> -29wt%ZrO <sub>2</sub>	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO <sub>2</sub> -19wt%ZrO <sub>2</sub>	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO <sub>2</sub> -18.3wt%ZrO <sub>2</sub> -5wt%Zr	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO <sub>2</sub> -18.5wt%ZrO <sub>2</sub> -4.9wt%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2,850	-	332	1.1	Yes	-(注1)	-(注1)
	KS-4	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	80.1wt%UO <sub>2</sub> -11.4wt%ZrO <sub>2</sub> -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event <sup>(注2)</sup>	-(注2)
	KS-6	73wt%UO <sub>2</sub> -20.4wt%ZrO <sub>2</sub> -4.1wt%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

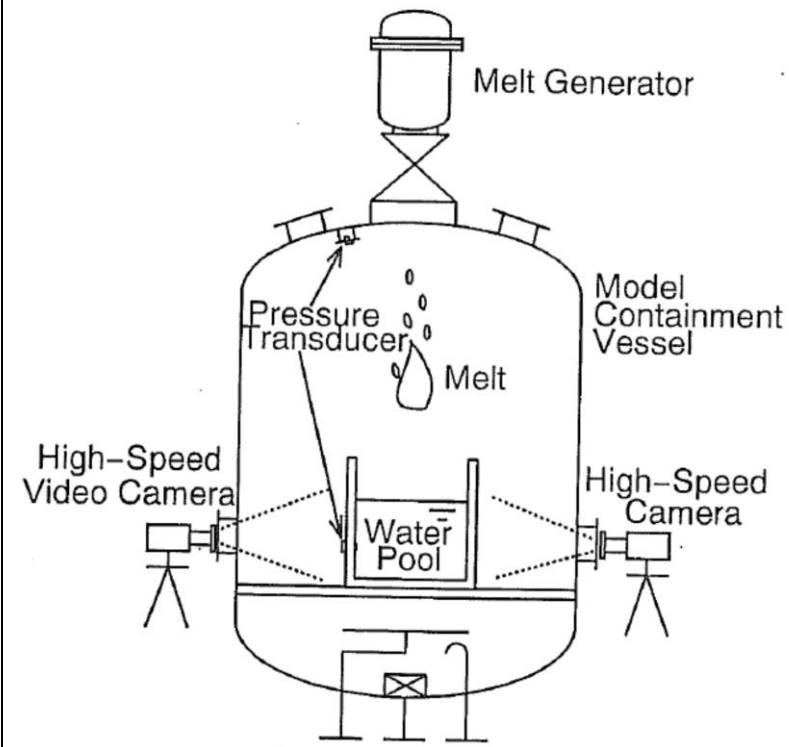
(注1) 実験失敗  
(注2) 計測失敗

第7表 TROI試験と実機条件の比較

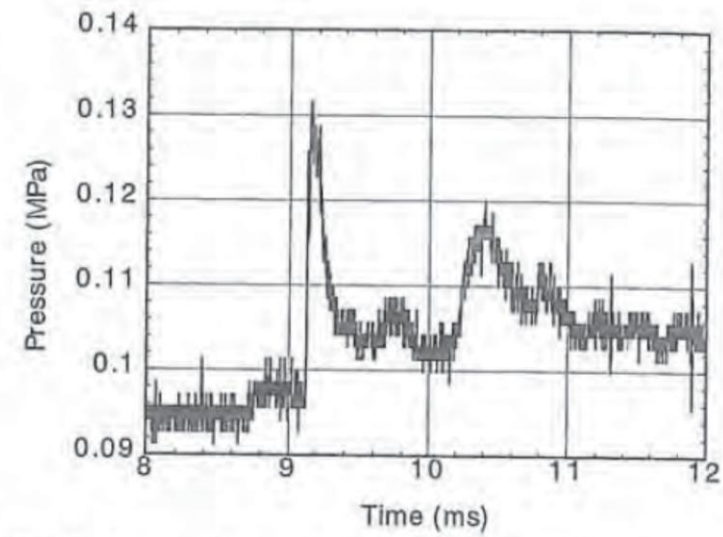
試験ケース	溶融物温度 (過熱度) (注1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合(注2)	水蒸気爆発
TROI-10	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes
TROI-12	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes
TROI-23	3,600K (700K)	7.4cm	1.30m	約80%	No
TROI-25	3,500K (600K)	8.0cm	0.67m	約50%	Steam Spike
実機条件	約2,650K (約140K)	約4~15cm	1m	約35~90%	-

(注1) 試験条件の過熱度は  $UO_2/ZrO_2$  の相図<sup>[14]</sup>より固相線温度を約2,900Kとした場合の概算値  
 実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物(酸化物層)の過熱度の概算値

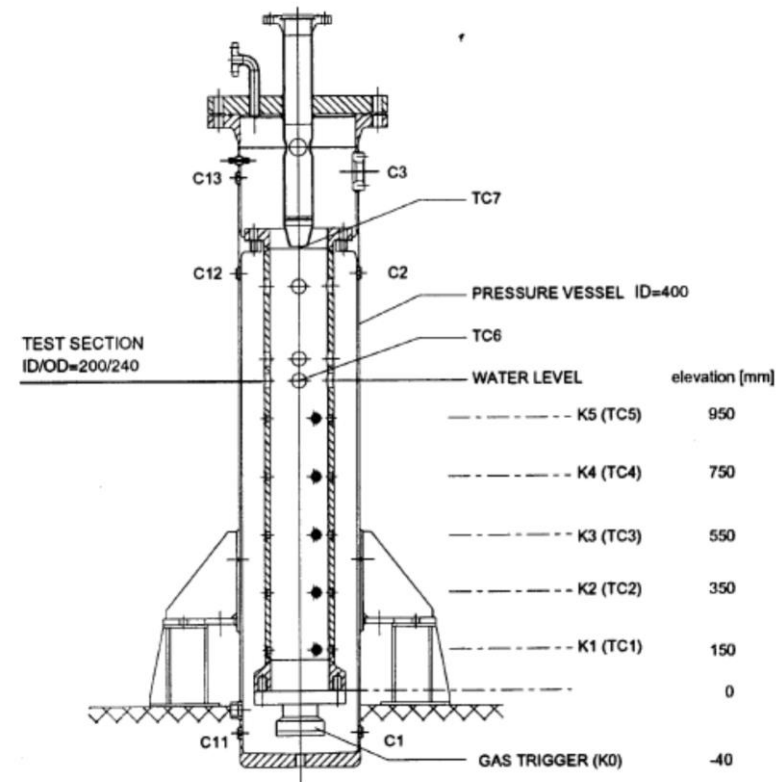
(注2) Ricou-Spalding 相関式(第11図)による概算評価値



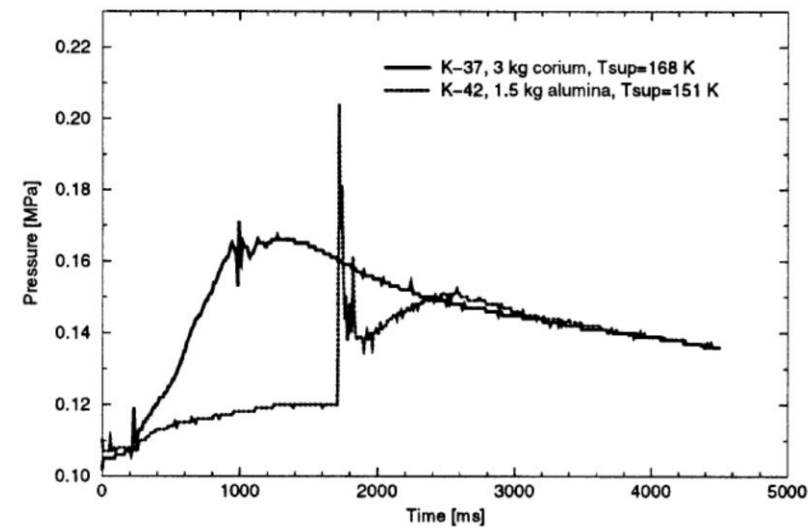
第1図 ALPHA試験装置の概要



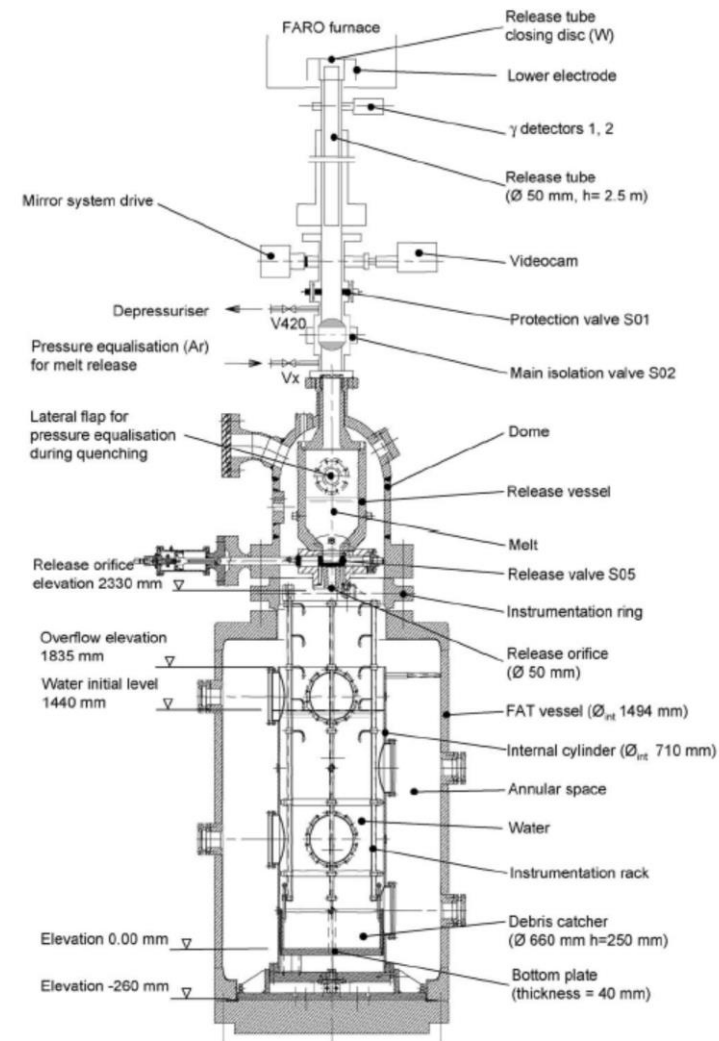
第2図 ALPHA試験の圧力変化の例 (STX016)



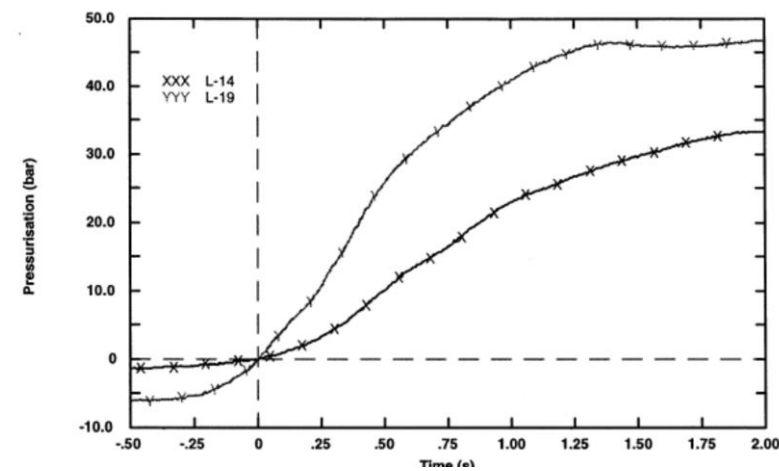
第3図 KROTOS試験装置の概要



第4図 KROTOS試験の代表的圧力変化の例 (K37, K42)

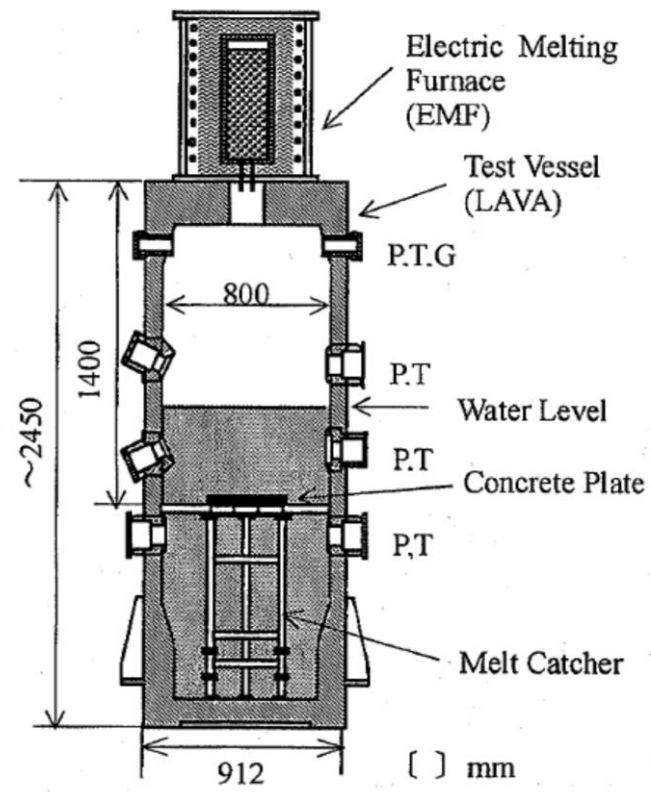


第5図 FARO試験装置の概要



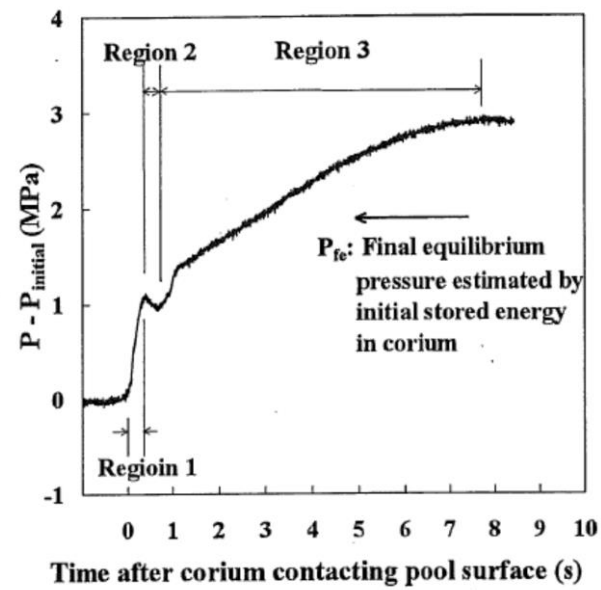
第6図 FARO試験の圧力変化の例 (L-14, L-19)



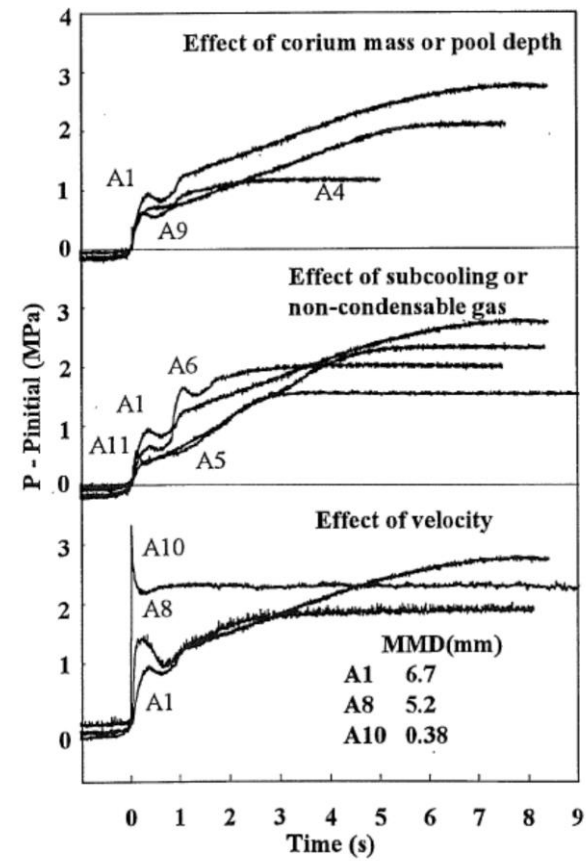


P: Pressure, T: Temperature,  
G: Gas sampling line

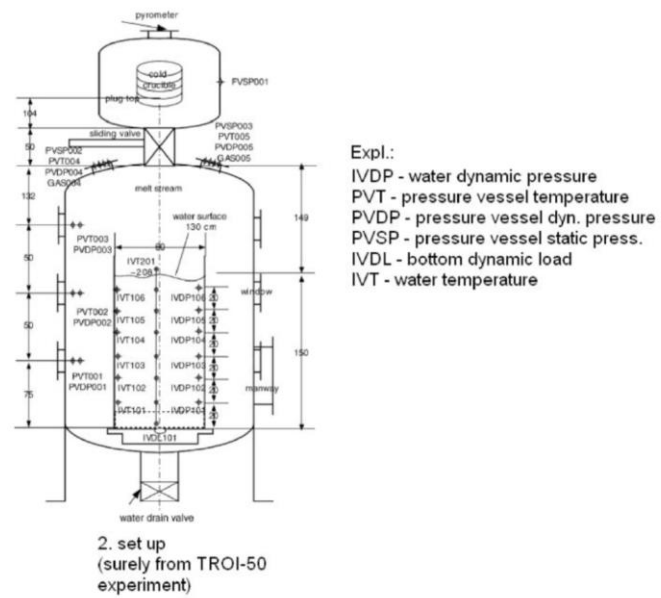
第7図 COTELS試験装置の概要



第8図 COTELS試験の圧力変化の例 (A1)



第9図 COTELS試験の各試験ケースの圧力変化



第10図 TROI試験装置の概要

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="952 218 1700 680" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 252px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1003 705 1650 781" style="text-align: center;"> <u>第11図 Ricou-Spalding 相関式による 粒子化割合のマップ</u> </p>		