東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「6.2 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。	3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 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 (1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態 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。	
(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 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，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。 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。	(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 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，発電用原子炉の運転中に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態で原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心，水蒸気及び水素が急速に放出され，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，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。 したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・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原子炉減圧を行うことによって，格納容器の破損を防止する。	非常用炉心冷却系等：ＲＣＩＣ，サポート系（残留熱除去系海水系）を含む
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，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。	また，格納容器内の冷却，減圧及び除熱を行うとともに，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，落下後は溶融炉心の冷却を行い，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより格納容器内の減圧及び除熱を行い，格納容器の破損を防止する。	炉心損傷防止対策との記載統一（具体的な設備名等は記載しない）
	さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，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，格納容器の破損を防止する。	東海第二では，ベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施
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。	本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには，原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから，原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。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。また，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評価することとする。	東海第二では，シナリオの想定としてＲＰＶ破損までは原子炉注水しないが，ＲＰＶ破損後はＲＰＶ内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，ＲＰＶ破損後は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。 東海第二では，原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
(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。	(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，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気及び水素が急速に放出され，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することを防止するため，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧手段を整備する。	柏崎の記載を踏まえ修正
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，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手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。	また，原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から，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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手段を整備する。 さらに，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，逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点及び格納容器内の減圧及び除熱の観点から，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減圧及び除熱手段を整備する。 また，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から，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手段，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原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱手段，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱手段を整備し，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。	SRV 環境条件を緩和する観点とした 東海第二では，ベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施
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「7.2.1 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。		東海第二では原子炉圧力容器破損後のスプレイマネジメント等，特有の手順がある。
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 7.2.2−1 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。 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 7.2.2−1 図から第 7.2.2−4 図に，対応手順の概要を第 7.2.2−5 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 7.2.2−1 図及び第 7.2.2−3 図である。	本格納容器破損モードの防止及びその他の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要を以下に示す。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。また，重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.2−1 表に示す。	
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，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，緊急時対策要員（現場）	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必要な要員は，災害対策要員（初動）20 名及び参集要員 2 名である。 災害対策要員（初動）の内訳は，当直発電長 1 名，当直副発電長 1 名，運転操作対応を行うための当直運転員 4 名，指揮，通報連絡を行うための災害対策要員（指揮者等）4 名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員 10 名である。 参集要員の内訳は，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	プラント基数，設備設計及び運用の相違により必要要員数は異なるが，タイムチャートに要員の充足性を確認している。 東海第二では招集要員は 2 時間以降に期待する評価としている。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
は８ 名である。 また，事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は，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※1 である。必要な要員と作業項目について第 7.2.2―6 図に示す。 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，28 名で対処可能である。 ※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。	応要員２名である。 必要な要員と作業項目について第 3.2―3 図に示す。 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，災害対策要員（初動）20 名及び参集要員２名で対処可能である。	東海第二では緊急用海水系に期待した評価としている。
a. 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て原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域モニタ等である。	ａ．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。また，主蒸気隔離弁が閉止し，逃がし安全弁（安全弁機能）により原子炉圧力が制御されるとともに，再循環系ポンプが停止したことを確認する。 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は，平均出力領域計装等である。	東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定 平均出力領域計装等： 【スクラム】平均出力領域計装，起動領域計装 【主蒸気隔離弁閉止】原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 【ＳＢＯ】Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧，Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧，緊急用Ｍ／Ｃ電圧
b. 高圧・低圧注水機能喪失確認 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※2 していることを確認する。 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である。 ※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。	ｂ．原子炉への注水機能喪失の確認 原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル２）設定点に到達後，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。 原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。 ｃ．早期の電源回復不能の確認 全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔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，非常用母線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，常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。 ｄ．常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作 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高圧電源装置から緊急用母線を受電する。 常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作に必要な計装設備は，緊急用Ｍ／Ｃ電圧である。 ｅ．電源確保操作対応 早期の電源回復不能の確認後，非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。 ｆ．可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	東海第二では，解析上考慮しない操作も含め，手順に従い必ず実施する操作を記載 可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等：移動，ポンプ設置，ホース敷設・接続，送水準備を含む

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	ｇ．高圧注水機能喪失の確認 原子炉スクラム後，原子炉水位の低下が継続し，原子炉水位異常低下（レベル２）設定点に到達した後，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。 高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量等である。 ｈ．高圧代替注水系の起動操作 高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。なお，有効性評価においては，高圧代替注水系による原子炉注水操作には期待しない。 高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は，高圧代替注水系系統流量である。	原子炉隔離時冷却系系統流量等：原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉各理事冷却系系統流量，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）
	ｉ．常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後，中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。 常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は，Ｍ／Ｃ ２Ｃ電圧及びＭ／Ｃ ２Ｄ電圧である。 ｊ．原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。 ｋ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお，有効性評価においては，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。	東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定
	ｌ．緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作 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）による原子炉注水機能喪失を確認した後，中央制御室にて，非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に，緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また，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。 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作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。 ｍ．代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	東海第二では事象発生 90 分後から代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	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，格納容器スプレイを実施し，格納容器内の減圧及び除熱を実施する。 代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作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等である。	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等：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，サプレッション・チェンバ圧力
c．炉心損傷確認 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，ドライウェ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。 炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器内雰囲気放射線レベルである。 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。	n．炉心損傷の確認 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とする。 炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）等である。	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）等：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） 記載箇所の相違
d．水素濃度監視 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することから，原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。 原子炉格納容器内の水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)である。		記載箇所の相違
e．逃がし安全弁による原子炉急速減圧 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。 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。 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。	o．逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作 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，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 個を手動で開放し，原子炉を減圧する。なお，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。 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作に必要な計装設備は，原子炉水位（燃料域）等である。 原子炉減圧後は，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。 （添付資料 3.2.1）	東海第二では，BAF+20%で実施（詳細は添付資料 3.2.1） 東海第二では，原子炉減圧タイミングの考え方について記載 原子炉水位（燃料域）等：原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・プール水温度

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>f. 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
原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により溶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※3 を実施する。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。
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。
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。
※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。</td><td></td><td>東海第二では代替循環冷却系によって格納容器内除熱が継続されていることから，格納容器圧力は上昇せず，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の実施基準（465kPa[gage]）に到達しない。</td></tr>
<tr><td>g. 原子炉格納容器下部への注水
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。
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，原子炉圧力容器下鏡部温度である。
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。この場合の注水は，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 180m3 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。
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である。
また，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。</td><td>p．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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作
代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水操作を実施する。ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時から約 1m の水位が形成されているが，この場合の注水は，事故時の格納容器雰囲気温度上昇によりペデスタル（ドライウェル部）水が蒸発し水位低下する可能性があるため，水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ溶融炉心・コンクリートの影響を緩和する観点から，ペデスタル（ドライウェル部）水位を 1m とすることが目的である。ペデスタル（ドライウェル部）水位が 1m を超えて上昇したことを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ペデスタル（ドライウェル部）水はサプレッション・チェンバに排水され，ペデスタル（ドライウェル部）水位は 1m となる。
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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作に必要な計装設備は，格納容器下部水位等である。
なお，有効性評価の解析条件としては，ペデスタル（ドライウェル部）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。
q．水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作
炉心損傷が発生すれば，ジルコニウム－水反応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，常設低圧代替注水系ポンプを用</td><td>東海第二では通常時からペデスタル内に水位約 1m の水張りをしている。事故時には，デブリ冷却の観点から水位を確実に 1m 付近とするため，一旦ペデスタル（ドライウェル部）注水し，水位が 1m を超えた時点で注水を停止，その後，自動排水によって水位は 1m に戻ることで，デブリ落下時に確実に 1m 付近に水位を維持する
なお，ＭＡＡＰ解析上は，デブリ落下まではペデスタル水位は 1m に維持されていることから，水位の確保操作については模擬していない。
格納容器下部水位等：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，代替淡水貯槽水位

格納容器内水素濃度（ＳＡ）等：格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ）</td></tr>
</table>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
	いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施後，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継続的に確認する。 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）等である。	
	ｒ．サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入操作 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール水ｐＨ制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水のｐＨを７以上に制御することで，サプレッション・プール水中での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。	
	ｓ．格納容器下部水温の継続監視 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の喪失数増加，原子炉圧力容器温度（下鏡部）の300℃到達といったパラメータの変化を確認する。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容器下部水温を継続監視する。 格納容器下部水温の継続監視の開始に必要な計装設備は，原子炉圧力容器温度等である。	東海第二では，ＲＰＶ破損後速やかに代替格納容器スプレイ及び格納容器下部注水を実施するため，ＲＰＶ破損を確実に検知するための対応として，ＲＰＶ下鏡部温度が300℃に到達した時点で，ＲＰＶ破損の兆候ととらえ，格納容器下部水温の継続監視を行う 原子炉圧力容器温度等：原子炉圧力容器温度，格納容器下部水温
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，原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また，原子炉圧力の急激な低下，ドライウェルの圧力の急激な上昇，原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な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。	ｔ．原子炉圧力容器破損の判断 格納容器下部水温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。 原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は，格納容器下部水温である。 （添付資料3.2.2）	デブリがペデスタルに落下し，水温計がデブリと接触することで機能喪失することでＲＰＶ破損を判断する。（詳細は添付資料3.2.2）
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ェルの圧力の差圧が0.10MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。	ｕ．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操作（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。 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操作（原子炉圧力容器破損後）の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等である。	代替循環冷却系が運転中であるが，デブリがペデスタル（ドライウェル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く，十分な格納容器冷却ができないため，代替格納容器スプレイ冷却系を追加起動する。 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，代替淡水貯槽水位
i．溶融炉心への注水 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。 格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設	ｖ．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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作 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操作（原子炉圧力容器破損後）を実施後，中央制御室からの遠隔	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
備は，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等である。 格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）のほか，格納容器下部水位計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，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。 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 ドライウェ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 これらは，短時間ではなく数時間の推移を確認する。 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。	操作により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）によりペデスタル（ドライウェル部）水位 2.75m までペデスタル（ドライウェル部）注水を実施する。以降は，ペデスタル（ドライウェル部）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・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り，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。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，断続的に溶融炉心が落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制する観点から，0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。 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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作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等である。 格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることは，格納容器下部水位によって確認することができる。高さ 0.2m までの溶融炉心堆積を検知した場合は，原子炉圧力容器破損時の影響を受けないペデスタル外側のボックス内に設置された格納容器下部水位（2.25m 及び 2.75m 位置にそれぞれ複数設置）によってペデスタル（ドライウェル部）水位を監視し，溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。また，高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，格納容器下部水位（0.5m 及び約 1m 位置にそれぞれ複数設置）によって，溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。なお，格納容器下部雰囲気温度によりペデスタル（ドライウェル部）の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していることを確認することによっても，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。 （添付資料 3.2.3）	デブリの落下により低下した水位を補いデブリの冠水を維持するために，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水を行う。水位回復後は，Ｓ／Ｐ水位上昇を極力抑えるために，ペデスタル（ドライウェル部）内の水位を一定の範囲に制御する。 低圧代替注水系格納容器下部注水流量等：低圧代替注水系格納容器下部注水流量，格納容器下部水温，格納容器下部水位，代替淡水貯槽水位 デブリの落下量が少量で、プール水が十分にサブクール度が低い状態になっていない場合には水蒸気爆発発生時の影響が大きくなるため，プール水のサブクール度が小さくなるために必要なデブリが十分落下するまで（高さ 0.2m まで堆積）は，ペデスタル（ドライウェル部）水位を 0.5m から 1m の範囲で制御する。
j．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※4 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（RHR B 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。 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，サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。 ※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	w．代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作 「m．代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作」以降，代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱を継続するが，原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の減圧及び除熱のため，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。サプレッション・チェンバを水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し，緊急用海水系により格納容器内の熱を海に逃がすことで，格納容器外からの注水によるサプレッション・プール水位の上昇抑制を図る。 代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作に必要な計装設備は，代替循環冷却系原子炉注水流量等である。 x．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操作 代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作を実	外部水源の持ち込みを制限し，Ｓ／Ｐ水位+6.5m 到達による格納容器ベントを回避するため，内部水源である代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行う。原子炉注水した水は，ＰＲＶ下部の破損口から落下してペデスタル（ドライウェル部）内に注水される。 代替循環冷却系原子炉注水流量等：代替循環冷却系原子炉注水流量，大チアー循環冷却系格納容器スプレイ流量，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	施後，サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減する観点から，「ｕ．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操作（原子炉圧力容器破損後）」を一旦停止し，格納容器への水の持ち込みを制限する。ただし，格納容器圧力が上昇し，465kPa［gage］に到達した場合は，中央制御室からの遠隔操作により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操作を実施し，格納容器圧力が400kPa［gage］到達により格納容器冷却を停止する。以降，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）の運転により，格納容器圧力を400kPa［gage］から465kPa［gage］の範囲で制御する。これは，格納容器圧力を400kPa［gage］から465kPa［gage］の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め，サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減するための運用として設定している。 　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操作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等である。 ｙ．使用済燃料プールの冷却操作 　代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。 ｚ．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 　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。 　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に必要な計装設備は，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）である。 ａａ．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。	外部水源持ち込みを制限するため代替格納容器スプレイを一旦停止するが，一時的に格納容器圧力が再上昇するため，465kPa[gage]到達時点で再度スプレイを実施する。 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，代替淡水貯槽水位
7.2.2.2 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 　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，「6.2 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「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）」である。	3.2.2　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 　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，ＴＱＵＸに属する事故シーケンスの内，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「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗（＋ＤＣＨ）」である。	PRA 評価上，減圧失敗として認知失敗を想定しており，炉心損傷前の原子炉減圧（時間余裕が短い）に対して，炉心損傷後の手動減圧までは時間余裕が多くなることから成功基準が異なり，前段に失敗した場合でも後段の手動減圧には成功するパスがある。本シーケンスとしては，SA 対策として炉心損傷後の手動減圧を BAF;+20%で実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	本評価事故シーケンスでは「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評価として，原子炉圧力容器破損時の原子炉冷却材圧力を確認する観点より，原子炉圧力容器破損までは事象を進展させることを前提とする必要があり，原子炉への注水失敗により原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。具体的には，炉心損傷前の段階で設計基準事故対処設備の非常用炉心冷却系である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系，高圧注水設備である原子炉隔離時冷却系のみならず，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（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，低圧注水機能を含む全ての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が損傷し，その後，原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。	する手順としている。 東海第二では，シナリオの想定としてＲＰＶ破損までは原子炉注水しないが，実際の手順としては，ＲＰＶ破損後はＲＰＶ内を冷却するため原子炉注水を実施することとしており，手順に従いＲＰＶ破損後は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。
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。	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デスタル（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。 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。	落下量の抑制等：溶融炉心落下後のＰＣＶ圧力・温度上昇の緩和，コリウムシールドやコンクリートへの影響緩和を含む 東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定。
なお，格納容器過圧・過温破損の観点については，「7.2.1 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で破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから，LOCA をプラント損傷状態とする事故シーケンスは，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。	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で破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから，ＬＯＣＡをプラント損傷状態とする事故シーケンスは，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。	
本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低圧注水系のみならず，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「7.1.2 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。	本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低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系のみならず，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（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。	
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	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長さの 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	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	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。	
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。	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。	
なお，この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は，「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「7.2.5 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。	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ー冷却材相互作用」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。	
本格納容器破損モードではプラント損傷状態を TQUX とし,「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「7.2.5 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，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 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。	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ー冷却材相互作用」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，異なるプラント損傷状態を選定している。 ＴＱＵＶでは，安全機能の喪失に対する仮定として，減圧機能は喪失していないが，低圧注水機能が喪失していることから原子炉注水ができないため，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）の手動操作によって原子炉を減圧し，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。 ＴＱＵＸでは，安全機能の喪失に対する仮定として，減圧機能が喪失しているため，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，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）の手動操作によって原子炉を減圧し，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。	表現の相違はあるが内容は同じ（ヒアリングコメントをうけ表現を最適化している）
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ー冷却材相互作用」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。	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，本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ー冷却材相互作用」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。よって，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ー冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については，同じシーケンス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。	表現の相違はあるが内容は同じ
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 FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧	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ＦＣＩ（溶融炉	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
力容器内FCI（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。 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。 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。	心細粒化），原子炉圧力容器内ＦＣＩ（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。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。 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。	
(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンス対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2−2 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。	(2)　有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する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。	
a. 事故条件 (a) 起因事象 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。	a．事故条件 (a)　起因事象 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。	
(b) 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。 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※5 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。 ※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。	(b)　安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし，さらに，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。 (c)　重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定 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する。なお，常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）は考慮する。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。 また，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を「3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において評価するものとする。	東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定 柏崎では事象を通じて原子炉注水を実施していないが，東海第二ではベースケースにおいてＲＰＶ破損後に原子炉注水を実施しているため，感度解析としてＲＰＶ破損後に原子炉注水に期待しない場合の解析を実施
(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 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。	(d)　外部電源 外部電源は使用できないものとする。 安全機能の喪失に対する仮定に基づき，外部電源なしを想定する。	資源の観点では常設代替高圧電源装置５台が事象発生から７日間継続起動した場合でも軽油貯蔵タンクの容量以下の消費であることを別途評価し

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
(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。	(e)　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。 （添付資料 3.2.4）	ている。 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等:計装配管からの漏えい等（添付資料 3.2.4 参照）
(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－水反応及び溶融炉心・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「7.2.4 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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。	(f)　水素及び酸素の発生 水素の発生については，ジルコニウム－水反応及び溶融炉心・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及び酸素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及び酸素の発生量は「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。初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については，「3.4 水素燃焼」と同じである。	柏崎ではコンクリート侵食によるガス発生を踏まえ「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は侵食しないため「ＤＣＨ」において水素及び酸素の発生の影響を確認している
b. 重大事故等対策に関連する機器条件	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。	(a)　原子炉スクラム 原子炉スクラムは，原子炉水位低（レベル３）信号によるものとする。	解析における原子炉水位低下を厳しく見積もる観点から，原子炉水位低（レベル３）信号によりスクラムするものとしている。
	(b)　主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。 (c)　再循環ポンプ 再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。	東海第二ではヒアリングでの議論を踏まえ記載
(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。	(d)　逃がし安全弁 逃がし安全弁（安全弁機能）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制するものとする。また，原子炉減圧には，逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし，容量として，1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。	東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，また，原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待した評価としている。
(c) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉圧力容器破損前に，格納容器下部注水系（常設）により 90m3/h で原子炉格納容器下部に注水し，水位が 2m に到達するまで水張りを実施するものとする。 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，格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当の注水を行うものとする。 (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 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 70m3/h で原子炉格納容器内にスプレイする。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，130m3/h 以上で原子炉格納容器内にスプレイす	(e)　代替循環冷却系 代替循環冷却系の循環流量は，炉心冷却の維持に必要な流量，格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，全体で $250m^3$／h とし，原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ $250m^3$／h で連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，ドライウェルへ $150m^3$／h，原子炉へ $100m^3$／h にて流量配分し，それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。 (f)　緊急用海水系	定格蒸気流量 6240t/h に対し，各弁の逃がし弁機能における排気流量 354.6t/h～367.6t/h であることから，各弁の排気流量は約 5.7%～5.9%となるため，参考情報として約 6%と記載している。解析の入力としては第 3.2-2 表のとおり，減圧特性を入力している。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
る。 (e) 代替循環冷却系※6 代替循環冷却系の循環流量は，全体で約 190m3/h とし，ドライウェルへ約 140m3/h，原子炉格納容器下部へ約 50m3/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。 ※6 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。	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。 (g) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 原子炉圧力容器破損の判断後に，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し，300m^3／h にて格納容器内にスプレイするものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば，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 465kPa［gage］に到達した場合は，運転員の操作頻度を厳しめに高くする観点から，130m^3／h にて格納容器内にスプレイするものとする。 (h) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉圧力容器破損の判断後に，溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し，80m^3／h にてペデスタル（ドライウェル部）に注水するものとする。 (i) 可搬型窒素供給装置 可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は，温度 30℃，純度 99vol%にて 200m^3／h（窒素 198m^3／h 及び酸素 2m^3／h）で格納容器内に注入するものとする。 (j) コリウムシールド 材料は，コンクリートの侵食を抑制する観点から，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。 （添付資料 3.5.1） (k) ペデスタル（ドライウェル部）床面積 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ことから，コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。	代替循環冷却系が運転中であるが，デブリがペデスタル（ドライウェル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く，十分な格納容器冷却ができないため，代替格納容器スプレイ冷却系を追加起動する。 詳細は「ｖ．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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作」に記載 大気中の空気を原料とし，空気中の酸素を吸着除去することで純度 99%の窒素を注入する設備であることから，総供給量 200m3/h に対し，窒素 198m3/h，酸素 2m3/h として評価している 温度は気象条件に基づき設定 融点は国プロに基づき設定（添付資料 3.5.1） 東海第二ではコリウムシールドを全面に敷設することから，床面積についてはコリウムシールド設置後の床面積を設定している。
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，「6.3.5 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。 (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。 (b) 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，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開始し，原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する。 (c) 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前の先行水張り）は，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを	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。 (a) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は，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ものとする。 (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作並びに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 分後から開始するものとする。その後，原子炉圧	東海第二では，緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
確認して開始し，原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水量 180m3 相当）に到達したことを確認した場合に停止する。 (d) 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。 (e) 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。 (f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作※7 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。 ※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。	力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に，ドライウェルと原子炉へ流量配分し，それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで，代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を実施するものとする。 (c) 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操作（原子炉圧力容器破損後）は，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，原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始するものとする。また，原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に停止するものとする。その後，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操作は，格納容器圧力が 465kPa［gage］に到達した場合に開始し，格納容器圧力が 400kPa［gage］まで低下した場合に停止するものとする。 (d) 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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作は，操作実施に必要な時間を考慮し，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，ペデスタル（ドライウェル部）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，ペデスタル（ドライウェル部）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，ペデスタル（ドライウェル部）水位を維持する。 (e) 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するものとする。	代替循環冷却系が運転中であるが，デブリがペデスタル（ドライウェル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く，十分な格納容器冷却ができないため，代替格納容器スプレイ冷却系を追加起動する。 詳細は「v．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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作」に記載
(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件 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。 b. 代替循環冷却系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※8 されるものとする。 ※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。 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。 d. 原子炉建屋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。	(3) 有効性評価（Ｃｓ－137 放出量評価）の条件 ａ．事象発生直前まで，定格出力の 100％で長期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。 ｂ．炉内に蓄積されている核分裂生成物は，事象進展に応じて，格納容器内に放出されるものとする。セシウムの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，代表的なソースタームに関する報告書であるＮＵＲＥＧ－1465 より大きく算出する。 ｃ．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・プール水でのスクラビング等による除去効果を受けるものする。 ｄ．原子炉建屋から大気中へ漏えいするＣｓ－137 の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。	ＡＥＣの式等：ＡＥＣの式，ＧＥの式，定常流の式の全てを包絡するよう設定している（添付資料 3.1.2.5）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
a) 原子炉格納容器からの漏えい量は，格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。 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。	(a) 格納容器からの漏えい率は，設計漏えい率及びＡＥＣの式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。 (b) 漏えい量を保守的に見積もるため，原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は，原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。また，原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は，大気への放出率を１回／日（設計値）とする。なお，原子炉建屋ガス処理系の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。 原子炉建屋ガス処理系は，常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115 分後に起動し，起動後５分間で負圧が達成されることを想定する。	東海第二では，準備時間等を考慮して，事象発生２時間後から原子炉建屋ガス処理系の効果に期待している
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。	(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び放射性物質の除去効果は考慮しないものとする。 （添付資料 3.2.5）	Ｃｓ−137 放出量評価には影響ないが，よう素についても除去効果を考慮していないため放射性物質とした。
(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンス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 7.2.2−7 図から第 7.2.2−12 図に示す。	(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンス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，サプレッション・プール水位，サプレッション・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，ペデスタル（ドライウェル部）の水位，ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量並びにドライウェル及びサプレッション・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。	東海第二では，ＲＰＶ破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「ＤＣＨ」で確認することとしているため，気相濃度，コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している
a. 事象進展 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。	a．事象進展 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 分後に炉心損傷が開始する。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，原子炉減圧を実施する。	東海第二ではフローチャートと記載を統一 運用の相違 東海第二では循環冷却系によって格納容器除熱を行う。
事象発生から約 3.7 時間後，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で，格納容器下部注水系（常設）による原子炉圧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 90m3/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	事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱を行う。また，代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を実施後，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施し，ペデスタル（ドライウェル部）を 1m とする。 原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）又は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	代替循環冷却による除熱開始後，ＲＰＶ破損までに水位確保操作を実施。 ＭＣＣＩによる侵食を防止しつつ，水蒸気爆発の影響を小さくする水位として設定

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
格納容器下部への水張りを停止する。	破損に至る。	
原子炉圧力容器が破損し，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。	原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水位 1m の水中に落下する際に，溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）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。	溶融デブリが十分冷却されるまでは蒸発量も多く，冠水維持の観点で 80m^3／h の注水を実施。溶融デブリが十分冷却された後は，蒸気発生量が低下し格納容器圧力も低下傾向になるため，ペデスタルへの注水は代替循環冷却系による原子炉注水への崩壊熱相当の注水がＲＰＶ下部の破損口からペデスタルに流入することで溶融デブリを冷却する。
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。	溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した後は，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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作によりペデスタル（ドライウェル部）に 80m^3／h の注水を行い，溶融炉心を冠水維持することで，継続的に溶融炉心の冷却を実施する。	
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。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 130m3/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。	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。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作により 250m^3／h の格納容器スプレイを実施していること，原子炉圧力容器破損を判断した時点で，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操作（原子炉圧力容器破損後）により 300m^3／h の格納容器スプレイを実施することにより，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。	解析上，代替格納容器スプレイ冷却系を停止し代替循環冷却系を起動した時点では代替循環冷却系の除熱量では格納容器圧力の上昇を抑えきれず若干上昇するため，465kPa[gage]到達時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を再度起動する。その後、400kPa[gage]到達により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を停止する。
事象発生から 20.5 時間が経過した時点で，代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により，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，原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。	格納容器圧力が低下傾向となった時点で，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操作（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，ドライウェルへ 150m^3／h，原子炉へ 100m^3／h に分配する。その後，格納容器圧力が 465kPa［gage］に到達した時点で，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操作（130m^3／h の格納容器スプレイ）を実施する。これらによって，格納容器圧力及び雰囲気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，ペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心は安定的に冷却される。	
	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（サプレッション・チェンバ）内への窒素注入操作を実施することで，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 310kPa[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減圧及び除熱操作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。	安定状態は確立されているが，長期的な対応として窒素注入を行う。その後，柏崎では「パージ」として可燃瀬ガスの排出を行うが，東海第二の場合は事故後約 53 日後に「ベント」として可燃性ガスを排出する。
なお，事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器破損までは，逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]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逃がし安全弁を通ってサプレッション・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，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。	なお，事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損までは，逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa［gage］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逃がし安全弁（自動減圧機能）を通ってサプレッション・チェンバへ放出される高温流体やドライウェル雰囲気温度の熱的影響を考慮しても，逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。 （添付資料 3.2.6）	東海第二では，ＲＰＶ破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「ＤＣＨ」で確認することとしているため，気相濃度，コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
b. 評価項目等	b．評価項目等 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，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，代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を行うことによって，圧力上昇は抑制される。事象発生の約 7.4 時間後に最高値の約 0.47MPa［gage］となるが，以降は低下傾向となることから，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa［gage］）を下回る。なお，格納容器バウンダリにかかる圧力が最高となる事象発生約 7.4 時間後においても，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。 （添付資料 3.2.7） 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，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，代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を行うことによって，温度上昇は抑制される。事象発生の約 7.4 時間後に最高値の約 151℃となるが，以降は低下傾向となることから，評価項目である 200℃を下回る。	水の放射線分解で発生する水素及び酸素が，MAAP で計算された格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合が無視し得る程度であることをもって，(7)のうち，蓄積の観点で評価項目を満足することを確認しています。
原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.3MPa[gage]であり，2.0MPa[gage]以下に低減されている。 本評価では，「6.2.2.2 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。なお，「6.2.2.2 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「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「7.2.5 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，原子炉格納容器下部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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。 なお，「6.2.2.2 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「7.2.1 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，溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については，　本評価において，「6.2.2.2 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。	原子炉圧力は，第 3.2－4 図に示すとおり，原子炉圧力容器の破損直前で約 0.3MPa［gage］であり，2.0MPa［gage］以下に低減される。 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。なお，コリウムシールドによってペデスタル（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，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。 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 時間後に溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）へ落下するが，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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水，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，代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を行うことで，第 3.2－7 図及び第 3.2－8 図に示すとおり，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は低下傾向を示し，ペデスタル（ドライウェル部）に落下	酸素濃度が可燃限界以下であることをもって，(7)のうち，燃焼の観点で評価項目を満足することを確認しています。 柏崎では「パージ」として可燃瀬ガスの排出を行うが，東海第二の場合は事故後約 53 日後に「ベント」として可燃性ガスを排出する。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
	した溶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，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。	
ここで，「6.2.2.2 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2.5TBq（7 日間）となり，100TBq を下回る。 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2.6TBq(30 日間)及び約2.6TBq(100 日間）であり，100TBq を下回る。	事象発生から7日までの大気中へのＣｓ－137 放出量は，約 3.2×10^{-2}TBq であり，評価項目である 100TBq を下回る。また，事象発生から7日間以降，Ｃｓ－137 の放出が継続した場合の放出量評価を行ったところ，約 3.4×10^{-2}TBq（事象発生 30 日間）及び約 3.9×10^{-2}TBq（事象発生 100 日間）であり，いずれの場合も 100TBq を下回る。 （添付資料 3.2.5，3.2.8）	柏崎，東二ともに7日間ベントを実施しないため，格納容器からの漏えい量の差が Cs-137 放出量に影響。 格納容器からの漏えい量は，格納容器内の放射性物質の濃度が高い事象初期が支配的となること，柏崎の PCV スプレイ開始は約 3.7 時間（RPV 下鏡温度 300℃到達時点）に対し，東二では代替循環冷却系による PCV スプレイ開始は 90 分であることから，以下のとおり Cs-137 放出量に差がある。 ・東二は，早期の PCV スプレイにより格納容器内の Cs 濃度が抑制される（エアロゾルの捕集）効果が大きい ・東二は，早期の PCV スプレイにより格納容器圧力が低く推移するため建屋への漏えい量が低減
	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)の評価項目並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について，対策の有効性を確認した。 「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は，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において確認している。また，(8)の評価項目については，「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。	東海第二では，ＲＰＶ破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「ＤＣＨ」で確認することとしているため，気相濃度，コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している
7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 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。 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。 また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，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）とする。 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	3.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 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。 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）及び原子炉隔離冷却系のみならず，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。よって，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，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作，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，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とする。 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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。 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。 また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった，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。 (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，「6.7 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。 a. 運転員等操作時間に与える影響 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。本評価事故シーケンスでは，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。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。 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ことを確認している。このため，原子炉水	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。 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。 また，原子炉水位を監視し，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手動操作による原子炉減圧を行うといった，兆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。 (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。 ａ．運転員等操作時間に与える影響 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。本評価事故シーケンスでは，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，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逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度及び原子炉圧力容器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。 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Ｓ	東海第二ではＲＰＶ破損後に原子炉注水を実施することから，ＲＰＶ破損までは原子炉注水に期待しない評価としている。 燃料被覆管温度等：被覆管酸化割合を含む 東海第二ではＲＰＶ下鏡部温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない（監視強化は行うが具体的な操作が伴うものではないため）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	ＡＦＥＲ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。	
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，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。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。	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，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。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，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さく，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では格納容器下部水温計により原子炉圧力容器の破損を判断する手順としており，原子炉圧力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等：原子炉水位の低下（喪失），制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3.2.2）
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（溶融炉心細粒化）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，下部プレナムでの溶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。	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（溶融炉心細粒化）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，下部プレナムでの溶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。	
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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。炉心下部プレナムでの溶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。	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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。炉心下部プレナムでの溶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，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さく，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では格納容器下部水温計により原子炉圧力容器の破損を判断する手順としており，原子炉圧力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。
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	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	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	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。原子炉圧力容器破損の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，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わずかであり，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 （添付資料3.2.9）	東海第二では格納容器下部水温計により原子炉圧力容器の破損を判断する手順としており，原子炉圧力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。
b. 評価項目となるパラメータに与える影響 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。	ｂ．評価項目となるパラメータに与える影響 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逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作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までに原子炉圧力を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。	評価項目となるパラメータ：原子炉圧力
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。	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，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉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。	評価項目となるパラメータ：原子炉圧力
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，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炉心溶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	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，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炉心溶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，原子炉圧力容器破損が発生する前に，十分な時間余裕をもって逃がし安全	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>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。

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（溶融炉心細粒化）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，下部プレナムでの溶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。

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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。
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。

(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条件
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，第 7.2.2−2 表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。

(a) 運転員等操作時間に与える影響
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</td><td>弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作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。
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（溶融炉心細粒化）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，下部プレナムでの溶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，原子炉圧力容器破損が発生する前に，十分な時間余裕をもって逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作により原子炉圧力を低下させ，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。
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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。
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。
（添付資料 3.2.9）
(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条件
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，第 3.2−2 表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。

(a)　運転員等操作時間に与える影響
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 に対して最確条件は燃焼度 33GWd／t 以下であり，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と同等以下となる。燃焼度 33GWd／t の場合は，解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。また，燃焼度 33GWd／t 未満の場合は，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（逃がし安全弁</td><td>評価項目となるパラメータ：原子炉圧力

評価項目となるパラメータ：原子炉圧力

評価項目となるパラメータ：原子炉圧力

評価項目となるパラメータ：原子炉圧力</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
（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。 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。	（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作を実施すること）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。 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。 機器条件の可搬型窒素供給装置は，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には窒素温度が上昇するため格納容器雰囲気温度が上昇する可能性がある。本評価事故シーケンスでは，格納容器雰囲気温度を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。 （添付資料3.2.9）	
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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。 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。	(b)　評価項目となるパラメータに与える影響 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に対して最確条件は燃焼度33GWd／t以下であり，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と同等以下となる。燃焼度33GWd／tの場合は，解析条件と最確条件は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ない。また，燃焼度33GWd／t未満の場合は，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，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉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，原子炉減圧操作開始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ない。 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。 機器条件の可搬型窒素供給装置は，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には窒素温度が上昇するため格納容器雰囲気温度が上昇する可能性がある。窒素注入は事象発生から約167時間後に開始するため，代替循環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は除熱されており，窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから，窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。 （添付資料3.2.9）	評価項目となるパラメータ：原子炉圧力 評価項目となるパラメータ：原子炉圧力 評価項目となるパラメータ：格納容器雰囲気温度
b. 操作条件 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。	b．操作条件 操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「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。	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
(a) 運転員等操作時間に与える影響 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。 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。	(a)　運転員等操作時間に与える影響 操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は，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は事象発生から約 38 分の時間余裕があり，また，原子炉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くなる可能性があるが，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。 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，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，操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を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。 操作条件の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，解析上の操作開始時間として事象発生から約 167 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として，格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol％（ドライ条件）到達は事象発生から約 167 時間後であるのに対し，可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol％（ドライ条件）到達時（事象発生から約 124 時間後）に開始するため，十分な時間余裕があることから，操作開始時間に与える影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 （添付資料 3.2.9）	
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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。 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	(b)　評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は，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。 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	評価項目となるパラメータ：原子炉圧力

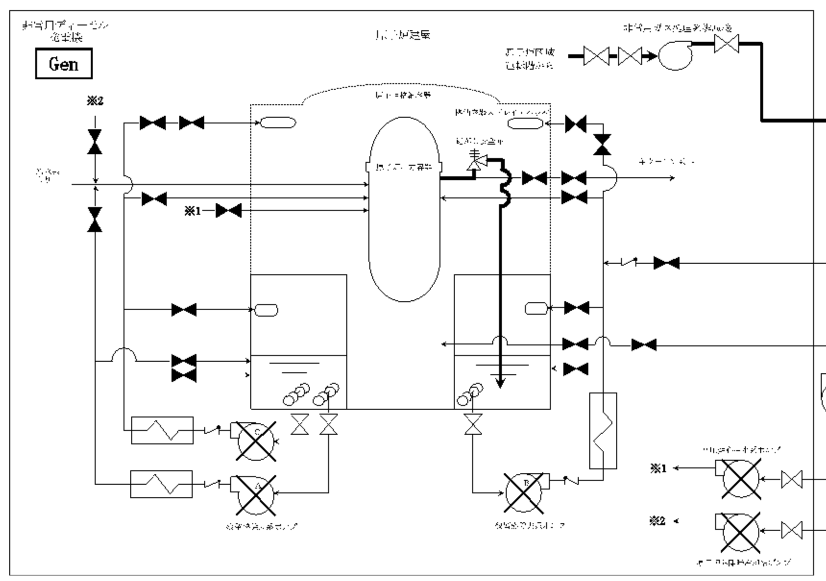
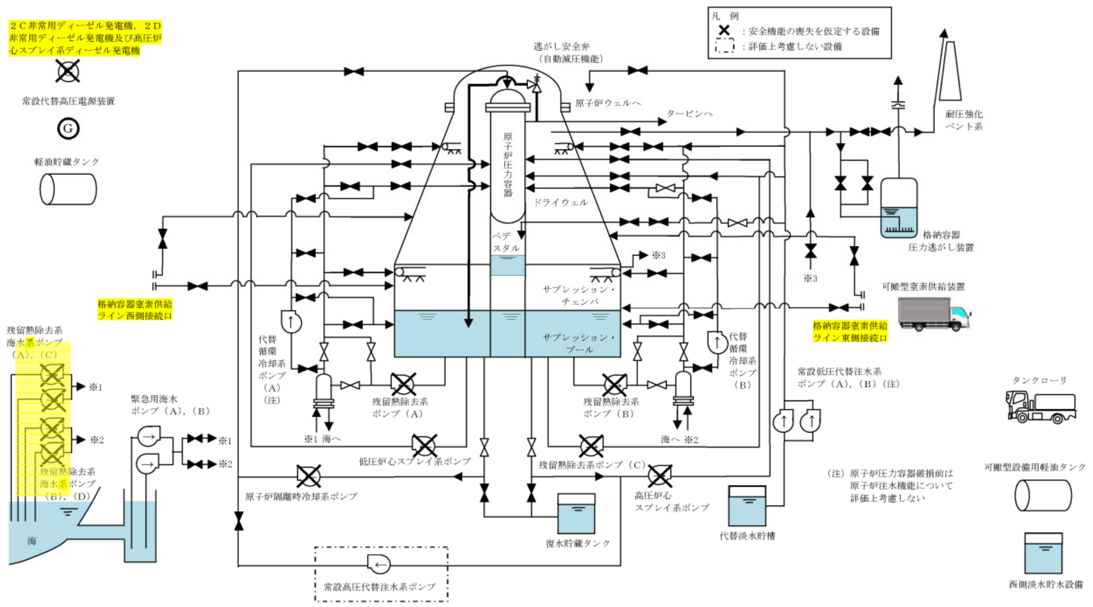
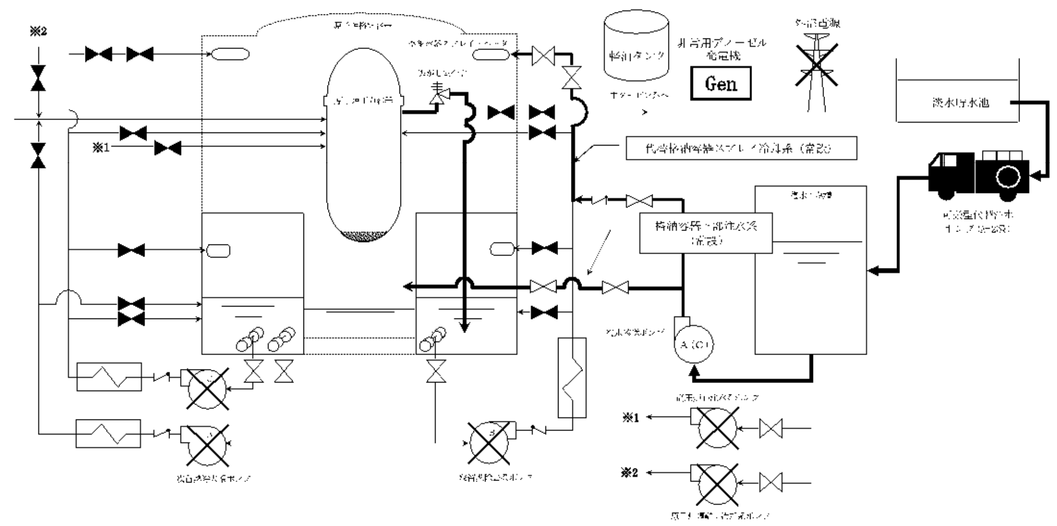
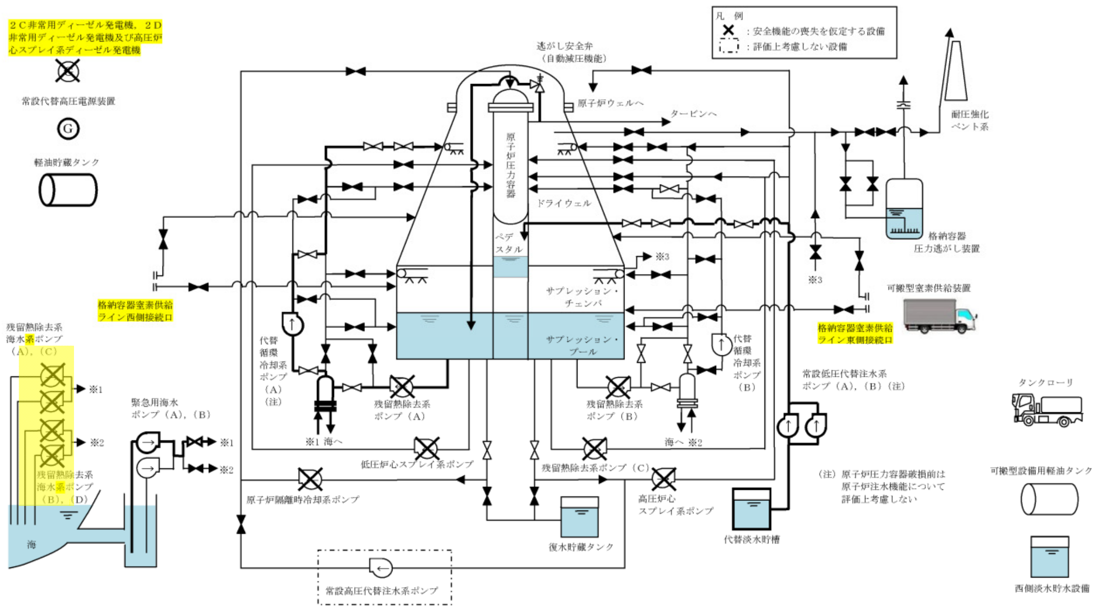
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	系による格納容器減圧及び除熱操作は，運転員等操作時間に与える影響として，操作開始時間が早まった場合には，本操作も早まる可能性があり，格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は，解析上の操作開始時間として事象発生から約 167 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として，格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し，可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 124 時間後）に開始するため，十分な時間余裕があることから，操作開始時間に与える影響は小さく，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 3.2.9）	評価項目となるパラメータ：格納容器圧力，格納容器温度 評価項目となるパラメータ：格納容器圧力，格納容器温度
(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，その結果を以下に示す。 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。 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。	(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，その結果を以下に示す。 操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉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，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。 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。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 時間の余裕があることから，時間余裕がある。 操作条件の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，格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 167 時間後であるのに対し，可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 124 時間後）に開始するため，十分な準備時間が確保できることから，時間余裕がある。 （添付資料 3.2.9） (4)　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 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，	評価項目となるパラメータ：酸素濃度（水素燃焼防止）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
	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3.2－28図，格納容器雰囲気温度の推移を第3.2－29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。 （添付資料3.2.10）	東海第二では，ベースケースにおいてＲＰＶ破損後の原子炉注水を考慮した解析を実施しているため，感度解析として原子炉注水を考慮しない場合の解析を実施
(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。	(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。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。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。	
7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 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，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，「7.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28 名である。「7.5.2 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。	3.2.4　必要な要員及び資源の評価 (1)　必要な要員の評価 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」の重大事故等対策に必要な災害対策要員（初動）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。	体制の相違
また，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。	また，必要な参集要員は，「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 2 名であり，参集要員の 72 名に含まれることから対処可能である。	
(2) 必要な資源の評価 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，「7.5.1(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。 a. 水源 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 2,700m3 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，合計約 5,400m3 の水が必要である。水源として，各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m3 及び淡水貯水池に約 18,000m3 の水を保有している。これにより，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。また，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	(2)　必要な資源の評価 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」の条件にて評価を行い，以下のとおりである。 ａ．水　源 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及び格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水については，7 日間の対応を考慮すると，合計約 $380\mathrm{m}^3$ の水が必要となる。 水源として，代替淡水貯槽に $4,300\mathrm{m}^3$ の水を保有していることから，水源が枯渇することはなく，7 日間の対応が可能である。 代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱については，サ	東海第二では，事象初期に参集要員に期待する操作はない。 設備，運用の相違 必要な参集要員：タンクローリによる燃料給油操作（2 名）

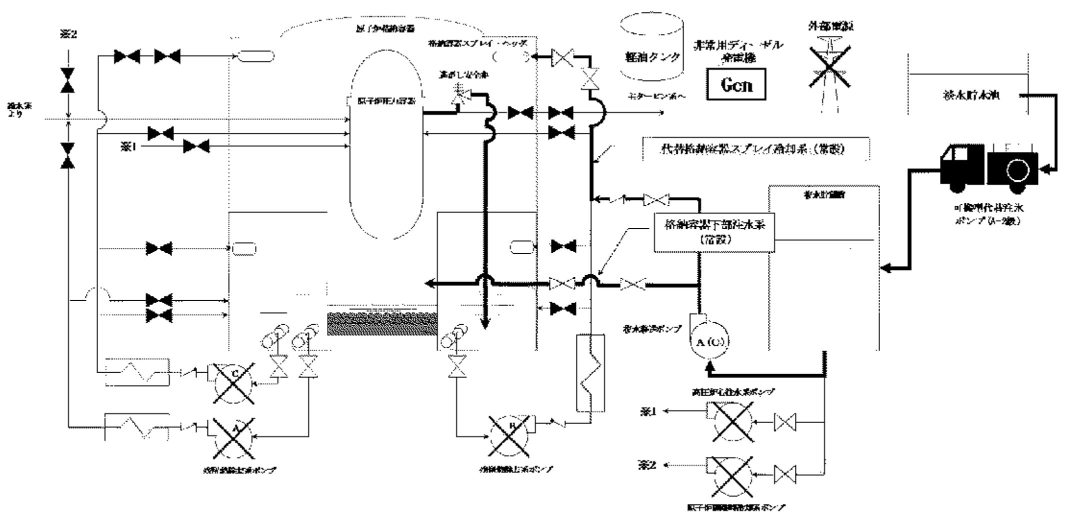
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
せることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで，復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが，これは，可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても，その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。	プレッション・プールを水源とすることから，水源が枯渇することはなく，7日間の対応が可能である。 （添付資料3.2.11）	
b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については，事象発生後7日間最大負荷で運転した場合，号炉あたり約753kL の軽油が必要となる。 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，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。本評価事故シーケンス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，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。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。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，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）。 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，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について，7日間の継続が可能である。	b．燃　料 常設代替交流電源設備による電源供給について，事象発生直後から7日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の運転を想定すると，約352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約800kL の軽油を保有していることから，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7日間の電源供給の継続が可能である。 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，事象発生直後から7日間の可搬型窒素供給装置の運転を想定すると，約18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kL の軽油を保有していることから，可搬型窒素供給装置による7日間の格納容器内への窒素注入の継続が可能である。 緊急時対策所用発電機による電源供給について，事象発生直後から7日間の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると，約70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kL の軽油を保有していることから，緊急時対策所用発電機による7日間の電源供給の継続が可能である。 （添付資料3.2.12）	東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定
c. 電源 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。 また，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・ポスト用発電機についても，必要負荷に対しての電源供給が可能である。	c．電　源 重大事故等対策時に必要な負荷は約2,756kW であるが，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5,520kW であることから，必要負荷に対しての電源供給が可能である。なお必要な負荷には，有効性評価で期待しないが電源供給される不要な負荷も含まれている。 可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車については，窒素供給装置に対しての電源供給が可能である。 緊急時対策所用発電機については，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）	東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
7.2.2.5 結論 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状況で損傷し，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。 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「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）」について，有効性評価を行った。 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。 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。 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。 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。	3.2.5　結　論 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，原子炉圧力が高い状態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，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器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（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段を整備している。 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「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）」について有効性評価を行った。 上記の場合においても，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作により，原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を2.0MPa［gage］以下に低減することが可能である。また，格納容器バウンダリにかかる圧力，格納容器バウンダリにかかる温度，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。 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。 重大事故等対策時に必要な要員は，災害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。 以上のことから，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」において，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段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。	評価項目のうち(1)～(3)，(6)及び(7)についても満足することを記載

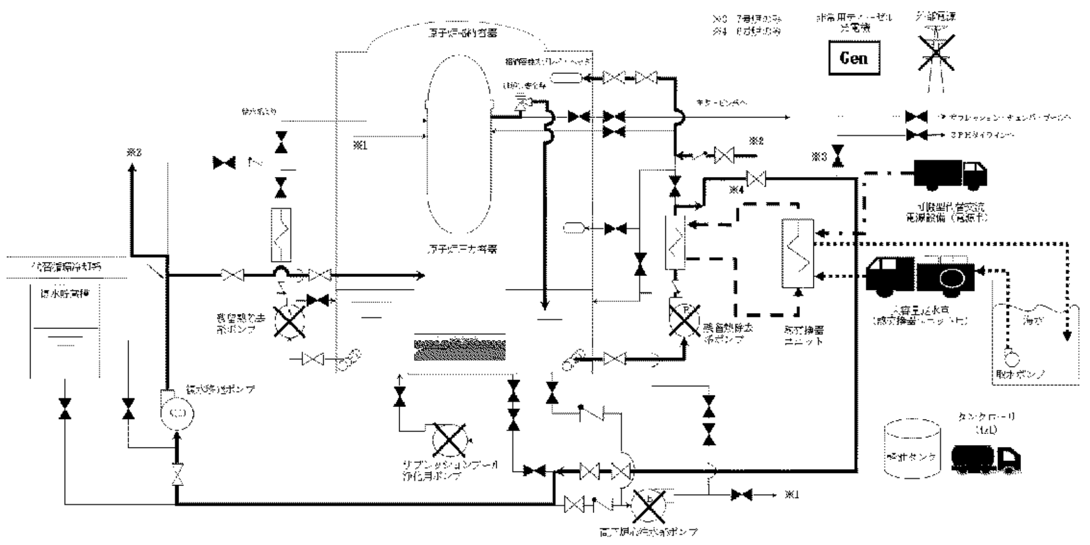
東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
 第 7.2.2－1 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時の重大事故等対処設備の概略系統図（1／5） （原子炉圧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） 3.2－46	
 第 7.2.2－2 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時の重大事故等対処設備の概略系統図（2／5） （原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保段階） 3.2－47	

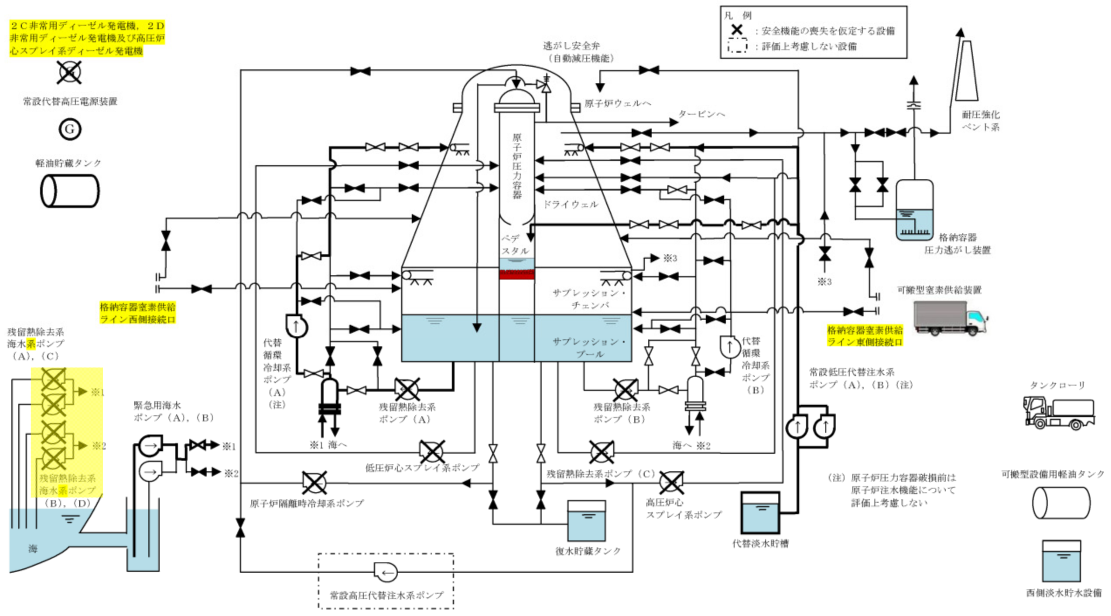
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　　考</th></tr>
<tr><td>


第 7.2.2−3 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後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水）

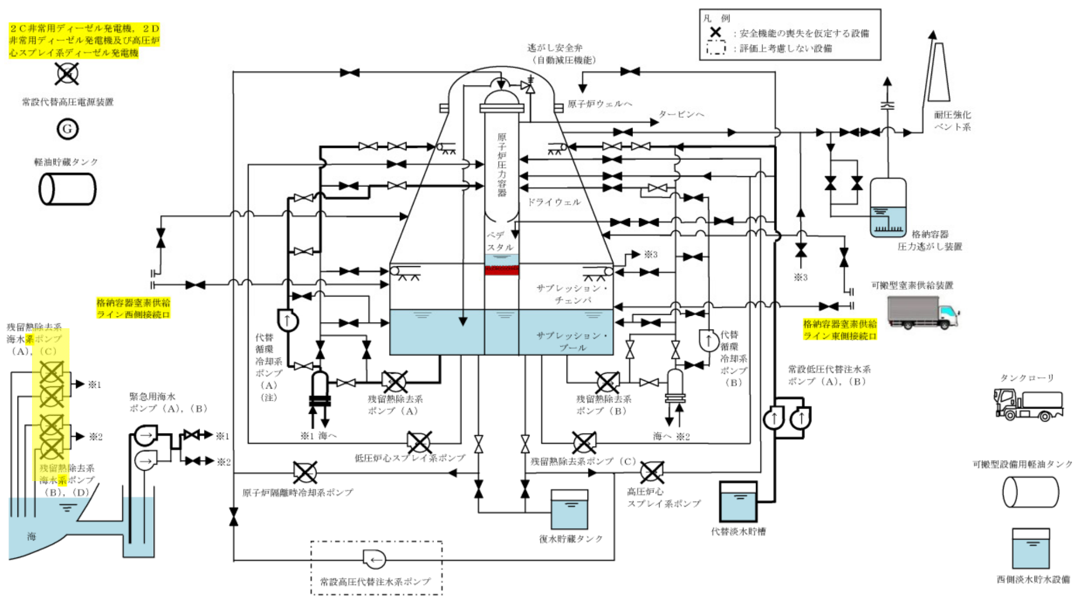


第 7.2.2−4 図　「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（4/4）（代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱）
</td><td>
3.2−48



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イ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水段階）

3.2−49

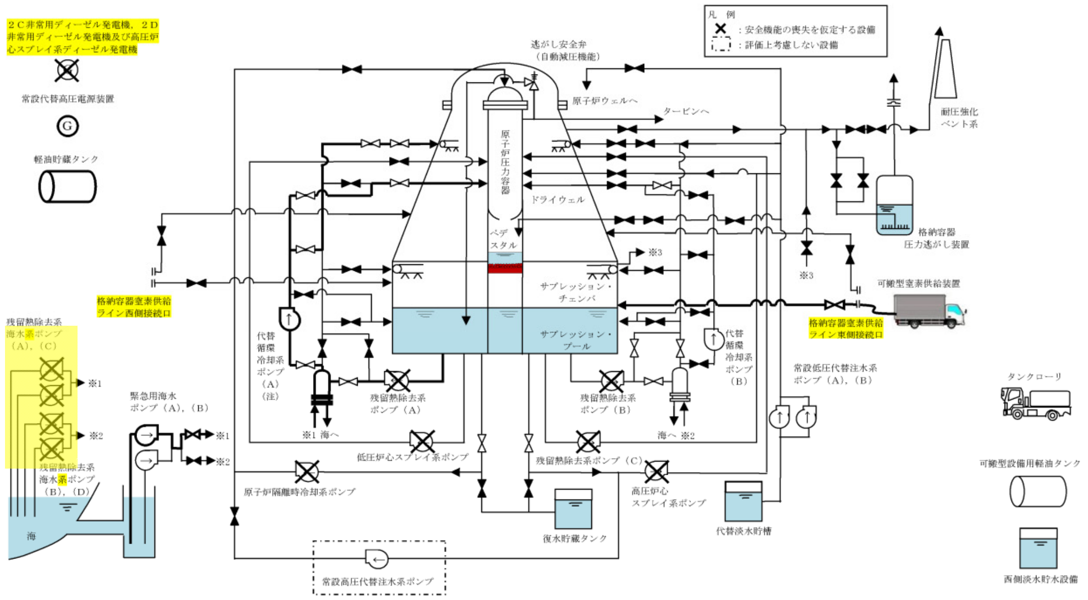


第 3.2−1 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(4／5)（原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）
</td><td></td></tr>
</table>

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

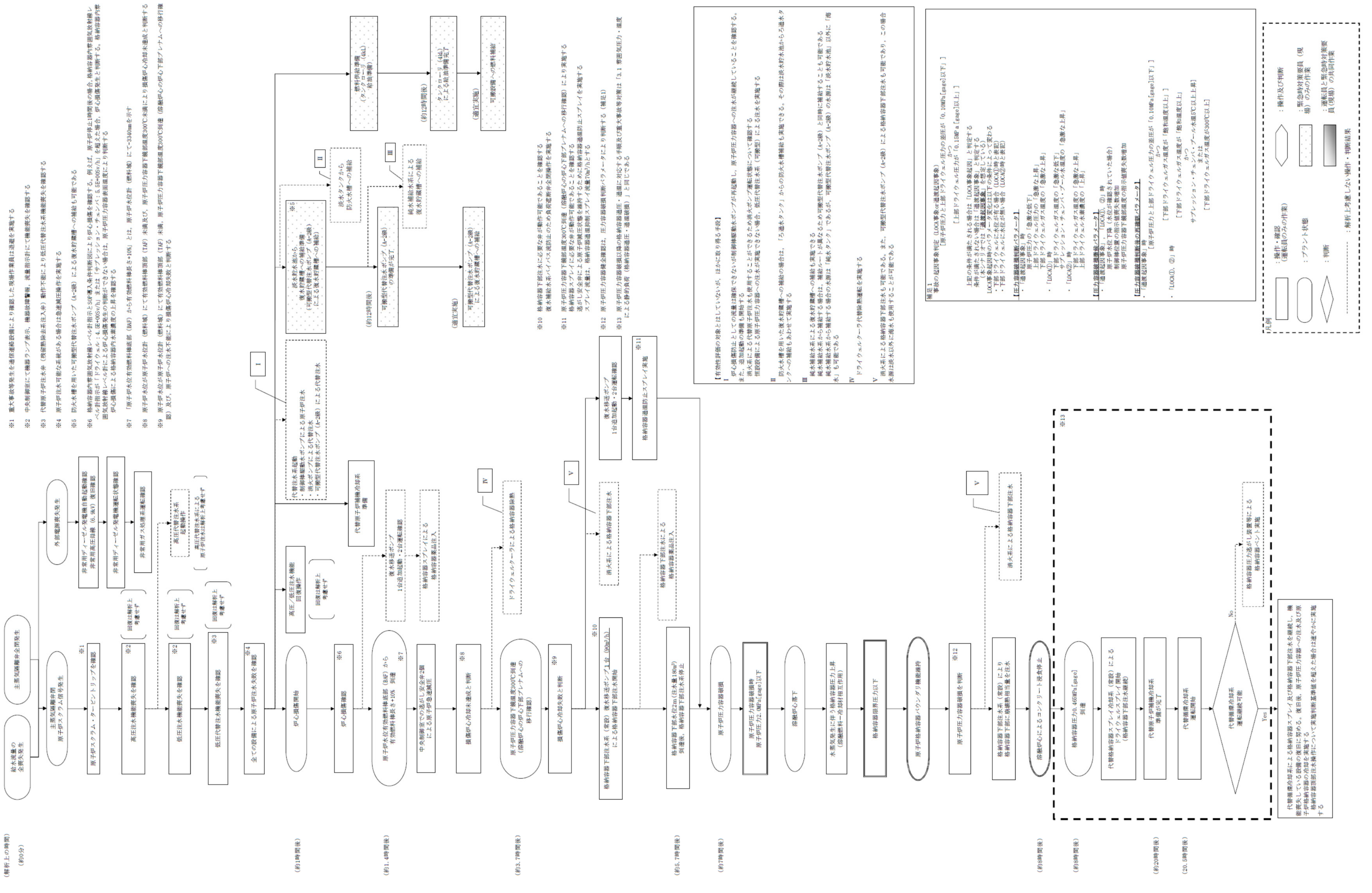
3. 2－50



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処設備の概略系統図（5／5）
（原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱，
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階）

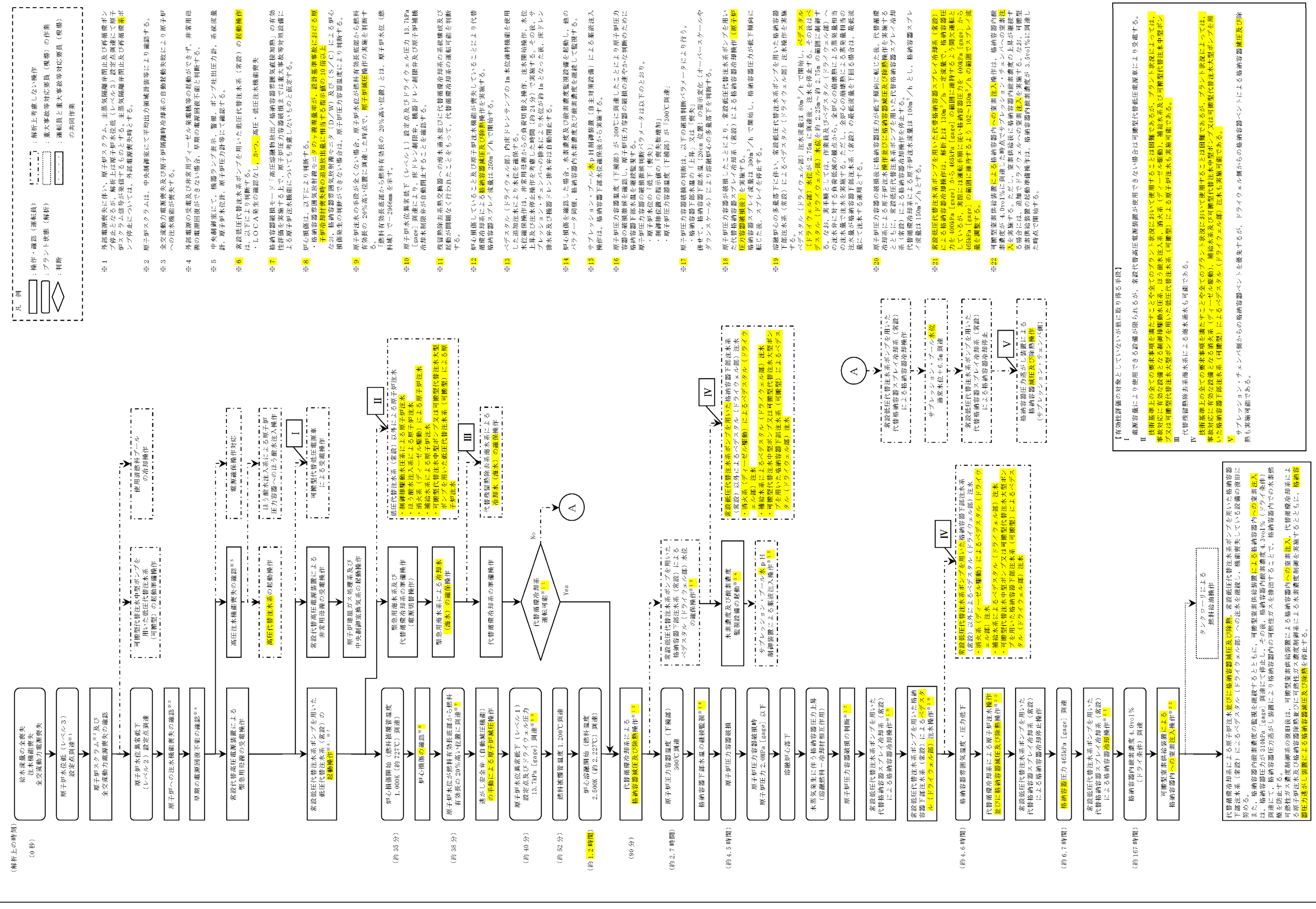
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	備　考



第７.２.２－５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

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

東海第二発電所	備　考
 第3.2－2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 3.2－51	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	備　考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

実施箇所・必要人員数

責任者	当直長		1人	中央監視 緊急時対策本部連絡
指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮
	7号	当直副長	1人	
通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 発電所外部連絡

経過時間（時間）の事象進展：
- ▽事象発生
- ▽原子炉スクラム
- ▽プラント状況判断
- ▽約1時間　炉心損傷開始
- ▽約1.4時間　原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）＋10%燃料有効長到達
- ▽約3.7時間　原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）
- ▽約7時間　原子炉圧力容器破損
- ▽約8時間　格納容器圧力0.465MPa[gage]到達

操作項目	運転員（中央制御室）6号	運転員（中央制御室）7号	運転員（現場）6号	運転員（現場）7号	緊急時対策要員（現場）6号	緊急時対策要員（現場）7号	操作の内容	経過時間（時間）1〜12	備考
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	－	－	－	－	・外部電源喪失確認		
							・原子炉スクラム，タービン・トリップ確認	10分	
							・非常用ディーゼル発電機起動確認		
							・全ての原子炉注水機能喪失確認		
非常用ガス処理系　運転確認	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・非常用ガス処理系　運転確認	10分	
			－	－	－	－	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
原子炉注水機能喪失調査，復旧操作 （解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系　機能回復		対応可能な要員により対応する
原子炉格納容器薬品注入操作 （解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・復水移送ポンプ起動／運転確認	10分	要員を確保して対応する
			－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	90分	
	－	－	2人 E, F	2人 e, f	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－			－	－	・現場移動 ・格納容器スプレイにあわせた薬品注入	80分	
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 ・低圧代替注水系（常設）系統構成	40分	
	－	－	2人 C, D	2人 c, d	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－			－	－	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30分	
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・逃がし安全弁　2個 手動開放操作	5分	
格納容器下部注水系　注水操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉圧力容器破損前の初期注水	原子炉格納容器下部水位2m（注水量180m³相当）到達後停止	
	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉圧力容器破損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	
格納容器薬品注入操作 （解析上考慮せず）	－	－	2人 E, F	2人 e, f	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	要員を確保して対応する
	－	－			－	－	・原子炉格納容器下部注水にあわせた薬品注入	30分	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・復水移送ポンプ起動／運転確認	30分	原子炉格納容器薬品注入操作において実施済みとなる
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉圧力容器破損確認まで継続実施	格納容器内過温抑制スプレイ流量「70m³/h」
	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	0.465～0.390MPa[gage]で間欠スプレイ	
代替原子炉補機冷却系　準備操作	－	－	(2人) C, D	(2人) c, d	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－			－	－	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系　現場系統構成	300分	
	－	－	－	－	13人 (参集) ↓ ※1	13人 (参集) ↓ ※1	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－	－	－			・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設，起動及び系統水張り	600分	
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	－	－	－	－	6人 ↓		・放射線防護装備準備	10分	
							・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動，ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続，ホース水張り）	360分	
					(6人) ↓ ※2		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給		
給油準備	－	－	－	－	2人 ↓ ※3		・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－	－	－			・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	140分	タンクローリ（4kL）残量に応じて適宜軽油タンクから補給
給油作業	－	－	－	－			・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油		

第 7.2.2－6 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)

東海第二発電所	備　考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

経過時間（分）：10　20　30　40　50　60　70　80　90　100　110　120　130　140　150　160　170　180　190　200

- ▽ 事象発生
- ▽ 原子炉スクラム
- ▽ プラント状況判断
- ▽ 約35分　炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1，000K 到達）
- ▽ 約 38 分　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
- ▽ 約52分　燃料被覆管温度 1，200℃到達
- ▽ 約1．2時間　炉心溶融開始（燃料温度 2，500K 到達）
- ▽ 2 時間　原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成

実施箇所・必要要員数
【　】は他作業後移動してきた要員

責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮
補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐
指揮者等	災害対策要員 （指揮者等）	4人	初動での指揮 発電所内外連絡

操作項目	当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）	操作の内容	経過時間	備考
状況判断	2人 A，B	－	－	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●再循環系ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認	10 分	
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	－	－	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1 分	
	【1人】 B	－	－	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2 分	
電源確保操作対応	－	－	2人 a，b	●電源回復操作	適宜実施	解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	－	－	●常設代替高圧電源装置 2 台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4 分	
高圧注水機能喪失の確認	【1人】 A	－	－	●原子炉隔離時冷却系の手動起動操作（失敗）	2 分	
中央制御室からの高圧代替注水系の起動操作	【1人】 A	－	－	●高圧代替注水系による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	4 分	解析上考慮しない
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）及び低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1人】 B	－	－	●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）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作	4 分	原子炉注水は解析上考慮しない
	【1人】 A	－	－	●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及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3 分	
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	【1人】 A	－	－	●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作	4 分	
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	20 分／海水通水開始後，適宜状態監視	
代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	【1人】 A	－	－	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作	6 分	原子炉注水は解析上考慮しない
				●代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱の系統構成操作及び起動操作	35 分／格納容器減圧及び除熱開始後，適宜状態監視	
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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	【1人】 A	－	－	●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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水に必要な負荷の電源切替操作	4 分	解析上考慮しない
				●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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	20 分／水位確保後，適宜状態監視	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	【1人】 A	－	－	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	8 分／適宜，格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常時暖気状態であり，交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後，暖気が自動的に開始される
サプレッション・プール水ｐH制御装置による薬液注入操作	【1人】 A	－	－	サプレッション・プール水ｐH制御装置による薬液注入操作	15 分	解析上考慮しない
炉心損傷の確認	【1人】 B	－	－	●炉心損傷の確認	2 分	
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作	【1人】 B	－	－	●逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の手動開放操作	1 分	
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	－	－	●非常用母線の受電準備操作（中央制御室）	35 分	
	－	2人 C，D	－	●非常用母線の受電準備操作（現場）	75 分	
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1人】 B	－	－	●常設代替高圧電源装置 3 台の追加起動操作	8 分	
				●非常用母線の受電操作	5 分	
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1人】 B	－	－	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作	5 分／起動操作実施後，適宜状態監視	
				●中央制御室換気系の起動操作	6 分／起動操作実施後，適宜状態監視	
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	【1人】 B	－	－	●ほう酸水注入系の起動操作	2 分	解析上考慮しない
				●ほう酸水注入系の注入状態監視	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	

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）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	備　　考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

経過時間（時間）：14 16 18 20 22 24 26 28 30 32 34 36

▽ 約20時間　代替原子炉補機冷却系準備完了
▽ 20.5時間　代替循環冷却運転　開始

操作項目	運転員（中央制御室）6号	運転員（中央制御室）7号	運転員（現場）6号	運転員（現場）7号	緊急時対策要員（現場）6号	緊急時対策要員（現場）7号	操作の内容	経過時間	備考
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	
	－	－	－	－	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設，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ローリ（4kL）への補給	140分	タンクローリ（4kL）残量に応じて適宜軽油タンクから補給
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	
代替循環冷却系　準備操作 （系統構成1）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・代替循環冷却系　中央制御室系統構成	30分　この時間内に実施	
	－	－	(4人) C, D E, F	(4人) c, d e, f	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （代替格納容器スプレイに影響のない部分）	120分　この時間内に実施	
原子炉格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉圧力容器破損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イ冷却系（常設）　操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	0.465～0.390MPa[gage]で間欠スプレイ	
代替循環冷却系　準備操作 （系統構成2）	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系　中央制御室系統構成	30分	
	－	－	(2人) E, F	(2人) e, f	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （復水貯蔵槽吸込弁）	30分	
	－	－	(2人) C, D	(2人) c, d	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁，第二止め弁）	30分	
代替循環冷却系　運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	－	－	－	－	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレイ弁，原子炉格納容器下部注水弁操作	5分	
代替循環冷却系　運転状態監視	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・代替循環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級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	－	－	－	－	※2 ↓ (4人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給	適宜実施	
給油作業	－	－	－	－	※3 ↓ (2人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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（参集要員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 7.2.2－6 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)

東海第二発電所	備　　考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

経過時間（時間）：1　2　3　//　4　5　//　25　//　124　//　167

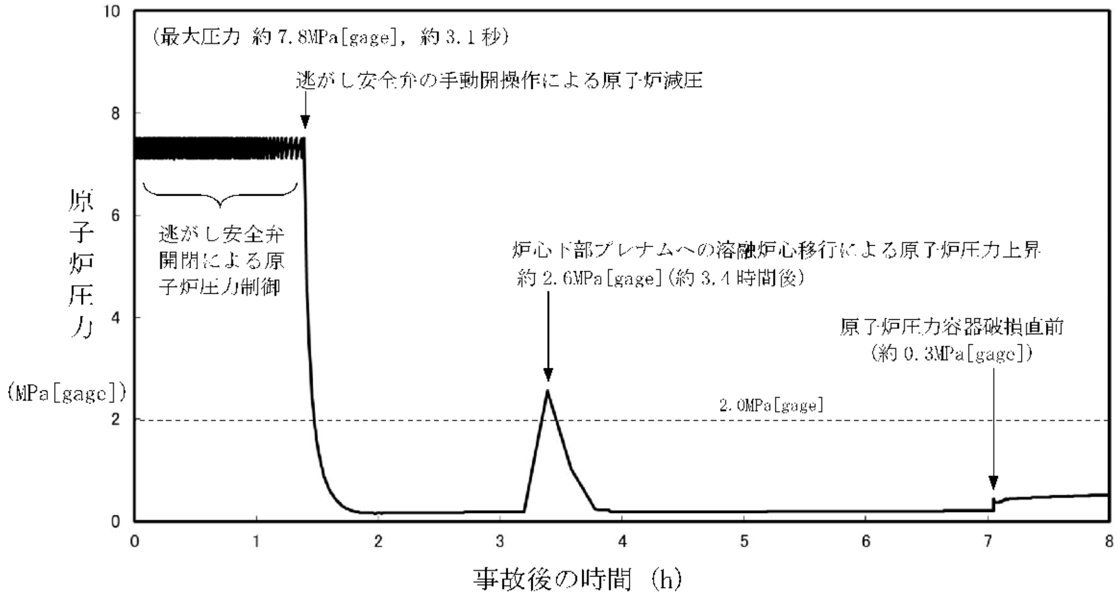
▽ 約 2.7 時間　原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃到達
▽ 約 4.5 時間　原子炉圧力容器破損
▽ 格納容器圧力低下から 30 分後
▽ 約 124 時間　格納容器内酸素濃度 3.5vol％（ドライ条件）到達
▽ 約 167 時間　格納容器内酸素濃度 4.0vol％（ドライ条件）到達

操作項目	実施箇所・必要要員数【　】は他作業後移動してきた要員：当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）	操作の内容	経過時間（時間）	備考
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 ●溶融炉心の堆積量の確認	破損判断パラメータ（格納容器下部水温）の継続監視　5分	
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操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】A	－	－	●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操作（原子炉圧力容器破損後）	1分　適宜状態監視	
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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作	【1人】A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作	1分　注水開始後，水位制御を継続	解析上では，約10分以上の間隔でペデスタル水位が変動するが，実運用上では崩壊熱相当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし，並行した操作を極力減らすこととする
代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	【1人】A	－	－	●代替循環冷却系による原子炉注水操作	原子炉注水中，適宜状態監視	
				●代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	格納容器スプレイ中，適宜状態監視	
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操作	【1人】A	－	－	●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操作	適宜実施	解析上では，約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが，実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし，並行した操作を極力減らすこととする
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】A	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●代替燃料プール冷却系の起動操作	15分	解析上考慮しない 事象発生後約25時間までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	－	－	8人 c～j	●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	解析上考慮しない 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を行う
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	－	－	【6人】 c～h	●可搬型窒素供給装置の移動，接続操作及び起動操作	180分　可搬型窒素供給装置起動後，適宜状態監視	
タンクローリによる燃料給油操作	－	－	2人 （参集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	90分	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
				●可搬型窒素供給装置への給油操作	適宜実施	
必要要員合計	2人 A，B	2人 C，D	10人　a～j 及び参集2人			

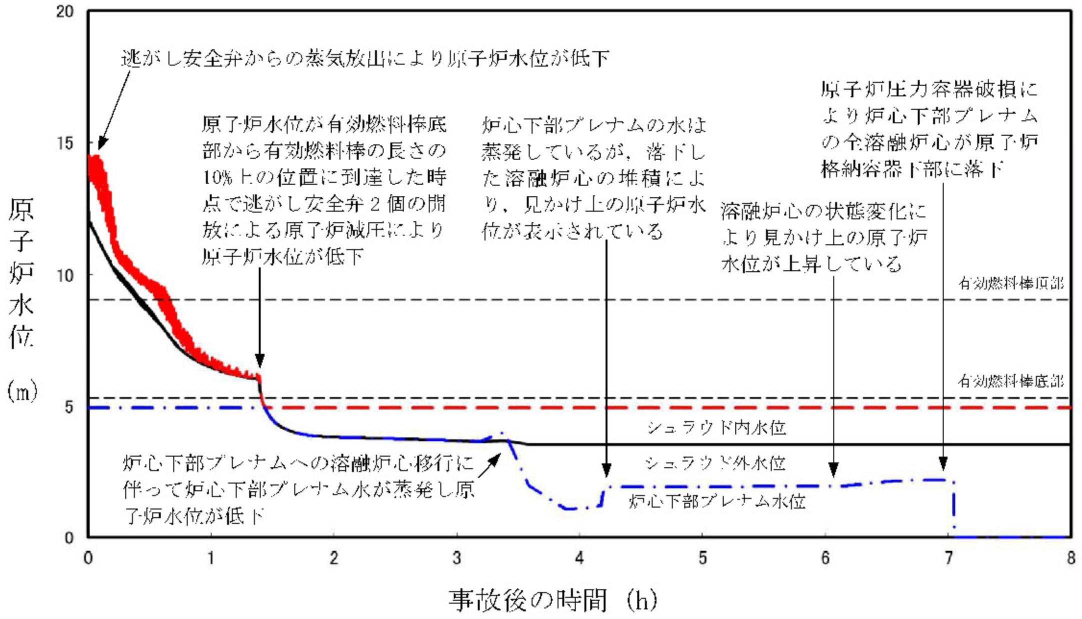
第 3.2－3 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（2／2）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

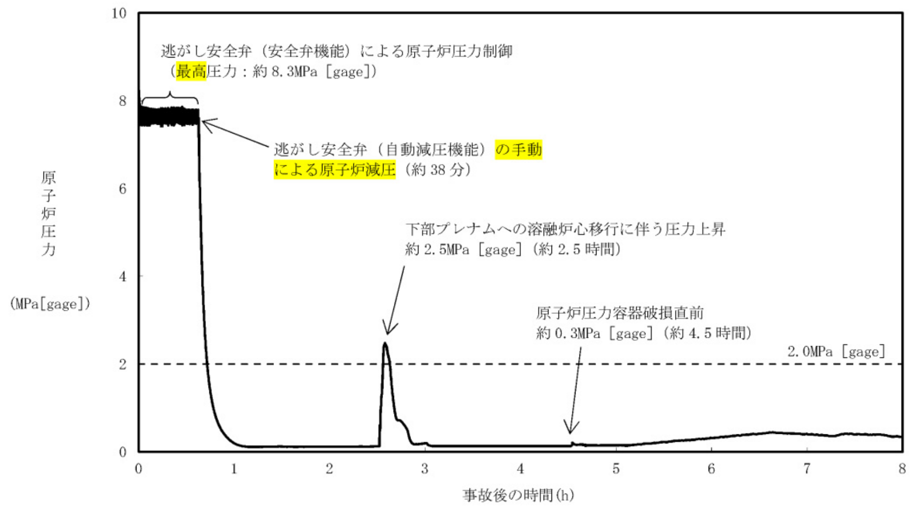


第 7.2.2－7 図　原子炉圧力の推移

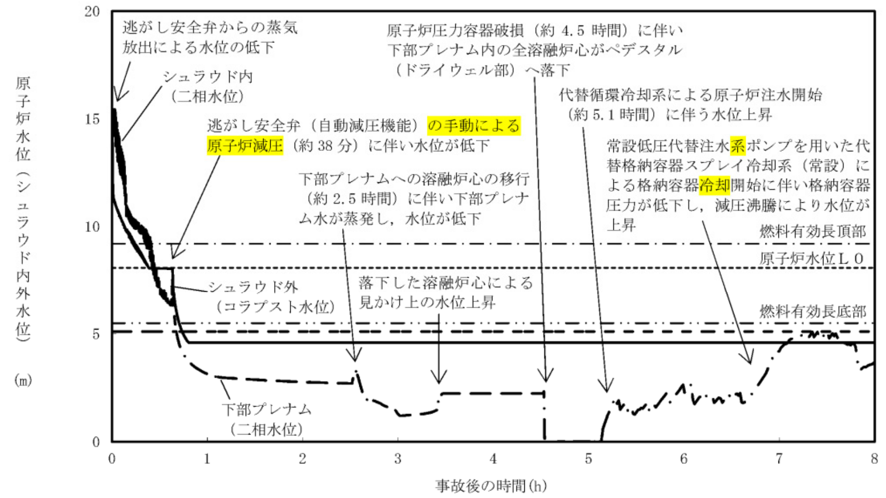


第 7.2.2－8 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

東海第二発電所

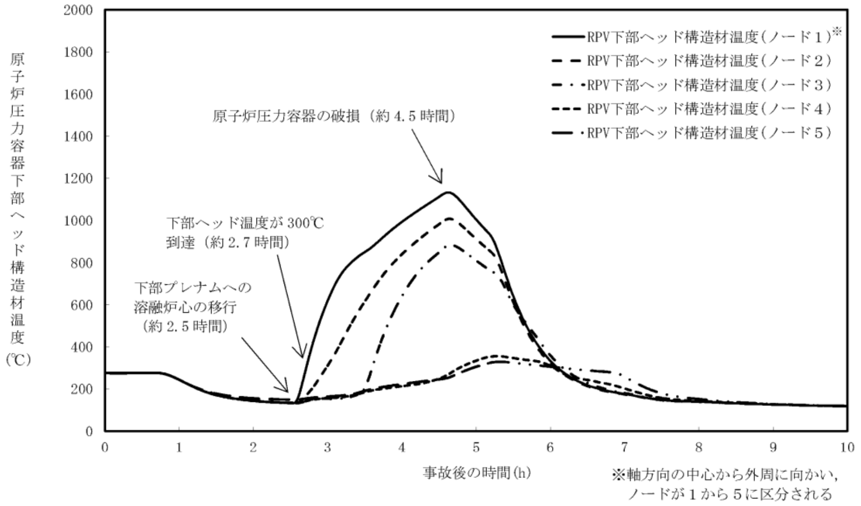


第 3.2－4 図　原子炉圧力の推移



第 3.2－5 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

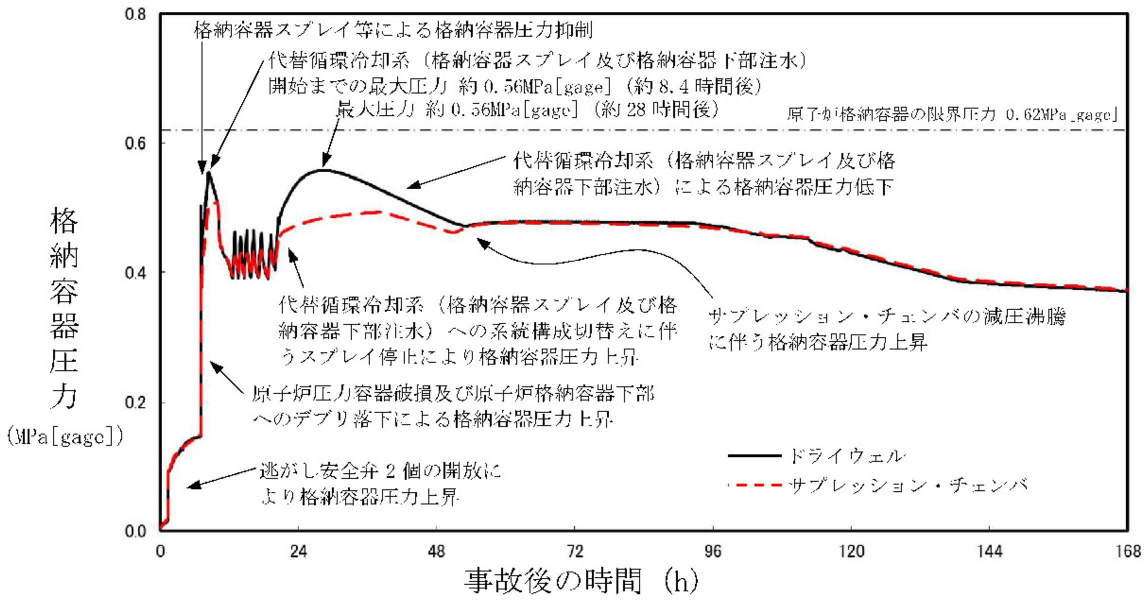
3.2－54

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	 第 3.2－6 図　原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移 3.2－55	

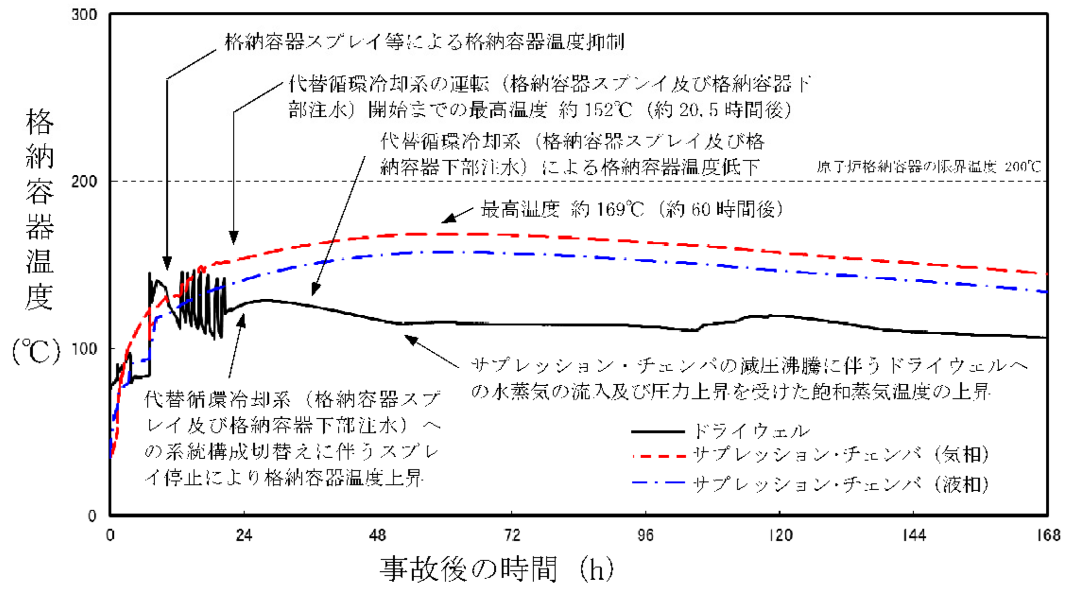
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

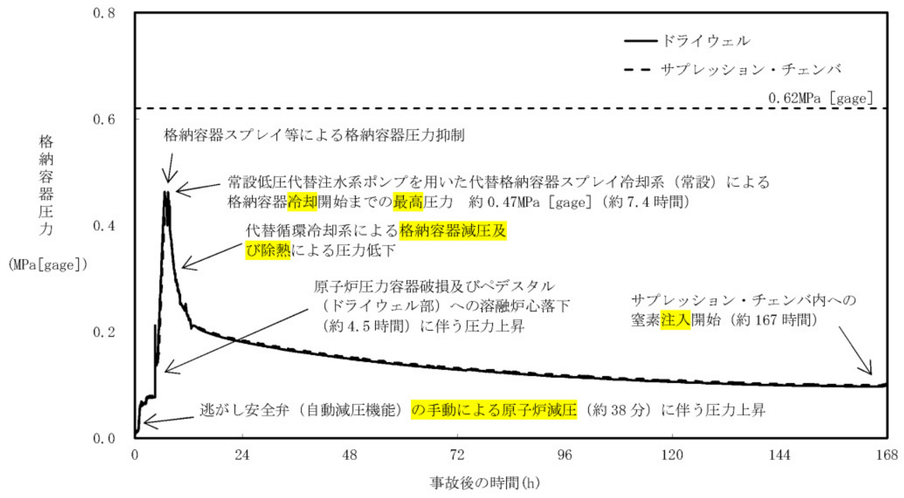


第 7.2.2－9 図　格納容器圧力の推移

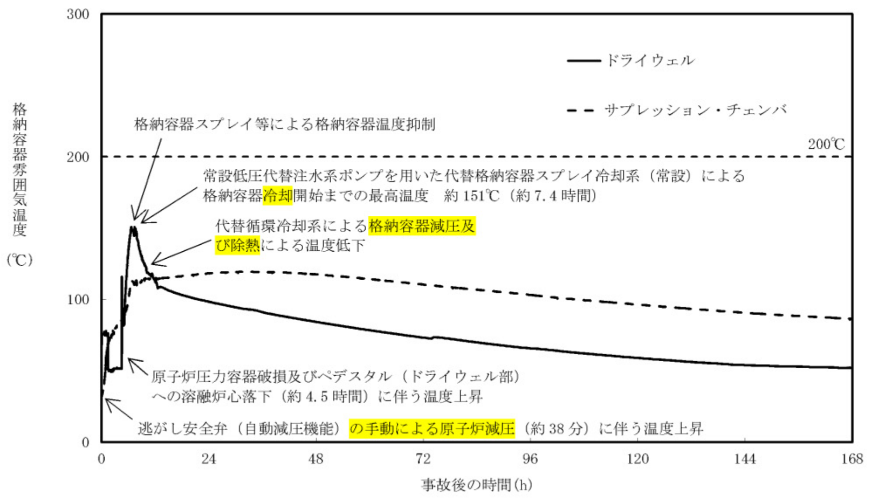


第 7.2.2－10 図　格納容器温度の推移

東海第二発電所



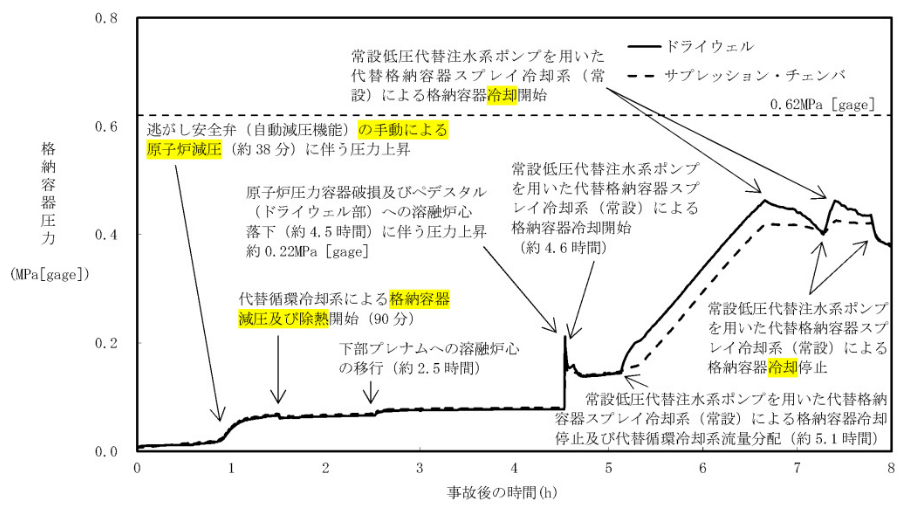
第 3.2－7 図　格納容器圧力の推移



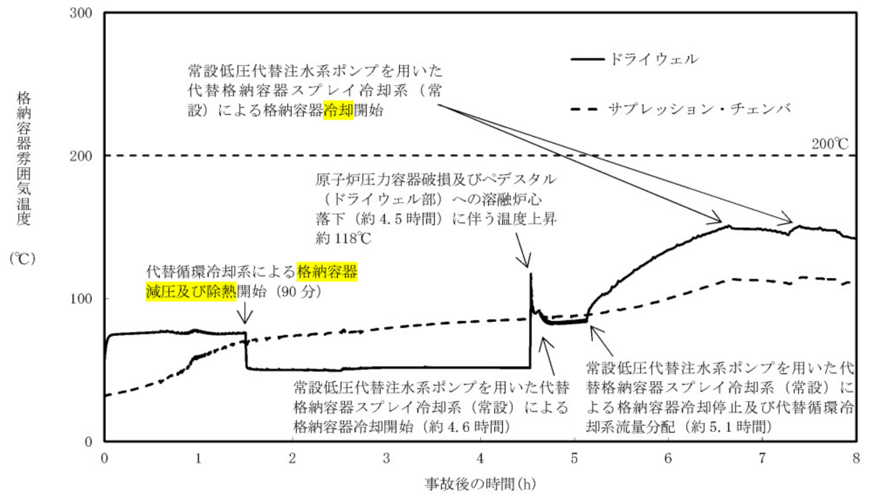
第 3.2－8 図　格納容器雰囲気温度の推移

3.2－56

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



第3.2−9図　格納容器圧力の推移（～8時間）

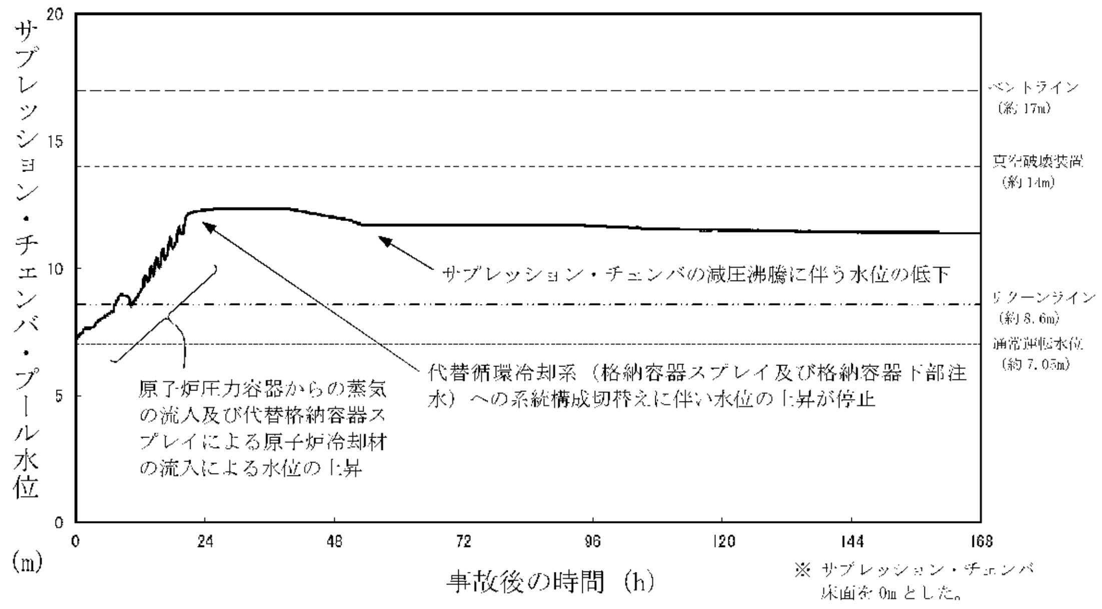


第3.2−10図　格納容器雰囲気温度の推移（～8時間）

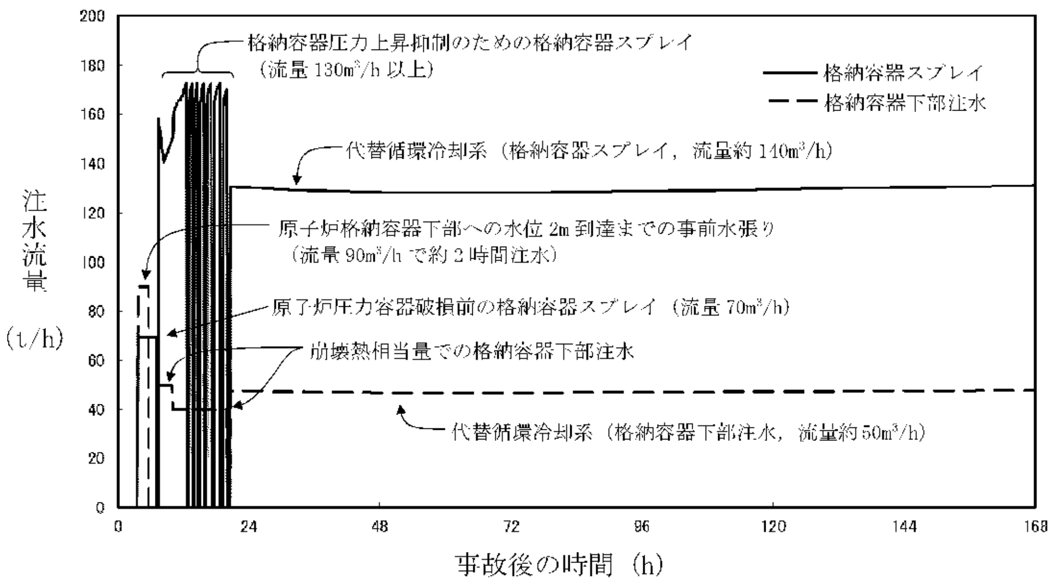
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

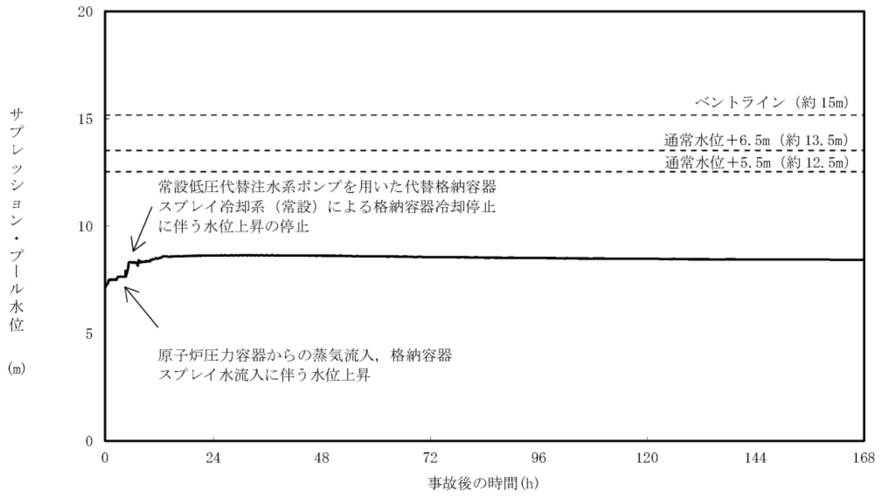


第 7.2.2－11 図　サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

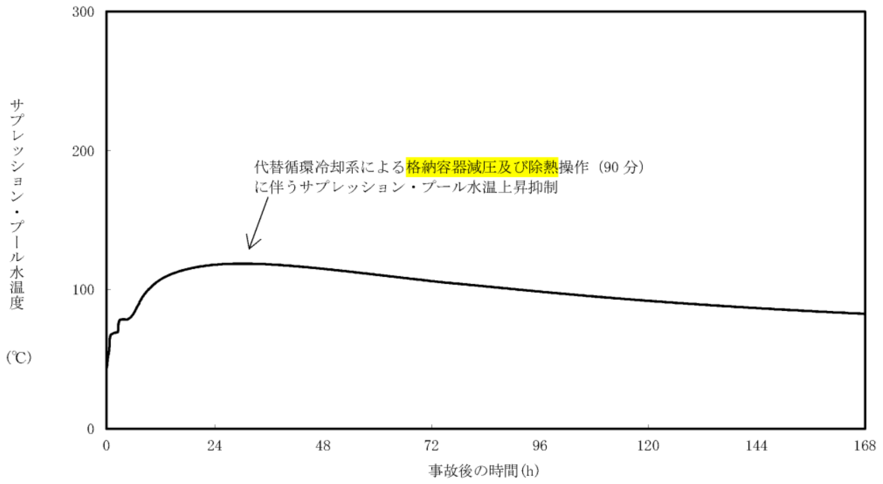


第 7.2.2－12 図　注水流量の推移

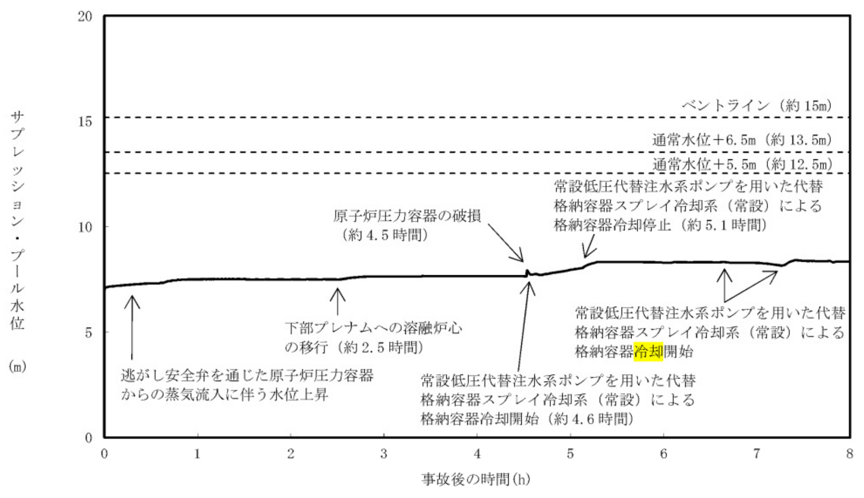
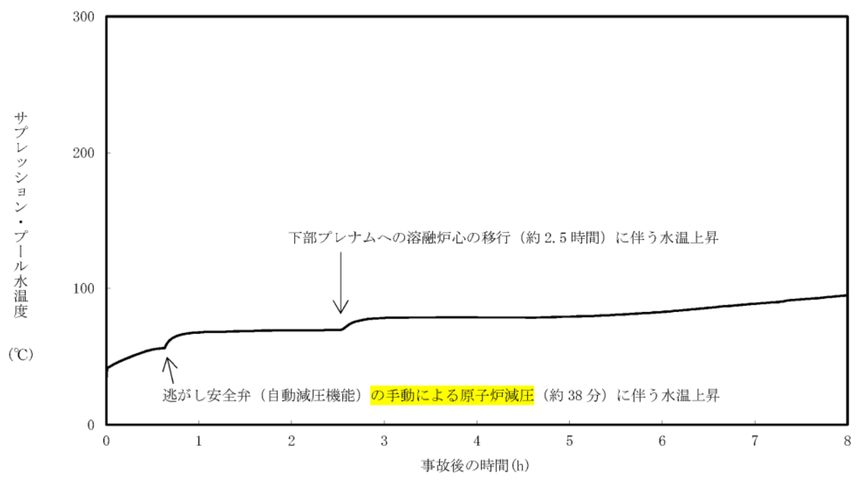
東海第二発電所



第 3.2－11 図　サプレッション・プール水位の推移

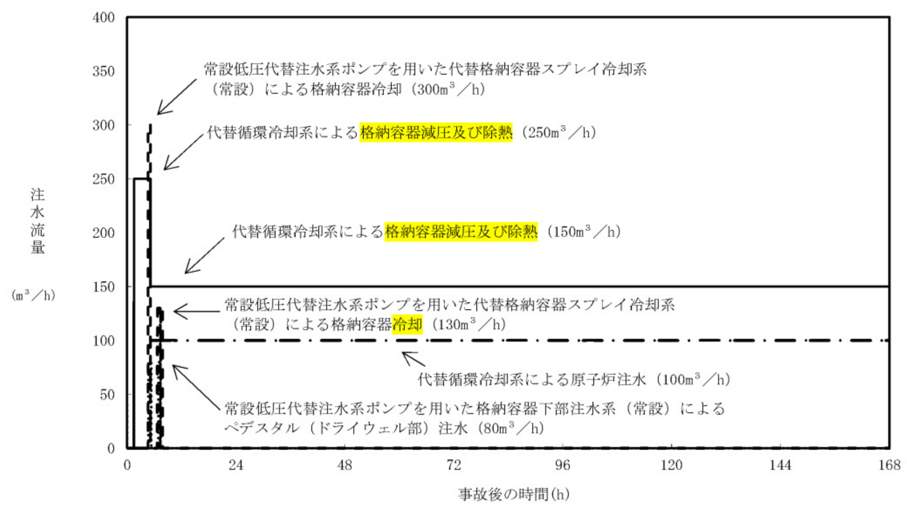


第 3.2－12 図　サプレッション・プール水温度の推移

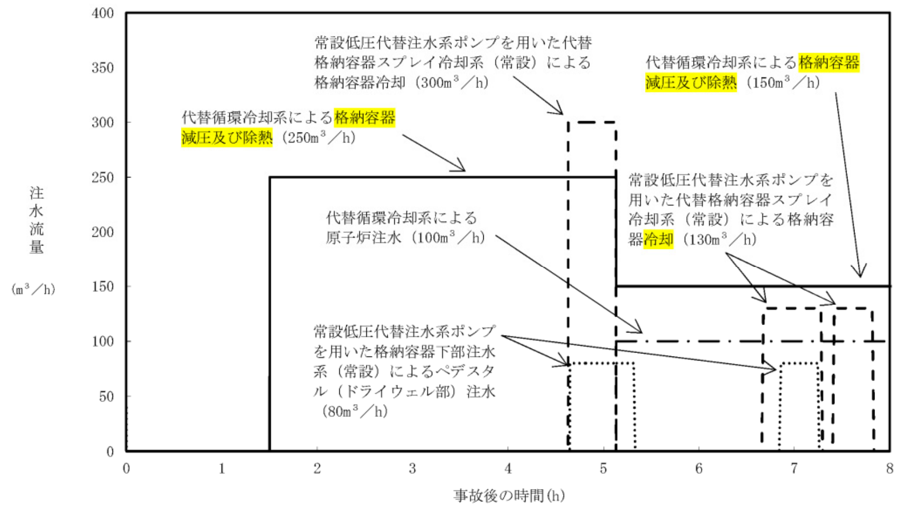
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	 第 3.2－13 図　サプレッション・プール水位の推移（～8 時間）  第 3.2－14 図　サプレッション・プール水温度の推移（～8 時間） 3.2－59	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



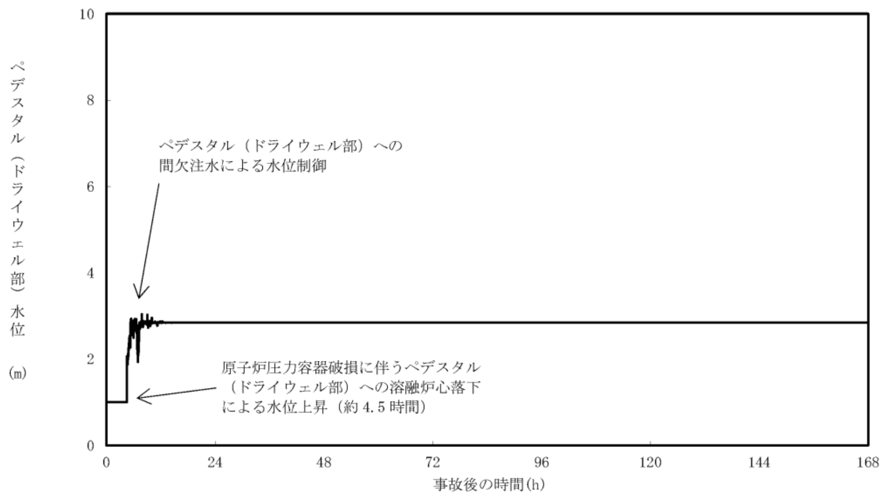
第 3.2－15 図　注水流量の推移



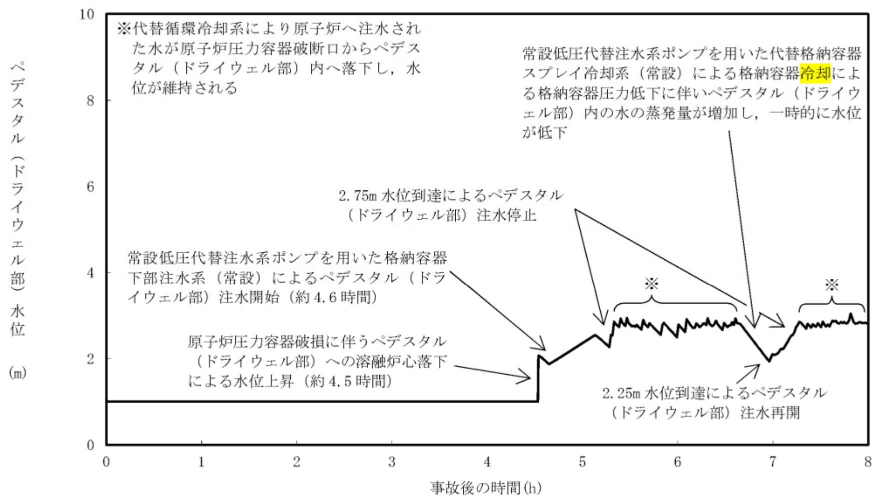
第 3.2－16 図　注水流量の推移（～8 時間）

3.2－60

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考

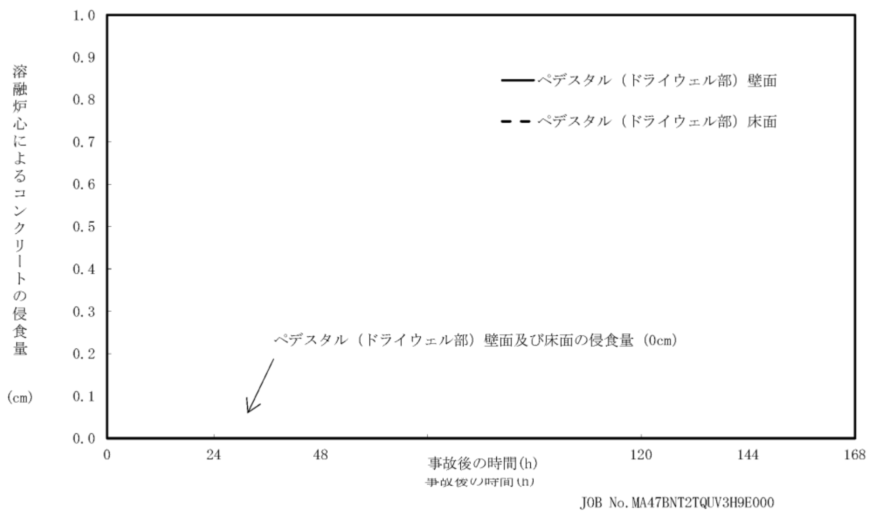


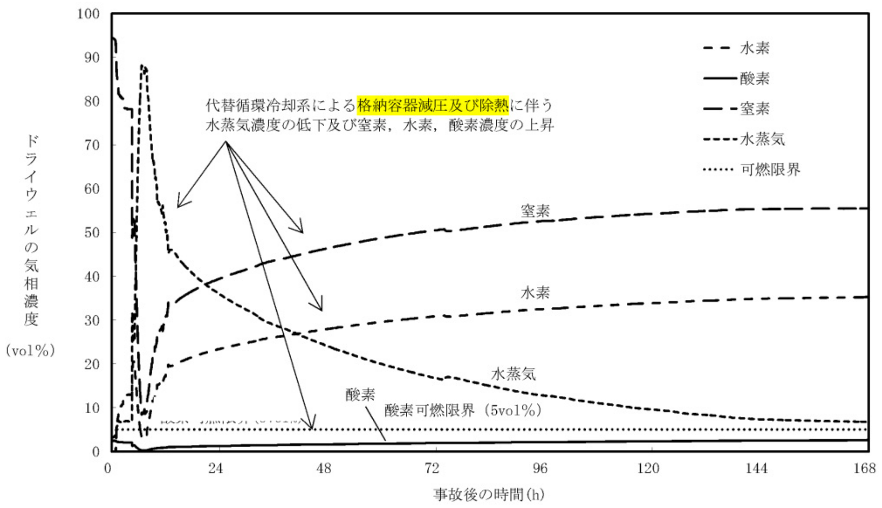
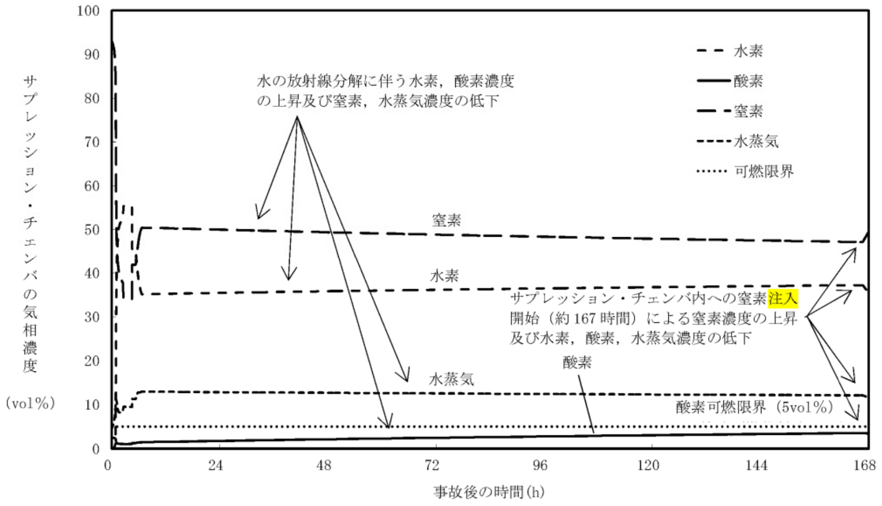
第3.2－17図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移



第3.2－18図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移（～8時間）

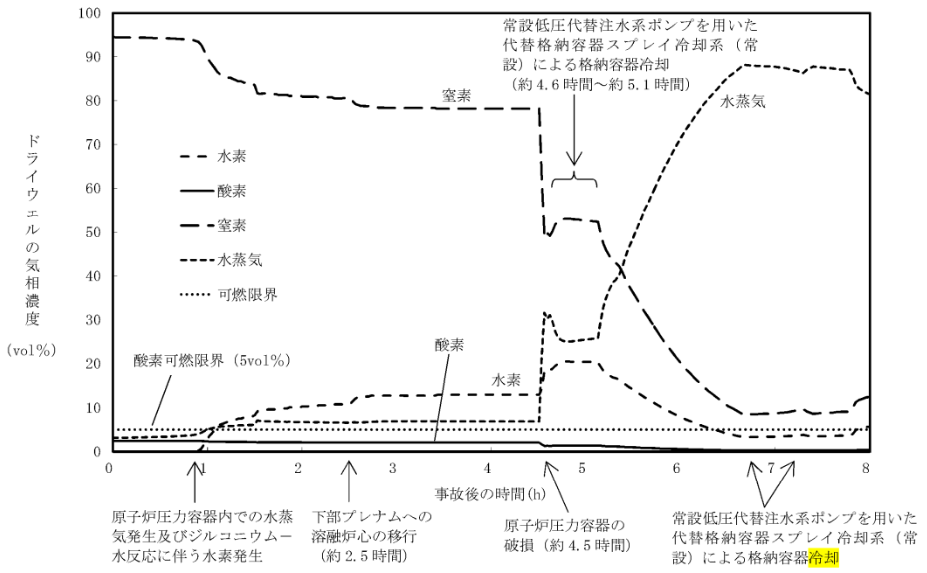
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	 第 3.2－19 図　ペデスタル（ドライウェル部）の 壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移 3.2－62	

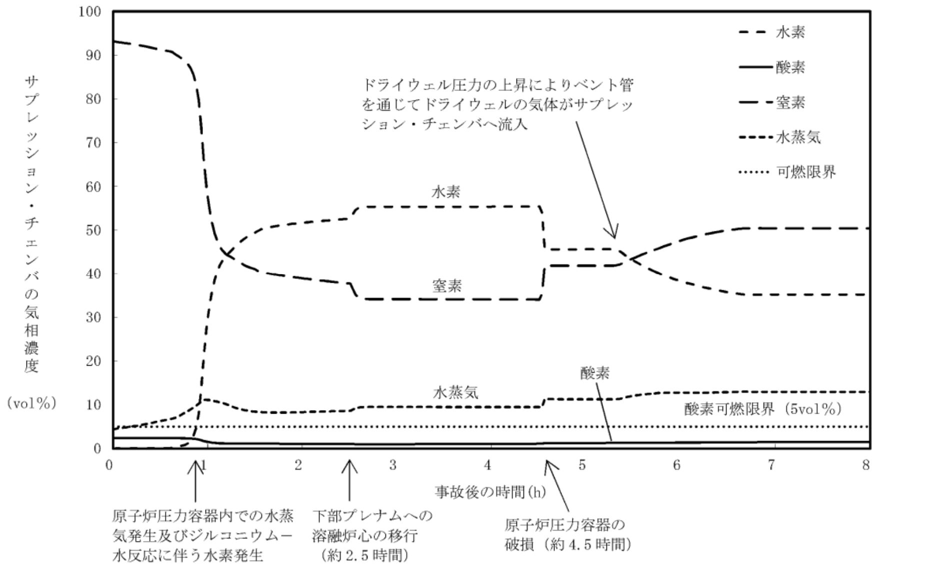
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	 第 3.2－20 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）  第 3.2－21 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件） 3.2－63	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

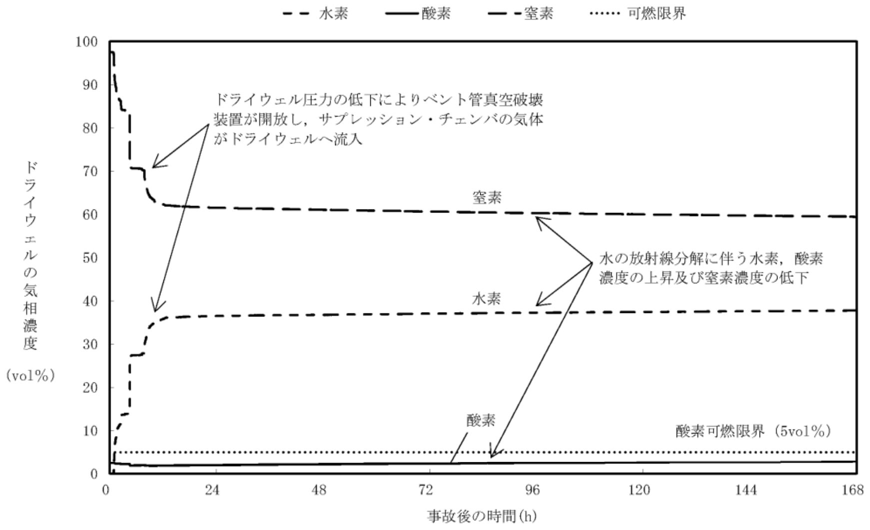
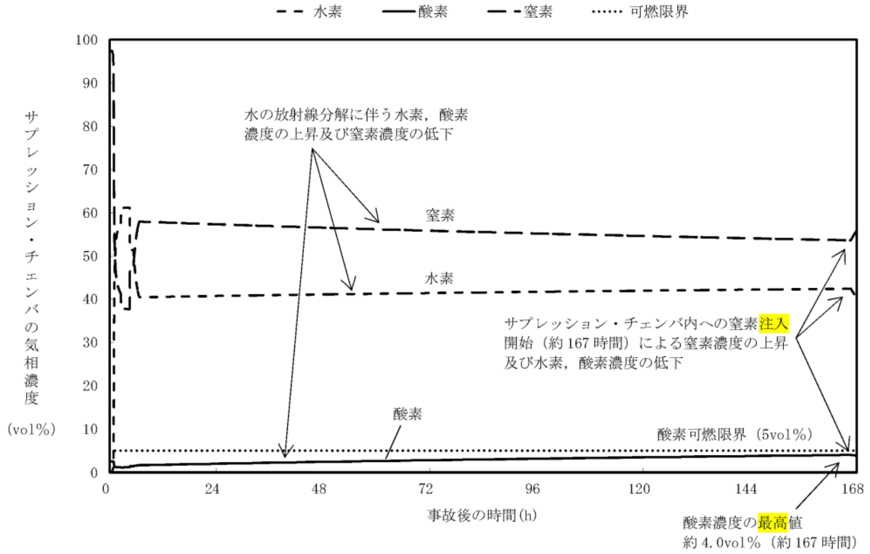
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	第 3.2－22 図 ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）（～8 時間）／第 3.2－23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）（～8 時間）（下記参照）	



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

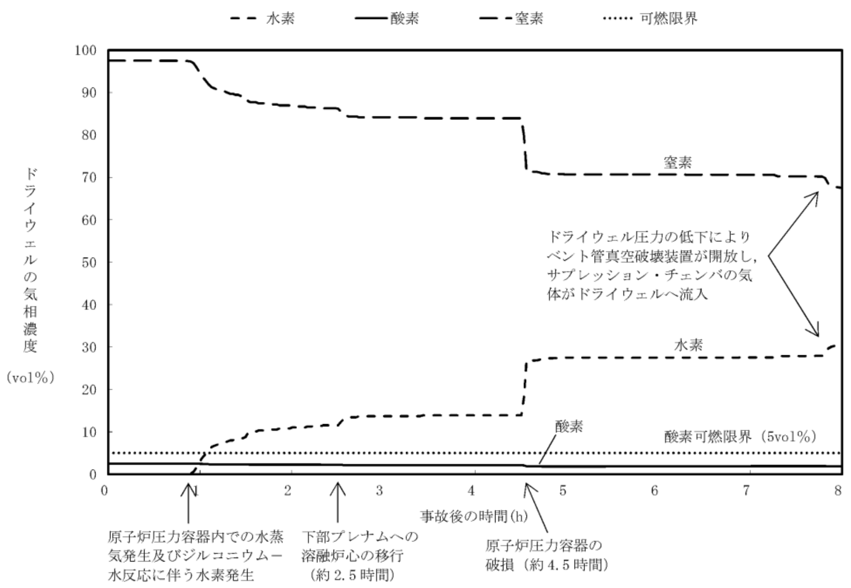


第 3.2－23 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）
（～8 時間）

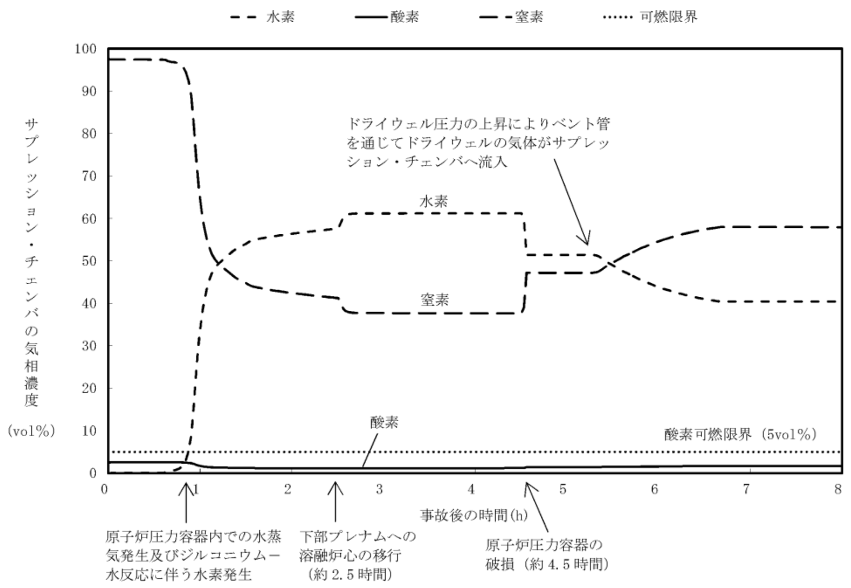
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
	 第 3.2−24 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）  第 3.2−25 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件） 3.2−65	

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



第3.2－26図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（～8時間）

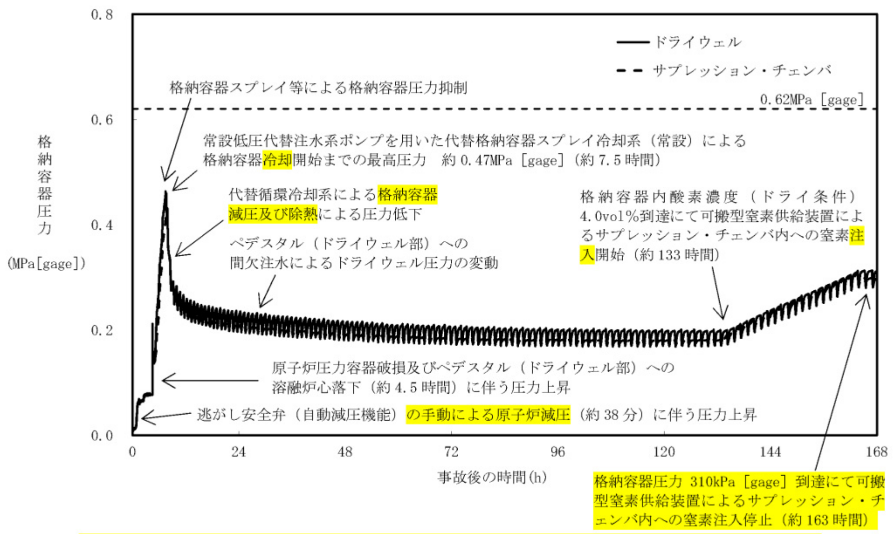


第3.2－27図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）
（～8時間）

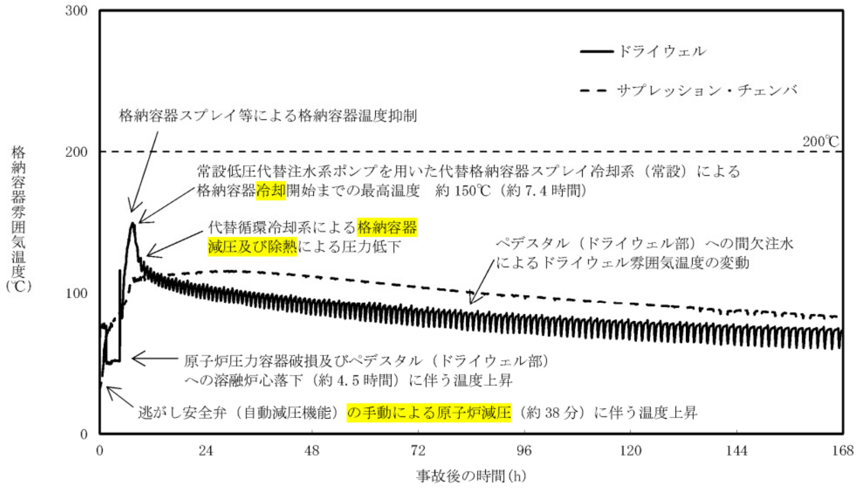
3.2－66

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



第 3.2－28 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 3.2－29 図　原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の
格納容器雰囲気温度の推移

3.2－67

備考：

感度解析実施項目の相違
（東海第二発電所では，原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の感度解析を実施）

以下の理由により，感度解析の方がベースケースより酸素濃度上昇速度が速くなり，窒素注入の開始時間が早くなっている。（ベース：約 167 時間，感度：約 133 時間）
・RPV 注水を実施していないことから RPV 内に沈着した FP から RPV 内気相部への移行により FP 濃度が高くなるのに加え，RPV 内注水を実施していないため，RPV と PCV の差圧がつきやすく FP が PCV（S/C）に流入しやすくなる。その結果，S/P での水の放射線分解が増え，水素及び酸素の発生量が増えるため，酸素濃度が上昇することで，窒素注入開始時間が早くなる。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2－1 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	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。	【非常用ディーゼル発電機】 【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※1	原子炉スクラム後，原子炉水位は低下し続け，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系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	－	原子炉水位（SA） 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）
炉心損傷確認 水素濃度監視	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雰囲気放射線モニタにより確認する。 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することから，原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	－	－	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度(SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	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，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2個を開放し，原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁	－	原子炉水位（SA） 原子炉水位 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
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	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，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には原子炉格納容器の雰囲気を冷却するため，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を実施する。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。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（16kL）	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位（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。

【　】：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

東海第二発電所

第 3.2－1 表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（1／6）

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。 ・主蒸気隔離弁が閉止し，逃がし安全弁（安全弁機能）により原子炉圧力が制御されていることを確認する。 ・再循環系ポンプが停止したことを確認する。	主蒸気隔離弁* 逃がし安全弁（安全弁機能）*	－	平均出力領域計装* 起動領域計装* 原子炉圧力* 原子炉圧力（ＳＡ） Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧* Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧* 緊急用Ｍ／Ｃ電圧
原子炉への注水機能喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル２）設定点に到達後，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系統流量*
早期の電源回復不能の確認	・全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが，失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが，失敗したことを確認する。 ・以上により，早期の電源回復不能を確認する。	－	－	－
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	・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高圧電源装置から緊急用母線を受電する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	緊急用Ｍ／Ｃ電圧
電源確保操作対応	・非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作を実施する。 ・外部電源の機能回復操作を実施する。	－	－	－
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	－

▒：有効性評価上考慮しない操作

＊　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

3.2－68

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2－1 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）

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	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	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。この場合の注水は，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（総注水量 180m³）に到達した後，原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	－	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）
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。	－	－	原子炉水位（SA） 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 格納容器内圧力（D/W） ドライウェル雰囲気温度
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し，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）による格納容器下部注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う※1。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシールド	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）
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※2	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し，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，格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し，それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL）	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位

【　】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
（灰色）：有効評価上考慮しない操作

※1 原子炉圧力容器破損時の影響により，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，以下の条件の一部又は全てについての数時間の推移を確認することにより，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。
・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
・ドライウェ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
また，サプレッション・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。
※2 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た。

東海第二発電所

第 3.2－1 表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（2／6）

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
高圧注水機能喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル２）設定点に到達したことを確認する。 ・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に失敗したことを確認する。	－	－	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量* 原子炉圧力* 原子炉圧力（ＳＡ）
高圧代替注水系の起動操作	・高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。	高圧代替注水系 サプレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池Ａ系 緊急用 125V 系蓄電池	－	高圧代替注水系系統流量
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後，中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。 ・中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線２Ｃ及び２Ｄを受電する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧* Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧*
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系*	－	－
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。	ほう酸水注入系*	－	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*

（灰色）：有効性評価上考慮しない操作

＊　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

3.2－69

備　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	(see table below)	

第 3.2－1 表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（3／6）

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
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	・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）による原子炉注水機能喪失を確認した後，中央制御室にて，非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に，緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。 ・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。	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	・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，格納容器スプレイを実施し，格納容器減圧及び除熱を実施する。	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	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 サプレッション・チェンバ圧力
炉心損傷の確認	・原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とする。	－	－	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減圧操作	・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，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 個を手動で開放し，原子炉を減圧する。 ・原子炉減圧後は，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。	逃がし安全弁（自動減圧機能）* 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ 125V 系蓄電池Ａ系 125V 系蓄電池Ｂ系	－	原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力* 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・プール水温度

＊　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

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	（下記表）	

第 3.2－1 表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（4／6）

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
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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	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 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操作	・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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施後，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する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール水ｐＨ制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	－	－	－
格納容器下部水温の継続監視	・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容器下部水温を継続監視する。	－	－	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
原子炉圧力容器破損の判断	・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。	－	－	格納容器下部水温

□：有効性評価上考慮しない操作

＊　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

3.2－71

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	（下記 第3.2－1表）	注水と合わせてコリウムシールド設置することでＭＣＣＩによるコンクリート侵食抑制するという観点で記載

第 3.2－1 表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（5／6）

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
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操作（原子炉圧力容器破損後）	・原子炉圧力容器破損の判断後，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実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作	・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操作（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）によりペデスタル（ドライウェル部）水位 2.75m までペデスタル（ドライウェル部）注水を実施する。以降は，約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。 ・高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 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流量 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原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	・原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，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。	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	代替循環冷却系原子炉注水流量 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 サプレッション・チェンバ圧力

＊　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

3.2－72

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
	（下表参照）	

第3.2－1表　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（6／6）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備 常設設備	重大事故等対処設備 可搬型設備	重大事故等対処設備 計装設備
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操作	・代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作を実施後，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。 ・格納容器圧力が465kPa［gage］に到達した場合は，中央制御室からの遠隔操作により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し，格納容器圧力が400kPa［gage］到達により格納容器冷却を停止する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
使用済燃料プールの冷却操作	・代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。	－	－	－
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	・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。	－	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
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	タンクローリ	－

［網掛け］：有効性評価上考慮しない操作

＊　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

3.2－73

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2－2 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	－
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+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（ドライウェル）	7,350m³	ドライウェル内体積の設計値（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（ウェットウェル）	空間部：5,960m³ 液相部：3,580m³	ウェットウェル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	真空破壊装置	3.43kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定
	サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサプレッション・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[gage]	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

東海第二発電所

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）（1／7）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa［gage］	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t／h	定格流量を設定
	燃料	９×９燃料（Ａ型）	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であることから，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）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，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を設定（通常運転時においてサイクル末期の炉心平均燃焼度が33GWd／t 以下となるよう燃料を配置する。）
	格納容器圧力	5kPa［gage］	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m³	設計値を設定
	格納容器体積（サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m³ 液相部：3,300m³	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定

3.2－74

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2－2 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）（2/5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m^2 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
	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，リブ鋼板及びベント管は考慮しない	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	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	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	6 号炉の格納容器下部床面積を設定	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
事故条件	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
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能，低圧注水機能及び重大事故等対処設備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	外部電源なし	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
	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

東海第二発電所

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）（2／7）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m（通常水位－4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として，年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW／m^2 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
	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
	ペデスタル（ドライウェル部）水張り水位	ペデスタル（ドライウェル部）床面から 1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ，「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設定
	原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウェル部）内構造物の扱い	ペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋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

3.2－75

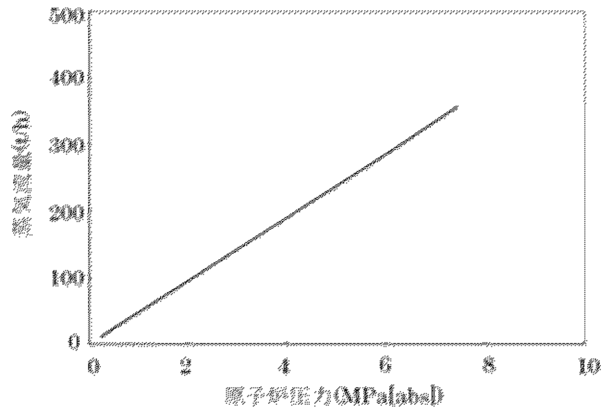
備考

柏崎刈羽６，７号機は，内側鋼鈑，外側鋼鈑，リブ鋼鈑からなる二重鋼鈑製ペデスタルであるのに対し，東海第二では鉄筋コンクリート製のペデスタルであること，ペデスタル（ドライウェル部）領域内にベント管が存在しないことなどから，コンクリート以外の構造材の種類が異なるため，東二では鉄筋を考慮していないとしている。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2−2 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
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個，363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個，367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個，370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個，373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個，377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個，380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開す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>  	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

東海第二発電所

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）（3／7）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 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系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定	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	原子炉圧力容器が破損する条件として，原子炉注水を考慮しない設定
	外部電源	外部電源なし	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のクリープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

3.2−76

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第 7.2.2－2 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）(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前：70m³/h にて原子炉格納容器へスプレイ	格納容器温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
		原子炉圧力容器破損後：130m³/h 以上で原子炉格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：90m³/h で注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定
		原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
	代替循環冷却系	総循環流量：190m³/h 格納容器スプレイ：約 140m³/h 原子炉格納容器下部：約 50m³/h	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に落下した溶融炉心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	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ェルサンプへ流入しない	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

東海第二発電所

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）（4／7）

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	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	短時間であるが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系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
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系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
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	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

3.2－77

備　考

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

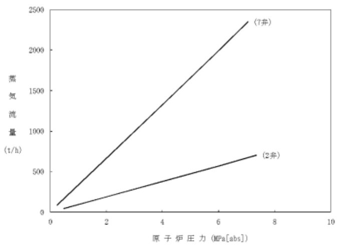
第 7.2.2－2 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(5/5)

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操作条件	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）	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前の先行水張り）	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開始，原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m³）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）	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。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	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した。

東海第二発電所

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）(5/7)

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	逃がし安全弁	（原子炉圧力制御時） 安全弁機能 7.79MPa［gage］×2 個，385.2t／h（1 個当たり） 8.10MPa［gage］×4 個，400.5t／h（1 個当たり） 8.17MPa［gage］×4 個，403.9t／h（1 個当たり） 8.24MPa［gage］×4 個，407.2t／h（1 個当たり） 8.31MPa［gage］×4 個，410.6t／h（1 個当たり）	設計値を設定 なお，安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され，原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため，事象発生初期において高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故シーケンスにおいては，評価項目に対して厳しい条件となる
		（原子炉減圧操作時） 逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個の開放による原子炉減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係＞ 	逃がし安全弁の設計値に基づく原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定
	代替循環冷却系	総循環流量：250m³／h ・250m³／h の流量で格納容器へスプレイ ・150m³／h の流量で格納容器へスプレイ及び 100m³／h の流量で原子炉へ注水	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却に必要な流量を考慮して設定
	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 （サプレッション・プール水温度 100℃，海水温度 32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき，代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で，過去の実績を包含する高めの海水温度を設定

3.2－78

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	（下表参照）	

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）（6／7）

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判断後： 300m^3／h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
		格納容器圧力制御： 130m^3／h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量であり，かつ運転員の操作頻度を厳しめに高くする観点から，運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	80m^3／h にてペデスタル（ドライウェル部）へ注水	溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
	可搬型窒素供給装置	総注入流量：200m^3／h ・窒素 198m^3／h ・酸素 2m^3／h 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 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℃	材料は，コンクリート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
	ペデスタル（ドライウェル部）床面積	コリウムシールドを考慮	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設定

3.2－79

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	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）（7／7）	

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操作条件	逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作	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て設定
	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	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
	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，格納容器圧力が低下傾向に転じてから 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
	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によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作	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操作（原子炉圧力容器破損後）開始から 1 分後に開始し，ペデスタル（ドライウェル部）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	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
	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操作	格納容器圧力 465kPa［gage］に到達した場合に開始し，格納容器圧力 400kPa［gage］まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol％（ドライ条件）に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3vol％（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

3.2－80

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 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，「6.2 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，長期 TB，TBU 及び TBP である。	3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 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 (1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態 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，長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＰ，ＴＢＤ及びＬＯＣＡである。	ＰＲＡの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが，実態として相違点はない
(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 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。 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。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。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。	(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 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異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（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が大きい場合には構造物が破壊され格納容器の破損に至る。 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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。ペデスタル（ドライウェル部）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。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。 （添付資料 3.3.1，3.3.2，3.3.3，3.3.4，3.3.5）	文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。 非常用炉心冷却系等：ＲＣＩＣを含む
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圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。 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，圧力スパイクについてその影響を評価する。 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。 また，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。	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圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。 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，圧力スパイクについてその影響を評価する。 したがって，本格納容器破損モードでは，格納容器内の冷却，減圧及び除熱を行い，溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）のプール水への伝熱による，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，格納容器の破損を防止する。 また，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うとともに，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより格納容器内の減圧及び除熱を行い，格納容器の破損を防止する。	炉心損傷防止対策との記載統一（具体的な設備名等は記載しない）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，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，格納容器の破損を防止する。	東海第二ではベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施
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。	本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには，原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから，原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。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。また，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評価することとする。	東海第二では，シナリオの想定としてＲＰＶ破損までは原子炉注水しないが，ＲＰＶ破損後はＲＰＶ内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，ＲＰＶ破損後は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。 東海第二では，原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施
(3) 格納容器破損防止対策 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，原子炉格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。この状況では，原子炉格納容器下部における「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水張りを行うことから，溶融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお，この水張り深さは，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力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。	(3)　格納容器破損防止対策 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，ペデスタル（ドライウェル部）への溶融炉心の落下を想定する。この状況では，ペデスタル（ドライウェル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点で，ペデスタル（ドライウェル部）に水プールが存在することから，溶融炉心落下時にはペデスタル（ドライウェル部）に水が張られた状態を想定する。なお，この水張り水位は，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発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1mとしており，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段を整備する。	東海第二では通常運転時から 1m の水張りを実施するとともに，事故時，ＲＰＶ破損までにペデスタル（ドライウェル部）の水位を 1m に調整する対策を整備する 東海第二では，水位 1m の条件で水蒸気爆発の影響を評価し格納容器の健全性が確保されることを確認しており，これを基にＲＰＶ破損時のペデスタル水位を 1m と設定している。
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，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手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。	また，原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から，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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水手段及び代替循環冷却系による原子炉注水手段を整備する。 さらに，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から，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手段，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減圧及び除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱手段を整備し，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。	東海第二では緊急用海水系を設置する 東海第二ではベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施
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「7.2.1 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。	本格納容器破損モードの防止及びその他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) 格納容器破損防止対策」と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高	東海第二では原子炉圧力容器破損後のスプレイマネジメント等，特有の手順がある。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 7.2.2.1(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，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 7.2.2.1(3)に示す g. 及び h. である。なお，g. の原子炉格納容器下部への注水は，原子炉格納容器下部における「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，原子炉格納容器下部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原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部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。 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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 7.2.2－1 図から第 7.2.2－4 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 7.2.2－2 図及び第 7.2.2－3 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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2－1図及び第3.2－2図である。また，重大事故等対策の手順と設備との関係は，「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表である。	柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（ＰＷＲには当該記載無し）
7.2.3.2 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 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，「6.2 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，「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)」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。 また，「6.2.2.1(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。この時の圧力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。	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 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，ＴＱＵＶに属する事故シーケンスのうち，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，「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（ペデスタル））」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。 「1.2.2.1(3) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，溶融炉心の内部エネルギ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。このときの圧力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。 また，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。	柏崎では逃がし安全弁再閉失敗シーケンスを選定しない理由を記載しているが，東二では選定した評価事故シーケンスのみ記載（シーケンス選定にて説明済み） 東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
なお，本評価事故シーケンスは，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 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「7.2.5 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，「7.2.2 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。	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，格納容器破損モード「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「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」については同じシーケンスで評価する。	東海第二では，BAF+20%で実施（詳細は添付資料 3.2.1）
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。 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。 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。	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，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。 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により格納容器圧力等の過渡応答を求める。 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。	
(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「7.2.2 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。	(2)　有効性評価の条件 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。	
(3) 有効性評価の結果 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 7.2.3－1 図及び第 7.2.3－2 図に，格納容器圧力，格納容器温度，原子炉格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第 7.2.3－3 図から第 7.2.3－6 図に示す。	(3)　有効性評価の結果 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雰囲気温度の推移を第3.3－1図及び第3.3－2図に示す。	東海第二はＤＣＨにて記載（ＤＣＨにて全てのグラフを記載し，ＦＣＩ，ＭＣＣＩでは各破損モードに直接関係するもののみ記載）
a. 事象進展 事象進展は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	a．事象進展 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。	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
b. 評価項目等 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，約0.51MPa[gage]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 0.62MPa[gage]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。 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，約 146℃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。 本評価では，「6.2.2.2 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，「6.2.2.2 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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 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，原子炉格納容器下部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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。	b．評価項目等 格納容器圧力は，第3.3－1図に示すとおり，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）の水との相互作用（約1分間の溶融炉心落下）によって発生する圧力スパイクは約0.22MPa［gage］にとどまることから，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa［gage］）を下回る。また，格納容器雰囲気温度は，第3.3－2図に示すとおり，約118℃にとどまることから，格納容器バウンダリにかかる温度は，評価項目である200℃を下回る。これらのことから，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）の水との相互作用による熱的・機械的荷重は格納容器の健全性に影響を与えるものではない。 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，対策の有効性を確認した。 「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)に示す評価項目並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(8)の評価項目については，「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。 （添付資料 3.2.8）	MAAP 解析結果ではデブリ RPV 破損後，約 1 分で全量がペデスタル（ドライウェル部）に落下 各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違。 （東海第二では，ＦＣＩで(5)，ＭＣＣＩで(8)の評価項目を確認し，その他はＤＣＨにて確認）
7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 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。 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を発生することが特徴である。 また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，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。 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。 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。 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	3.3.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 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。 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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水中に落下して大きいエネルギを発生することが特徴である。よって，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，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とする。 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。本評価事故シーケンスの評価では，溶融炉心の落下速度，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。	東海第二ではＲＰＶ破損前から緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する 東海第二は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は「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」に記載

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
る。 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。 (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，「6.7 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。 a. 運転員等操作時間に与える影響 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。本評価事故シーケンスでは，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。 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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 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	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。 (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。 ａ．運転員等操作時間に与える影響 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。炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，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，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。	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度の傾向を適切に再現できていることから，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている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操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では格納容器圧力が 465kPa[gage]到達をもって格納容器冷却を実施する
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，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。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原子炉格納容器下部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。	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，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。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，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さく，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二ではＲＰＶ破損を判断した場合速やかに格納容器冷却を実施する。 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等：原子炉水位の低下（喪失），制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3.2.2）
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。	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。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器が破損した時点での溶融炉心落下後の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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，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わずかであり，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
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	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。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	ペデスタル（ドライウェル部）水位及び破損口径による解析コードへの影響については，解析コード資料中でス

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
ら，運転員等操作時間に与える影響はない。	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。 （添付資料3.3.6）	クリーニングアウトし影響がないことを確認しているため，本項についてはエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析の結果について記載している。
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	
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，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。	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，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。	
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。	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。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
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。	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。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
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，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溶融燃料－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。	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，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溶融燃料－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。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
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。	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。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク 評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
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，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 7.2.3－7 図及び第 7.2.3－8 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	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，ＢＷＲ５，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	解析コードにてエントレインメント係数及びデブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度が小さいことを述べた上で，東海第二では最も感度のある

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。	は小さいことを確認している。ＢＷＲ５，Ｍａｒｋー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が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。 （添付資料3.3.6，3.3.7）	エントレインメント係数に係る感度解析について結果を記載。 解析コード資料では Mark-Ⅰ改について評価しているため，Mark-Ⅱプラントである東二に対する影響を確認する観点で感度解析を実施。 評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
(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条件 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，第 7.2.2－2 表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。	(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条件 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，第3.2－2表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。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響 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（原子炉圧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操作を実施すること）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。	(a) 運転員等操作時間に与える影響 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に対して最確条件は燃焼度33GWd／t以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，解析条件で設定している崩壊熱と同等以下となる。燃焼度33GWd／tの場合は，解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。また，燃焼度33GWd／t未満の場合は，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（炉心損傷を判断後に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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施すること）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。	柏崎の記載を踏まえて修正
初期条件の外部水源の温度は，解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）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，原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり，原子炉圧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，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。	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35℃以下であり，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外部水源の温度と同等以下となり，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度は同等以下となるが，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。	
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，サプレッション・チェンバ・プール水位，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。	初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，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，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，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。	
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，	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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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進展は早まるが，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下部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。	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進展は早まるが，操作手順（炉心損傷を判断後に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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を実施すること）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。 （添付資料3.3.6，3.3.8）	柏崎の記載を踏まえて修正
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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。	(b)　評価項目となるパラメータに与える影響 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に対して最確条件は燃焼度33GWd／t以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，解析条件で設定している崩壊熱と同等以下となる。燃焼度33GWd／tの場合は，解析条件と最確条件は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ない。また，燃焼度33GWd／t未満の場合は，溶融炉心の持つエネルギ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。	
初期条件の外部水源の温度は，解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）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，原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり，原子炉圧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の吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し，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。	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35℃以下であり，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外部水源の温度と同等以下となり，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度は同等以下となる。35℃の場合は，解析条件と最確条件は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ない。35℃未満の場合は，原子炉圧力容器破損時のペデスタル（ドライウェル部）のプール水温度が低くなるが，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水温度が低い場合は，顕熱によるエネルギの吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し，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。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
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，サプレッション・チェンバ・プール水位，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。	初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，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，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，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，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
事故条件の起因事象は，原子炉圧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 7.2.3－9 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	事故条件の起因事象は，原子炉圧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評価するに当たり，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	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。	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，圧力スパイクの最高値は約0.20MPa［gage］となったが，圧力スパイクの最高値は本評価の結果と同程度であり，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa［gage］）以下であることから，評価項目を満足する。 （添付資料 3.3.6，3.3.8）	評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
b. 操作条件 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。	b．操作条件 操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「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。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a)　運転員等操作時間に与える影響 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，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。 （添付資料3.3.6）	東海第二ではＲＰＶ破損前から緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する
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，他の操作に与える影響はない。		東海第二では通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に 1m の水プールが形成されているため，解析上，ペデスタル（ドライウェル部）には事象発生直後から 1m のプール水を設定している。そのため，解析上はペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を解析上考慮しない。
(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 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	東海第二ではＲＰＶ破損前から緊急用海水系及び代替循環冷却系による

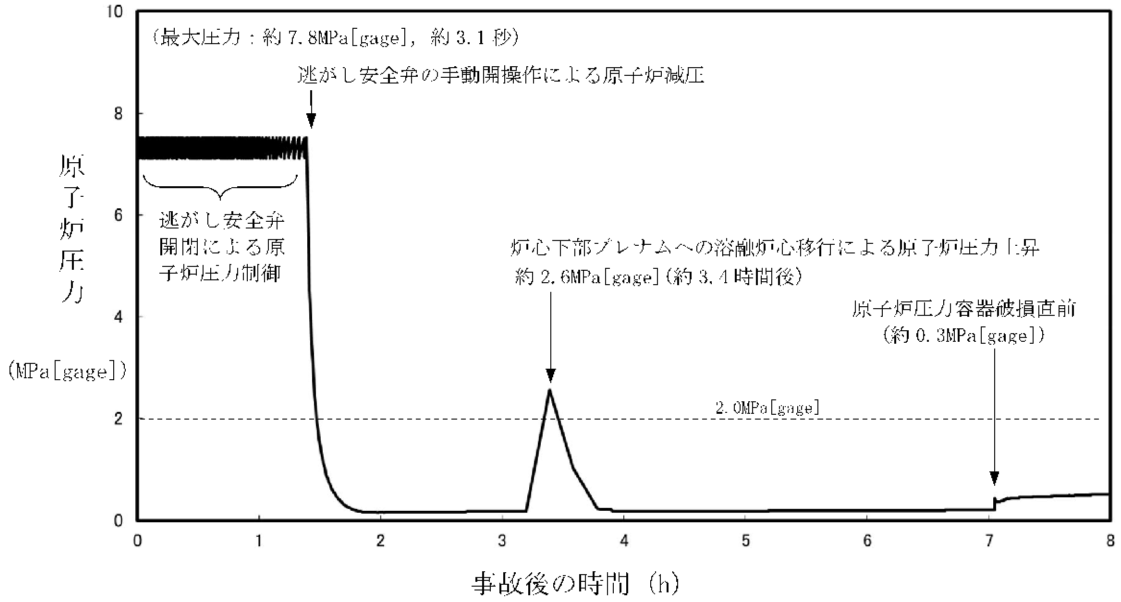
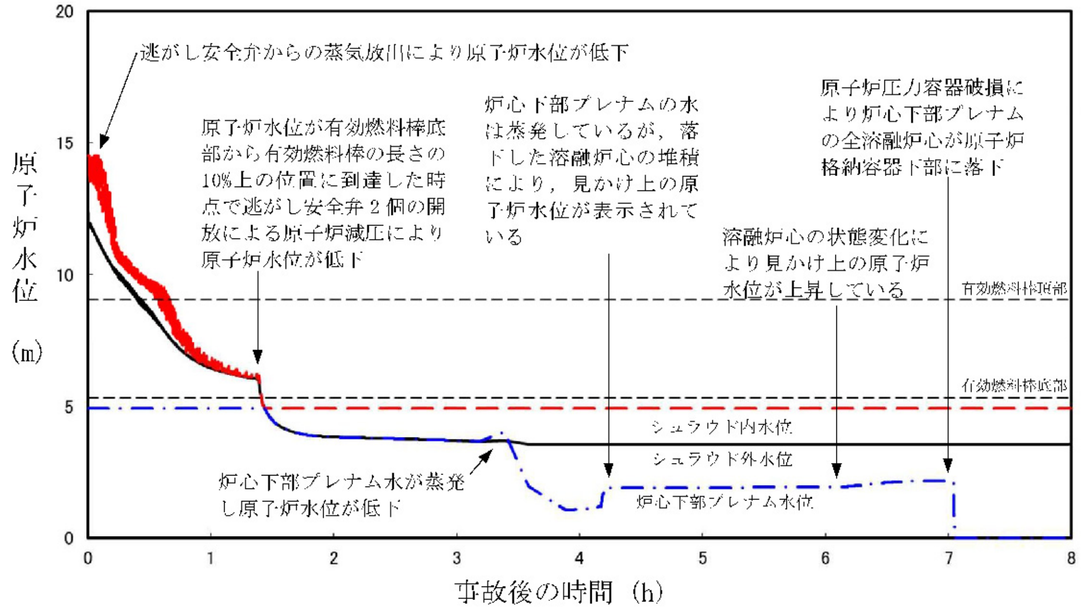
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。	裕が大きくなる。 （添付資料3.3.6）	格納容器除熱を開始する 評価項目となるパラメータ：圧力スパイク
(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，その結果を以下に示す。	(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，その結果を以下に示す。 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。 （添付資料3.3.6）	東海第二ではＲＰＶ破損前から緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する
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，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。		東海第二では通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に1mの水プールが形成されているため，解析上，ペデスタル（ドライウェル部）には事象発生直後から1mのプール水を設定している。そのため，解析上はペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作を解析上考慮しない。
(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。	(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。 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。 （添付資料3.2.10）	
7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価	3.3.4　必要な要員及び資源の評価	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
本評価事故シーケンスは，「7.2.2 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「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	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。	
7.2.3.5 結論 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，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ約 2m の水張りを実施する手段を整備している。	3.3.5　結　論 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（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が大きい場合には構造物が破壊され格納容器が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，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を約 1m に維持する手段，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原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱手段を整備している。	東海第二では，ベースケースにおいてＲＰＶ破損後の原子炉注水を考慮した解析を実施しているため，感度解析として原子炉注水を考慮しない場合の解析を実施（内容はＤＣＨに記載）
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「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）」について，有効性評価を行った。 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 0.62MPa[gage]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。	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「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（ペデスタル））」について，有効性評価を行った。 上記の場合には，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下することで圧力スパイクが発生するが，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa［gage］）を下回るため，格納容器バウンダリの機能は維持される。また，安定状態を維持できる。	文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない
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。 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。	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。 重大事故等対策時に必要な要員は，災害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。	
以上のことから，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等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。	以上のことから，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」において，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減圧及び除熱手段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。	

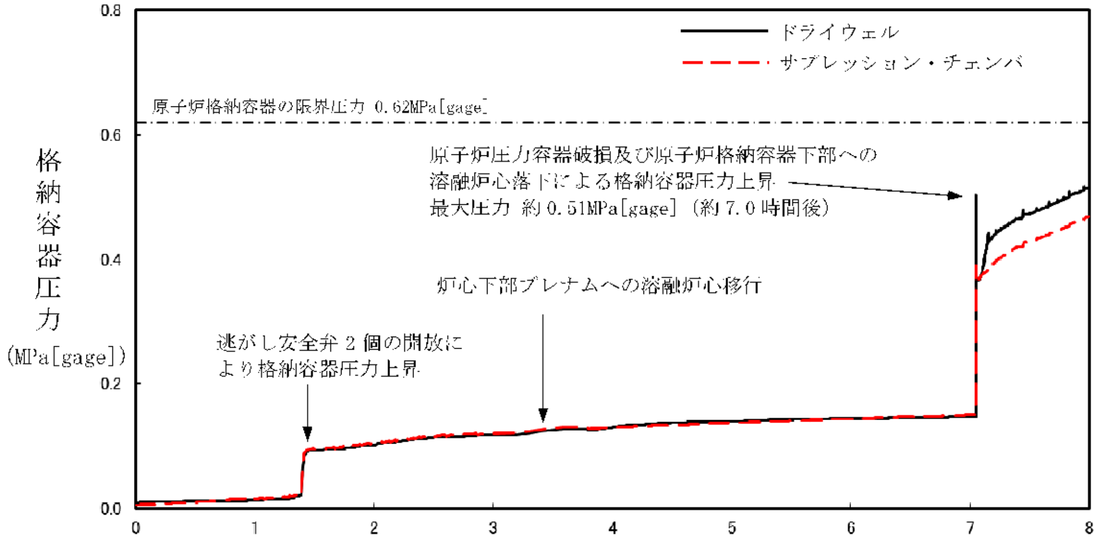
東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第7.2.3－1図　原子炉圧力の推移  第7.2.3－2図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移		東海第二ではＤＣＨにて記載 東海第二ではＤＣＨにて記載

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

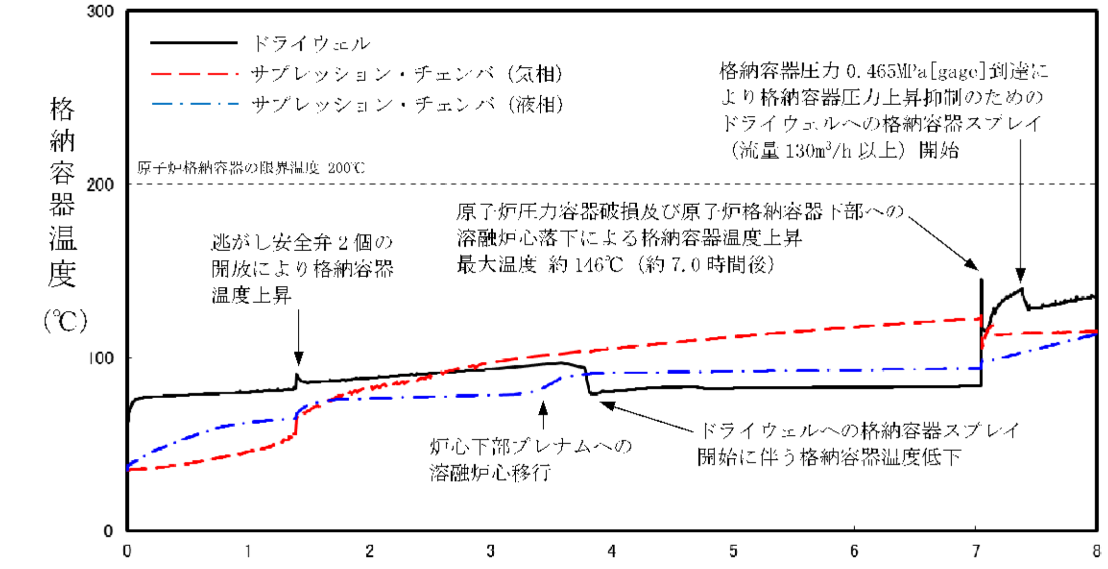
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機



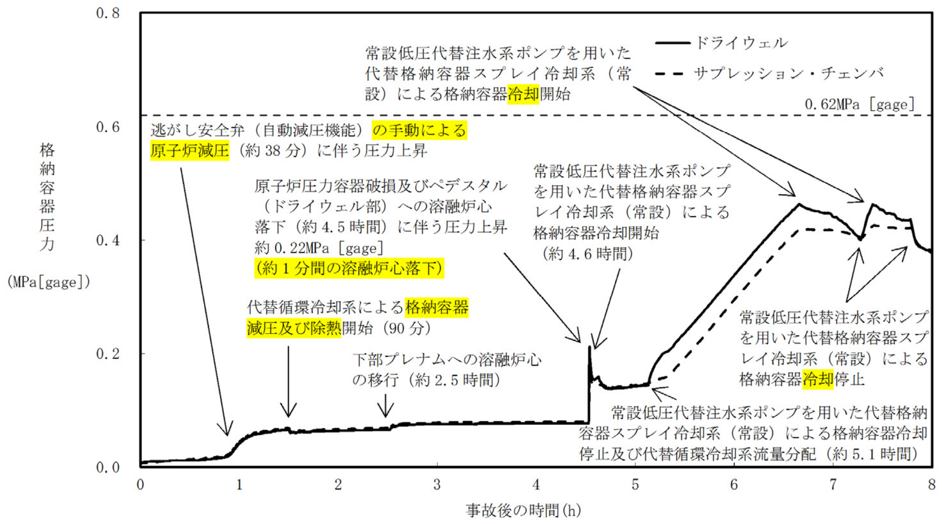
※ 圧力スパイク発生後は，格納容器圧力が0.465MPa[gage]以上で格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

第7.2.3－3図　格納容器圧力の推移

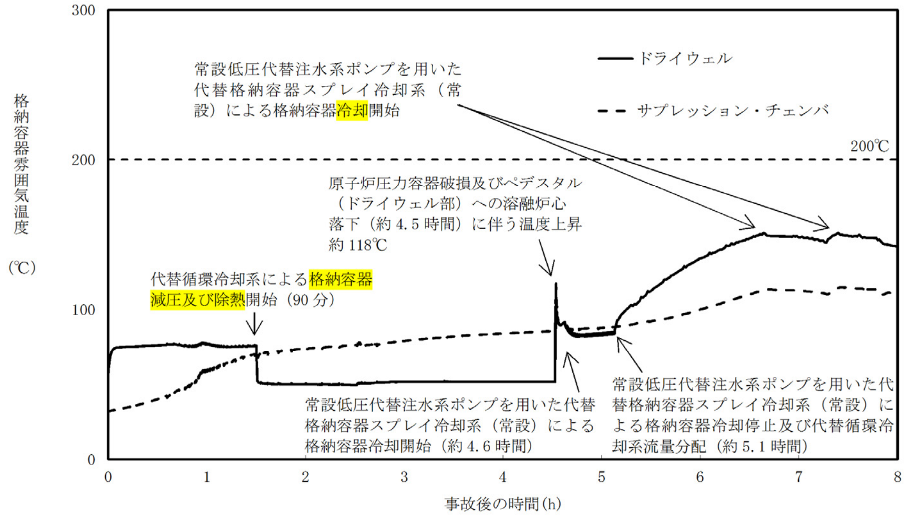


第7.2.3－4図　格納容器温度の推移

東海第二発電所



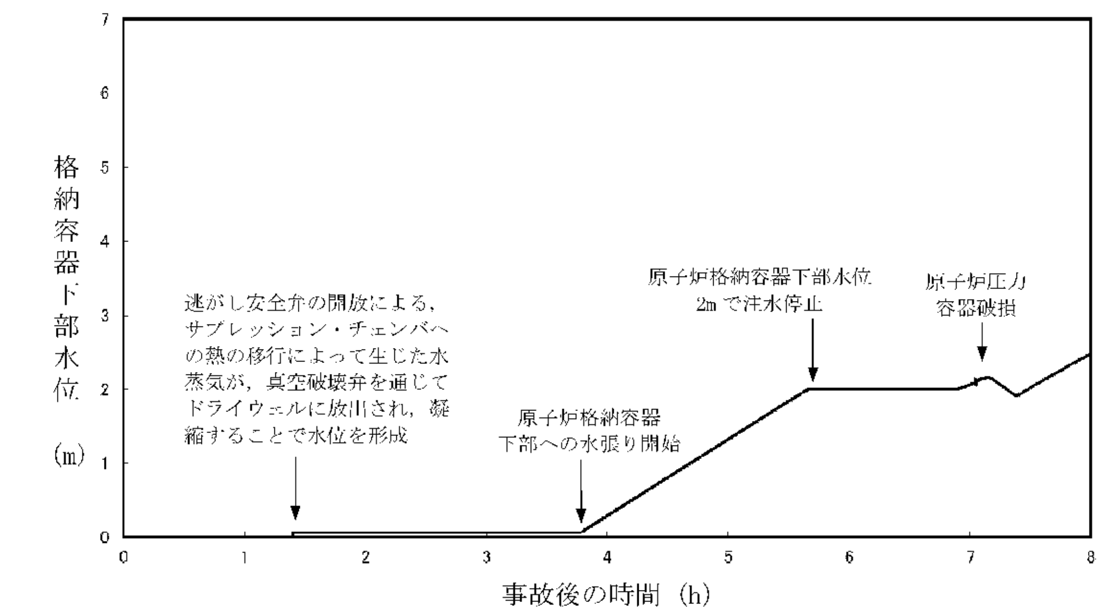
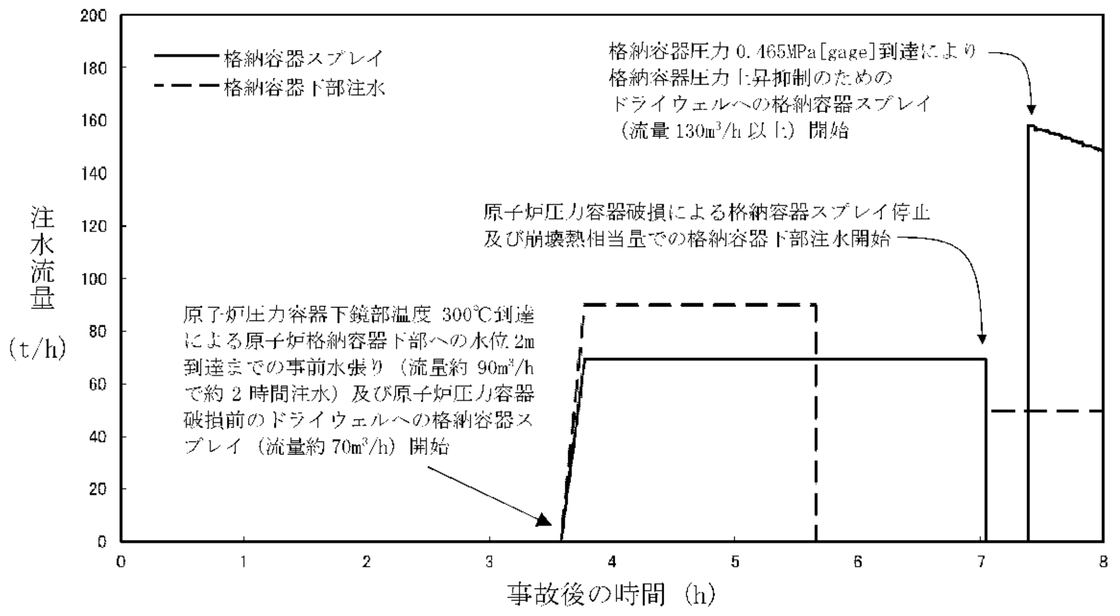
第3.3－1図　格納容器圧力の推移



第3.3－2図　格納容器雰囲気温度の推移

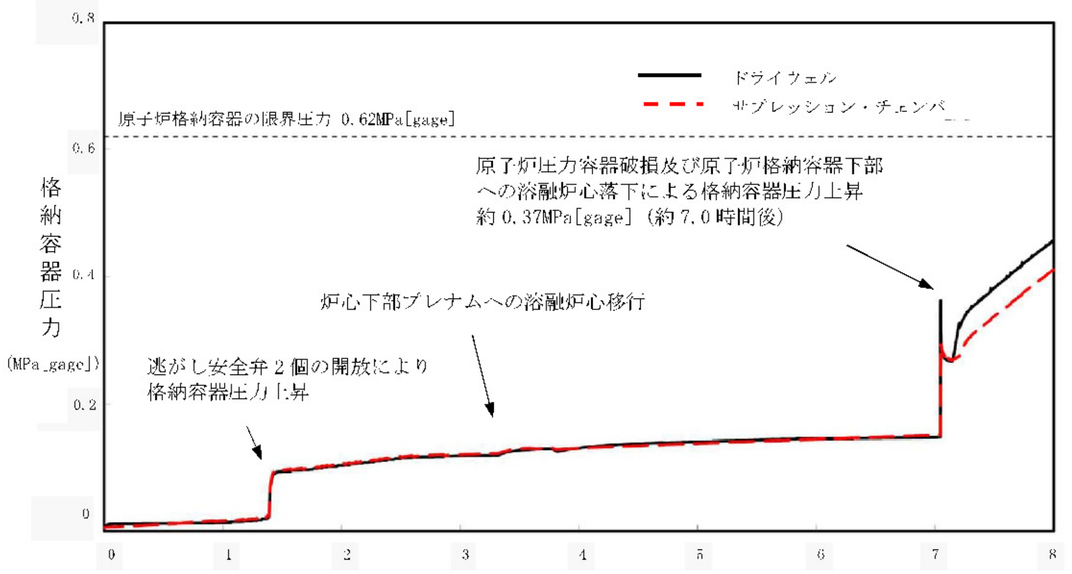
備考

RPV破損直後の瞬間的な立上りは，FCIに伴ってペデスタル水が瞬時に蒸発することによる圧力スパイクによるものである。その後，一旦圧力低下し再度圧力上昇しているのは，溶融燃料からの伝熱に伴うペデスタル水の蒸発によるものである。なお，RPV破損後6分後に300m3/hにて格納容器冷却を実施するため，再度格納容器圧力が低下傾向になる。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第 7.2.3－5 図　格納容器下部水位の推移		東海第二ではＤＣＨにて記載
 第 7.2.3－6 図　注水流量の推移		東海第二ではＤＣＨにて記載

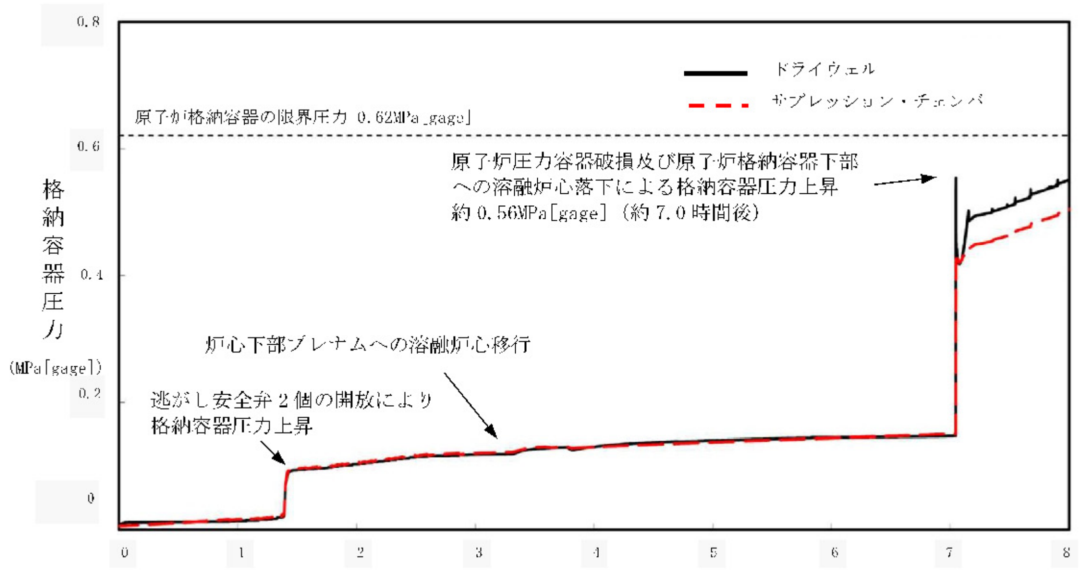
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機



※ 圧力スパイク発生後は，格納容器圧力が 0.465MPa[gage]以上で格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

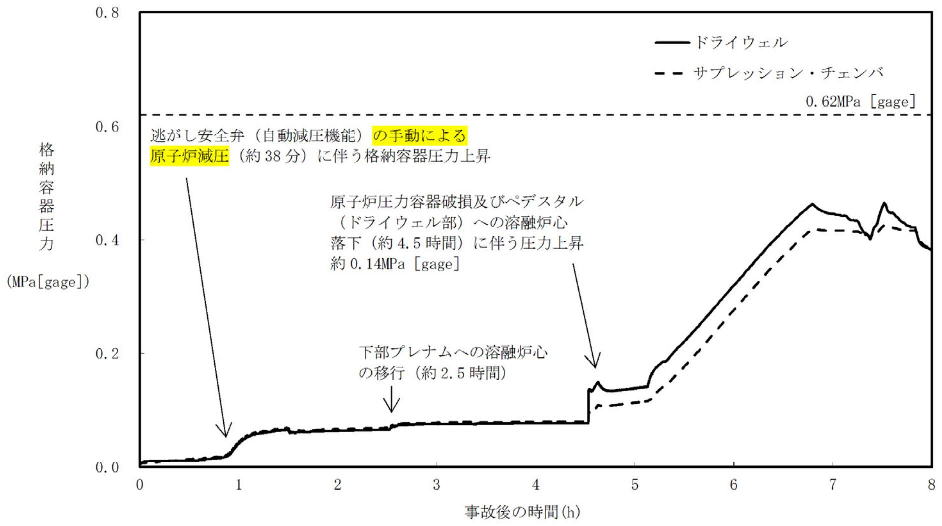
第 7.2.3－7 図　格納容器圧力の推移
（感度解析ケース（エントレインメント係数最小値））



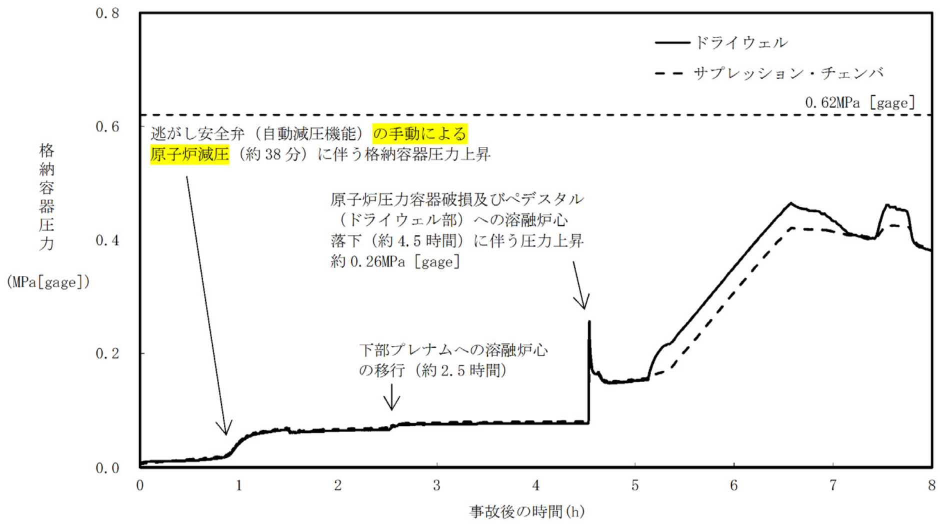
※ 圧力スパイク発生後は，格納容器圧力が 0.465MPa[gage]以上で格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

第 7.2.3－8 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））

東海第二発電所



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

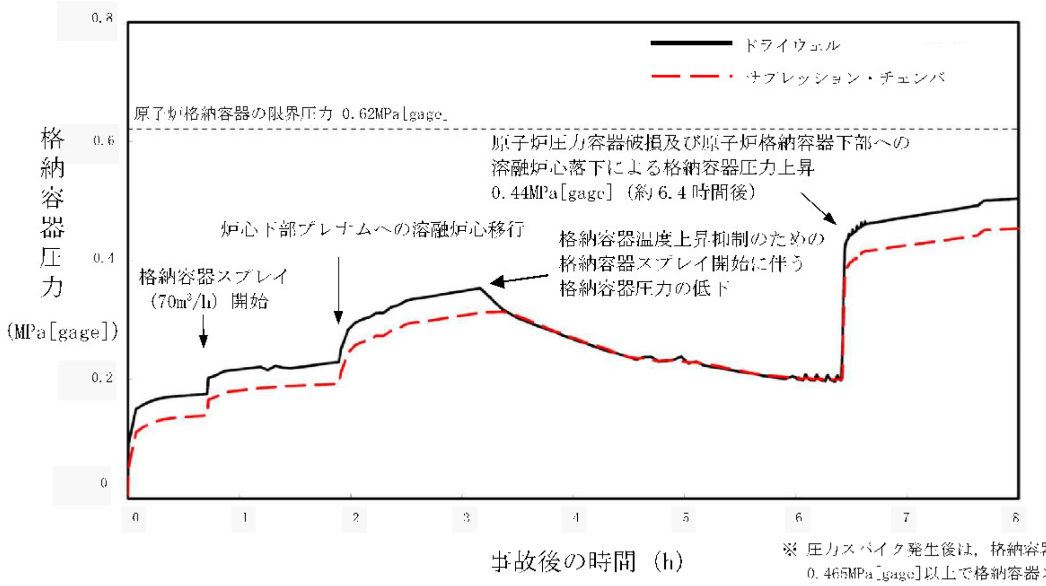


第3.3－4図　エントレインメント係数を最大値とした場合の
格納容器圧力の推移

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

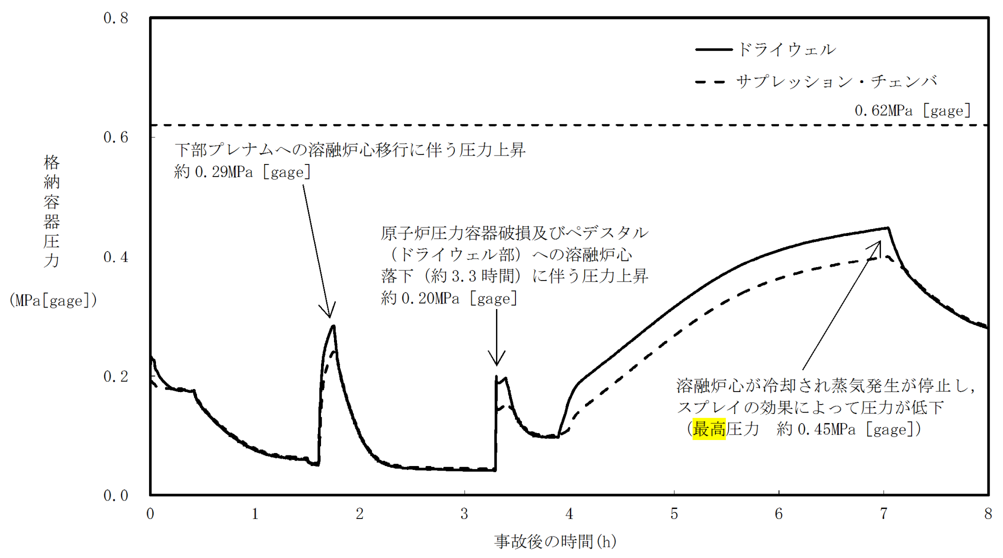
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機



※ 圧力スパイク発生後は，格納容器圧力が0.465MPa[gage]以上で格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

第 7.2.3－9 図　格納容器圧力の推移（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失）

東海第二発電所



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

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
7.2.4 水素燃焼 7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。	3.4　水素燃焼 3.4.1　格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。	
(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 格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。	(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 格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器の破損に至る。	「等」に該当するその他の水素発生要因がないため削除
したがって，本格納容器破損モードは，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって，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ことを防止することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。	したがって，本格納容器破損モードでは，通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え，水の放射線分解による格納容器内の酸素濃度上昇時の格納容器内への窒素注入によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・コンクリート相互作用により水素が発生するが，「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びペデスタル（ドライウェル部）への注水によってコンクリート侵食を抑制することで，水素の発生を抑制する。	東海第二では，水素燃焼防止（ベント時間遅延）のため窒素供給を実施 東海第二では，MCCI によるコンクリート侵食防止のためにコリウムシールドを設置。KK6,7 では，溶融炉心のサンプ流入防止のためにコリウムシールドを設置。
なお，6 号及び7 号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%※1 を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では，水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが，特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また，水の放射線分解，金属腐食，溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。 ※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。	なお，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度がドライ条件に換算して5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%（ドライ条件）を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では，酸素濃度が可燃限界に至ることを防止することで水素燃焼を防止し，爆轟についても防止することが重要である。	記載箇所の相違 記載の適正化 水の放射線分解で発生する水素及び酸素を踏まえた気相濃度の評価をしていることから，記載方針として，東海第二では水素ガス発生の影響は小さいとは記載しておらず，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することとして記載している。
(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。	(3)　格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，水素燃焼による格納容器破	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
「7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。	損を防止する。 「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。	
7.2.4.2 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 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，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，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ている「大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。	3.4.2　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 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，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスである「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。 なお，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。	大破断ＬＯＣＡの場合，水位低下が早く，ジルコニウム－水反応量が小さくなることから，水素発生量が少なくなり，酸素濃度の観点では相対的に厳しくなる。
この事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また，評価事故シーケンスを「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで，原子炉格納容器内の気体が排出され，水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し，水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに，サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで，水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。	この事故シーケンスは，「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）」の評価事故シーケンスと同じであることから，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また，評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで，格納容器内の気体が排出され，水素及び酸素の絶対量が減少し，水素濃度及び酸素濃度が低下するとともに，サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで，水素濃度及び酸素濃度が低く維持され，格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。	ＫＫの記載を踏まえて追加 東海第二では”分圧”を記載せず”濃度”で統一
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 ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む），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，放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生，原子炉圧力容器内 FP 挙動，原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動，サプレッション・プール冷却，スプレイ冷却，放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。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	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ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む），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，放射線水分解等による水素・酸素発生，原子炉圧力容器内ＦＰ挙動，格納容器における格納容器各領域間の流動，サプレッション・プール冷却，スプレイ冷却，放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内ＦＰ挙動が重要現象となる。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	解析コード資料で抽出された水素燃焼シーケンスの重要現象には”原子炉圧力容器破損”が含まれるため，東海第二では記載

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
ト総合解析コードMAAP により格納容器圧力，格納容器温度，原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。 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。	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，格納容器雰囲気温度，格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。 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。	
(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の条件は「7.2.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第7.2.4－1 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。	(2)　有効性評価の条件 本評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。この他に，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4－1 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。	
a. 初期条件 (a) 酸素濃度 原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は，運転上許容される上限の3.5vol%とする。	ａ．初期条件 (a)　初期酸素濃度 格納容器の初期酸素濃度は，酸素濃度4.3vol％（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として2.5vol％（ドライ条件）とする。	東海第二では，水の放射線分解による水素及び酸素はｂ.事故条件(b)に記載 東海第二では，水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるため，通常運転時の酸素濃度上限を2.5%vol％（ドライ）としている（保安規定の運転上の制限4.0vol%を変更し，2.5vol%とする）。
b. 事故条件 (a) 炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量 炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は，解析コードMAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAP の評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると，酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し，水素ガスが発生した場合，原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため，相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。	ｂ．事故条件 (a)　炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，解析コードＭＡＡＰの評価結果から得られた値（全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応した場合）を用いた。これは，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードＭＡＡＰの評価結果で水素濃度が13vol％（ドライ条件）を超えることを考慮すると，酸素濃度の上昇の観点で厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し，水素が発生した場合，格納容器内の水素濃度が増加するため，相対的に水の放射線分解で発生する酸素濃度は低下する。	柏崎の記載を踏まえ修正
(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合 水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は，解析コードMAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで，水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G 値（100eV あたりの分子発生量），以下「G 値」という。）は，それぞれ0.06，0.03 とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギの吸収割合は，原子炉圧力容器内については，ベータ線，ガンマ線ともに0.1，原子炉圧力容器外の核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに1 とする。	(b)　水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は，解析コードＭＡＡＰで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで，水素及び酸素の発生割合（Ｇ値（100eV当たりの分子発生量），以下「Ｇ値」という。）は，それぞれ0.06，0.03とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギの吸収割合は，サプレッション・プール内の核分裂生成物については，β線，γ線ともに1，サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはβ線，γ線ともに0.1とする。	RPV破損後にペデスタルに移行した溶融炉心は自己遮蔽を考慮し0.1として いるため，サプレッション・プール以外を0.1と記載 東海第二においては「DCH」等のRPV破損するシーケンスにおける水素・酸素発生量評価についても，本項目を参照しているため，ペデスタルに落下したデブリを踏まえたＧ値を設定

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	（添付資料 3.4.1，3.4.2）	
(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は，ジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に比べて少なく，また，水素ガスの発生は，原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ，酸素濃度を低下させると考えられることから，金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。	(c) 金属腐食等による水素発生量 格納容器内の亜鉛及びアルミニウムの反応や，炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は，ジルコニウム－水反応による水素発生量に比べて少なく，また，水素の発生は，格納容器内の水素濃度を上昇させ，酸素濃度を低下させることから，金属腐食等による水素発生量は考慮しない。 （添付資料 3.1.2.10）	ＫＫもアルミニウムは考慮しているが明示していなかったため，東海第二では記載
(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の結果は「7.2.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウェル及びサプレッション・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 7.2.4－1 図から第 7.2.4－6 図に，事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度を第 7.2.4－2 表に示す。	(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として，格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，ドライウェル及びサプレッション・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 3.4－1 図から第 3.4－10 図に，事象発生から 7 日間における酸素濃度の最高値と到達時間を第 3.4－2 表に示す。	東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最高値は 7 日以前のタイミングとなることから，最高値と到達時間を記載
a. 事象進展 事象進展は 7.2.1.2.2 (4) a. と同じである。 上記の事象進展に伴い，主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に，全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また，炉心再冠水に伴い，事象発生から約 2.5 時間後にジルコニウム－水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに，破断口から上部ドライウェルに流入する。また，原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による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。 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は，サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い，原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。	a．事象進展 事象進展は「3.1.2.2(4) a．事象進展」と同じである。 上記の事象進展に伴い，主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に，全炉心のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生し，炉心の再冠水に伴い事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム－水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに，破断口からドライウェルに流入する。また，原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作開始後は，サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い，格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約 84 時間後に，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し，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。なお，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は，格納容器圧力が 310kPa［gage］に到達した時点で停止する。	過度な格納容器圧力上昇を防止する観点から，1Pd で窒素注入を停止する（7 日以降は格納容器圧力を 1Pd 以下とする）。
b. 評価項目等 原子炉格納容器内の水素濃度は，ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが，ウェット条件における酸素濃度は，事象発生から 7 日後までの間，原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることはなく，酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.4vol%であり，可燃限界を下回る。	b．評価項目等 格納容器内の水素濃度は，事象発生直後から 13vol%（ドライ条件）を上回るが，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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	ライ条件）を下回る。	
ドライ条件では，事象発生の約 5 時間後から約 18 時間後までの間，ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間，ウェット条件では，LOCA 後のブローダウンによって，ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッション・チェンバに送り込まれ，破断口から供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため，ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため，この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は，ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり，そのウェット条件での濃度は1vol%未満(約0.2vol%)である。また，ドライウェル内の非凝縮性ガス(水素ガス，酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く，0.02MPa［abs］未満(水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 5vol%であり，サプレッション・チェンバ内の全圧が 0.50MPa[abs]以上であることから，非凝縮性ガス(水素ガス，酸素ガス及び窒素ガス) の分圧は少なくとも 0.47MPa[abs]以上である。このため，仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し，相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても，ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に，サプレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため，この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生の約 18 時間後以降は，ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し，事象発生から7 日後の酸素濃度は，ドライウェルにおいて約 3.7vol%，サプレッション・チェンバにおいて約 3.9vol%である。したがって，格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても，可燃限界である 5vol%に達することはない。		東海第二では，ドライ条件で酸素濃度を測定し判断基準としていることから，ウェット条件で判断基準としているＫＫと異なり，誤スプレイ等によって酸素濃度がドライ条件に近づくようなことがない。
その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し，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場合については，格納容器ベントによって，その水素濃度及び酸素濃度を低減することで，安定状態を維持できる。	その後も水素濃度及び酸素濃度を継続的に確認し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作によって水素及び酸素を排出し，水素濃度及び酸素濃度を低減することで，安定状態を維持できる。	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」との記載の整合を考慮
また，原子炉格納容器内は，原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため，原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお，事象発生の 168 時間後における崩壊熱は約 11.6MW であるが，これに相当する水蒸気発生量は約 2.3×104Nm3/h である。このため，水素燃焼の可能性の有無は，ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考える。		東海第二はドライ条件で判断している。
本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について，酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また，(7)の評価項目について，可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち，可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。	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(6)の評価項目について，酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また，(7)の評価項目について，可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち，可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については，評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
なお，本評価は選定された評価事故シーケンスに対する，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり，原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが，溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については，「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。	なお，本評価は選定された評価事故シーケンスに対する，「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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合の水素発生の影響については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。	ＫＫではＭＣＣＩによって発生する水素ガス等の影響を踏まえて「3.5 ＭＣＣＩ」の章に記載をしているが，東海第二では「3.2　ＤＣＨ」に全ての解析結果を記載し，また，ＭＣＣＩによるコンクリート侵食がないため非凝縮性ガスの発生がないため，「3.2 ＤＣＨ」で確認している。
7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では，格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。	3.4.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では，格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。	
(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ける，解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は，「7.2.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。	(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ける，解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は，「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。	
(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条件 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，「7.2.1.2.3(2) 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」と同様であるが，本評価事故シーケンスを評価する上で，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。	(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条件 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，「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが，本評価事故シーケンスを評価する上で，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。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の酸素濃度は，解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが，本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃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。	(a)　運転員等操作時間に与える影響 初期条件の初期酸素濃度は，解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約1vol%（ドライ条件）から約2vol%（ドライ条件）であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，初期酸素濃度が低くなり，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている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の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件は東海第二の運転実績を記載 東海第二では酸素濃度を起点とした操作として，格納容器への窒素注入を実施
事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して，最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，水素ガス発生量が変動する可能性があるが，本評価事故シーケンスにおいては水素	事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には水素発生量が変動し，相対的に酸素濃度が変動する可能性	

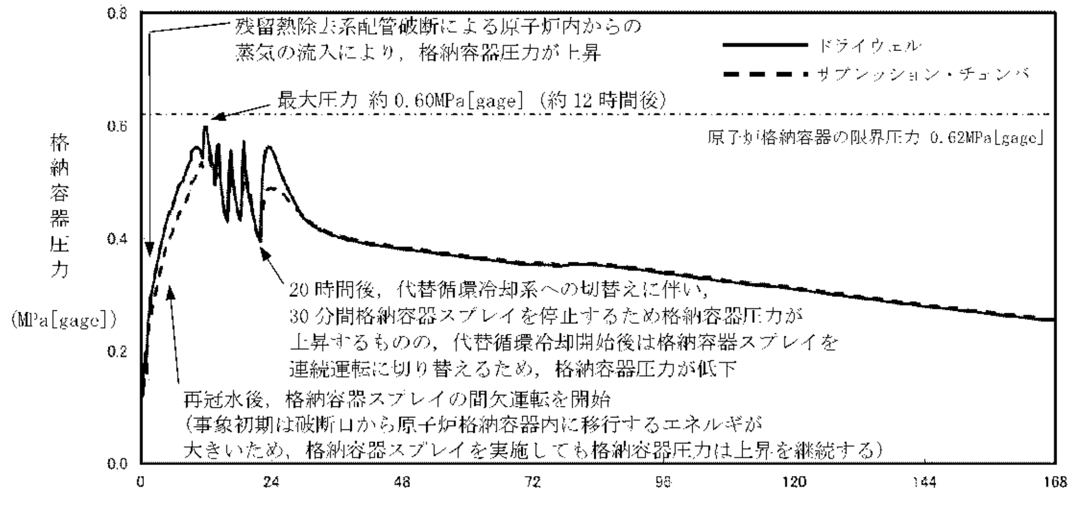
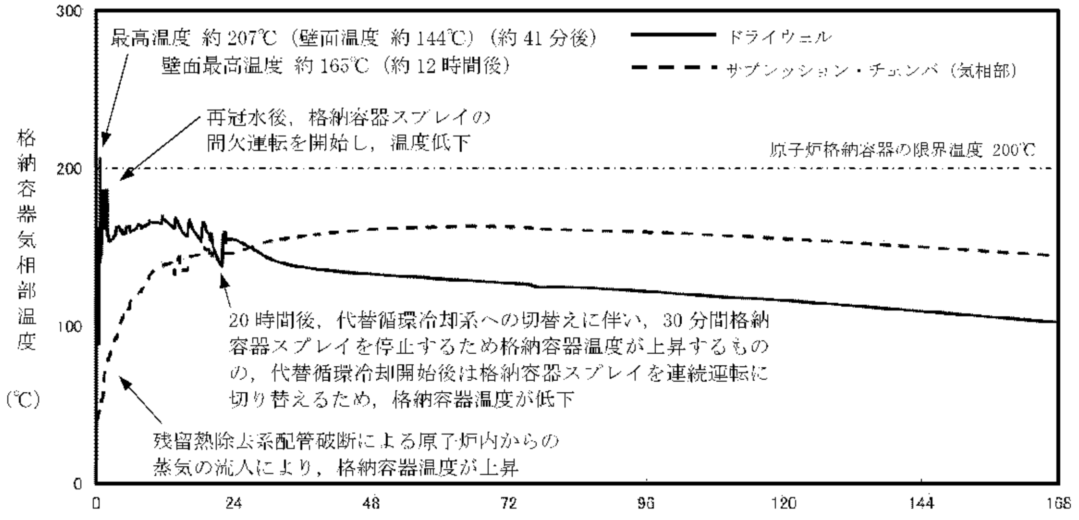
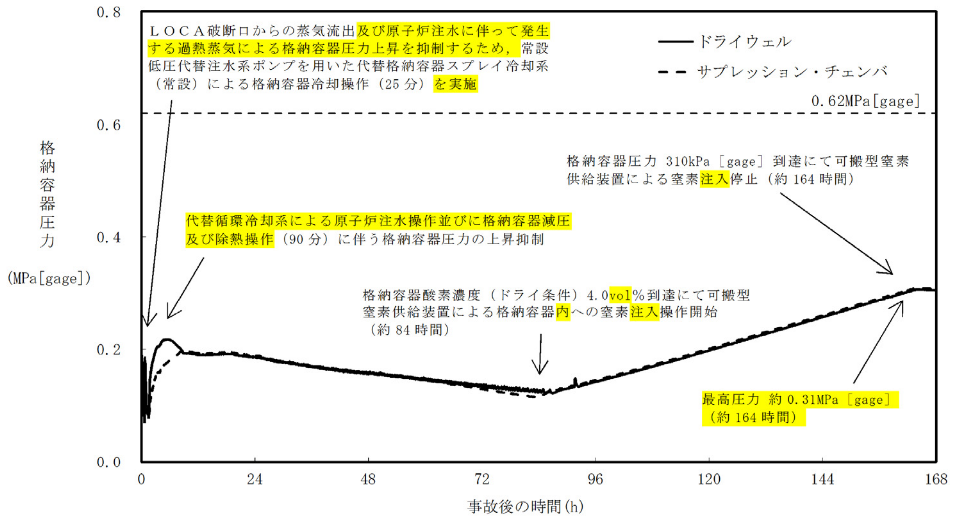
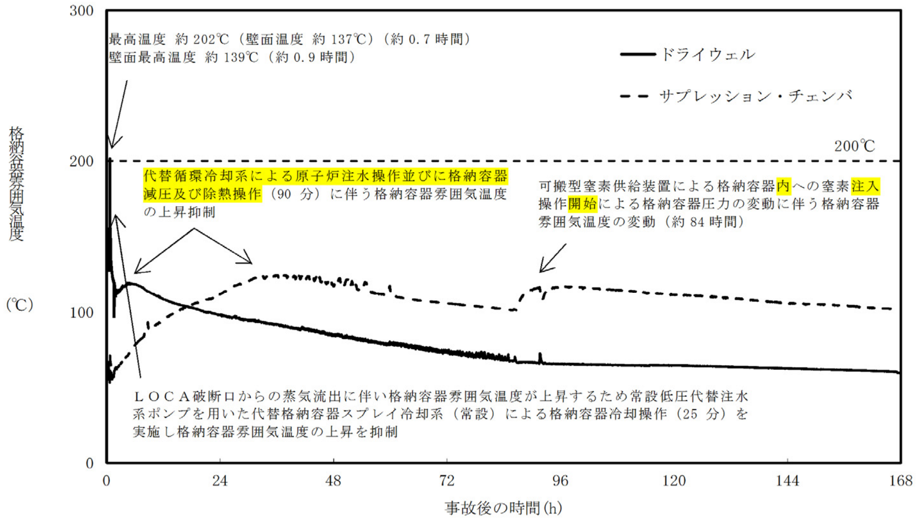
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	性があるが，操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	
金属腐食等による水素ガス発生量は，最確条件とした場合は，水素ガス発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが，本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	事故条件の金属腐食等による水素発生量は，最確条件とした場合には水素発生量が増加し，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている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の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	東海第二では酸素濃度を起点とした操作として，格納容器への窒素注入を実施
事故条件の水の放射線分解によるＧ値は，解析条件の水素ガス：0.06，酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが，Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し，原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお，格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において，成立性を確認している。また，耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は，あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施するほかはおおむね同様の対応となる。	事故条件の水の放射線分解によるＧ値は，解析条件の水素：0.06，酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが，Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合，格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出する必要がある。なお，格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において，成立性を確認している。 （添付資料3.4.3，3.4.4）	東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の酸素濃度は，解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の初期酸素濃度は，解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約1vol%（ドライ条件）から約2vol%（ドライ条件）であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータ：酸素濃度
事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して，最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は，運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については，「7.2.1.2.3(2)ｂ．操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており，炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合，第7.2.4－7図及び第7.2.4－8図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し，炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが，ウェット条件における酸素濃度は，酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与え	事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して，最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，運転員等操作である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）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが，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）による原子炉注水の操作開始時間については，「3.1.2.3(2)ｂ．操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており，炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に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）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合，第3.4－11図及び第3.4－12図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約15.3%が水と反応し，炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は5割程度増加するが，酸素濃度が4.0vol%（ド	東海第二はドライ条件で判断している。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
る影響は小さい。また，仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合，第 7.2.4－9 図及び第 7.2.4－10 図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約 17.1%が水と反応し，炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は 3%程度増加するが，ウェット条件における酸素濃度は，酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.9vol%であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	ライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため，酸素濃度の最高値は約 4.0vol％（ドライ条件）であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，仮に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）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合，第 3.4－13 図及び第 3.4－14 図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約 7.6%が水と反応し，炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は 1 割程度減少するが，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を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため，酸素濃度の最高値は約 4.0vol％（ドライ条件）であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：酸素濃度
金属腐食等による水素ガス発生量は，最確条件とした場合は，水素ガス発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	事故条件の金属腐食等による水素発生量は，最確条件とした場合には水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータ：酸素濃度
事故条件の水の放射線分解によるＧ値は，解析条件の水素ガス：0.06，酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが，Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し，原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため，評価項目となるパラメータに与える影響はない。	事故条件の水の放射線分解によるＧ値は，解析条件の水素：0.06，酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが，本解析条件の不確かさとして，Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合，格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出することが可能であるため，評価項目となるパラメータに与える影響はない。	東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。 評価項目となるパラメータ：酸素濃度
Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているＧ値（水素ガス：0.4，酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第 7.2.4－11 図から第 7.2.4－15 図に示すとおり，原子炉格納容器内の酸素濃度は，ウェット条件において事象発生から約 51 時間で 5vol%に到達するが，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると，水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され，また，原子炉格納容器内は，減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol%まで低下する。また，ドライ条件では，ドライウェルの酸素濃度が 5vol%を超えるが，これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり，実際の状況下でドライ条件となり，水素燃焼が発生することはない。	Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として，Ｇ値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているＧ値（沸騰状態の場合，水素：0.4，酸素：0.2，非沸騰状態の場合，水素：0.25，酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.4－15 図から第 3.4－17 図に示すとおり，格納容器内の酸素濃度は，事象発生から約 122 時間で 4.3vol％（ドライ条件）に到達するが，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol％（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると，水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出され，また，格納容器内は，減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol％（ウェット条件）まで低下する。さらに，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により，酸素濃度は可燃限界である 5vol％（ドライ条件）に到達しないため，水素燃焼が発生することはない。	東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。 東海第二はドライ条件で判断している。
ドライ条件とならないことを確認するため，水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として，格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後（168 時間後）において，残留熱除去		

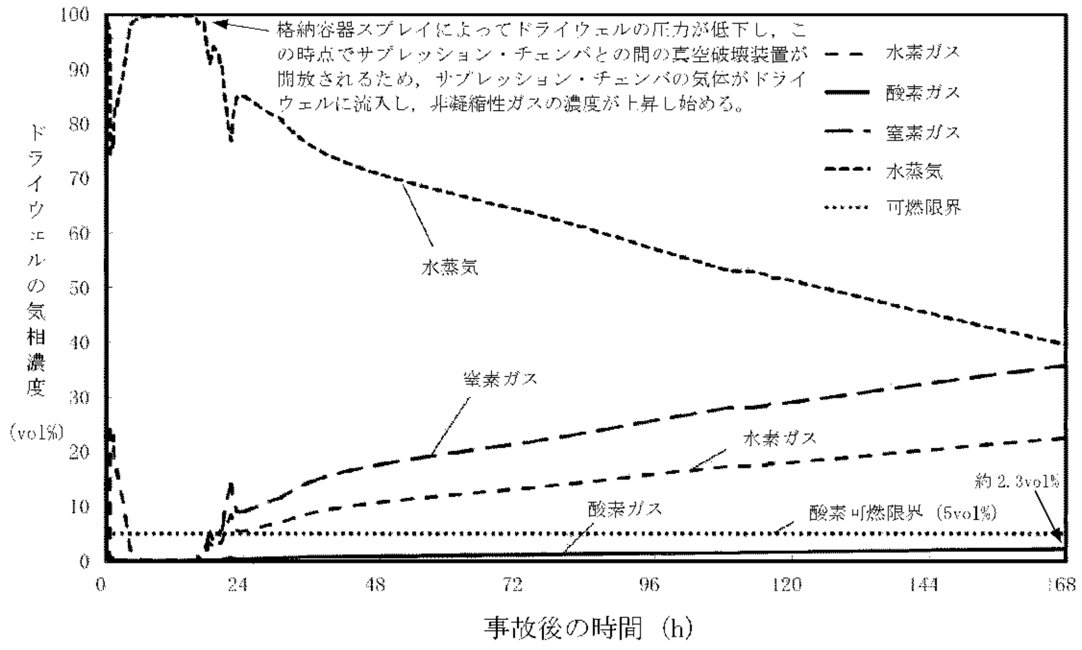
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
系による格納容器スプレイをドライウェルに連続で実施した場合を評価し，原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第 7.2.4－16 図から第 7.2.4－18 図に示すとおり，格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても，格納容器スプレイ開始後約４時間（原子炉格納容器内が負圧となる時間）までは，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお，ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず，格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても，原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約４時間の時間余裕がある。また，格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから，約４時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため，現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく，したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。		東海第二では，ドライ条件で酸素濃度を測定し判断基準としていることから，ウェット条件で判断基準としているＫＫと異なり，誤スプレイ等によって酸素濃度がドライ条件に近づくようなことがない。
格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合，その対応フローは「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり，格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも，本感度解析による評価結果の方が遅いことから，水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への Cs-137 の総放出量の観点でも，本感度解析による評価結果の方が，事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約 2.0TBq を超えることはなく，評価項目である 100TBq を十分に下回る。	格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合，その対応フローは「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）」のうち，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり，格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも，本感度解析による評価結果の方が遅いことから，水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのＣｓ－137 の総放出量の観点でも，本感度解析による評価結果の方が，事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約 3.7TBq を超えることはなく，評価項目である 100TBq を十分に下回る。 （添付資料 3.4.3，3.4.4，3.4.5）	
b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は，「7.2.1.2.3(2) b． 操作条件」と同様である。	ｂ．操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は，「3.1.2.3(2) b． 操作条件」と同様である。	
(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「7.2.1.2.3(3)操作時間余裕の把握」と同様である。	(3)　操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。	
(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。	(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。この他，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。	

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（水素燃焼）

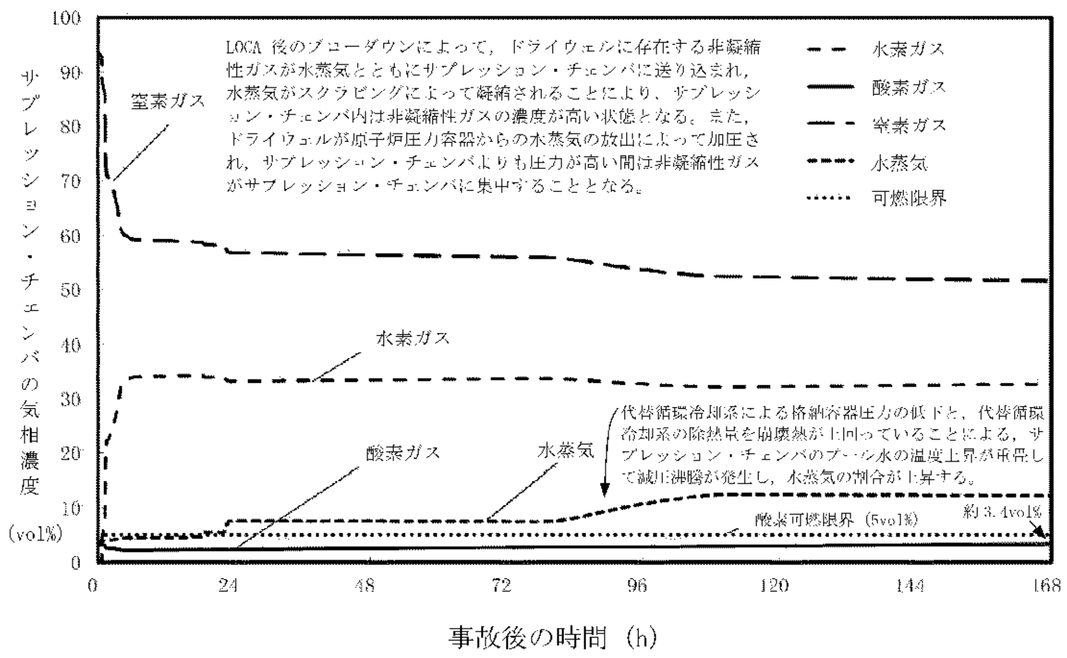
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，必要な要員及び資源の評価は「7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	3.4.4　必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	
7.2.4.5 結論 格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスと，水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ，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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。	3.4.5　結　論 格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応等によって発生した水素と，水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ，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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては，通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え，水の放射線分解による格納容器内の酸素濃度上昇時の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している。	東海第二では，水素燃焼防止（ベント時間遅延）のため窒素供給を実施
格納容器破損モード「水素燃焼」では，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，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ている評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について，有効性評価を行った。	格納容器破損モード「水素燃焼」では，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，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ている評価事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」について，代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。	
上記の場合においても，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，酸素濃度が可燃限界である 5vol%以下となることから，水素燃焼に至ることはなく，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。	上記の場合においても，通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，酸素濃度は可燃限界である 5vol%（ドライ条件）以下となることから，水素燃焼に至ることはなく，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。	東海第二では，水素燃焼防止（ベント時間遅延）のため窒素供給を実施
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。 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。	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。 重大事故等対策時に必要な要員は，災害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。	
以上のことから，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等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「水素燃焼」に対して有効である。	以上のことから，通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え，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等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「水素燃焼」に対して有効である。	東海第二では，水素燃焼防止（ベント時間遅延）のため窒素供給を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第 7.2.4－1 図　格納容器圧力の推移  第 7.2.4－2 図　格納容器気相部温度の推移	 第 3.4－1 図　格納容器圧力の推移  第 3.4－2 図　格納容器雰囲気温度の推移 3.4－16	東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施 東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

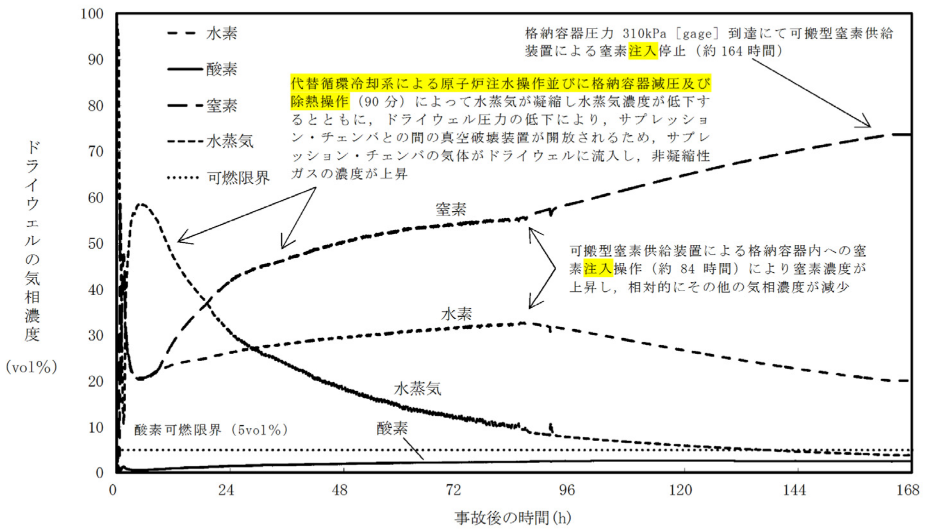


第 7.2.4－3 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

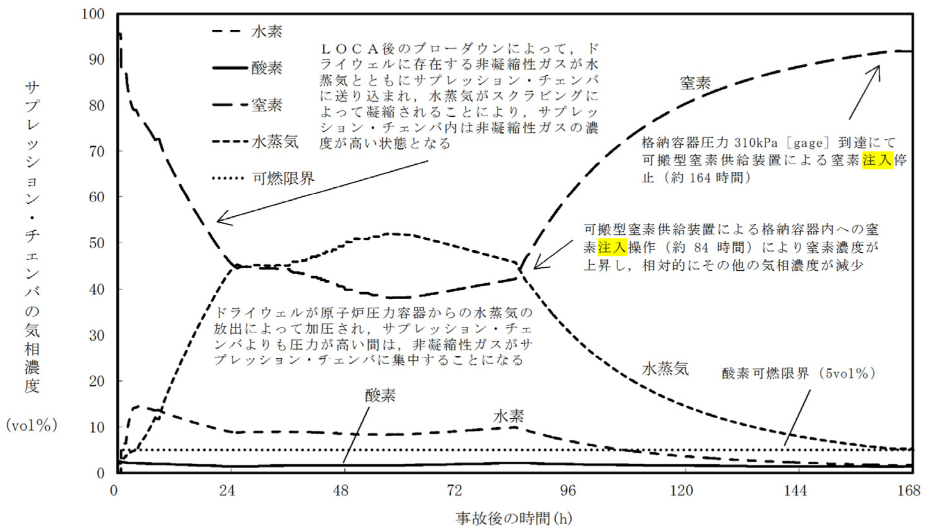


第 7.2.4－4 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

東海第二発電所



第 3.4－3 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第 3.4－4 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）

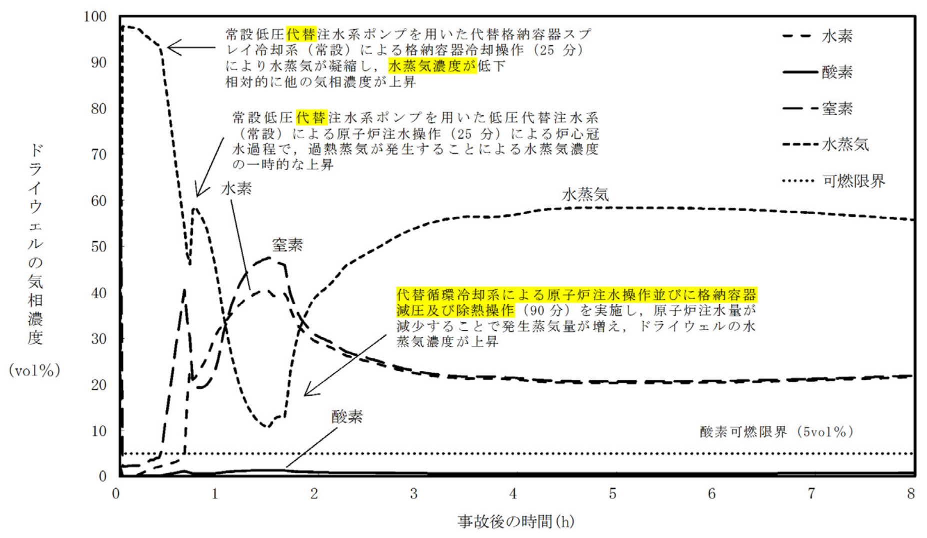
3.4－17

備　　考

「3.4 水素燃焼」に直接の記載はないものの，「3.1.2 過圧・過温破損（循環冷却）」，「3.1.3 過圧・過温破損（ベント）」において，水の放射線分解によって発生する水素量，酸素量が過圧に与える影響として，MAAP で計算された格納容器内の窒素，水素，酸素濃度に対する比率を記載（循環冷却：3%未満，ベント：2%未満）しており，ウェット条件のグラフを見ることで，水蒸気分圧に対して非凝縮性ガスの分圧が占める割合を確認することで，相対的に水の放射線分解によって発生する水素，酸素が加圧に寄与しないことを確認可能であることから、ウェット条件の気相濃度についても記載。

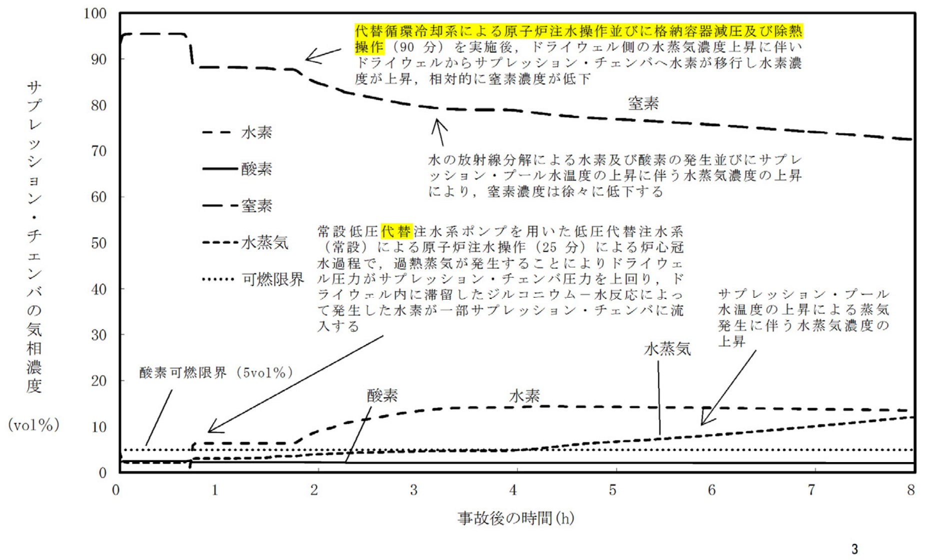
東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	第 3.4－5 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）（～8 時間） 第 3.4－6 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）（～8 時間）	事故後短期の挙動を詳細に確認するため，～８時間の図を追加 「3.4 水素燃焼」に直接の記載はないものの，「3.1.2 過圧・過温破損（循環冷却)」，「3.1.3 過圧・過温破損（ベント)」において，水の放射線分解によって発生する水素量，酸素量が過圧に与える影響として，MAAP で計算された格納容器内の窒素，水素，酸素濃度に対する比率を記載（循環冷却：3%未満，ベント：2%未満）しており，ウェット条件のグラフを見ることで，水蒸気分圧に対して非凝縮性ガスの分圧が占める割合を確認することで，相対的に水の放射線分解によって発生する水素，酸素が加圧に寄与しないことを確認可能であることから、ウェット条件の気相濃度についても記載。



第 3.4－5 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

（～8 時間）



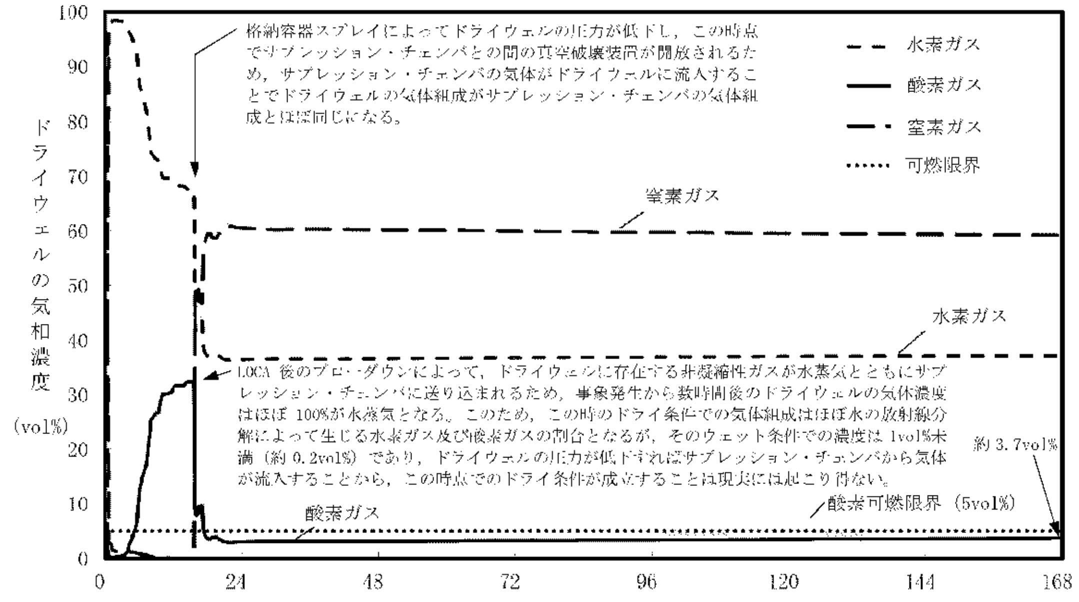
第 3.4－6 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

（ウェット条件）（～8 時間）

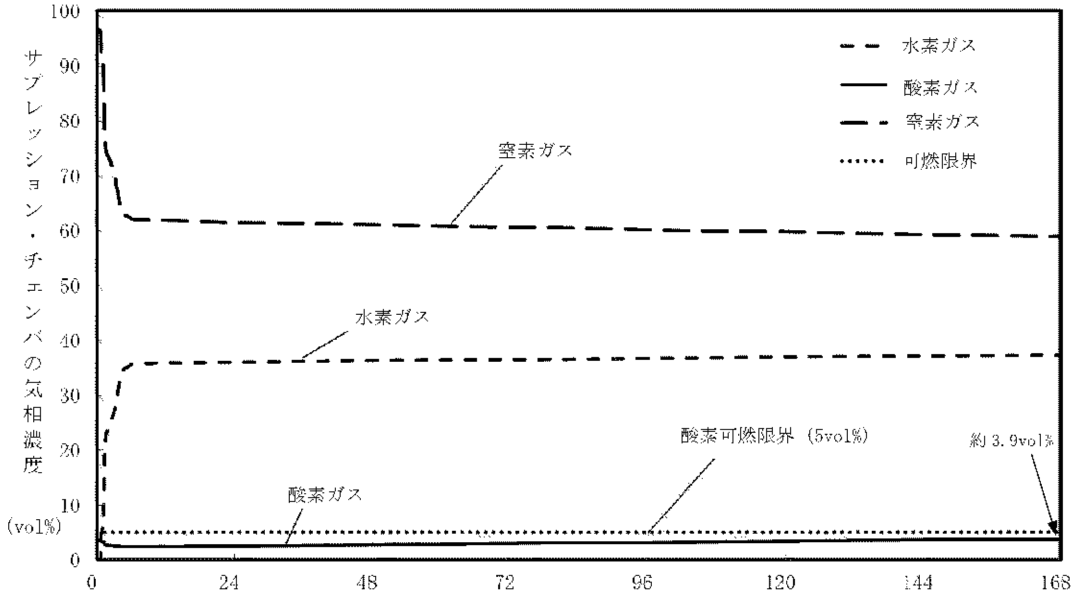
3.4－18

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

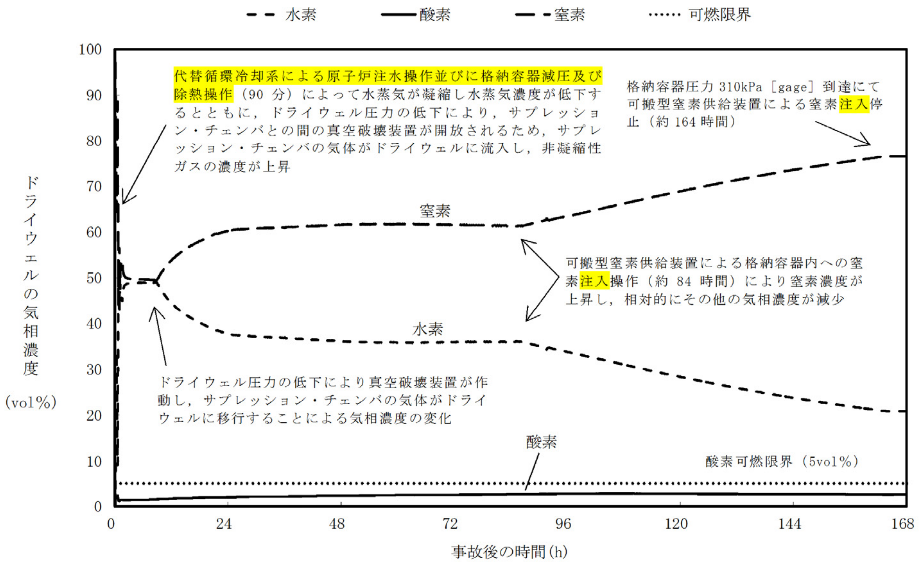


第 7.2.4－5 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

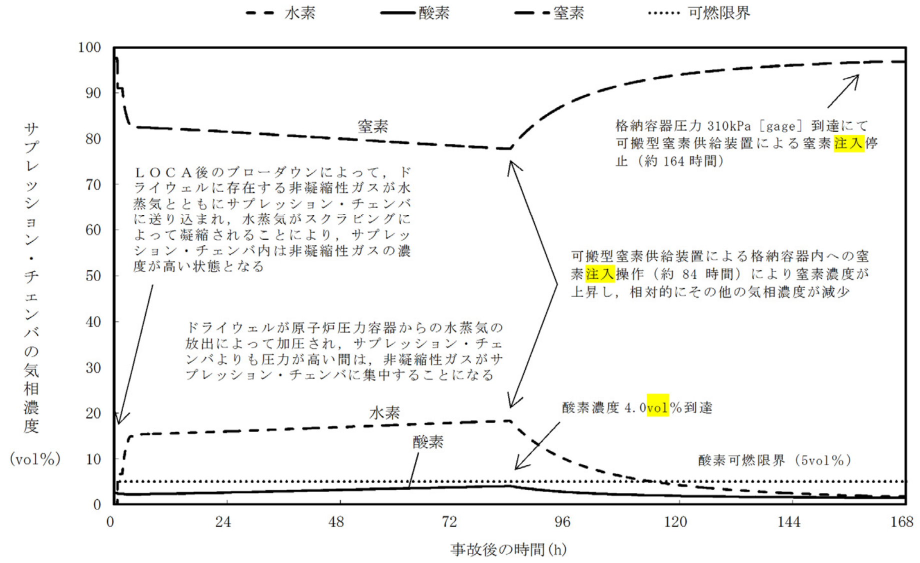


第 7.2.4－6 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

東海第二発電所



第 3.4－7 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



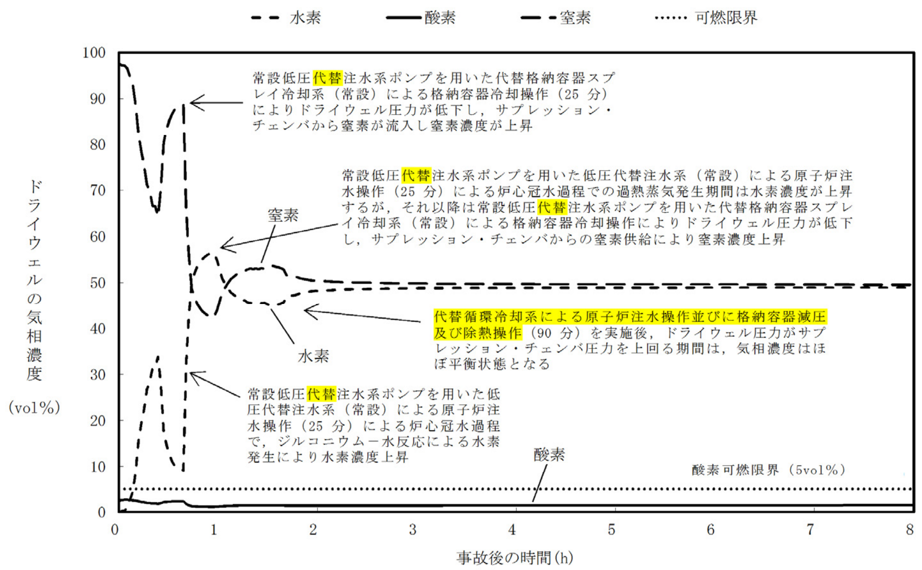
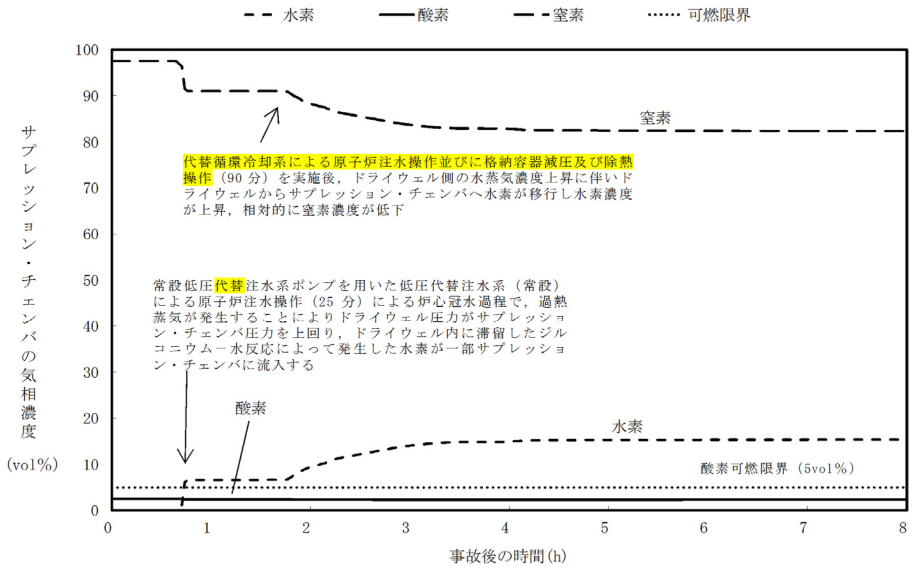
第 3.4－8 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

（ドライ条件）

3.4－19

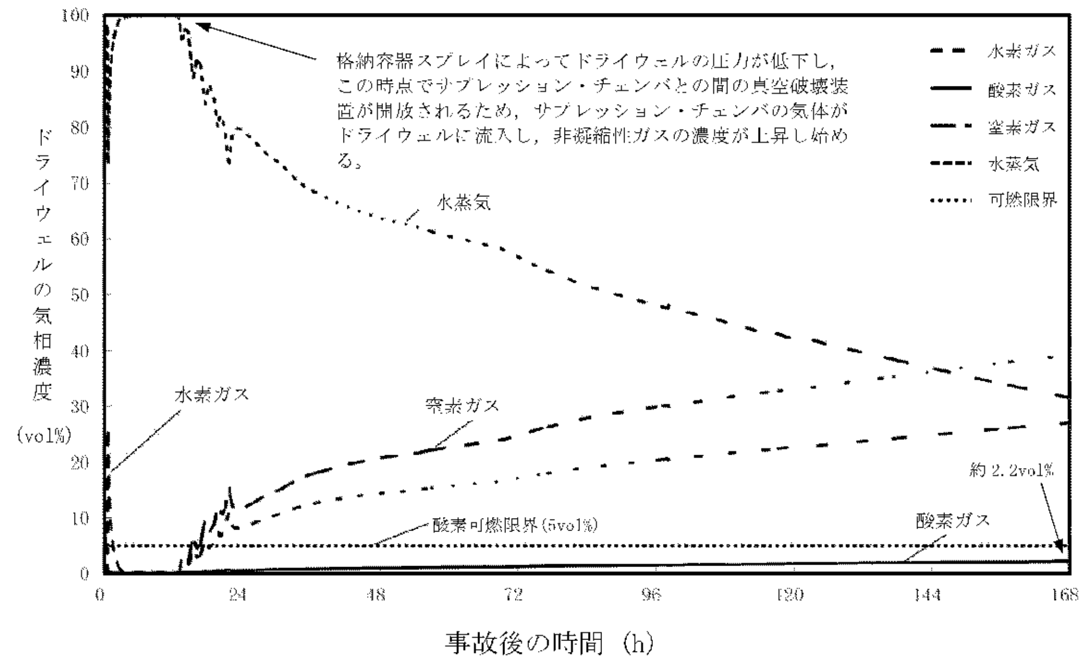
備　考

東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施

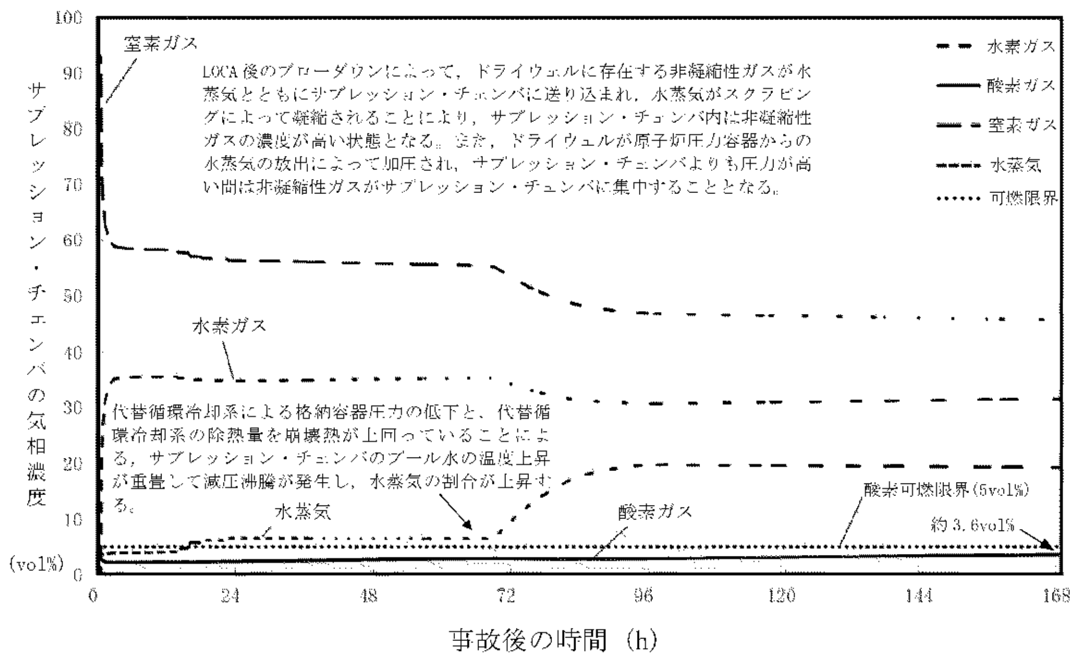
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	 第 3.4－9 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件） （～8 時間）  第 3.4－10 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 （ドライ条件）（～8 時間） 3.4－20	東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施 事故後短期の挙動を詳細に確認するため，～８時間の図を追加

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

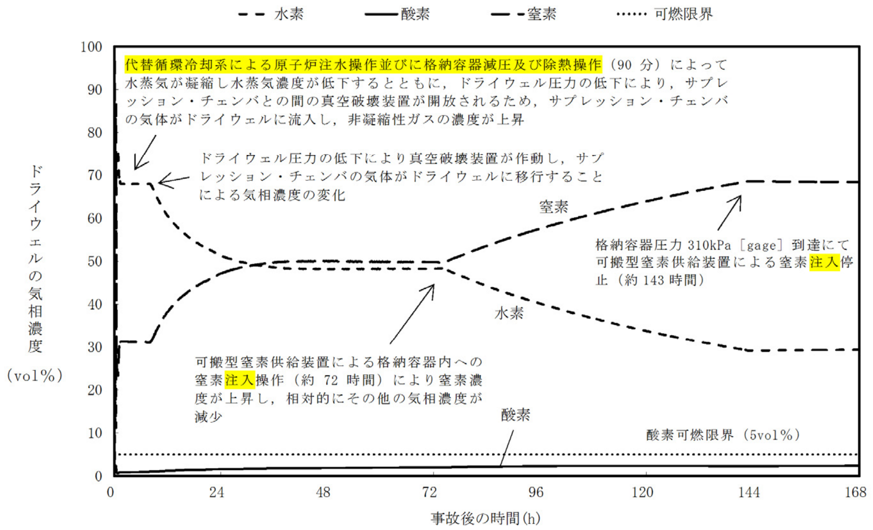


第 7.2.4－7 図　事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

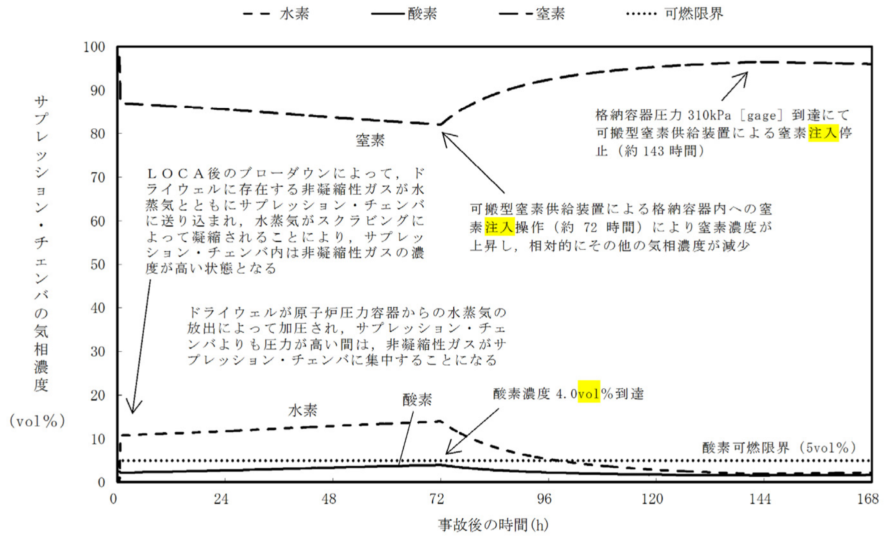


第 7.2.4－8 図　事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

東海第二発電所



第 3.4－11 図　事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 3.4－12 図　事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

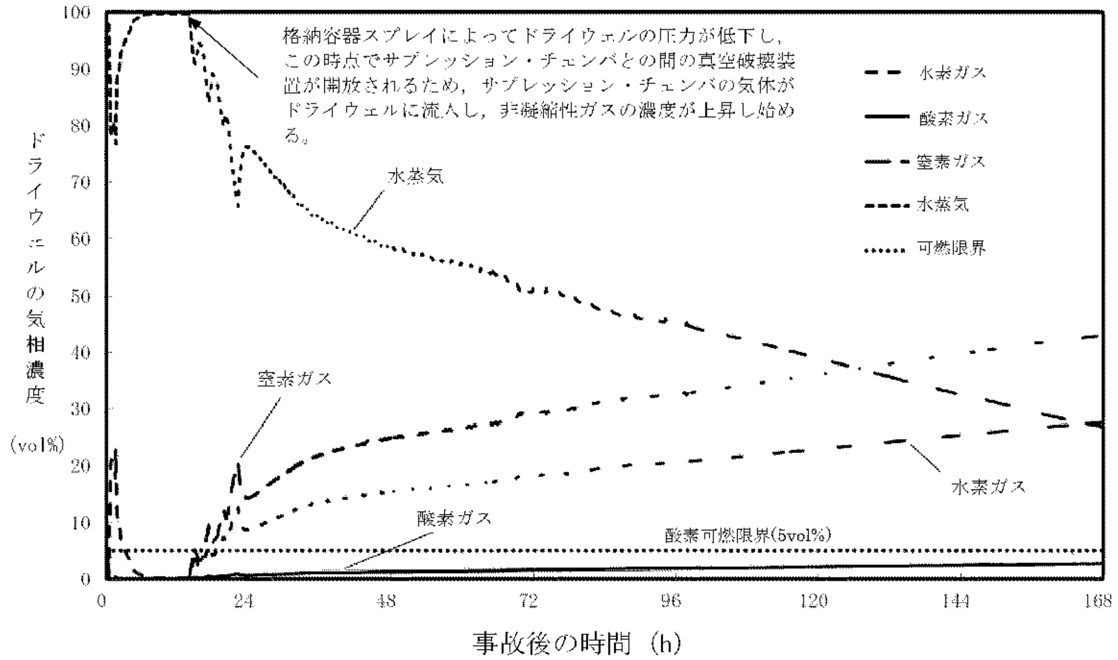
3.4－21

備考

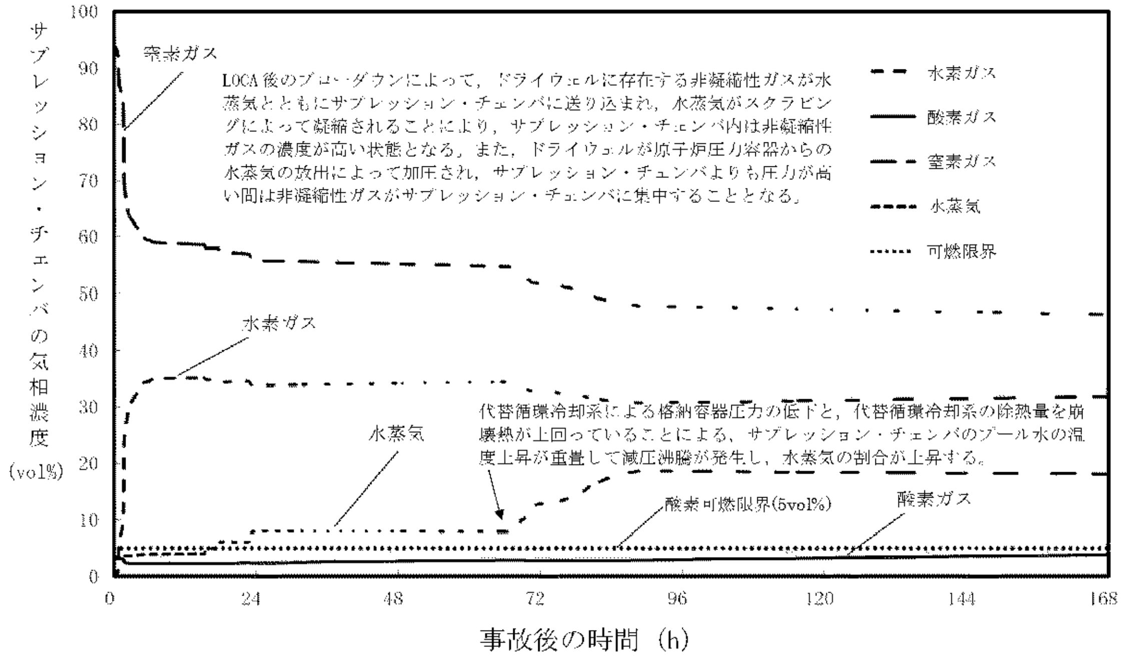
東海第二では，事故後速やかに低圧代替注水系（常設）を起動した場合として事象発生から 15 分後の注水を感度解析として実施（ＫＫはベース解析 70 分後に対して感度解析 30 分）

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

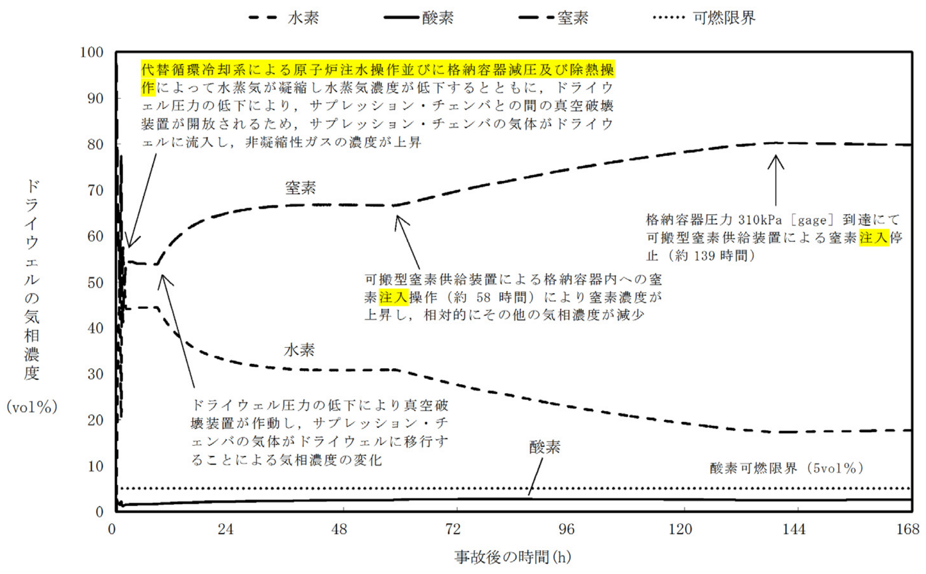


第 7.2.4－9 図　事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

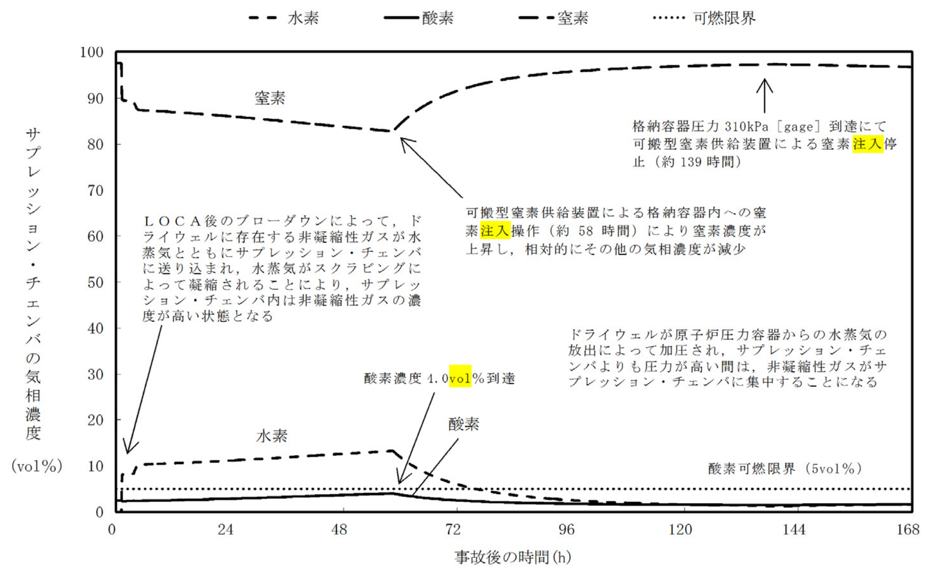


第 7.2.4－10 図　事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

東海第二発電所



第 3.4－13 図　事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 3.4－14 図　事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

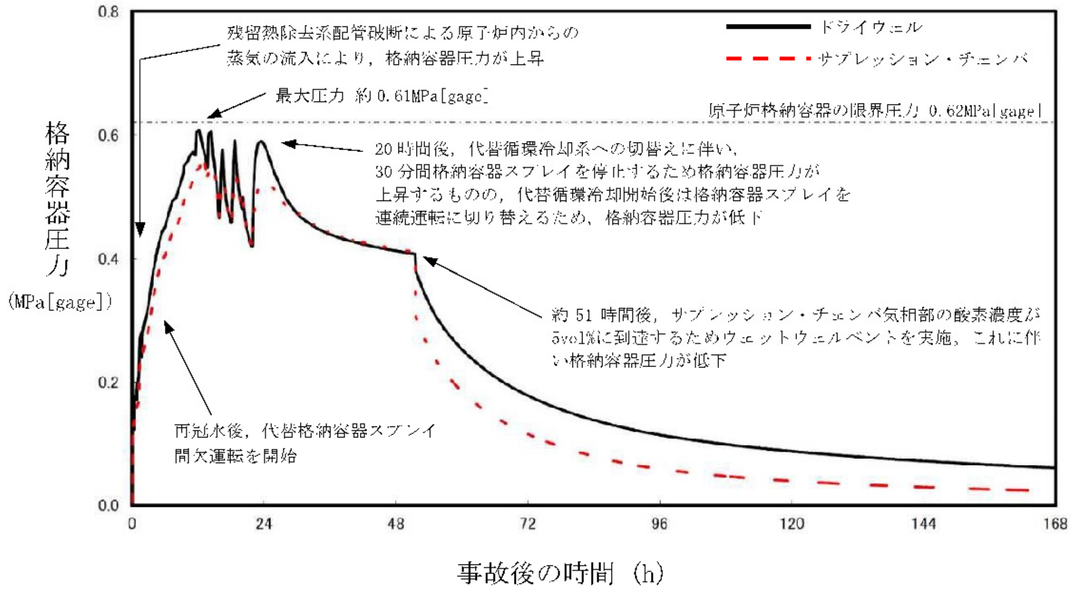
3.4－22

備　考

東海第二では，リロケーション防止可能なら遅れ時間として事象発生から 50 分後の注水を感度解析として実施（ＫＫはベース解析 70 分後に対して感度解析 90 分）。リロケーション後のＲＰＶ下部での振る舞いには不確かさが大きいので，リロケーション前までの時間で評価している。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

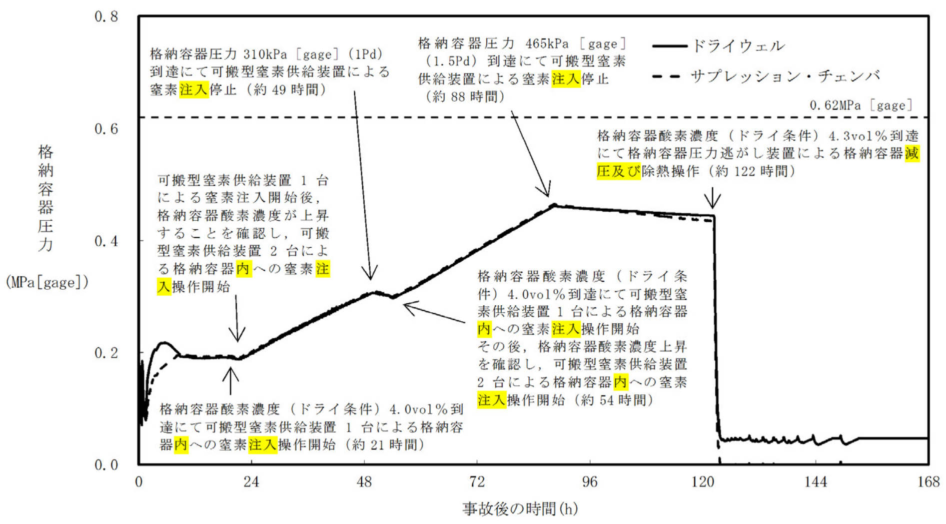
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機



第7.2.4－11図　G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移※

※　本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し，水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため，事故後約51時間後までの格納容器圧力の推移は，「7.2.1.2　代替循環冷却系を使用する場合」の第7.2.1.2－11図及び第7.2.4－1図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの，完全には一致しない。

東海第二発電所



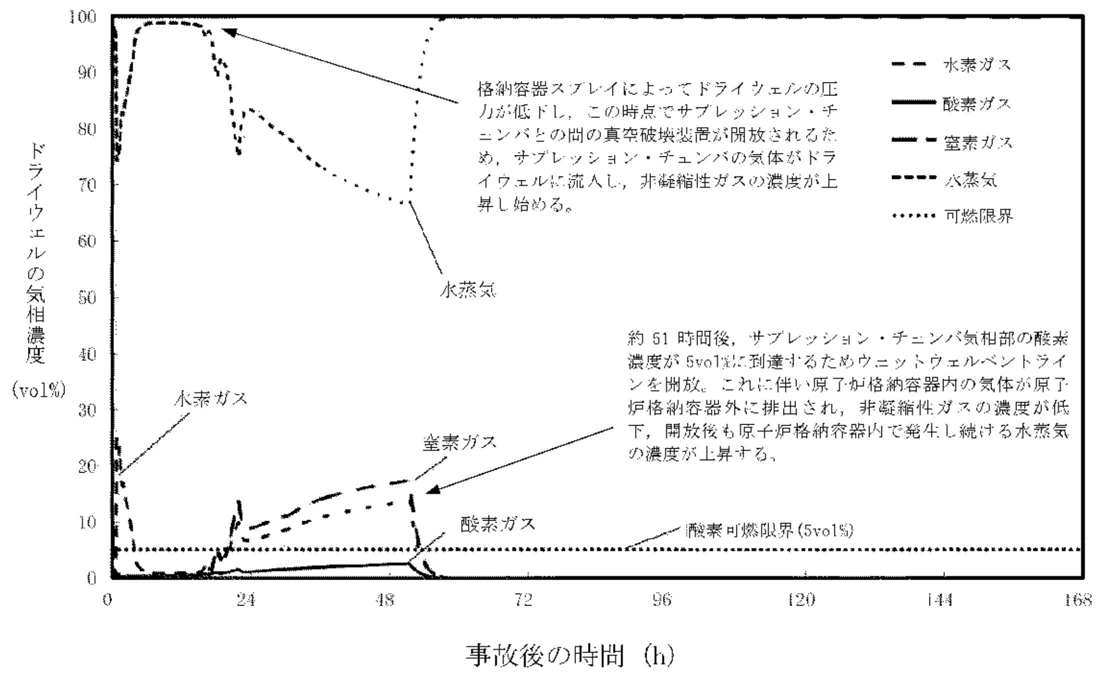
第3.4-15図　G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

備　　考

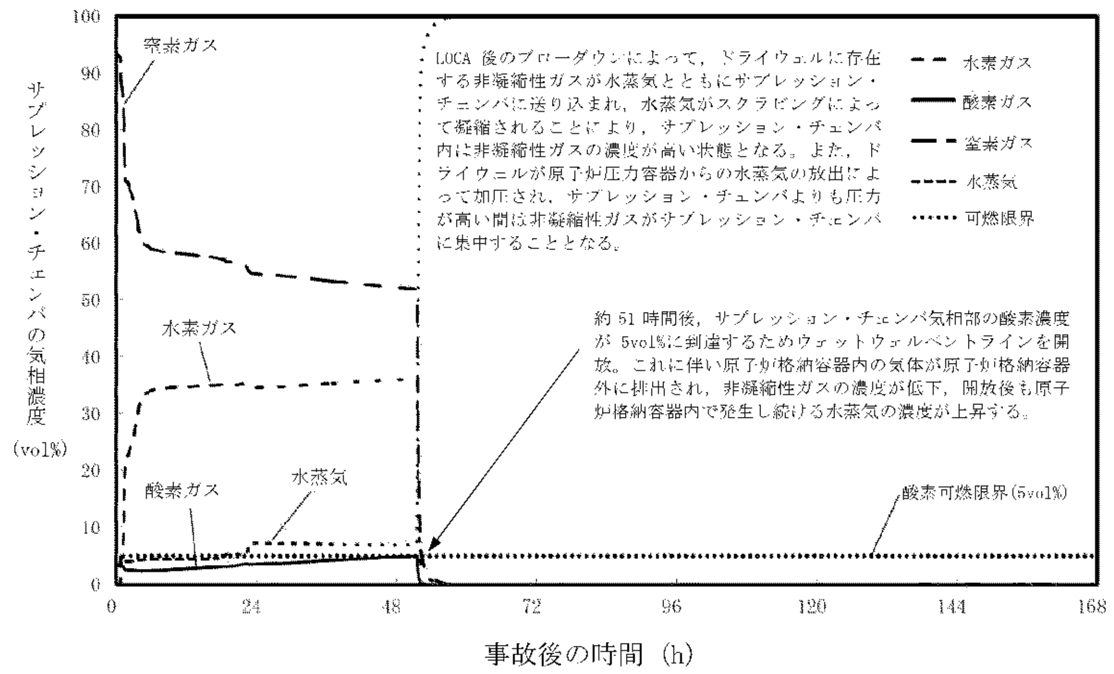
東海第二では，「3.1.2」に記載のＭＡＡＰ解析と同じ条件で解析している。

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
（下記図参照）		東海第二はドライ条件で判断しているため，ウェット条件の結果は記載していない



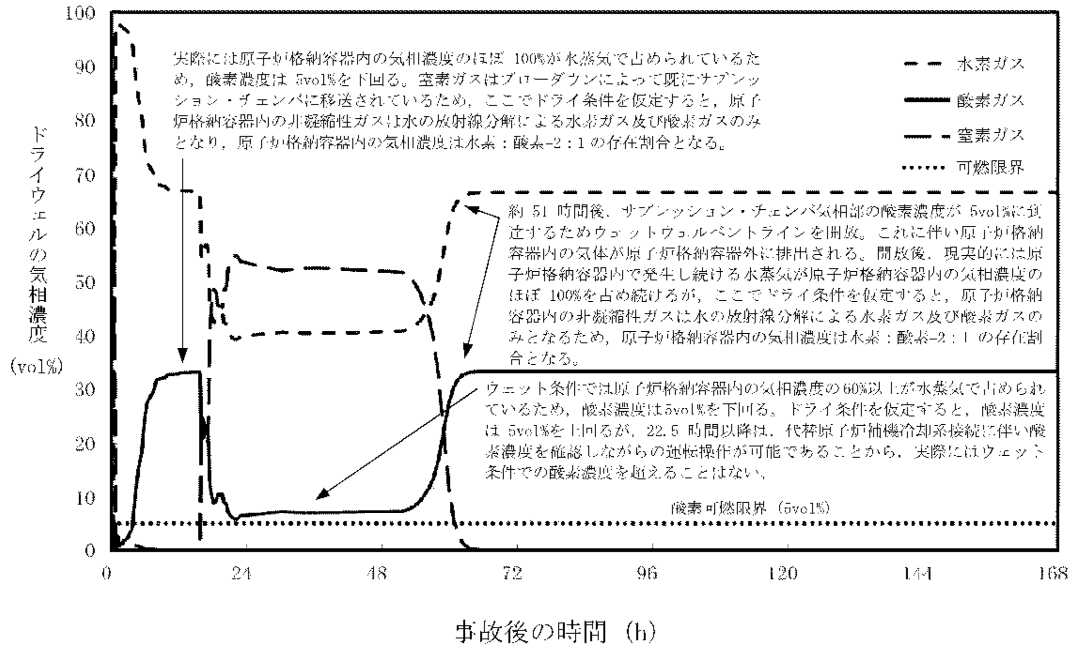
第 7.2.4―12 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）



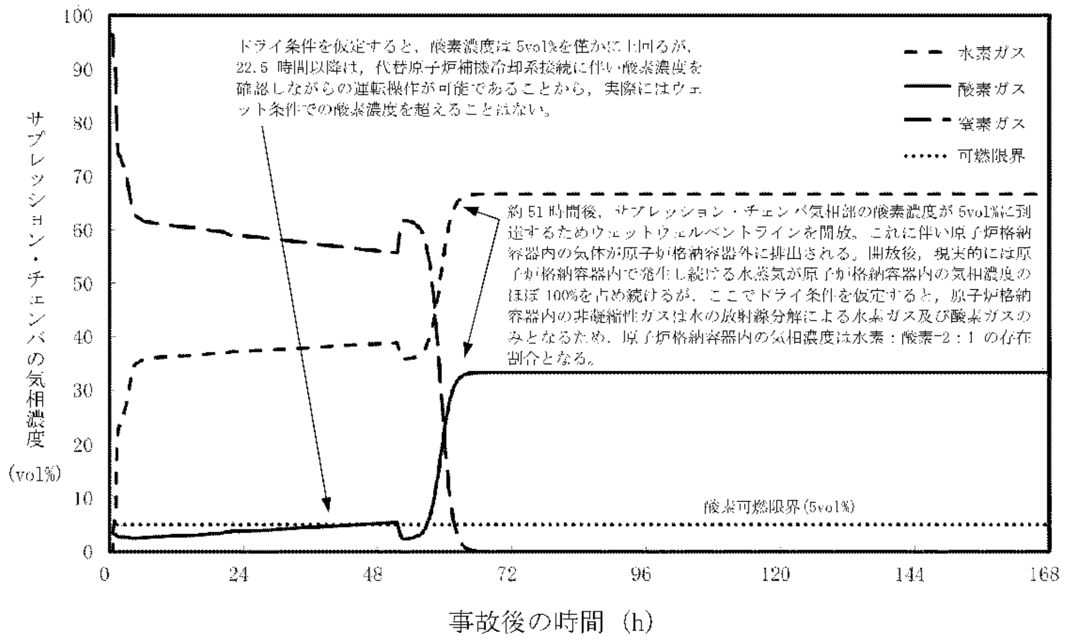
第 7.2.4―13 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

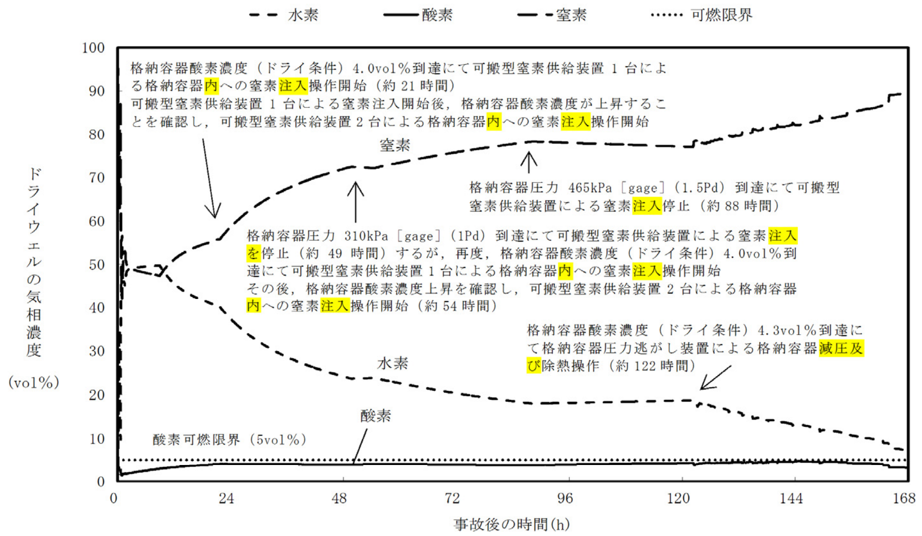


第 7.2.4－14 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

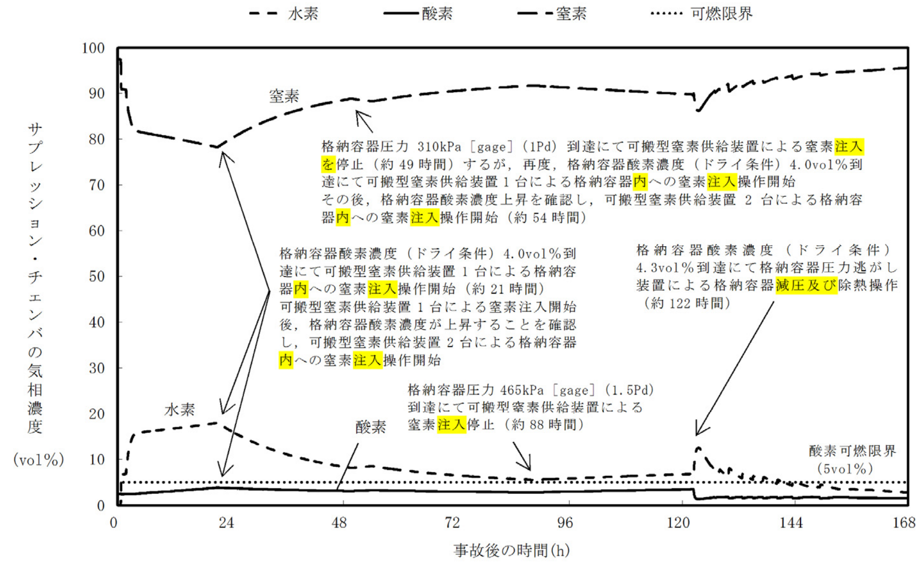


第 7.2.4－15 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

東海第二発電所

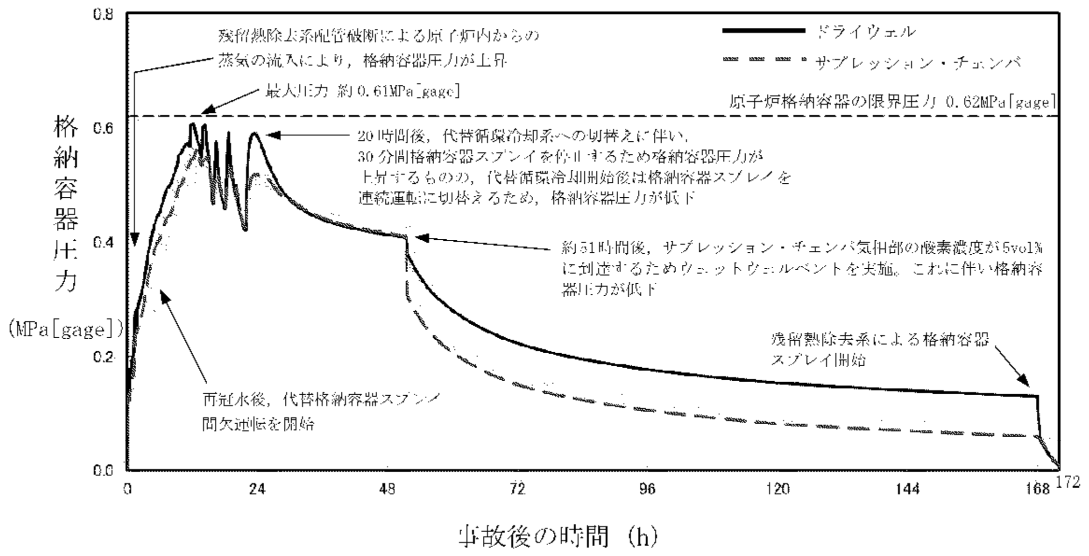


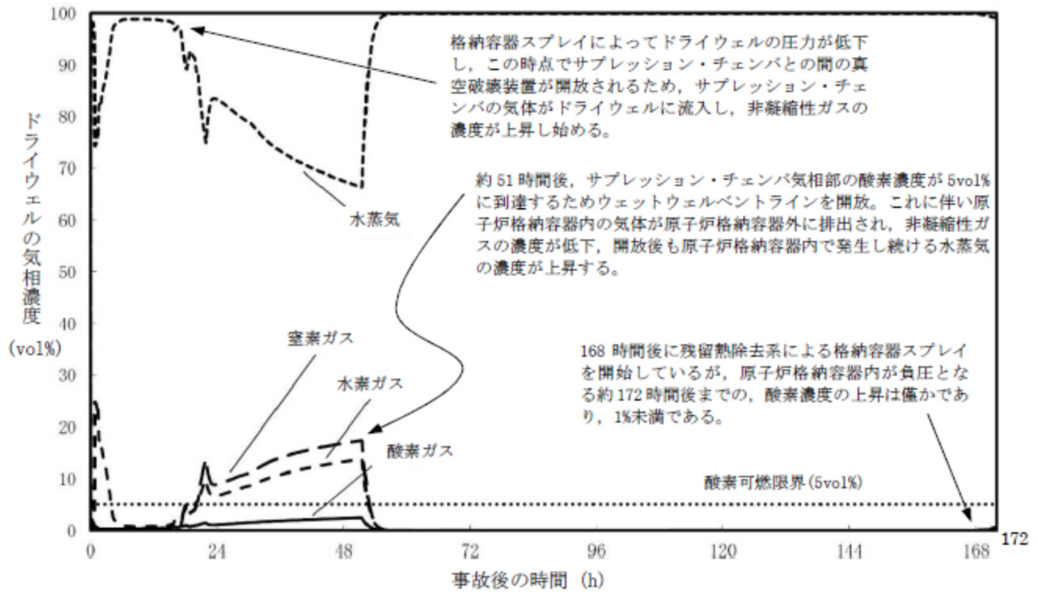
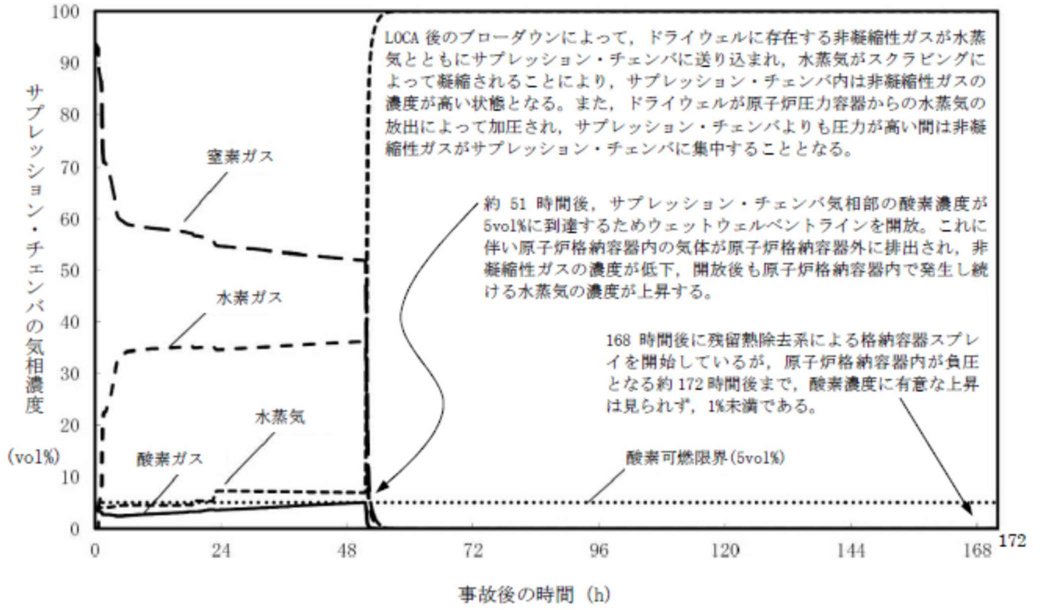
第 3.4－16 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合の
ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 3.4－17 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合の
サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第 7.2.4－16 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）※ ※本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し，水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため，事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2－11 図及び第 7.2.4－1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの，完全には一致しない。		東海第二はドライ条件で判断しているため，誤スプレイの感度解析は記載していない

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第 7.2.4－17 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）  第 7.2.4－18 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）		東海第二はドライ条件で判断しているため，誤スプレイの感度解析は記載していない

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

第７.２.４－１表　主要解析条件（水素燃焼）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定（運転上許容されている値の上限）
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量	解析コードMAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス：0.06分子/100eV 酸素ガス：0.03分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

第７.２.４－２表　事象発生から７日後（168時間後）の酸素濃度※

	ウェット条件（vol%）	ドライ条件（vol%）
ドライウェル	約2.3	約3.7
サプレッション・チェンバ	約3.4	約3.9

※　全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が反応した場合

東海第二発電所

第3.4－1表　主要解析条件（水素燃焼）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として設定
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量	解析コードＭＡＡＰによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06分子／100eV 酸素：0.03分子／100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4－2表　事象発生から７日間（168時間）における酸素濃度の最高値及び到達時間※

	ウェット条件	ドライ条件
ドライウェル	約2.7vol%（約115時間）	約2.8vol%（約107時間）
サプレッション・チェンバ	約2.5vol%（約0.4時間）	約4.0vol%（約84時間）

※　全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が反応した場合

3.4－25

備　考

東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最高値は７日以前のタイミングとなることから，最高値と到達時間を記載

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「6.2 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，長期TB，TBU 及びTBP である。	3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用 3.5.1　格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策 (1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＰ，ＴＢＤ及びＬＯＣＡである。	ＰＲＡの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが，実態として相違点はない
(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 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。	(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 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，格納容器の破損に至る。	文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない 非常用炉心冷却系等：ＲＣＩＣを含む
したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，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し，かつ，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ことにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。 また，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。	したがって，本格納容器破損モードでは，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，通常運転中にあらかじめペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，落下後は溶融炉心の冷却を行い，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及び水素発生を抑制し，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより格納容器内の減圧及び除熱を行い，格納容器の破損を防止する。	東海第二ではＭＣＣＩ対策としてコリウムシールドを設置するとともに，ＦＣＩ対策としてペデスタル水位を 1m に維持 炉心損傷防止対策との記載統一（具体的な設備名等は記載しない）
	さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，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，格納容器の破損を防止する。	東海第二ではベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施
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。	本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには，原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから，原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。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。また，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評価することとする。	東海第二では，シナリオの想定としてＲＰＶ破損までは原子炉注水しないが，ＲＰＶ破損後はＲＰＶ内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，ＲＰＶ破損後は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。 東海第二では，原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し，かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて，ドライウェルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。 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，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手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置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「7.2.1 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。 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，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 7.2.2.1(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，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 7.2.2.1.(3)に示す g. から j. である。 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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 7.2.2−1 図から第 7.2.2−4 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 7.2.2−2 図及び第 7.2.2−3 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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	(3)　格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，通常運転中にあらかじめペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段，ペデスタル（ドライウェル部）注水手段及び代替循環冷却系による原子炉注水手段を整備する。 また，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から，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手段，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減圧及び除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱手段を整備し，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。 本格納容器破損モードの防止及びその他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) 格納容器破損防止対策」と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「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 図及び第 3.2−2 図である。また，重大事故等対策の手順と設備との関係は，「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 表である。	柏崎刈羽はドライウェルサンプへの溶融炉心流入抑制のためにコリウムシールドを設置 東海第二では緊急用海水系を設置する 東海第二では原子炉圧力容器破損後のスプレイマネジメント等，特有の手順がある。 柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（ＰＷＲには当該記載無し）
7.2.5.2 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 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，「6.2 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「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」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	3.5.2　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 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，ＴＱＵＶに属する事故シーケンスのうち，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「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（＋デブリ冷却失敗（ペデスタル））」である。	柏崎では逃がし安全弁再閉失敗シーケンスを選定しない理由を記載しているが，東二では選定した評価事故シーケンスのみ記載（シーケンス選定にて説明済み）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。 また，「6.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，LOCA と TQUV を比較し，LOCA の場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し，より厳しいと考えられる TQUV を選定した。	「1.2.2.1(3) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，ＬＯＣＡとＴＱＵＶを比較し，事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と溶融炉心・コンクリート相互作用は原子炉圧力容器破損後に生ずる一連の物理現象であることから，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」と同じプラント損傷状態を選定し一連のプラント挙動を確認することを考慮し，ＴＱＵＶを選定した。 また，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。	東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，ＳＢＯを想定。
なお，本評価事故シーケンスは，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし，「7.2.2 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減圧する手順であり，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。	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「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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。	東海第二では，BAF+20%で実施（詳細は添付資料 3.2.1）
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，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内 FP 挙動，炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達），溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。	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，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内ＦＰ挙動，炉心損傷後の格納容器におけるペデスタル（ドライウェル部）床面での溶融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外ＦＣＩ（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器外ＦＣＩ（デブリ粒子熱伝達），溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）プール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。	
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 により原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。	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によりペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。	
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	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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。	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。	
(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「7.2.2 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。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては，コリウムシールドの外側の面積が小さい６号炉の床面積を用いた。また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については，「7.2.4 水素燃焼」と同じである。	(2)　有効性評価の条件 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。	複数号炉の変更申請に係る記載 東海第二では，水素燃焼に係る条件はＤＣＨに評価条件を記載していることから，ここには記載不要
(3) 有効性評価の結果 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 7.2.5−1 図及び第 7.2.5−2 図に，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件），サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 7.2.5−3 図から第 7.2.5−11 図に示す。	(3)　有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおけるペデスタル（ドライウェル部）の水位，ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5−1 図及び第 3.5−2 図に示す。	東海第二はＤＣＨにて記載 （ＤＣＨにて全てのグラフを記載し，ＦＣＩ，ＭＣＣＩでは各破損モードに直接関係するもののみ記載）
a. 事象進展 事象進展は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	ａ．事象進展 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。	
b. 評価項目等 溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 1cm，壁面で約 1cm に抑えられ，原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。 原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては，コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1.64m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 評価の結果，原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては，原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7.1m であり，原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 また，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は，原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため，約 4kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，ジルコニウム−水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると，溶融炉心・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の発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため，溶	ｂ．評価項目等 第 3.5−2 図に示すとおり，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作及びペデスタル（ドライウェル部）への注水操作によりペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却することで，ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず，侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 なお，ＭＡＡＰコードによる評価においては，コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は 2,100℃未満であり，コリウムシールドの侵食は生じない。ただし，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが，この場合においてもペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，コリウムシールドの侵食に伴うガスの発生は生じず，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。 （添付資料 3.5.1，3.5.2，3.5.3）	東海第二では，コリウムシールドの設置及びペデスタル注水によりコンクリートの侵食は生じない。 コンクリートの侵食が生じないため，それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。なお，原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方，酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの，事象発生から７ 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%，ドライ条件で約 2.6vol%であり，可燃限界である 5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用によって，可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり，上記の酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。 　その後は，原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで，安定状態を維持できる。		
本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について，原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量※1 をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。 　※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても，原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。 　なお，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「7.2.4 水素燃焼」において，(7)の評価項目については「7.2.1 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，それぞれ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，溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については，本評価において，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。	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(8)の評価項目について，対策の有効性を確認した。 　「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)に示す評価項目並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(5)の評価項目については，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において確認している。 （添付資料 3.2.8）	各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違。 （東海第二では，ＦＣＩで(5)，ＭＣＣＩで(8)の評価項目を確認し，その他はＤＣＨにて確認）
7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 　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。 　格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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の破損に至り，溶	3.5.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 　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。 　格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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の破損に至	

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。 また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，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系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。	り，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下してコンクリートを侵食することが特徴である。よって，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，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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作とする。	
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，溶融炉心の粒子化，溶融炉心の拡がり，デブリから水への熱伝達，コンクリート種類が挙げられる。	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，溶融炉心の粒子化，溶融炉心の拡がり，デブリから水への熱伝達，コリウムシールドを介した熱伝達，コンクリート種類が挙げられる。また，コリウムシールドは金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性がある。	ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違 ＭａｒｋⅡ型格納容器では，溶融炉心の拡がりが抑制された場合，水との接触面積が大きくなり冷却が促進されることから，感度解析は実施不要
本評価事故シーケンスの評価では，水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合，及び，デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，溶融炉心の粒子化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，コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配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。これらの影響評価に加え，溶融物がドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で，溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合，及び，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。 これらの影響評価の結果，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として，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。	本評価事故シーケンスの評価では，溶融炉心から水への熱伝達が本格納容器破損モードに対して影響が大きいことを踏まえて，デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，溶融炉心の粒子化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，コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配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。また，コリムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。これらの影響評価に加え，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。	東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。 東海第二では影響評価の結果を「運転員等操作時間絵に与える影響」，「評価項目となるパラメータに与える影響」に記載
また，原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し，300℃に到達した時点（事象発生から約 3.7 時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い，原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては，原子炉格納容器下部の雰囲気温度，格納容器圧力等を監視することによって，原子炉圧力容器破損を認知し，原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって，溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。	また，ペデスタル（ドライウェル部）への溶融炉心の落下に対しては，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって原子炉圧力容器の破損兆候を検知し，格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し，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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を行うといった兆候を捉えた対応によって，溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。	原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等：原子炉水位の低下（喪失），制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3.2.2） 東海第二では，新たに設置する格納容器下部水温計により原子炉圧力容器破損を判断する
(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，「6.7 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。	(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。	
a.　運転員等操作時間に与える影響 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	ａ．運転員等操作時間に与える影響 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	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
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。本評価事故シーケンスでは，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，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが，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及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損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及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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。炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，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，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 東海第二では，新たに設置する格納容器下部水温計により原子炉圧力容器破損を判断する
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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
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，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。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原子炉格納容器下部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。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては，溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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，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。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，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さく，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施
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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。炉心下部プレナムでの溶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原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが，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	炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心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，下部プレナムと溶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。炉心下部プレナムでの溶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，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さく，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
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，十数分早まる程度であり，原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから，原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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，十数分早まる程度である。原子炉圧力容器破損の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器が破損した時点での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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作があるが，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わずかであり，また，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施
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FP挙動の不確かさとして，核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では，燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出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，運転員等操作に与える影響はない。	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ＦＰ挙動の不確かさとして，核分裂生成物（ＦＰ）挙動モデルはＰＨＥＢＵＳ－ＦＰ実験解析により原子炉圧力容器内へのＦＰ放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。ＰＨＥＢＵＳ－ＦＰ実験解析では，燃料被覆管破裂後のＦＰ放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の原子炉圧力容器内ＦＰ放出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，運転員等操作に与える影響はない。	
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，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。	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，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。	
炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝	炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シーケンスでは，コンクリート侵食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。 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして，実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。 本評価事故シーケンスでは，コンクリート侵食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。	係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。これより，コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが，本評価事故シーケンスでは，コリウムシールド及びコンクリートの侵食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。 炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして，コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食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。なお，炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に対しては，実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また，ＭＡＡＰコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり，コリウムシールドにも適用可能である。 （添付資料 3.5.1，3.5.4）	ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違
b. 評価項目となるパラメータに与える影響 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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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。また，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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，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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	ｂ．評価項目となるパラメータに与える影響 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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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。また，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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，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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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溶融炉心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，炉心下部プレナムと溶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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心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，下部プレナムと溶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。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
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，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
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FP 挙動の不確かさとして，原子炉圧力容器内FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。	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ＦＰ挙動の不確かさとして，原子炉圧力容器内ＦＰ挙動と溶融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
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，エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度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。	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，エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違
炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて，溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として，水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し，円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし，円柱の側面部分も水に接していることを想定し，上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果，第7.2.5－12 図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果，第7.2.5－13 図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm，壁面で約7cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお，本感度解析では，原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kg の可燃性ガス及びその他の	炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて，実際には溶融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから，各種実験と比較してより拡がりやすい傾向となる。また，ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ｉ改良型格納容器プラントにおいて溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合は，溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価している。ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器プラントである東海第二発電所のペデスタル（ドライウェル部）の床面積は，ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ｉ改良型格納容器プラントと同程度であり，溶融炉心の拡がりが抑制された場合の溶融炉心の冷却性は同様の傾向となることから，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。また，溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的	ＭａｒｋⅡ型格納容器では，溶融炉心の拡がりが抑制された場合，水との接触面積が大きくなり冷却が促進される。 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
非凝縮性ガスが発生するが，本評価においてもジルコニウム－水反応によって約1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると，溶融炉心・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の発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が，可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について，本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，本感度解析において評価した，溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。 なお，溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は，可燃性ガスである水素ガスが約 93kg，一酸化炭素が約 25kg，その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。 一方，原子炉格納容器内の酸素濃度については，溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため，本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。	な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じていないことから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。これは，落下した溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は 2,100℃を下回ること，溶融炉心からプール水へは崩壊熱以上の除熱がされ溶融炉心の温度は 2,100℃未満を維持することから，コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず，コンクリート侵食が抑制されたものである。なお，溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず，格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。	東海第二では，コリウムシールドの設置及びペデスタル注水によりコンクリートの侵食は生じない。 コンクリートの侵食が生じないため，それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。
	コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については，「3.5.3 (4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において，評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。 （添付資料 3.5.1，3.5.4）	東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。(3.5.3(4)に記載)
(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条件 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，第 7.2.2−2 表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。 (a) 運転員等操作時間に与える影響	(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条件 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，第 3.2−2 表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。 (a) 運転員等操作時間に与える影響	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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，原子炉圧力容器の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下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）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。	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に対して最確条件は燃焼度33GWd／t以下であり，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と同等以下となる。燃焼度33GWd／tの場合は，解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。また，燃焼度33GWd／t未満の場合は，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施すること）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。	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施
初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の800kW/m2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象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。	初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の800kW／m^2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW／m^2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象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。	
初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して，最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量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。	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されるが，コンクリートの侵食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。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。	柏崎刈羽６，７号機は，内側鋼鈑，外側鋼鈑，リブ鋼鈑からなる二重鋼鈑製ペデスタルであるのに対し，東海第二では鉄筋コンクリート製のペデスタルであること，ペデスタル（ドライウェル部）領域内にベント管が存在しないことなどから，コンクリート以外の構造材の種類が異なるため，東二では鉄筋を考慮していないとしている。 ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違
初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは，解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して，最確条件は部分的な溶融が生じ，原子炉格納容器下部に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが，コンクリート侵食量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。	初期条件の原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して，最確条件は部分的な溶融が生じ，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食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。	
初期条件の原子炉格納容器下部床面積は，解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで溶融炉心が冷却されやすくなるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量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。		複数号炉の変更申請に係る記載
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，サプレッション・チェンバ・プール水位，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	初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，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，サプレッション・プール水位及びドラ	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
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。 事故条件の起因事象は，原子炉圧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が，起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）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。	イウェル雰囲気温度は，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。 事故条件の起因事象は，原子炉圧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が，起因事象の違いによって操作手順（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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施すること）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。 機器条件のペデスタル（ドライウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。 機器条件のコリウムシールドは，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるものの，コリウムシールドの侵食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。 （添付資料3.5.1，3.5.4）	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違 東海第二では，溶融炉心中に少量含まれる酸化鉄成分によるコリウムシールドへの侵食影響について記載（詳細は添付資料3.5.1）
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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。	(b)　評価項目となるパラメータに与える影響 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に対して最確条件は燃焼度33GWd／t以下であり，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と同等以下となる。燃焼度33GWd／tの場合は，解析条件と最確条件は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ない。また，燃焼度33GWd／t未満の場合は，溶融炉心の持つエネルギ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が大きくなる。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
初期条件の溶融炉心からのプール水への熱流束は，解析条件の800kW/m2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に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。コンクリート侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。感度解析の結果，第7.2.5−13図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm，壁面で約7cmに抑えられることから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお，本感度解析では，原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，本評価においてもジルコニウム−水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生する	初期条件の溶融炉心からのプールへの熱流束は，解析条件の800kW／m^2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW／m^2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に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。コリウムシールド及びコンクリートの侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。	侵食の不均一性等：エントレインメント係数などの，ＭＡＡＰコード資料添付３において感度解析にて影響を確認している項目を含む 東海第二では，コリウムシールドの設置及びペデスタル注水によりコンクリートの侵食は生じない。 コンクリートの侵食が生じないため，それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
ことを考慮すると，溶融炉心・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の発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が，可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について，本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について，感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。 なお，溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は，可燃性ガスである水素ガスが約 93kg，一酸化炭素が約 25kg，その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。 一方，原子炉格納容器内の酸素濃度については，溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため，本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b．評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下となる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。		柏崎刈羽６，７号機は，内側鋼鈑，外側鋼鈑，リブ鋼鈑からなる二重鋼鈑製ペデスタルであるのに対し，東海第二では鉄筋コンクリート製のペデスタルであること，ペデスタル（ドライウェル部）領域内にベント管が存在しないことなどから，コンクリート以外の構造材の種類が異なるため，東二では鉄筋を考慮していないとしている。
初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。	ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは，解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ，原子炉格納容器下部に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。コンクリート侵食量に対しては，溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し，ドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で，溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合についての感度解析を実施した。その結果，第 7.2.5－14 図に示すとおり，ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は，床面で約 9cm，壁面で約 9cm に抑えられることから，原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウ	初期条件の原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 柏崎ではサンプへのデブリ流入防止のためにコリウムシールドを設置しており，コリウムシールドを越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の評価を記載

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
ンダリ機能を維持できることを確認した。 初期条件の原子炉格納容器下部床面積は，解析条件の６号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。		複数号炉の変更申請に係る記載
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，サプレッション・チェンバ・プール水位，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。	初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，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，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，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，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
事故条件について，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量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を実施した。感度解析は，起因事象の不確かさを保守的に考慮するため，溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し，事象発生から６時間後の値とした。これは，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する場合，原子炉水位の低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が約 6.4 時間となることを考慮し保守的に設定した値である。 その結果，第 7.2.5−15 図に示すとおり，コンクリート侵食量は床面で約 3cm，壁面では約 3cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，コンクリート侵食量が僅かであることから，本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く，原子炉格納容器内の気体組成の推移は「7.2.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお，本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方，酸素濃度はウェット条件で 2.1vol%以下，ドライ条件で 2.6vol%以下であり，可燃限界である 5vol%を下回ることから，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。	事故条件について，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を実施した。感度解析は，起因事象として，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，事故シーケンスを「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」として，本評価事故シーケンスの評価条件と同様に，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。この場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため，溶融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。	柏崎では崩壊熱のみをＬＯＣＡ事象相当に変更しコンクリート侵食量等を評価しているが，東海第二では起因事象をＬＯＣＡとした感度解析で影響を確認している。 東海第二では，コリウムシールドの設置及びペデスタル注水によりコンクリートの侵食は生じない。 コンクリートの侵食が生じないため，それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 ＭＣＣＩ対策としてのコリウムシールドの設置に起因する記載の相違 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量
	機器条件のペデスタル（ドライウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展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ない。 機器条件のコリウムシールドは，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展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ない。なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが，この影響については「3.5.3	東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。(3.5.3(4)に記載) 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量

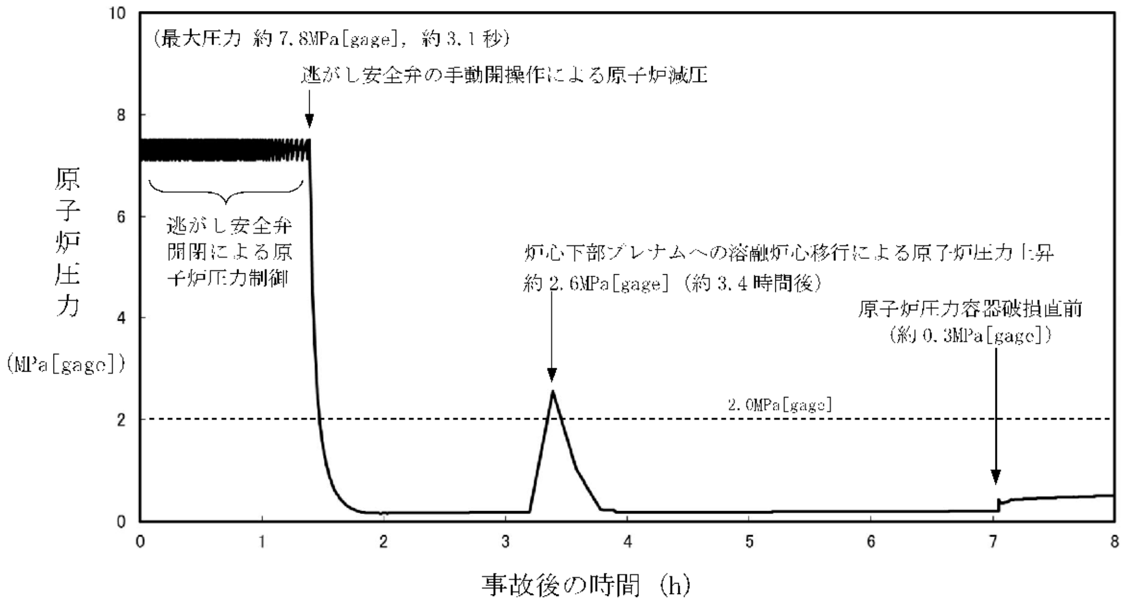
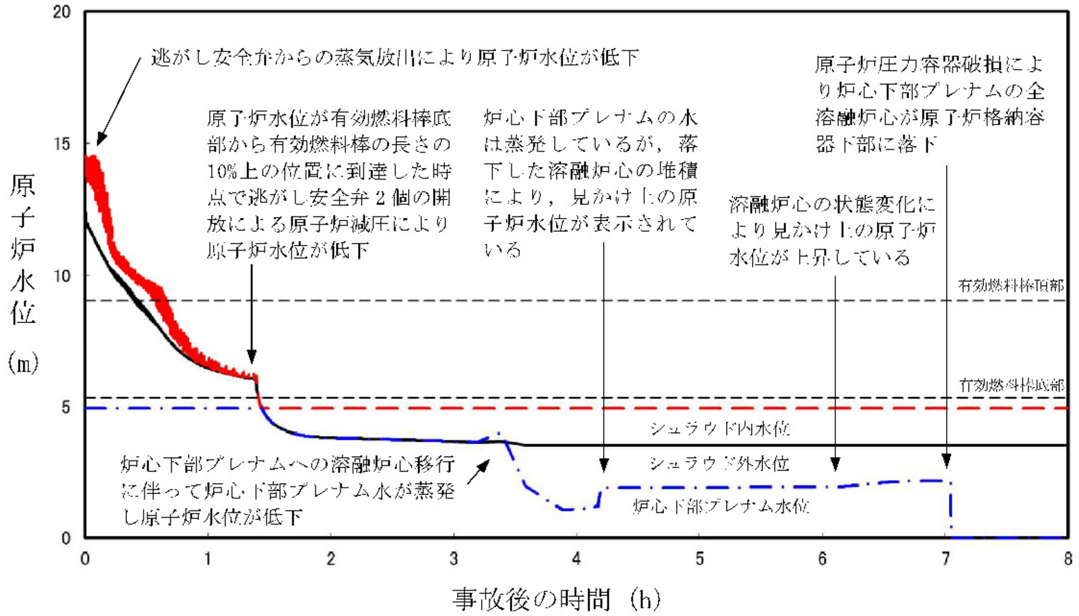
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
b. 操作条件 操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の６要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。 (a) 運転員等操作時間に与える影響 操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間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，他の操作に与える影響はない。 操作条件の格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約７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，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 7.0 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも，溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 0.8 時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力，格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており，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。	(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて，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。 （添付資料 3.5.1，3.5.4） b．操作条件 操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「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。 (a)　運転員等操作時間に与える影響 操作条件の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操作（原子炉圧力容器破損後）は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から６分後（事象発生から約 4.6 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，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の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操作（原子炉圧力容器破損後）は，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し，格納容器冷却を実施することとしており，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。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くなる可能性があるが，中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 操作条件の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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から７分後（事象発生から約 4.6 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，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作は，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し，注水操作を実施することとしており，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。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くなる可能性が	東海第二では，通常運転中からペデスタルに 1m 水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等：原子炉水位の低下（喪失），制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3.2.2） 東海第二では，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等：原子炉水位の低下（喪失），制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3.2.2）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
  (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。 操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は，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。 (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，その結果を以下に示す。 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，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。 操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については，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，また，溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも，溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。	あるが，中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 （添付資料3.2.2，3.5.4） (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後の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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作は，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3.5.4） (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，その結果を以下に示す。 操作条件の溶融炉心落下後の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操作（原子炉圧力容器破損後）及び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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作については，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，また，溶融炉心落下後にペデスタル（ドライウェル部）注水が行われなかった場合でも，溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約0.3時間の時間余裕がある。 （添付資料3.2.14，3.5.4） (4)　コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価 コリウムシールドの材質であるジルコニアは，溶融炉心中に存在する金属酸化物との共晶反応を考慮した場合に侵食される可能性がある。また，ＭＡＡＰコードに	東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 評価項目となるパラメータ：コンクリート侵食量 東海第二では，通常運転中からペデスタルに1m水位を形成しており，原子炉圧力容器破損を起点として格納容器冷却及びペデスタル注水を実施 東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。

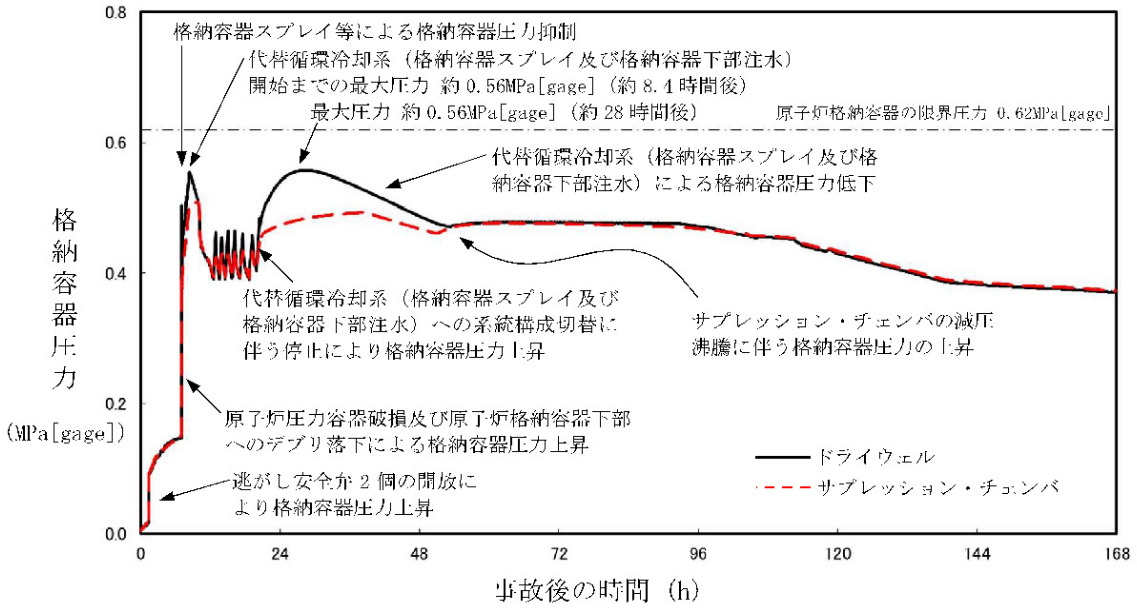
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
	おけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため，コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。 解析条件ついて，金属酸化物との共晶反応により侵食したコリウムシールドの厚さは，ＣＩＴ実験の知見を踏まえた侵食量を想定し 11cm とした。また，コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペデスタル（ドライウェル部）の温度を厳しく評価するため，常温時のジルコニアの物性値とした。 第 3.5―3 図にペデスタル（ドライウェル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果，溶融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行せず，また，ペデスタル（ドライウェル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって，コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性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。 （添付資料 3.5.1）	
(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。	(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。また，コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。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。 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。 （添付資料3.2.10）	東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。 東海第二では，ベースケースにおいてＲＰＶ破損後の原子炉注水を考慮した解析を実施しているため，感度解析として原子炉注水を考慮しない場合の解析を実施（内容はＤＣＨに記載）
7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは，「7.2.2 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「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	3.5.4　必要な要員及び資源の評価 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。	
7.2.5.5 結論 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子	3.5.5　結　論 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，ペデスタ	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

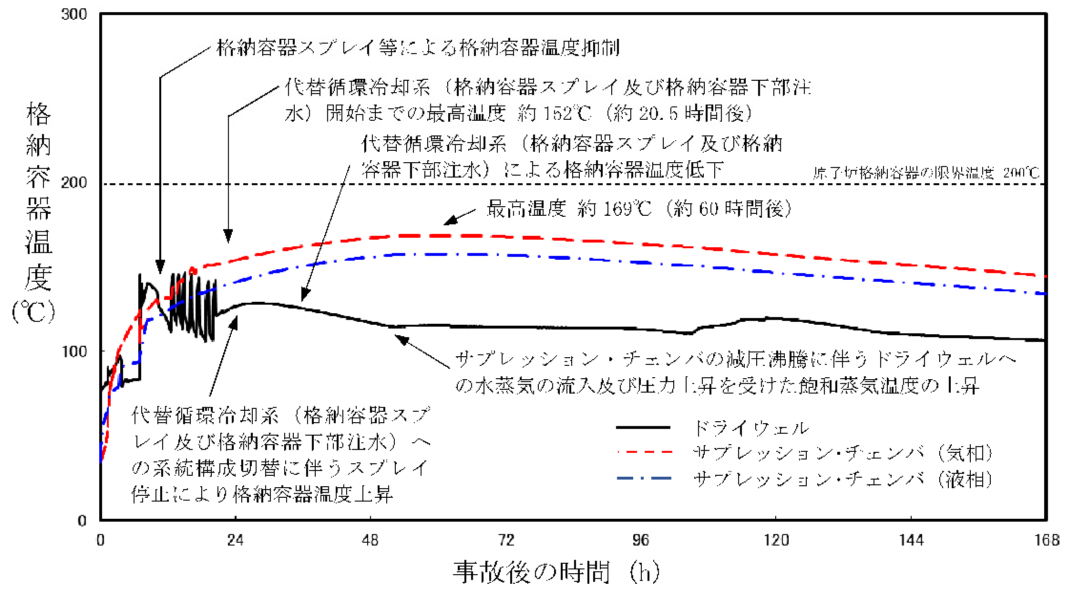
柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考
炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。また，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について，有効性評価を行った。 上記の場合においても，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより，溶融炉心の冷却が可能である。その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm，壁面で約1cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。 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。 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。 以上のことから，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等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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。	ル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，通常運転中にあらかじめペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段及びペデスタル（ドライウェル部）注水手段，代替循環冷却系による原子炉注水手段を整備している。 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「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（＋デブリ冷却失敗（ペデスタル））」について，有効性評価を行った。 上記の場合においても，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保及びペデスタル（ドライウェル部）注水，代替循環冷却系による原子炉注水を実施することにより，溶融炉心の冷却が可能である。その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。 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。 重大事故等対策時に必要な要員は，災害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。 以上のことから，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において，コリウムシールドの設置，通常運転中のペデスタル（ドライウェル部）における約 1m の水位での水張り，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）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段及びペデスタル（ドライウェル部）注水手段，代替循環冷却系による原子炉注水手段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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。	

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第7.2.5－1図　原子炉圧力の推移		東海第二ではＤＣＨにて記載
 第7.2.5－2図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移		東海第二ではＤＣＨにて記載

東海第二発電所　重大事故等対策の有効性評価　比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　　考</th></tr>
<tr><td>


第 7.2.5−3 図　格納容器圧力の推移

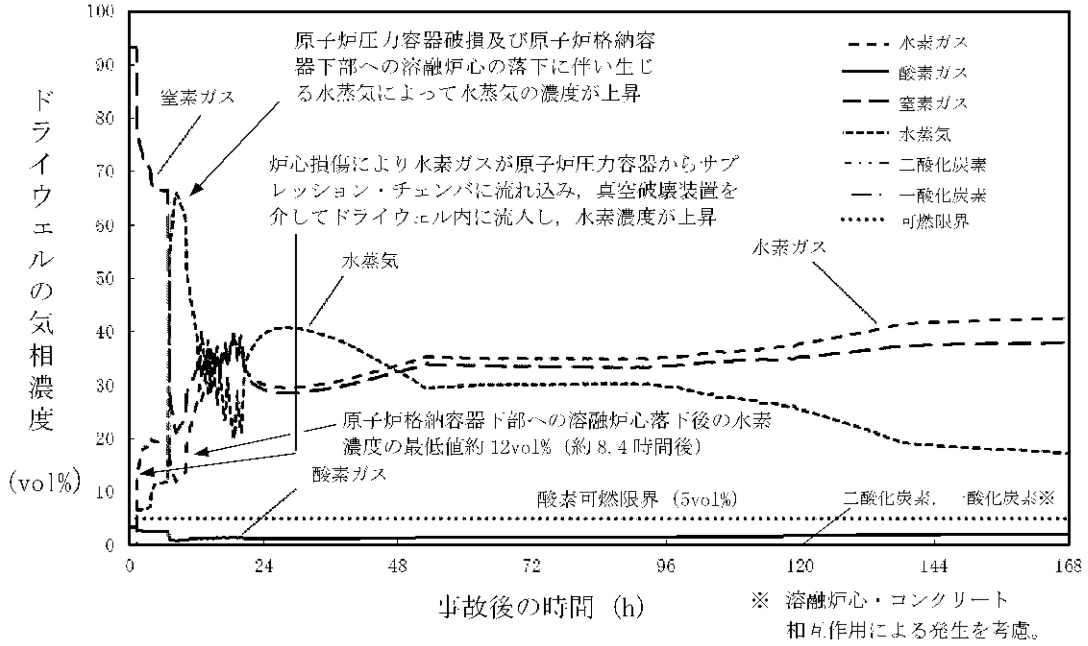


第 7.2.5−4 図　格納容器温度の推移
</td><td></td><td>東海第二ではＤＣＨにて記載

東海第二ではＤＣＨにて記載</td></tr>
</table>

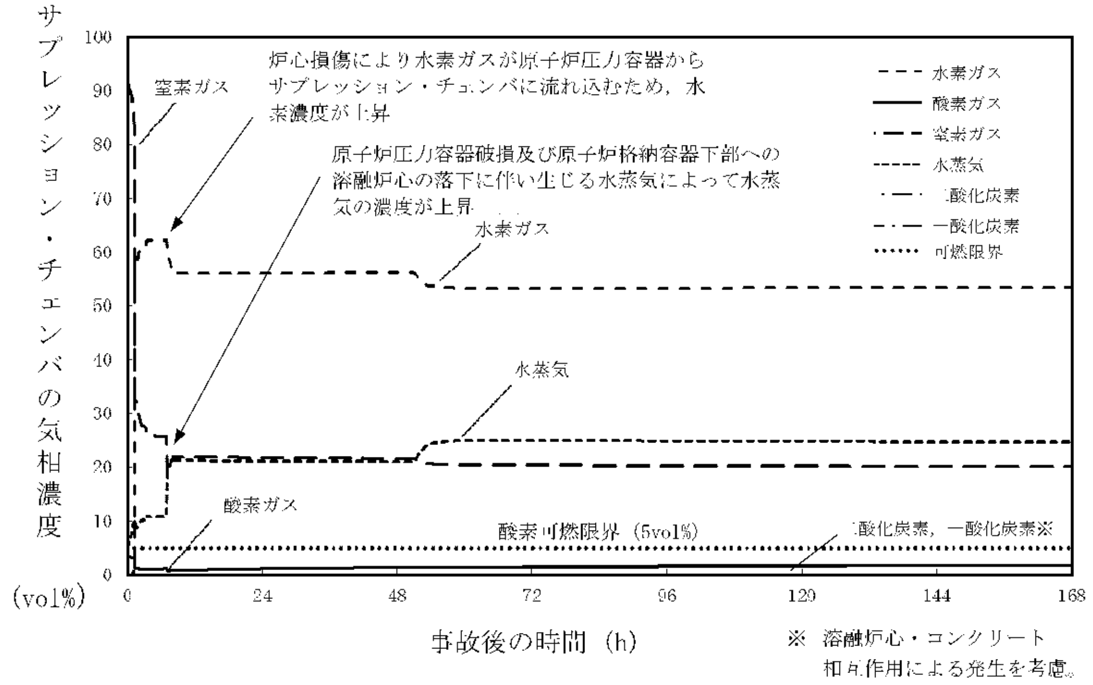
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



第 7.2.5－5 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

東海第二ではＤＣＨにて記載

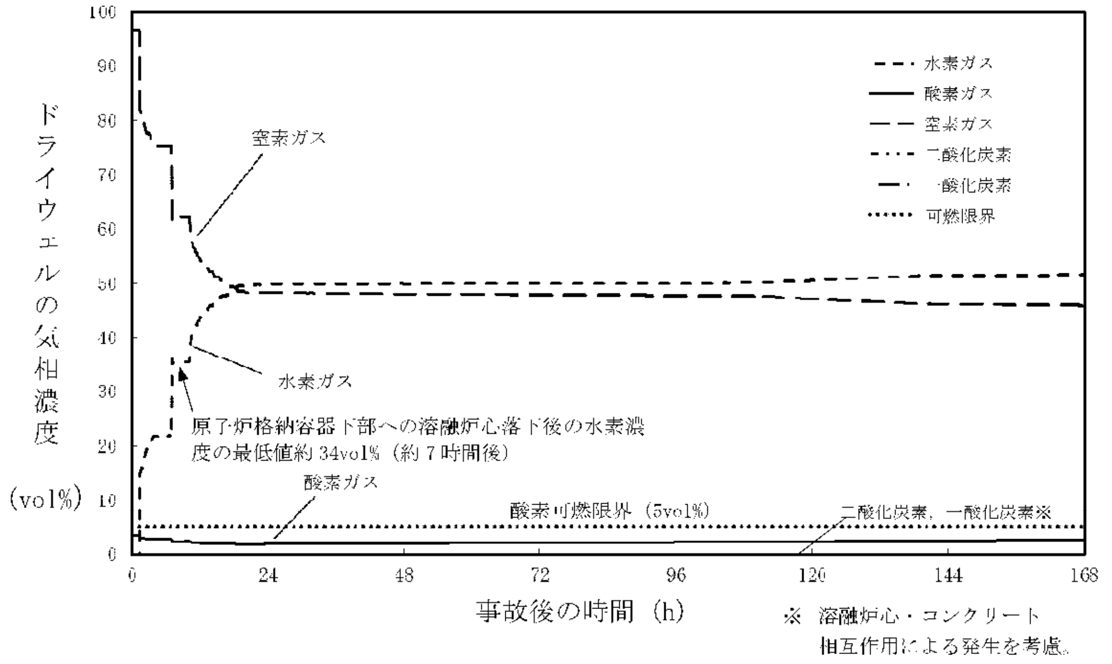


第 7.2.5－6 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
（ウェット条件）

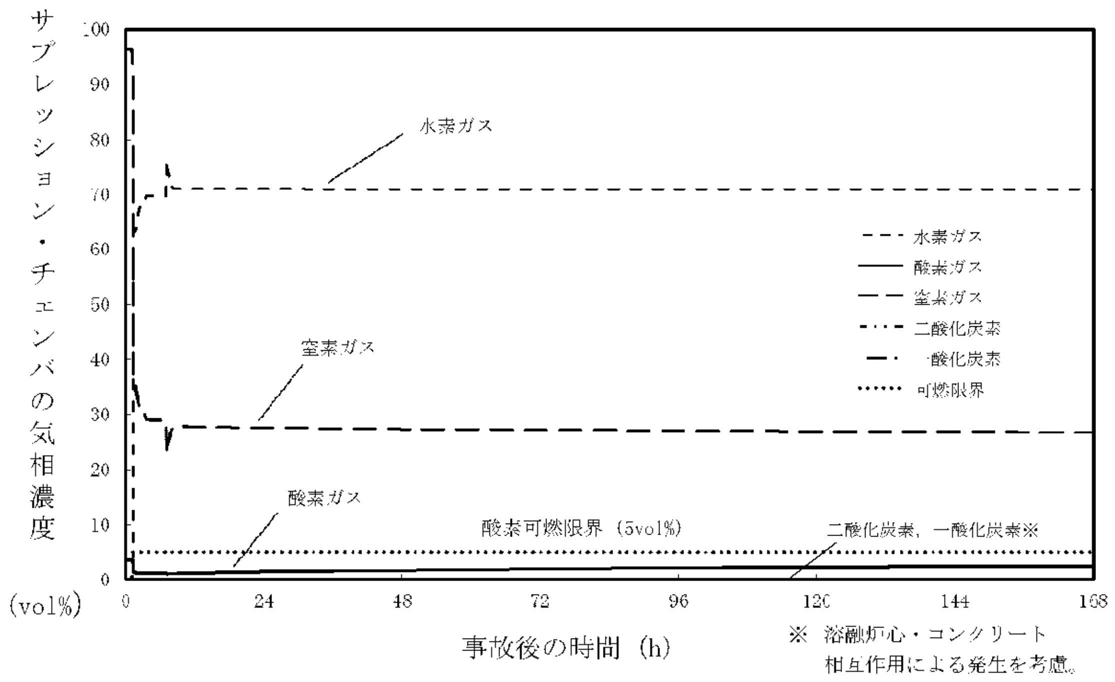
東海第二ではＤＣＨにて記載

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>



第7.2.5－7図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第7.2.5－8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）

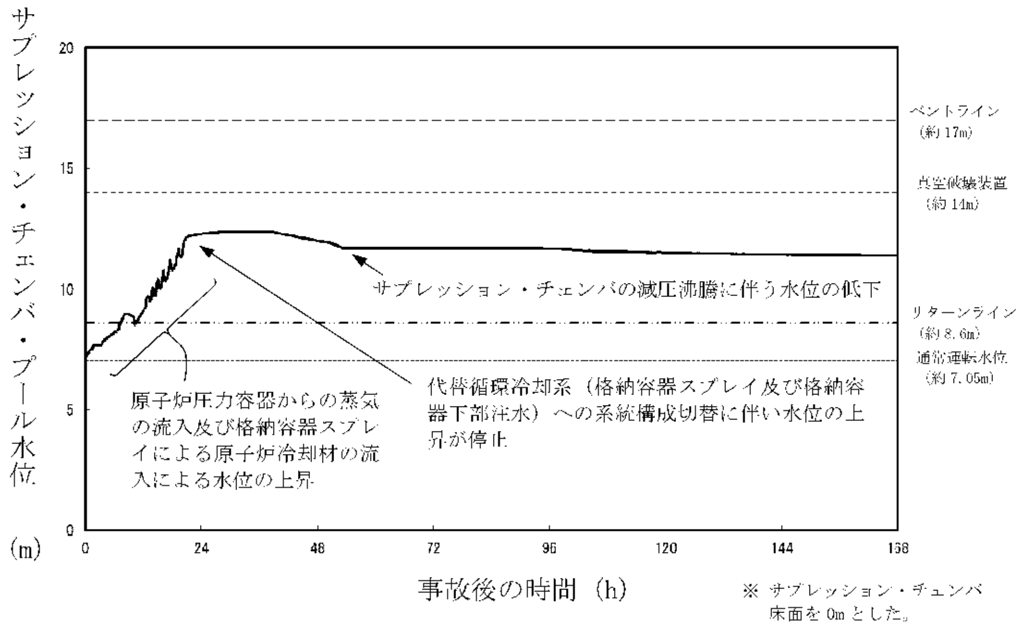
</td><td></td><td>東海第二ではＤＣＨにて記載

東海第二ではＤＣＨにて記載</td></tr>
</table>

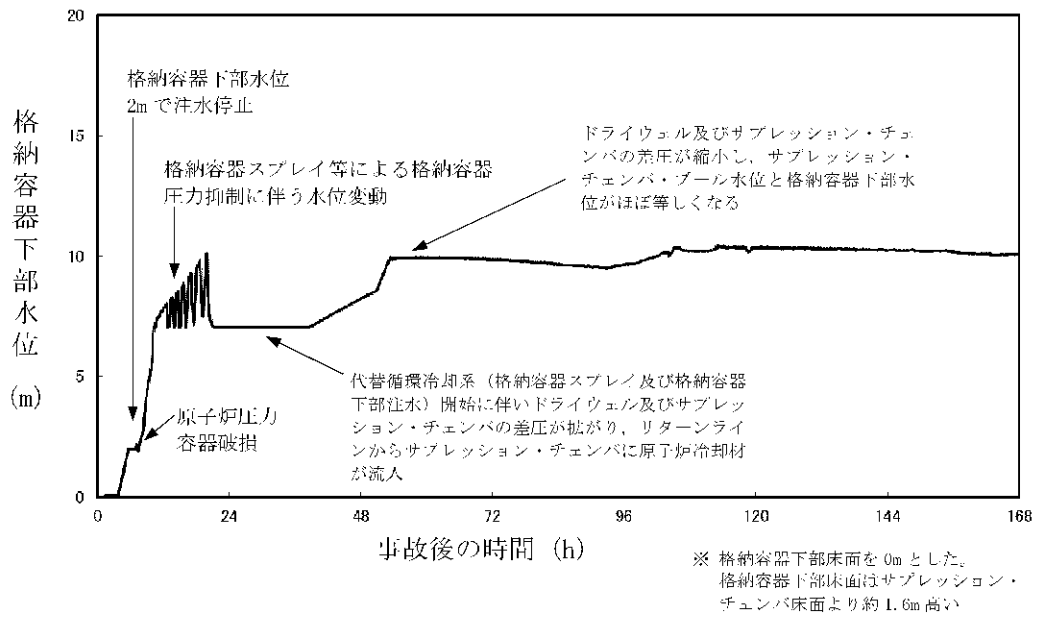
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　考

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機

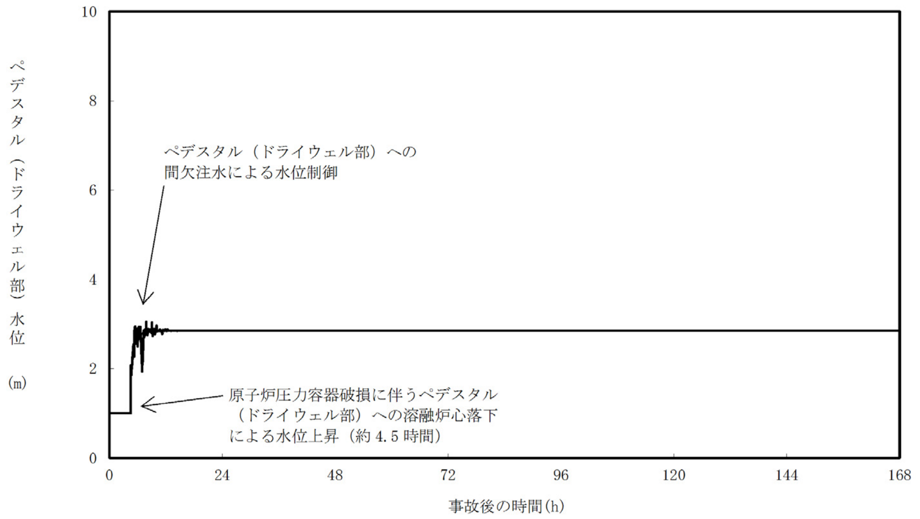


第7.2.5−9図　サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

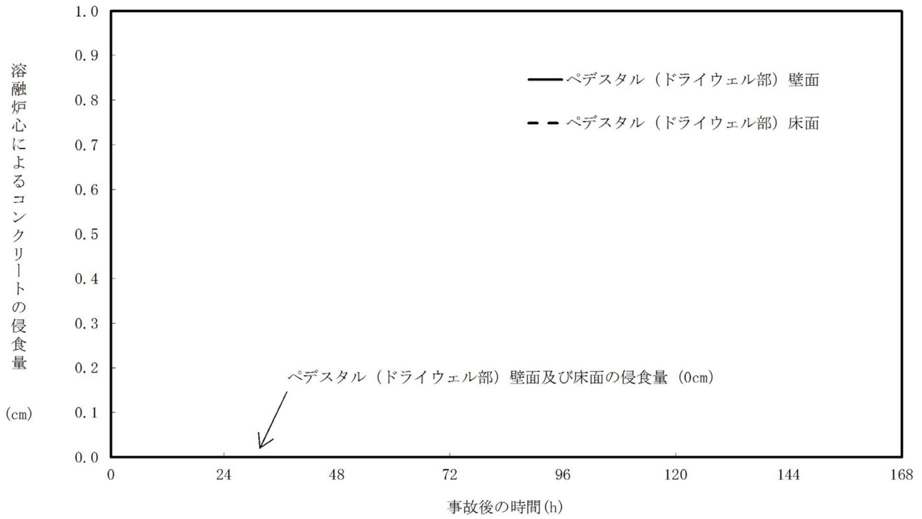


第7.2.5−10図　格納容器下部水位の推移

東海第二発電所



第3.5−1図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移



第3.5−2図　ペデスタル（ドライウェル部）の
壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移

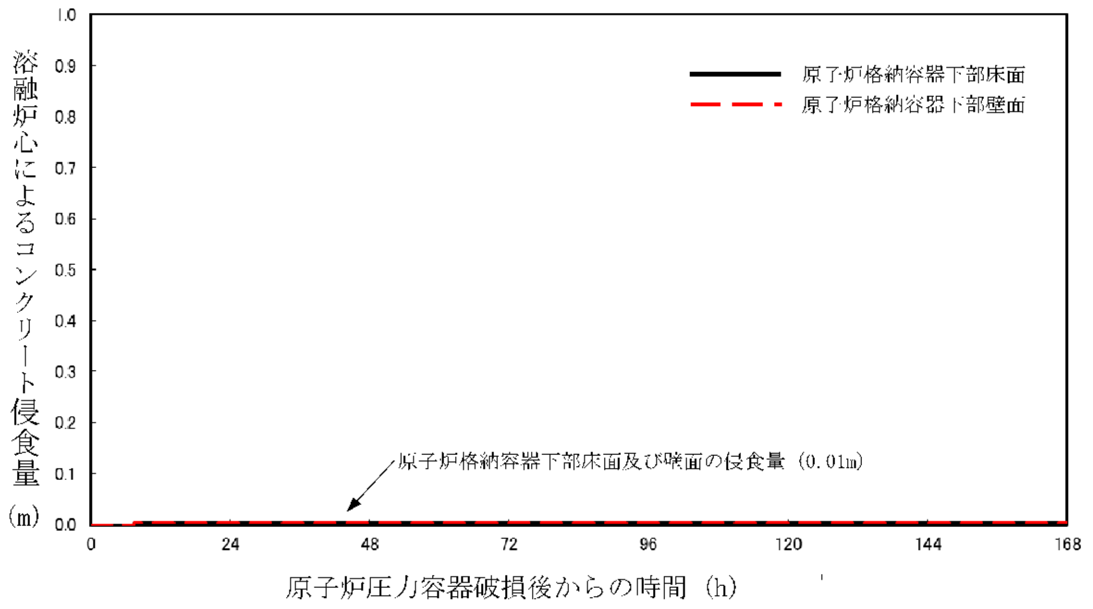
3.5−28

備　考

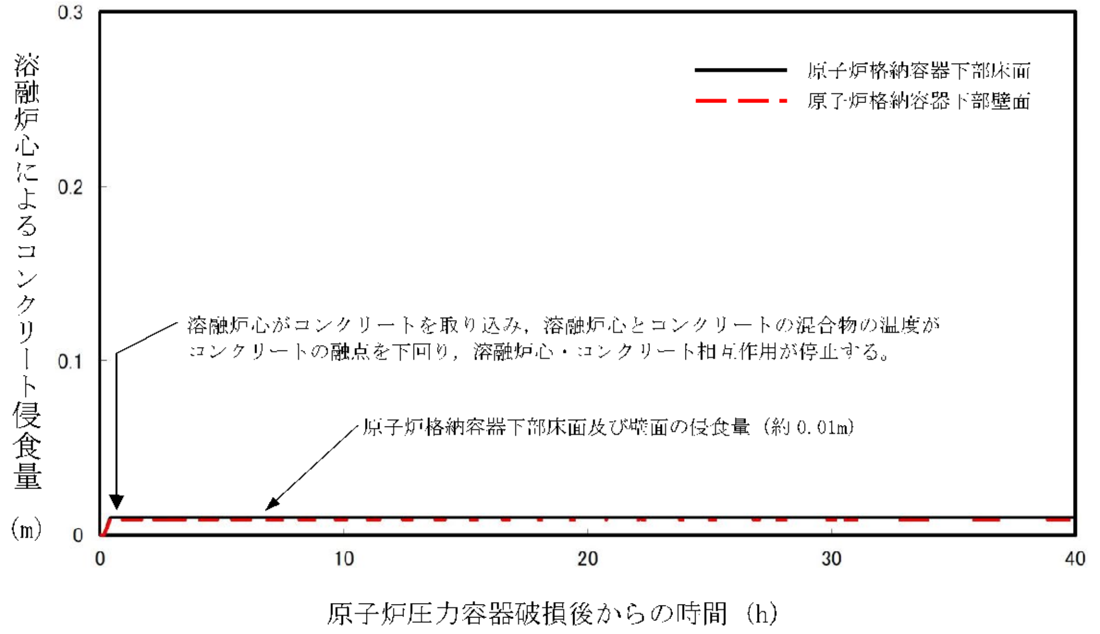
東海第二ではＤＣＨにて記載

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考



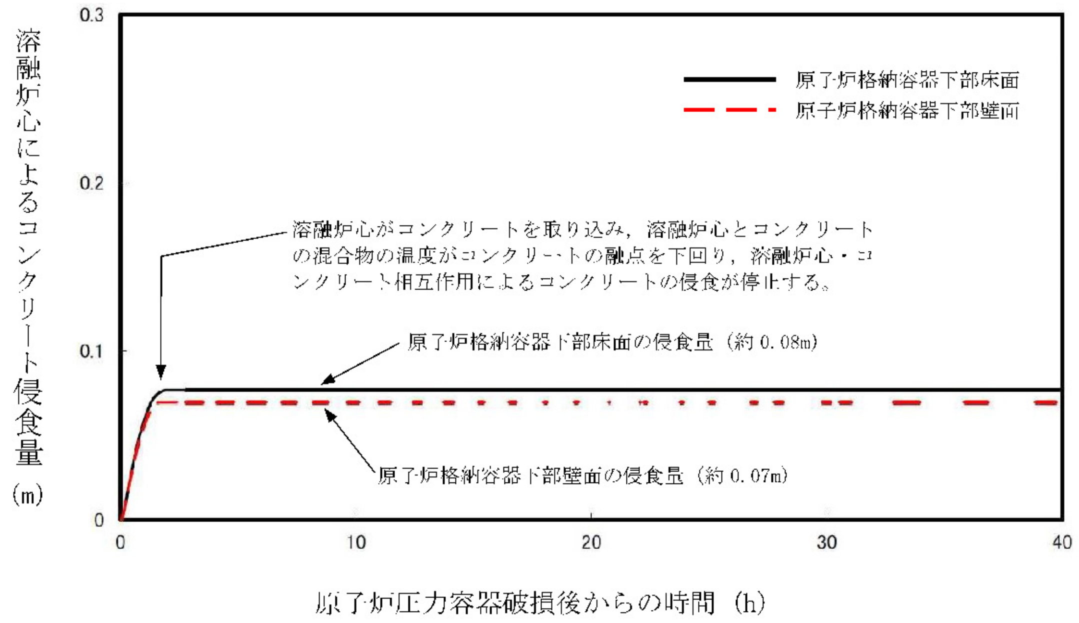
第 7.2.5－11 図　原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



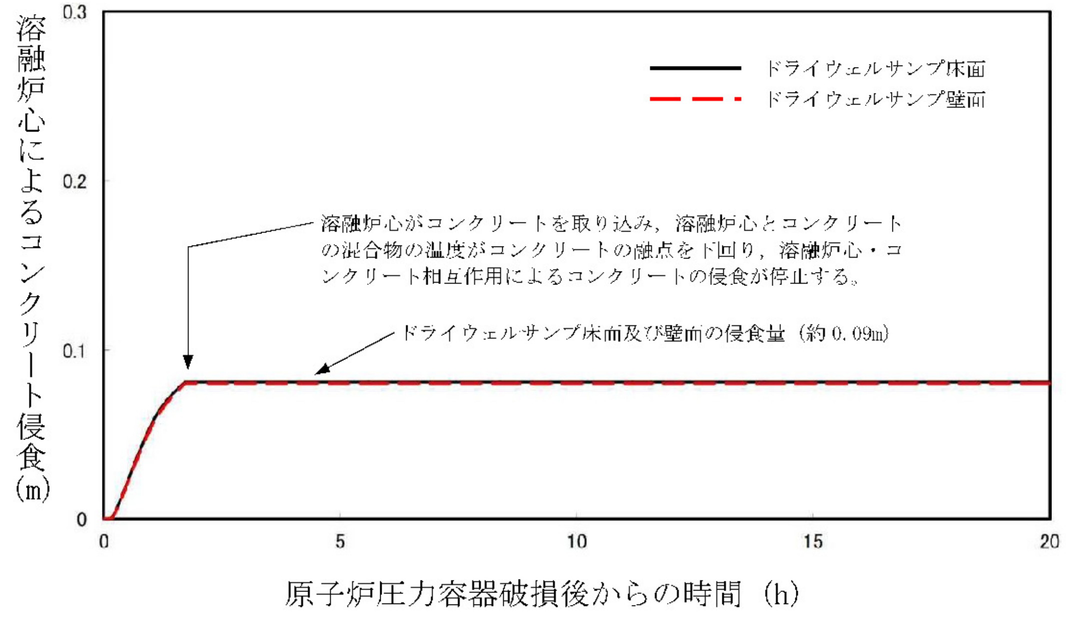
第 7.2.5－12 図　原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
（溶融炉心の拡がりを抑制した場合）

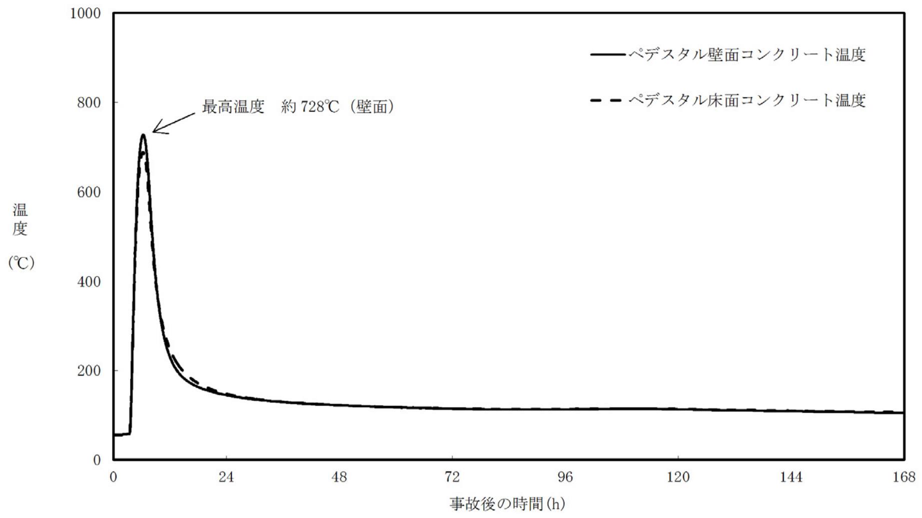
（備考）
感度解析の実施項目の相違
ＭａｒｋⅡ型格納容器では，溶融炉心の拡がりが抑制された場合，水との接触面積が大きくなり冷却が促進されることから，感度解析は実施不要

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所６／７号機</th><th>東海第二発電所</th><th>備　　考</th></tr>
<tr>
<td>


第 7.2.5－13 図　原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
（溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合）

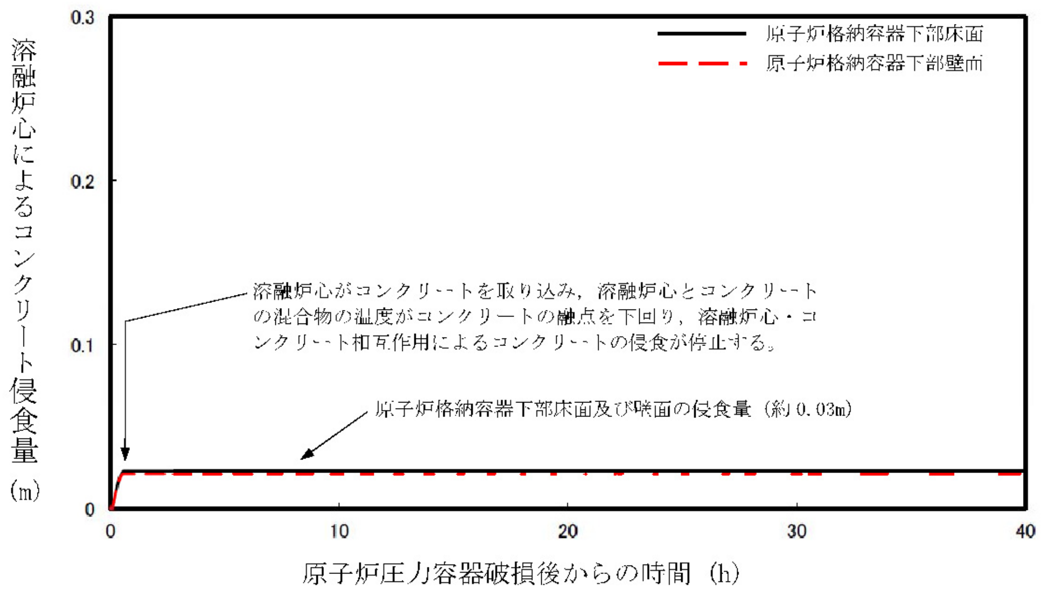


第 7.2.5－14 図　原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移（溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮する場合）
</td>
<td>


第 3.5－3 図　コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合のペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート温度の推移

</td>
<td>
感度解析の実施項目の相違
東海第二では，コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。

感度解析の実施項目の相違
柏崎ではサンプへのデブリ流入防止のためにコリウムシールドを設置しており，コリウムシールドを越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の評価を記載
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所６／７号機	東海第二発電所	備　　考
 第7.2.5－15図　原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 （溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合）		東海第二では起因事象をＬＯＣＡとした場合でもコンクリートの侵食は生じないため，グラフは記載していない。