

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

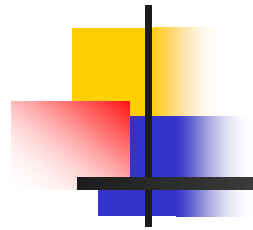
－ 炉心損傷防止

(No.69～73,75関連)

令和元年6月7日

東北電力株式会社

1. はじめに
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策
 - 2.1 全体概要
 - 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
 - 2.3 全交流動力電源喪失(TB)
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
 - 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)
3. 適合性審査の状況
4. これまでのご意見に対する回答
5. 参考



1. はじめに

1. はじめに(有効性評価の概要)

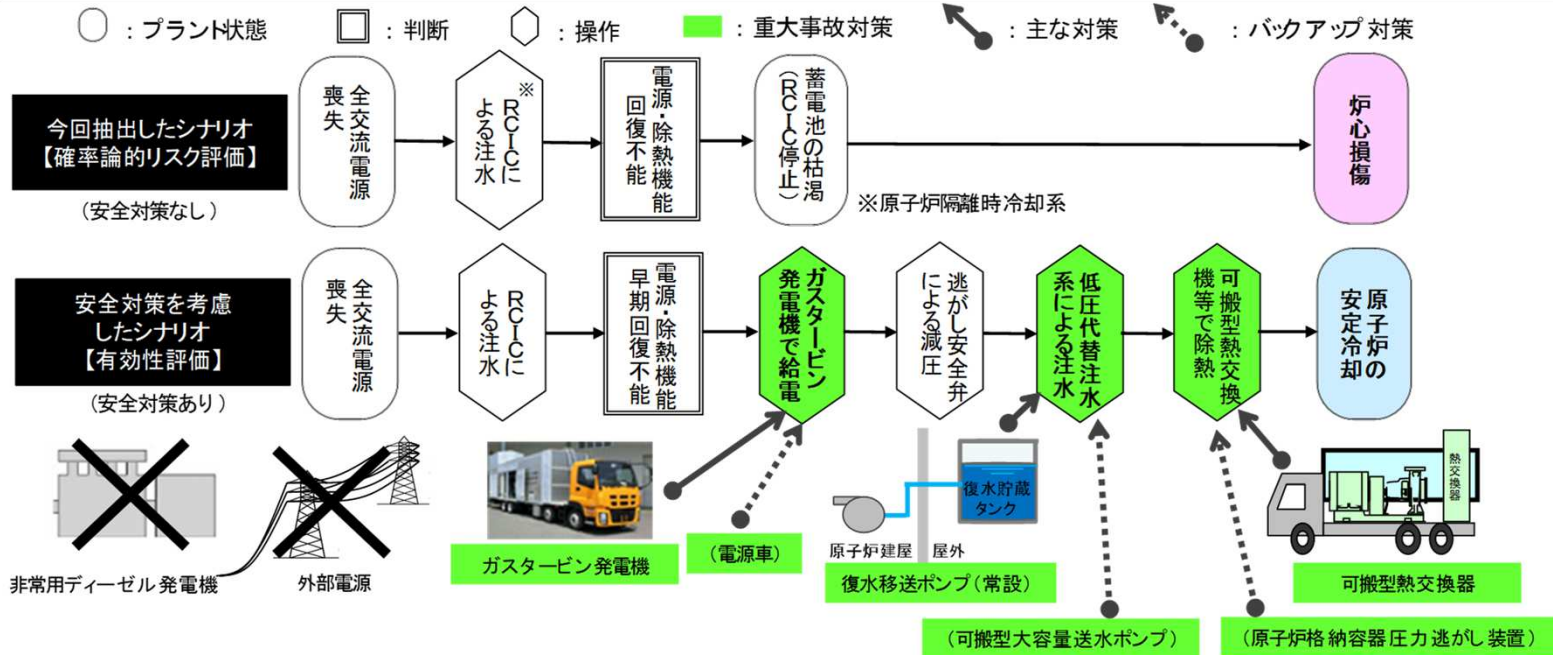
■有効性評価とは

- 想定する事故シーケンスグループ(非常用炉心冷却系(ECCS)等の緩和設備の作動状態等に応じて炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化したもの)に対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価すること

【有効性評価の内容】

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

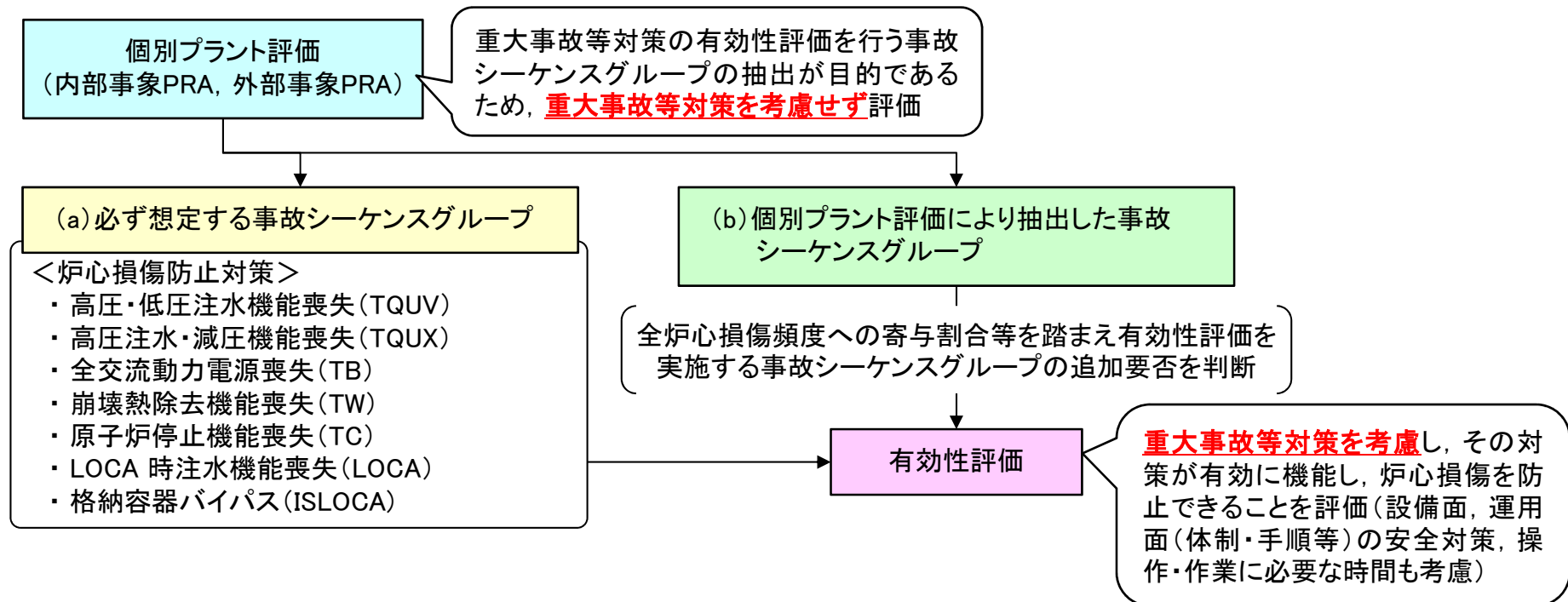
有効性評価の例(全交流動力電源喪失)
 「ガスタービン発電機, 低圧代替注水系, 可搬型熱交換器」の対策を講じることで, 重大事故(炉心損傷)を回避



1. はじめに(事故シーケンスグループの選定の概要(1/2))

■ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループの選定

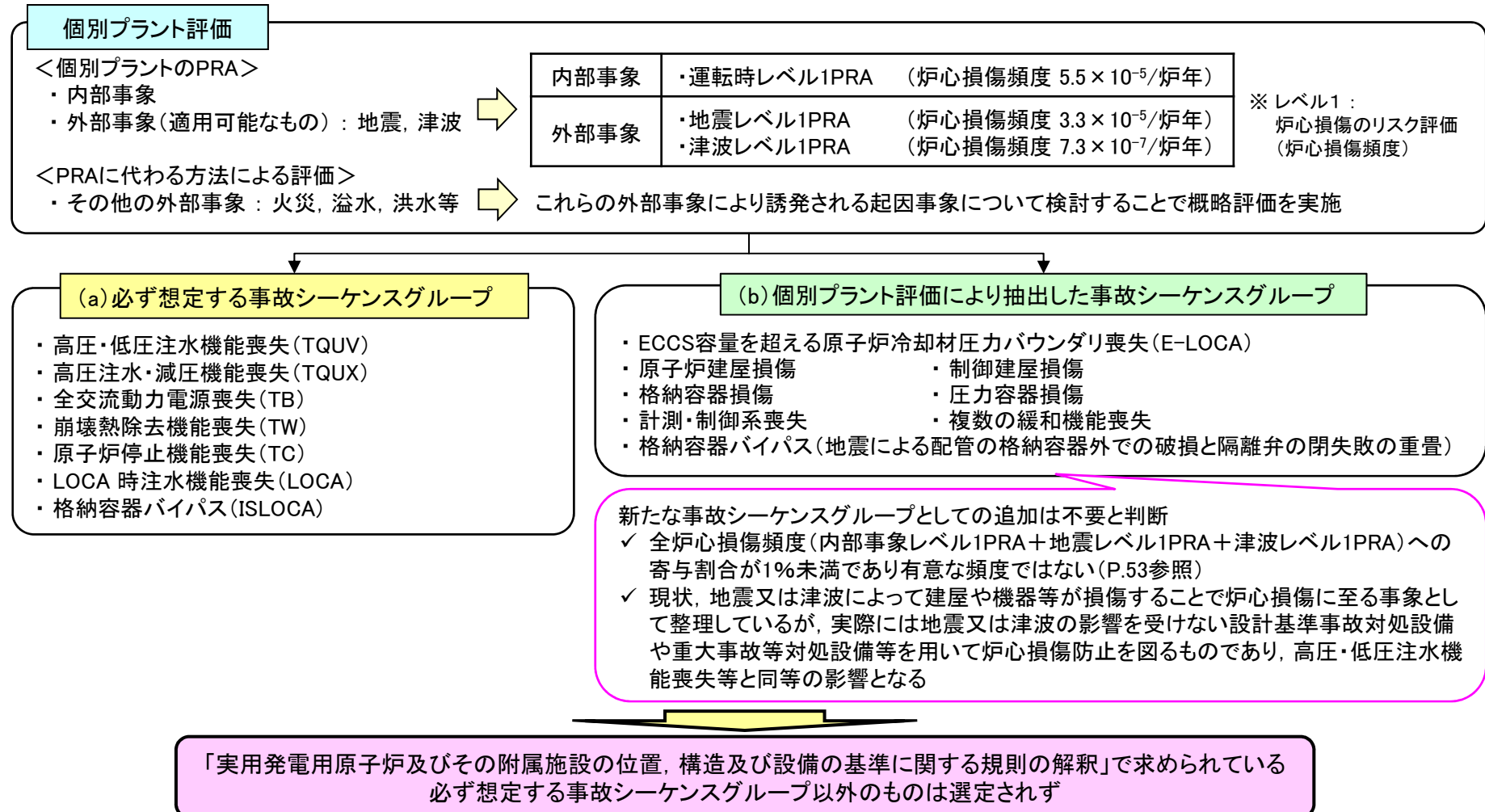
- 有効性評価(=安全対策が有効に機能することを評価)において想定する事故シーケンスグループは、下記の方法により選定
 - ✓ 炉心損傷防止対策の有効性は、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する次の事故シーケンスグループを評価対象とする
 - (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ
 - (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ
 - ✓ (b) 個別プラント評価により抽出する事故シーケンスグループは、内部事象確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)及び外部事象PRA又はそれに代わる方法で評価
 - ✓ PRAの結果、(a)に含まれない有意な炉心損傷頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加

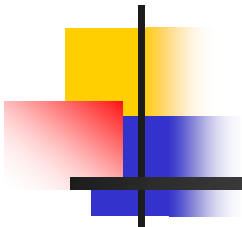


1. はじめに(事故シーケンスグループの選定の概要(2/2))

■個別プラント評価による事故シーケンスグループの選定結果

- 内部事象PRAの結果から下図(b)に該当する事故シーケンスグループが抽出されないことを確認
- 外部事象PRAの結果から下図(b)に該当する事故シーケンスグループが抽出されるが、炉心損傷頻度又は影響の観点から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断





2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策 の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

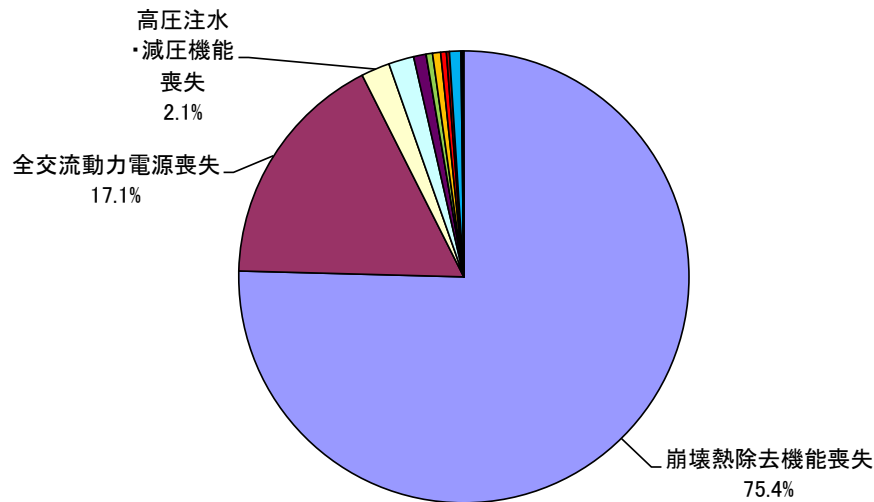
2.1 全体概要(1/2)

■有効性評価の内容

- 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の有効性評価を実施する事故シーケンスグループ
 - ・ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) ・ 崩壊熱除去機能喪失(TW) ・ LOCA時注水機能喪失(LOCA)
 - ・ 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) ・ 原子炉停止機能喪失(TC) ・ 格納容器バイパス(ISLOCA)
 - ・ 全交流動力電源喪失(TB)

本日は、有効性評価の結果について、以下4シーケンスを代表例としてご説明

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) ←炉心損傷防止対策を評価する上での代表的なシーケンス
- ・ 全交流動力電源喪失(TB)(全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着) ←事象進展が早いシーケンス
- ・ 崩壊熱除去機能喪失(TW) ←全炉心損傷頻度※に対する寄与割合が大きいシーケンス
- ・ 原子炉停止機能喪失(TC) ←制御棒の挿入に失敗するシーケンス



事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度(炉年)	寄与割合
■ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	3.7×10^{-8}	<0.1%
■ 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	1.8×10^{-6}	2.1%
■ 全交流動力電源喪失(TB)	1.5×10^{-5}	17.1%
■ 崩壊熱除去機能喪失(TW)	6.7×10^{-5}	75.4%
■ 原子炉停止機能喪失(TC)	1.6×10^{-6}	1.8%
■ LOCA時注水機能喪失(LOCA)	3.4×10^{-12}	<0.1%
■ 格納容器バイパス(ISLOCA)	2.4×10^{-9}	<0.1%
■ ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	8.0×10^{-7}	0.9%
■ 原子炉建屋損傷	4.8×10^{-8}	<0.1%
■ 制御建屋損傷	1.9×10^{-7}	0.2%
■ 格納容器損傷	5.2×10^{-7}	0.6%
■ 圧力容器損傷	4.1×10^{-7}	0.5%
■ 計測・制御系喪失	3.7×10^{-7}	0.4%
■ 格納容器バイパス	1.0×10^{-7}	0.1%
■ 複数の緩和機能喪失	7.3×10^{-7}	0.8%
合計	8.9×10^{-5}	100%

図 事故シーケンスグループ別の全炉心損傷頻度※の寄与割合

※内部事象レベル1PRA, 地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの炉心損傷頻度の合計値

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全体概要(2/2)

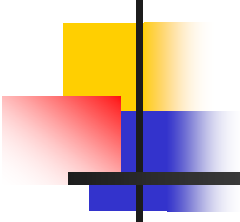
■有効性評価における確認内容

- 炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、下表のとおり評価項目及び判定基準を設定

表 評価項目及び判定基準

評価項目	判定基準
燃料被覆管の最高温度	1200℃以下※
燃料被覆管の酸化量	15%以下※
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	200℃(格納容器限界温度)未満

※ 炉心を十分に冷却できることを確認するための判定基準



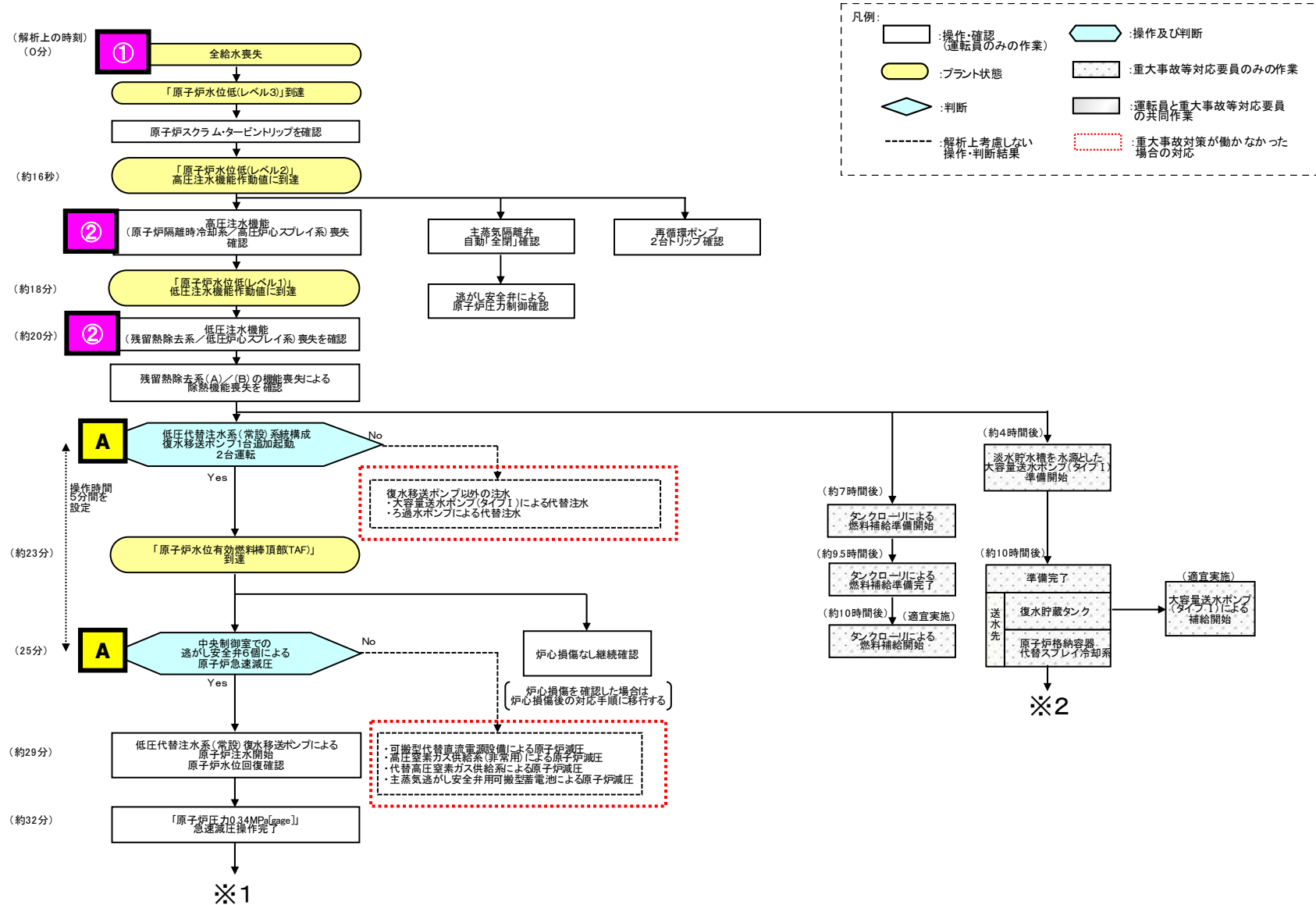
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策 の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (2/5) 対応手順の概要

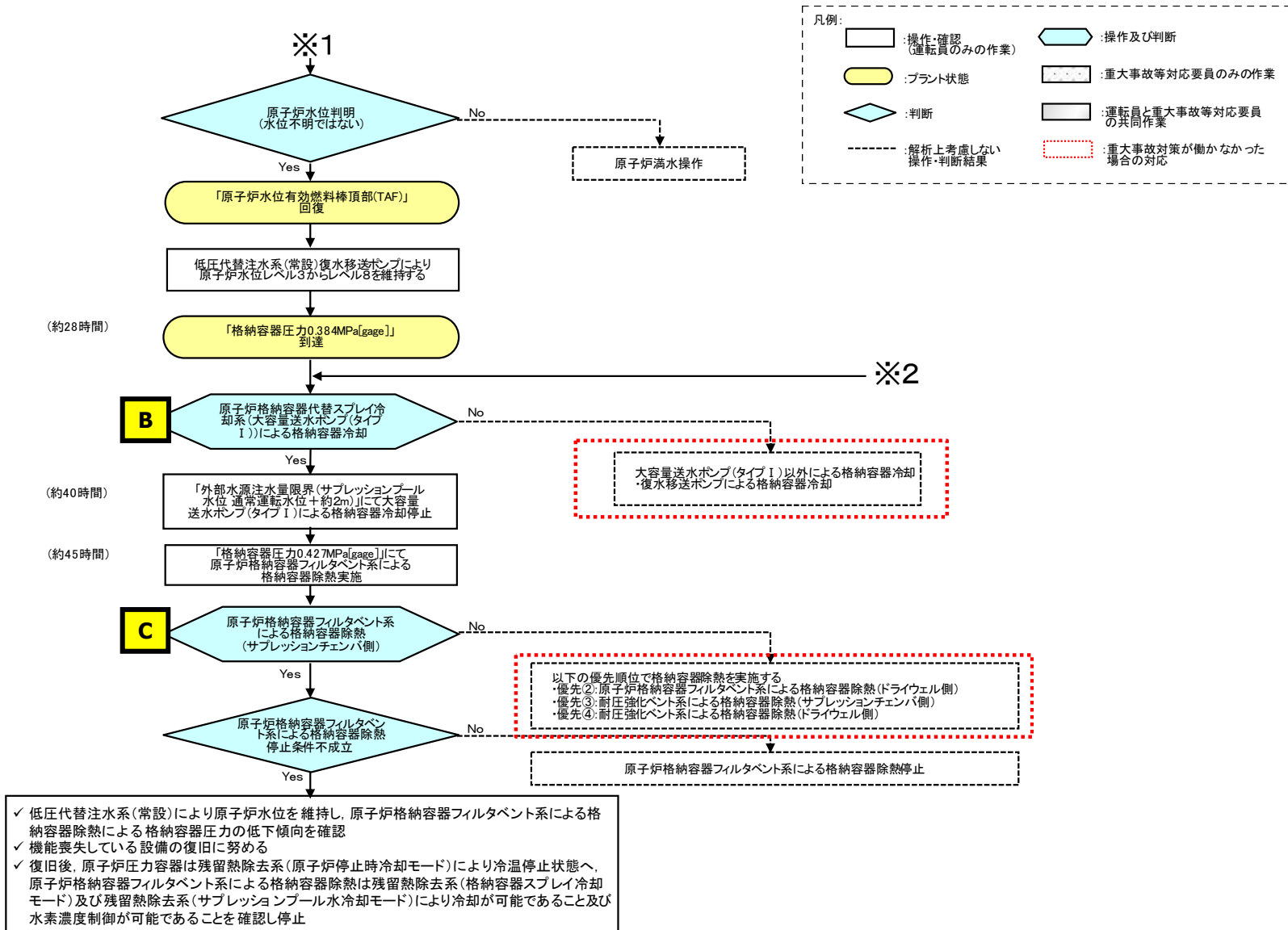
意見No.73関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (3/5) 対応手順の概要

意見No.73関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (4/5) 有効性評価の結果

高圧・低圧注水機能喪失における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び燃料被覆管温度の推移を図1及び図2に示す

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約859°C	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.69MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約154°C	200°C(格納容器限界温度)未満

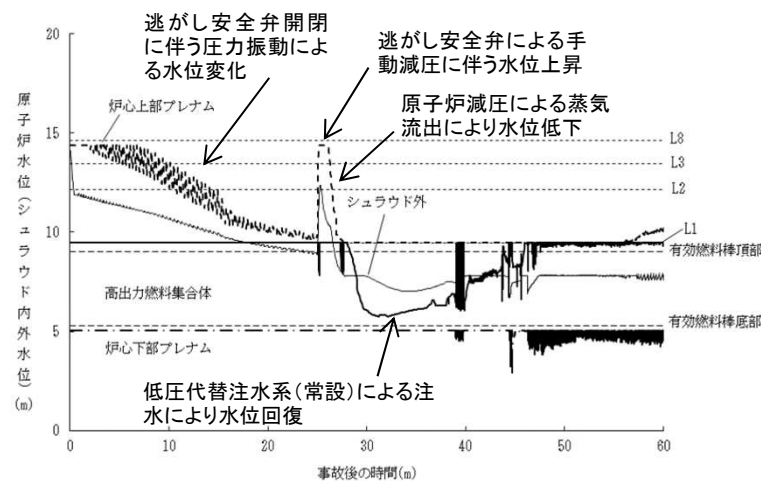


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

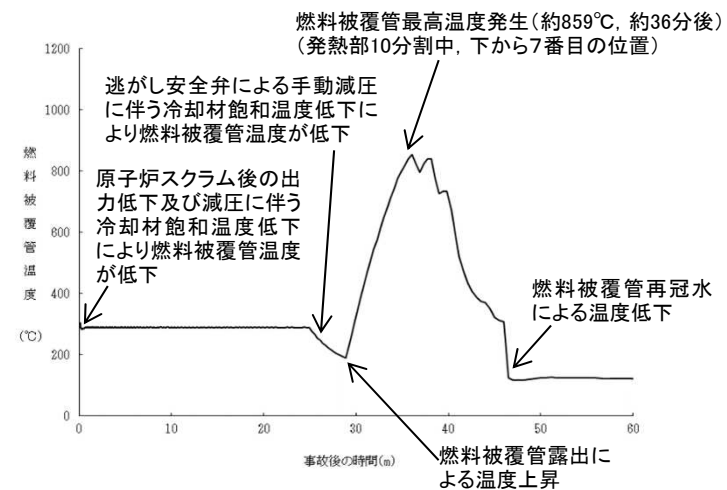


図2 燃料被覆管温度の推移

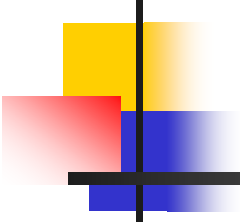
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)(5/5) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表2のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	約3,800m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³ 淡水貯水槽:約10,000m ³
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策 の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)**
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

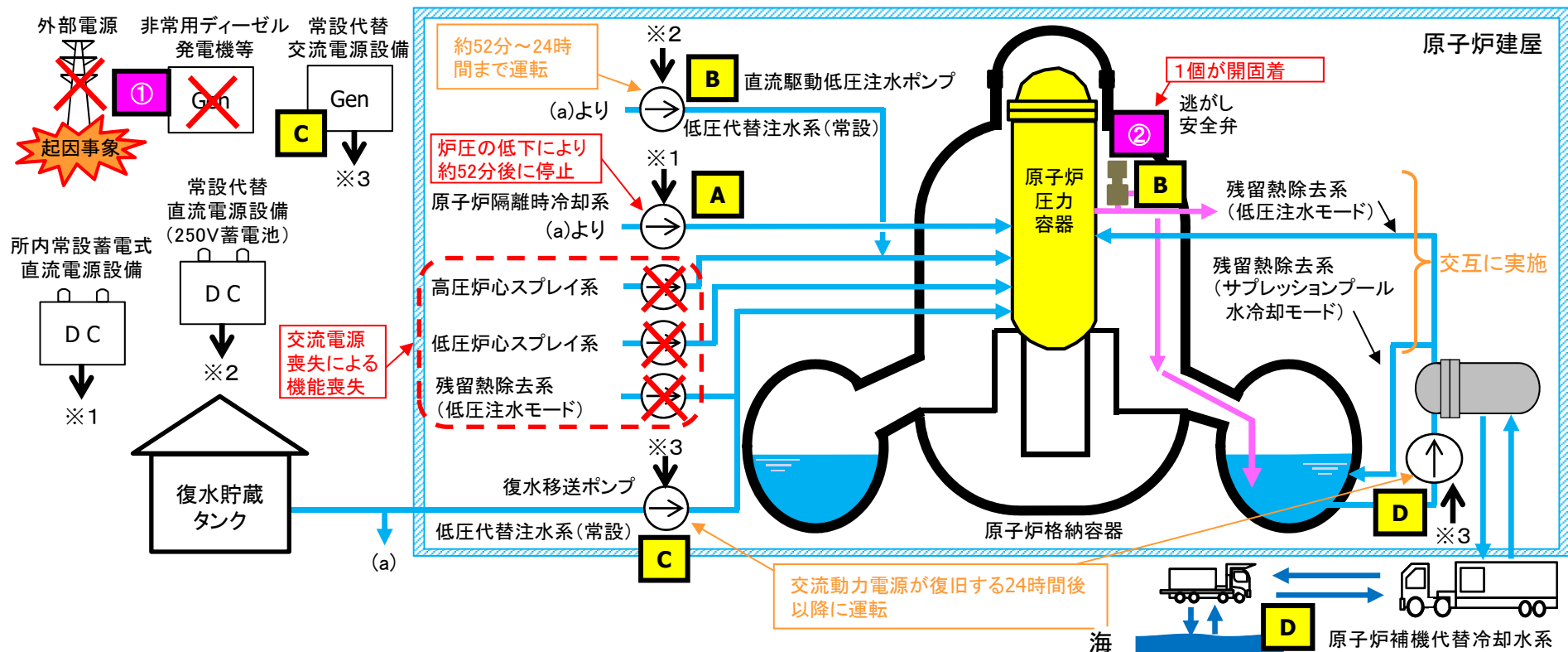
2.3 全交流動力電源喪失(TB)(1/7) 事象の概要

全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)の特徴

- ①外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失が発生
- ②逃がし安全弁の開固着による原子炉圧力の低下に伴い原子炉隔離時冷却系が停止
→逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)の対策概要

- A. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]未満に低下するまで、原子炉隔離時冷却系を継続運転[0~約52分まで]
- B. 逃がし安全弁を手動開操作し、直流駆動低圧注水ポンプ(次頁参照)により炉心を冷却[約52分~24時間まで]
- C. 常設代替交流電源設備による交流動力電源の復旧後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- D. 原子炉補機代替冷却水系を用いた「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」及び「残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱」[25時間後]

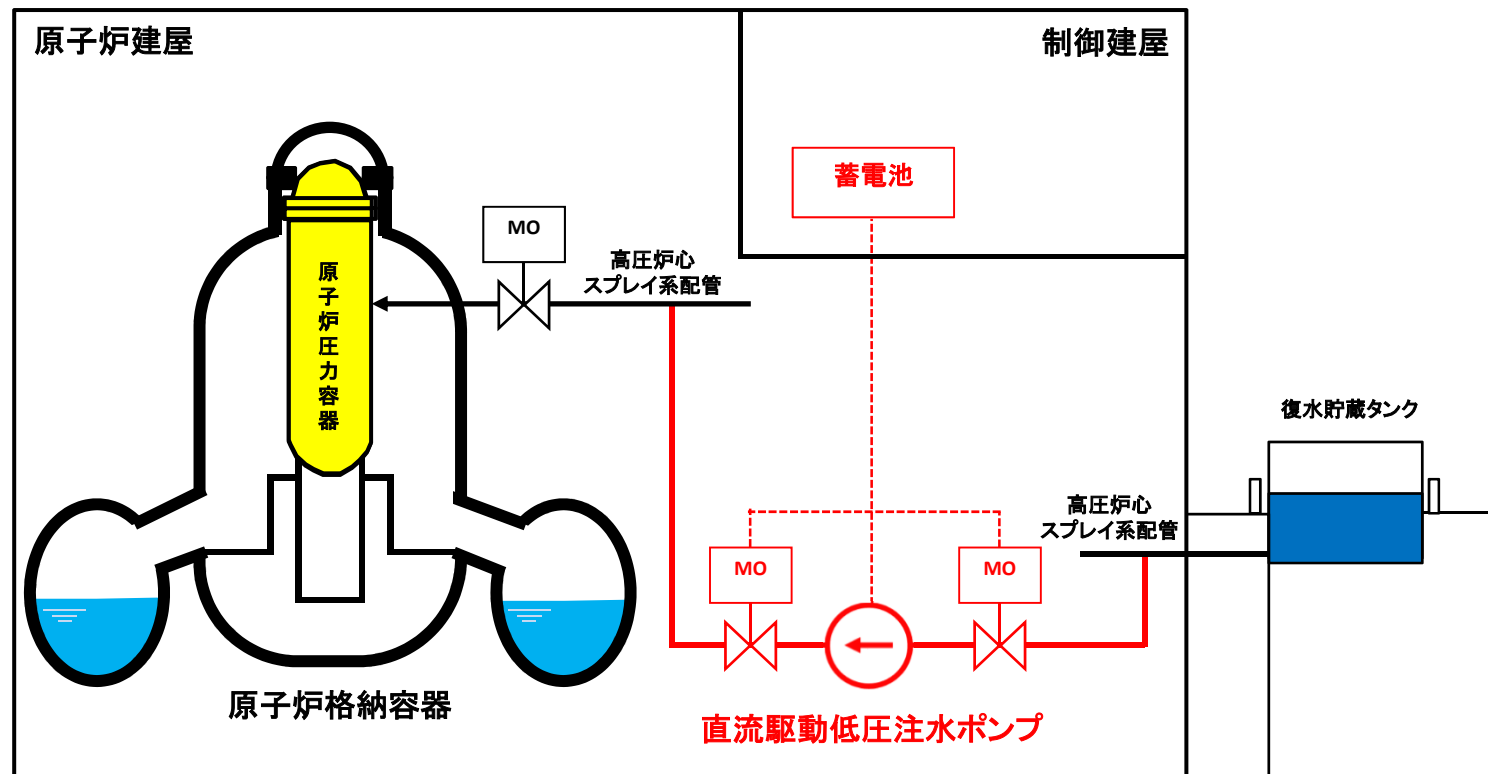


2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

17

2.3 全交流動力電源喪失(TB)(2/7) 直流駆動低圧注水ポンプの概要

- 直流駆動低圧注水ポンプを使用した低圧代替注水系(常設)は, 復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系を經由して原子炉へ注水する設備
- 直流駆動低圧注水ポンプは, 交流電源及びポンプの冷却設備が不要であり, 直流電源のみで原子炉への注水が可能



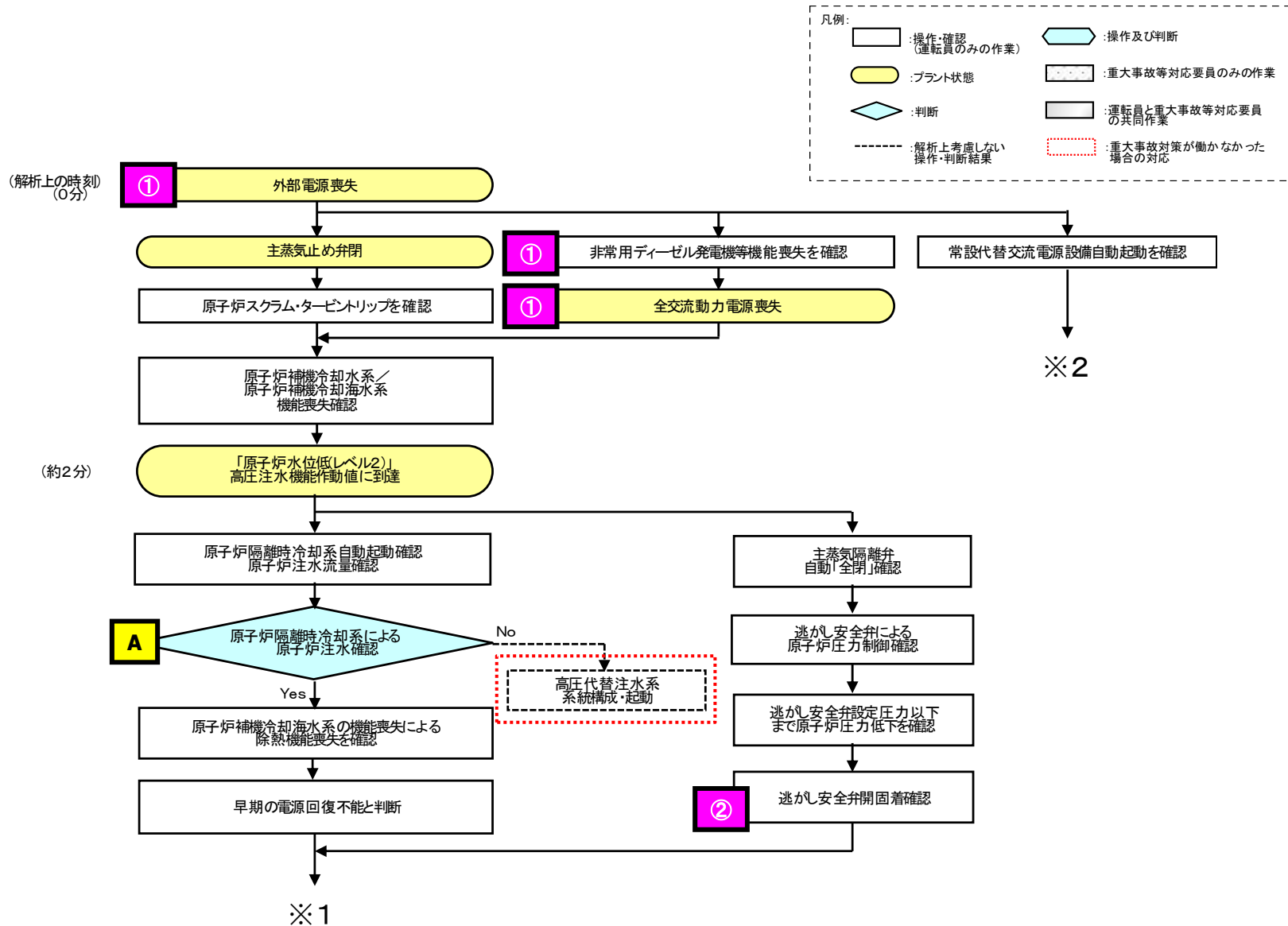
系統概要図

赤:新設範囲

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 全交流動力電源喪失(TB) (3/7) 対応手順の概要

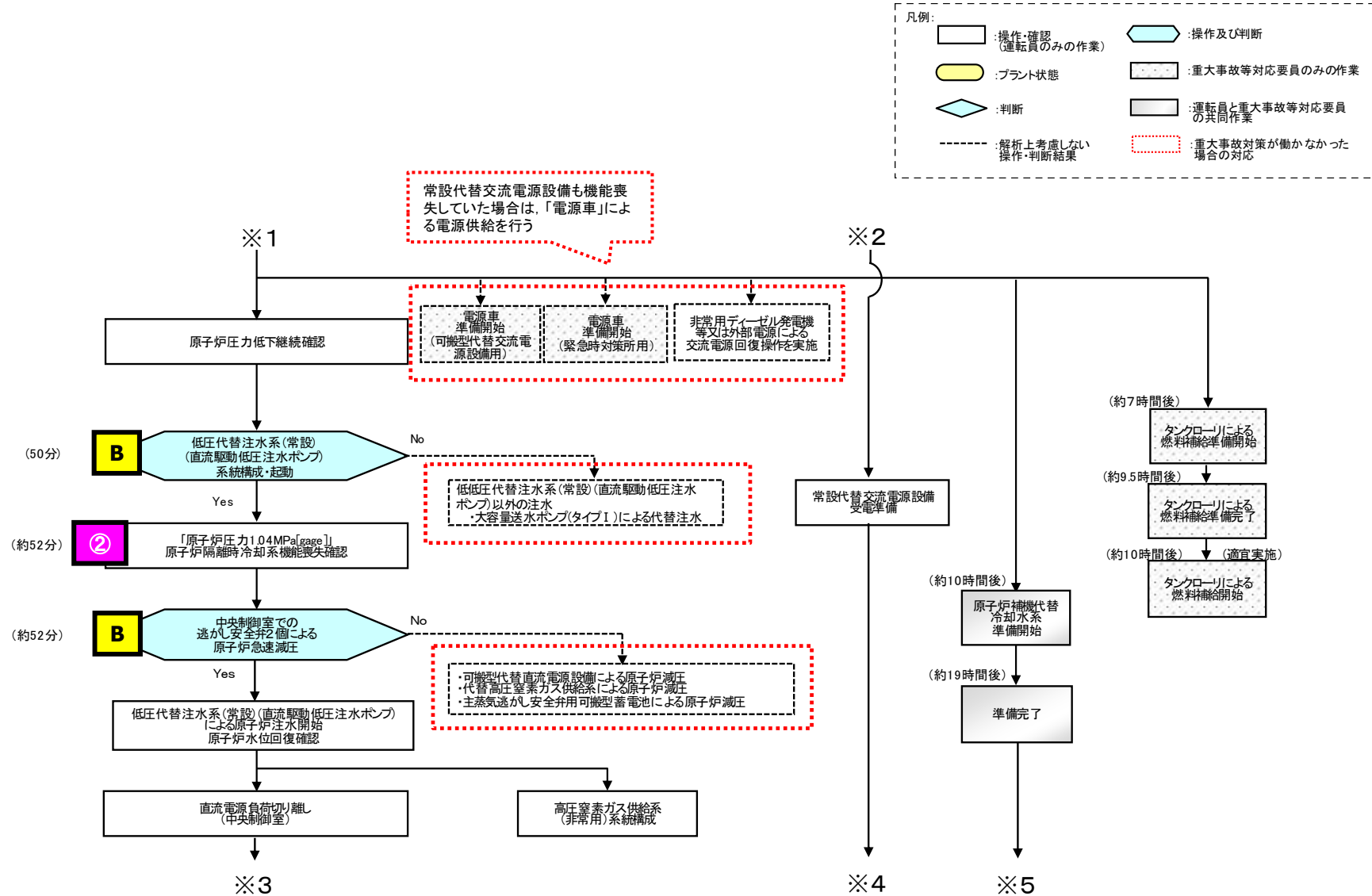
意見No.73関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 全交流動力電源喪失(TB)(4/7) 対応手順の概要

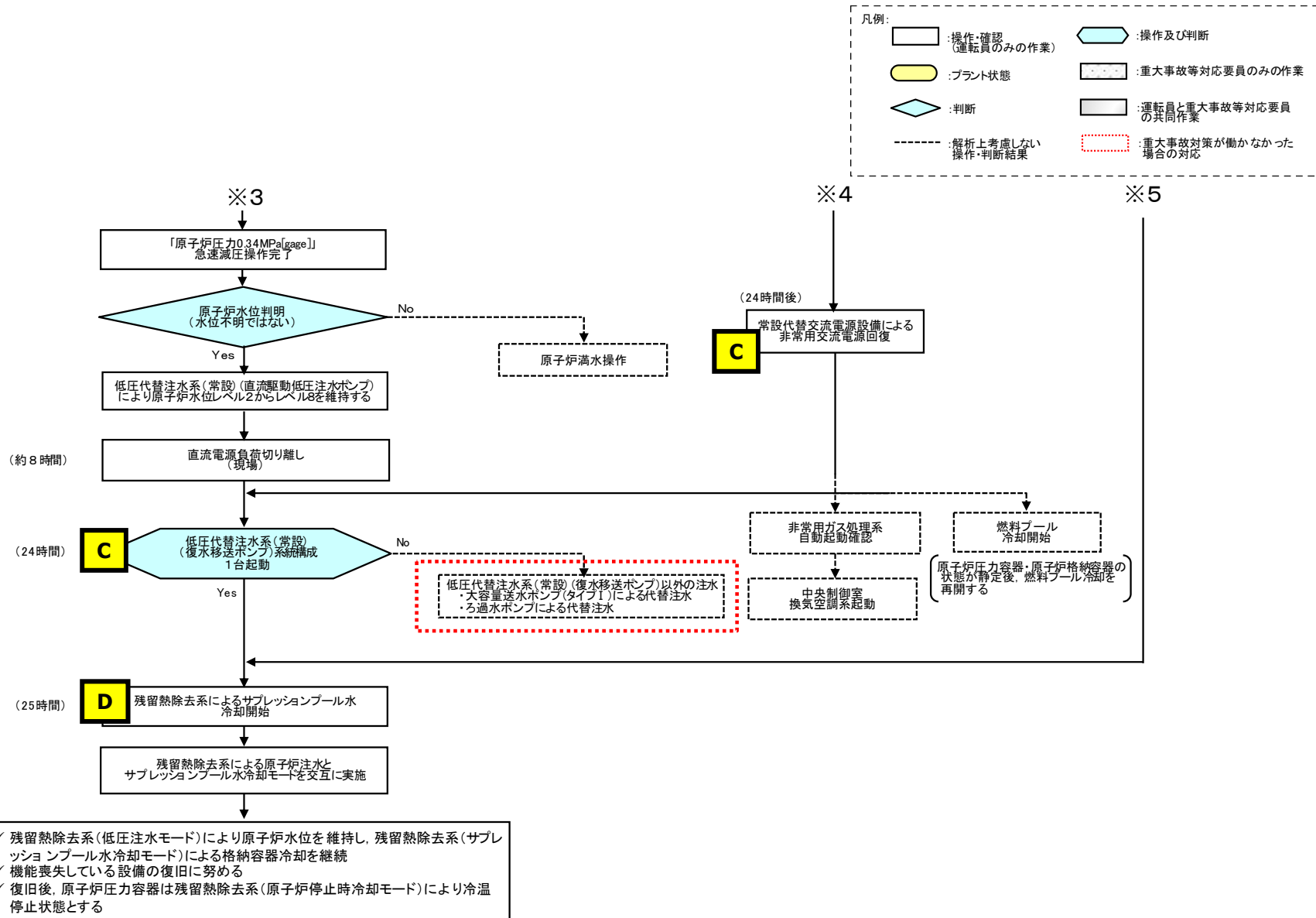
意見No.73関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 全交流動力電源喪失(TB) (5/7) 対応手順の概要

意見No.73関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 全交流動力電源喪失(TB)(6/7) 有効性評価の結果

全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)における有効性評価の結果

- ・表3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を図3及び図4に示す

表3 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309℃(初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.77MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.345MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約145℃	200℃(格納容器限界温度)未満

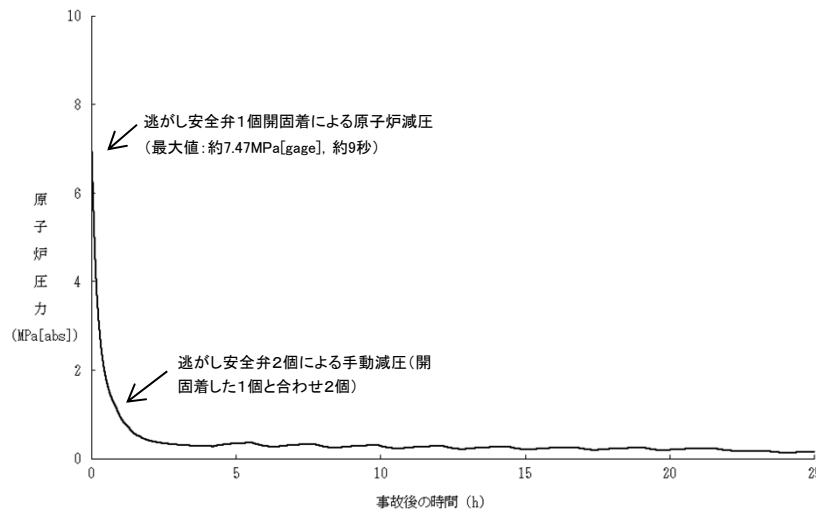


図3 原子炉圧力の推移

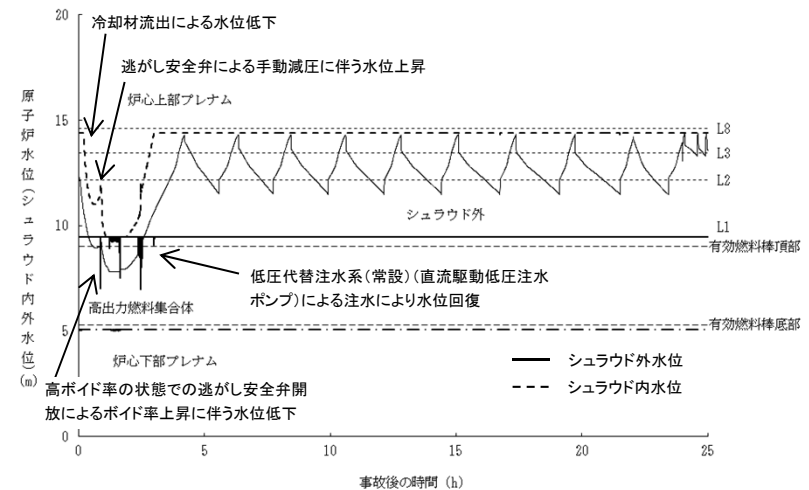


図4 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

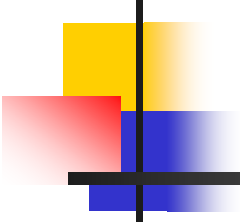
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 全交流動力電源喪失(TB)(7/7) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失＋逃がし安全弁開固着(TBP)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表4のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表4 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員：7名 発電所対策本部要員：6名 重大事故等対応要員：17名	30名 運転員：7名 発電所対策本部要員：6名 重大事故等対応要員：17名
水源	約780m ³	復水貯蔵タンク：約1,192m ³
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,485kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)**
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

24

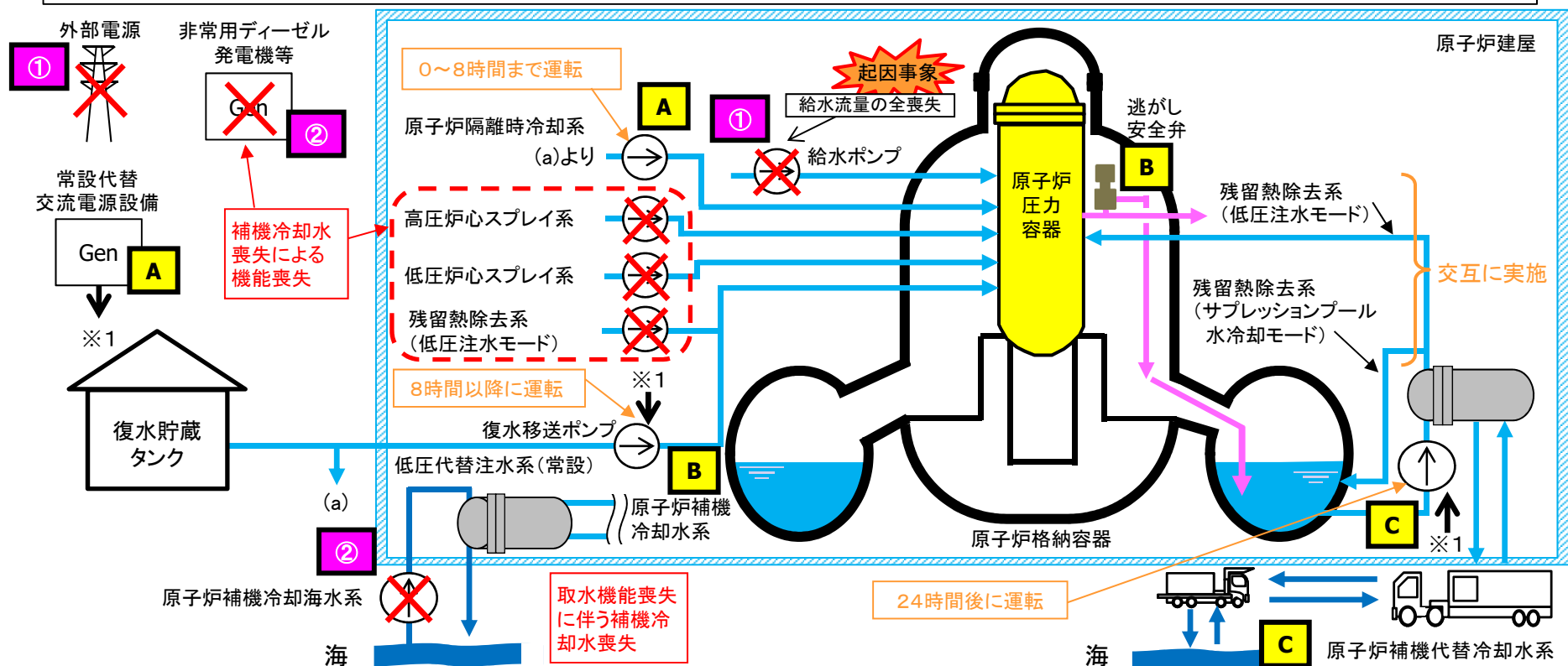
2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(1/6) 事象の概要

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)の特徴

- ①原子炉給水流量の全喪失, 外部電源の喪失が発生
- ②海水の取水機能の喪失により, 非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し, 原子炉格納容器からの除熱機能が喪失
→原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため, 炉心より先に原子炉格納容器が破損に至る
これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る

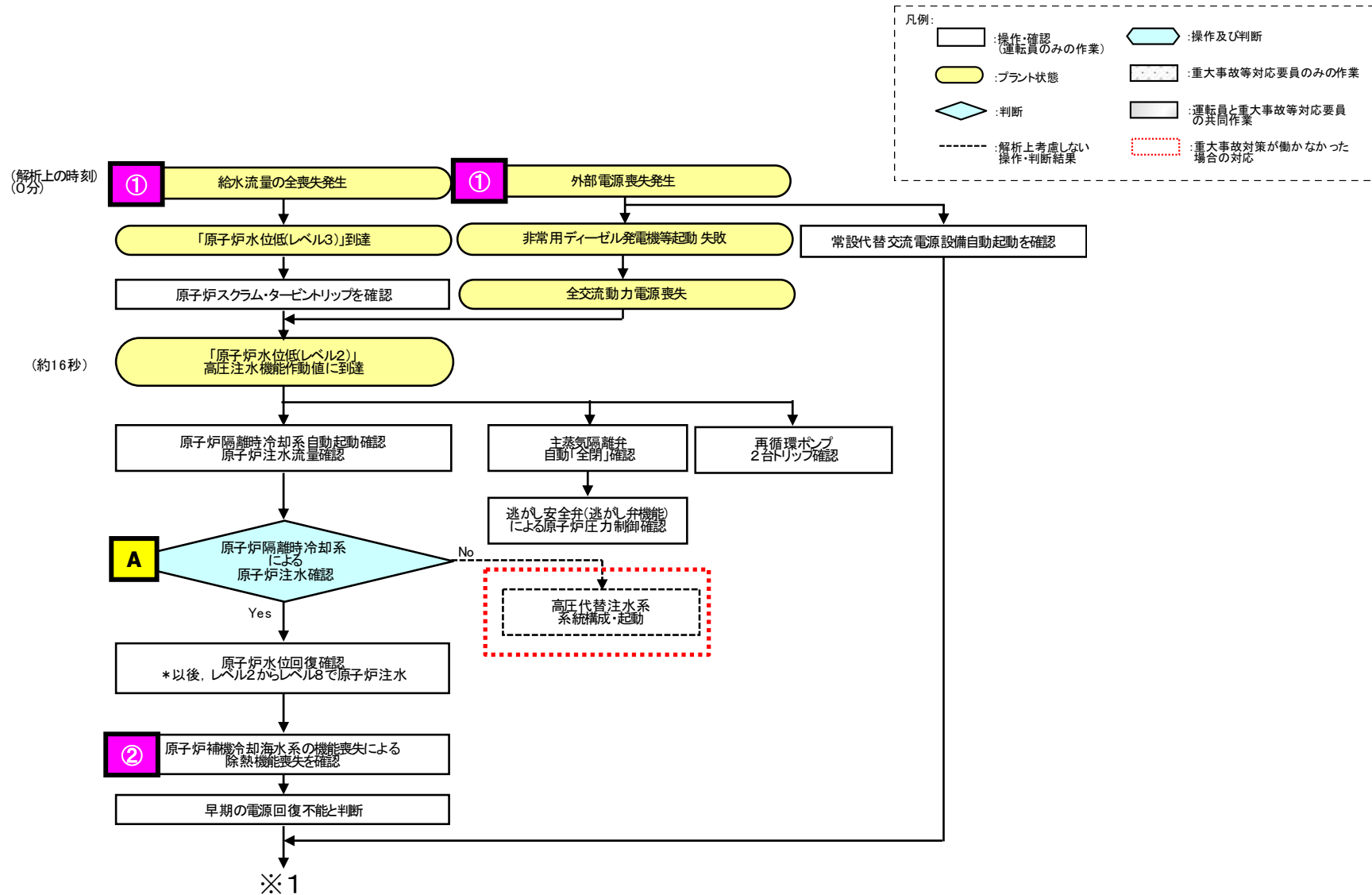
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)の対策概要

- A. 原子炉隔離時冷却系を継続運転, 常設代替交流電源設備による交流動力電源の復旧[0~8時間まで]
- B. 逃がし安全弁を手動開操作し, 復水移送ポンプを用いて炉心を冷却[8時間後]
- C. 原子炉補機代替冷却水系を用いた「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」及び「残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱」[24時間後]



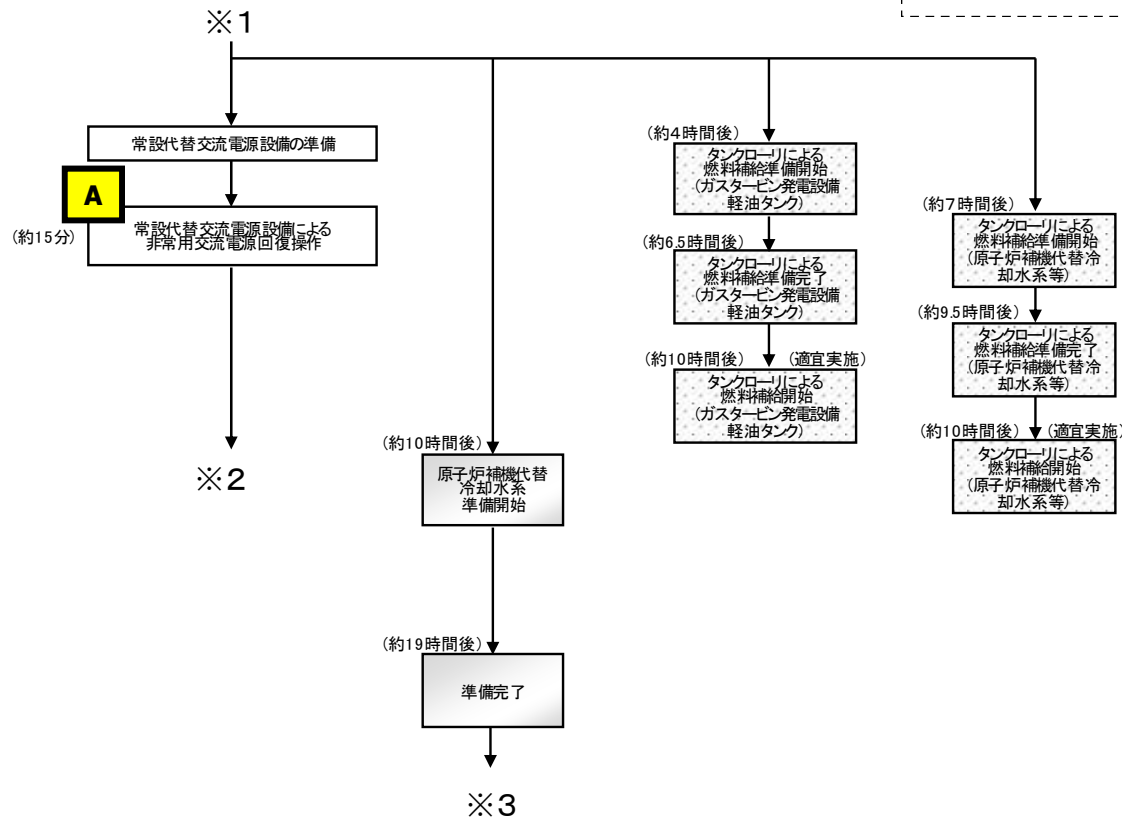
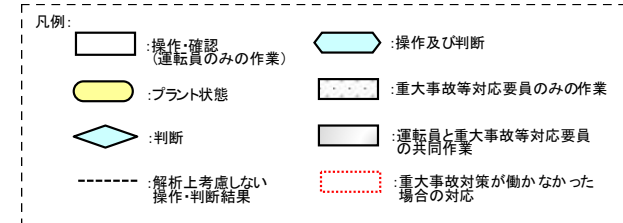
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(2/6) 対応手順の概要



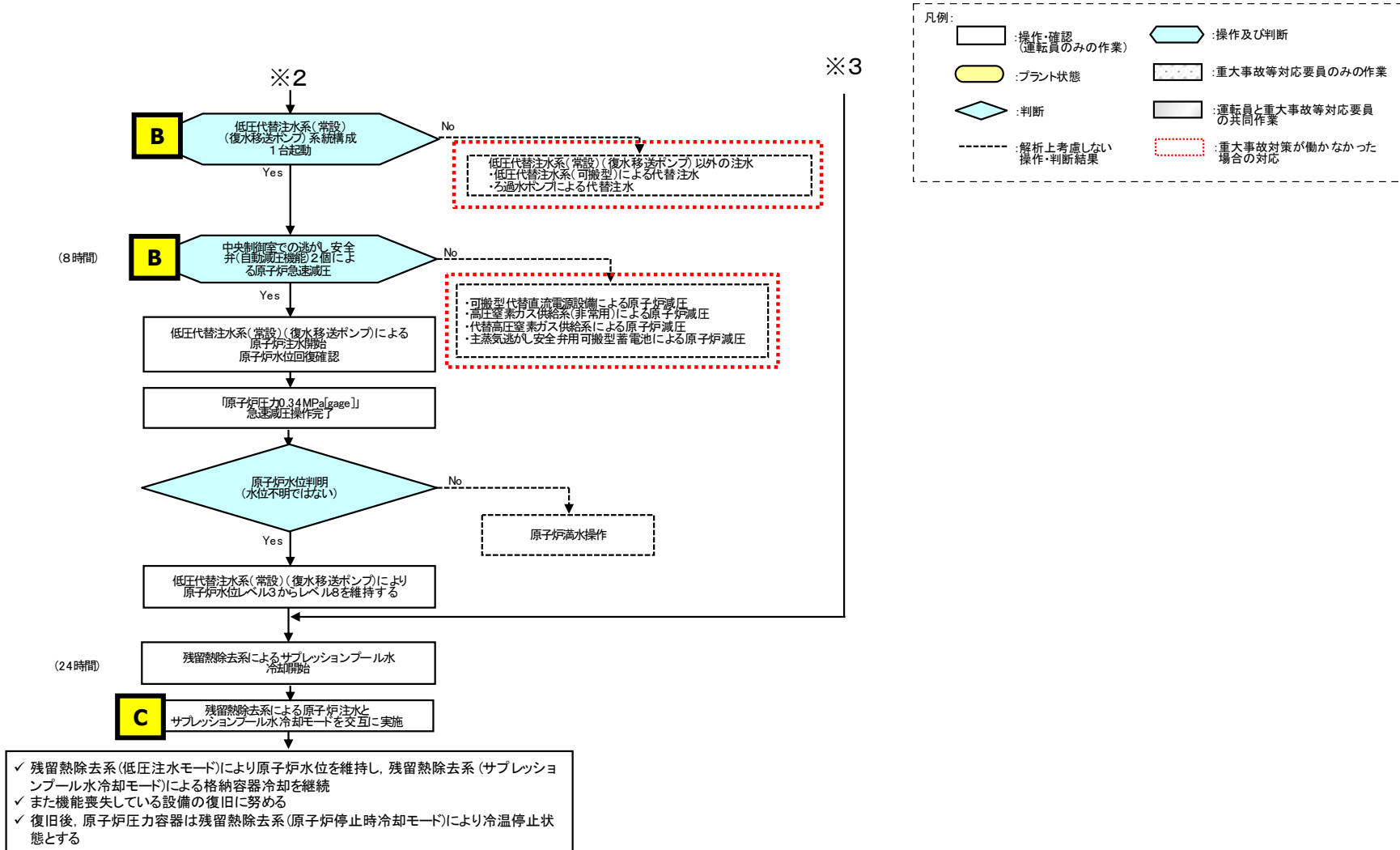
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) (3/6) 対応手順の概要



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) (4/6) 対応手順の概要



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) (5/6) 有効性評価の結果

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)における有効性評価の結果

- ・表5に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び格納容器圧力の推移を図5及び図6に示す

表5 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C(初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.77MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.311MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約143°C	200°C(格納容器限界温度)未滿

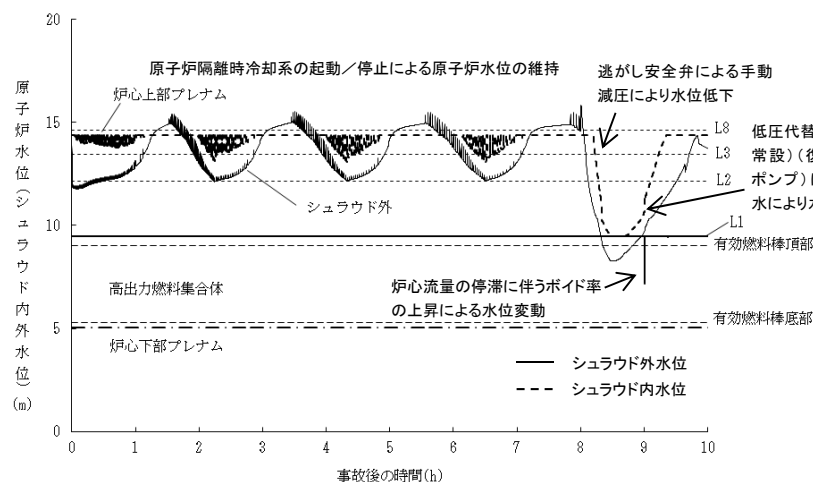


図5 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

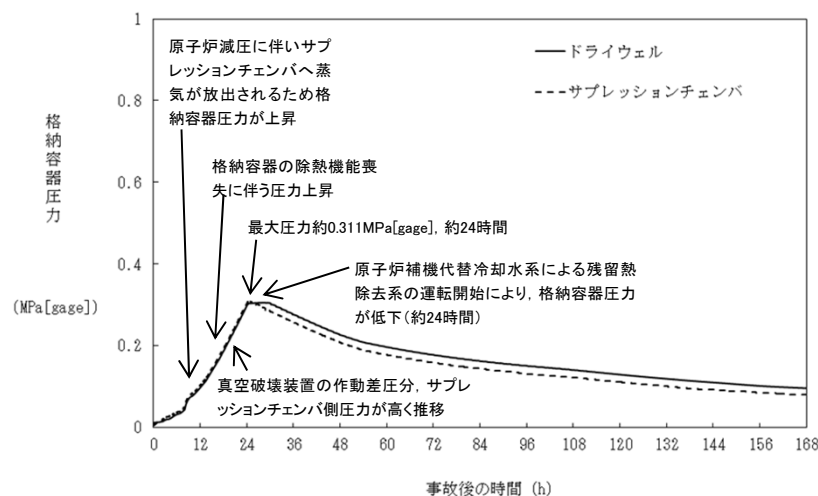


図6 格納容器圧力の推移

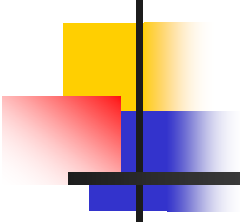
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(6/6) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表6のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表6 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	約770m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,485kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策 の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

2.5 原子炉停止機能喪失(TC)(1/8) 事象の概要

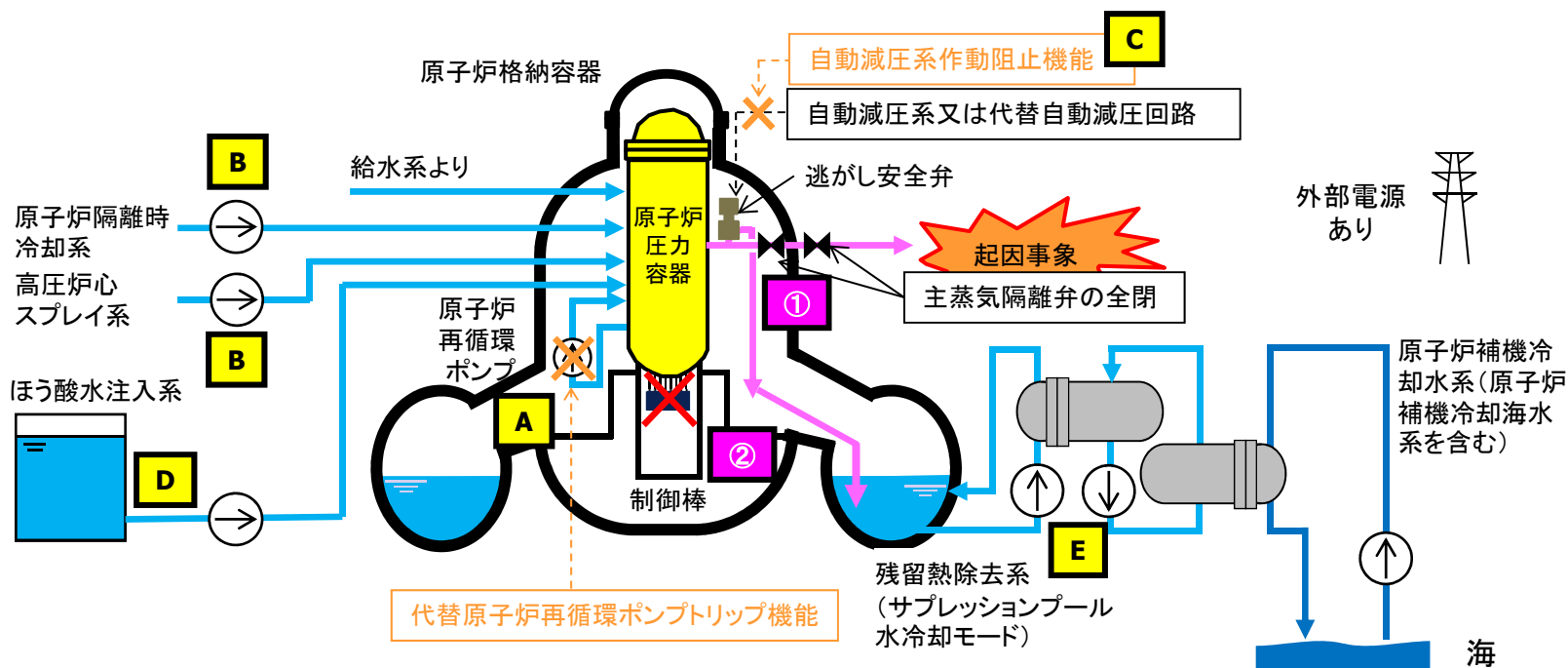
意見No.75関連

原子炉停止機能喪失の特徴

- ①主蒸気隔離弁の誤閉止が発生
- ②制御棒が挿入されず，原子炉出力の低下に失敗
- 原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し，炉心損傷に至る

原子炉停止機能喪失の対策概要

- A. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
 - B. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却
 - C. 自動減圧系作動阻止機能により原子炉冷却材注入量の増加を阻止することによる正の反応度印加の防止
 - D. ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
 - E. 残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱
- なお，上記以外の対策として「代替制御棒挿入機能」もあるが，今回の有効性評価では機能しない前提としている

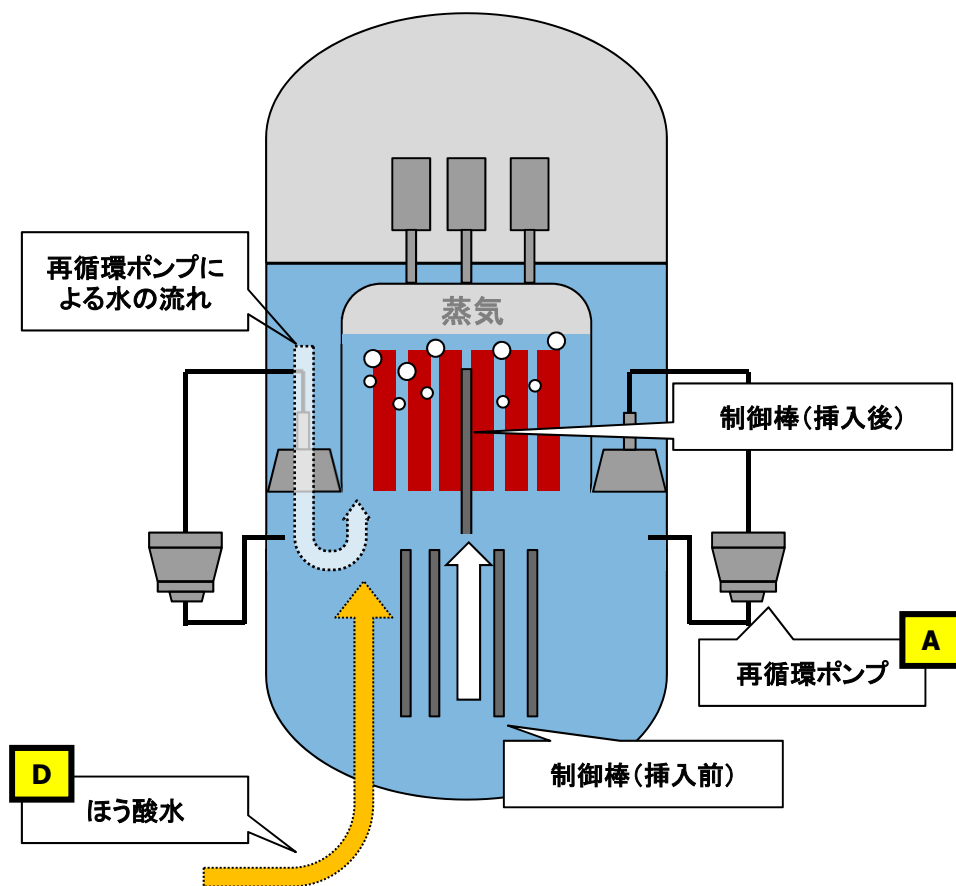


2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

32

2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (2/8) 止める機能に係る対策について

意見No.75関連



制御棒の挿入

- ・制御棒が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める

代替制御棒挿入機能
(今回の有効性評価では機能しない前提)

再循環ポンプのコントロール

- ・再循環ポンプの回転を早くすると、核反応は進む
- ・再循環ポンプを止めると、核反応は抑制される

A

代替再循環系ポンプトリップ機能

ほう酸水の注入

- ・ほう酸が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める

D

ほう酸水注入系を強化
(耐震性等)

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (3/8) 自動減圧系作動阻止機能について

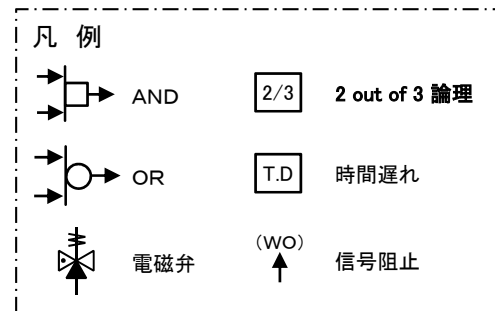
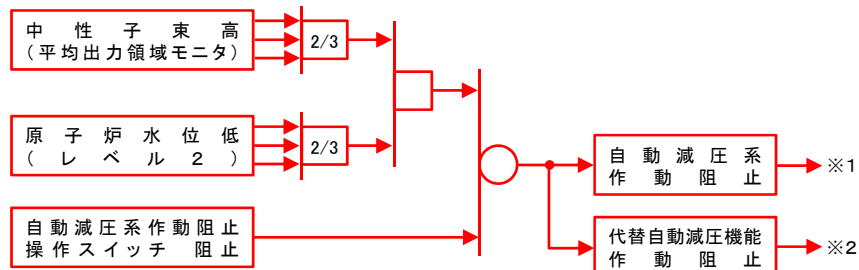
意見No.75関連

C

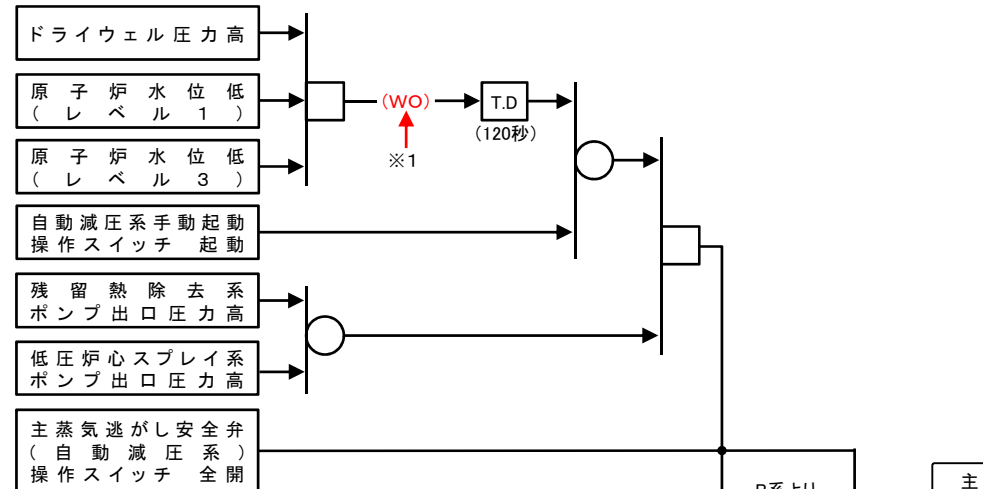
ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)の概要

- 原子炉停止機能喪失時において、減圧機能が作動し原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する目的として設置
- 事象進展が早いことを考慮し、運転員による操作に期待せずインターロックにより自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止
- 「中性子束高(平均出力領域モニタ)」信号及び「原子炉水位低(レベル2)」信号の組み合わせにより自動で作動阻止信号を発信させるとともに、手動操作による作動阻止も可能

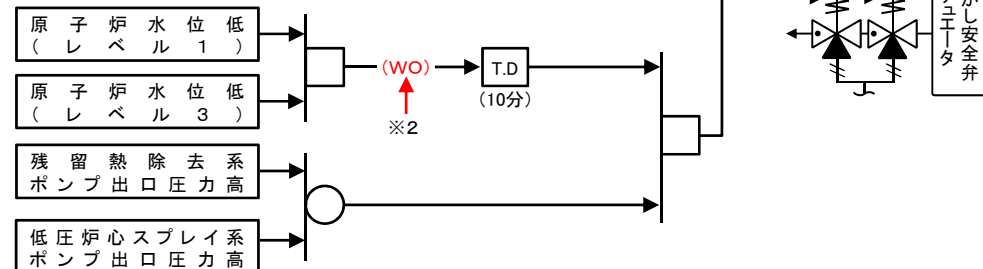
(自動減圧系作動阻止機能)



(自動減圧系)



(代替自動減圧機能)

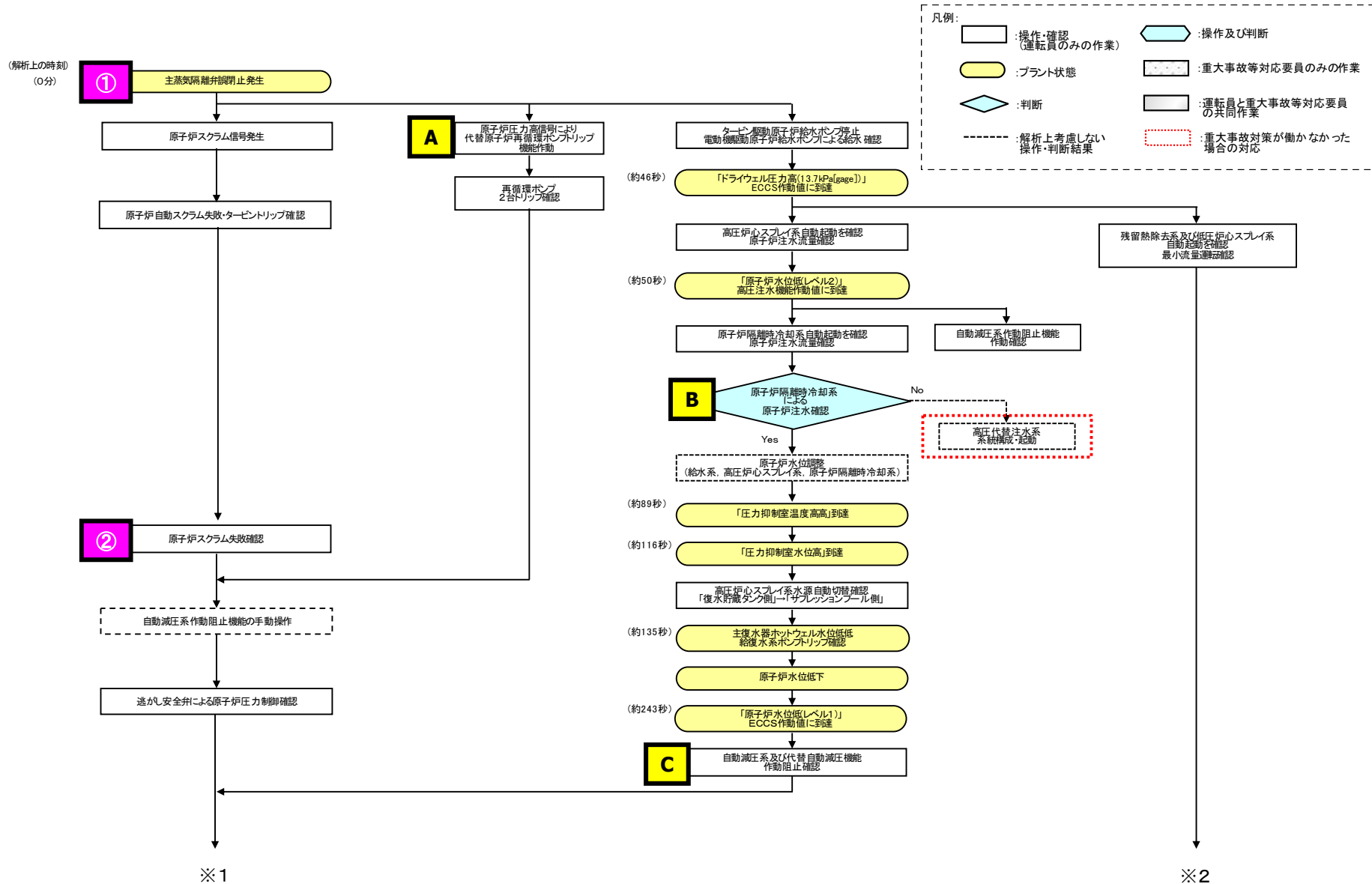


2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (4/8) 対応手順の概要

意見No.73関連

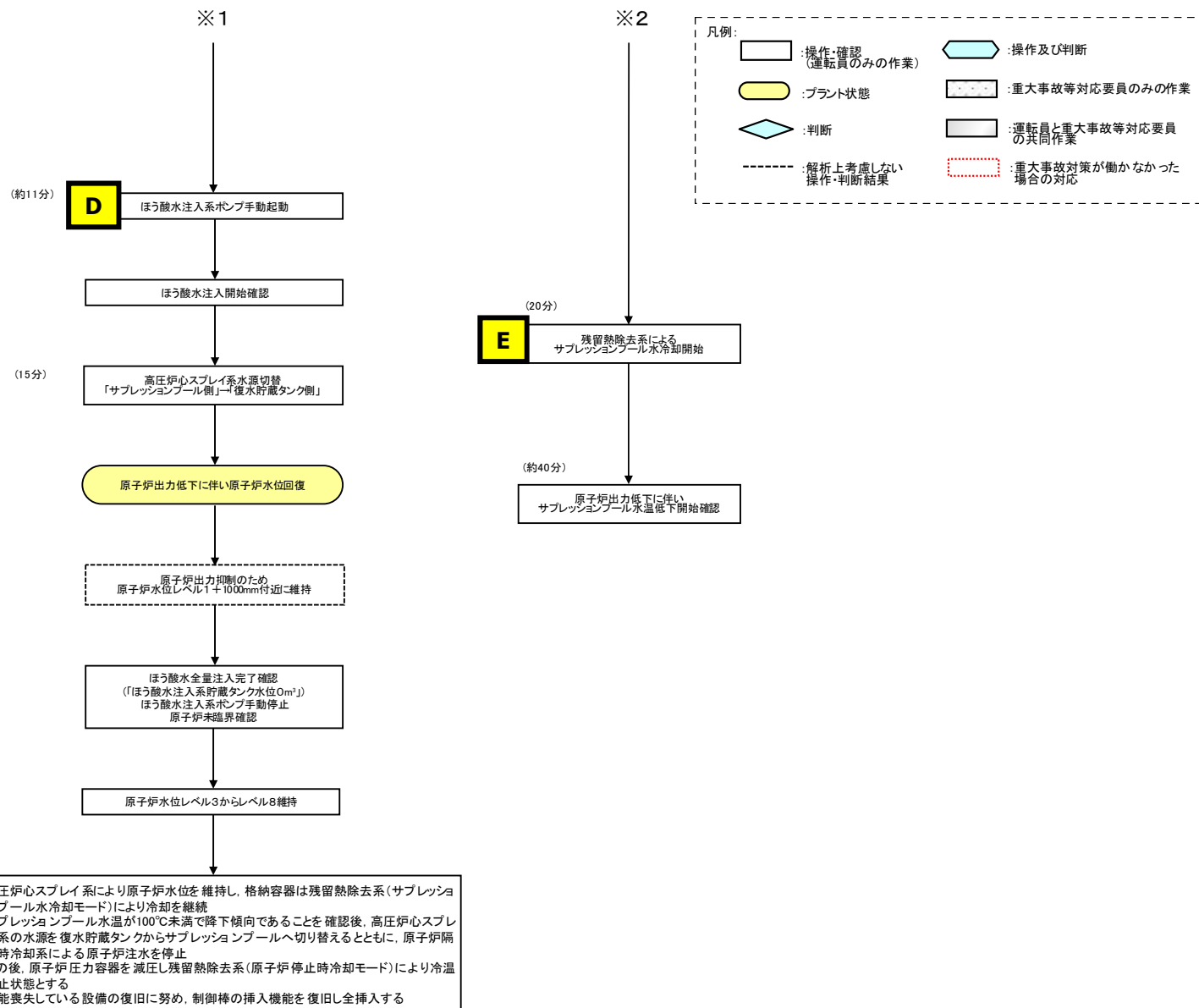
意見No.75関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (5/8) 対応手順の概要

意見No.75関連



2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC)(6/8) 有効性評価の結果

意見No.75関連

原子炉停止機能喪失における有効性評価の結果

- ・表7に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・中性子束及び燃料被覆管温度の推移を図7及び図8に示す
- ・原子炉圧力及びサプレッションプール水温・格納容器圧力の推移を図9及び図10に示す

表7 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約961°C	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約9.56MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.21MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約116°C	200°C(格納容器限界温度)未満

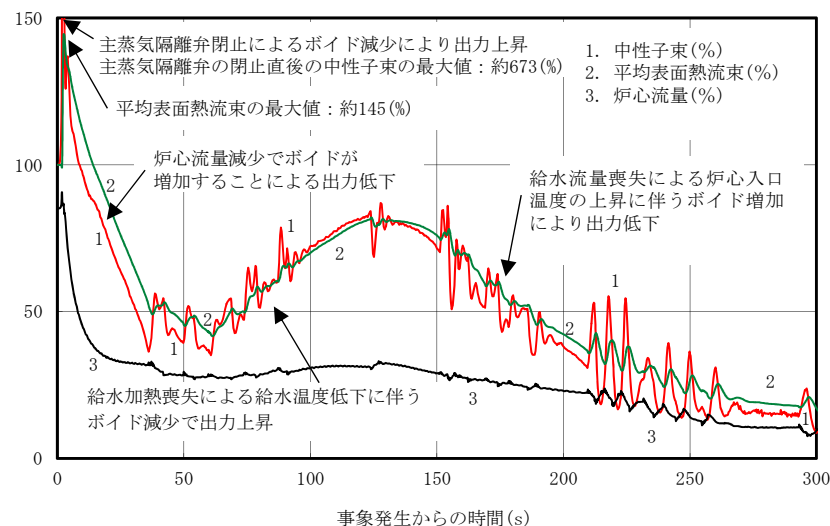


図7 中性子束の推移

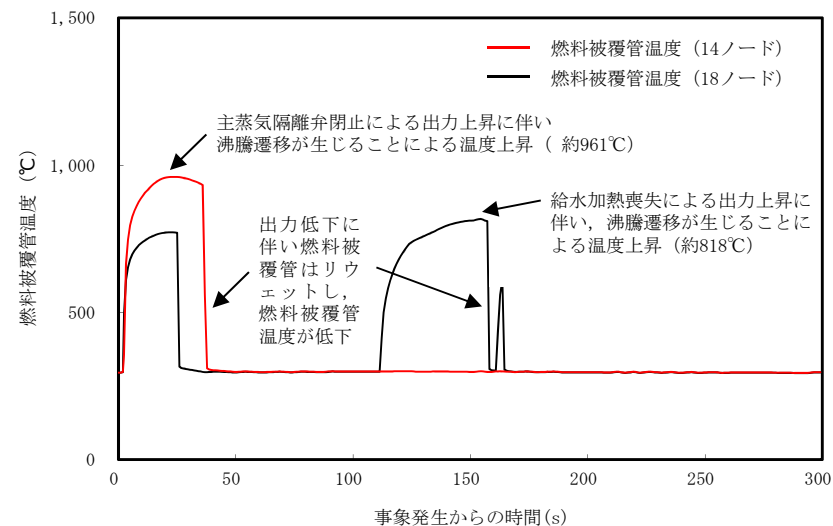


図8 燃料被覆管温度の推移

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC)(7/8) 有効性評価の結果

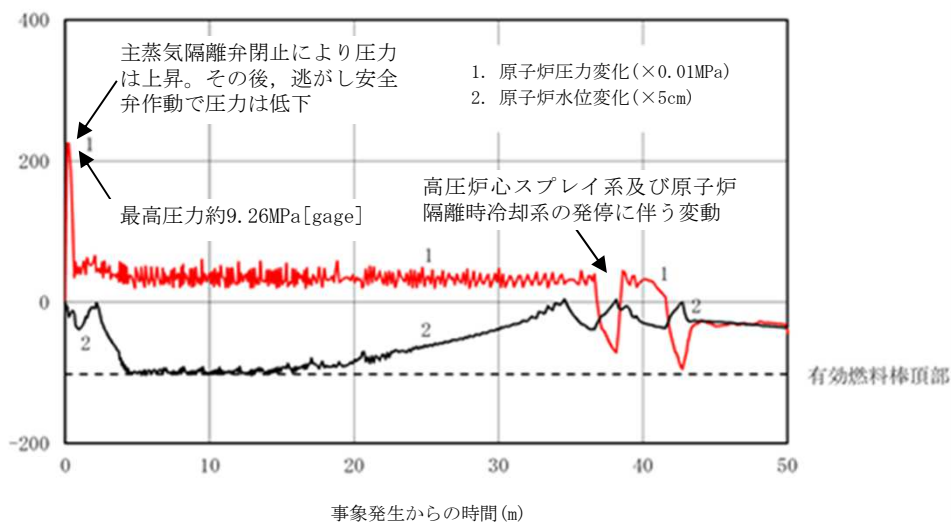


図9 原子炉圧力の推移

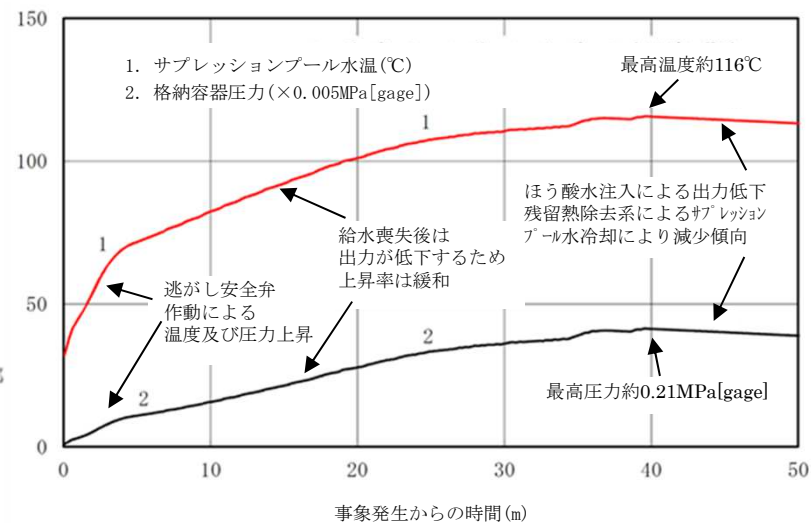


図10 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

2.5 原子炉停止機能喪失(TC)(8/8) 必要な要員及び資源の評価

意見No.75関連

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表8のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表8 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	復水貯蔵タンク:約840m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	



3. 適合性審査の状況

3. 適合性審査の状況

- 有効性評価(炉心損傷防止対策)について、当社はこれまでに審査会合を13回実施
- 直近の第708回審査会合(平成31年4月23日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な質問・指摘事項	回 答
防潮堤を越える津波に対する復水貯蔵タンク(CST)の健全性を説明すること。	津波高さO.P.33.9mの敷地内氾濫解析の結果、復水貯蔵タンク周囲の浸水深は最大0.18mであり、復水貯蔵タンク遮蔽壁(壁厚0.5m)に影響を与えるものではない。
ベント開始が51時間は、他のBWRプラントに比べると少し余裕があるかと思うが、女川2号炉はどのような特徴があるのか。	Mark-I改良型の格納容器は出力当たりの自由空間の体積が大きいこと及び最高使用圧力(Pd)を先行プラントと比べて少し高めに設定していることから、先行プラントと比べてベント時間が長くなる。



4. これまでのご意見に対する回答

4.1 意見No.69, No.71への回答(1/4)

意見No.69

- シナリオに基づいた重大事故のリスク評価(発生確率、被害の算定等)について詳しく説明してもらいたい。
- 【関連質問】理論的に考え得るすべての事故シナリオを対象としているとのことだが、全てのシナリオを想定するのは困難である。抜け落ちをチェックする方策はあるのか。(第3回)

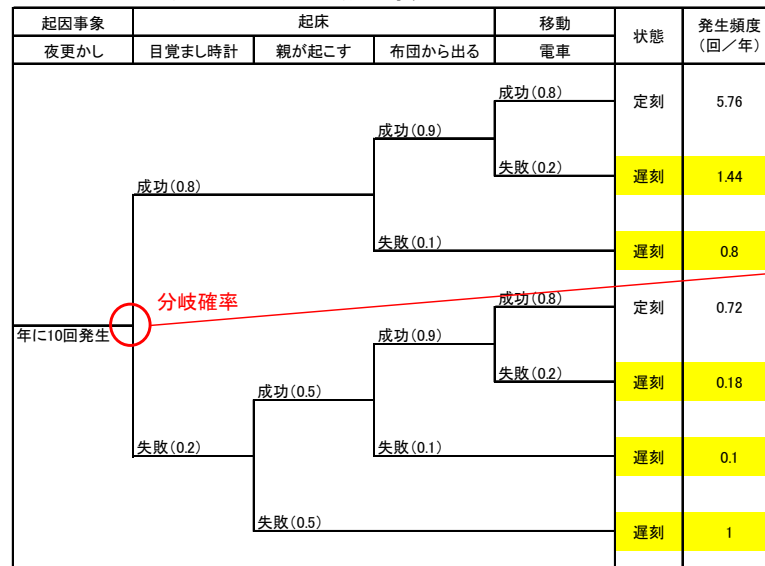
意見No.71

- PRAの解析手法, 解析結果について説明すること。また, 手法, 使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は, どのくらい不確実さ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

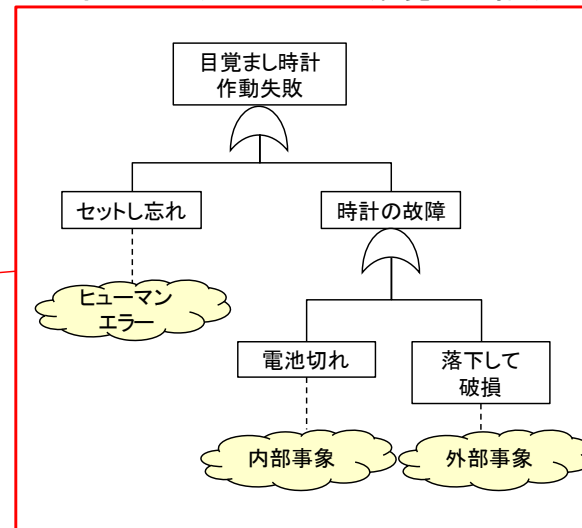
■PRAの手法の概要(1/2)

- イベントツリーやフォールトツリーを用いて特定の事象が発生する頻度を評価
 - 起因事象ごとにイベントツリーを展開し, 起因事象の発生から特定の事象に至るまでのシナリオを評価
 - イベントツリーの分岐確率は, フォールトツリーにより評価

<イベントツリーのイメージ(遅刻するシーケンス)>



<フォールトツリーのイメージ(目覚まし時計)>



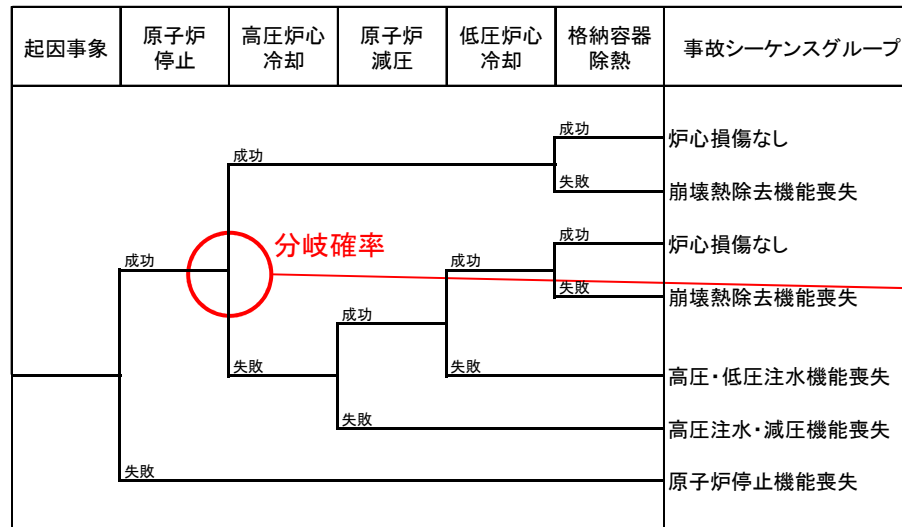
4.1 意見No.69, No.71への回答(2/4)

■PRAの手法の概要(2/2)

- 原子力学会標準に基づき、イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンス(事故の進展の仕方)の発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
 - プラントに外乱を与える事象(起因事象)ごとにイベントツリーを展開し、起因事象の発生から炉心損傷等に至るまでのシナリオを評価
 - イベントツリーの分岐確率は、フォールトツリーにより評価
 - フォールトツリーは、プラントの設計情報に基づいて、設備が機能喪失する要素(機器故障, 人的過誤等)を展開し、機器故障率データ※や人間信頼性解析結果等を用いて定量化

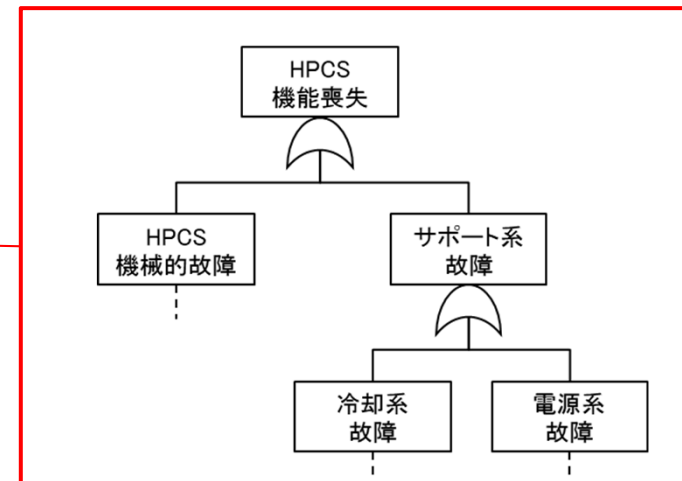
※原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績(1982年度～2002年度21ヵ年49基データ(21ヵ年データ))を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(平成21年5月公表)」のデータを使用

<イベントツリーの例>



<フォールトツリーの例>

(HPCS: 高圧炉心スプレイ系)



4.1 意見No.69, No.71への回答(3/4)

■適合性審査における女川2号のPRAの結果

- 女川2号のプラント全体の炉心損傷頻度は、 8.9×10^{-5} / 炉年
- 事故シーケンスグループ別では、崩壊熱除去機能喪失(TW)のリスクが最も大きい
(重大事故対策等を除くと、崩壊熱を除去する設備は残留熱除去系(2系統)のみとなるため)
- 事象別では、内部事象のリスクが最も大きい
- 適合性審査においては、各事故シーケンスが発生した場合においても、炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認

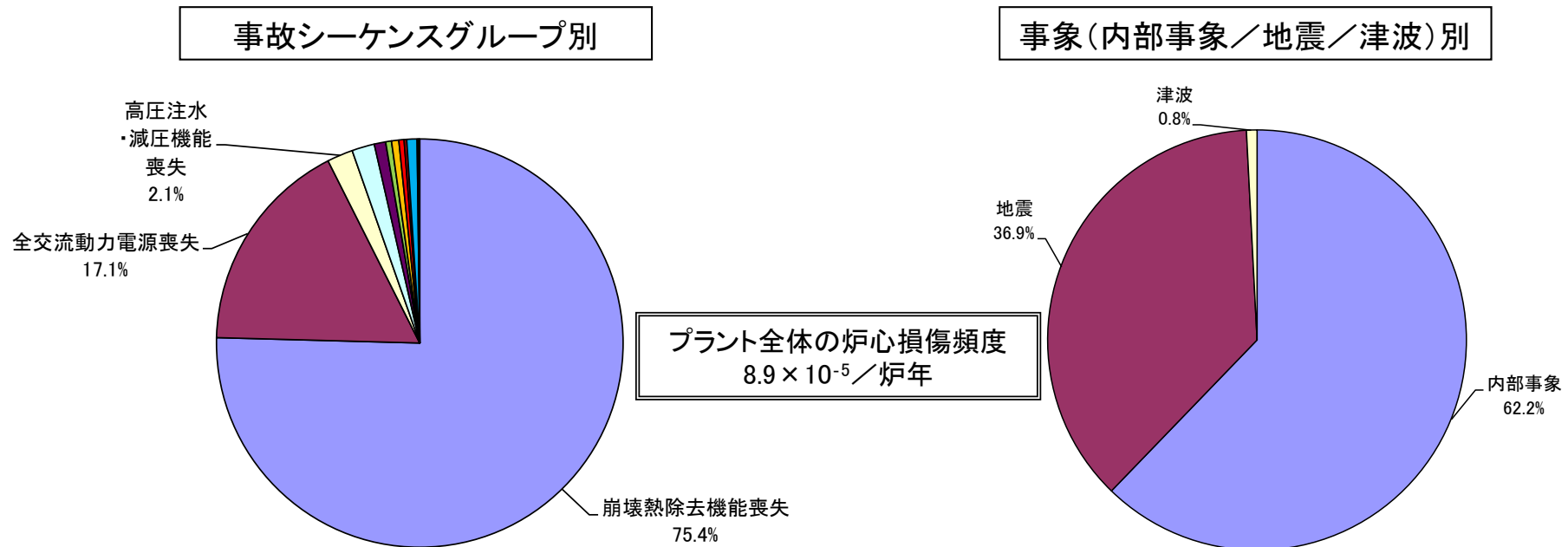


図1 女川2号のPRAの結果

4.1 意見No.69, No.71への回答(4/4)

■PRAピアレビュー

- PRAのモデル及び結果の妥当性については、図2に示すレビューアによるピアレビューを実施することで、確認している

(ピアレビューの観点)

- 事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施
- 今回実施した各PRAを対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び、国内外の知見を踏まえたPRA手法の妥当性について確認
- 本ピアレビューでは第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン(平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会)」を参考にレビューを実施

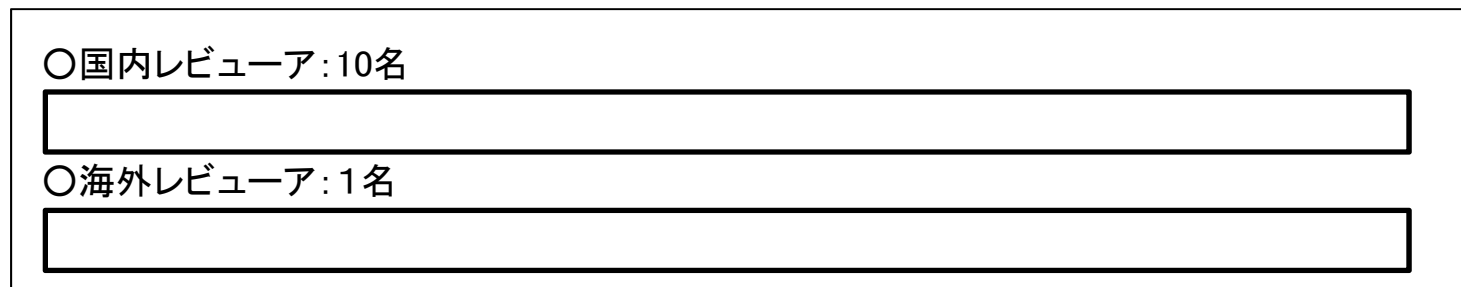


図2 女川2号のPRAピアレビュー体制

- 設備設計の観点からは、安全機能毎に多重性、多様性、独立性を備えた設計がなされているため、様々なシナリオに対して対処が可能
- 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子力発電所の大規模な損壊に対しては、多様性及び柔軟性を有する手段を構築し、対応が可能であることを確認
- PRAの評価自体に不確実さがあることも踏まえ、PRAモデルの高度化、訓練の実施等により、安全性の向上に努めていく事が重要

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(1/4)

意見No.70

- PSA導入による女川2号機の安全性はどのように向上するか、特に次の点から説明してもらいたい。
 - (i) 国内外の原子力発電炉と比べて女川2号機の安全性(炉心損傷頻度などのリスクに関して)は最高レベルにあるか？
 - (ii) 炉心損傷頻度などのリスク評価の結果は、設備・施設の改善、運転管理、万一の事故対応策などにどのように生かされるか？
 - (iii) 特に、地震PSA、津波PSAによるリスク解析結果はどうか？

意見No.71

- PRAの解析手法、解析結果について説明すること。また、手法、使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は、どのくらい不確実さ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

意見No.72

- リスクを低減するために実施した対策について、対策を実施することでリスクがどの程度低減されたかを説明してもらいたい。また、リスクが評価できない重大事故の対策については、対策についての考え方を説明してもらいたい。

[意見No.71関連](#)

[意見No.72関連](#)

- 今回の適合性審査におけるPRAの目的は、事故シーケンスグループの抽出であり、新たに設置する重大事故対策を含めたPRAは対象外
- 今後、重大事故対策を踏まえたPRAを実施し、更なる安全性向上の対策の検討を継続的に行っていく

4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(2/4)

意見No.70(i)(iii)関連

意見No.72関連

■ 先行プラントとのPRAの比較

- 図1に先行BWRプラントとのPRA結果の比較を示す
- 炉心損傷頻度の値は、 10^{-4} ~ 10^{-5} オーダーであり大きな差異はない
- 女川2号及び東海第二は、防潮堤を考慮した評価を実施しているため、津波PRAの占める割合が小さい。柏崎刈羽は、防潮堤を考慮していないため、津波PRAの占める割合が大きい

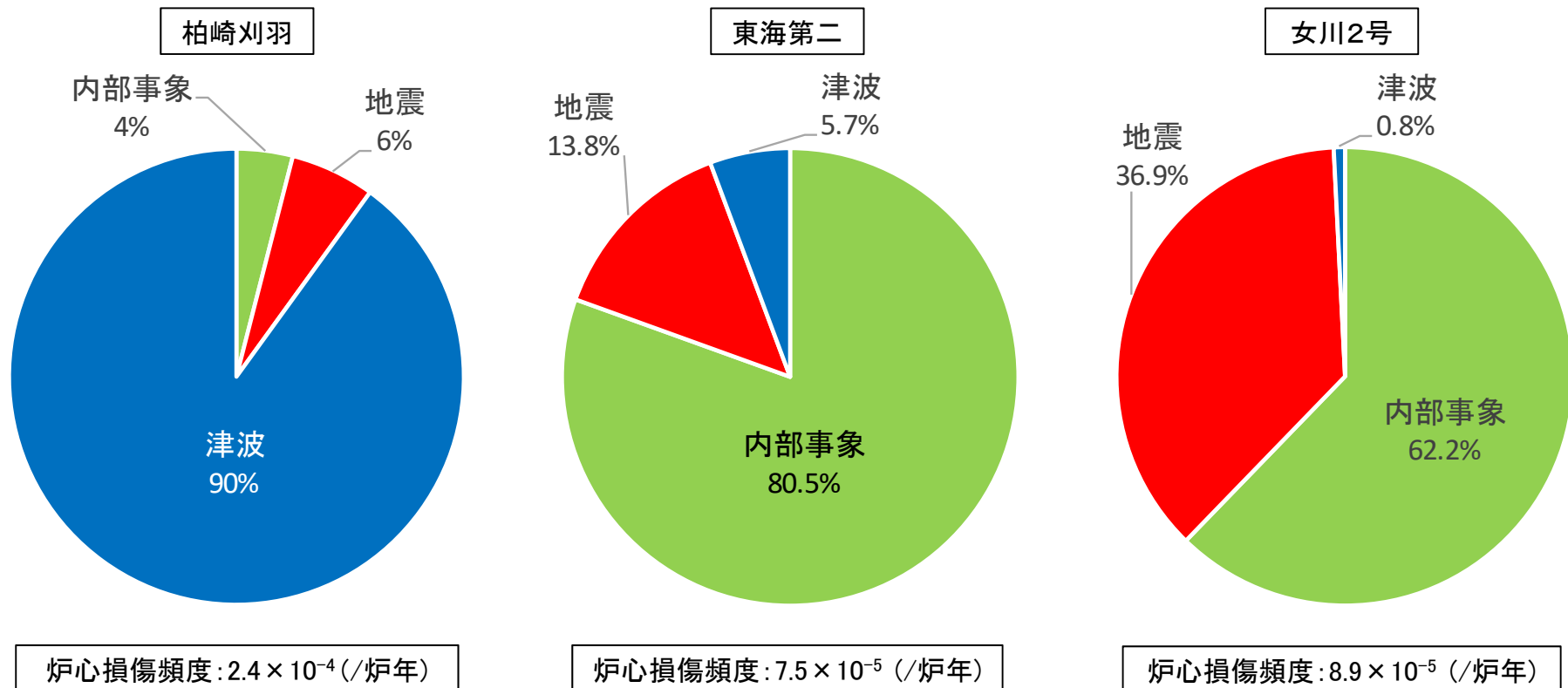


図1 先行プラントとのPRA結果の比較

4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(3/4)

■ 米国・欧州における重大事故対策との比較

意見No.70(i)(iii)関連

- 米国及び欧州の既設プラントにおいて整備している先進的な炉心損傷防止対策について、調査を実施
- 全ての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認
- また、女川では米国・欧州においても整備されていない、「高圧代替注水系」についても整備している

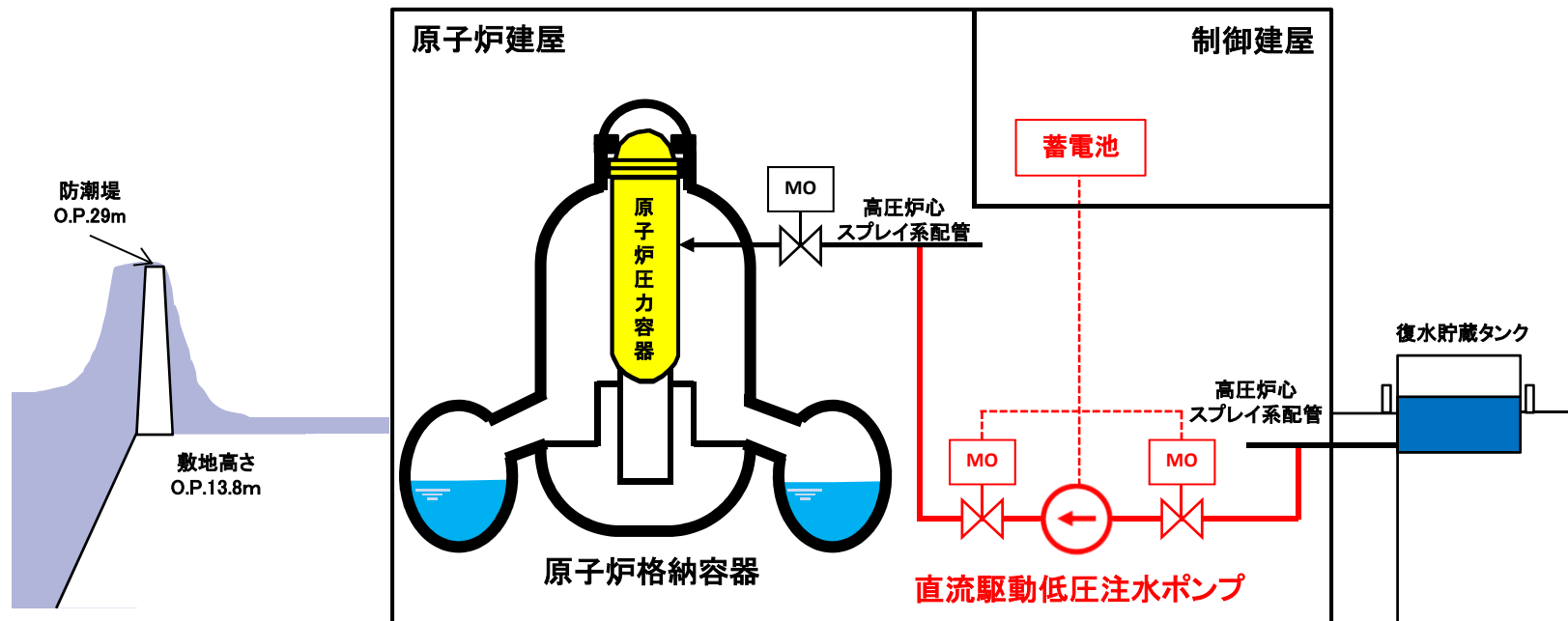
分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要	
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
1	高圧・低圧注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) ・ろ過水系 ・制御棒駆動水系による進展抑制 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源:防火用水タンク、飲料水系) ・高圧サービス水系(RHR経由)(水源:池、非常用冷却塔) ・CRDポンプ ・復水ポンプ ・RHRSW(RHR経由) 	<ul style="list-style-type: none"> ・独立非常用系の中圧ポンプ(専用電源・専用ヒートシンク有) ・サービス水系(水源:河川) ・復水系(給水ポンプバイパスライン 追設) ・インターナルポンプ・シール水系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・火災用ポンプ+ブースターポンプ(専用電源有) 	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置又は炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、原子炉隔離時冷却系とは別の蒸気駆動による高圧注水手段として高圧代替注水系による炉心冷却手段を整備する。また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p>	
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ(タイプI) 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬ポンプ導入 	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ(タイプI)による低圧代替注水系(可搬型)を用いた炉心冷却手段を整備する。</p>	
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・W/Wベント ・原子炉冷却材浄化系によるS/P除熱 	<ul style="list-style-type: none"> ・独立非常用系の専用ヒートシンク ・フィルタベント ・必須サービス水系による除熱(ヒートシンク:川、地下水、冷却塔) 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント ・代替最終ヒートシンクの導入 	<p>米国においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。</p> <p>女川2号炉においては、多重性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系を整備する。</p>	
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 	—	—	—	—	<p>女川2号炉においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の原子炉補機代替冷却水系及び接続口を整備する。</p>	
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・サービス水系(D/W,W/Wスプレイ可) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動バックアップポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・火災防護系によるスプレイ(専用電源有、外部水源使用可) 	<p>欧米では、注水ポンプの追設又は格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器注水手段を整備する。</p>	
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ(タイプI)※ 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ポンプ(大規模損壊) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式消火ポンプ(S/P注水) 	<ul style="list-style-type: none"> ・消防車 	—		
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> ・CSTへの水の補給 -淡水貯水槽 -海水 -ろ過水タンク -純水タンク -原水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> ・CSTへの水の補給 -処理水:脱塩水貯蔵タンク、復水器H/W、燃料プール、他ユニット貯蔵タンク -非処理水:消火用水系、公共の消火水、水道水等 -RWSTからの補給 -他ユニットCSTからの補給 ・防火用水タンク ・飲料水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・CSTへの補給 -消火水系からの補給 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水タンクへの補給 -脱塩水系からの補給 -消火系からの補給 ・消火系への補給 -純水系からの補給(重力による移送) 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水タンク(既設設備の水源)への補給 -消火系からの補給 ・Korvensuo原水池(火災時の水源) 	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。</p> <p>女川2号炉においては、淡水貯水槽、海水、ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクからの復水貯蔵タンクへの水補給が可能である。</p>	
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、ドイツの独立非常用系については、事故シーケンスの特定が困難な航空機衝突、毒ガスの放出、テロリストの攻撃等のような破滅的事象を想定した系統であり、国内では特定重大事故対処施設に相当する設備であり、重大事故等対処設備に相当するものではない。</p>						

4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(4/4)

意見No.70(ii)関連

■ 審査におけるPRA結果の活用例(直流駆動低圧注水ポンプの設置)

- 防潮堤を越える津波の確率を考慮し、敷地内に津波の影響が及んだ場合の可搬型設備の対応の実行性に不確かさが大きいことから、「全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)」シーケンスのように事象進展(注水機能の喪失)が早い事象に対応するため、新たに建屋内に直流電源駆動の常設ポンプを設置
- 交流電源以外の様々な駆動方式を検討(ディーゼル駆動, エアモータ駆動, 蓄圧駆動, 直流電源駆動)
- 配置成立性, 設備構成の観点で比較を行い, 直流電源駆動を採用
- 短時間で注水開始するため, 常設設備による構成が可能であること
 - ✓ 津波の影響を受けない建屋内に設置可能であること
 - ✓ サポート系をできるだけ要さない, 相対的に信頼性の高い構成であること



系統概要図

赤:新設範囲

4.3 意見No.71への回答(1/2)

意見No.71

- PRAの解析手法, 解析結果について説明すること。また, 手法, 使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は, どのくらい不確実さ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

■炉心損傷頻度と不確実さ

- 内部事象レベル1PRA, 地震レベル1PRAおよび津波レベル1PRAの事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の平均値および炉心損傷頻度の不確実さ幅を示すエラーファクタ(EF)^{※1}は図1のとおり

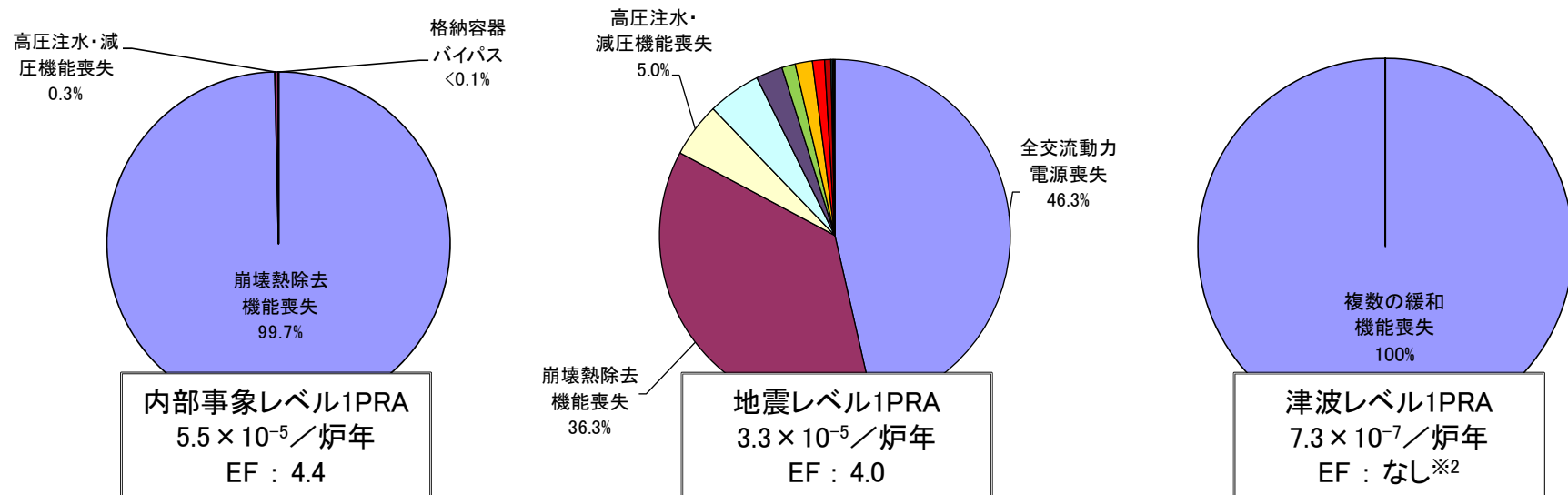


図1 炉心損傷頻度および不確実さ(EF)

※1 エラーファクタは不確実さ解析により得られた95%上限値と5%下限値を用いて, 次の式を用いて算出する。(例えば, 95%上限値 1×10^{-3} /炉年, 5%下限値 1×10^{-5} /炉年であれば, エラーファクタは10となる。)

$$EF = \sqrt{(95\% \text{ 上限値} \div 5\% \text{ 下限値})}$$

※2 本評価では, 津波高さO.P.33.9mを越える津波では, 建屋内への大量浸水により必ず炉心損傷に至ると評価しているため, エラーファクタはO.P.33.9mにおける確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。本評価で使用している確率論的津波ハザードは, O.P.33.9mでは5%下限値が非常に小さいため, エラーファクタを算出していない。

4.3 意見No.71への回答(2/2)

■PRAにおける数値の取り扱い

- PRAの結果(炉心損傷頻度, 格納容器破損頻度)は不確かさをもつものであり, 代表値として平均値で評価
- 図2に示すとおり内部事象レベル1PRAの不確かさ解析の結果, 点推定値と平均値は概ね一致し, 全炉心損傷頻度のエラーファクタは4.4となる(これは, 上限値と下限値の間に約19倍の不確かさ幅があることを意味する)

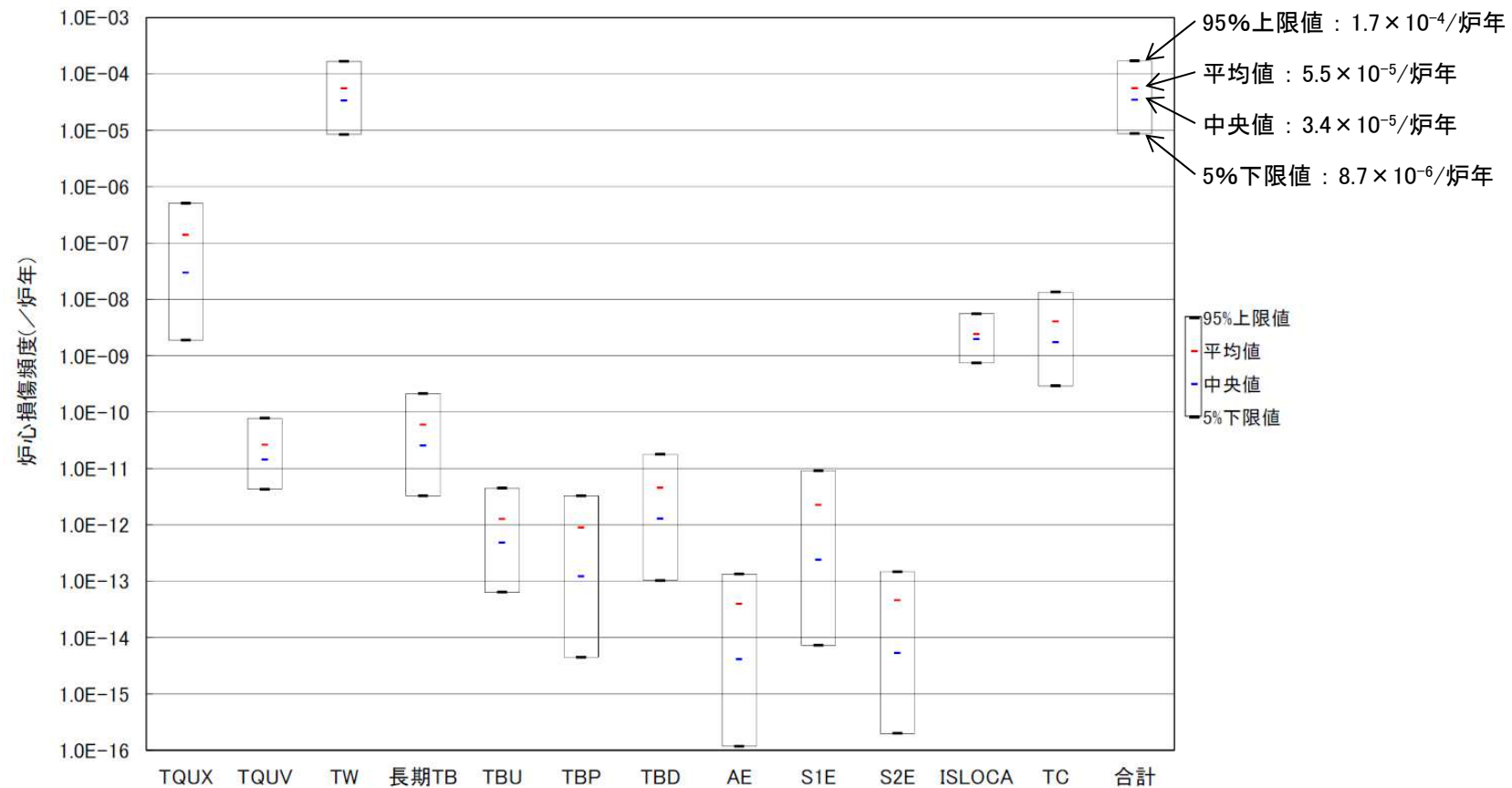
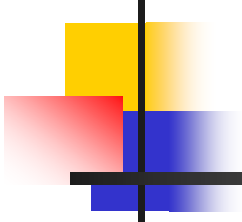


図2 全炉心損傷頻度および事故シーケンスグループに対する不確かさ解析結果(内部事象レベル1PRA)



5. 参考

5.1 事故シーケンスグループの選定結果(1/2)

■事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度, 全炉心損傷頻度(8.9×10^{-5} /炉年)に対する寄与割合

事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る主要因	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合	必ず想定する事故 シーケンスグループ
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	原子炉注水に失敗	3.7×10^{-8}	<0.1%	○
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	原子炉減圧に失敗	1.8×10^{-6}	2.1%	○
全交流動力電源喪失(TB)	サポート機能(電源機能)の喪失	1.5×10^{-5}	17.1%	○
崩壊熱除去機能喪失(TW)	格納容器からの除熱に失敗	6.7×10^{-5}	75.4%	○
原子炉停止機能喪失(TC)	反応度抑制に失敗	1.6×10^{-6}	1.8%	○
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	原子炉冷却材の喪失	3.4×10^{-12}	<0.1%	○
格納容器バイパス(ISLOCA)	格納容器貫通配管からの漏洩	2.4×10^{-9}	<0.1%	○
ECCS容量を超える原子炉冷却材圧 力バウンダリ喪失(E-LOCA)	原子炉冷却材の喪失	8.0×10^{-7}	0.9%	該当なし
原子炉建屋損傷	地震による大規模な損傷	4.8×10^{-8}	<0.1%	
制御建屋損傷		1.9×10^{-7}	0.2%	
格納容器損傷		5.2×10^{-7}	0.6%	
圧力容器損傷		4.1×10^{-7}	0.5%	
計測・制御系喪失		3.7×10^{-7}	0.4%	
格納容器バイパス		1.0×10^{-7}	0.1%	
複数の緩和機能喪失		津波の敷地及び建屋内への浸水	7.3×10^{-7}	
合計		8.9×10^{-5}	100%	—

5.1 事故シーケンスグループの選定結果(2/2)

■各PRAの事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度及び炉心損傷頻度に対する寄与割合

事故シーケンスグループ	内部事象レベル1PRA		地震レベル1PRA		津波レベル1PRA	
	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	2.9×10^{-11}	<0.1%	3.7×10^{-8}	0.1%	—	—
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	1.9×10^{-7}	0.3%	1.6×10^{-6}	5.0%	—	—
全交流動力電源喪失(TB)	6.8×10^{-11}	<0.1%	1.5×10^{-5}	46.3%	—	—
崩壊熱除去機能喪失(TW)	5.5×10^{-5}	99.7%	1.2×10^{-5}	36.3%	—	—
原子炉停止機能喪失(TC)	3.9×10^{-9}	<0.1%	1.6×10^{-6}	4.9%	—	—
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	3.4×10^{-12}	<0.1%	—	—	—	—
格納容器バイパス(ISLOCA)	2.4×10^{-9}	<0.1%	—	—	—	—
ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	—	—	8.0×10^{-7}	2.4%	—	—
原子炉建屋損傷	—	—	4.8×10^{-8}	0.1%	—	—
制御建屋損傷	—	—	1.9×10^{-7}	0.6%	—	—
格納容器損傷	—	—	5.2×10^{-7}	1.6%	—	—
圧力容器損傷	—	—	4.1×10^{-7}	1.2%	—	—
計測・制御系喪失	—	—	3.7×10^{-7}	1.1%	—	—
格納容器バイパス	—	—	1.0×10^{-7}	0.3%	—	—
複数の緩和機能喪失	—	—	—	—	7.3×10^{-7}	100%
合計	5.5×10^{-5}	100%	3.3×10^{-5}	100%	7.3×10^{-7}	100%

5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価の結果(1/2)

■ 重要事故シーケンスの選定結果, 主要な炉心損傷防止対策及び有効性評価の結果

- 各事故シーケンスグループの重要事故シーケンスの選定結果及びそのシーケンスに対して炉心損傷防止対策を講じることで, いずれの事故シーケンスグループに対しても評価項目を満足する結果となった

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	評価結果の概要
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	<p>以下の評価項目を満足することを確認</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料被覆管の最高温度が1,200°C以下 燃料被覆管の酸化量は, 酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る 敷地境界での実効線量が5mSvを下回る
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 代替自動減圧機能 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 	
全交流動力電源喪失 (TB)	(長期TB) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 手動減圧 高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	
	(TBU) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	
	(TBP) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) 常設代替交流電源設備 残留熱除去系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	
	(TBD) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備による電源供給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 常設代替交流電源設備 残留熱除去系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	

5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価の結果(2/2)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	評価結果の概要
崩壊熱除去機能喪失(TW)	過渡事象＋崩壊熱除去失敗(「外部電源喪失」の起因事象を含む)	<p>[残留熱除去系が故障した場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 手動減圧 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 <p>[取水機能が喪失した場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉補機代替冷却水系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 ・ 常設代替交流電源設備 	<p>以下の評価項目を満足することを確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下 ・ 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る ・ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る ・ 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る ・ 敷地境界での実効線量が5mSvを下回る
原子炉停止機能喪失(TC)	過渡事象＋原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替制御棒挿入機能 ・ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ 自動減圧系作動阻止機能 ・ ほう酸水注入系 ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 残留熱除去系 	
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	中破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉補機代替冷却水系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 	
格納容器バイパス(ISLOCA)	ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動減圧 ・ 発生箇所の隔離 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系 	

5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

57

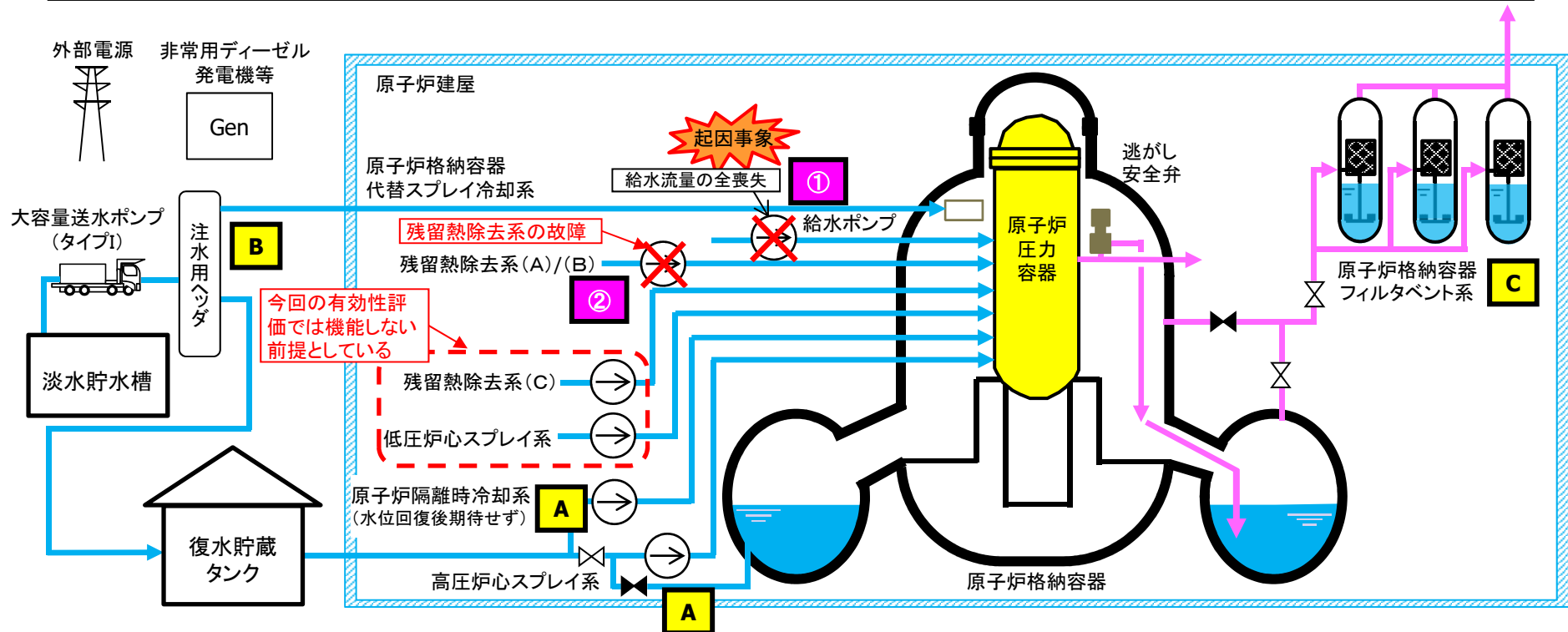
5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(1/6) 事象の概要

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)の特徴

- ①原子炉給水流量の全喪失が発生
- ②残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能が喪失
→原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、炉心より先に原子炉格納容器が破損に至る
これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る

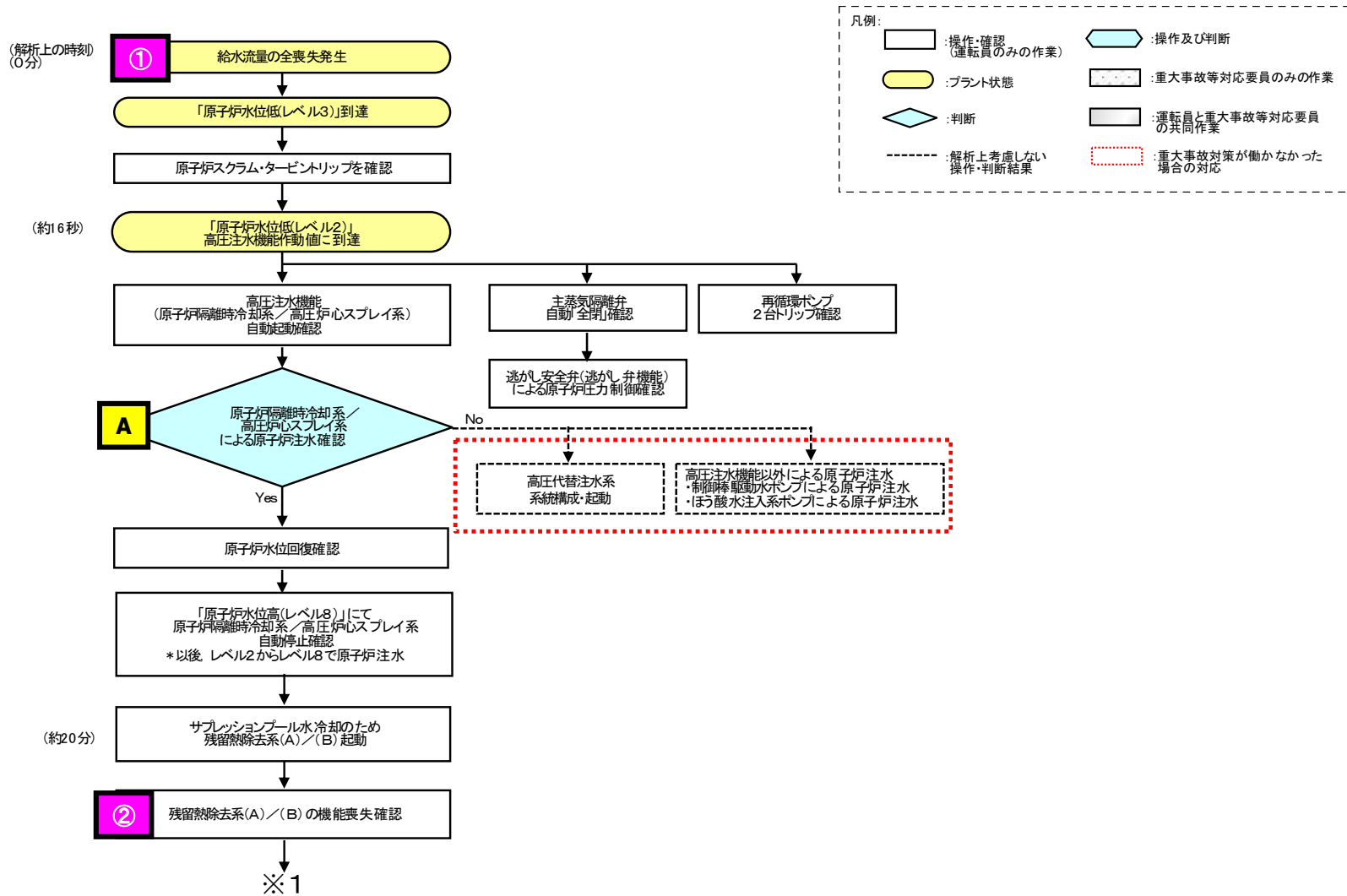
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)の対策概要

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



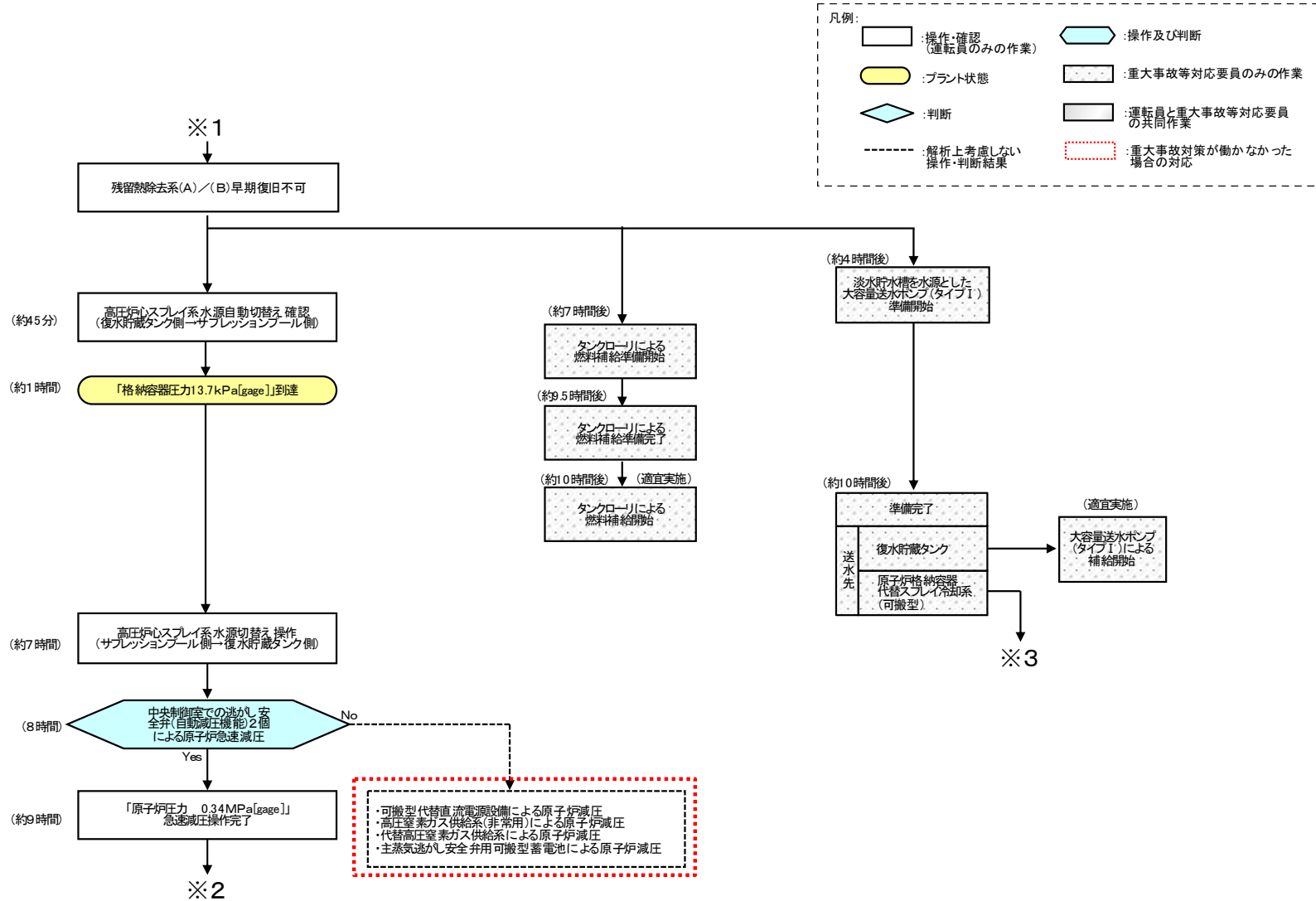
5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(2/6) 対応手順の概要



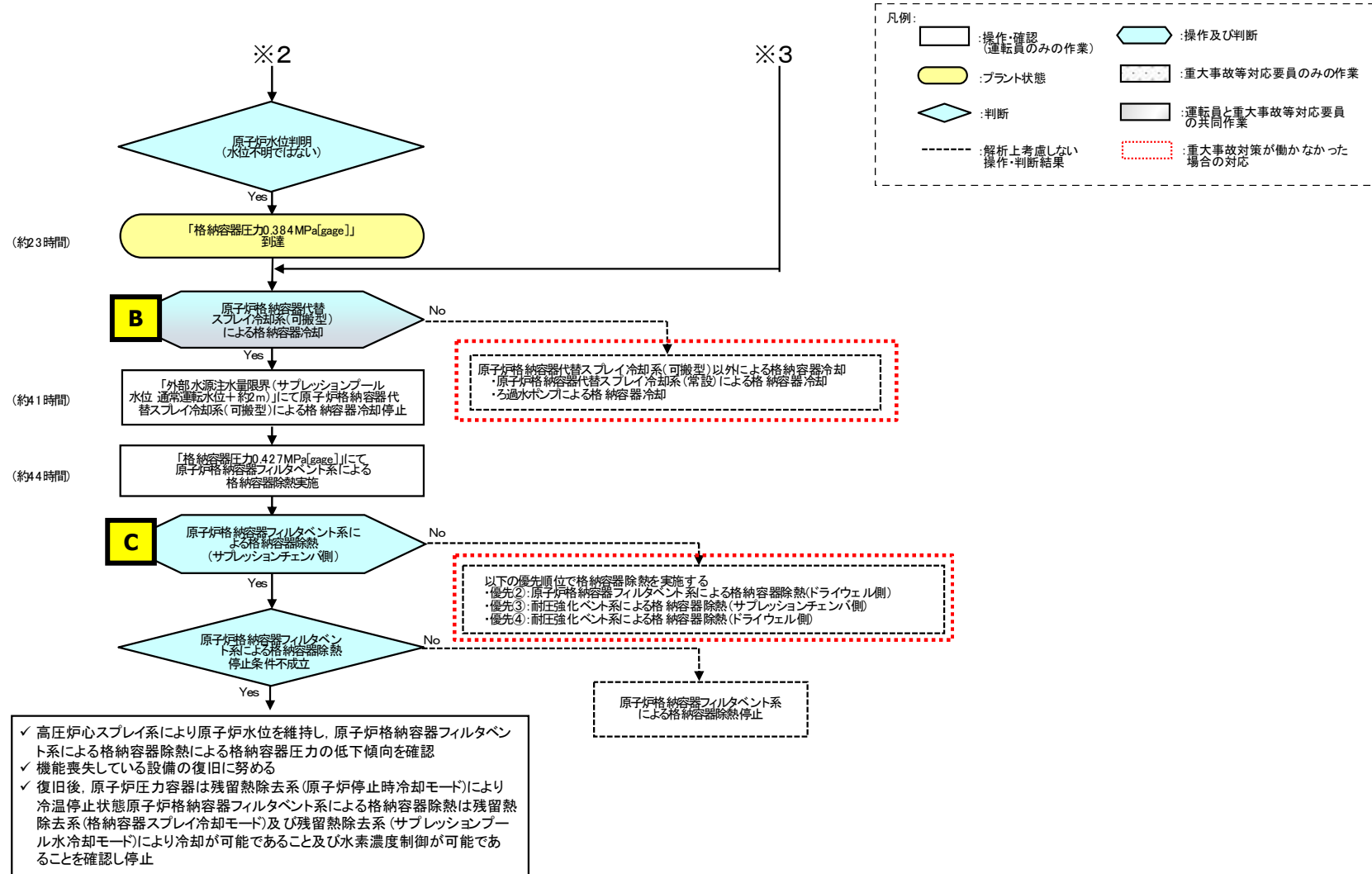
5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(3/6) 対応手順の概要



5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(4/6) 対応手順の概要



5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(5/6) 有効性評価の結果

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び格納容器圧力の推移を図1及び図2に示す

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C(初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧カバウンダリにかかる圧力の最大値	約7.68MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約154°C	200°C(格納容器限界温度)未満

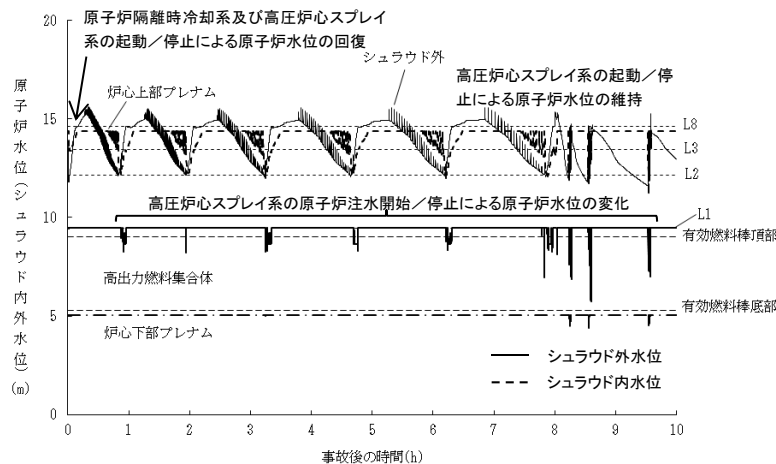


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

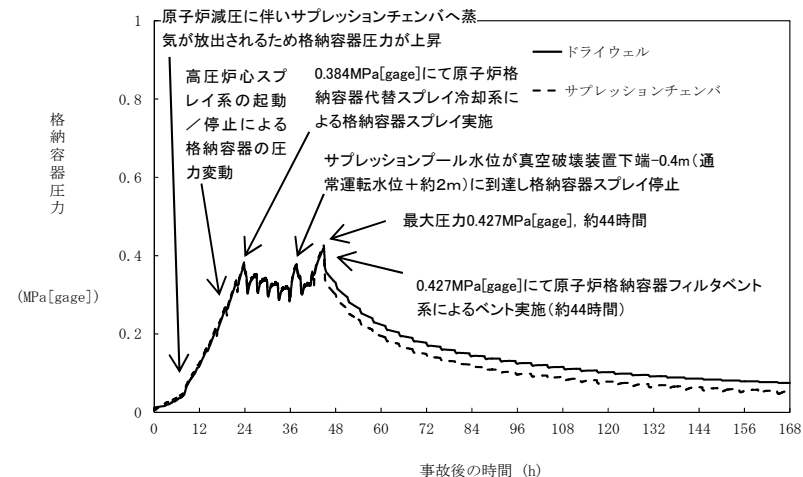


図2 格納容器圧力の推移

5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(6/6) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表2のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	約3,750m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³ 淡水貯水槽:約10,000m ³
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

5.4 有効性評価(炉心損傷防止対策)で使用した解析コード

- 有効性評価(炉心損傷防止対策)に使用する解析コードは以下のとおりであり、新規規制基準適合性審査においてはBWR電力共通テーマとして審議済
- MAAPは、シビアアクシデントマネジメントの策定等において、世界的に広く利用されており、国内ではPRA、ストレストテスト等、米国では設計認証申請等に使用しており、他の解析コードは従来の国内BWRの設置変更許可申請書に係る評価に使用

事故シーケンスグループ	適用コード※1
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	MAAP SAFER CHASTE※2
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	MAAP SAFER
全交流動力電源喪失(TB)	MAAP SAFER
崩壊熱除去機能喪失(TW)	MAAP SAFER
原子炉停止機能喪失(TC)	REDY※3 SCAT※3
原子炉冷却材喪失時注水機能喪失(LOCA)	MAAP SAFER CHASTE※2
格納容器バイパス(ISLOCA)	SAFER

○ MAAP

- ✓ 炉心損傷を伴う事故について、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード
- ✓ 格納容器圧力、温度、コンクリート浸食量、放射性物質の格納容器内分布等を求める

○ SAFER, CHASTE

- ✓ 炉心注水機能喪失、配管破断事故後の原子炉内の熱水力過渡変化を解析するコード
- ✓ 原子炉水位、圧力、燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管酸化量等を求める

○ REDY/SCAT

- ✓ プラント全体の出力変化及び熱的制限値の解析を行うコード
- ✓ 原子炉出力、原子炉水位、格納容器圧力、燃料被覆管最高温度等を求める

- ※1 MAAP : シビアアクシデント総合解析コード
 SAFER : 長期間熱水力過渡変化解析コード
 CHASTE : 炉心ヒートアップ解析コード
 REDY : プラント動特性解析コード
 SCAT : 単チャンネル熱水力解析コード

※2 炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなるため、輻射による影響が詳細に考慮できるCHASTEにより燃料被覆管の最高温度を詳細に評価

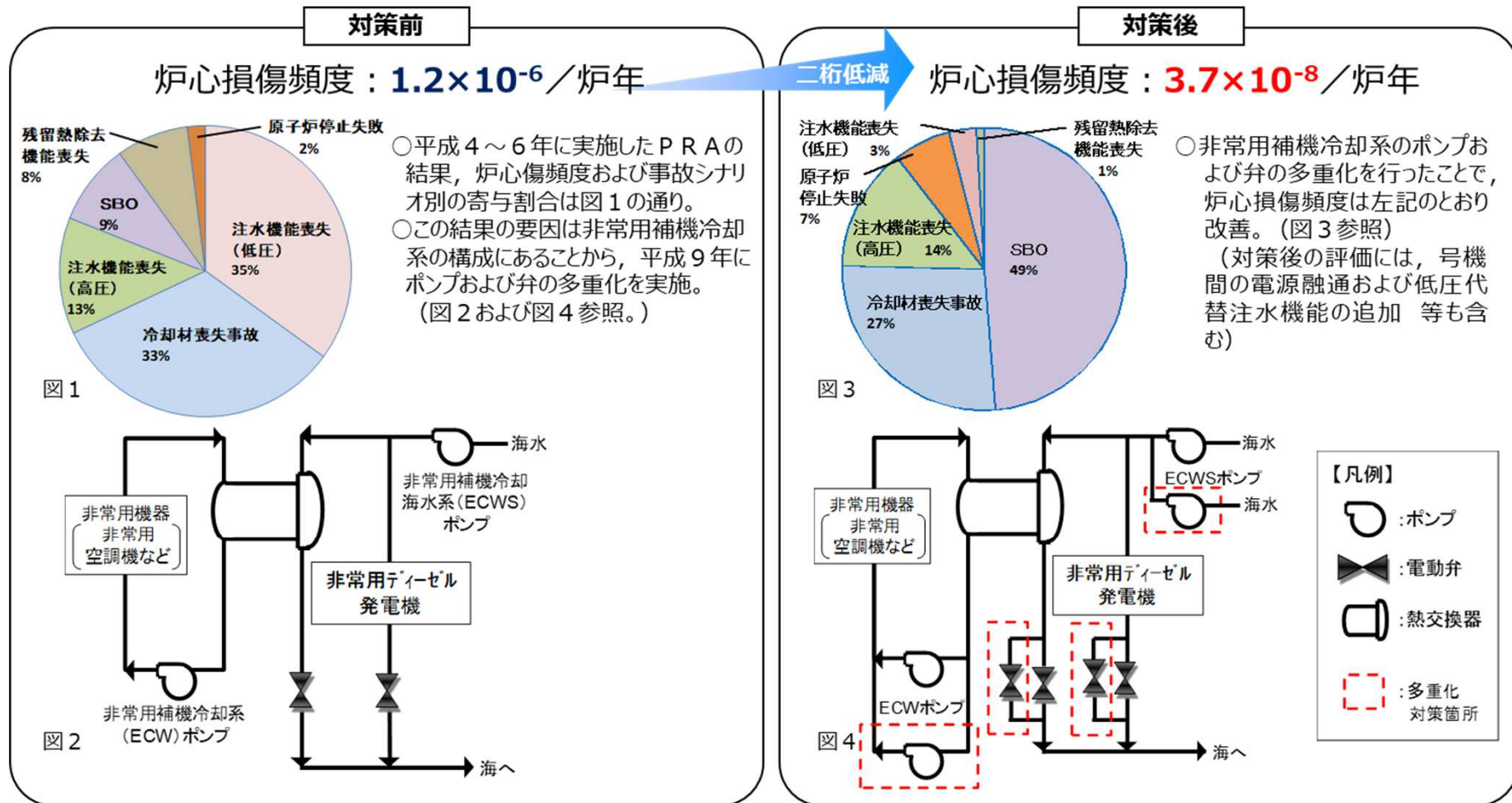
※3 原子炉出力、原子炉圧力、サプレッション・チェンバのプール水温及び格納容器圧力変化を事象進展に見合った評価とするため、すべてを同時に評価することが可能なREDYを用い、また、評価指標である燃料被覆管温度については、出力上昇に伴う沸騰遷移時の燃料被覆管温度の評価モデルを有するSCATを用いる。

5.5 過去のPRA結果の活用例

■女川1号非常用補機冷却系の多重化

意見No.70(ii)関連

- 平成6年(1994年), PRAに基づき, 女川1号機の非常用補機冷却系(ECW/ECWS)ポンプ等を多重化
- この対策により, 原子炉への注水機能の信頼性が向上し, 炉心損傷頻度を低減させている



5.6 PRAにおける事故シーケンスグループの表記方法

- イベントツリーにより得られた事故進展の結果を、事象緩和機能の喪失状況やプラントの状態等に与える影響によって事故シーケンスグループに分類し、識別記号を用いて表現する

識別記号の一例

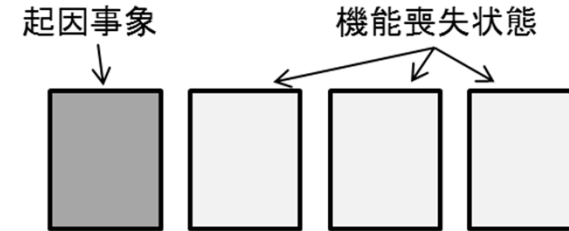
記号	起回事象
A*1	原子炉冷却材喪失(LOCA)
T	過渡事象

+

記号	機能喪失状態
B	全交流動力電源喪失
C	原子炉未臨界確保失敗
D	直流電源喪失
E	炉心への注水失敗(=UVを省略)
P	逃がし安全弁開固着
Q	給水喪失
U	高圧炉心注水系による炉心注水失敗
V	低圧炉心注水系による炉心注水失敗
W	崩壊熱除去機能喪失
X	原子炉減圧失敗

*1 LOCAサイズによってS1又はS2と記載する場合がある

事故シーケンスグループの表記方法



事故シーケンスグループ	内容
TQUV	高圧・低圧注水機能喪失
TQUX	高圧注水・減圧機能喪失
TB	全交流動力電源喪失
TBU	全交流動力電源喪失+高圧注水機能喪失
TBD	全交流動力電源喪失+直流電源喪失
TBP	全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着
TW	崩壊熱除去機能喪失
TC	原子炉停止機能喪失
AE	LOCA時注水機能喪失
ISLOCA*2	インターフェイスシステムLOCA

*2 識別記号表記とは異なる記載方法