柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

比較表において，相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については，備考欄に相違理由を記載する。

相違No.	相違理由
①	PRAから抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は，地震PRAにおける直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが，島根2号炉は階層イベントツリーでTBDに分類）
②	島根2号炉は評価に年超過確率は用いていない
③	島根2号炉の原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプは屋外設置のため，評価対象。また，ディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため，評価対象外
④	島根2号炉の制御室及び廃棄物処理施設は原子炉建物とはそれぞれ別建物（制御室建物，廃棄物処理建物）にあるため評価対象
⑤	島根2号炉のディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため，評価対象外
⑥	島根2号炉のタービン補機冷却系サージタンクは建物屋上に設置されているため評価対象並びに中央制御室空調換気系及び再循環ポンプMGセットは建物最上階に設置されていないため，評価対象外

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
目 次	目　次	目　次	
はじめに	はじめに	はじめに	
1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 1.1 事故シーケンスグループの分析について 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討 1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 1.3 重要事故シーケンスの選定について 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果	1.　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 1.1　事故シーケンスグループの分析について 1.1.1　炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 1.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討 1.1.2.3　炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理 1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 1.3　重要事故シーケンスの選定について 1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方 1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果	1.　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 1.1　事故シーケンスグループの分析について 1.1.1　炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 1.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討 1.1.2.3　炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理 1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 1.3　重要事故シーケンスの選定について 1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方 1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果	・付番の相違 【柏崎 6/7】 （以下，同様の相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「原子炉格納容器」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
2 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について 2.1 格納容器破損モードの分析について 2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理 2.1.2 レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討	2.　格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンスの選定について 2.1　格納容器破損モードの分析について 2.1.1　格納容器破損モードの抽出，整理 2.1.2　抽出した格納容器破損モードの整理 2.1.2.1　必ず想定する格納容器破損モードとの対応 2.1.2.2　追加すべき格納容器破損モードの検討	2.　格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について 2.1　格納容器破損モードの分析について 2.1.1　格納容器破損モードの抽出，整理 2.1.2　内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討	・記載表現の相違 【東海第二】 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は章を分けて記載（以下，同様の相違は記載を省略）
2.2 評価事故シーケンスの選定について 2.2.1 評価対象とする PDS の選定	2.2　評価事故シーケンスの選定について 2.2.1　評価対象とするＰＤＳの選定	2.2　評価事故シーケンスの選定について 2.2.1　評価対象とするプラント損傷状態の選定	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「プラ

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			ント損傷状態」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果	2.2.2　評価事故シーケンスの選定の考え方 2.2.3　評価事故シーケンスの選定結果	2.2.2　評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は評価事故シーケンスの選定の考え方と選定結果を分けて記載
2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策	2.2.4　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性 2.2.5　直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策	2.2.3　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性 2.2.4　直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策	・記載表現の相違 【東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略）
3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	3.　運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について	3.　運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は１章（炉心損傷防止対策）の章構成と整合するよう記載（以下，同様の相違は記載を省略）
3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理	3.1　運転停止中事故シーケンスグループの分析について 3.1.1　燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出，整理	3.1　運転停止中事故シーケンスグループの分析について 3.1.1　燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理	
	3.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 3.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 3.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理」について「3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理」に記載している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.2 重要事故シーケンスの選定について 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果 4 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて	3.2　重要事故シーケンスの選定について 3.2.1　重要事故シーケンス選定の考え方 3.2.2　重要事故シーケンスの選定結果 4.　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したＰＲＡの実施プロセスについて	3.2　重要事故シーケンスの選定について 3.2.1　重要事故シーケンスの選定の考え方 3.2.2　重要事故シーケンスの選定結果 4.　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したＰＲＡの実施プロセスについて	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表	表	表	
第 1-1 表 PRA の対象とした主な設備・系統		第１－１表　ＰＲＡの対象とした主な設備・系統	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉はＰＲＡの対象とした設備系統，起因事象及び発生頻度の表を記載
第 1-2 表 内部事象運転時レベル 1PRA における起因事象と発生頻度		第１－２表　内部事象運転時レベル１ＰＲＡにおける起因事象と発生頻度	
第 1-3 表 地震レベル 1PRA における起因事象と発生頻度		第１－３表　地震レベル１ＰＲＡにおける起因事象と発生頻度	
第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度		第１－４表　津波高さ別の発生頻度	
第 1-5 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス	第１－１表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス	第１－５表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス	・付番の相違 【東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略）
第 1-6 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討	第１－２表　ＰＲＡの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討	第１－６表　ＰＲＡの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討	
第 1-7 表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度	第１－３表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度	第１－７表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度	
第 1-8 表 重要事故シーケンス等の選定	第１－４表　重要事故シーケンス等の選定	第１－８表　重要事故シーケンス等の選定	
第 2-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度	第２－１表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度	第２－１表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度	
第 2-2 表 PDS の定義	第２－２表　プラント損傷状態（ＰＤＳ）の定義	第２－２表　プラント損傷状態の定義	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は（ＰＤＳ）と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定	第２－３表　評価対象とするプラント損傷状態（ＰＤＳ）の選定	第２－３表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は題名の最後に「について」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
第 2-4 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定	第２－４表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定	第２－４表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について	
第 3-1 表 内部事象停止時レベル 1PRA における起因事象と発生頻度		第３－１表　内部事象停止時レベル１ＰＲＡにおける起因事象と発生頻度	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉はＰＲＡ起因事象及び発生頻度の表を記載
第 3-2 表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度	第３－１表　運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度	第３－２表　運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度	・記載表現の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3-3 表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について 第 3-4 表 燃料損傷までの余裕時間について	第 3－3 表　重要事故シーケンス（運転停止中）の選定 第 3－2 表　燃料損傷までの余裕時間	第 3－3 表　重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について 第 3－4 表　燃料損傷までの余裕時間について	島根２号炉は「燃料損傷頻度」と記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図	図	図	
第 1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第 1－1 図　事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第 1－1 図　事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	
第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー	第 1－2 図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー	第 1－2 図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「における」イベントツリーとは記載していない （以下，同様の相違は記載を省略）
第 1-3 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー	第 1－3 図　地震レベル１ＰＲＡにおける階層イベントツリー	第 1－3 図　地震レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー	
第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー	第 1－4 図　地震レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー	第 1－4 図　地震レベル１ＰＲＡイベントツリー	
第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー	第 1－5 図　津波レベル１ＰＲＡにおける階層イベントツリー	第 1－5 図　津波レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では津波高さ別のイベントツリーを階層イベントツリーと記載（以下，同様の相違は記載を省略）
第 1-6 図 津波レベル 1PRA イベントツリー	第 1－6 図　津波レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー		・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の津波ＰＲＡでは，評価対象とする起因事象に対して炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため，イベントツリーを作成していない
第 1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度	1－7 図　プラント全体の炉心損傷頻度	第 1－6 図　プラント全体の炉心損傷頻度	・図番号の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略）
第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループごとの寄与割	第 1－8 図　事故シーケンスグループごとの寄与割合	第 1－7 図　各ＰＲＡの結果と事故シーケンスグループごとの寄	・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
合		与割合	【東海第二】
第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス	第 2－1 図　格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス	第 2－1 図　格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス	
第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード	第 2－2 図　シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード	第 2－2 図　シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード	
第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA 格納容器イベントツリー	第 2－3 図　内部事象レベル１．５ＰＲＡにおけるイベントツリー	第 2－3 図　内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡ格納容器イベントツリー	・記載表現の相違 【東海第二】
第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果	第 2－4 図　格納容器破損モードごとの寄与割合	第 2－4 図　内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの定量化結果	・記載表現の相違 【東海第二】
第 3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第 3－1 図　運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第 3－1 図　運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	
第 3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移	第 3－2 図　施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移	第 3－2 図　定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「定期事業者検査」と記載 （以下，同様の相違は記載を省略）
第 3-3 図 POS の分類及び定期検査工程	第 3－3 図　停止時ＰＲＡにおけるプラント状態の分類及び施設定期検査工程	第 3－3 図　ＰＯＳの分類及び定期事業者検査工程	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「ＰＯＳ」と記載
第 3-4 図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時 PRA イベントツリー)	第 3－4 図　停止時ＰＲＡにおけるイベントツリー	第 3－4 図　内部事象停止時レベル１ＰＲＡイベントツリー	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は運転時と同様の図タイトルにしている
第 3-5 図 起因事象別の寄与割合		第 3－5 図　起因事象別の寄与割合	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉はＰＲＡの起因事象別の寄与割

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合	第 3－5 図　事故シーケンスグループごとの寄与割合	第 3－6 図　事故シーケンスグループ別の寄与割合	合を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙	別紙	別　紙	
1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について	1. 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について	1　有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 別紙１では格納容器破損モードの検討も含むため「等の」を記載 ・記載表現の相違 【東海第二】
2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて	2. 外部事象に特有の事故シーケンスについて	2　外部事象特有の事故シーケンスについて	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では津波特有の事故シーケンスも含む ・記載表現の相違 【東海第二】
3 重大事故防止に関係する設備についての諸外国の調査結果	3. 諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について	3　重大事故防止に関係する設備についての諸外国の調査結果	・記載表現の相違 【東海第二】 記載している内容は同様
	4. ＴＢＷシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について	4　ＴＢＷシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定及びＴＷシーケンスの纏め方について	・別紙構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はＴＢＷシーケンスの扱い及びＴＷシーケンスの纏め方について別紙に記載した 【東海第二】 島根２号炉はＴＷシーケンスの纏め方について記載している
	5. 重大事故等対処設備の津波からの防護について		・解析の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			【東海第二】 島根２号炉は津波ＰＲＡから直接炉心損傷に至る事象のみ抽出しており，重要事故シーケンスに津波を起因とするものを含んでいない
4 内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況	6. 内部事象ＰＲＡにおける主要なカットセット及びＦＶ重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について	5 内部事象ＰＲＡにおける主要なカットセットとＦＶ重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況	・記載表現の相違 【東海第二】
5 地震 PRA，津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性	7. 地震ＰＲＡ，津波ＰＲＡにおける主要な事故シーケンスの対策について	6 地震ＰＲＡ，津波ＰＲＡから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について	・記載表現の相違 【東海第二】
	8. 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の想定及びその対策について		・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であることを考慮し，ペデスタル部でのＭＣＣＩの取扱いを記載
6 「水素燃焼」及び「格納容器直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由	9. 格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由について	7 「水素燃焼」及び「格納容器直接接触（シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は水素燃焼についても格納容器破損モードの評価対象から除外する理由を記載
7 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応	10. 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応について	8 格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応について	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
8 原子炉圧力容器内の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見		9 原子炉圧力容器内における水蒸気爆発を格納容器破損モー	・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
の整理		ドの評価対象から除外する理由について	【柏崎 6/7】 島根２号炉は別紙記載内容から題名を記載した ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は炉内ＦＣＩに関する知見を整理
9 柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉 PRA ピアレビュー実施結果について	12.　東海第二発電所　ＰＲＡピアレビュー実施結果及び今後の対応方針について	10　島根原子力発電所２号炉ＰＲＡピアレビュー実施結果について	・プラント名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略）
10「PRA の説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉の PRA の対応状況	11.　「ＰＲＡの説明における参照事項（平成 25 年 9 月　原子力規制庁)」への東海第二発電所のＰＲＡの対応状況について	11　「ＰＲＡの説明における参照事項（平成 25 年 9 月　原子力規制庁)」への島根原子力発電所２号炉ＰＲＡの対応状況	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別添 柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉 確率論的リスク評価(PRA)について	別添 東海第二発電所　確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について	別　添 島根原子力発電所２号炉　確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
はじめに	はじめに	はじめに	
「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年６月 19 日）（以下「解釈」という。）に基づき，重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては，個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。	「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年６月 19 日）（以下「解釈」という。）に基づき，重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては，個別プラントの確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）を活用している。	「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては，個別プラントの確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）を活用している。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は名称及びその記載に合わせ「、」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は参照文書の発行年月日を記載していない （以下，同様の相違は記載を省略）
当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル 1PRA（出力運転時，停止時），レベル 1.5PRA（出力運転時）を実施してきており，これらの PRA 手法を今回も適用した。	当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル１ＰＲＡ（出力運転時，停止時），レベル１．５ＰＲＡ（出力運転時）を実施してきており，これらのＰＲＡ手法を今回も適用した。	当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル１ＰＲＡ（出力運転時，停止時）及びレベル 1.5ＰＲＡ（出力運転時）を実施してきており，これらのＰＲＡ手法を今回も適用した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「及び」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
また，外部事象としては，現段階で PRA 手法を適用可能な事象として，日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA を対象とし，これらの外部事象 PRA から抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。	また，外部事象としては，現段階でＰＲＡ手法を適用可能な事象として，日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを対象とし，これらの外部事象ＰＲＡから抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。	また，外部事象としては，現段階でＰＲＡ手法を適用可能な事象として，一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを対象とし，これらの外部事象ＰＲＡから抽出される建物・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「一般社団法人」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「建物」

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	また，ＰＲＡが適用可能でないと判断した外部事象については，事故シーケンスの定性的な分析を行い，事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。	また，ＰＲＡが適用可能でないと判断した外部事象については，事故シーケンスの定性的な分析を行い，事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。	で記載を統一 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は別紙１において地震・津波以外の外部事象について定性的な分析を実施していることをふまえて記載
今回実施する PRA の目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し，これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず，プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待する仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。	今回実施するＰＲＡの目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し，これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「ＡＭ策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず，設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてＰＲＡモデルを構築した。	今回実施するＰＲＡの目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し，これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「ＡＭ策」という。）や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてＰＲＡモデルを構築した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「ＰＲＡの説明における参照事項」をふまえて下表と整合するように記載
なお，今回の PRA の実施に際しては，原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。	なお，今回のＰＲＡの実施に際しては，原子力規制庁配布資料「ＰＲＡの説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。	なお，今回のＰＲＡの実施に際しては，原子力規制庁配布資料「ＰＲＡの説明における参照事項（平成 25 年９月　原子力規制庁）」を参照した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

＜今回の PRA の対象＞

対象	許認可	モデル化採否
設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）
AM 策（平成４年に計画・整備）	対象外	期待しない
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

＜今回のＰＲＡの評価対象＞

対象設備	今回のＰＲＡでの取扱い
設計基準事故対処設備	考慮する
ＡＭ要請（H4）以前から整備しているＡＭ策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水圧系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）	考慮しない
ＡＭ要請（H4）以降に整備したＡＭ策の設備 ・代替反応度制御（ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	考慮しない
緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品	考慮しない
重大事故等対処設備	考慮しない

なお，「ＥＣＣＳ手動起動」，「原子炉手動減圧」，「残留熱除去系の手動起動」，「高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源切替」等の「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」は考慮する。

今回実施したＰＲＡの詳細については，「別添　東海第二発電所確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について」に示す。

島根原子力発電所　２号炉

＜今回のＰＲＡの対象＞

対象	許認可	モデル化採否
設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「常用系である復水・給水系」※1等に期待する。）
AM策（平成４年に計画・整備）	対象外	期待しない
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない

※１　手動停止時のみ期待する

備考

・解析条件の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

ＰＲＡの解析条件において，島根２号炉は「外部電源復旧」に期待していない。「常用系である復水・給水系」は手動停止時のみ期待している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1 図に示す。本プロセスに従い，各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象PRA，外部事象PRA(適用可能なものとして地震，津波を選定)及びPRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。	1.　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1－1図に示す。本プロセスに従い，各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象ＰＲＡ，外部事象ＰＲＡ（適用可能なものとして地震，津波を選定）及びＰＲＡを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。	1.　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1－1図に示す。本プロセスに従い，各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象ＰＲＡ，外部事象ＰＲＡ（適用可能なものとして地震，津波を選定）及びＰＲＡを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はイベントツリー等から抽出されるものを事故シーケンス，喪失した機能ごとにまとめたものを事故シーケンスグループとしている（以下，同様の相違は記載を省略）
②　抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。	②　抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。	②　抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 ここでは事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンス選定のプロセスの概要を記載しているため，島根２号炉は「追加要否を検討した」と記載
③　抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が	③　抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が	③　抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
困難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。 ④　炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性)に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	困難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。 ④　炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。 ④　炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.1　事故シーケンスグループの分析について 解釈には，炉心損傷防止対策の有効性評価に係わる事故シーケンスグループの，個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。 １－１ (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ① BWR ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・LOCA 時注水機能喪失 ・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ ①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②その結果、上記１－１(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記１－１(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。 上記１－１(b)①に関して，PRA の適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA 実施基準の標準化の状況，試評価実績の有無等を考慮し，地震及び津波とした。したがって，内部事象レベル1PRA，地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRAを実施し，事故シーケンスグループを評価した。	1.1　事故シーケンスグループの分析について 解釈には，炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの，個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。 １－１ (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ①ＢＷＲ ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ ①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②その結果、上記１－１(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記１－１(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。 上記１－１(b)①に関して，ＰＲＡの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるＰＲＡ実施基準の標準化の状況，試評価実績の有無等を考慮し，地震及び津波とした。したがって，出力運転時の内部事象レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，事故シーケンスグループを評価した。	1.1　事故シーケンスグループの分析について 解釈には，炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの，個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。 １－１ (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ① BWR ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・LOCA時注水機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA) (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ ①　個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②　その結果、上記１－１(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記１－１(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。 上記１－１(b)①に関して，ＰＲＡの適用可能な外部事象については一般社団法人日本原子力学会におけるＰＲＡ実施基準の標準化の状況，試評価実績の有無等を考慮し，地震及び津波とした。したがって，内部事象運転時レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，事故シーケンスグループを評価した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は内部事象運転時レベル１ＰＲＡと記載（以下，同様

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
また，PRA の適用が困難と判断した地震，津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。 実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。	また，ＰＲＡの適用が困難と判断した地震，津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。 実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。	また，ＰＲＡの適用が困難と判断した地震，津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。 実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を「1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理」に示す。	の相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は項目の名称についても記載（以下，同様の相違は記載を省略）
1.1.1　炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 (1) PRA に基づく整理 内部事象レベル 1PRA では，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組み合わせを評価し，第 1-2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRA の対象とした柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉の主な設備系統を第1-1 表に示す。また，選定した起因事象及びその発生頻度を第 1-2 表に示す。 外部事象に関しては，PRA が適用可能な事象として地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA を実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第 1-3 図に地震 PRA の階層イベントツリーを，第 1-4 図に地震 PRA のイベントツリーを，第 1-5 図に津波 PRA の津波高さ別イベントツリーを，第 1-6 図に津波 PRA のイベントツリーを示す。	1.1.1　炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 (1)　ＰＲＡに基づく整理 内部事象レベル１ＰＲＡでは，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し，第１－2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。 外部事象に関しては，ＰＲＡが適用可能な事象として地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第 1－3 図に地震ＰＲＡの階層イベントツリーを，第 1－4 図に地震ＰＲＡのイベントツリーを，第１－5 図に津波ＰＲＡの階層イベントツリーを，第１－6 図に津波ＰＲＡのイベントツリーを示す。	1.1.1　炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理 (1)　ＰＲＡに基づく整理 内部事象運転時レベル１ＰＲＡでは，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し，第 1－2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。ＰＲＡの対象とした島根原子力発電所２号炉の主な設備系統を第 1－1 表に示す。また，選定した起因事象及びその発生頻度を第 1－2 表に示す。 外部事象に関しては，ＰＲＡが適用可能な事象として地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第 1－3 図に地震レベル１ＰＲＡの階層イベントツリーを，第 1－4 図に地震レベル１ＰＲＡのイベントツリーを，第 1－5 図に津波レベル１ＰＲＡの階層イベントツリーを示す。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉はＰＲＡの対象とした設備系統，起因事象及び発生頻度の表を記載 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の津波ＰＲＡでは，評価対象とする起因事象として炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため，イベントツリーを作成していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第 1-3 表に，津波高さと発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第 1-4 表に示す。		地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第 1－3 表に，津波高さと発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第 1－4 表に示す。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は地震及び津波の起因事象発生頻度等の表を記載
地震や津波の場合，各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの，起因事象が内部事象と同じであれば，炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため，事故シーケンスも内部事象と同様である。また，地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA では，内部事象レベル 1PRA では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や，建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。	地震や津波の場合，各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの，起因事象が内部事象と同じであれば，炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため，事故シーケンスも内部事象と同様である。また，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡでは，内部事象レベル１ＰＲＡでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や，建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。	地震や津波の場合，各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの，起因事象が内部事象と同じであれば，炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため，事故シーケンスも内部事象と同様である。また，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡでは，内部事象運転時レベル１ＰＲＡでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や，建物・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。	
各 PRA により抽出した事故シーケンスを第 1-5 表に，評価結果を第 1-7 図及び第 1-8 図に示す。	各ＰＲＡより抽出した事故シーケンスを第 1－1 表に，評価結果を第 1－7 図及び第 1－8 図に示す。	各ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスを第 1－5 表に，評価結果を第 1－6 図及び第 1－7 図に示す。	
(2) PRA に代わる検討に基づく整理 PRA の適用が困難な地震，津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，いずれも内部事象レベル1PRA で想定する起因事象に包絡されるため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）	(2)　ＰＲＡに代わる検討に基づく整理 ＰＲＡの適用が困難な地震，津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，いずれも内部事象レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ又は津波レベル１ＰＲＡのいずれかで想定する起因事象に包絡されるため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した（別紙 1）。	(2)　ＰＲＡに代わる検討に基づく整理 ＰＲＡの適用が困難な地震，津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び人為事象等において想定される事象は，いずれも内部事象運転時レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ又は津波レベル１ＰＲＡのいずれかで想定する起因事象に包絡されるため，その他外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。（別紙１）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は地震，津波に包絡されるその他の外部事象があるため，内部事象運転時レベル１ＰＲＡに限定した記載とはしていない
1.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 今回実施したレベル1PRA により抽出した各事故シーケンス（第1-5 表参照）を，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈の１－１(a)に示されている必ず想定する事故	1.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－1表参照）を，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈１－１(a)に示されている必ず想定する事	1.1.2　抽出した事故シーケンスの整理 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－5表参照）を，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈１－１(a)に示されている必ず想定する事	・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
シーケンスグループとの関係及び解釈の１－２に示されている要件との関係等を第1-6 表に整理した。また，整理の内容を1.1.2.1～1.1.2.3 に示す。	故シーケンスグループとの関係及び解釈１－２に示されている要件との関係等を第1－2表に整理した。また，整理の内容を1.1.2.1～1.1.2.3に示す。	故シーケンスグループとの関係及び解釈１－２に示されている要件との関係等を第1－6表に整理した。また，整理の内容を「1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応」～「1.1.2.3　炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理」に示す。	【柏崎 6/7】 島根２号炉は「解釈１－１(a)」等で統一（以下，同様の記載は省略）
1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）について，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)～(g)及びこれ以外のシーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況，プラントの状態の観点で，(a)～(g)は，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。	1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－1表参照）について，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(1)～(7)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況，プラントの状態の観点で，(1)～(7)は，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。	1.1.2.1　必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－5表参照）について，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(1)～(7)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況，プラントの状態の観点で，(1)～(7)は，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。	・付番の相違 【柏崎 6/7】 項目の数は同じ（以下，同様の相違の記載は省略）
(a)　高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能を喪失し，原子炉の減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失して，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。	(1)　高圧・低圧注水機能喪失（ＴＱＵＶ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能を喪失し，原子炉の減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失して，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。	(1)　高圧・低圧注水機能喪失（ＴＱＵＶ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能を喪失し，原子炉の減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失して，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。	
(b)　高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。	(2)　高圧注水・減圧機能喪失（ＴＱＵＸ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。	(2)　高圧注水・減圧機能喪失（ＴＱＵＸ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。	
(c)　全交流動力電源喪失(長期 TB，TBD，TBP，TBU) 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生後に，安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。 なお，PRAでは電源喪失のシーケンスを長期TB，TBD，TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため，解釈１	(3)　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ，ＴＢＤ，ＴＢＰ，ＴＢＵ） 外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに，区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し，安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。 なお，ＰＲＡでは電源喪失の事故シーケンスを長期ＴＢ，ＴＢＤ，ＴＢＰ及びＴＢＵに細分化して抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるた	(3)　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ，ＴＢＤ，ＴＢＰ，ＴＢＵ） 外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し，安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。 なお，ＰＲＡでは電源喪失の事故シーケンスを長期ＴＢ，ＴＢＤ，ＴＢＰ及びＴＢＵに詳細化して抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるた	・設計の相違 【柏崎 6/7】 ＢＷＲ－５の島根２号炉における本事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスを明確化 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は「事故シ

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。	め，解釈１－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理する。	め，解釈１－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。	ーケンスグループ」と記載しているが，これらは個別の事故シーケンスであることから，島根２号は「事故シーケンスと記載」（以下，同様の相違は記載を省略）
	また，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し，かつ，高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。	また，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し，かつ，高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ＢＷＲ－５の島根２号炉における高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから，シーケンス選定での扱いについて記載
(d)　崩壊熱除去機能喪失(TW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの，原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し，炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損，その後，炉心の著しい損傷に至るおそれのあるシーケンスを，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。 (e)　原子炉停止機能喪失(TC) 運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。	(4)　崩壊熱除去機能喪失（ＴＷ，ＴＢＷ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの，格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し，炉心損傷前に格納容器が過圧により破損，その後，炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。 (5)　原子炉停止機能喪失（ＴＣ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。	(4)　崩壊熱除去機能喪失（ＴＷ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの，原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し，炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損，その後，炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。 (5)　原子炉停止機能喪失（ＴＣ） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は設計基準事故を含めて「等」を記載
(f)　LOCA 時注水機能喪失(AE，S1E，S2E) 大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失，又は，中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低	(6)　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（ＡＥ，Ｓ１Ｅ，Ｓ２Ｅ） 大破断ＬＯＣＡの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失，又は，中小破断ＬＯＣＡの発生後の「高圧注水機	(6)　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（ＡＥ，Ｓ１Ｅ，Ｓ２Ｅ） 大破断ＬＯＣＡの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失，又は，中小破断ＬＯＣＡの発生後の「高圧注水機	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。 なお，PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを，破断口の大きさに応じてAE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)，S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)に詳細化して抽出しているが，いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため，解釈１－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。 (g)　格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA) インターフェイスシステムLOCAの発生後，破断箇所の隔離に失敗し，非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」に分類する。	能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」として分類する。 なお，ＰＲＡではＬＯＣＡ時の注水機能喪失シーケンスを，破断口の大きさに応じてＡＥ（大破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス），Ｓ１Ｅ（中破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス）及びＳ２Ｅ（小破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス）に細分化して抽出しているが，いずれもＬＯＣＡ時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスであるため，解釈１－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」に該当するものとして整理する。 (7)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（ＩＳＬＯＣＡ） インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生後，破断箇所の隔離に失敗し，非常用炉心冷却系（以下「ＥＣＣＳ」という。）等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」に分類する。	能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により，炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」として分類する。 なお，ＰＲＡではＬＯＣＡ時の注水機能喪失シーケンスを，破断口の大きさに応じてＡＥ（大破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス），Ｓ１Ｅ（中破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス）及びＳ２Ｅ（小破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス）に詳細化して抽出しているが，いずれもＬＯＣＡ時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスであるため，解釈１－１(a)に記載の事故シーケンスグループでは「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。 (7)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（ＩＳＬＯＣＡ） インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生後，破断箇所の隔離に失敗し，非常用炉心冷却系（以下「ＥＣＣＳ」という。）等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」に分類する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はＢＷＲ－５であり，原子炉隔離時冷却系はＥＣＣＳではないため，原子炉隔離時冷却系を含めるために「等」を記載
1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討 今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)のうち，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては，地震に伴い発生する地震特有の事象として以下の事故シーケンスグループを抽出した。	1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－1表参照）のうち，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンス又は事故シーケンスグループとしては，地震・津波特有の事象として以下の事故シーケンス又は事故シーケンスグループを抽出した。	1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討 今回実施したレベル１ＰＲＡにより抽出した各事故シーケンス（第1－5表参照）のうち，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては，地震・津波特有の事象として以下の事故シーケンスを抽出した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，津波特有の事象として「直接炉心損傷に至る事象」を抽出した ・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			【東海第二】 地震・津波特有の事象について東海第二は追加する事故シーケンスグループとして「(7) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されたことから事故シーケンスグループについても記載
(1)　Excessive LOCA 大規模な地震では，原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には，逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても，破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ECCS の注水機能の全喪失や，使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため，保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，後述するシーケンス選定の結果，大破断 LOCA については国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして原子炉格納容器	(1)　Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ 大規模な地震では，格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断ＬＯＣＡを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生する可能性がある。具体的には，逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてＬＯＣＡが発生した場合であっても，破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ＥＣＣＳの注水機能の全喪失や，使用可能なＥＣＣＳの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。 さらに，使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により，格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため，保守的にＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ相当のＬＯＣＡが発生するものとし，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，後述する事故シーケンス選定の結果，大破断ＬＯＣＡについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして格納	(1)　Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ 大規模な地震では，原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断ＬＯＣＡを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生する可能性がある。具体的には，逃がし安全弁（以下「ＳＲＶ」という。）の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてＬＯＣＡが発生した場合であっても，破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ＥＣＣＳの注水機能の全喪失や，使用可能なＥＣＣＳの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため，保守的にＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ相当のＬＯＣＡが発生するものとし，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，後述する事故シーケンス選定の結果，大破断ＬＯＣＡについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして原子	・記載表現の相違 【東海第二】 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では「原子炉冷却材圧力バウンダリ配管」で記載を統一

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。 (2)　計測・制御系喪失 大規模な地震の発生により，計測・制御機能が喪失することで，プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計測・制御機能を喪失した場合であっても，喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ECCS が起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，残留熱除去系が起動不能になること等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震による計測・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく，計測・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (3)　格納容器バイパス 大規模な地震では，原子炉格納容器外で配管破断等が発生し，原子炉格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され，バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく，配管破断の程度や破断箇所の特定，影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (4)　原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。 (2)　計装・制御系喪失 大規模な地震の発生により，計装・制御機能が喪失することで，プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計装・制御機能を喪失した場合であっても，喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ＥＣＣＳが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，残留熱除去系が起動不能になること等の原因により，格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震による計装・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく，計装・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (3)　格納容器バイパス 大規模な地震では，格納容器外で配管破断等が発生し，格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステムＬＯＣＡとバイパス破断に細分化され，バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく，配管破断の程度や破断箇所の特定，影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 *【以下，比較のため，(5)を記載】* (5)　格納容器損傷	炉格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。 (2)　計装・制御系喪失 大規模な地震の発生により，計装・制御機能が喪失することでプラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計装・制御機能を喪失した場合であっても，喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ＥＣＣＳが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，残留熱除去系が起動不能になること等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震による計装・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく，計装・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (3)　格納容器バイパス 大規模な地震では，原子炉格納容器外で配管破断等が発生し，原子炉格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステムＬＯＣＡとバイパス破断に細分化され，バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建物内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく，配管破断の程度や破断箇所の特定，影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (4)　原子炉格納容器損傷	・事故シーケンス名称の相違 【柏崎 6/7】 （以下，同様の相違は記載を省略） ・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
大規模な地震では，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生する可能性がある。この場合，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷に伴い ECCS の注水配管配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。また，原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられるほか，大規模な地震により原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。	大規模な地震では，格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合，格納容器の損傷により，原子炉の停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において格納容器の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，格納容器の損傷に伴いＥＣＣＳの注水配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。	大規模な地震では，原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。また，原子炉格納容器の損傷に伴い，原子炉圧力容器が損傷する可能性も考えられる。この場合，原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷に伴いＥＣＣＳの注水配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。	【柏崎 6/7】 島根２号炉は，地震ＰＲＡの事故シーケンスの分類に基づき，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割しているが，記載内容は同等。なお，島根２号炉では原子炉格納容器損傷の事故シーケンスに原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方が損傷する事故シーケンスを含めており，階層イベントツリー上，原子炉圧力容器損傷を原子炉格納容器損傷の後に設定している ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，原子炉格納容器損傷に伴う原子炉圧力容器損傷についても記載しているが内容は同等
このように，大規模な地震発生後の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	このように，大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 *【(5)はここまで】*	このように，大規模な地震発生後の原子炉格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	
【以下，比較のため，(4)の記載を再掲】 (4)　原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷 大規模な地震では，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生する可能性がある。この場合，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方	*【以下，比較のため，(4)を記載】* (4)　原子炉圧力容器損傷 大規模な地震では，原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合，原子炉圧力容器の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な	(5)　原子炉圧力容器損傷 大規模な地震では，原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合，原子炉圧力容器の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，地震ＰＲＡの事故シーケン

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷に伴い ECCS の注水配管配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。また，原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられるほか，大規模な地震により原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。 　このように，大規模な地震発生後の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 *【再掲はここまで】*	地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉圧力容器の損傷に伴いＥＣＣＳの注水配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。また，原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により，格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 　このように，大規模な地震発生後の格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 *【(4)はここまで】*	地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉圧力容器の損傷に伴いＥＣＣＳの注水配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。また，原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。 　このように，大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	スの分類に基づき，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割しているが，記載内容は同等
(5)　原子炉建屋損傷 　大規模な地震では，原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで，建屋内の原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。 　大規模な地震において原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉停止や炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。 　このように，大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	(6)　原子炉建屋損傷 　大規模な地震では，原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで，建屋内の格納容器，原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。 　大規模な地震において原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉停止や炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。 　このように，大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	(6)　原子炉建物損傷 　大規模な地震では，原子炉建物が損傷することで，建物内の原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。大規模な地震において原子炉建物の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉停止や炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。 　このように，大規模な地震発生後の原子炉建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (7)　制御室建物損傷	・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 　島根２号炉は，地震ＰＲＡにおける基礎地盤の損傷について，その裕度が建物等の構造物に対して相対的に大きいことから記載していない ・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		大規模な地震では，制御室建物が損傷することで，建物内の中央制御盤等が損傷を受ける可能性がある。大規模な地震において制御室建物の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉停止や炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の制御室建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，地震ＰＲＡから抽出される「制御室建物損傷」の事故シーケンスについて記載した
		(8)　廃棄物処理建物損傷 大規模な地震では，廃棄物処理建物が損傷することで，建物内の補助盤室やバッテリー室等に設置された機器等が損傷を受ける可能性がある。大規模な地震において廃棄物処理建物の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉停止や炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。 このように，大規模な地震発生後の廃棄物処理建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，地震ＰＲＡから抽出される「廃棄物処理建物損傷」の事故シーケンスについて記載した
	(7)　津波浸水による最終ヒートシンク喪失 防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水することにより最終ヒートシンクが喪失し，ＥＣＣＳによる炉心冷却機能が喪失するとともに，崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷に至る。 本事故シーケンスグループには，襲来する津波の高さに応じて次の４つの事故シーケンスが含まれるが，いずれも防潮堤の健全性が維持される事故シーケンスであり，津波による影響の程度が特定できること，及び炉心損傷頻度が有意であることを考慮し，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスグループとして抽出した。 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒー	(9)　直接炉心損傷に至る事象 津波高さＥＬ20m を超える大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の複数の緩和機能が広範にわたって機能喪失する可能性がある。津波高さＥＬ20m を超える大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，浸水によりＥＣＣＳが機能喪失すること等が原因で炉心冷却が困難となり，炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，浸水により残留熱除去系が機能喪失すること等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，津波ＰＲＡから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスについて記載した

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	トシンク喪失） ・最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ・最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗 ・最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 (8)　防潮堤損傷 津波波力により防潮堤が損傷し，多量の津波が敷地内に浸水することで，非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに，屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。 この事故シーケンスは，防潮堤の損傷による津波の影響の程度を特定することが困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない，炉心損傷に直結する事象として抽出した。	このように，津波高さＥＬ20m を超える大規模な津波による損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。	
上記の事故シーケンスグループについて，解釈に従い，有効性評価における想定の要否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。	上記の事故シーケンス又は事故シーケンスグループについて，解釈に従い，有効性評価における想定の要否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。 津波特有の事象である「(7)　津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の事故シーケンスグループについては，炉心損傷頻度が 4.0×10^{-6}／炉年と有意な値であり，また，本事故シーケンスグループは敷地内への津波浸水によりプラントへの影響が他の事故シーケンスとは異なり，炉心損傷防止のために必要な対応が異なることから，新たに追加する事故シーケンスグループとして抽出した。 また，地震・津波特有の事象である(1)～(6)及び(8)の各事故シーケンスについては，以下に示すとおり解釈に基づき	上記の事故シーケンスについて，解釈に従い，有効性評価における想定の要否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。	・解析結果の相違 【東海第二】 地震・津波特有の事象について東海第二は追加する事故シーケンスグループとして「(7)津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されたことから事故シーケンスグループについても記載 ・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二は，(7)の事故シーケンスグループを新たに追加する事故シーケンスグループとして記載 ・記載表現の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	想定する事故シーケンスグループと比較して頻度及び影響の観点から検討した結果，新たに追加する必要はないと総合的に判断した。		東海第二は，(7)以外の事故シーケンスグループを新たに追加する必要はないと判断していることを記載
① 炉心損傷頻度の観点 (1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には，必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。別紙２ のとおり，これらの事故シーケンスグループは評価方法にかなりの保守性を有している。	① 炉心損傷頻度の観点 (1)～(6)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には，必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。 別紙2のとおり，これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。	①　炉心損傷頻度の観点 (1)～(8)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には，必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。別紙２のとおり，これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震・津波特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違
また，地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから，現状，対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが，実際には地震の程度に応じ，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合，それを用いた対応に期待することにより，炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下のようになる。	また，地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから，現状，対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが，実際には地震の程度に応じ，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合，それを用いた対応に期待することにより，炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下のようになる。	また，地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから，現状，対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが，実際には地震の程度に応じ，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合，それを用いた対応に期待することにより，炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下のようになる。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「もって」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，損傷の程度が軽微であったり，機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。	a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，損傷の程度が軽微であったり，機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。	a．炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，損傷の程度が軽微であったり，機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。	・付番の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり，機能喪失を免れた緩和機能があったものの，それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。	b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり，機能喪失を免れた緩和機能があったものの，それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。	b．炉心損傷直結と整理している事象が発生したが，緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり，機能喪失を免れた緩和機能があったものの，それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。	
c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し，炉心損傷に至る場合。	c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し，炉心損傷に至る場合。	c．緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し，炉心損傷に至る場合。	
a)～c)の整理のとおり，a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため，評価を詳細化することで	a)～c)の整理のとおり，a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため，評価を詳細化することで(1)～(6)の各事	(1)～(8)の事故シーケンスついては，地震レベル１ＰＲＡから抽出される事故シーケンスであるが，炉心損傷頻度は10	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また，機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で，そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは，内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものと考える。これらの事故シーケンスグループに対して，炉心損傷頻度の観点では，地震 PRA の精度を上げることが望ましいと考える。	故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また，機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で，そのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは，内部事象レベル１ＰＲＡの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものと考える。これらの事故シーケンスに対して，炉心損傷頻度の観点では，地震ＰＲＡの精度を上げることが望ましいと考える。	$^{-7}$／炉年程度と小さく，上記の整理のとおり，ａ．の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため，評価を詳細化することで(1)～(8)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また，機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で，そのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは，内部事象運転時レベル１ＰＲＡの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものと考える。これらの事故シーケンスに対して，炉心損傷頻度の観点では，地震レベル１ＰＲＡの精度を上げることが望ましいと考える。	島根２号炉は地震ＰＲＡから抽出される事故シーケンスの炉心損傷頻度の観点を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 及び東海第二は「a)～c)の整理のとおり」と記載しているが，島根２号炉は「上記の整理のとおり」と記載 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違
	また，(8)の事故シーケンスについては，津波ＰＲＡから抽出される事故シーケンスであるが，炉心損傷頻度は3.3×10^{-7}／炉年であり，全炉心損傷頻度に対して0.4%程度と小さい寄与となっているが，この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さがT.P.＋24mを超える津波の発生頻度と同じとしており，T.P.＋24mの津波に対する防潮堤の損傷確率を保守的に1として評価しているため，防潮堤の損傷確率を詳細に評価すること等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。	また，(9)の事故シーケンスついては，津波レベル１ＰＲＡから抽出される事故シーケンスであるが，炉心損傷頻度は1.2×10^{-7}／炉年と小さく，また，この炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり，浸水による屋内外の施設の損傷の規模によっては，機能維持している設備により原子炉への注水を継続することで，炉心損傷が回避できる可能性があり，現実的には更に小さい値になると推定される。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根２号炉では津波ＰＲＡから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの炉心損傷頻度の観点を記載
② 影響度(事象の厳しさ)の観点 (1)～(5)の各事故シーケンスグループが発生した際の事象の厳しさについて，建屋や機器の損傷の程度や組み合わせによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ，定量的に分析することは難しいと考えるものの，地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。	② 影響度(事象の厳しさ)の観点 (1)～(6)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて，建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ，定量的に分析することは難しいと考えるものの，地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状，対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉	② 影響度（事象の厳しさ）の観点 (1)～(8)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて，建物や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ，定量的に分析することは難しいと考えるものの，地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状，対象とする建物や機器等の損傷をもって炉	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
現状，対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備，可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものと考える。このように，事象の厳しさの観点では，高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また，損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	心損傷直結事象として整理しているが，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備，可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものと考える。このように，事象の厳しさの観点では，高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また，損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	心損傷直結事象として整理しているが，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備，可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものと考える。このように，事象の厳しさの観点では，高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また，損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	
	また，(8)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて，防潮堤の損傷の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ，定量的に分析することは難しいと考えるものの，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備，可搬型の機器等で炉心損傷を試みるものと考える。このように，事象の厳しさの観点では，全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また，損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	また，(9)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて，敷地内及び建物内への浸水の程度によって事象の厳しさに幅が生じると考えられ，定量的に分析することは難しいと考えるものの，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備，可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものと考える。このように，事象の厳しさの観点では，全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また，損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根２号炉では津波ＰＲＡから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの事象の厳しさの観点を記載
③ 炉心損傷防止対策の観点 現状，対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シーケンスグループについて，炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると，①及び②で述べたとおり，(1)～(5)の事象が発生するものの，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合，炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため，内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。また，炉心損傷を防止できる場合も考えられるため，炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考	③ 炉心損傷防止対策の観点 現状，対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(6)の各事故シーケンスについて，炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると，①及び②で述べたとおり，(1)～(6)の事象が発生するものの，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合，炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため，内部事象運転時レベル１ＰＲＡの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。 また，炉心損傷を防止できる場合も考えられるため，炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。	③　炉心損傷防止対策の観点 現状，対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象と整理している(1)～(8)の各事故シーケンスについて，炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると，①及び②で述べたとおり，(1)～(8)の事象が発生するものの，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合，炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため，内部事象運転時レベル１ＰＲＡの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。また，炉心損傷を防止できる場合も考えられるため，炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
えられる。 損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し，臨機応変に対応することによって，炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。	損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し，臨機応変に対応することによって，炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。	損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，建物以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し，臨機応変に対応することによって，炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。	
上記のように，(1)～(5)の各事故シーケンスグループは，実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく，具体的なシーケンスを特定することが困難である。このため，外部事象に特有の事故シーケンスグループについては，炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしてシーケンスを特定して評価するのではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに，建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ，電源，放水設備等等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応するべきものと考える。	上記のように，(1)～(6)の各事故シーケンスは，実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく，具体的な事象シーケンスを特定することが困難である。このため，外部事象に特有の事故シーケンスについては，炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに，建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ，電源，放水設備等々を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応するべきものと考える。	上記のように，(1)～(8)の各事故シーケンスは，実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく，具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため，外部事象に特有の事故シーケンスについては，炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに，建物全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ，電源，放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応すべきものと考える。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
	また，(8)の事故シーケンスについても，防潮堤の損傷の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ，損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	また，(9)の事故シーケンスについても，敷地内及び建物内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ，損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根２号炉では津波ＰＲＡから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの炉心損傷防止対策の観点を記載
以上の検討を踏まえ，(1)～(5)の各事故シーケンスグループは，一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり，新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また，(1)～(5)の各事故シーケンス	以上の検討を踏まえ，(1)～(6)及び(8)の各事故シーケンスは，一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり，新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また，(1)～(6)及び(8)の	以上の検討を踏まえ，(1)～(8)の各事故シーケンスは，一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり，新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また，(1)～(8)の各事故シーケンスを炉心	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震・津波特有の事象として抽出した事故

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
グループを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして，新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。	各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果，解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして，新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。	損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。	シーケンスの数の相違
また，上記の検討及び別紙２のとおり，大規模な地震を受けた場合であっても，炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく，大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものと考える。	また，上記の検討及び別紙2 のとおり，大規模な地震を受けた場合であっても，炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく，大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものと考える。	また，上記の検討及び別紙２のとおり，大規模な地震を受けた場合であっても，炉心損傷に直結する程の損傷が生じることは考えにくく，大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものと考えられる。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「ほど」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
	津波による防潮堤損傷についても，防潮堤の機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく，敷地内に多量の津波が流入した場合でも，使用可能な津波防護対象設備によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものと考える。	(9)の事故シーケンスについても，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の複数の緩和機能がすべて喪失する程の損傷が生じることは考えにくく，使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものと考える。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根２号炉では津波ＰＲＡから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの対応を記載
1.1.2.3　炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理 内部事象レベル1PRA，PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1PRA を実施し，地震，津波以外の外部事象についてはPRA に代わる方法で概略評価を実施した結果，追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。 したがって，柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについ	1.1.2.3　炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理 内部事象レベル１ＰＲＡ，ＰＲＡが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，地震，津波以外の外部事象についてはＰＲＡに代わる方法で概略評価を実施した結果，追加すべき新たな事故シーケンスグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を抽出した。 したがって，東海第二発電所の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループ及び新たに追加した「津波浸水による最終ヒー	1.1.2.3　炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理 内部事象運転時レベル１ＰＲＡ，ＰＲＡが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル１ＰＲＡを実施し，地震，津波以外の外部事象についてはＰＲＡに代わる方法で概略評価を実施した結果，追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。 したがって，島根原子力発電所２号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは，解釈１－１(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて，以下に示	・解析結果の相違 【東海第二】 島根２号炉は追加すべき新たな事故シーケンスグループはない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
て，以下に示す解釈１－２及び１－４の要件に基づいて整理し，各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。 １－２　第１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。 １－４　上記１－２(a)の「十分な対策が計画されており」とは，国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 整理の結果は以下のとおり。 ○解釈１－２(a)に分類される事故シーケンスグループ ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA 時注水機能喪失 ○解釈１－２(b)に分類される事故シーケンスグループ ・崩壊熱除去機能喪失	トシンク喪失」となる。これについて，以下に示す解釈１－２及び１－４の要件に基づいて整理し，各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。 １－２　第１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。 １－４　上記１－２(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 整理の結果は以下のとおり。 ○解釈１－２(a)に分類される事故シーケンスグループ ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・津波浸水による最終ヒートシンク喪失 ○解釈１－２(b)に分類される事故シーケンスグループ ・崩壊熱除去機能喪失	す解釈１－２及び１－４の要件に基づいて整理し，各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。 １－２　第１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。 １－４　上記１－２(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 整理の結果は以下のとおり。 ○解釈１－２(a)に分類される事故シーケンスグループ ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ○解釈１－２(b)に分類される事故シーケンスグループ ・崩壊熱除去機能喪失	が，東海第二は新たな事故シーケンスグループを抽出 ・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二は津波特有の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして抽出

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス，炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7 表に示す。	1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1－3表に示す。	1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1－7表に示す。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「,」ではなく「及び」と記載
解釈１－２(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。 一方で，事故シーケンスの中には，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスが存在する。具体的には以下の2 つの事故シーケンスが該当する。なお，国内外の先進的な対策と柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉の対策の比較を別紙3 に示す。	解釈１－２(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。 一方で，事故シーケンスの中には，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスが存在する。具体的には以下の3つの事故シーケンスが該当する。なお，国内外の先進的な対策と東海第二発電所の対策の比較を別紙3に示す。	解釈１－２(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。 一方で，事故シーケンスの中には，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスが存在する。具体的には以下の２つの事故シーケンスが該当する。なお，国内外の先進的な対策と島根原子力発電所２号炉の対策の比較を別紙３に示す。	・解析結果の相違 【東海第二】 ＰＲＡから抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は，地震ＰＲＡにおける直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが，島根２号炉は階層イベントツリーでＴＢＤに分類）（以下，①の相違）
①　大破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	①大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	①　冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	・事故シーケンス名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備名称の相違により①の事故シーケンス名称に相違があるが内容は同等
	②直流電源喪失＋原子炉停止失敗		・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違
②　全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋原子	③交流電源喪失＋原子炉停止失敗	②　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機	・事故シーケンス名称

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
炉停止失敗 ①の事故シーケンスは，原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから，このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 以上より，①の事故シーケンスについては，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。 ①の事故シーケンスについても，炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により，事象の緩和に期待できる。また，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。	①の事故シーケンスは，原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断ＬＯＣＡ後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから，この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。 以上より，①の事故シーケンスについては，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。 ①の事故シーケンスについても，炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により，事象の緩和に期待できる。また，今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.3.3　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。	冷却系喪失）＋原子炉停止失敗 ①の事故シーケンスは，原子炉圧力容器から多量の原子炉冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断ＬＯＣＡ後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから，この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。 以上より，①の事故シーケンスについては，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。 ①の事故シーケンスについても，炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により，事象の緩和に期待できる。また，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。	の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では②の事故シーケンスを地震ＰＲＡの階層イベントツリーのヘディング名で記載しているため，「ＤＧ喪失」と「交流電源・補機冷却系喪失」について，事故シーケンス名称が異なっているが内容は同等 ・項目番号の相違 【東海第二】 島根２号炉は 2.2.3 にて，「炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
②の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，このシーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。	②及び③の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と直流電源喪失又は全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，直流電源の喪失又は全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，この事故シーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。	②の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，この事故シーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。	・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違 ・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違
②の事故シーケンスは地震レベル1PRA から抽出された事故シーケンスである。	②及び③の事故シーケンスはいずれも地震レベル１ＰＲＡから抽出された事故シーケンスである。	②の事故シーケンスは地震レベル１ＰＲＡから抽出された事故シーケンスである。	・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は，地震レベル１ＰＲＡから２つの事故シーケンスを抽出しているため「いずれも」を記載
原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果(別紙5)からは，地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PRA では，事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが，事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて，実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度（以下「HCLPF」という。）は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり，実際に大規模な地震が発生した場合には，地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また，地震レベル1PRA では機器の損傷を完全相関としていることから，例えば1 本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価	原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果（別紙7）からは，地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル１ＰＲＡでは，事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが，事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて，実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率（5%損傷確率）であることが高い信頼度（95%信頼度）で推定できる地震加速度（以下「ＨＣＬＰＦ」という。）は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり，実際に大規模な地震が発生した場合には，地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また，地震レベル1ＰＲＡでは機器の損傷を完全相関としていることから，例えば1本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷	原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果（別紙６）からは，地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル１ＰＲＡでは，事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが，事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて，実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率（５%損傷確率）であることが高い信頼度（95%信頼度）で推定できる地震加速度（以下「ＨＣＬＰＦ」という。）は，「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり，実際に大規模な地震が発生した場合には，地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また，地震レベル１ＰＲＡでは機器の損傷を完全相関としていることから，例えば１本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷	・別紙番号の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
している。評価の詳細は別紙2 に示す。 以上のとおり，②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが，現実的に想定すると，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから，本事故シーケンスは，炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断した。 なお，第 1-7 表に示すとおり，これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく，全炉心損傷頻度の約96.5%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。	するものとして評価している。評価の詳細は別紙2に示す。 以上のとおり，②及び③の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが，現実的に想定すると，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから，本事故シーケンスは，炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスに該当しないと判断した。 なお，第1－3表に示すとおり，これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく，全炉心損傷頻度の約99.0％以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。	するものとして評価している。評価の詳細は別紙２に示す。 以上のとおり，②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが，現実的に想定すると，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから，本事故シーケンスは，炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスに該当しないと判断した。 なお，第1－7表に示すとおり，これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく，全炉心損傷頻度の約88％を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。	・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では津波防護施設及び浸水防止設備に期待した津波ＰＲＡを実施した結果，津波ＰＲＡの炉心損傷頻度が小さくなっている等，柏崎 6/7 及び東海第二に比べて全体の炉心損傷頻度が小さくなっている。島根２号炉と柏崎 6/7 号及び東海第二とで，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれない事故シーケンスの炉心損傷頻度の絶対値に大きな相違はないが，島根２号炉では全炉心損傷頻度が小さいため，上記事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合が相対的に大きくなる。このため，島根２号炉では対策が有効となる事故シーケンスの割合が小さくな

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			っている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.3　重要事故シーケンスの選定について 1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方 (1)　重要事故シーケンス選定の着眼点にもとづく整理 設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の4 つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また，シーケンスグループごとに，シーケンスと各着眼点との関係を整理し，関係が強いと考えられるものから「高」，「中」，「低」と分類して整理した。	1.3　重要事故シーケンスの選定について 1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方 (1)　重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理 設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また，事故シーケンスグループごとに，事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し，関係が強いと考えられるものから「高」，「中」，「低」と分類して整理した。	1.3　重要事故シーケンスの選定について 1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方 (1)　重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理 設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の４つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また，事故シーケンスグループごとに，事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し，関係が強いと考えられるものから「高」，「中」，「低」と分類して整理した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「基づく」と記載
【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】 a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し，炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。 d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。	【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】 ａ．共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 ｂ．炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 ｃ．炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 ｄ．事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。	【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】 ａ．共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 ｂ．炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 ｃ．炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 ｄ．事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。	
a.　共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点 本PRA では，多重化された機器の共通原因故障を考慮しており，システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。このため，原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き，緩和機能の喪失によって炉心損傷に至るシーケンスでは，共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから，これらのシーケンスについては，炉心損傷頻度への寄与が大きい場合，共通原因故障の影響ありと判断する。 系統間の機能依存性については，ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば，2 つのフロントライン系（原子炉圧力容器への注水等，事故時の基本的な安全機	ａ．共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点 本ＰＲＡでは，多重化された機器の共通原因故障を考慮しており，システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。 このため，原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き，緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは，共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから，これらのシーケンスについては炉心損傷頻度への寄与が大きい場合，共通原因故障の影響があると考えられるものの，炉心損傷頻度は着眼点ｄで考慮することから，ここでは，起因事象に着目し，系統間の依存性を有するサポート系の故障により起因事象が発生した場合を系統間の依存性ありと判断する。	ａ．共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点 本ＰＲＡでは，多重化された機器の共通原因故障を考慮しており，システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。このため，原子炉建物損傷等の炉心損傷直結事象を除き，緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは，共通原因故障が炉心損傷の原因の１つとして抽出され得ることから，これらの事故シーケンスについては，炉心損傷頻度への寄与が大きい場合，共通原因故障の影響ありと判断する。 系統間の機能依存性については，ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば，２つのフロントライン系（原子炉圧力容器への注水等，事故時の基本的な	・分析の相違 【東海第二】 島根２号炉は共通原因故障の影響を着眼点ａで考慮しているが，東

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等，フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し，それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。	【例1：高圧・低圧注水機能喪失】 サポート系喪失を起因とするシーケンスは，系統間機能依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とした。 【例2：全交流動力電源喪失】 いずれのシーケンスでも全交流動力電源喪失に至り，電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。	安全機能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等，フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し，それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。	海第二は着眼点ｄで考慮している ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は機能依存性の有無について共通のサポート系が機能喪失する場合を記載，一方，東海第二は「中」「高」等の分類の例を記載していることによる，表現の差異
b.　余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。 【例1：LOCA 時注水機能喪失】 破断口径が大きい方が，原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため，炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。	ｂ．余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。 【例1：ＬＯＣＡ時注水機能喪失】 中破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスは，破断面積が大きいことより流出流量が多く，事象進展が早いことから「高」とした。また，小破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスについては，中破断ＬＯＣＡに比べて破断面積が小さいため「低」とした。	ｂ．余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。 【例１：ＬＯＣＡ時注水機能喪失】 破断口径が大きい方が，原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため，炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は余裕時間が短くなる例を記載，一方，東海第二は「高」「低」等の分類の例を記載していることによる，表現の差異
【例2：高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（L3）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。	【例2：高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象（給水流量の全喪失）又はサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスは，事象進展が早いことから「高」とした。また，原子炉を通常停止させる手動停止／サポート系喪失（手動停止）については「低」とした。	【例２：高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（レベル３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため，過渡事象を起因とする事故シーケンスの余裕時間が短い。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はこのための後に「,」を記載
c.　設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等，設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。	ｃ．設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等，設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。	ｃ．設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等，設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【例：LOCA 時注水機能喪失(中小破断LOCA)】 中小破断LOCA 後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが，減圧に用いるSRV は十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。	【例：ＬＯＣＡ時注水機能喪失】 中破断ＬＯＣＡ及び小破断ＬＯＣＡ発生後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが，原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ＥＣＣＳより少ない。このため，低圧炉心冷却失敗を含む事故シーケンスを「高」とし，原子炉減圧失敗を含む事故シーケンスを「低」とした。	する。 【例：ＬＯＣＡ時注水機能喪失（中小破断ＬＯＣＡ）】 中小破断ＬＯＣＡ後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが，減圧に用いるＳＲＶは十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ＥＣＣＳより少ない。このため，代替となる設備容量の観点で低圧ＥＣＣＳ失敗を含む事故シーケンスが厳しいと考える。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は中破断ＬＯＣＡと小破断ＬＯＣＡを中小破断ＬＯＣＡと記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は設備容量が厳しくなる例を記載，一方，東海第二は「高」「低」等の分類の例を記載していることによる，表現の差異
d.　事故シーケンスグループ内の代表性の観点 当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして，炉心損傷頻度が大きく，事故進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし，「高」，「中」，「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。	ｄ．事故シーケンスグループ内の代表性の観点 当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして，炉心損傷頻度が高く，事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし，「高」，「中」，「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。	ｄ．事故シーケンスグループ内の代表性の観点 当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして，炉心損傷頻度が大きく，事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし，「高」，「中」，「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「事象進展」で統一（以下，同様の相違は記載を省略）
	【例：高圧・低圧注水機能喪失】 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」，事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」，1%未満のシーケンスを「低」とした。		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は着眼点ｄについて，例示は記載していない
今回の内部事象レベル1PRA，地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRA の結果のうち，シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては，炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来，各PRA は扱う事象が異なるため，結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり，結果を足し合わせて用いることの可否(比較可	今回の内部事象レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡの結果のうち，事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては，炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来，各ＰＲＡは扱う事象が異なるため，結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり，結果を足し合わせて用いるこ	今回の内部事象運転時レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ及び津波レベル１ＰＲＡの結果のうち，事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては，炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来，各ＰＲＡは扱う事象が異なるため，結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり，結果を足し	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
能性)については，PRA の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから，結果の不確かさやPRA 間の評価の精度の違いを考慮しても，炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。 ○　今回抽出された事故シーケンスについては，第1-8 表に示すとおり，結果的に，事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンス対して，概ね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため，重要事故シーケンスの選定に当たっては，その対応の厳しさに重きを置いて選定することが適切と考え，主に着眼点b 及びc によって重要事故シーケンスを選定している。これは，決定論的な評価である有効性評価においては，対応が厳しい事故シーケンスを評価することで，選定対象とした全ての事故シーケンス対しても重大事故等対処設備の有効性を確認できると考えたためである。 ○　着眼点d については，対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており，結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ，重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお，崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象レベル1PRA 及び地震レベル1PRA から抽出されたシーケンスであったが，第1-7 表に示すとおり，いずれのPRA においても，事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシーケンスである。	との可否（比較可能性）については，ＰＲＡの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから，結果の不確かさやＰＲＡ間の評価の精度の違いを考慮しても，炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。 ○今回抽出された事故シーケンスについては，第1－4表に示すとおり，結果的に，事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して，おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため，重要事故シーケンスの選定に当たっては，その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え，主に着眼点ｂ及びｃによって重要事故シーケンスを選定している。これは，決定論的な評価である有効性評価においては，対応が厳しい事故シーケンスを評価することで，選定対象とした全ての事故シーケンスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。 ○着眼点ｄについては，対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており，結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ，重要事故シーケンス選定の理由としている。なお，崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象レベル1ＰＲＡ及び地震レベル1ＰＲＡから抽出されたシーケンスであったが，第1－3表に示すとおり，いずれのＰＲＡにおいても，事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となった事故シーケンスである。	合わせて用いることの可否（比較可能性）については，ＰＲＡの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから，結果の不確かさやＰＲＡ間の評価の精度の違いを考慮しても，炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。 ○　今回抽出された事故シーケンスについては，第1－8表に示すとおり，結果的に，事故シーケンスグループ内において選定対象としたすべての事故シーケンスに対して，おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため，重要事故シーケンスの選定に当たっては，その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え，主に着眼点ｂ及びｃによって重要事故シーケンスを選定している。これは，決定論的な評価である有効性評価においては，対応が厳しい事故シーケンスを評価することで，選定対象としたすべての事故シーケンスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。 ○　着眼点ｄについては，対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており，結果的に崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループについて，重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお，崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象運転時レベル１ＰＲＡ及び地震レベル１ＰＲＡから抽出された事故シーケンスであったが，第1－7表に示すとおり，いずれのＰＲＡにおいても，事故シーケンスグループ内で最も大きい炉心損傷頻度となった事故シーケンスである。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「おいて」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「重大事故等対策」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では原子炉停止機能喪失についても着眼点ｄを重要事故シーケンス選定の理由としている（なお，原子炉停止の選定理由は柏崎刈羽 6/7 号炉と同様である） ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉において

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			は，炉心損傷頻度は「大きい」又は「小さい」で統一
(2)　同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは，基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせによって決定されるものであり，起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら，事故シーケンスへの対策の観点では，同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも，喪失した機能の機能喪失の原因が異なる場合，有効な対策が異なることがある。	(2)　同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは，基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり，起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら，事故シーケンスへの対策の観点では，同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも，喪失した機能の喪失原因が異なる場合，有効な対策が異なることがある。	(2)　同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは，基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり，起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら，事故シーケンスへの対策の観点では，同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも，機能喪失の原因が異なる場合，有効な対策が異なることがある。	・記載の適正化 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，「機能喪失の原因」と記載
具体的には，高圧・低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失がこれに該当すると考える。これらについては，内部事象又は地震を原因として各機能の喪失が生じる場合と，津波による浸水によって各機能の喪失が生じる場合がある。内部事象及び地震を原因とする場合は，重大事故等対処設備により，喪失した機能を代替することが有効と考えられる。 一方，津波を原因とする場合について，今回評価対象としたプラント状態においては，地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると，浸水防止対策が最も有効であり，これにより機能喪失の原因自体を取り除くことができる。	具体的には，全交流動力電源喪失がこれに該当するが，同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを1つの事故シーケンスグループとし，細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。	具体的には，全交流動力電源喪失がこれに該当するが，同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを１つの事故シーケンスグループとし，細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから，「高圧・低圧注水機能喪失」に津波を起因とする事故シーケンスは含まれない
これらの対策の観点での相違も踏まえ，今回は重大事故等対処設備の有効性を評価するに当たって適切と考えられるシーケンスを選定した。各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の 1.3.2 項に示す。	各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。	各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の「1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果」に示す。	
1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果 1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ，同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には，事故進展が早いもの等，より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また，「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたた	1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果 1.3.1項の選定の着眼点を踏まえ，同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には，事象進展が早いもの等，より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また，「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なる事故シーケンスが抽出さ	1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果 「1.3.1　重要事故シーケンス選定の考え方」の選定の着眼点を踏まえ，同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には，事象進展が早いもの等，より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また，「(3)　全交流動力電源喪失」では機能喪	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
め，4 つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8 表に示す。	れたが，原子炉圧力，余裕時間及び対応する炉心損傷防止対策の類似性を考慮し，3つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1－4表及び以下に示す。	失の状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため，４つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については，第1－8表に示す。	・分類の相違 【東海第二】 島根２号炉は全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループは機能喪失の状況の観点から４つの事故シーケンスグループに細分化し，それぞれ重要事故シーケンスを選定している
(1)　高圧・低圧注水機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」	*【以下，島根２号炉の構成に合わせて東海第二の記載順序を入れ替えている】* (1)　高圧・低圧注水機能喪失 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⅰ）　事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（ＬＯＣＡを除く。）の発生後，高圧注水機能が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替注水手段による原子炉注水等が	(1)　高圧・低圧注水機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は第1－4表に記載している事故シーケンス等の内容を本文にも記載している（以下，同様の相違は記載を省略）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	考えられる。		
②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・低圧代替注水系（常設）（復水補給水系）	iii）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・低圧原子炉代替注水系（常設）	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は有効性評価で主に考慮している炉心損傷防止対策を記載。一方，東海第二は第1－4表に記載している炉心損傷防止対策を全て記載（以下，同様の相違は記載を省略） ・設備名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以下，同様の相違は記載を省略） ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし，記載していない
③　選定理由 本事故シーケンスグループには津波に伴って生じる事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑩）が含まれている。いずれも炉心損傷頻度への寄与割合が高く，着眼点ｄでは「高」又は「中」に分類されるが，今回評価対象としたプラント状態においては，地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると，その対策は建屋内止水等の止水対策であり，事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため，これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスとして選定していない。	v）　選定理由	③　選定理由	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから，「高圧・低圧注水機能喪失」には津波を起因とする事故シーケンスは含まれな

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			い
このため，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥）から，着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。	過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスは，事象進展が早いため，余裕時間の観点で厳しい。また，逃がし安全弁の再閉鎖に成功する事故シーケンスは，低圧の代替注水機能に期待する場合には，逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスに比べて，逃がし安全弁の設備容量の観点で厳しい。さらに，代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。	本事故シーケンスグループには，事故シーケンス（第 1－8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥）から，着眼点「高」が最も多い事故シーケンス（第 1－8 表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。	
なお，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥）は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥）に対して包絡性を有しているものと考える。	なお，本事故シーケンス含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がないため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，原子炉減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない①の事故シーケンスは，②～⑥の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。	なお，事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①～⑥）は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，ＳＲＶ再閉失敗を含まない事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）は，事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの②～⑥）に対して包絡性を有しているものと考える。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は高圧・低圧注水機能喪失に津波を起因とする事故シーケンスは含まれていないので，津波と対比させる「ランダム故障と地震に伴って生じる事故シーケンス」という表現はせず，「本事故シーケンスグループ」の記載に統一している
(2)　高圧注水・減圧機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」	(2)　高圧注水・減圧機能喪失 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ⅰ）　事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ②手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ③サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴	(2)　高圧注水・減圧機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（ＬＯＣＡを除く。）の発生後，高圧注水機能が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，代替減圧手段により原子炉を減圧し，低圧ＥＣＣＳによる原子炉冷却等が考えられる。		
②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・代替自動減圧ロジック	iii）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・低圧炉心スプレイ系 ・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・代替自動減圧機能 ・残留熱除去系（低圧注水モード）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，炉心損傷防止対策として注水手段について記載している
③　選定理由 着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。	v）　選定理由 過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスは，事象進展が早いため，余裕時間の観点及び原子炉減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。また，代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。	③　選定理由 着眼点「高」が最も多い事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「高」の数だけで選定できたため，「中」については記載していない
なお，本事故シーケンスグループは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は，本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンスに対して（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥）に対して包絡性を有しているものと考える。	なお，本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がないため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは，②及び③の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。	なお，本事故シーケンスグループは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）は，本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの②～③）に対して包絡性を有しているものと考える。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，ＳＲＶ１個の開放により原子炉が減圧されるため，本事故シーケンスグループにはＳＲＶの再閉鎖失敗を含む事故シーケンスは含まれない
(3)　全交流動力電源喪失 本事故シーケンスグループからは，機能喪失の状況が異な	(3)　全交流動力電源喪失 本事故シーケンスグループからは，機能喪失の状況が異な	(3)　全交流動力電源喪失 本事故シーケンスグループからは，機能喪失の状況が異な	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
るシーケンスが抽出されたため，4 つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。4 つの事故シーケンスは，PRA から抽出された電源喪失の事故シーケンスである，長期TB，TBD，TBP 及びTBU と一致することから，この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。	る4つの事故シーケンスが抽出されたが，原子炉圧力，余裕時間及び対応する主な炉心損傷防止対策の類似性に着目して事故シーケンスグループを以下の3つに細分化した。 ①長期ＴＢ ②ＴＢＤ，ＴＢＵ ③ＴＢＰ なお，ＴＢＵは，外部電源喪失の発生後，非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却にも失敗する事故シーケンスである。また，ＴＢＤは，外部電源喪失の発生後，区分Ⅰ及び区分Ⅱの直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，高圧炉心スプレイ系にも失敗することで全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスである。ＴＢＵにおいては直流電源が健全であるため，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の計装設備は健全である。一方，ＴＢＤにおいては区分Ⅰ及び区分Ⅱの直流電源の喪失により設計基準事故対処設備の計装設備が機能喪失するが，直流電源は重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備が健全であり，重大事故等対処設備の計装設備は緊急用直流母線から給電されるため，直流電源及び計装設備の機能は維持される。また，ＴＢＤ，ＴＢＵはいずれも事象発生初期に高圧注水機能が喪失する事故シーケンスであること，及び主な炉心損傷防止対策はいずれも高圧代替注水系であることから，1つの事故シーケンスグループとした。	る事故シーケンスが抽出されたため，４つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。４つの事故シーケンスは，ＰＲＡから抽出された電源喪失の事故シーケンスである，長期ＴＢ，ＴＢＤ，ＴＢＰ及びＴＢＵと一致することから，この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。	・分類の相違 【東海第二】 東海第二はＴＢＵとＴＢＤをまとめて１つの事故シーケンスグループとして記載
また，第 1-4 図に示すとおり，各重要事故シーケンスに対し，地震 PRA からは，全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが，全交流動力電源喪失時には，最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため，地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については，電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ，設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。ただし，設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧		また，第1－4図に示すとおり，各重要事故シーケンスに対し，地震レベル１ＰＲＡからは，全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが，全交流動力電源喪失時には，最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため，地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については，電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられ，設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段は少なくなる。ただし，設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合におい	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，地震ＰＲＡから抽出される全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の取扱いについて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
力逃がし装置による除熱が可能であり，交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には，これに加えて代替原子炉補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し，重要事故シーケンスには，設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。		ても格納容器フィルタベント系による除熱が可能であり，交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には，これに加えて原子炉補機代替冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し，重要事故シーケンスには，設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。	
a)　長期TB ①　重要事故シーケンス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」	(3－1) 長期ＴＢ ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ⅰ）　事故シーケンス ①外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ②サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するが，蓄電池の直流電源供給能力が枯渇すると原子炉隔離時冷却系が停止することで炉心の冷却が維持できなくなり，原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。	ａ．長期ＴＢ ①　重要事故シーケンス 「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「ａ．」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
②　主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・原子炉隔離時冷却系(所内蓄電式直流電源設備の 24 時間確保) ・格納容器圧力逃がし装置	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の有効性評価では，低圧原子炉代替注水系（可搬型）や格納容器代替スプレ

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③　選定理由 シーケンスとしては1 種類のみ(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。	v）　選定理由 いずれの事故シーケンスも，蓄電池枯渇による原子炉隔離時冷却系停止後の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差はない。このため，事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスについては，起因事象の発生により給復水系が停止するため原子炉水位の低下が早いことから，余裕時間及び設備容量の観点で厳しい。また，代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。 なお，本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため，①の事故シーケンスは，②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。	③　選定理由 事故シーケンスとしては１種類のみ（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）抽出されたことからこれを選定した。	イ系（可搬型）等を考慮している ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は本事故シーケンスグループに対する有効性評価の対策として，格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）を記載（以下，同様の相違は記載を省略）
b)　TBU ①　重要事故シーケンス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)＋RCIC 失敗(RCIC 本体の機能喪失)」	(3－2)　ＴＢＤ，ＴＢＵ iv）　選定した重要事故シーケンス ③外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＤ） ｉ）　事故シーケンス	b．ＴＢＵ ①　重要事故シーケンス 「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗」	・分類の相違 【東海第二】 東海第二はＴＢＵとＴＢＤをまとめて１つの事故シーケンスグループとして記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	③外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＤ） ④外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＵ） ⑤サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＵ） ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，直流電源又は非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却も失敗することにより，原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，代替直流電源供給手段による代替高圧代替注水手段又は原子炉減圧後の代替低圧代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。		
②　主な炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・格納容器圧力逃がし装置	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・高圧代替注水系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・高圧原子炉代替注水系 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の有効性評価では，低圧原子炉代替注水系（可搬型）や格納容器代替スプレイ系（可搬型）等を考慮している
③　選定理由 シーケンスとしては1 種類のみ(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。	ⅴ）　選定理由 いずれの事故シーケンスも全交流動力電源が喪失しているため，共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また，余裕時間及び設備容量の観点からは，いずれの事故シーケンスも事象進展の早さには差異はないものの，直流電源が喪失する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流電源を緊急用125V系蓄電池から給電するための直流電源の切替操作が必要となり，代替直流電源の必要容量も大きくなるため，直流電源が喪失する事故シーケンスの方が厳しい。さらに，代表性の	③　選定理由 事故シーケンスとしては１種類のみ（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）抽出されたことからこれを選定した。	・解析結果の相違 【東海第二】 島根２号炉は抽出された事故シーケンスが１つであることから，それを重要事故シーケンスとして選定した旨を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	観点からは，③の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，③の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。有効性評価においては，④及び⑤の事故シーケンスを包含する条件として，原子炉隔離時冷却系及び非常用ディーゼル発電機の本体故障を想定する。 なお，本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異はなく，③の事故シーケンスは緊急用125V系蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから，④及び⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。		
c)　TBP ①　重要事故シーケンス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)＋SRV 再閉失敗」	(3－3)ＴＢＰ ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ⑥外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗 ⅰ）　事故シーケンス ⑥外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗 ⑦サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系は作動するものの，逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで，原子炉隔離時冷却系も機能喪失し，原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。	ｃ．ＴＢＰ ①　重要事故シーケンス 「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」	
②　主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・低圧代替注水系(可搬型) ・格納容器圧力逃がし装置	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・原子炉隔離時冷却系（動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間） ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型）	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・原子炉隔離時冷却系（動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間） ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	・残留熱除去系（格納容器冷却モード）	【柏崎 6/7】 島根２号炉の有効性評価では，格納容器代替スプレイ系（可搬型）等を考慮している
③　選定理由 シーケンスとしては1 種類のみ(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。	ⅴ）　選定理由 いずれの事故シーケンスも，原子炉圧力の低下による原子炉隔離時冷却系停止後の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差はない。このため，事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスについては，起因事象の発生により給復水系が停止するため原子炉水位の低下が早いことから，余裕時間及び設備容量の観点で厳しい。また，代表性の観点からは⑥の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，⑥の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。 なお，本事故シーケンスに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため，⑥の事故シーケンスは，⑦の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。	③　選定理由 事故シーケンスとしては１種類のみ（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）抽出されたことからこれを選定した。	・解析結果の相違 【東海第二】 島根２号炉は抽出された事故シーケンスが１つであることから，それを重要事故シーケンスとして選定した旨を記載
d)　TBD ①　重要事故シーケンス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)＋直流電源喪失」 ②　炉心損傷防止対策 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・格納容器圧力逃がし装置		ｄ．ＴＢＤ ①　重要事故シーケンス 「外部電源喪失＋直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」 ②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・高圧原子炉代替注水系 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）	・分類の相違 【東海第二】 東海第二はＴＢＵとＴＢＤをまとめて１つの事故シーケンスグループとして記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の有効性評価では，低圧原子炉代替注水系（可搬型）や格納容器代替スプレイ系（可搬型）等での注水を考慮している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③　選定理由 本事故シーケンスグループには2 つの事故シーケンス（第1-8 表の本事故シーケンスグループの①，②）が含まれている。 しかしながら，浸水による電源設備の機能喪失を含む事故シーケンス（第1-8 表の本事故シーケンスグループの②）は津波PRA から抽出されたシーケンスであり，頻度の観点で支配的であるものの，今回評価対象としたプラント状態においては，地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると，その対策は建屋内止水等の止水対策であり，事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断した。 以上より，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失）＋直流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定した。		③　選定理由 事故シーケンスとしては１種類のみ（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）抽出されたことからこれを選定した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから，「ＴＢＤ」には津波を起因とする事故シーケンスは含まれない
(4) 崩壊熱除去機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」（炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮）	(4)　崩壊熱除去機能喪失 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①過渡事象＋ＲＨＲ失敗（炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については、残留熱除去系の機能喪失又は残留熱除去系海水系の機能喪失を考慮） ｉ）　事故シーケンス ①過渡事象＋ＲＨＲ失敗 ②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗 ③外部電源喪失＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功） ④外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功） ⑤外部電源喪失＋直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功） ⑥手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋ＲＨＲ失敗 ⑦手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗 ⑧サポート系喪失（自動停止）＋ＲＨＲ失敗	(4)　崩壊熱除去機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」（炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却系の機能喪失を考慮）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	⑨サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗 ⑩サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功） ⑪サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功） ⑫小破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗 ⑬中破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗 ⑭大破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，炉心冷却には成功するが，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷前に格納容器が破損し，その後，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，代替除熱手段による格納容器除熱等が考えられる。		
②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） a．残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合 ・格納容器圧力逃がし装置 b．原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合 ・代替原子炉補機冷却系	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 機能喪失した崩壊熱除去機能に対する代替除熱手段として，ＲＨＲ故障時及び取水機能喪失時の状況を想定し，それぞれ以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。 【ＲＨＲ故障時】 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 【取水機能喪失時】 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） a．残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合 ・格納容器フィルタベント系 b．原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合 ・原子炉補機代替冷却系	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし，記載していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③　選定理由 本事故シーケンスグループには LOCA に伴う事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑨）が含まれており，いずれも格納容器圧力の上昇が早く，圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから，着眼点ｂ 及びｃ では「高」に分類されるが，これらは LOCA から派生したシーケンスである。LOCA を起因とするシーケンスについては，崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めてほかのシーケンスグループで評価することから，これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。	・低圧代替注水系（常設） ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ｖ）　選定理由 いずれの事故シーケンスも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差異はない。このため，炉心冷却に成功する事故シーケンスグループではあるものの，事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。原子炉水位の低下が早い過渡事象（給水流量の全喪失），サポート系喪失（自動停止）又はＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスは，余裕時間の観点で厳しい。また，事象初期の事象進展が早く余裕時間が短い場合，崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。さらに，低圧の代替注水手段に期待する場合，逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは，注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため，逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が厳しくなる。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。 なお，ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスについては，ＬＯＣＡ時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において，代替除熱手段に係る重大事故等対策の有効性を含めて確認する。 また，本事故シーケンスグループには非常用交流電源	③　選定理由 本事故シーケンスグループにはＬＯＣＡに伴う事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの⑬～⑱）が含まれており，いずれも格納容器圧力の上昇が早く，圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから，着眼点ｂ及びｃでは「高」に分類されるが，これらはＬＯＣＡから派生した事故シーケンスである。ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスについては，崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めてＬＯＣＡ時注水機能喪失で評価することから，これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。 また，事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグ	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス数の相違 ・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	の喪失により崩壊熱除去機能が喪失している事故シーケンスが含まれるものの，主要な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とする場合，有効と考えられる対策に差異がないため，過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは，②～⑭の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える（別紙4）。	ループの⑲～㉑）は炉心冷却に成功した後，原子炉格納容器の除熱手段を必要とする点で事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）と類似している。格納容器フィルタベント系は系統構成に必要な弁の駆動電源を喪失した場合でも手動操作により対応可能であり，外部電源及び非常用電源が喪失しているＴＢＷシーケンスにおいても有効である。以上から事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの⑲～㉑）は事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）に包絡される。	【柏崎 6/7】 島根２号炉は，非常用電源が喪失しているＴＢＷシーケンスの扱いについて記載した ・記載表現の相違 【東海第二】 非常用電源が喪失しているＴＢＷシーケンスの扱いについて 記載表現は異なるが内容は同等
このため，このほかの事故シーケンスから，着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。 なお，LOCA を起因としない事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥）は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は，LOCA を起因としない事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥）に対して包絡性を有しているものと考える。		このため，このほかの事故シーケンスから，着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多い事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。 なお，ＬＯＣＡを起因としない事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①～⑫及び⑲～㉑）は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，炉心損傷頻度が高く，当該事故シーケンスグループの特徴を有していると考えられる，ＳＲＶ再閉失敗を含まない事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）は，ＬＯＣＡを起因としない事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①～⑫及び⑲～㉑）に対して包絡性を有しているものと考える。（別紙４）	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス数の相違
(5)　原子炉停止機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋原子炉停止失敗」	(5)　原子炉停止機能喪失 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①過渡事象＋原子炉停止失敗 ⅰ）　事故シーケンス ①過渡事象＋原子炉停止失敗 ②サポート系喪失（自動停止）＋原子炉停止失敗 ③小破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗 ④中破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗 ⑤大破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗	(5)　原子炉停止機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「過渡事象＋原子炉停止失敗」	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能を喪失し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替原子炉停止手段による原子炉停止等が考えられる。		
②　炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ・ほう酸水注入系	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系	・設備名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
③　選定理由 着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。	ⅴ）　選定理由 過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）に起因する事故シーケンスは，原子炉圧力の上昇が早く，反応度印加の観点で厳しい事象であり，事象進展が早く余裕時間が短く，反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなる。代表性の観点から，①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。	③　選定理由 着眼点「高」の数が最も多い事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）を選定した。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は後段で記載しており，実質的な差異はない
なお，本事故シーケンスグループでは，過渡事象を起因とする事故シーケンスとLOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては，重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており，これに期待する場合，LOCA を起因とする事故シーケンス(第1-8 表の本事故シーケンスグループの②～④)の事象進展はLOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また，LOCA を起因とする場合，水位低下の観点では厳しいものの，水位低下及びLOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇し，負の反応度が投入されると考えられることから，事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)が厳	なお，本事故シーケンスグループでは，過渡事象を起因とする事故シーケンスとＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては，重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており，これに期待する場合，ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスの事象進展はＬＯＣＡ時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。 また，ＬＯＣＡを起因とする場合，水位低下の観点では厳しいものの，水位低下及びＬＯＣＡに伴う減圧によってボイド率が上昇し，負の反応度が投入されると考えられることから，事象発生後の反応度印加に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンスの方が厳しいと考えられる。さらに，ＬＯＣＡを起因として	なお，本事故シーケンスグループでは，過渡事象を起因とする事故シーケンスとＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては，重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており，これに期待する場合，ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの②～④）の事象進展はＬＯＣＡ時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また，ＬＯＣＡを起因とする場合，水位低下の観点では厳しいものの，水位低下及びＬＯＣＡに伴う減圧によってボイド率が上昇し，負の反応度が投入されると考えられることから，事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグル	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，反応

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
しいと考えられる。 また，本事故シーケンスグループでは，ECCS が確保されているシーケンスが抽出されていることから，水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため，反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であると考える。更に，LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-13}/炉年未満であり，ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえると，反応度制御の観点で厳しい，過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は，本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものと考える。	原子炉停止に失敗する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-10}／炉年未満であり極めて小さい。そのため，反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする①の事故シーケンスは，本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものと考える。	ープの①）の方が厳しいと考えられる。 本事故シーケンスグループでは，ＥＣＣＳが確保されている事故シーケンスが抽出されていることから，水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため，反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であると考える。さらに，ＬＯＣＡと原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-12}／炉年未満であり，極めて小さい。これらを踏まえると，反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①）は，本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものと考える。	度「投入」と記載 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 運転時レベル１ＰＲＡの相違により炉心損傷頻度が異なっている
(6)　LOCA 時注水機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「中破断LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧ECCS 注水失敗」	(6)　ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ③中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⅰ）　事故シーケンス ①小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ②小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ③中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ④中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，小破断ＬＯＣＡ又は中破断ＬＯＣＡの発生後，高圧注水機能の喪失に加え，低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。	(6)　ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ①　重要事故シーケンス 「冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」	
②　炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・手動減圧	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・手動減圧	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・ＳＲＶの手動操作	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	・低圧原子炉代替注水系（常設）	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし，記載していない
③　選定理由 着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③)を選定した。なお，LOCA に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～④)は，配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では，中破断 LOCA の方が水位の低下が早く，厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では，原子炉減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含むシーケンスが厳しいと考える。これらのことから，配管破断規模が大きく，低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③)は，本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	ｖ）　選定理由 中破断ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスは，小破断ＬＯＣＡに比べて破断面積が大きいことにより流出流量が多く，事象進展が早いため，余裕時間の観点で厳しい。また，設備容量の観点では，原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが，低圧の代替注水設備の設備容量は低圧ＥＣＣＳより少ないため，低圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの方が厳しい。代表性の観点からは，③の事故シーケンスの炉心損傷頻度が高い。 以上より，③の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。 なお，本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため，重要事故シーケンスとして選定した③の事故シーケンスは，①，②，④の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	③　選定理由 着眼点「高」の数が最も多い事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの③）を選定した。なお，ＬＯＣＡに伴って生じる事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの①～④）は，配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では，中破断ＬＯＣＡの方が水位の低下が早く，厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では，原子炉減圧に用いるＳＲＶは十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ＥＣＣＳより少ない。このため，代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含む事故シーケンスが厳しいと考える。これらのことから，配管破断規模が大きく，低圧注水機能喪失を含む事故シーケンス（第1－8表の本事故シーケンスグループの③）は，本事故シーケンスグループの他の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，「他」と記載
また，(4)の崩壊熱除去機能喪失においても LOCA を含む事故シーケンス(第 1-8 表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて，重要事故シーケンスによる包絡性を考えると，重要事故シーケンスに低圧 ECCS 注水失敗が含まれており，低圧 ECCS の機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから，本重要事故シーケンスでは，原子炉格納容器除熱	また，「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおいてもＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスが抽出されている。これについて，重要事故シーケンスによる包絡性を考えると，低圧炉心冷却失敗の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定することにより，崩壊熱除去機能喪失に関する重大事故等対策の有効性についても評価することとなる。このことから，選定した重要事故シーケンスは「崩壊熱除去機能喪失」の事故シー	また，「(4)　崩壊熱除去機能喪失」においてもＬＯＣＡを含む事故シーケンス（第1－8表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑬～⑱）が抽出されている。これについて，重要事故シーケンスによる包絡性を考えると，重要事故シーケンスに低圧注水失敗が含まれており，低圧ＥＣＣＳの機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないことをほぼ包絡していることから，本重要事故シーケンスでは，原子炉格納容	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス数の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は残留熱

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから，本重要事故シーケンスは，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	ケンスグループにおけるＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	器除熱機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから，本重要事故シーケンスは，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。	除去系以外の低圧ＥＣＣＳであるＬＰＣＳ等もあるため，低圧ＥＣＣＳの機能喪失は残留熱除去系と同義ではなく包絡という記載をしている ・記載表現の相違 【東海第二】 重要事故シーケンスの包絡性について記載表現は異なるが内容は同等
(7)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） ①　重要事故シーケンス 「ISLOCA」	(7)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①インターフェイスシステムＬＯＣＡ ⅰ）　事故シーケンス ①インターフェイスシステムＬＯＣＡ ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生後，破損箇所の隔離に失敗し，格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，破損系統の隔離及び破損系統を除くＥＣＣＳによる原子炉注水等が考えられる。	(7)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） ①　重要事故シーケンス 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」	
②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・高圧炉心注水系	ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	②　炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・ＳＲＶの手動操作 ・高圧炉心スプレイ系	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉においては，インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生下において，系外漏

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③　選定理由 シーケンスとしては1 種類のみ(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。	ⅴ）　選定理由 抽出した事故シーケンスが1つであることから，①を重要事故シーケンスとして選定した。 (8)　津波浸水による最終ヒートシンク喪失 ⅰ）　事故シーケンス ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失） ②最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ③最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗 ④最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ⅱ）　事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは，防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水し，最終ヒートシンクが喪失することにより，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，津波防護対策等が考えられる。 ⅲ）　有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ⅳ）　選定した重要事故シーケンス ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失） ⅴ）　選定理由 共通原因故障・系統間機能依存性の観点では，原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスが厳しい。余裕時間の観点では，事象発生初期に原子炉への注水に	③　選定理由 事故シーケンスとしては１種類のみ（第 1－8 表の本事故シーケンスグループの①）抽出されたことからこれを選定した。	えいを抑制するためＳＲＶの手動操作を行うことを記載 ・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二は新たに追加した「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンス選定について記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	失敗する事故シーケンスが厳しい。設備容量の観点では，原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスは津波防護対策が広範囲に要求される。代表性の観点からは②の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。 なお，有効と考えられる主な対策に差異がないため，①の事故シーケンスは②～④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものと考える。		
なお，各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。（別紙4）	なお，各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度に対する寄与割合の観点で分析した結果，主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した（別紙6）。	なお，各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度に対する寄与割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。（別紙５）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 別紙５に示すカットセットは内部事象を対象としているため，島根２号炉は「内部事象を起因とする」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は別紙５で用いている用語と整合させ，「寄与割合」としている
また，地震又は津波レベル1PRA から抽出される事故シーケンスは，地震又は津波によって起因事象が引き起こされるものの，起因事象の後のシーケンスは緩和系の成功・失敗（地震又は津波によって起因事象発生と同じタイミングで機能喪失している場合を含む）の分岐によって決定されることから，整理される事故シーケンスグループは内部事象PRA で抽出される事故シーケンスグループと同等となる。内部事象では喪失時の炉心損傷頻度への影響の大きな機器・系統等の信頼性向上や系統機能を代替する設備の設置が対策となるが，外部事象では内部事象の対策に加えて外部事象への対策（津波に対する止水対策等）も挙げられる。外部事象自体による損傷（起因事象）の発	また，各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても，地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した（別紙7）。	また，各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても，地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。（別紙６）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除き，炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
生防止対策を実施することによっても当該事故シーケンスの発生頻度は低下すること，及び，地震又は津波によって起因事象が発生した場合であってもその後の対応は内部事象による事故シーケンスに対する有効性評価で代表できることから，地震又は津波レベル1PRA から抽出された事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定していない。（別紙5）			島根２号炉は，津波ＰＲＡにおいて防波壁等の止水対策を考慮したため，止水対策による事故シーケンスの発生頻度低下について記載していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

第 1-1 表 PRA の対象とした主な設備・系統

系統設備	概要
原子炉停止に関する機能	
スクラム系 原子炉緊急停止系 制御棒及び制御棒駆動系	 2 out of 4 論理回路 制御棒 205 本
ほう酸水注入系	系統数 1　電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m^3/h/台
炉心冷却に関する機能	
高圧炉心注水系(HPCF)	系統数 2　電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m^3/h/台～約 730 m^3/h/台
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	系統数 1　タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m^3/h/台
自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁(SRV)8 弁 容量約 380 t/h/個
低圧注水系	系統数 3　電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m^3/h/台
放射性物質の閉じ込めに関する機能	
残留熱除去系(RHR)	系統数 3　電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m^3/h/台
安全機能のサポートに関する機能	
原子炉補機冷却水系	系統数 3　電動ポンプ 6 台(2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m^3/h/台(A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m^3/h/台, 7 号炉約 800 m^3/h/台)
原子炉補機冷却海水系	系統数 3　電動ポンプ 6 台(2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m^3/h/台(A/B/C 系)
非常用ディーゼル発電機(D/G)	台数 3　発電容量約 6,250 kVA/台
直流電源設備	系統数(125 V)4　蓄電池 4 組

第 1－1 表　ＰＲＡの対象とした主な設備・系統

系統設備	概要
原子炉停止に関する機能	
原子炉停止系 制御棒及び制御棒 駆動系	制御棒 137 本
原子炉保護系	1 out of 2×2 論理回路
炉心冷却に関する機能	
高圧炉心スプレイ系	系列数１　電動ポンプ１台 ポンプ容量約 320m^3/h～約 1050m^3/h
原子炉隔離時冷却系	系列数１　タービン駆動ポンプ１台 ポンプ容量約 100m^3/h
自動減圧系	自動減圧機能付ＳＲＶ６個 容量約 400t/h/個
低圧炉心スプレイ系	系列数１　電動ポンプ１台 ポンプ容量約 1,050m^3/h
低圧注水系	系列数３　電動ポンプ３台 ポンプ容量約 1,200m^3/h/台
崩壊熱除去に関する機能	
残留熱除去系	系列数２　電動ポンプ２台 ポンプ容量約 1200m^3/h/台
安全機能のサポートに関する機能	
原子炉補機冷却系	系列数２　電動ポンプ４台（２台/系列） ポンプ容量約 1,700m^3/h/台
原子炉補機海水系	系列数２　電動ポンプ４台（２台/系列） ポンプ容量約 2,000m^3/h/台
高圧炉心スプレイ系 補機冷却系	系列数１　電動ポンプ１台 ポンプ容量約 240m^3/h
高圧炉心スプレイ系 補機海水系	系列数１　電動ポンプ１台 ポンプ容量約 340m^3/h
非常用ディーゼル 発電機	台数２ 発電容量約 7,300kVA/台
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	台数１ 発電容量約 4,000kVA
直流電源設備	系列数（115V）２　所内蓄電池２組 系列数（230V）１　所内蓄電池１組 系列数（115V）１　高圧炉心スプレイ系蓄電池１組

備考

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉はＰＲＡの対象とした主な設備，系統を記載

・設備の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉の主な設備・系統について記載した

第 1-2 表 内部事象運転時レベル 1PRA における起因事象と発生頻度

起因事象		発生頻度(/炉年)	説明
過渡変化	非隔離事象※1	1.7×10^{-1}	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから，いずれも事象初期から継続して給復水系が利用可能。
	隔離事象※2	2.7×10^{-2}	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり，原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には給復水系が利用できるが，水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため，給復水系の運転継続に支障が生ずる。
	全給水喪失	1.0×10^{-2}	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり，原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象初期には給復水系が利用できない。
	水位低下事象※3	2.7×10^{-2}	タービンからの給水流量が減少し，原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失までには至らないため，機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能。
	RPS 誤動作等	5.5×10^{-2}	原子炉緊急停止系(RPS)の誤動作が起因となっている事象や，制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象。事象初期で原子炉が隔離されないため，給復水系が利用可能。
	外部電源喪失	4.2×10^{-3}	外部電源が喪失する事象であり，事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
	逃し安全弁誤開放	1.0×10^{-3}	原子炉運転中に SRV が誤開放する事象であり，原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下等は給水系により収束可能であるが，これに失敗する場合等では，より厳しい過渡変化に移行する。
通常停止	通常停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか，機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止。
従属性を有する起因事象	交流電源故障(非常用)	1.5×10^{-1}	当該設備が機能喪失した場合に，広範な緩和設備が合わせて機能喪失に至るサポート系故障等を，従属性を有する起因事象として摘出。
	直流電源故障	2.8×10^{-1}	
	原子炉補機冷却系故障	7.2×10^{-1}	
	タービン補機冷却系故障	7.2×10^{-1}	
原子炉冷却材喪失(LOCA)	・大破断 LOCA	2.0×10^{-5}	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり，SRV による減圧操作なしに低圧注水系により，事象緩和が可能。
	・中破断 LOCA	2.0×10^{-4}	事象発生後短期間では原子炉の減圧に至らないが，長期間では減圧する規模の LOCA。
	・小破断 LOCA	3.0×10^{-4}	原子炉隔離時冷却系により事象緩和が可能な LOCA。
格納容器バイパス事象	ISLOCA	[redacted]	隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかることでこれが破損し，原子炉冷却材が原子炉格納容器外で流出する事象。

※1 発電機負荷遮断等によりタービンがトリップする事象(原子炉圧力容器は隔離されない)
※2 主蒸気隔離弁閉信号等により主蒸気隔離弁が閉鎖する事象(原子炉圧力容器は隔離される)
※3 給水制御系の故障等によりタービンからの給水流量が減少し，原子炉水位が低下する事象

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20 版)

第1－2表 内部事象運転時レベル１ＰＲＡにおける起因事象と発生頻度

起因事象		発生頻度(／炉年)	説明
過渡事象	非隔離事象※1	1.6E-01	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービン・バイパス弁は正常に作動する事象であることから，いずれも事象初期から継続して復水・給水系※4が利用可能。
	隔離事象※2	2.5E-02	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり，原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には復水・給水系が利用できるが，水源である復水器のホットウェルが隔離されるため，復水・給水系※4の運転継続に支障が生じる。
	全給水喪失	9.5E-03	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり，原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象初期には復水・給水系※4が利用できない。
	水位低下事象※3	2.5E-02	タービンからの給水流量が減少し，原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失までには至らないため，機能は低下しているが事象の初期にも復水・給水系※4は利用可能。
	原子炉保護系誤動作等	7.4E-02	原子炉保護系の誤動作が起因となっている事象や，制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象。事象初期で原子炉が隔離されないため，復水・給水系※4が利用可能。
	ＳＲＶ誤開放	9.5E-04	原子炉運転中にＳＲＶが誤開放する事象であり，原子炉冷却材（蒸気）の流出を伴う。原子炉水位の低下等は復水・給水系※4により収束可能であるが，これに失敗する場合等では，より厳しい過渡事象に移行する。
外部電源喪失	外部電源喪失	3.8E-03	外部電源が喪失する事象であり，事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
手動停止	手動停止	1.7	定期事業者検査等前もって計画されているプラント停止のほか，機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止。
サポート系喪失（従属性を有する起因事象）	交流電源喪失（非常用）	1.4E-04	当該設備が機能喪失した場合に，広範な緩和設備が併せて機能喪失に至るサポート系故障等を，従属性を有する起因事象として抽出。
	直流電源喪失（非常用）	2.6E-04	
	原子炉補機冷却系故障	6.6E-04	
	タービンサポート系故障	6.6E-04	
原子炉冷却材喪失（ＬＯＣＡ）	大破断ＬＯＣＡ	2.0E-05	原子炉が減圧状態になる規模のＬＯＣＡであり，ＳＲＶによる原子炉減圧操作なしに低圧注水系による事象緩和が可能。
	中破断ＬＯＣＡ	2.0E-04	事象発生後短期間では原子炉の減圧に至らないが，長時間では減圧する規模のＬＯＣＡ。
	小破断ＬＯＣＡ	3.0E-04	原子炉隔離時冷却系により事象緩和が可能なＬＯＣＡ。
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	8.1E-08	隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかることでこれが破損し，原子炉冷却材が原子炉格納容器外で流出する事象。

※1 発電機負荷遮断等によりタービンがトリップする事象（原子炉圧力容器は隔離されない）。
※2 主蒸気隔離弁閉信号等により主蒸気隔離弁が閉鎖する事象（原子炉圧力容器は隔離される）。
※3 給水制御系の故障等により給水流量が減少し，原子炉水位が低下する事象。
※4 内部事象運転時レベルＩＰＲＡでは復水・給水系は手動停止時のみ期待しており，過渡事象等では緩和設備として期待していない。

島根原子力発電所 2号炉

東海第二発電所 (2018.9.12 版)

備考

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉はＰＲＡにおける起因事象と発生頻度を記載
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
内部事象運転時レベル１ＰＲＡの起因事象発生頻度が異なる（収集期間の相違のため）
島根２号炉は，今回の内部事象運転時レベル１ＰＲＡでは，手動停止時のみ給復水系に期待している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第 1-3 表 地震レベル 1PRA における起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度(/年)	
	6 号炉	7 号炉
建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)	3.6×10^{-6}	3.8×10^{-6}
建屋・構築物(原子炉圧力容器，原子炉格納容器)の損傷（原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷）	1.2×10^{-6}	8.9×10^{-7}
格納容器バイパス	9.6×10^{-7}	1.2×10^{-7}
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0×10^{-6}	7.8×10^{-7}
計測・制御系喪失	1.9×10^{-7}	6.9×10^{-8}
直流電源喪失	1.3×10^{-7}	6.0×10^{-8}
全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系損傷)	1.7×10^{-6}	3.8×10^{-6}
全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機損傷)	2.0×10^{-7}	2.7×10^{-7}
外部電源喪失	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}
過渡事象	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-2}

第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度

津波高さ(T.M.S.L.)	発生頻度(/炉年)		備考
	6 号炉	7 号炉	
4.8m 未満	5.4×10^{-5}	8.8×10^{-5}	地下からの浸水により，6 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.4m，7 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.2m，原子炉補機冷却水系を喪失し，最終ヒートシンク喪失が発生する。
4.8m～6.5m	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	上記に加え，津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用分電盤(交流)を喪失し，全交流動力電源喪失が発生する。
6.5m 以上	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	上記に加え，津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

島根原子力発電所　２号炉

第１－３表　地震レベル１ＰＲＡにおける起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度（／炉年）
外部電源喪失	1.5E-04
原子炉建物損傷	3.1E-08
原子炉格納容器損傷	3.4E-07
原子炉圧力容器損傷	1.7E-07
格納容器バイパス	3.5E-09
Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	4.2E-07
制御室建物損傷	1.4E-08
廃棄物処理建物損傷	1.8E-10
計装・制御系喪失	1.5E-07
直流電源喪失	5.8E-09
交流電源・補機冷却系喪失	3.9E-06

第１－４表　津波高さ別の発生頻度

津波高さ	発生頻度（／炉年）	備考
ＥＬ20m 超過	1.2E-07	原子炉建物等への浸水により，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能が喪失し，直接炉心損傷に至る。

備考

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉は地震ＰＲＡの起因事象と発生頻度及び津波高さ別の発生頻度を記載

・解析結果の相違

【柏崎 6/7】

地震ハザード，フラジリティの相違により，地震ＰＲＡの起因事象発生頻度が異なる。また，島根２号炉では，地震ＰＲＡの事故シーケンスの分析において，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割していること，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷を個別に抽出していることから，起因事象の分類が異なる

・解析結果の相違

【柏崎 6/7】

津波ハザード，敷地内浸水状況，浸水対策への期待有無等により，津波ＰＲＡの起因事象の分類及び起因事象発生頻度が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第 1-5 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波
過渡事象	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－
	崩壊熱除去失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○	－
	原子炉停止失敗	○	○	－
外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	－
	非常用交流電源喪失＋SRV 再閉失敗	○	○	－
	非常用交流電源喪失＋RCIC 失敗	○	○	－
	直流電源喪失	○	○※1	－
	非常用交流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－
通常停止	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－
サポート系喪失	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－
大破断 LOCA	HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	－	－
	RHR 失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
中破断 LOCA	HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	－	－
	HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	RHR 失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
小破断 LOCA	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
格納容器バイパス（ISLOCA）	ISLOCA	○	－	－
地震に伴う損傷	Excessive LOCA	－	○	－
	計測・制御系喪失	－	○	－
	格納容器バイパス	－	○	－
	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	－	○	－
	原子炉建屋損傷	－	○	－
津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失＋RCIC 失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋SRV 再閉失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋RCIC 失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋SRV 再閉失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋直流電源喪失	－	－	○

※1 第 1-3 図の階層イベントツリーでは直流電源喪失を以て炉心損傷に至ると整理しているが，ヘディング「直流電源」の下流のヘディング「外部電源」についても機能喪失しているものと扱い，起因事象を「外部電源」とする事故シーケンスに整理した。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第1−1表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○	－	(1)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○	－	(2)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－	(3)
	ＲＨＲ失敗	○	○	－	(4)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	○	－	(5)
	原子炉停止失敗	○	○	－	(6)
外部電源喪失	ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	○	○	－	(7)
	ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	○	－	(8)
	ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	○	－	(9)
	直流電源失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	○	－	(10)
	ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(11)
	ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(12)
	直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(13)
	直流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(14)
	交流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(15)
手動停止／サポート系喪失（手動停止）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(16)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(17)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(18)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(19)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	－	－	(20)
サポート系喪失（自動停止）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(21)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(22)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(23)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(24)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	－	－	(25)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(26)
サポート系喪失（直流電源故障）	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	○	－	－	(27)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	－	－	(28)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	－	－	(29)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	－	－	(30)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	－	－	(31)
小破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(33)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(34)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(35)
中破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(33)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(34)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(35)
大破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(36)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(37)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(38)
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	○	－	－	(39)
地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	－	○	－	(40)
	格納容器損傷	－	○	－	(41)
	原子炉圧力容器損傷	－	○	－	(42)
	格納容器バイパス	－	○	－	(43)
	Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	○	－	(44)
	計装・制御系喪失	－	○	－	(45)
津波に伴う損傷	防潮堤損傷	－	－	○	(46)
	原子炉建屋内浸水による緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）	－	－	○	(47)
	最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	－	－	○	(48)
	最終ヒートシンク喪失＋ＲＣＩＣ失敗	－	－	○	(49)
	最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	－	－	○	(50)

島根原子力発電所　２号炉

第 1−5 表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○※1	－	(1)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○※1	－	(2)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	○※1	－	(3)
	崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(4)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(5)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(6)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(7)
	原子炉停止失敗	○	○※1	－	(8)
外部電源喪失	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※2	－	(9)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※2	－	(10)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	○※4	－	(11)
	直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※5	－	(12)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗	○	－	－	(13)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗	○	－	－	(14)
	直流電源（区分１，２）失敗	○	－	－	(15)
	交流電源・補機冷却系喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(16)
手動停止	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(17)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(18)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(19)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(20)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(21)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(22)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(23)
サポート系喪失	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(24)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(25)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(26)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(27)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(28)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(29)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(30)
冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(31)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(33)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(34)
冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(35)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(36)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(37)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(38)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(39)
冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(40)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(41)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(42)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(43)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(44)
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	○	－	－	(45)
地震に伴う損傷	Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	○	－	(46)
	計装・制御系喪失	－	○	－	(47)
	格納容器バイパス	－	○	－	(48)
	原子炉格納容器損傷	－	○	－	(49)
	原子炉圧力容器損傷	－	○	－	(50)
	原子炉建物損傷	－	○	－	(51)
	制御室建物損傷	－	○	－	(52)
	廃棄物処理建物損傷	－	○	－	(53)
津波に伴う損傷	直接炉心損傷に至る事象	－	－	○	(54)

※１　地震レベル１ＰＲＡでは，過渡事象は外部電源喪失で代表。
※２　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失」が該当。
※３　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗」が該当。
※４　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋高圧炉心冷却失敗」が該当。
※５　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋直流電源喪失」が該当。

備考

・記載表現の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，第１−２図～第１−５図に示すイベントツリーの各事故シーケンスとの対比ができるよう，シーケンス No. を記載

内部事象ＰＲＡの事故シーケンスの相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，ＢＷＲ－５のため，ＨＰＣＳに失敗した事故シーケンスが抽出されている(No. 9, 10, 11, 12)

島根２号炉は，ＢＷＲ－５のため，ＳＲＶ再閉失敗後の原子炉減圧失敗の事故シーケンスはない

【東海第二】

設備の相違により，東海第二はサポート系喪失（直流電源故障）が起因事象の事故シーケンスが抽出されている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

【以下，比較のため第 1-5 表を再掲】

第 1-5 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波
過渡事象	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－
	崩壊熱除去失敗	○	○	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○	－
	原子炉停止失敗	○	○	－
外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	－
	非常用交流電源喪失＋SRV 再閉失敗	○	○	－
	非常用交流電源喪失＋RCIC 失敗	○	○	－
	直流電源喪失	○	○※1	－
	非常用交流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－
通常停止	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－
サポート系喪失	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－
大破断 LOCA	HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	－	－
	RHR 失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
中破断 LOCA	HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	－	－
	HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	RHR 失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
小破断 LOCA	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	－	－
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－
	崩壊熱除去失敗	○	－	－
	原子炉停止失敗	○	－	－
格納容器バイパス（ISLOCA）	ISLOCA	○	－	－
地震に伴う損傷	Excessive LOCA	－	○	－
	計測・制御系喪失	－	○	－
	格納容器バイパス	－	○	－
	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	－	○	－
	原子炉建屋損傷	－	○	－
津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失＋RCIC 失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋SRV 再閉失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋RCIC 失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋SRV 再閉失敗	－	－	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋直流電源喪失	－	－	○

※1 第 1-3 図の階層イベントツリーでは直流電源喪失を以て炉心損傷に至ると整理しているが，ヘディング「直流電源」の下流のヘディング「外部電源」についても機能喪失しているものと扱い，起因事象を「外部電源」とする事故シーケンスに整理した。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

【以下，比較のため第 1－1 表を再掲】

第 1－1 表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○	－	(1)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○	－	(2)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	－	(3)
	ＲＨＲ失敗	○	○	－	(4)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	○	－	(5)
	原子炉停止失敗	○	○	－	(6)
外部電源喪失	ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	○	○	－	(7)
	ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	○	－	(8)
	ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	○	－	(9)
	直流電源失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	○	－	(10)
	ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(11)
	ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(12)
	直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	○	－	(13)
	直流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(14)
	交流電源喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(15)
手動停止／サポート系喪失（手動停止）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(16)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(17)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(18)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(19)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	－	－	(20)
サポート系喪失（自動停止）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(21)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(22)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(23)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(24)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	○	－	－	(25)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(26)
サポート系喪失（直流電源故障）	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	○	－	－	(27)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	－	－	(28)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗	○	－	－	(29)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	－	－	(30)
	（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	○	－	－	(31)
小破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(33)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(34)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(35)
中破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(33)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(34)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(35)
大破断ＬＯＣＡ	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(36)
	ＲＨＲ失敗	○	－	－	(37)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(38)
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	○	－	－	(39)
地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	－	○	－	(40)
	格納容器損傷	－	○	－	(41)
	原子炉圧力容器損傷	－	○	－	(42)
	格納容器バイパス	－	○	－	(43)
	Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	○	－	(44)
	計装・制御系喪失	－	○	－	(45)
津波に伴う損傷	防潮堤損傷	－	－	○	(46)
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）	－	－	○	(47)
	最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	－	－	○	(48)
	最終ヒートシンク喪失＋ＲＣＩＣ失敗	－	－	○	(49)
	最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	－	－	○	(50)

島根原子力発電所　２号炉

【以下，比較のため第 1－5 表を再掲】

第 1－5 表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○※1	－	(1)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	○※1	－	(2)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	○※1	－	(3)
	崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(4)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(5)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(6)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○※1	－	(7)
	原子炉停止失敗	○	○※1	－	(8)
外部電源喪失	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※2	－	(9)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※3	－	(10)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗	○	○※4	－	(11)
	直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	○	○※5	－	(12)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗	○	－	－	(13)
	交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗	○	－	－	(14)
	直流電源（区分１，２）失敗	○	－	－	(15)
	交流電源・補機冷却系喪失＋原子炉停止失敗	－	○	－	(16)
手動停止	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(17)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(18)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(19)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(20)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(21)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(22)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(23)
サポート系喪失	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(24)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(25)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(26)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(27)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(28)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(29)
	圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(30)
冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(31)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(32)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(33)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(34)
冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(35)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(36)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(37)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(38)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(39)
冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）	高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	○	－	－	(40)
	高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	○	－	－	(41)
	崩壊熱除去失敗	○	－	－	(42)
	高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	○	－	－	(43)
	原子炉停止失敗	○	－	－	(44)
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	○	－	－	(45)
地震に伴う損傷	Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	○	－	(46)
	計装・制御系喪失	－	○	－	(47)
	格納容器バイパス	－	○	－	(48)
	原子炉格納容器損傷	－	○	－	(49)
	原子炉圧力容器損傷	－	○	－	(50)
	原子炉建物損傷	－	○	－	(51)
	制御室建物損傷	－	○	－	(52)
	廃棄物処理建物損傷	－	○	－	(53)
津波に伴う損傷	直接炉心損傷に至る事象	－	－	○	(54)

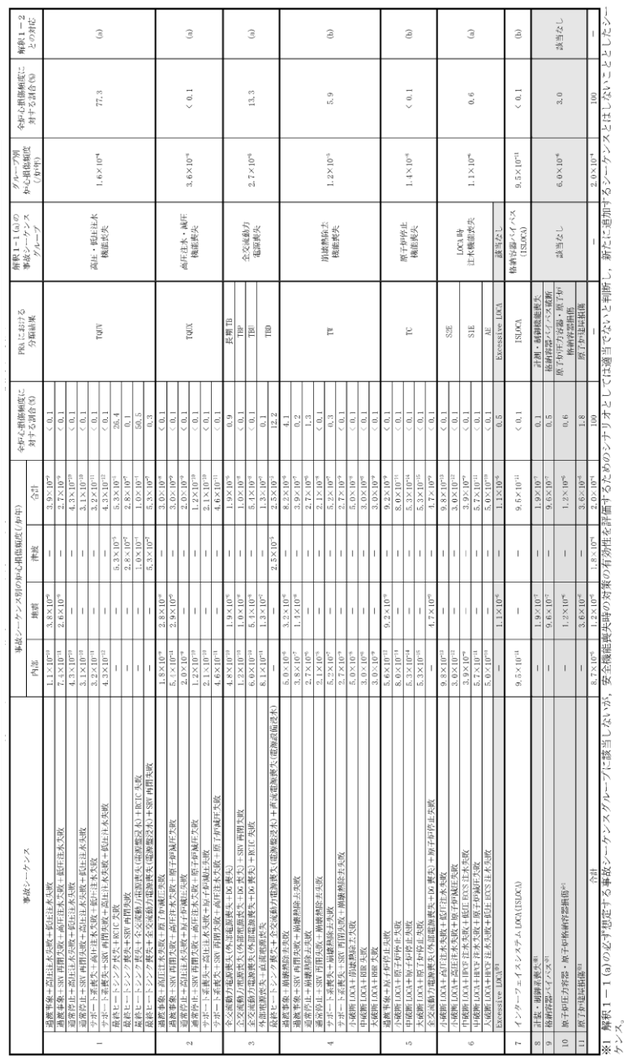
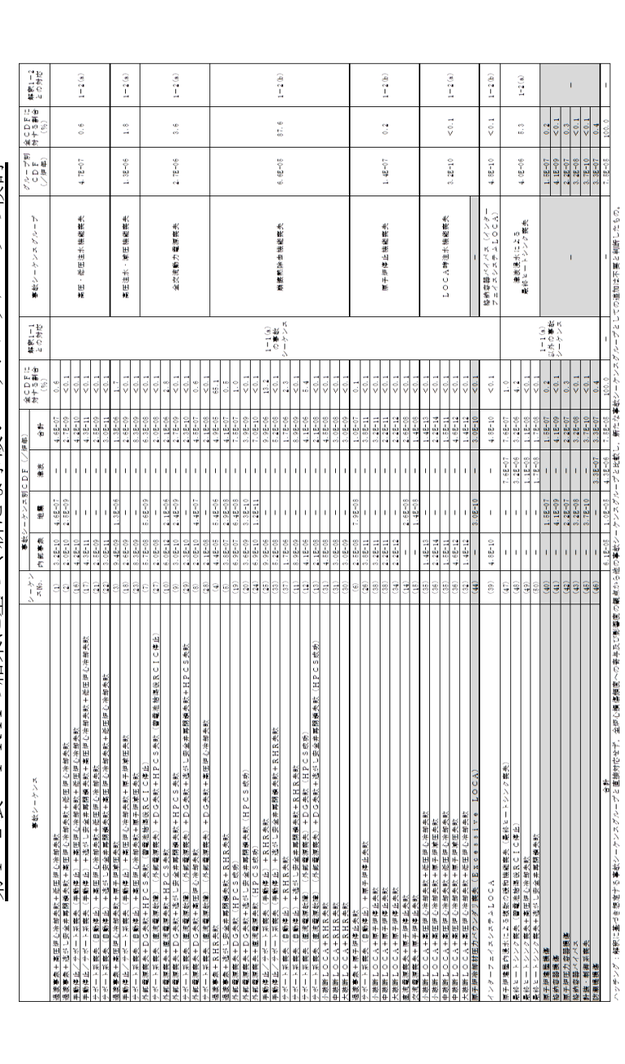
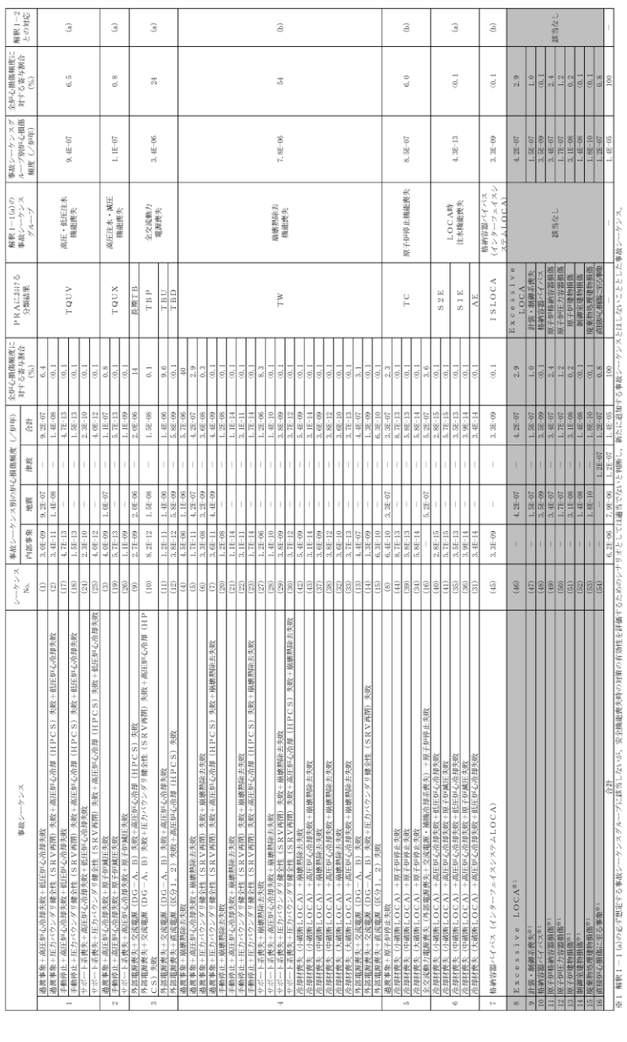
※１　地震レベル１ＰＲＡでは，過渡事象は外部電源喪失で代表。
※２　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失」が該当。
※３　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗」が該当。
※４　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋高圧炉心冷却失敗」が該当。
※５　地震レベル１ＰＲＡにおける事故シーケンス「外部電源喪失＋直流電源喪失」が該当。

備考

・内部事象ＰＲＡの事故シーケンスの相違
【柏崎 6/7，東海第二】
高圧炉心冷却失敗し，崩壊熱除去失敗した事故シーケンスもイベントツリーから抽出（No. 5, 7, 21, 23, 28, 30, 33, 38, 43）

・地震ＰＲＡの事故シーケンスの相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は事故シーケンスの分析において，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割していること，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷を個別に抽出していることから，地震ＰＲＡの事故シーケンスの分類が異なる

・津波ＰＲＡの事故シーケンスの相違
【柏崎 6/7，東海第二】
敷地内浸水状況，浸水対策への期待有無等により，津波ＰＲＡの事故シーケンスの分類が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1-6 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(6 号炉) 	第1－2表　ＰＲＡの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討 	第1－6表　ＰＲＡの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討 	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度の相違 ・地震ＰＲＡの解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震ハザード，フラジリティの相違により，地震ＰＲＡの炉心損傷頻度が異なる。また，島根２号炉では，地震ＰＲＡの事故シーケンスの分析において，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割していること，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷を個別に抽出していることから，事故シーケンスの分類が異なる ・津波ＰＲＡの解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 津波ハザード，敷地内浸水状況，浸水対策への期待有無等により，津波ＰＲＡの事故シーケンスの分類及び炉心損傷頻度が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・島根２号炉は単一プラントの申請なので該当なし 【柏崎 6/7】

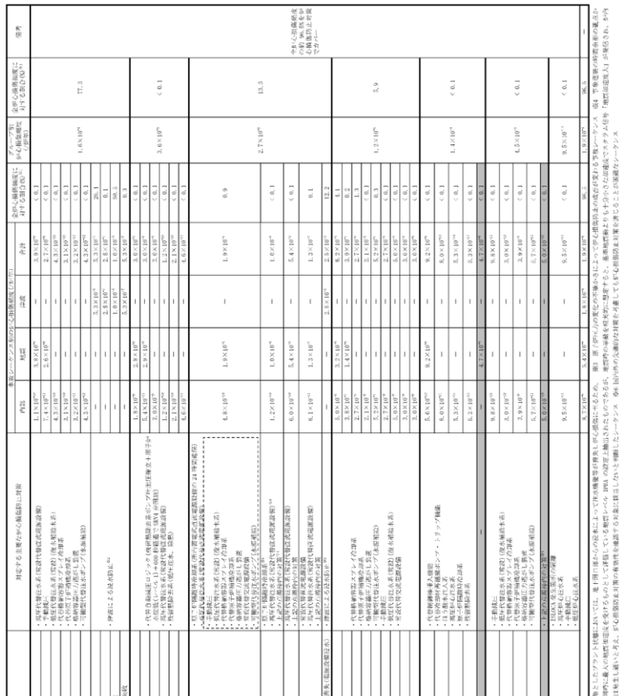
第1-6 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(7 号炉)

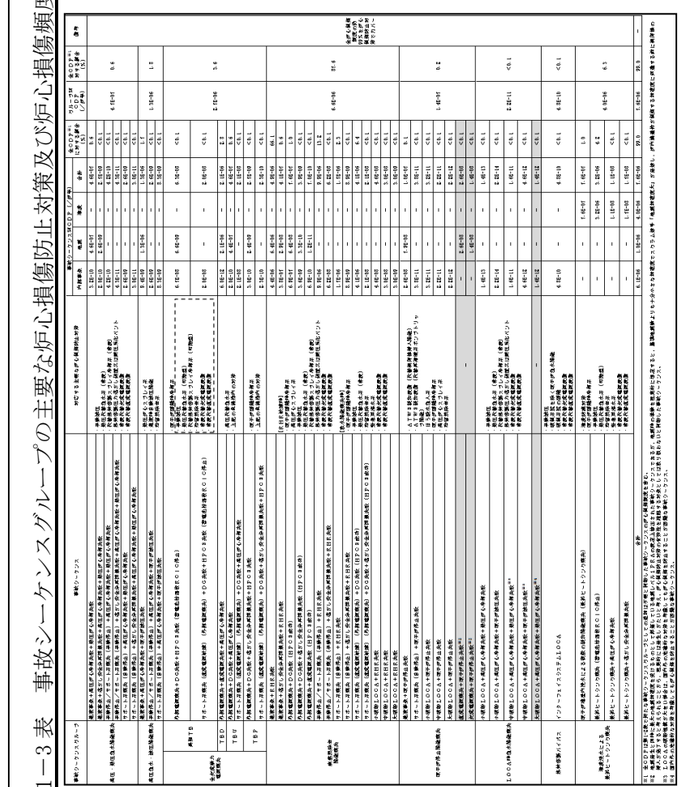
事故シーケンス					事故シーケンス別の炉心損傷頻度（/炉年）			全炉心損傷頻度に対する割合(%)	PRA における分類結果	解析上一つの CCFP/事故シーケンスグループ	グループ別炉心損傷頻度（/炉年）	全炉心損傷頻度に対する割合(%)	恒久対応 2 との対応
					内部	地震	合計						
1	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗				1.1×10^{-6}	8.2×10^{-7}	1.9×10^{-6}	0.1	TQUV	高圧・低圧注水機能喪失	1.9×10^{-6}	70.6	(a)
	過渡事象＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗				4.0×10^{-7}	3.0×10^{-7}	7.1×10^{-7}	0.1					
	過渡事象＋SSW 再循環失敗＋LOCA 後高圧注水失敗＋低圧注水失敗				2.1×10^{-6}	1.4×10^{-6}	3.5×10^{-6}	0.1					
	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗				3.1×10^{-6}	1.2×10^{-6}	4.3×10^{-6}	0.2					
	サポート系喪失＋直流母線故障＋手動減圧失敗				3.5×10^{-11}	3.5×10^{-11}	7.0×10^{-11}	<0.1					
	サポート系喪失＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗				4.3×10^{-12}	4.3×10^{-12}	8.7×10^{-12}	<0.1					
	過渡＋トランジェント＋SLC 失敗				—	—	—	—					
	過渡＋トランジェント＋全交流動力電源喪失（電源開復失敗）＋RCIC 失敗				—	—	—	—					
	過渡＋トランジェント＋全交流動力電源喪失（電源開復失敗）＋SRV 再閉失敗				—	—	—	—					
2	過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗				1.8×10^{-6}	1.0×10^{-6}	2.8×10^{-6}	0.1	TQUX	高圧注水・減圧機能喪失	2.8×10^{-6}	97.6	(a)
	過渡＋トランジェント＋SLC 失敗＋原子炉減圧失敗				5.2×10^{-7}	3.0×10^{-7}	8.2×10^{-7}	0.3					
	過渡＋トランジェント＋全交流動力電源喪失（電源開復失敗）＋RCIC 失敗＋原子炉減圧失敗				1.2×10^{-6}	7.0×10^{-7}	1.9×10^{-6}	0.1					
	サポート系喪失＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗				2.9×10^{-6}	1.6×10^{-6}	4.5×10^{-6}	0.2					
	サポート系喪失＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋低圧注水失敗				1.1×10^{-6}	6.1×10^{-7}	1.7×10^{-6}	0.1					
3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋RP 喪失）			長時 TB	3.3×10^{-6}	1.5	1.5	75.8	TB	崩壊熱除去機能喪失	1.4×10^{-6}	5.9	(b)
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋RP 喪失）＋原子炉減圧失敗			TBP	2.2×10^{-7}	0.4	0.4	16.5					
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋RP 喪失）＋SRV 再閉失敗			TBD	3.7×10^{-7}	0.2	0.2	10.3					
	全交流動力電源喪失＋RCIC 起動失敗			TBD	6.1×10^{-8}	0.1	0.1	3.1					
	崩壊熱除去失敗（取水機能喪失）				2.5×10^{-6}	0.1	0.3	10.3					
4	過渡事象＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗				1.0×10^{-6}	4.3	4.3	0.2	TE	崩壊熱除去機能喪失	1.4×10^{-6}	5.9	(b)
	過渡事象＋SSW 再循環失敗＋崩壊熱除去失敗				2.7×10^{-6}	1.1	1.1	0.2					
	過渡事象＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗				2.1×10^{-6}	0.1	0.1	0.2					
	サポート系喪失＋SSW 再循環失敗＋崩壊熱除去失敗				5.8×10^{-7}	0.2	0.2	0.2					
	サポート系喪失＋SSW 再循環失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗				2.9×10^{-6}	0.1	0.1	0.2					
	小破断 LOCA＋崩壊熱除去失敗				1.0×10^{-6}	0.1	0.1	0.2					
	中破断 LOCA＋崩壊熱除去失敗				3.0×10^{-7}	0.1	0.1	0.2					
	大破断 LOCA＋崩壊熱除去失敗				3.0×10^{-8}	0.1	0.1	0.2					
	過渡事象＋原子炉停止失敗				1.8×10^{-7}	0.1	0.1	0.2	TC	原子炉停止機能喪失	3.6×10^{-7}	0.1	(b)
	小破断 LOCA＋原子炉停止失敗				2.9×10^{-6}	0.1	0.1	0.2					
	中破断 LOCA＋原子炉停止失敗				5.2×10^{-8}	0.1	0.1	0.2					
5	大破断 LOCA＋原子炉停止失敗				1.8×10^{-8}	0.1	0.1	0.1					
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋RP 喪失）＋原子炉停止失敗			S2E	—	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	0.1	S2E	LOCA 時注水機能喪失	8.2×10^{-7}	0.3	(a)
	小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗				9.9×10^{-13}	—	—	—					
	小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗				3.0×10^{-12}	—	—	—					
6	中破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗			S1E	3.9×10^{-11}	—	—	—					
	大破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗				5.7×10^{-10}	—	—	—					
	大破断 LOCA＋SRV 下注失敗＋低圧 ECCS 注水失敗				5.0×10^{-13}	—	—	—					
	Excessive LOCA[※]				8.2×10^{-7}	—	—	—	Excessive LOCA		該当なし		
7	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)				9.8×10^{-11}	—	—	—	ISLOCA	格納容器バイパス（ISLOCA）	9.8×10^{-11}	<0.1	(b)
8	計装・制御電源喪失[※]				—	6.9×10^{-8}	6.9×10^{-8}	<0.1	計測・制御機能喪失				
9	格納容器バイパス[※]				—	1.2×10^{-6}	1.2×10^{-6}	<0.1	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA 及び ISLOCA を除く）		該当なし	2.6	該当なし
10	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷[※]				—	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	0.4	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷		4.9×10^{-6}		
11	原子炉停止機能喪失[※]				—	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	2.6	原子炉停止機能喪失				
	合計				2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	4.2×10^{-6}	1.6			2.1×10^{-6}	100	—

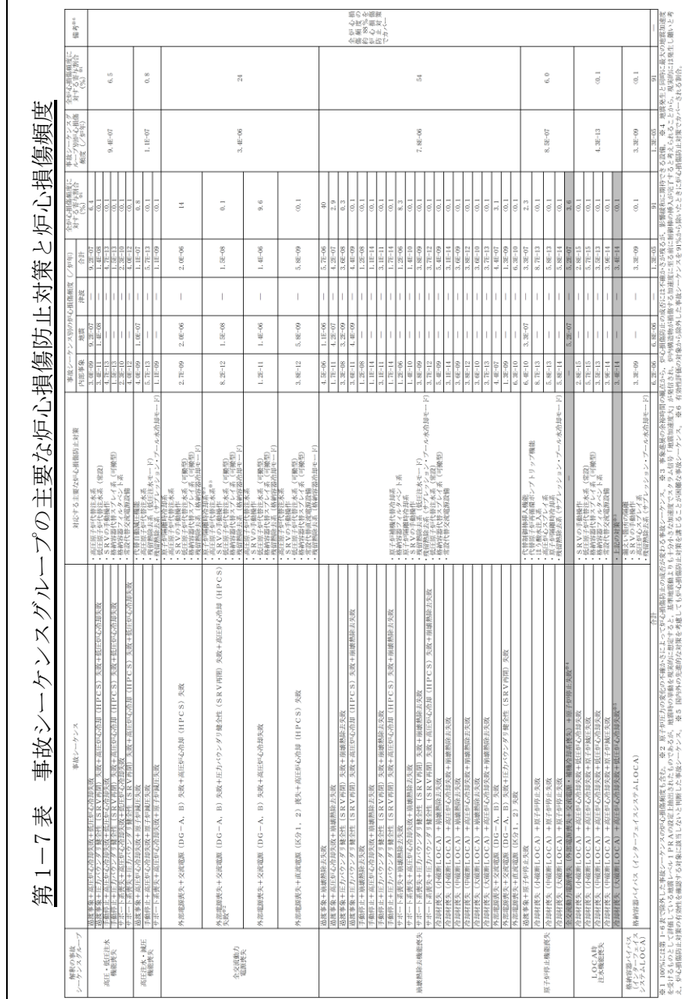
※1 解析上一つの CCFP 設定する事故シーケンスグループに該当しない，新たに追加するシーケンスとはしないこととしたシーケンス。

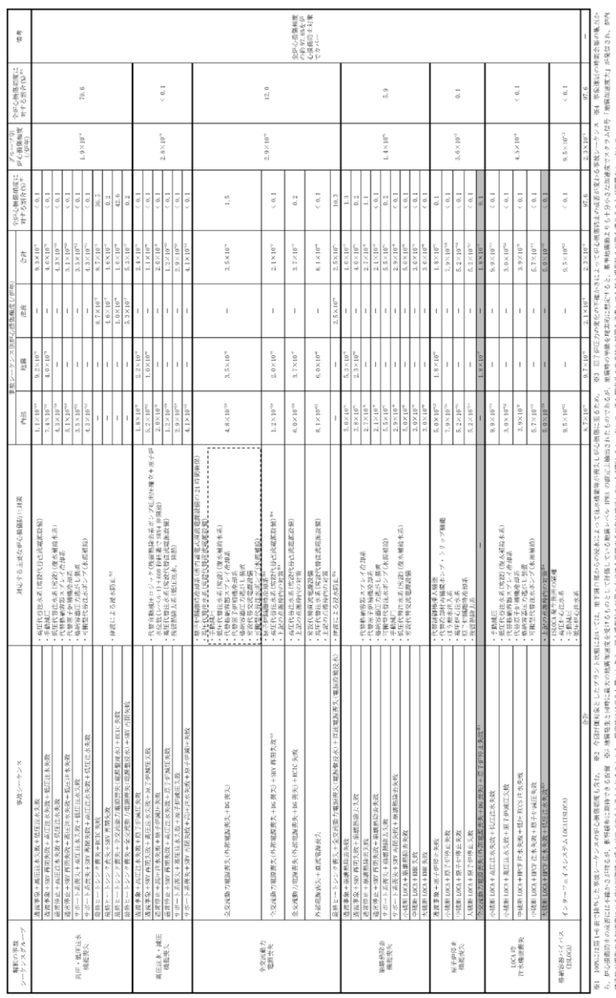
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1-7 表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷頻度(6 号炉)	第 1－3 表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷頻度及び炉心損傷頻度	第 1－7 表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷頻度	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震ハザード，フラジリティの相違により，地震ＰＲＡの炉心損傷頻度が異なる 【柏崎 6/7】 島根２号炉では津波防護施設及び浸水防止設備に期待した津波ＰＲＡを実施した結果，津波ＰＲＡの炉心損傷頻度が小さくなっている。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第1-7 表を再掲】	【以下，比較のため第 1－3 表を再掲】	【以下，比較のため第 1－7 表を再掲】	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉と柏崎 6/7 号，東海第二とで，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれない事故シーケンスの炉心損傷頻度の絶対値に大きな相違はないが，島根２号炉では全炉心損傷頻度が小さいため，上記事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合が相対的に大きくなる。このため，島根２号炉では対策が有効となる事故シーケンスの割合が小さくなっている

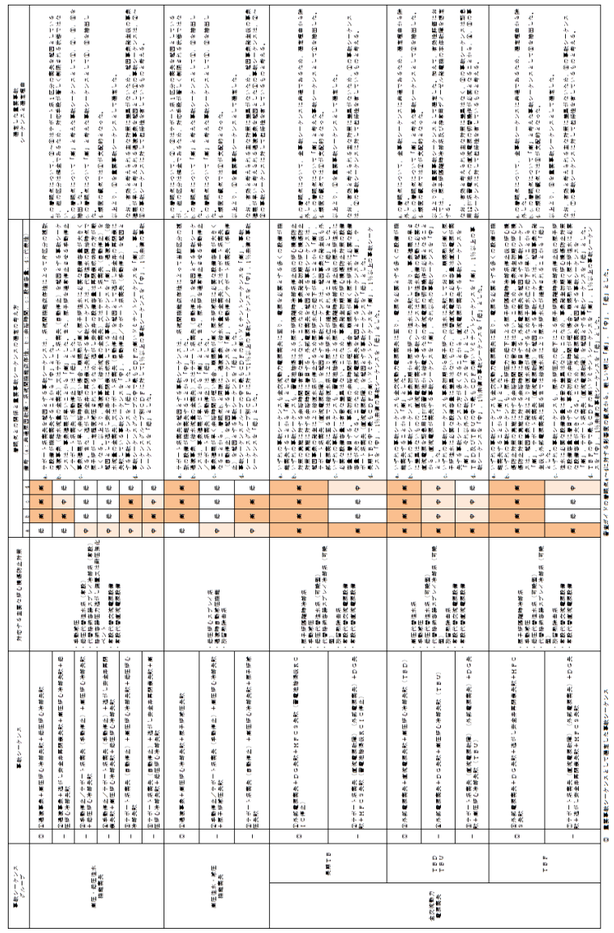
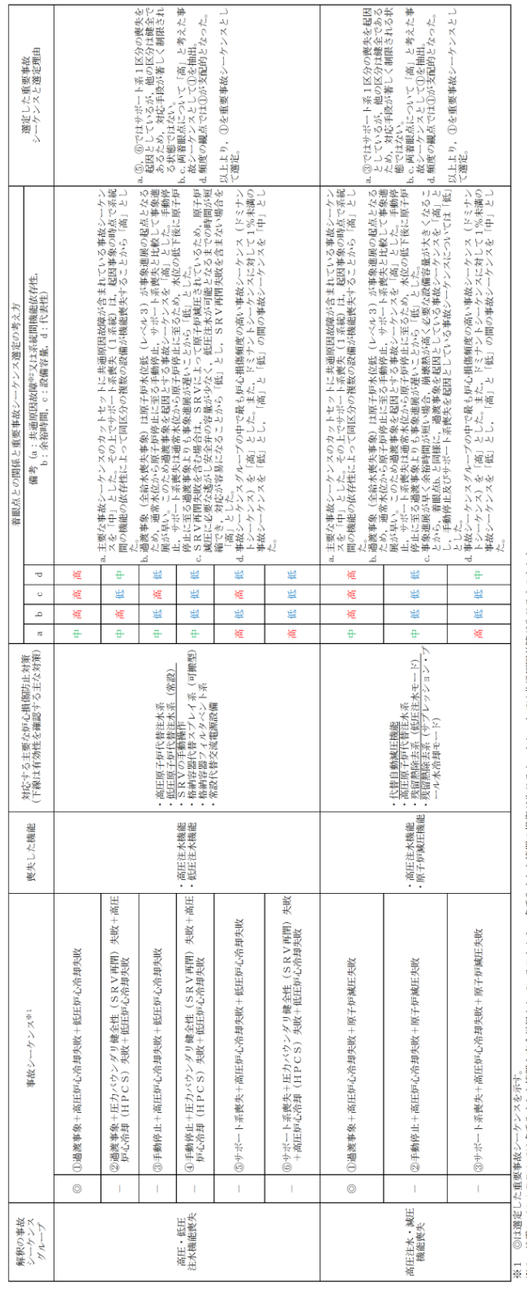


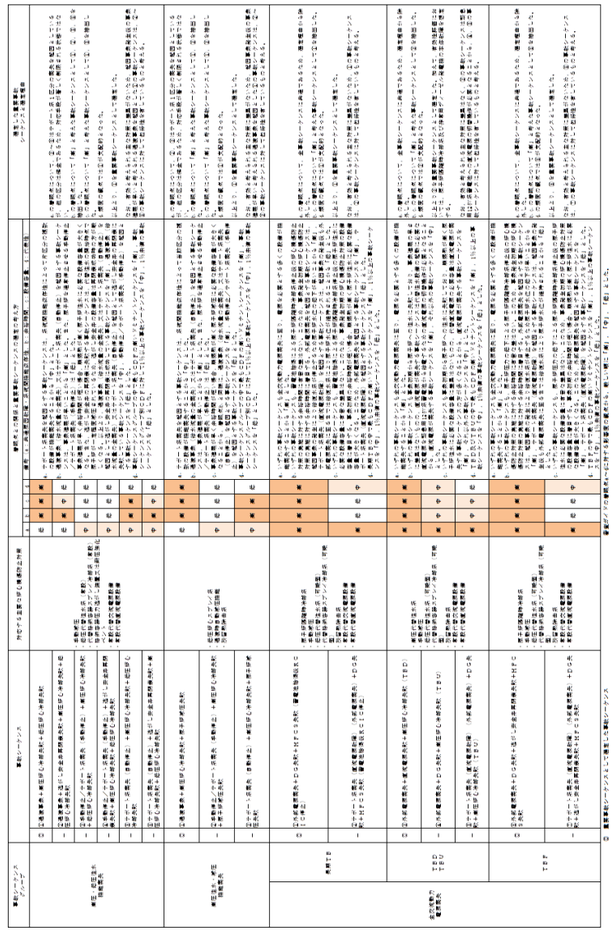
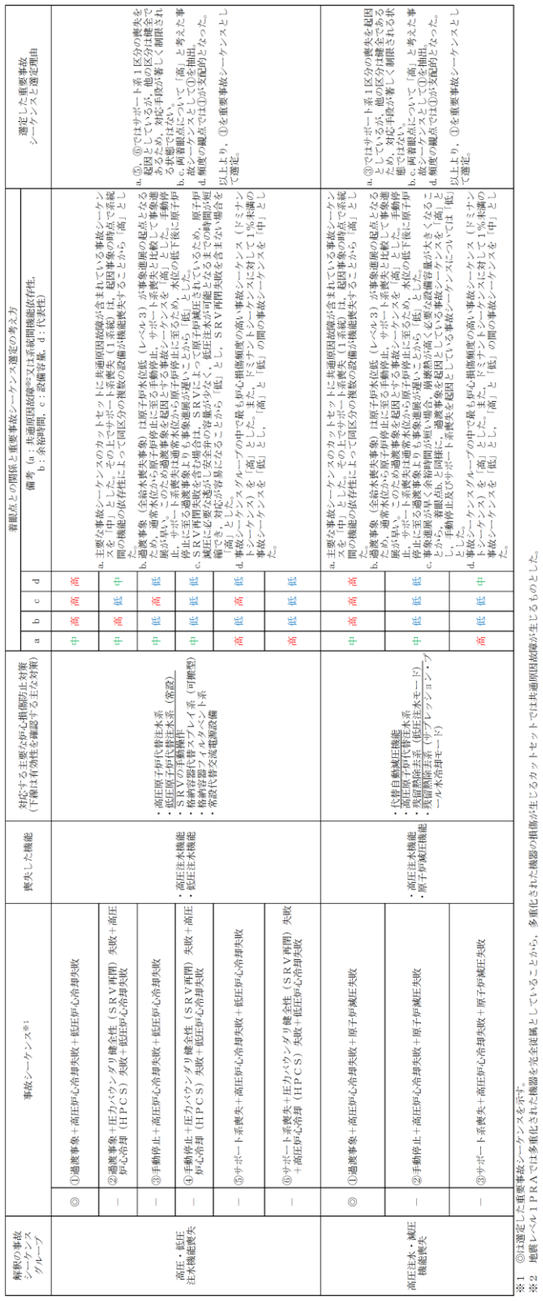




柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1-7 表　事故シーケンスグループの主要な炉心損傷頻度（7 号炉） 			・島根２号炉は単一プラントの申請なので，該当なし 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1-8 表　重要事故シーケンス等の選定（1/3） 着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方 a：主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失（1 系統）は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の機能喪失すると考えられることから「高」とした。 b：過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（レベル 3）が事象進展の起点となるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至るため、水位の低下に伴う炉停止に至るため「低」とした。 c：SRV 再閉失敗を含む場合は、SRV 上からの冷却が困難となるため、炉心損傷頻度が高くなることから「高」とした。SRV 再閉失敗を含まない場合は、炉心損傷頻度が低くなることから「低」とした。以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。 d：①と事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とし、また、ドミナントシーケンスに対して 1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 ※1：◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2：地震 PRA では多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。	第 1－4 表　重要事故シーケンス等の選定（1／2） 着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方 a：主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失（1 系統）は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の機能喪失すると考えられることから「高」とした。 b：過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（レベル 3）が事象進展の起点となるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至るため、水位の低下に伴う炉停止に至るため「低」とした。 c：SRV 再閉失敗を含む場合は、SRV 上からの冷却が困難となるため、炉心損傷頻度が高くなることから「高」とした。SRV 再閉失敗を含まない場合は、炉心損傷頻度が低くなることから「低」とした。以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。 d：①と事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とし、また、ドミナントシーケンスに対して 1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	第 1－8 表　重要事故シーケンス等の選定（1／3） 着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方 a：主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失（1 系統）は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の機能喪失すると考えられることから「高」とした。 b：過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（レベル 3）が事象進展の起点となるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に至るため、水位の低下に伴う炉停止に至るため「低」とした。 c：SRV 再閉失敗を含む場合は、SRV 上からの冷却が困難となるため、炉心損傷頻度が高くなることから「高」とした。SRV 再閉失敗を含まない場合は、炉心損傷頻度が低くなることから「低」とした。以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。 d：①と事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とし、また、ドミナントシーケンスに対して 1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 ※1：◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2：地震 PRA では多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。	・解析結果の相違 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 【東海第二】 設備の相違により，東海第二はサポート系喪失（自動停止）の事故シーケンスが抽出されている 東海第二は「着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方」a.において，サポート系喪失を「中」としているが，島根２号炉は「高」としている（柏崎 6/7 と同様）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第1-8 表(1/3)を再掲】  第1-8 表　重要事故シーケンス等の選定（1/3）	【以下，比較のため第１－４表(1/2)を再掲】  第１－４表　重要事故シーケンス等の選定（1／2）	【以下，比較のため第１－８表(1/3)を再掲】  第１－８表　重要事故シーケンス等の選定（１／３）	・解析結果の相違 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，「着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方」d.において，事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスを「高」と整理している（東海第二と同様）が，それに加えて柏崎刈羽 6/7 号炉のように全炉心損傷頻度の 10%以上を「高」としても，島根２号炉のＰＲＡの結果では，各事故シーケンスグループに２つ以上 10%以上の事故シーケンスがないため選定に影響しない

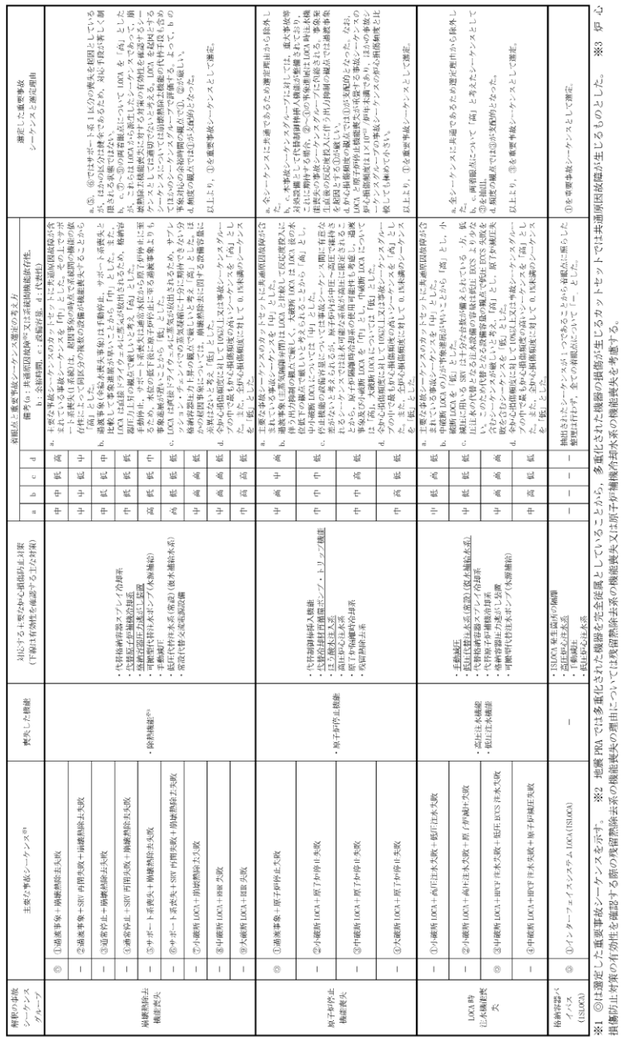
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第1-8 表(1/3)を再掲】 	【以下，比較のため第１－４表(1/2)を再掲】 	【以下，比較のため第１－８表(1/3)を再掲】 	・解析結果の相違 運転時レベル１ＰＲＡによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「高圧・低圧注水機能喪失」において，津波によるシーケンスが抽出されていない（東海第二と同様） 【柏崎 6/7】 島根２号炉は「高圧注水・減圧機能喪失」において，ＳＲＶ1個の開放により原子炉が減圧されるため，ＳＲＶの再閉鎖失敗を含む事故シーケンスは含まれない（東海第二と同様）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1−8 表　重要事故シーケンス等の選定（2/3） （下線は有効性を確認するような対策） ※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2 地震レベル１ＰＲＡでは多重化された機器を完全従属としているところから，多重化された機器が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。 ※3 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは，原子炉隔離時冷却系を用いることで原子炉水位を維持することができる。 ※4 すべての直流電源喪失に上り非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから，全交流動力電源喪失となる。 ※5 ②は抽出された重要事故シーケンスのうち，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。 ※6 ②は抽出された重要事故シーケンスのうち，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。 ※7 ②は抽出された重要事故シーケンスのうち，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。	第1−4 表　重要事故シーケンス等の選定（1／2） 【以下，比較のため第 1−4 表(1/2)を再掲】 ※3 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは，原子炉隔離時冷却系を用いることで原子炉水位を維持することができる。 ※4 全ての直流電源喪失に対し，機器の復旧，可搬型代替直流電源設備による給電，及び常設代替交流電源設備からの給電により，重要事故シーケンスの発生を防止する。	第1−8 表　重要事故シーケンス等の選定（2／3） （下線は有効性を確認するような対策） ※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2 地震レベル１ＰＲＡでは多重化された機器を完全従属としているところから，多重化された機器が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。 ※3 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは，原子炉隔離時冷却系を用いることで原子炉水位を維持することができる。 ※4 すべての直流電源喪失に上り非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから，全交流動力電源喪失となる。	・解析結果の相違 運転時レベル１ＰＲＡの事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 【柏崎 6/7】 柏崎刈羽 6/7 号炉では津波ＰＲＡから「ＴＢＤ」が抽出されているが，島根２号炉では津波ＰＲＡから「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出されており，「ＴＢＤ」として抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第1-8 表(2/3)を再掲】	【以下，比較のため第１－４表(1/2)を再掲】	【以下，比較のため第１－８表(2/3)を再掲】	・解析結果の相違 運転時レベル１ＰＲＡの事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違 【東海第二】 東海第二は「ＴＢＵ」と「ＴＢＤ」を同じ事故シーケンスグループとして整理し，重要事故シーケンスは「ＴＢＤ」のシナリオを選定しているが，島根２号炉は「ＴＢＵ」，「ＴＢＤ」それぞれ別の事故シーケンスグループとして整理している（柏崎 6/7 と同様） 【東海第二】 設備の相違により，東海第二はサポート系喪失（直流電源喪失）の事故シーケンスが抽出されている

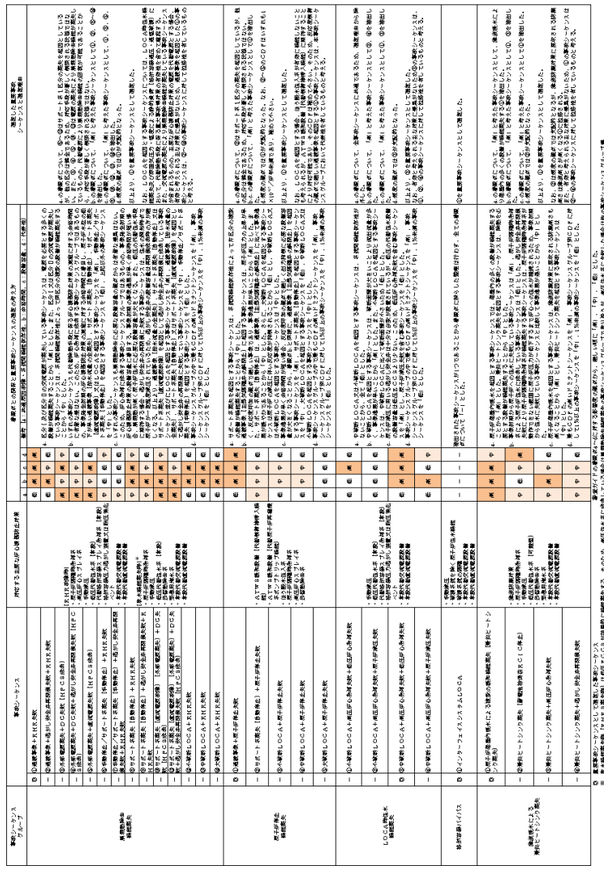
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第1-8 表　重要事故シーケンス等の選定（3/3）



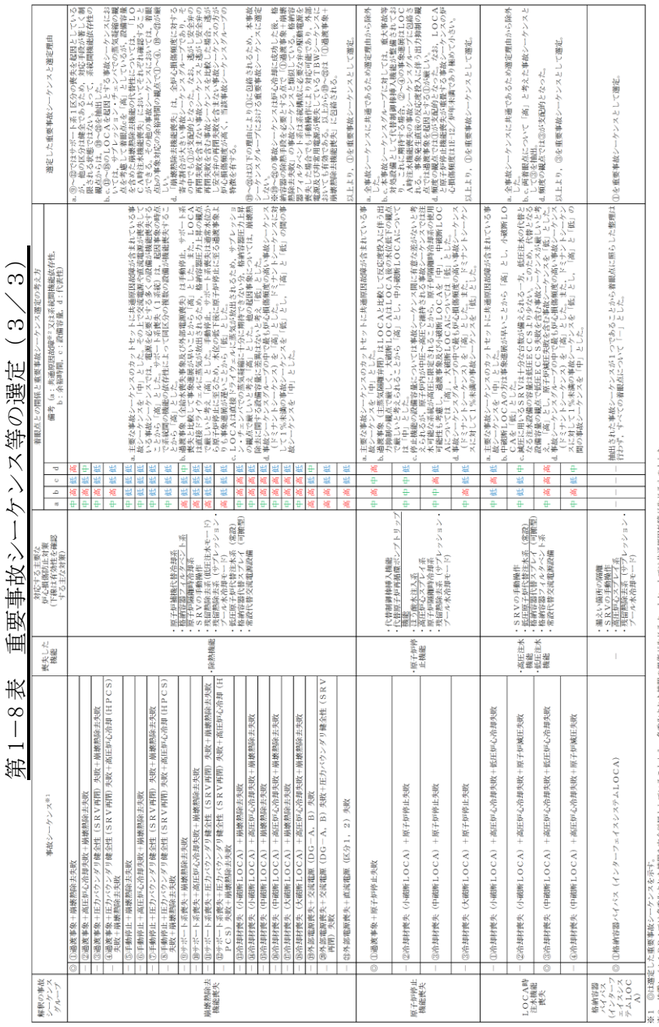
東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第 1－4 表　重要事故シーケンス等の選定（2／2）



島根原子力発電所　２号炉

第 1－8 表　重要事故シーケンス等の選定（３／３）



備考

・解析結果の相違

運転時レベル１ＰＲＡの事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，ＢＷＲ－５のため「崩壊熱除去機能喪失」において，ＴＢＷのシーケンスが抽出されているが，重要事故シーケンスに包絡されるものであり，事故シーケンス選定の考え方は同様

【東海第二】

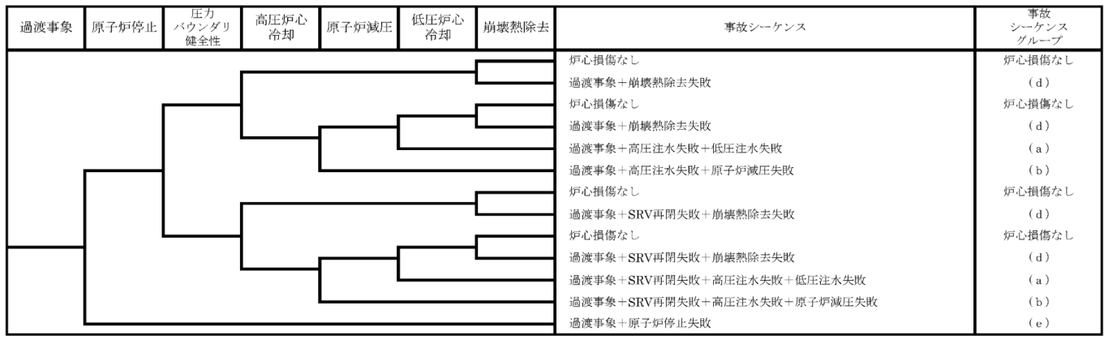
設備の相違により，東海第二は崩壊熱除去機能喪失において，サポート系喪失（自動停止），サポート系喪失（直流電源喪失）の事故シーケンスが抽出されている

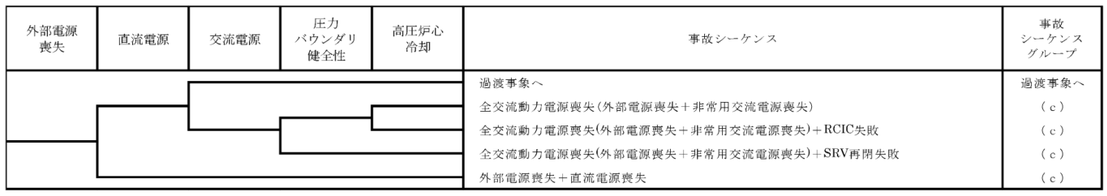
【東海第二】

東海第二は新たな事故シーケンスグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第1-1 図　事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第１－１図　事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	第１－１図　事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	・地震ＰＲＡの解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，地震ＰＲＡの事故シーケンスの分析において，原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割したこと，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷を個別に抽出したことから，事故シーケンスの分類が異なる ・津波ＰＲＡの解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 敷地内浸水状況，浸水対策への期待有無等により，津波ＰＲＡの事故シーケンスの分類が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）

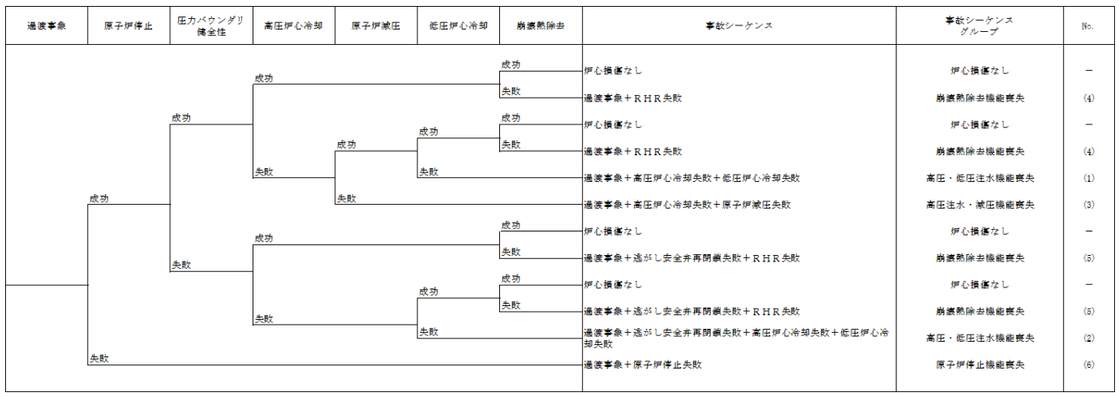




(a)　高圧・低圧注水機能喪失　(b) 高圧注水・減圧機能喪失　(c)　全交流動力電源喪失　(d) 崩壊熱除去機能喪失　(e)　原子炉停止機能喪失

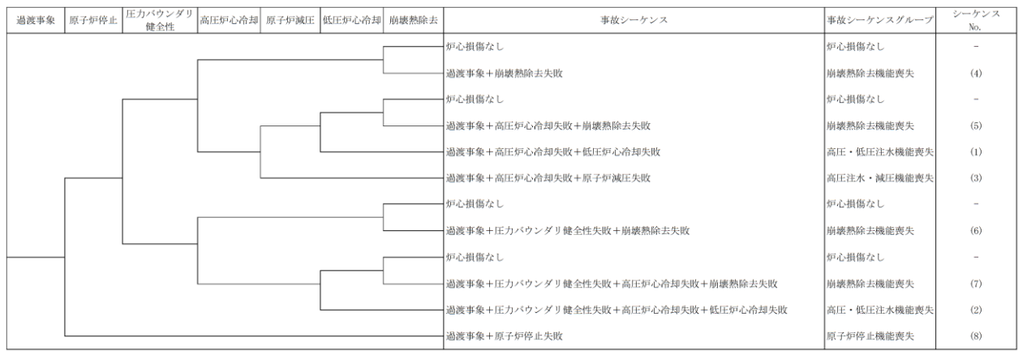
第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (1/3)

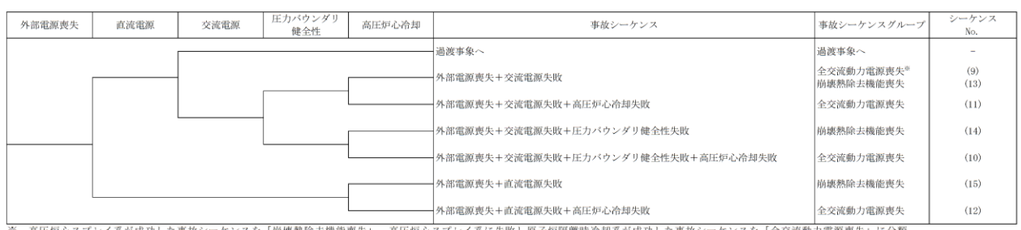
東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（1／7）

島根原子力発電所　2号炉





※　高圧炉心スプレイ系が成功した事故シーケンスを「崩壊熱除去機能喪失」，高圧炉心スプレイ系に失敗し原子炉隔離時冷却系が成功した事故シーケンスを「全交流動力電源喪失」に分類

第1－2図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（1／3）

備考

・記載表現の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，第１－5 表の事故シーケンスと対比できるよう，シーケンス No.を記載（以下，同様の相違は省略）

・解析結果の相違

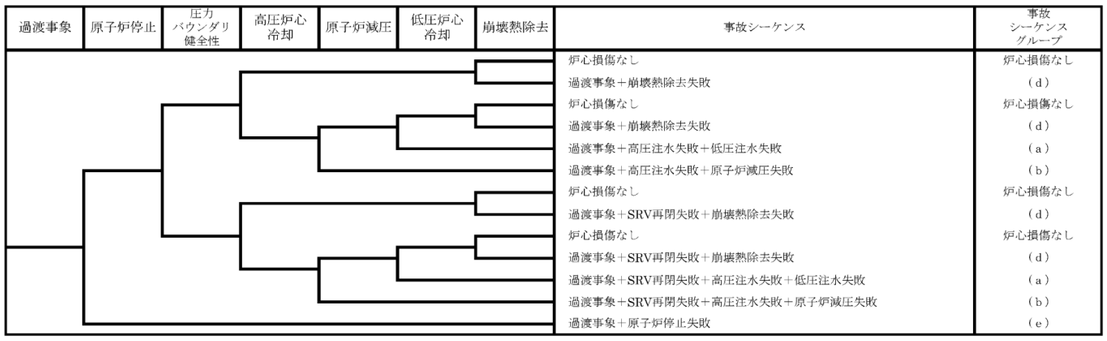
内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違

【柏崎 6/7】

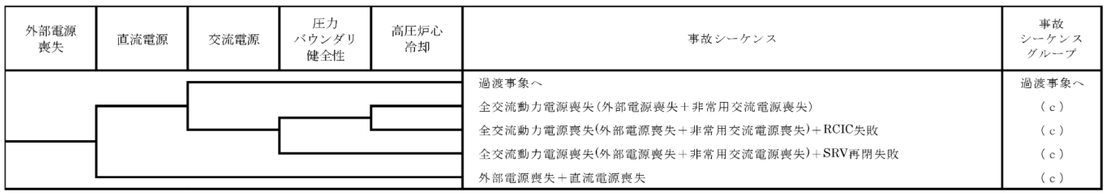
島根２号炉は，「過渡事象」のイベントツリーにおいて，ＳＲＶ１個の開放により原子炉が減圧されるため，ＡＢＷＲのように圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗後に，原子炉減圧の分岐を設けていない

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

【以下，比較のため第1-2図(1/3)を再掲】



過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象＋崩壊熱除去失敗	（d）
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象＋崩壊熱除去失敗	（d）
							過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	（a）
							過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	（b）
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象＋SRV再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	（d）
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象＋SRV再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	（d）
							過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	（a）
							過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	（b）
							過渡事象＋原子炉停止失敗	（e）

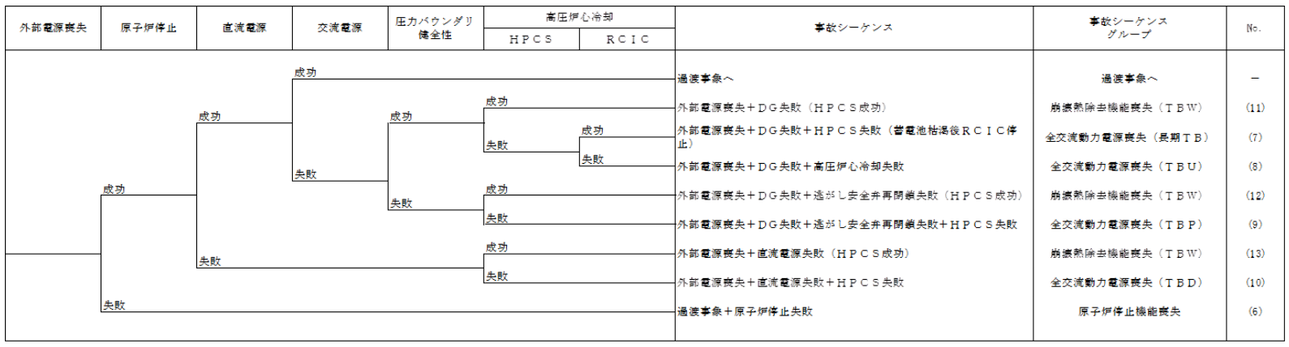


外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
					過渡事象へ	過渡事象へ
					全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用交流電源喪失）	（c）
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用交流電源喪失)＋RCIC失敗	（c）
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用交流電源喪失)＋SRV再閉失敗	（c）
					外部電源喪失＋直流電源喪失	（c）

(a)　高圧・低圧注水機能喪失　　(b) 高圧注水・減圧機能喪失　　(c)　全交流動力電源喪失　(d) 崩壊熱除去機能喪失　(e)　原子炉停止機能喪失

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (1/3)

東海第二発電所　（2018.9.12版）

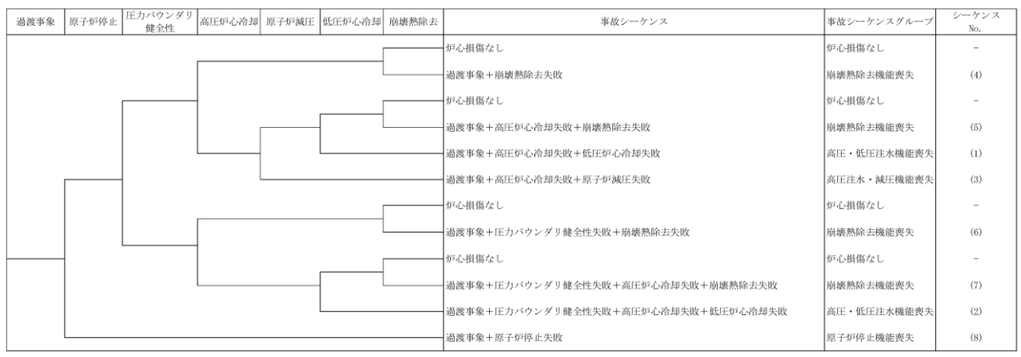


外部電源喪失	原子炉停止	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却 HPCS	高圧炉心冷却 RCIC	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
							過渡事象へ	過渡事象へ	－
							外部電源喪失＋DG失敗（HPCS成功）	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	(11)
							外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗（蓄電池枯渇後RCIC停止）	全交流動力電源喪失（長期TB）	(7)
							外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失（TBU）	(8)
							外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	(12)
							外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗	全交流動力電源喪失（TBP）	(9)
							外部電源喪失＋直流電源失敗（HPCS成功）	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	(13)
							外部電源喪失＋直流電源失敗＋HPCS失敗	全交流動力電源喪失（TBD）	(10)
							過渡事象＋原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(6)

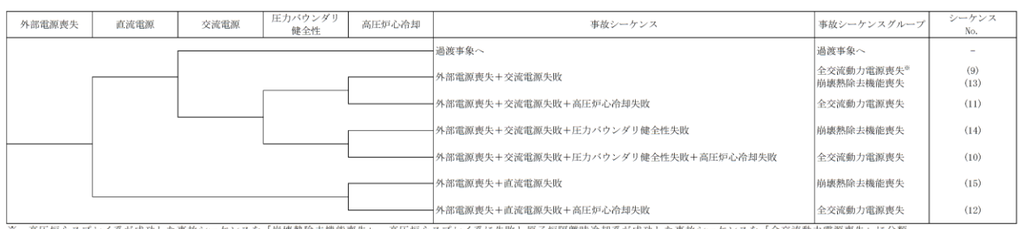
第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（2／7）

島根原子力発電所　２号炉

【以下，比較のため第1－2図(1/3)を再掲】



過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
							過渡事象＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
							過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(5)
							過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(1)
							過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	(3)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
							過渡事象＋圧力バウンダリ健全性失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(6)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
							過渡事象＋圧力バウンダリ健全性失敗＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(7)
							過渡事象＋圧力バウンダリ健全性失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(2)
							過渡事象＋原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(8)



外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
					過渡事象へ	過渡事象へ	－
					外部電源喪失＋交流電源失敗	全交流動力電源喪失※ 崩壊熱除去機能喪失	(9) (13)
					外部電源喪失＋交流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	(11)
					外部電源喪失＋交流電源失敗＋圧力バウンダリ健全性失敗	崩壊熱除去機能喪失	(14)
					外部電源喪失＋交流電源失敗＋圧力バウンダリ健全性失敗＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	(10)
					外部電源喪失＋直流電源失敗	崩壊熱除去機能喪失	(15)
					外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	(12)

※　高圧炉心スプレイ系が成功した事故シーケンスを「崩壊熱除去機能喪失」，高圧炉心スプレイ系に失敗し原子炉隔離時冷却系が成功した事故シーケンスを「全交流動力電源喪失」に分類

第1－2図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（１／３）

備考

・解析結果の相違

【柏崎6/7】

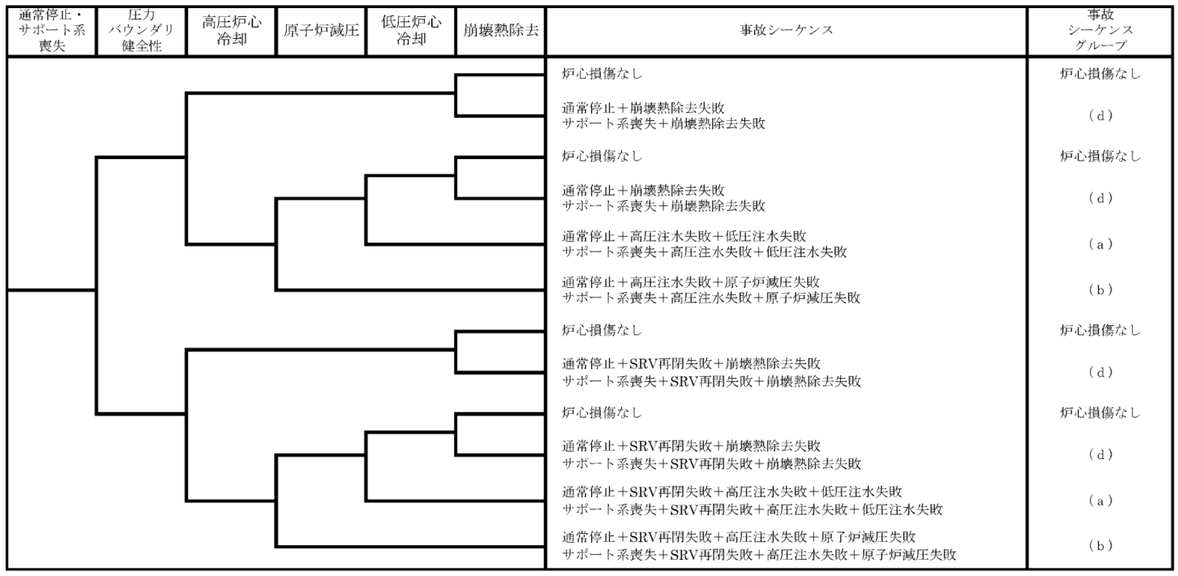
「外部電源喪失」のイベントツリーにおいて，直流電源及び交流電源のヘディングについて，区分Ⅰ及び区分Ⅱの直流電源及び交流電源の成功／失敗を展開。なお，区分Ⅲの直流電源故障は高圧炉心スプレイ系のヘディングでモデル化している（東海第二と同様）

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉は高圧炉心冷却においてＨＰＣＳとＲＣＩＣの分岐を分けた記載とはしていないが，ＨＰＣＳ又はＲＣＩＣの成功で事故シーケンスグループを分けているのは同様である

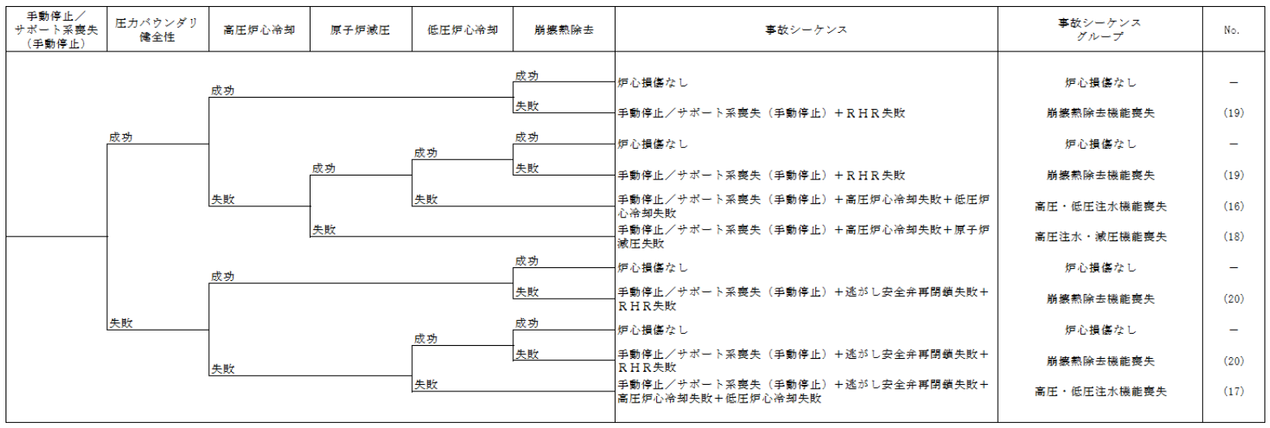
柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）



(a)　高圧・低圧注水機能喪失　　(b)　高圧注水・減圧機能喪失　　(d)　崩壊熱除去機能喪失

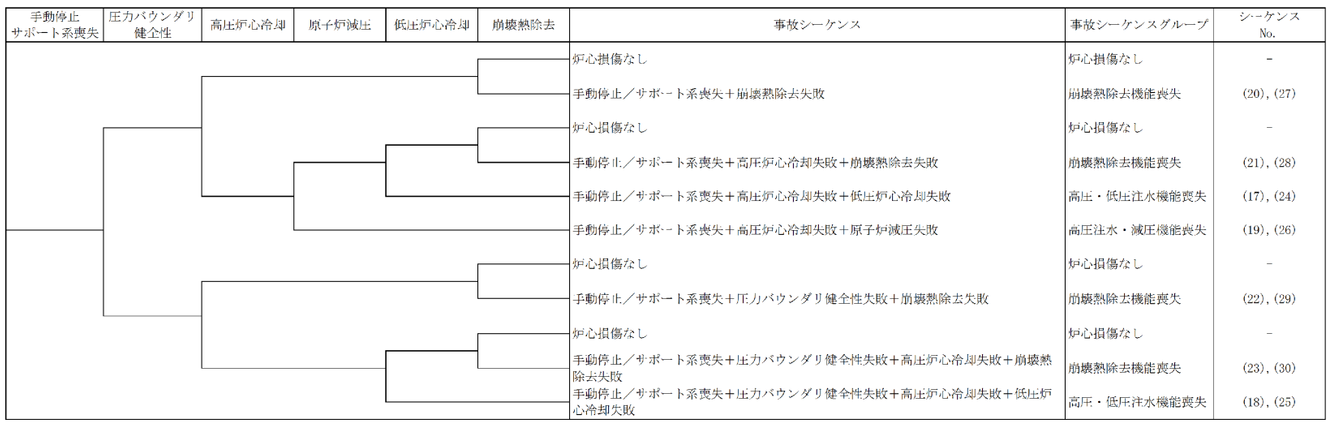
第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (2/3)

東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（3／7）

島根原子力発電所　2号炉

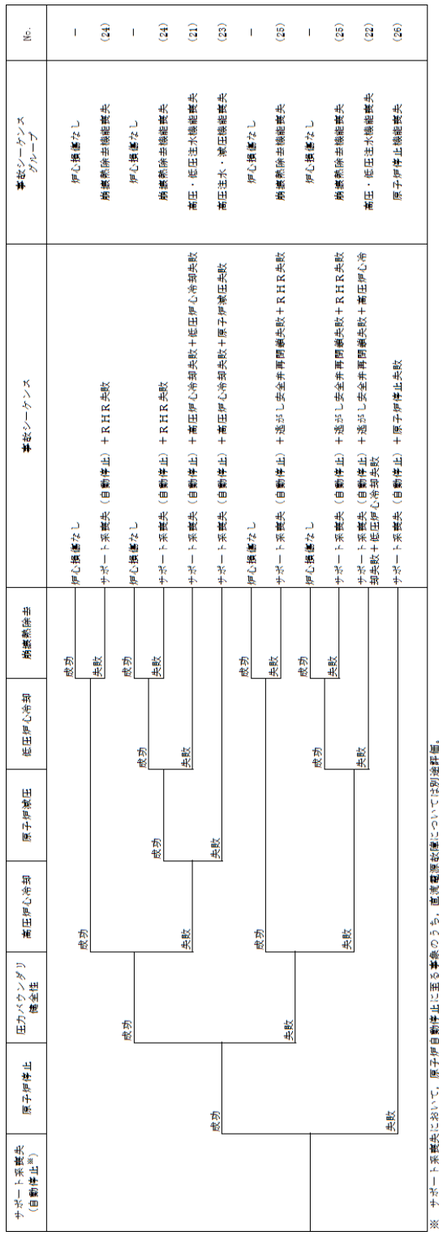


第1－2図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（２／３）

備考

・解析結果の相違
　内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違
【柏崎 6/7】
　島根２号炉は，ＳＲＶ１個の開放により原子炉が減圧されるため，ＡＢＷＲのように圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗後に，原子炉減圧の分岐を設けてない

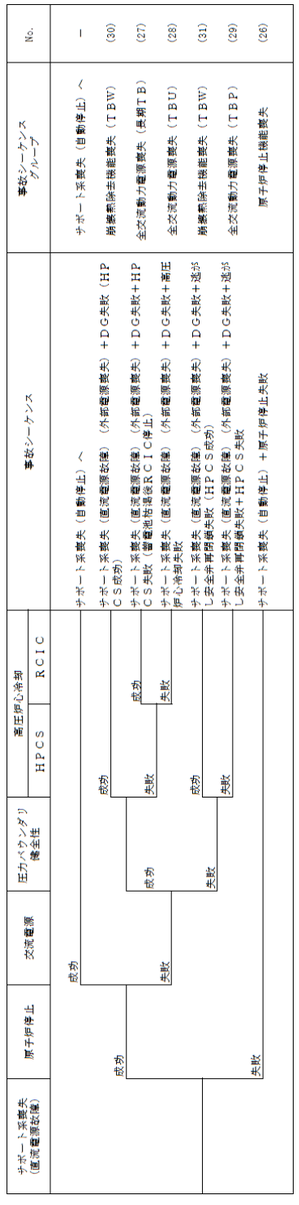
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（4/7）

・解析結果の相違
【東海第二】
　設備の相違により東海第二はサポート系喪失（自動停止）のイベントツリーを展開している

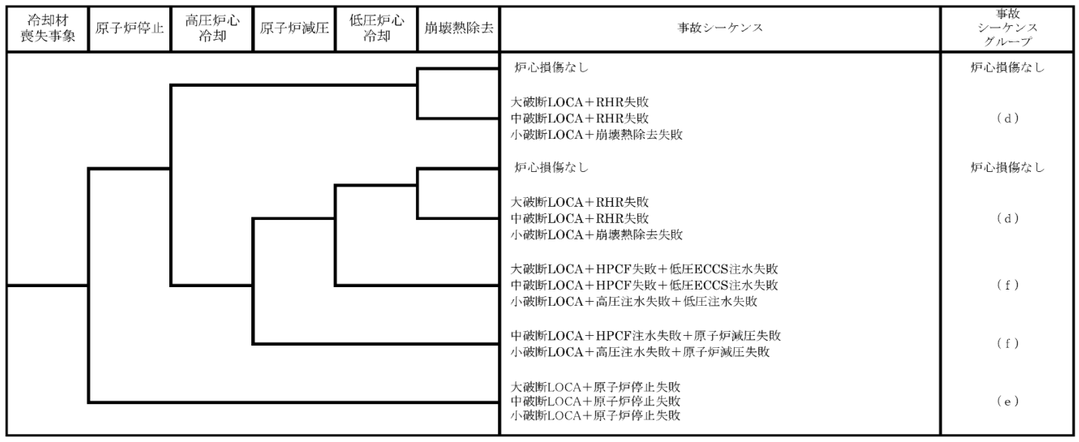
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（5／7）

・解析結果の相違
【東海第二】
　設備の相違により東海第二はサポート系喪失（直流電源喪失）のイベントツリーを展開している

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20 版)

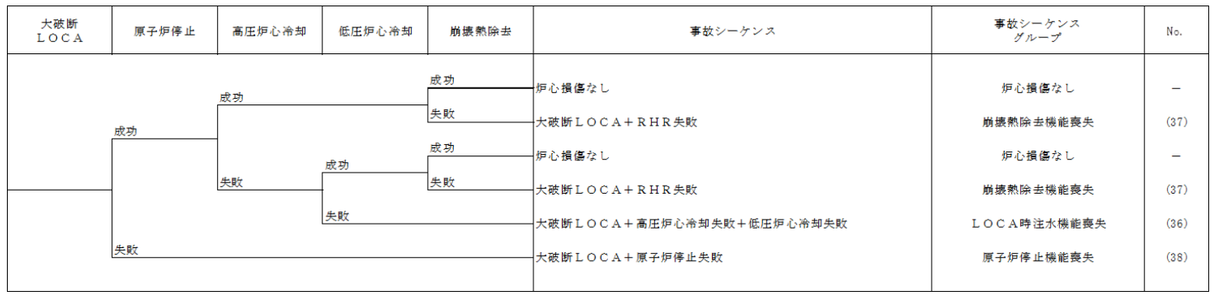


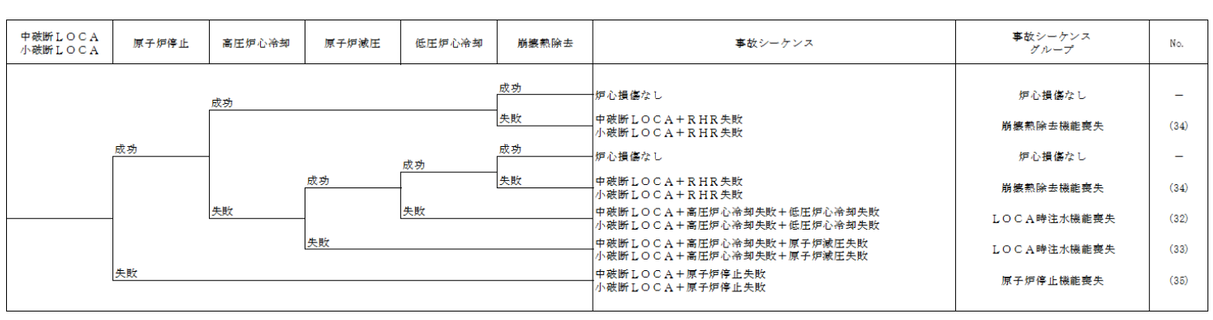
インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	ISLOCA	(g)

(d)　崩壊熱除去機能喪失　(e)　原子炉停止機能喪失　(f)　LOCA 時注水機能喪失　(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (3/3)

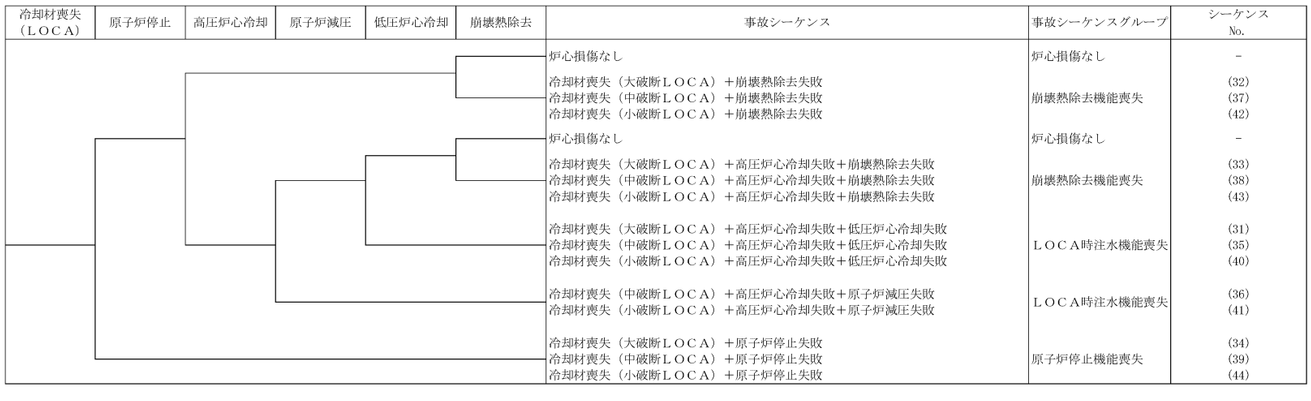
東海第二発電所　(2018.9.12 版)

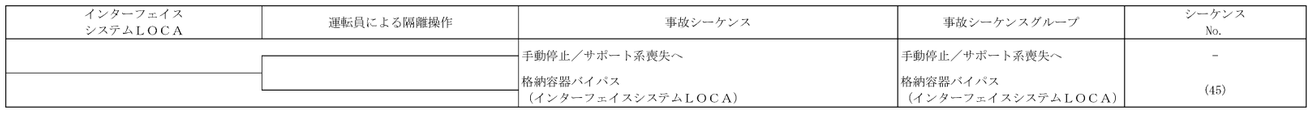




第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（6／7）

島根原子力発電所　2号炉





第1－2図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（３／３）

備考

・解析結果の相違
内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，大破断ＬＯＣＡ，中破断ＬＯＣＡ及び小破断ＬＯＣＡについて同一のイベントツリーを用いている。大破断ＬＯＣＡについては原子炉減圧されるものとして取り扱っており，東海第二と実質的な差異はない（柏崎 6/7 と同様）

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)

【以下，比較のため第1-2図(3/3)を再掲】

冷却材喪失事象	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA＋RHR失敗 中破断LOCA＋RHR失敗 小破断LOCA＋崩壊熱除去失敗	(d)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA＋RHR失敗 中破断LOCA＋RHR失敗 小破断LOCA＋崩壊熱除去失敗	(d)
						大破断LOCA＋HPCF失敗＋低圧ECCS注水失敗 中破断LOCA＋HPCF失敗＋低圧ECCS注水失敗 小破断LOCA＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(f)
						中破断LOCA＋HPCF注水失敗＋原子炉減圧失敗 小破断LOCA＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(f)
						大破断LOCA＋原子炉停止失敗 中破断LOCA＋原子炉停止失敗 小破断LOCA＋原子炉停止失敗	(e)

インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	ISLOCA	(g)

(d)　崩壊熱除去機能喪失　(e)　原子炉停止機能喪失　(f)　LOCA時注水機能喪失　(g)　格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

第1-2 図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー (3/3)

東海第二発電所　(2018.9.12版)

インターフェイスシステムＬＯＣＡ	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	(39)

第1－2図　内部事象レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（7／7）

島根原子力発電所　２号炉

【以下，比較のため第1－2図(3/3)を再掲】

冷却材喪失（ＬＯＣＡ）	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
						炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
						冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(32)
						冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗		(37)
						冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗		(42)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
						冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(33)
						冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗		(38)
						冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗		(43)
						冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	(31)
						冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		(35)
						冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		(40)
						冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	(36)
						冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗		(41)
						冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(34)
						冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗		(39)
						冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗		(44)

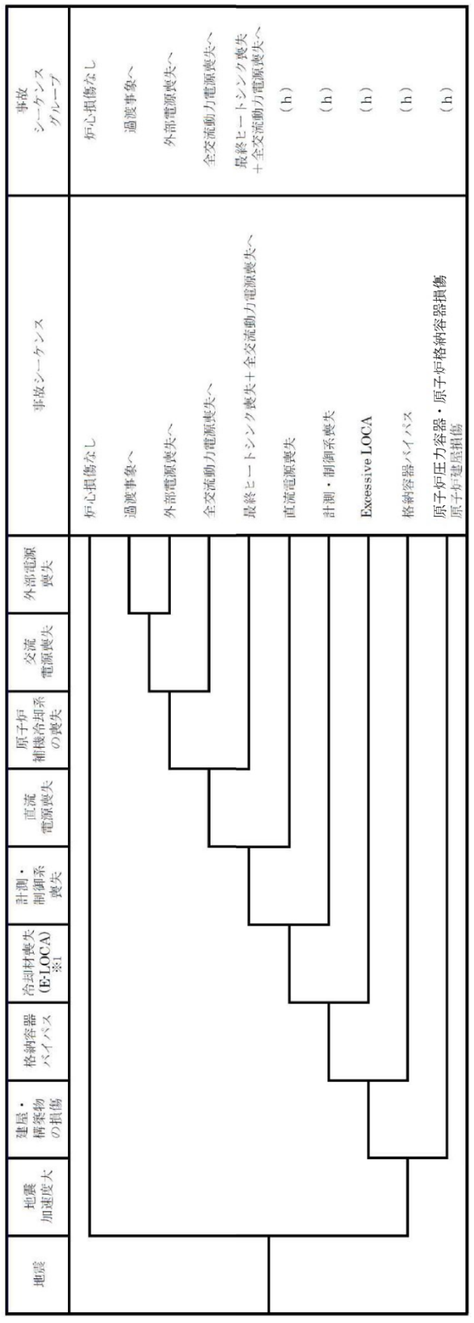
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	運転員による隔離操作	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
		手動停止／サポート系喪失へ	手動停止／サポート系喪失へ	－
		格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	(45)

第1－2図　内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（３／３）

備考

・記載表現の相違
【柏崎6/7，東海第二】
島根２号炉はインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生後，運転員による隔離操作を行うヘディングを記載している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

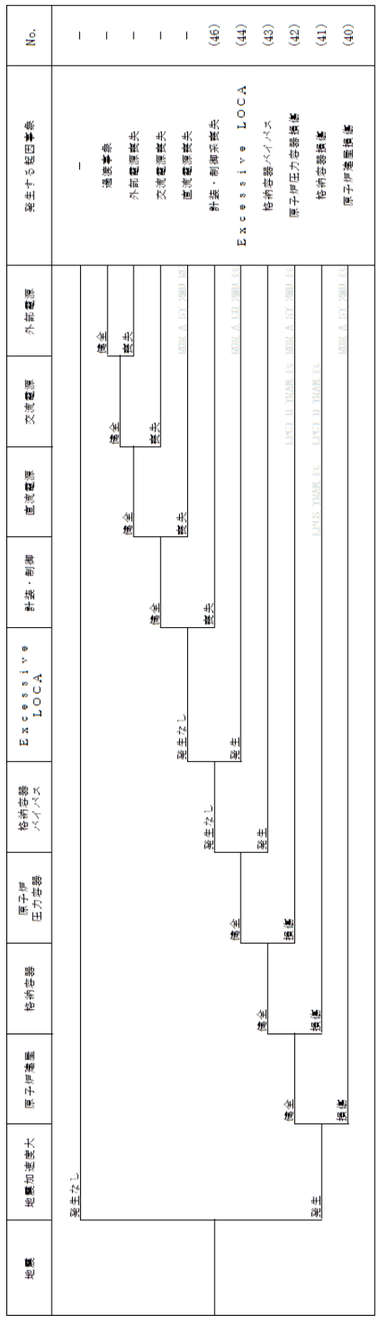


※1 E-LOCA：Excessive -LOCA

(h)　炉心損傷直結シーケンス

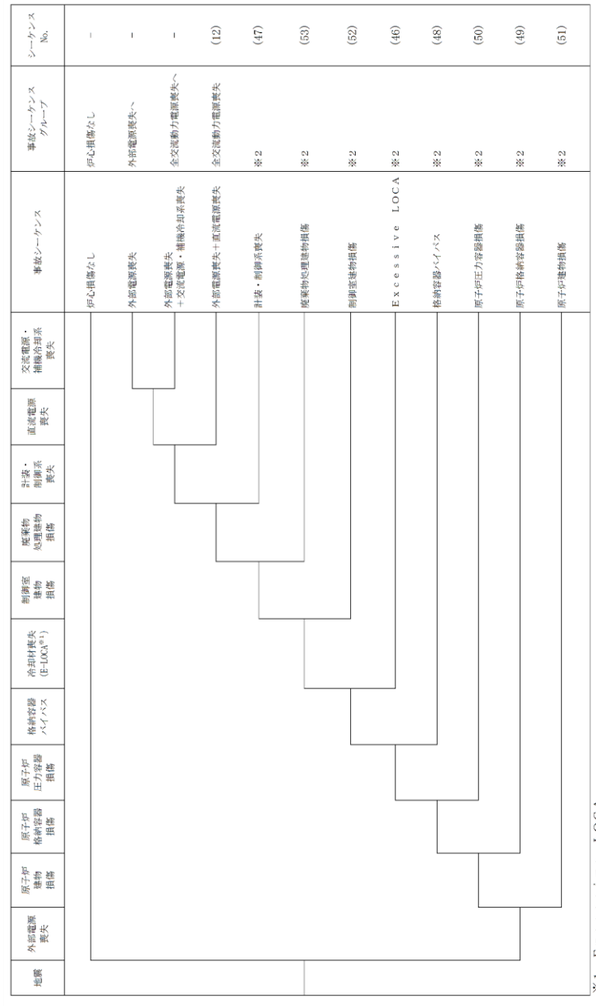
第 1-3 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー

東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第1－3図　地震レベル１ＰＲＡにおける階層イベントツリー

島根原子力発電所　２号炉



※1 Excessive LOCA
※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

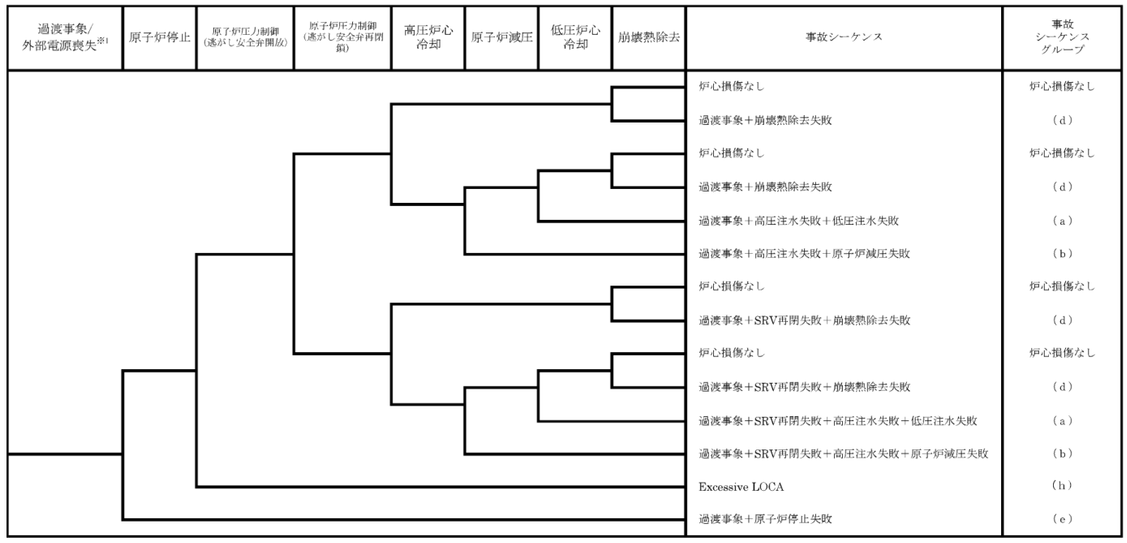
第1－3図　地震レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー

備考

・階層イベントツリーのヘディングの相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は原子炉圧力容器損傷，原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷を１つの事故シーケンスで取り扱っているが，島根２号炉ではこれらの事故シーケンスを分けて評価するイベントツリーとしている。このイベントツリー構造の相違によるシーケンス選定の結果への影響はない

・地震ＰＲＡの起点となる起因事象の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
地震ＰＲＡの起点となる起因事象が「地震加速度大」と「外部電源喪失」とで異なる。地震ＰＲＡで扱う地震加速度の下限値等に相違が生じるが，この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）

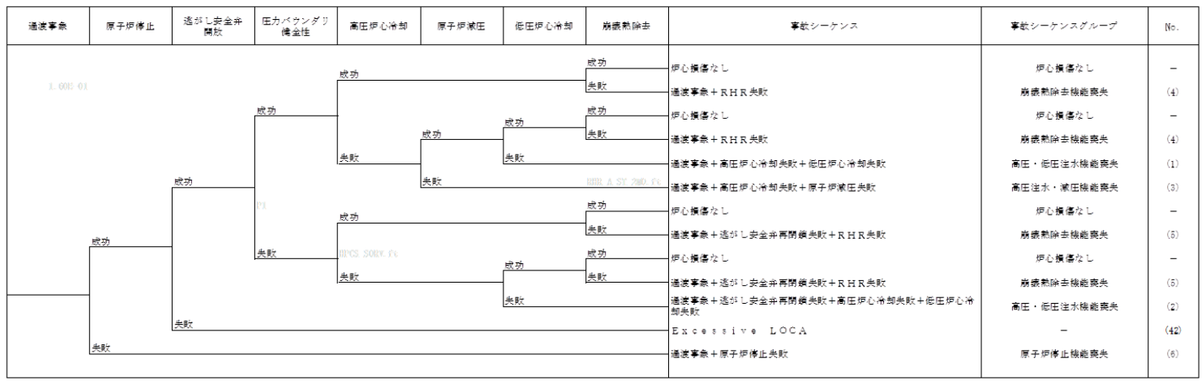


※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

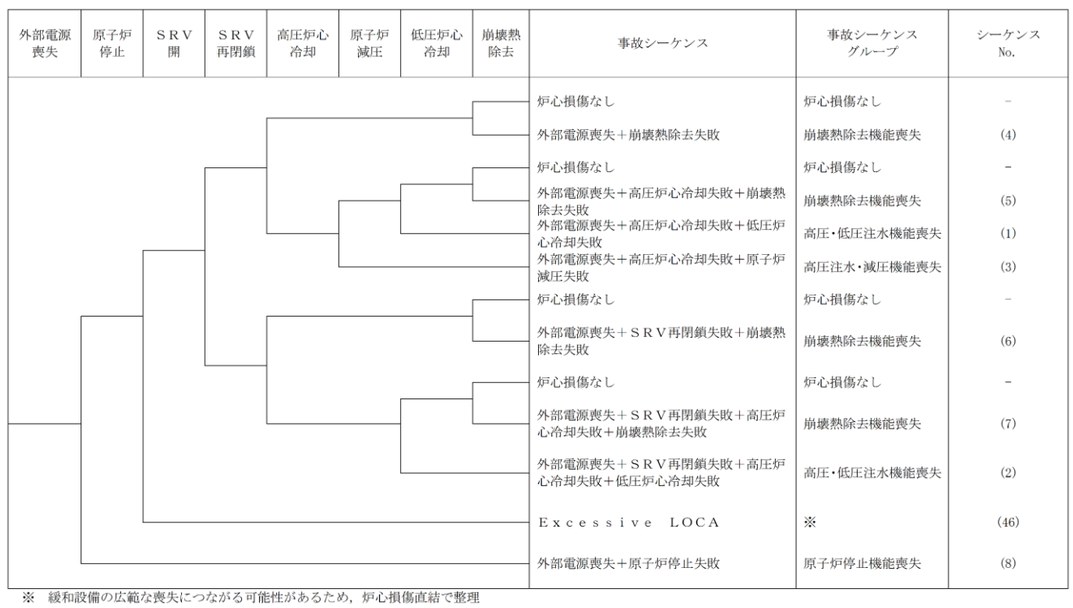
(a)　高圧・低圧注水機能喪失　　(b)　高圧注水・減圧機能喪失　　(d) 崩壊熱除去機能喪失　　(e)　原子炉停止機能喪失　　(h)　炉心損傷直結シーケンス

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー（1/2）

東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第1－4図　地震レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（1／3）



※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

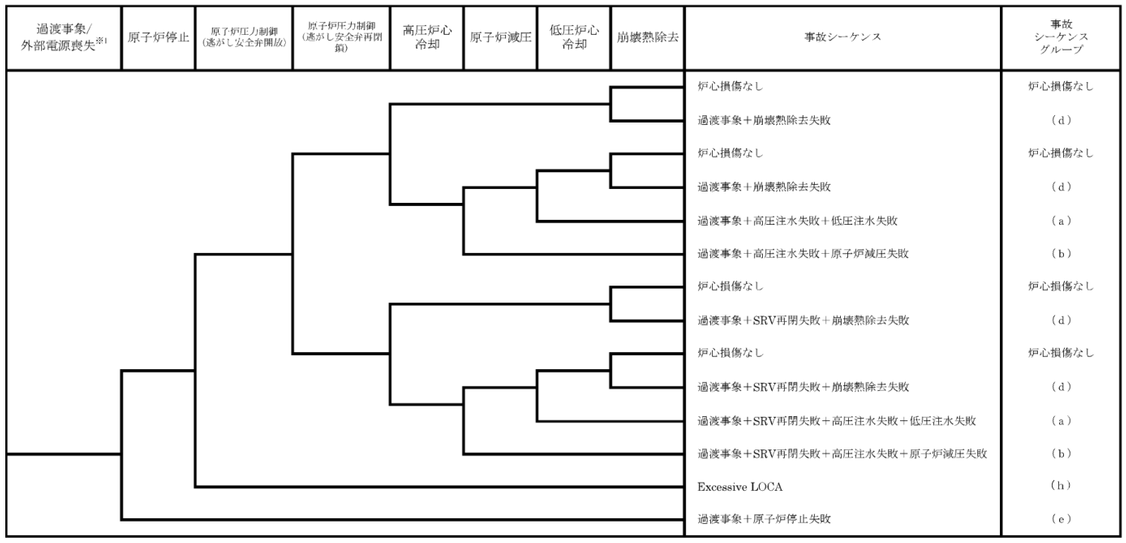
第1－4図　地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（１／２）

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は階層イベントツリーで抽出している外部電源喪失のイベントツリーを展開しており，柏崎 6/7，東海第二は，階層イベントツリーにおいて過渡事象と外部電源喪失を分けて抽出しているため過渡事象／外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが，この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

【以下，比較のため第1-4図(1/2)を再掲】

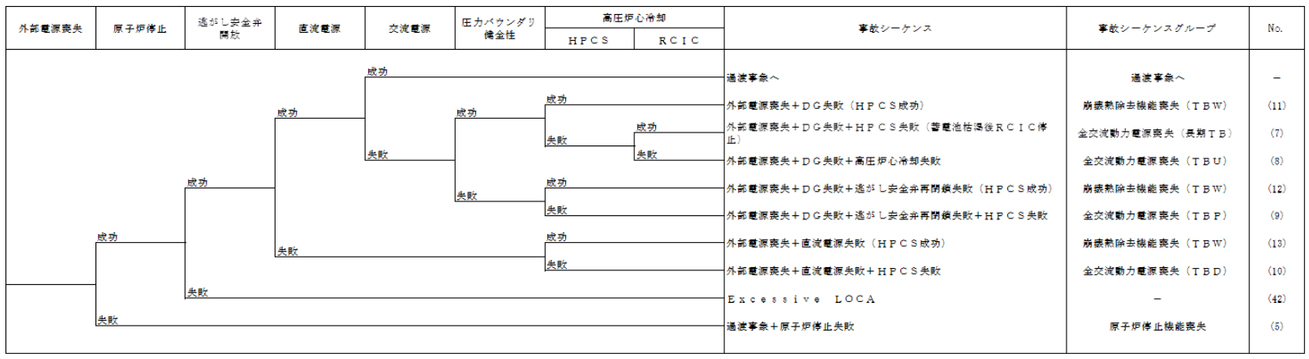


※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a)　高圧・低圧注水機能喪失　　(b)　高圧注水・減圧機能喪失　　(d) 崩壊熱除去機能喪失　　(e)　原子炉停止機能喪失　　(h)　炉心損傷直結シーケンス

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (1/2)

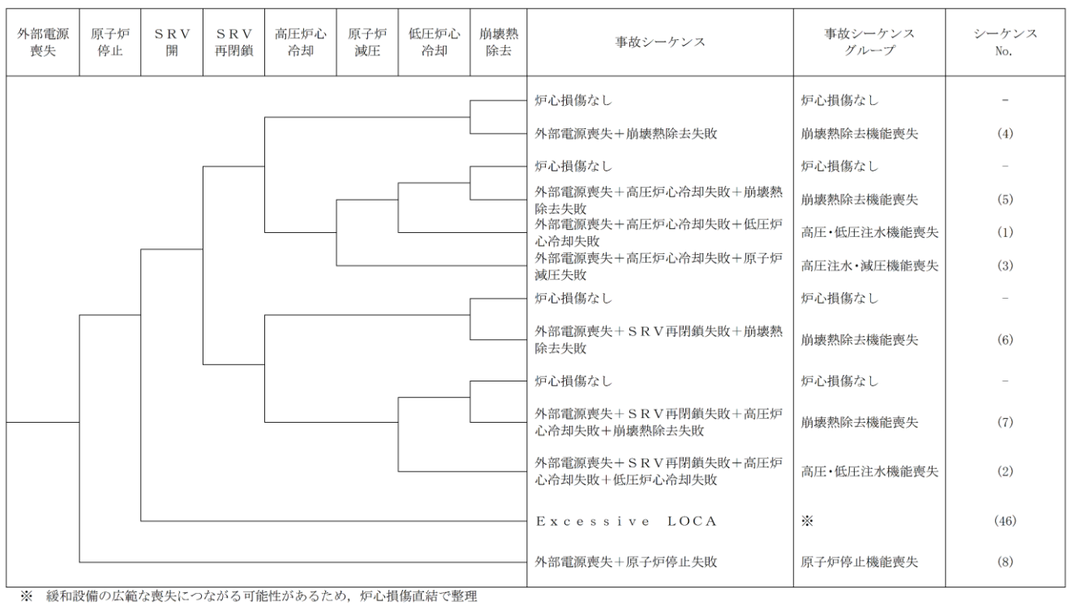
東海第二発電所　（2018.9.12版）



第1－4図　地震レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（2／3）

島根原子力発電所　２号炉

【以下，比較のため第1-4図(1/2)を再掲】



※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

第1－4図　地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（１／２）

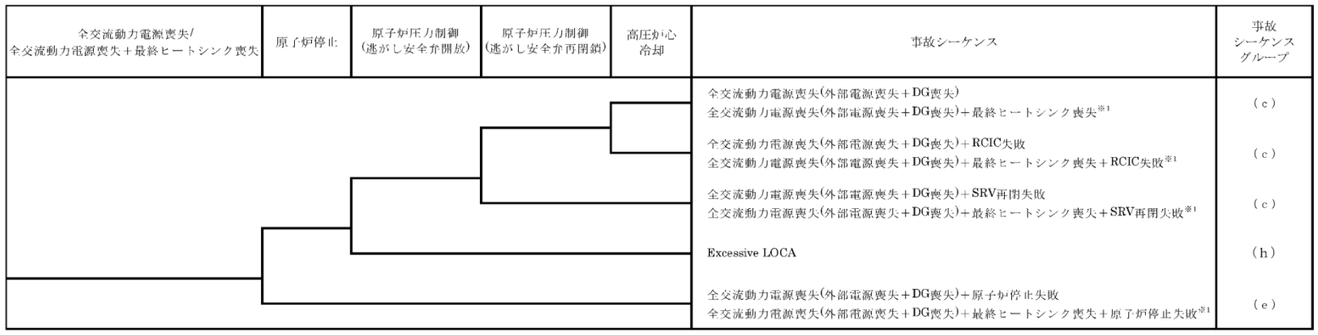
備考

・解析結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉は階層イベントツリーで抽出している外部電源喪失のイベントツリーを展開しており，柏崎 6/7 及び東海第二は，階層イベントツリーにおいて過渡事象と外部電源喪失を分けて抽出しているため過渡事象／外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが，この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）



全交流動力電源喪失/ 全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失	原子炉停止	原子炉圧力制御 （逃がし安全弁開放）	原子炉圧力制御 （逃がし安全弁再閉鎖）	高圧炉心 冷却	事故シーケンス	事故 シーケンス グループ
					全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失） 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋最終ヒートシンク喪失※1	（c）
					全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋最終ヒートシンク喪失＋RCIC失敗※1	（c）
					全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋最終ヒートシンク喪失＋SRV再閉失敗※1	（c）
					Excessive LOCA	（h）
					全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋原子炉停止失敗 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋最終ヒートシンク喪失＋原子炉停止失敗※1	（e）

※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから，全交流動力電源喪失の事故シーケンスとして整理した。

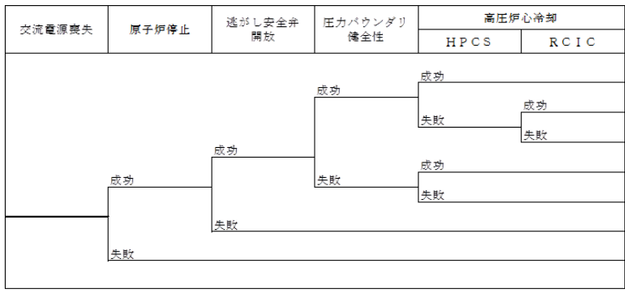
（c）　全交流動力電源喪失　　（e）　原子炉停止機能喪失　　（h）　炉心損傷直結シーケンス

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (2/2)

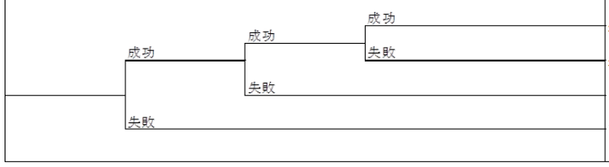
備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は階層イベントツリーで抽出している全交流動力電源喪失のイベントツリーを展開しており，柏崎 6/7 は，階層イベントツリーにおいて全交流動力電源喪失と，全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を分けて抽出しているため，全交流動力電源喪失／全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが，この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない
【東海第二】
島根２号炉は階層イベントツリーにて直流電源喪失からＴＢＤを抽出しているが，東海第二は階層イベントツリーにて直注電源喪失を抽出し，直流電源喪失を起因事象とするイベントツリーを展開しＴＢＤを抽出している

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

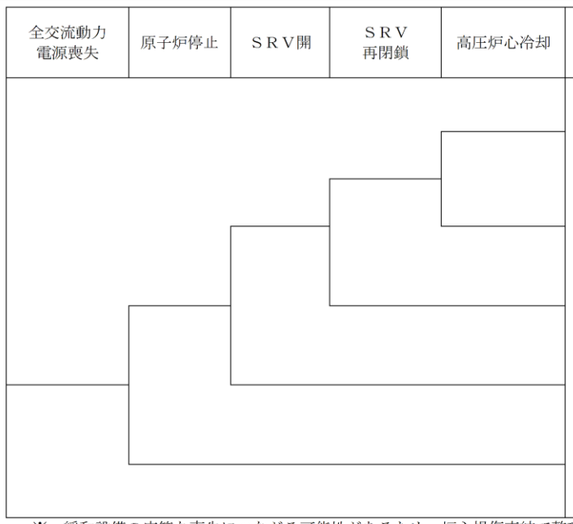


交流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁開放	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却 HPCS	高圧炉心冷却 RCIC	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
				成功		外部電源喪失＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	崩壊熱除去機能喪失（ＴＢＷ）	(11)
				失敗	成功	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	(7)
					失敗	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	(8)
			成功	成功		外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	崩壊熱除去機能喪失（ＴＢＷ）	(12)
				失敗		外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	(9)
		失敗				Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	(42)
	失敗					交流電源喪失＋原子炉停止失敗	交流電源喪失＋原子炉停止失敗	(45)



直流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁開放	高圧炉心冷却 HPCS	高圧炉心冷却 RCIC	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
			成功		外部電源喪失＋直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功）	崩壊熱除去機能喪失（ＴＢＷ）	(13)
		成功	失敗		外部電源喪失＋直流電源失敗＋ＨＰＣＳ失敗	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	(10)
	成功	失敗			Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	－	(42)
	失敗				直流電源喪失＋原子炉停止失敗	直流電源喪失＋原子炉停止失敗	(45)

第1－4図　地震レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー（3／3）



全交流動力電源喪失	原子炉停止	ＳＲＶ開	ＳＲＶ再閉鎖	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
					外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失	(9)
					外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	(11)
					外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋ＳＲＶ再閉鎖失敗	全交流動力電源喪失	(10)
					Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ	※	(46)
					外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失＋原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(16)

※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

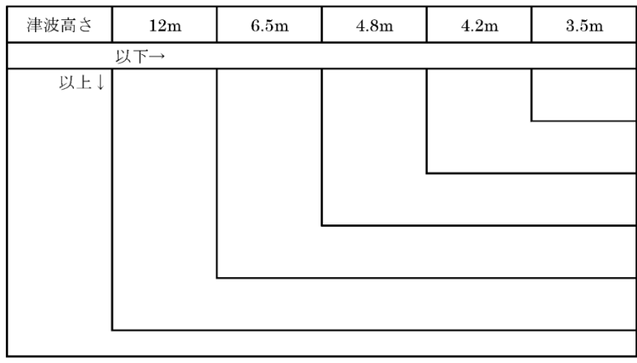
第1－4図　地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（２／２）

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は階層イベントツリーで抽出している全交流動力電源喪失のイベントツリーを展開しており，柏崎 6/7 は，階層イベントツリーにおいて全交流動力電源喪失と，全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を分けて抽出しているため，全交流動力電源喪失／全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが，この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない
【東海第二】
島根２号炉は階層イベントツリーにて直流電源喪失からＴＢＤを抽出しているが，東海第二は階層イベントツリーにて直注電源喪失を抽出し，直流電源喪失を起因事象とするイベントツリーを展開しＴＢＤを抽出している

島根原子力発電所　２号炉

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20 版)



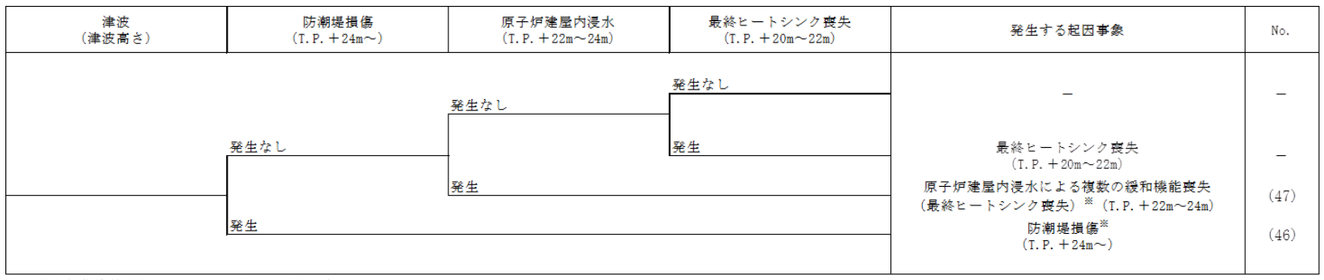
発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
起因となる事象発生なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし
①	過渡事象へ※1	過渡事象へ※1
①+②	津波高さ 4.2m～6.5mへ	津波高さ 4.2m～6.5mへ
①+②+③		
①+②+③+④	非常用交流電源喪失 ＋最終ヒートシンク喪失 ＋直流電源喪失	直流電源喪失
①+②+③+④+⑤		

※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。

① 過渡事象　② 最終ヒートシンク喪失(LUHS)　③ 全交流動力電源喪失(SBO)　④ 直流電源喪失　⑤ 外部電源喪失

第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー

東海第二発電所　(2018.9.12 版)



発生する起因事象	No.
－	－
最終ヒートシンク喪失 (T.P.＋20m～22m)	－
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)※ (T.P.＋22m～24m)	(47)
防潮堤損傷※ (T.P.＋24m～)	(46)

※　炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

第1－5図　津波レベル１ＰＲＡにおける階層イベントツリー

島根原子力発電所　２号炉

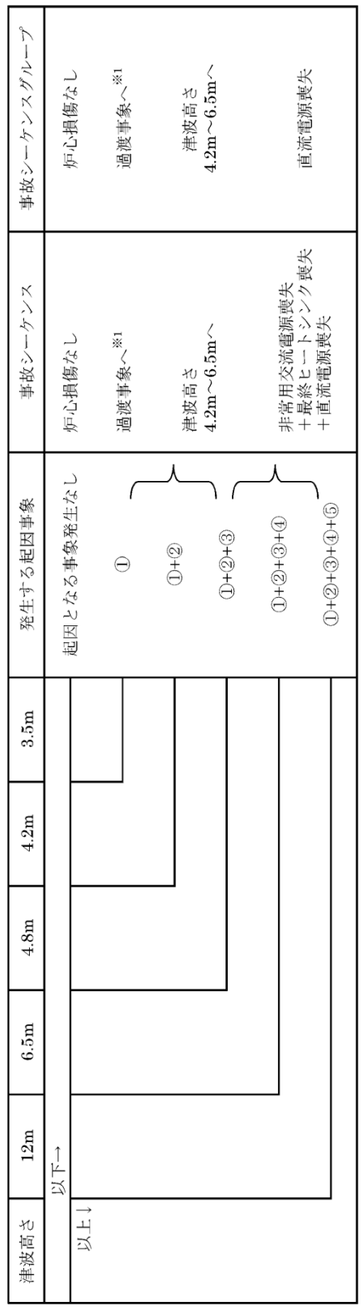
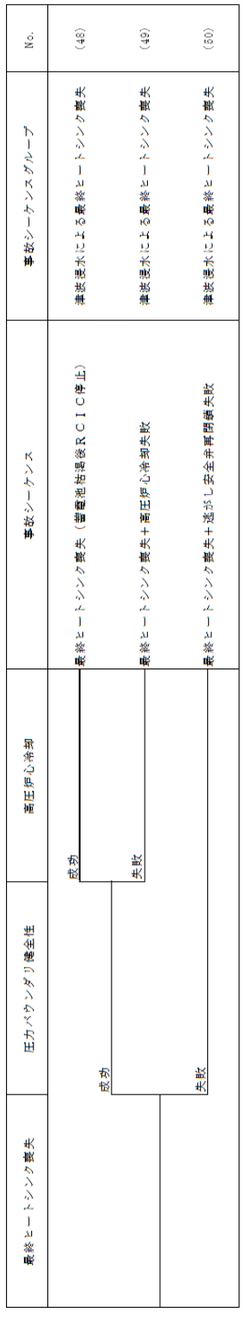
津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス	最終状態	シーケンス No.
	津波高さ ＥＬ20m 以下	炉心損傷なし	炉心損傷なし	－
	津波高さ ＥＬ20m 超過	直接炉心損傷に至る事象	※	(54)

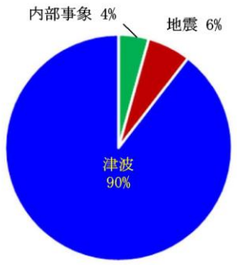
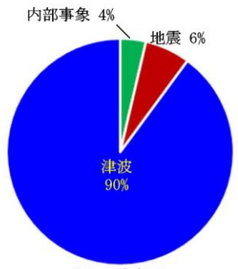
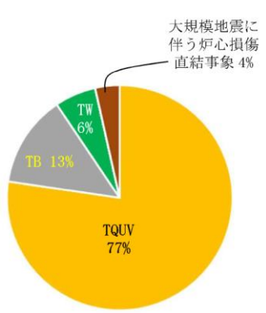
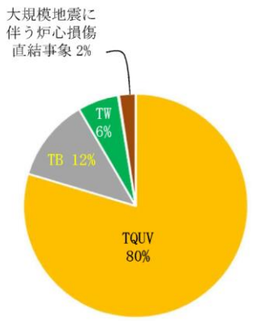
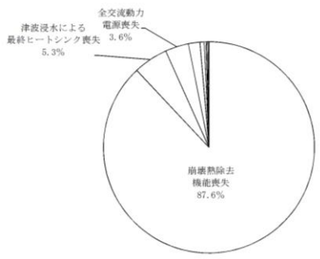
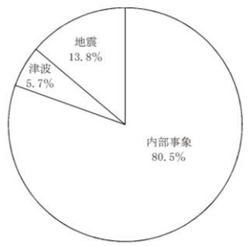
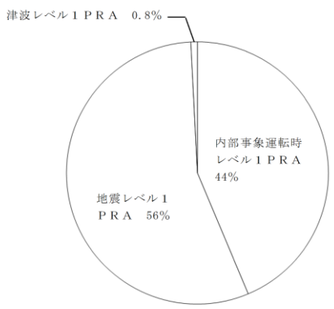
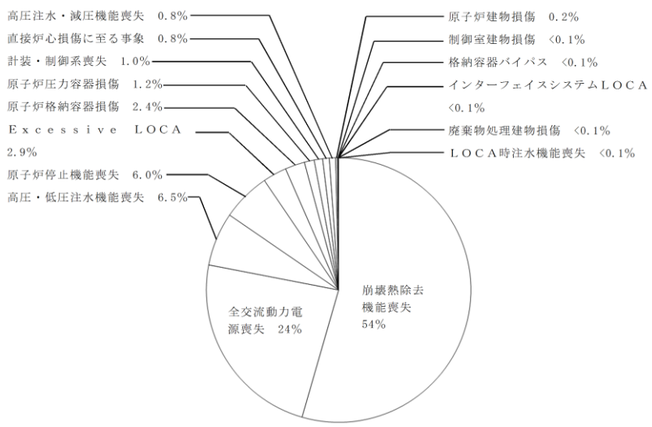
※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結事象として整理

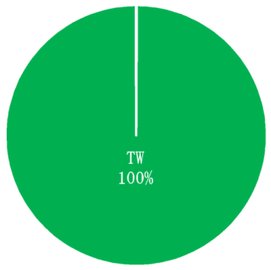
第1－5図　津波レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー

備考

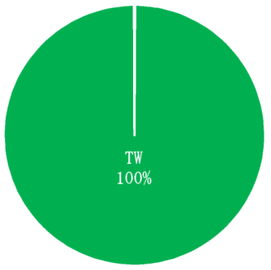
・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
敷地内浸水状況，浸水対策への期待有無等により，津波ＰＲＡの事故シーケンスの分類が異なる。島根２号炉では，防波壁等の津波防護施設及び浸水防止設備に期待した評価としており，ＥＬ20m 超過津波襲来時の「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出された

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 ※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。 ① 過渡事象　② 最終ヒートシンク喪失(LUHS)　③ 全交流動力電源喪失(SBO)　④ 直流電源喪失　⑤ 外部電源喪失 第 1-6 図 津波レベル 1PRA イベントツリー	 第1－6図　津波レベル１ＰＲＡにおけるイベントツリー		・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の津波ＰＲＡでは，評価対象とする起因事象に対して炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため，イベントツリーを作成していない

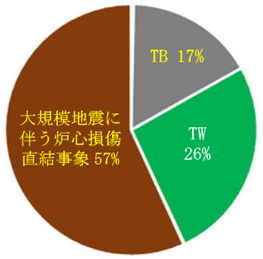
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 6 号炉事象別  7 号炉事象別  6 号炉事象別シーケンスグループ別  7 号炉事象別シーケンスグループ別 6 号炉　全炉心損傷頻度：2.0×10^{-4} /炉年 7 号炉　全炉心損傷頻度：2.4×10^{-4} /炉年 第 1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度	  （ＣＤＦ：7.5×10^{-5}／炉年） 事故シーケンスグループ別　　事象別 第1－7図　プラント全体の炉心損傷頻度	 事象別  事故シーケンスグループ別 全炉心損傷頻度：1.4E-05／炉年 第1－6図　プラント全体の炉心損傷頻度	・事象別の炉心損傷頻度寄与割合の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は津波ＰＲＡにおいて津波防護施設及び浸水防止設備を考慮しており，津波ＰＲＡの炉心損傷頻度が相対的に小さくなっているため，事象別の炉心損傷頻度寄与割合において津波ＰＲＡの占める割合が小さい ・事故シーケンスグループ別の寄与割合の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 では津波ＰＲＡの寄与割合が大きく，結果として津波ＰＲＡから抽出される事故シーケンスグループの高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失の寄与割合が大きくなっている。東海第二では内部事象ＰＲＡの寄与割合が大きくなっているが，崩壊熱除去機能喪失の寄与割合が大きくなっていること等は同様

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所　（2018.9.12 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>


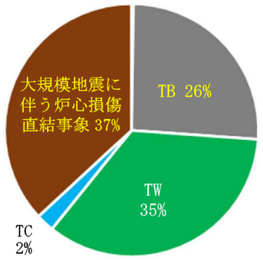
6 号炉内部事象運転時レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：8.7×10⁻⁶ /炉年）



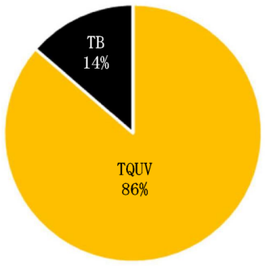
7 号炉内部事象運転時レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：8.7×10⁻⁶ /炉年）



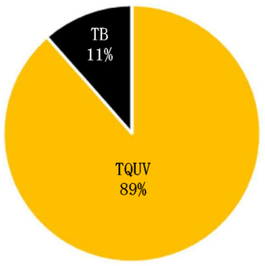
6 号炉地震レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：1.2×10⁻⁵ /炉年）



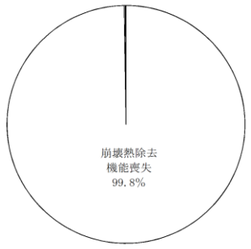
7 号炉地震レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：1.5×10⁻⁵ /炉年）



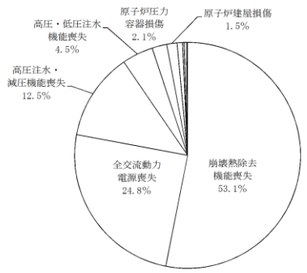
6 号炉津波レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：1.8×10⁻⁴ /炉年）



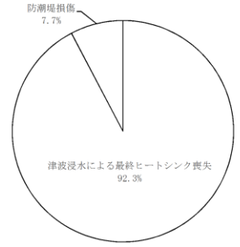
7 号炉津波レベル 1PRA
（炉心損傷頻度：2.1×10⁻⁴ /炉年）

第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合
</td>
<td>


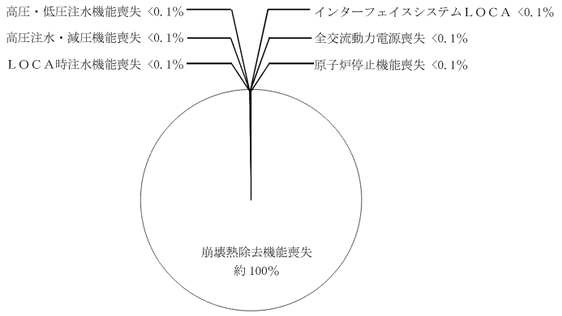
内部事象レベル１ＰＲＡ
（ＣＤＦ：6.1×10⁻⁵／炉年）



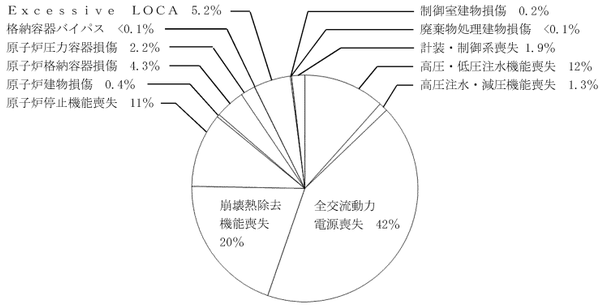
地震レベル１ＰＲＡ
（ＣＤＦ：1.0×10⁻⁵／炉年）



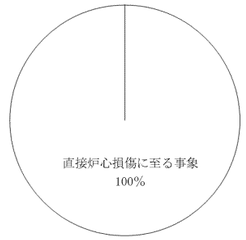
津波レベル１ＰＲＡ
（ＣＤＦ：4.3×10⁻⁶／炉年）

第1－8図　事故シーケンスグループごとの寄与割合
</td>
<td>


内部事象運転時レベル１ＰＲＡ
（炉心損傷頻度：6.2E-06／炉年）



地震レベル１ＰＲＡ
（炉心損傷頻度：7.9E-06／炉年）



津波レベル１ＰＲＡ
（炉心損傷頻度：1.2E-07／炉年）

第1－7図　各ＰＲＡの結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合
</td>
<td>
・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
運転時レベル１ＰＲＡによる炉心損傷頻度及び寄与割合の相違

・地震ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
地震ハザード，フラジリティの相違により，各事故シーケンスの寄与割合が異なっている
・津波ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉及び東海第二では津波防護施設及び浸水防止設備に期待したＰＲＡを実施した結果，津波ＰＲＡの炉心損傷頻度が小さい。島根２号炉の事故シーケンスとしては EL20m 超過時の「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出された
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また，以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ① 内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し，解釈の記載との比較検討・分類を実施した。 ② 抽出された格納容器破損モードのうち，炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス，格納容器先行破損に該当するものは，解釈１－２(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。 ③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い，新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。 ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を選定し，その中で厳しい事故シーケンスを検討し，格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。 2.1 格納容器破損モードの分析について 解釈には，格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおりに示されている。 ２－１ (a) 必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触(シェルアタック)	2.　格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2－1図に示す。また，以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象レベル１．５ＰＲＡ及びＰＲＡを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し，解釈の記載との比較検討・分類を実施した。 ②　抽出された格納容器破損モードのうち，炉心損傷発生時点で格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス，格納容器先行破損に該当するものは，解釈１－２(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。 ③　国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い，新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した。 ④　格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（以下「ＰＤＳ」という。）を選定し，その中で厳しい事故シーケンスを検討し，格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。 2.1　格納容器破損モードの分析について 解釈には，格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおりに示されている。 ２－１ (a) 必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触（シェルアタック）	2.　格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2－1図に示す。また，以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象運転時レベル1.５ＰＲＡ及びＰＲＡを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し，解釈の記載との比較検討・分類を実施した。 ②　抽出された格納容器破損モードのうち，炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス，格納容器先行破損に該当するものは，解釈１－２(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。 ③　国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い，新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した。 ④　格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（以下「ＰＤＳ」という。）を選定し，その中で厳しい事故シーケンスを検討し，格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。 2.1　格納容器破損モードの分析について 解釈には，格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおりに示されている。 ２－１ (a) 必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触（シェルアタック）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号は内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡと記載（以下，同様の相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 格納容器破損モードの抽出プロセスを記載しているため，島根２号炉では「新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した」と記載 ・記載表現の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・溶融炉心・コンクリート相互作用 (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード ① 個別プラントの内部事象に関するPRA 及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ② その結果、上記２－１(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。	・溶融炉心・コンクリート相互作用 (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード ①個別プラントの内部事象に関するＰＲＡ及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②その結果、上記２－１(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。	・溶融炉心・コンクリート相互作用 (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード ①　個別プラントの内部事象に関するＰＲＡ及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②　その結果、上記２－１(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。	
上記２－１(b)①に基づき，内部事象レベル1.5PRAを実施し，格納容器破損モードを評価した。 外部事象について，地震レベル1.5PRAは原子炉建屋，原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく，定量評価結果の活用に際しては損傷箇所，損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため，現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。 また，PRA の適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。 実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。 2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理 (1) PRAに基づく整理 内部事象レベル1.5PRAを実施し，事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から，以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。 具体的には第2-2図のとおり，炉心損傷前，原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，原子炉圧力容器破損以降の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また，事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し，第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し，原子炉格納容器の破損に至る格納容器破損モードを整理	上記２－１(b)①に基づき，内部事象レベル１．５ＰＲＡを実施し，格納容器破損モードを評価した。 外部事象について，地震レベル１．５ＰＲＡは原子炉建屋，格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく，定量評価結果の活用に際しては損傷箇所，損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため，現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。 また，ＰＲＡの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。 実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。 2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理 (1)　ＰＲＡに基づく整理 内部事象レベル１．５ＰＲＡを実施し，事故の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から，以下のａ．～ｉ．に示す格納容器破損モードの抽出を行った。 具体的には第2－2図のとおり，炉心損傷前，原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，原子炉圧力容器破損以降の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また，事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し，第2－3図に示すイベントツリーを作成し，格納容器の破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部	上記２－１(b)①に基づき，内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡを実施し，格納容器破損モードを評価した。 外部事象については，地震レベル1.5ＰＲＡは原子炉建物，原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく，定量評価結果の活用に際しては損傷箇所，損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため，現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。 また，ＰＲＡの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。 実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。 2.1.1　格納容器破損モードの抽出，整理 (1)　ＰＲＡに基づく整理 内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡを実施し，事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から，以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。 具体的には第2－2図のとおり，炉心損傷前，原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，原子炉圧力容器破損以降の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また，事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し，第2－3図に示す格納容器イベントツリーを作成し，原子炉格納容器の破損に至る格納容器破損モードを整理	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は格納容器破損モード抽出の観点で分析を実施（以下，同様の相違は記載を省略）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
している。内部事象レベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また，格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。	事象レベル１．５ＰＲＡから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2－1表に示す。また，格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2－4図に示す。	している。内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2－1表に示す。また，格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度（以下「ＣＦＦ」という。）への寄与割合を第2－4図に示す。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は格納容器破損頻度をＣＦＦと読み替え
① 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	ａ．早期過圧破損（未臨界確保失敗）	①　早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）	・格納容器破損モード名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉ＰＲＡにて抽出される格納容器破損モード名称を記載（以下，同じ相違は記載を省略）
原子炉停止失敗時に，炉心で発生した大量の水蒸気が原子炉格納容器へ放出され，格納容器圧力が早期に上昇して，原子炉格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。	原子炉停止失敗時に，炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され，格納容器圧力が早期に上昇して，格納容器が過圧破損に至る格納容器破損モードである。	原子炉停止失敗時に，炉心で発生した大量の水蒸気が原子炉格納容器へ放出され，格納容器圧力が早期に上昇して，原子炉格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号は「事象として分類する」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
② 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前) 炉心の冷却が達成される中で，水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。	ｂ．過圧破損（崩壊熱除去失敗） 炉心の冷却が達成される中で，水蒸気の蓄積による準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損する格納容器破損モードである。	②　水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前） 炉心の冷却が達成される中で，水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。	
③ インターフェイスシステムLOCA インターフェイスシステムLOCA の発生により，原子炉格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。	ｃ．格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生により，格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。	③　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生により，原子炉格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建物内に放出される事象として分類する。	
④ 格納容器隔離失敗 炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。	ｄ．格納容器バイパス（格納容器隔離失敗） 炉心が損傷した時点で，格納容器の隔離に失敗しており，格納容器の閉じ込め機能を喪失している格納容器破損モードである。	④　格納容器バイパス（格納容器隔離失敗） 炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	なお，以下の格納容器破損モードは，今回実施した内部事象レベル１．５ＰＲＡでは分析により除外した。		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載
⑤ 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し，その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し，格納容器破損に至る事象として分類する。	ｊ．原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し，その際の発生エネルギによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって格納容器に衝突し，格納容器破損に至る格納容器破損モードである。	⑤　原子炉圧力容器内の水蒸気爆発 高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し，その際の発生エネルギによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し，格納容器破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号は「エネルギ」と記載（以下，同様の相違は記載を省略）
	ただし，これまでの炉内溶融燃料－冷却材相互作用に係る研究等の知見から，炉内溶融燃料－冷却材相互作用により格納容器が破損する可能性は十分低いため，内部事象レベル１．５ＰＲＡでは格納容器破損モードとして設定していない。		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載
⑥ 格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に，溶融炉心が	ｇ．格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に，溶融炉心	⑥　格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に，溶融炉心が	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果，格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。 ⑦ 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 高温の溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し，水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	が格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果，格納容器圧力が上昇し格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。 h．原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 高温の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水中又はサプレッション・プール水中に落下した場合，若しくは格納容器内に放出されたデブリに対して注水を実施した場合に，水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに格納容器に付加される機械的エネルギによって格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。	原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果，格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。 ⑦　原子炉圧力容器外の水蒸気爆発 高温の溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し，水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は原子炉格納容器下部と記載（以下，同様な相違は記載を省略） ・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であるため，サプレッション・プール水中での水蒸気爆発について記載
⑧ 溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部の床からその外側のドライウェルの床に広がり，高温の溶融炉心がドライウェルの壁（バウンダリ）に接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	l．溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に格納容器下部へ落下した溶融炉心が格納容器下部の床からその外側のドライウェルの床に拡がり，高温の溶融炉心がドライウェルの壁（バウンダリ）に接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通し，格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。 ただし，東海第二発電所のＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器においては，ペデスタル（ドライウェル部）内に蓄積したデブリがドライウェル床には拡がらない格納容器構造となっているため，内部事象レベル１．５ＰＲＡでは格納容器破損モードとして設定してしない。	⑧　格納容器直接接触 原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部の床からその外側のドライウェルの床に拡がり，高温の溶融炉心がドライウェルの壁（バウンダリ）に接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 格納容器破損防止に係るガイドの記載に従い「拡がり」と記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの定量化結

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載
⑨ 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷後) 炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され，破損に至る事象，又は，溶融炉心が冷却されない場合に，溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し，原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。 ⑩ 過温破損 原子炉圧力容器破損後，原子炉格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に，溶融炉心からの輻射及び対流によってが原子炉格納容器の雰囲気が加熱され，原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	ｅ．過圧破損（長期冷却失敗） 炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気によって格納容器が過圧され，破損に至る格納容器破損モード，又は，溶融炉心が冷却されない場合に，溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し，格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。 ｆ．過温破損 炉心損傷後に，溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に，溶融炉心からの輻射及び対流によって格納容器の雰囲気が加熱され，格納容器の貫通部等が熱的に損傷し，格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。	⑨　水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後） 炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され，破損に至る事象，又は，溶融炉心が冷却されない場合に，溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し，原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。 ⑩　雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損） 原子炉圧力容器破損後，原子炉格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に，溶融炉心からの輻射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気が加熱され，原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉の過温破損は，ＰＲＡの結果から，圧力容器破損後に発生するため「原子炉圧力容器破損後」と記載
⑪ 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器の破損後，原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に，原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが浸食され，原子炉圧力容器支持機能が喪失する事象又は原子炉格納容器のベースマットが溶融貫通し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	ｉ．溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器の破損後，格納容器内に放出された溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に，ペデスタル（ドライウェル部）床のコンクリートが侵食され，溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）床を貫通してサプレッション・プールに落下する。その後，サプレッション・プールにおける溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し，ベースマット溶融貫通に先行してペデスタル壁面の侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。	⑪　溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器の破損後，原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に，圧力容器ペデスタル壁のコンクリートが侵食され，原子炉圧力容器支持機能の喪失により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器に固有のサプレッション・プールにおけるＭＣＣＩによる破損モードの想定について記載 ・解析結果及び格納容器型式の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は圧力容器ペデスタル壁のコン

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			クリートが侵食され原子炉圧力容器支持機能が喪失する格納容器破損モードが支配的であり，また原子炉格納容器はベースマットで構成されない構造のため原子炉格納容器のベースマットの溶融貫通について記載していない
⑫ 水素燃焼 原子炉格納容器内に酸素ガス等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスと反応して激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	ｋ．水素燃焼 格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム－水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ，格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。 ただし，東海第二発電所では，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ため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性がは十分低い。このため，内部事象レベル１．５ＰＲＡでは格納容器破損モードとして設定していない。	⑫　水素燃焼 原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム－水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では「ガス」を記載していない（以下，同様の相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載
(2) PRAに代わる検討に基づく整理 地震，津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて，内部事象運転時レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果，地震，津波及びその他の外部事象等についても，炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，格納容器破損モ	(2)　ＰＲＡに代わる検討に基づく整理 地震，津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて，内部事象運転時レベル１．５ＰＲＡの知見等を活用して検討した結果，地震，津波及びその他の外部事象等についても，炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，格納容器破損モー	(2)　ＰＲＡに代わる検討に基づく整理 地震，津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて，内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの知見等を活用して検討した結果，地震，津波及びその他の外部事象等についても，炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，格納容器破損	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ードは内部事象と同等であり，今回，内部事象 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙 1）	ドは内部事象と同等であり，今回，内部事象ＰＲＡから抽出された格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した（別紙1）。	モードは内部事象と同等であり，今回，内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡから選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙１）	・記載表現の相違 【東海第二】
2.1.2 レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討 第2-1表に示す格納容器破損モードについて，2.1.1項に示すレベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈２－１(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。	2.1.2　抽出した格納容器破損モードの整理 2.1.2.1　必ず想定する格納容器破損モードとの対応 第2－1表に示す格納容器破損モードについて，2.1.1項に示すレベル１．５ＰＲＡから抽出された格納容器破損モードと解釈２－１(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。	2.1.2　内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討 第2－1表に示す格納容器破損モードについて，「2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理」に示すレベル1.5ＰＲＡから抽出された格納容器破損モードと解釈２－１(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。	
	２－１ (a) 必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触（シェルアタック） ・溶融炉心・コンクリート相互作用	２－１ (a) 必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触(シェルアタック) ・溶融炉心・コンクリート相互作用	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では解釈に記載の必ず想定する格納容器破損モードを記載
	なお，レベル１．５ＰＲＡより抽出した溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する格納容器破損モードについては，ペデスタル（ドライウェル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する格納容器破損モードであること，及び当該格納容器破損モードの防止のためにはペデスタル（ドライウェル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し，解釈に基づき必ず想定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」として整理した。また，当該破損モードの有効性評価では，ペデスタル床（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に対する対策の有効性を確認し，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）内に保持可能であることを確認する（別紙8）。		・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であることを考慮し，ペデスタル部でのＭＣＣＩの取扱いを記載
確認の結果，上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類		確認の結果，上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類	・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため，これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。		されない以下(1)～(4)の格納容器破損モードが抽出されたため，これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。	【東海第二】 東海第二は「2.1.2.2 追加すべき格納容器破損モードの検討」に記載
なお，必ず想定する格納容器破損モードのうち，格納容器直接接触(シェルアタック)は，原子炉格納容器下部の床面とその外側のドライウェルの床面とが同じ高さに設計されているBWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の破損モードであり，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV型格納容器)では，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙6)	必ず想定する格納容器破損モードのうち，格納容器直接接触（シェルアタック）は，格納容器下部の床面とその外側のドライウェルの床面とが同じ高さに設計されているＢＷＲ　Ｍａｒｋ－Ⅰ型の格納容器に特有の破損モードであり，東海第二発電所のＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器では，溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない（別紙9）。	なお，必ず想定する格納容器破損モードのうち，格納容器直接接触※（シェルアタック）は，原子炉格納容器下部の床面とその外側のドライウェルの床面とが同じ高さに設計されているＢＷＲ　Ｍａｒｋ－Ⅰ型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり，島根原子力発電所２号炉のＭａｒｋ－Ⅰ改良型の原子炉格納容器では，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙７）	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「なお,」を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「格納容器破損モード」と記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉，柏崎刈羽，東海第二のプラント，格納容器型式の相違
		※　格納容器直接接触には，原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に，溶融炉心が急激に噴出し，噴出した溶融炉心が原子炉格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は，原子炉圧力容器の破損までに減圧することが対策であり「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから，この事象に含まれると整理	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は格納容器直接接触の整理について記載
また，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さい。	また，必ず想定する格納容器破損モードのうち，水素燃焼に関しては，東海第二発電所では，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ため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性は十分低い。	また，島根原子力発電所２号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素で置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さい。	・記載表現の相違 【東海第二】 運転中の格納容器内酸素濃度について記載表現は異なるが内容は同等

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
このため，本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方，原子炉格納容器内の窒素ガス置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ，窒素ガス置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても原子炉格納容器の雰囲気が水素ガスの可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4vol%以下又は酸素濃度5vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。	このため，本破損モードはレベル１．５ＰＲＡの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素封入が水素燃焼の格納容器破損防止対策であることを踏まえ，対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても，長期にわたって格納容器の雰囲気が水素の可燃限界以下（水素濃度がドライ条件に換算して4vol％以下又は酸素濃度5vol％以下）に維持できることを確認する必要があると考える。	このため，本格納容器破損モードはレベル1.5ＰＲＡの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方，原子炉格納容器内の窒素置換及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素封入が水素燃焼の格納容器破損防止対策であることを踏まえ，対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても原子炉格納容器の雰囲気が水素の可燃限界以下（水素濃度がドライ条件に換算して４vol％以下又は酸素濃度５vol％以下）に維持できることを確認する必要があると考える。	・対応方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は水素燃焼に対する対策として可搬式窒素供給装置を記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 水素燃焼に対する対策について記載表現は異なるが内容は同等
よって，水素燃焼については，有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙6)	よって，水素燃焼については，有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。	よって，水素燃焼については，有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙７)	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は別紙７に「水素燃焼」及び「格納容器直接接触（シェルアタック）」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由を記載
	2.1.2.2　追加すべき格納容器破損モードの検討 抽出した格納容器破損モードについて，必ず想定する格納容器破損モードに対応しない以下の(1)～(4)の破損モードが抽出されたため，これらを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「2.1.2 内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載
(1) 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉	(2) 早期過圧破損（未臨界確保失敗） 本破損モードはレベル１．５ＰＲＡ上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原	(1) 早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧） 本格納容器破損モードは内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡ評価上の格納容器破損モードとして抽出されたが，解釈の要	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（5.1×10^{-12}/炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。	子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（2.5×10^{-8}／炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1％未満である。	求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該格納容器破損モードのＣＦＦ（6.4×10^{-10}／炉年）の全ＣＦＦに対する寄与割合は0.1％未満である。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ＰＲＡの評価の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では格納容器破損頻度をＣＦＦと記載（以下，同じ相違は記載を省略）
したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。	したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	したがって，当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では格納容器破損モード抽出の観点で記載（以下，同じ相違は記載を省略）
(2) 過圧破損（炉心損傷前） 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（8.7×10^{-6}/炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約99.9%である。 したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。	(3) 過圧破損（崩壊熱除去失敗） 本破損モードはレベル１．５ＰＲＡ上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（6.0×10^{-5}／炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約99.8％である。 したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	(2) 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前） 本格納容器破損モードは内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡ上の格納容器破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該格納容器破損モードのＣＦＦ（6.2×10^{-6}／炉年）の全ＣＦＦに対する寄与割合は約100％である。 したがって，当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ＰＲＡの評価の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCA これらの破損モードは，事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等)にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。 このため，講じるべき対策は炉心損傷防止であり，これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。 以下に，格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAで想定した事象及び評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。 (3)-1 格納容器隔離失敗 本破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。 格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として，ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。 現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，格納容器圧力について１日１回記録を採取していることから，格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙 7) 今回実施したレベル1.5PRAでは，国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから，NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該破損モードの格納容器破損頻度(5.5×10^{-11}/炉年，全格	(1)　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ，格納容器隔離失敗） これらの破損モードは，事象の発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。 このため，講じるべき対策は炉心損傷防止であり，これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。 以下に，インターフェイスシステムＬＯＣＡ及び格納容器隔離失敗で想定した事象及び格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した理由を示す。 ｂ．格納容器隔離失敗 本破損モードは，炉心が損傷した時点で格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。 格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として，ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。 現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから，格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える（別紙10)。 今回実施したレベル１．５ＰＲＡでは，国内ＢＷＲプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－4220に記載された米国における通常運転時の長期間の格納容器隔離失敗実績に基づき，当該破損モード	(3)　格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムＬＯＣＡ これらの格納容器破損モードは，事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。 このため，講じるべき対策は炉心損傷防止であり，これらの格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。 以下に，格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムＬＯＣＡで想定した事象及び格納容器破損モードに追加する必要はないと判断した理由を示す。 ａ．格納容器隔離失敗 本格納容器破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。 格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として，ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。 現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，格納容器圧力について１日１回記録を採取していることから，格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙８) 今回実施した内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡでは，国内ＢＷＲプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該格納容器破損モードの	・記載表現の相違 【東海第二】 ・記載表現の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば，当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される。（別紙7）	の格納容器破損頻度（6.1×10^{-10}／炉年，全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1％未満）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば，当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される（別紙10）。	格納容器破損頻度（5.5×10^{-11}／炉年，全ＣＦＦに対する寄与割合0.1％未満）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば，当該格納容器破損モードのＣＦＦは更に小さくなると推測される。（別紙８）	・解析結果の相違 【東海第二】 ＰＲＡの評価の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「更に」と記載（以下，同じ相違は記載を省略）
以上，本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり，原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し，原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。	以上，本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象であり，格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し，格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。	以上，本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり，原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し，原子炉格納容器の機能喪失を防止することが対策とはならない。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は「ことが」を記載
通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり，本事象の分岐に至る前の事故シーケンスによる炉心損傷を防止することが重要と考えることから，格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。 また，格納容器隔離失敗については地震レベル1PRAにおいても抽出されており，地震レベル1PRAでは，地震によって原子炉格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が原子炉格納容器外で破断する事象を想定している。 破断箇所や破断の程度の組み合わせを特定することは困難であるため，定量的に分析することは難しいが，破断箇所及び喪失した機能に応じて炉心損傷防止を試みる対応が発生するものと考える。 炉心損傷の後に原子炉格納容器の破損に至る事象ではなく，地震により原子炉格納容器の隔離機能が先行して喪失する事象であるため，その対応は炉心損傷防止が重要となる。この観点から，地震レベル1PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても，評価事故シーケンスに追加する必	通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり，本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く，本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから，格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。 また，格納容器隔離失敗については地震レベル１ＰＲＡにおいても抽出されており，地震レベル１ＰＲＡでは，地震によって格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。 破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり，本破損モードについては，有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものと考える。また，地震レベル１ＰＲＡの評価から，本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。 この観点から，地震レベル１ＰＲＡで抽出された格納容器隔離失敗についても，個別プラント評価により抽出され	通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり，本格納容器破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く，本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから，格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。 また，格納容器隔離失敗については地震レベル１ＰＲＡにおいても抽出されており，地震レベル１ＰＲＡでは，地震によって原子炉格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が原子炉格納容器外で破断する事象を想定している。 破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり，本格納容器破損モードについては，有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものと考える。また，地震レベル１ＰＲＡの評価から，本格納容器破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。 この観点から，地震レベル１ＰＲＡで抽出された格納容器隔離失敗についても，個別プラント評価により抽出され	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は本破損モードの頻度が十分低いことを記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は地震による当該破損モードを「1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討」の記載に従い，頻度及び影響度

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
要はないと判断した。	た格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	た格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。	の観点から考慮不要であることを記載
(3)-2 インターフェイスシステムLOCA 本破損モードは，発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの，炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル1PRAの結果から重要事故シーケンスとして抽出し，有効性評価の対象としている。 原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの，炉心損傷を防止できなかった場合，その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて，評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものと考える。 したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（9.5×10^{-11}/炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。	ａ．インターフェイスシステムＬＯＣＡ 本破損モードは，発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているものの，炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル１ＰＲＡの結果から重要事故シーケンスとして抽出し，有効性評価の対象としている。 格納容器の隔離機能を復旧したものの，炉心損傷を防止できなかった場合，その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて，評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものと考える。 したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（4.8×10^{-10}／炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1％未満である。	ｂ．インターフェイスシステムＬＯＣＡ 本格納容器破損モードは，発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの，炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル１ＰＲＡの結果から重要事故シーケンスとして抽出し，有効性評価の対象としている。 原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの，炉心損傷を防止できなかった場合，その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて，評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものと考える。 したがって，当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。なお，当該格納容器破損モードのＣＦＦ（3.3×10^{-9}／炉年）の全ＣＦＦに対する寄与割合は0.1％未満である。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ＰＲＡの評価の相違
(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており，国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。（別紙8） したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。		(4)　原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 本格納容器破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており，国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。（別紙９） したがって，当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は「2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理」に記載
以上から，PRAの知見等を踏まえて，格納容器破損防止対策の有効性評価において，追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。	以上から，ＰＲＡの知見等を踏まえて，格納容器破損防止対策の有効性評価において，追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。	以上から，ＰＲＡの知見等を踏まえて，格納容器破損防止対策の有効性評価において，追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。	
2.2 評価事故シーケンスの選定について	2.2　評価事故シーケンスの選定について	2.2　評価事故シーケンスの選定について	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては，格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。 評価事故シーケンス選定に当たっては，審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている，当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。	設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては，格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。 評価事故シーケンス選定に当たっては，審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている，当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスの選定を考慮している。	設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては，格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。 評価事故シーケンス選定に当たっては，審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各格納容器破損モードの主要解析条件に示されている，当該格納容器破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「厳しいシーケンス」と記載（以下，同じ相違は記載を省略）
(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から，過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また，炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。	(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ＰＲＡに基づく事故シーケンスの中から，過圧及び過温の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。また，炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。	(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から，過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また，炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「格納容器破損シーケンス」と記載（以下，同じ相違は記載を省略）
(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から，原子炉圧力が高く維持され，減圧の観点で厳しいシーケンスを選定する。	(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ＰＲＡに基づく事故シーケンスの中から，原子炉圧力が高く維持され，原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。	(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から，原子炉圧力が高く維持され，原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しいシーケンスを選定する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は具体的な観点として，「原子炉圧力容器破損までの余裕時間」を記載
(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。	(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ＰＲＡに基づく事故シーケンスの中から，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。	(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。	
(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから，本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが，評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。	(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。東海第二発電所では，運転中，格納容器内を窒素で置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから，本破損モードはレベル１．５ＰＲＡの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが，評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。	(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。島根原子力発電所２号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素で置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから，本格納容器破損モードは内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが，評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。	(5)　溶融炉心・コンクリート相互作用 ＰＲＡに基づく事故シーケンスの中から，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の観点から厳しいシーケンスを選定する。	(5)　溶融炉心・コンクリート相互作用 ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二はサプレッション・プールにおけるＭＣＣＩもあるため「ペデスタル(ドライウェル部)における」と記載しているが内容は同等
上記に基づき，レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では，先ず格納容器破損モードごとに原子炉格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し，その後，選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより，有効性評価に適した，厳しいシーケンスが選定されるものと考える。	上記に基づき，レベル１．５ＰＲＡの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では，先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるＰＤＳを選定し，その後，選定したＰＤＳを含む事故シーケンスの中から余裕時間，設備容量及び代表性の観点より評価事故シーケンスを選定することとした。この選定プロセスにより，有効性評価に適した，厳しい事故シーケンスが選定されるものと考える。	上記に基づき，内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では，まず格納容器破損モードごとに原子炉格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるＰＤＳを選定し，その後，選定したＰＤＳを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより，有効性評価に適した，厳しいシーケンスが選定されるものと考える。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉はＰＤＳ選定において対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）の重畳を設定しており，実質的な差異はない（以下，同じ相違は記載を省略）
2.2.1 評価対象とするPDSの選定 レベル1.5PRAでは，レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」，「原子炉圧力容器圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し，PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。	2.2.1　評価対象とするＰＤＳの選定 レベル１．５ＰＲＡでは，レベル１ＰＲＡで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，さらに事象が進展して格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」，「原子炉圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源の状態」の4つの属性に着目してレベル１ＰＲＡから抽出された事故シーケンスグループを分類し，ＰＤＳとして定義している。ＰＤＳの分類結果を第2－2表に示す。	2.2.1　評価対象とするプラント損傷状態の選定 内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡでは，内部事象運転時レベル１ＰＲＡで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，更に事象が進展して原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，原子炉格納容器内の事象進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」，「原子炉圧力容器圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源有無」の４つの属性に着目して内部事象運転時レベル１ＰＲＡから抽出された事故シーケンスグループを分類し，ＰＤＳとして定義している。ＰＤＳの分類結果を第2－2表に示す。	・記載表現の相違 【東海第二】
ここで，AE，S1E，S2EはLOCAとして1つのPDSとした。これは事故進展解析の結果，原子炉冷却材の流出口の大きさが炉心損	ここで，ＡＥ，Ｓ１Ｅ，Ｓ２Ｅは，炉心損傷後の事象進展の類似性を考慮し，4つの属性に着目してＬＯＣＡとして1つのＰ	ここで，ＡＥ，Ｓ１Ｅ及びＳ２ＥはＬＯＣＡとして１つのＰＤＳとした。これは事故進展解析の結果，原子炉冷却材の流出	・記載表現の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。	ＤＳとした。	口の大きさが炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。	
このPDSの定義に従い，格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度，当該破損モードに至る可能性のある全てのPDSを整理した。また，各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し，評価対象とするPDSを選定した。選定結果を第2-3表に示す。	このＰＤＳの定義に従い，格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度，当該破損モードに至る可能性のある全てのＰＤＳを整理した。また，余裕時間，設備容量及び格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるＰＤＳを検討し，評価対象とするＰＤＳを選定した。選定結果を第2－3表に示す。 なお，原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用のＰＤＳ選定については，溶融炉心・コンクリート相互作用の対策であるペデスタル（ドライウェル部）への事前水張りが与える影響を考慮し，全てのＰＤＳを対象に評価対象とするＰＤＳを選定した。また，雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温）のＰＤＳ選定については，過圧・過温の各々において，各事故シーケンスの対策は損傷炉心への注水（損傷炉心冷却）の点で同じとなることから，有効性評価では過圧・過温を同じＰＤＳで評価している。	このＰＤＳの定義に従い，格納容器破損モードごとにＣＦＦ，当該格納容器破損モードに至る可能性のあるすべてのＰＤＳを整理した。また，各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるＰＤＳを検討し，評価対象とするＰＤＳを選定した。選定結果を第2－3表に示す。	・記載表現の相違 【東海第二】 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，「第２－3 表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について」に記載
なお，第2-2表において，格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW，TC，ISLOCAについては，格納容器先行破損の事故シーケンスであることから，解釈の要求事項を踏まえ，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」，「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。 したがって，これらの PDS は，第 2-3 表に示す評価対象とする PDS の選定では考慮していない。	また，第2－2表において，格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているＴＷ，ＴＢＷ，ＴＣ及びＩＳＬＯＣＡについては，格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当するＰＤＳであることから，解釈の要求事項を踏まえ，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。 したがって，これらのＰＤＳは，第2－3表に示す評価対象とするＰＤＳの選定では考慮していない。	なお，第2－2表において，格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているＴＷ，ＴＣ，インターフェイスシステムＬＯＣＡについては，格納容器先行破損又は格納容器バイパスのＰＤＳであることから，解釈の要求事項を踏まえ，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」，「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。 したがって，これらのＰＤＳは，第2－3表に示す評価対象とするＰＤＳの選定では考慮していない。	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ＴＢＷをＴＷに含めて整理している。（以下，同じ相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉ではインターフェイスシステムＬＯＣＡと記載（以下，同じ相違は記載を省略） ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			柏崎 6/7 は「ＴＷ，ＴＣ，ＩＳＬＯＣＡについては，格納容器先行破損の事故シーケンス」と記載しているが，島根２号炉はインターフェイスシステムＬＯＣＡが格納容器バイパス事象であることをふまえて記載
2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果 2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し，格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し，評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2-4表に示す。	2.2.2　評価事故シーケンスの選定の考え方 2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したＰＤＳに属する事故シーケンスを比較し，余裕時間，設備容量及び事象の厳しさの観点から評価事故シーケンスを選定した。 選定結果を第2－4表に示す。	2.2.2　評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果 「2.2.1　評価対象とするプラント損傷状態の選定」で格納容器破損モードごとに選定したＰＤＳに属する事故シーケンスを比較し，格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し，評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2－4表に示す。	・記載表現の相違【東海第二】 ・記載表現の相違【東海第二】
なお，重大事故等対処設備により，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下を防止できるため，有効性評価では重大事故等対処設備に期待せず，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至る状況を仮定している。	なお，重大事故等対処設備により，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペデスタル（ドライウェル部）への溶融炉心の落下を防止できるため，原子炉圧力容器の損傷が前提となる「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用」，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価では，物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から，一部の重大事故等対処設備に期待せず，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペデスタル（ドライウェル部）への溶融炉心の落下に至る状況を仮定している	なお，重大事故等対処設備により，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下を防止できるため，原子炉圧力容器の損傷が前提となる「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価では，物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から，一部の重大事故等対処設備に期待せず，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至る状況を仮定している。	・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根２号炉は有効性評価において，一部の重大事故等対処設備に期待せず，原子炉圧力容器の損傷を仮定する具体的な格納容器破損モードを記載
また，各格納容器破損モードについて，格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し，格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。（別紙4）	また，各格納容器破損モードについて，格納容器破損頻度が支配的となるＰＤＳと主要なカットセットの整理を実施し，格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した（別紙6）。 2.2.3　評価事故シーケンスの選定結果 (1)　雰囲気圧力・温度による静的負荷 本格納容器破損モードに至る可能性のあるＰＤＳのうち，	また，格納容器破損モードについて，ＣＦＦが支配的となるＰＤＳと主要なカットセットの整理を実施し，ＣＦＦの観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。（別紙５）	・記載表現の相違【東海第二】 島根２号炉は第２－

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展の観点で厳しい。また，格納容器圧力が高く推移すること等，環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。対策の観点では，過圧破損に対しては格納容器の除熱が，過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。 以上の観点を総合的に考慮し，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＬＯＣＡを選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 ａ．事故シーケンス ①大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ②中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ③中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ④小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ⑤小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ｂ．有効性を確認する主な格納容器破損防止対策 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替循環冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置 ｃ．選定した評価事故シーケンス ①大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗※※　全交流動力電源喪失の重畳を考慮 ｄ．選定理由 ａ．の事故シーケンスのうち，中破断ＬＯＣＡ及び小破断ＬＯＣＡに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断ＬＯＣＡを起因とし，炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.3.2　重要事故シーケンスの選定結果」		３表及び第２－４表にＰＤＳ及び評価事故シーケンスの選定結果を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて評価事故シーケンスを選定した。 (2)　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 本格納容器破損モードに至る可能性のあるＰＤＳのうち，長期ＴＢは炉心損傷に至る前にＲＣＩＣによる一時的な冷却に成功しており，起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵが厳しいＰＤＳとなる。高圧状態で炉心損傷に至る点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵにＰＤＳ選定上の有意な違いはないことから，これらのうち，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとして，ＴＱＵＸを選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 ａ．事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋ＤＣＨ） ②手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋ＤＣＨ） ③サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋ＤＣＨ） ｂ．有効性を確認する主な格納容器破損防止対策 ・手動減圧 ｃ．選定した事故シーケンス ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋ＤＣＨ）※ ※　全交流動力電源喪失の重畳を考慮 ｄ．選定理由 ＴＱＵＸに属する事故シーケンスのうち，事象進展が早く，原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。 (3)　原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	本格納容器破損モードに至る可能性のあるＰＤＳのうち，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，ペデスタル（ドライウェル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また，本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である，ペデスタル（ドライウェル部）への水張りが実施された状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施される。これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，高圧状態で破損するＴＱＵＸ，ＴＢＵ及び長期ＴＢは選定対象から除外する。ＬＯＣＡは，蒸気が急速に格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギが小さくなると考えられる。 よって，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 ａ．事故シーケンス ①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）） ②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋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））		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ⑤サポート系喪失（自動停止）＋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）） ⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ｂ．有効性を確認する主な格納容器破損防止対策 ― ｃ．選定した評価事故シーケンス ①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））※ ※　全交流動力電源喪失の重畳を考慮 ｄ．選定理由 ＴＱＵＶに属する事故シーケンスのうち，事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とし，発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。 (4)　水素燃焼 東海第二発電所では，通常運転時から格納容器内が窒素置換され，初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い，水素濃度は容易に13vol%を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため，炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 本格納容器破損モードはＰＲＡから抽出されたものではないが，評価のためにＰＤＳを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のＰＤＳから選定する。酸素は水の放射線分解で発生するが，酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため，炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から，ＬＯＣＡとその他のＰＤＳに大別できる。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ＬＯＣＡでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され，冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから，ジルコニウムー水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり，水素濃度は13vol％を上回るものの，その他のＰＤＳに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。 このため，水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のＰＤＳよりも相対的に高くなる可能性が考えられるＬＯＣＡを選定する。これに加え，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価シーケンスでは，対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失を重畳させていることを考慮し，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。 ａ．事故シーケンス ― ｂ．有効性を確認する主な格納容器破損防止対策 ・可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入 ｃ．選定した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※ ※　全交流動力電源喪失の重畳を考慮 ｄ．選定理由 「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，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて選定した評価事故シーケンスを本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定した。 (5)　溶融炉心・コンクリート相互作用 本格納容器破損モードに至る可能性のあるＰＤＳのうち，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く，また，落下速度が大きくなることで，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した際の粒子化割合が高くなり，落下した溶融炉心が冷却されやすいことを考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，ペデスタル（ドライウェ		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，高圧状態で破損するＴＱＵＸ，ＴＢＵ及び長期ＴＢは選定対象から除外する。ＬＯＣＡは原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早いため，溶融炉心の崩壊熱は過渡事象に比べて高いが，有効性評価における本格納容器破損モードに対しては，原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としていること，原子炉圧力容器破損までの時間余裕は事象発生から3時間以上であることから，事象緩和のための対応操作の観点でＴＱＵＶと大きな差異はない。また，ＬＯＣＡは，対策を考慮しない場合，ペデスタル（ドライウェル部）に冷却材が流入する可能性があり，ＭＣＣＩの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 以上より，ＭＣＣＩの観点で厳しいＴＱＵＶを評価対象ＰＤＳとして選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 ａ．事故シーケンス ①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）） ②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋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）） ④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	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）） ⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）） ｂ．有効性を確認する主な格納容器破損防止対策 ・格納容器下部注水系（常設） ｃ．選定した評価事故シーケンス ①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）※ ※　全交流動力電源喪失の重畳を考慮 ｄ．選定理由 ＴＱＵＶに属する事故シーケンスのうち，事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とし，発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。		
2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち，格納容器破損防止対策に期待できるものについては，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンス及び該当するPDSは以下のとおり。以下の事故シーケンスは，「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。（1.2 項参照）	2.2.4　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち，格納容器破損防止対策に期待できるものについては，今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち，以下の事故シーケンスは，「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである（1.2項参照）。	2.2.3　炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスグループのうち，格納容器破損防止対策に期待できるものについては，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスのうち，以下の事故シーケンスは，「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。（「1.2　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて」参照）	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はＰＤＳ選定の観点ではなく，評価事故シーケンス選定の観点から記載
・大破断LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧ECCS 注水失敗	① 破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	・事故シーケンス名称の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2.1項のPDS選定では，上記のPDSを含めて格納容器破損モードごとに厳しいPDSを選定している。したがって，炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても，今回整備した格納容器破損防止対策により，原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。	格納容器破損防止対策の有効性評価における評価シーケンスの選定では，上記の事故シーケンスを含めて格納容器破損モードごとに選定している。したがって，炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても，今回整備した格納容器破損防止対策により，格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。	格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスの選定では，上記の事故シーケンスを含めて格納容器破損モードごとに厳しいＰＤＳを選定している。したがって，炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても，今回整備した格納容器破損防止対策により，原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は評価事故シーケンス選定の観点から記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は「厳しいＰＤＳを」選定していることを記載
2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策 1.1.2.2項において，炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては，炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で，プラントの損傷規模によっては，設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は，可搬型設備（低圧代替注水系（可搬型），可搬型代替交流電源設備等）による対応や放射性物質の拡散を防止する対策（大容量送水車，汚濁防止膜等）により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い，事故の影響緩和を図る。	2.2.5　直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策 1.1.2.2項において，炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては，炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で，プラントの損傷規模によっては，設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。 格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は，可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め，敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い，事故の影響緩和を図る。	2.2.4　直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策 「1.1.2.2　追加すべき事故シーケンスグループの検討」において，炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては，炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で，プラントの損傷規模によっては，設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は，可搬型設備（大量送水車，高圧発電機車等）による対応や放射性物質の拡散を防止する対策（放水砲，シルトフェンス等）により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い，事故の影響緩和を図る。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

第 2-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度※1

PRA から抽出された格納容器破損モード	格納容器破損頻度（/炉年）	全格納容器破損頻度に占める割合（%）	解釈２－１(a)で想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}	＜0.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損（炉心損傷前）	8.7×10^{-6}	99.9		解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
過圧破損（炉心損傷後）	3.9×10^{-10}	＜0.1		－
過温破損	8.4×10^{-9}	0.1		－
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	＜0.1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－
原子炉圧力容器内での水蒸気爆発※2	－	－	なし	各種研究により得られた知見から，原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し，原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価。（別紙 8）
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	3.8×10^{-13}	＜0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10^{-11}	＜0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	－
インターフェイスシステム LOCA	9.5×10^{-11}	＜0.1	なし	解釈１－２(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	＜0.1	なし	通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用としていること，本破損モードの格納容器破損頻度及び全格納容器破損頻度に対する寄与割合が極めて小さいこと，格納容器隔離失敗を考慮すべき PDS の多くについて炉心損傷防止対策の有効性を確認しており，原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出防止が可能と考えられることから，格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
水素燃焼※2	－	－	水素燃焼	柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し，PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが，有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
溶融物直接接触※2	－	－	格納容器直接接触（シェルアタック）	RCCV 型格納容器である柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉では構造的に発生する可能性はない格納容器破損モードであることから，有効性評価の対象から除外した。
合計	8.7×10^{-6}	100		－

※1 灰色の箇所は，格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。　※2 BWR において考えられる格納容器破損モードの１つとして抽出したものの，柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉では想定されないことから，定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第2－1表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

レベル１．５ＰＲＡから抽出した格納容器破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）	寄与割合（%）	解釈２－１（a）の必ず想定する格納容器破損モード	備　考
早期過圧破損（未臨界確保失敗）	2.5E-08	＜0.1	なし	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	6.0E-05	99.8	なし	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「崩壊熱除去失敗」
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	4.8E-10	＜0.1	なし	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」
格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）	6.1E-10	＜0.1	なし	本破損モードは，事象の進展に伴い発生するものではなく，格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること，格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから，個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
過圧破損（長期冷却失敗）（サプレッション・プールへの溶融物落下なし）	2.2E-09	＜0.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧／過温破損）	－
過温破損（サプレッション・プールへの溶融物落下なし）	7.9E-08	0.1		－
格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	＜0.1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発（ペデスタル）	2.2E-14	＜0.1	圧力容器外での溶融燃料－冷却材相互作用	－
過圧破損（長期冷却失敗）（サプレッション・プールへの溶融物落下あり）	1.8E-08	＜0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器特有の溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する破損モードについては，ペデスタル（ドライウェル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する破損モードであること，及び当該破損モードの防止のためにはペデスタル（ドライウェル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し，解釈に基づき必ず想定する破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」として整理した。
過温破損（サプレッション・プールへの溶融物落下あり）	4.7E-10	＜0.1		
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発（サプレッション・プール）	2.5E-09	＜0.1		
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	＜0.1		
合計	6.1E-05	100	－	－

注　ハッチングは，格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを示す。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第2－1表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

ＰＲＡから抽出された格納容器破損モード		主に寄与するＰＤＳ	ＣＦＦ（／炉年）	全ＣＦＦに占める割合（%）	解釈２－１(a)で想定する破損モード	備考
早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）		ＴＣ	6.4E-10	＜0.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があること を確認」 ⇒　事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性を確認
水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）		ＴＷ	6.2E-06	約 100		解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 ⇒　事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性を確認
水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）		ＴＱＵＸ ＴＱＵＶ	3.3E-12	＜0.1		－
雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）		長期ＴＢ	2.8E-09	＜0.1		－
格納容器雰囲気直接加熱		長期ＴＢ	5.9E-17	＜0.1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－
水蒸気爆発	原子炉圧力容器内※	－	－	－	なし	各種研究により得られた知見から，原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し，格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価
	原子炉圧力容器外	ＴＱＵＸ ＴＱＵＶ	2.3E-13	＜0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－
水素燃焼※		－	－	－	水素燃焼	島根原子力発電所２号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素で置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し，レベル 1.5ＰＲＡでは定量化する格納容器破損モードから除外しているが，有効性評価においては窒素置換及び可搬式窒素供給装置による窒素注入の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする
格納容器直接接触※		－	－	－	格納容器直接接触（シェルアタック）	Ｍａｒｋ－Ⅰ改良型の原子炉格納容器である島根原子力発電所２号炉においては，溶融炉心は原子炉格納容器バウンダリには直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない
溶融炉心・コンクリート相互作用		ＴＱＵＸ ＴＱＵＶ	2.5E-09	＜0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	－
格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	長期ＴＢ ＴＱＵＸ ＴＱＵＶ	5.5E-11	＜0.1	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び炉心損傷防止対策が有効であることから，本格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	3.3E-09	＜0.1	なし	解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 ⇒　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」にて有効性を確認
合計			6.2E-06	100	－	－

網掛け：格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。
※　ＢＷＲにおいて考えられる格納容器破損モードの１つとして抽出したものの，島根原子力発電所２号炉では想定されないことから定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

島根原子力発電所　２号炉

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの相違により格納容器破損頻度が異なる
・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
表中の格納容器破損モードの記載順序等に相違があるが，格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しない理由，考慮する格納容器破損モードは同等であり ＰＤＳ選定に影響はない
・格納容器型式の相違
【東海第二】
東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であるため，サプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードの想定について記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第 2-2 表 PDS の定義

PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無※1 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無
LOCA (AE，S1E，S2E)	炉心損傷後	低圧※2	早期	交流/直流電源有
TW	炉心損傷前	－	後期	－
TC	炉心損傷前	－	早期	－
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	－	早期	－

※1 蓄電池枯渇により事象発生から 8 時間で原子炉隔離時冷却系が停止し，炉心損傷に至るため，プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。
※2 S1E や S2E では，高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが，LOCA は速やかな原子炉冷却材流出の影響を確認する PDS として，大破断 LOCA をその代表として扱うこととし，高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。
注： 網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから，解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第2－2表　プラント損傷状態（ＰＤＳ）の定義

PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源 有 直流電源 有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 有 直流電源 有
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	交流電源 無 直流電源 有
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 無 直流電源 有
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源 無 直流電源 有
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 無 直流電源 有
TW	炉心損傷前	－	後期	交流電源 無 直流電源 無
TBW	炉心損傷前	－	後期	－
TC	炉心損傷前	－	早期	－
LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源 有 直流電源 有
ISLOCA	炉心損傷前	－	早期	－

注　ハッチングは炉心損傷前に格納容器破損に至る事故シーケンスであることから，解釈１－２（ｂ）に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」することを確認する。このため，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするＰＤＳを示す。

島根原子力発電所　２号炉

第2－2表　プラント損傷状態の定義

ＰＤＳ	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無
ＴＱＵＶ	炉心損傷後	低圧	早期	交流／直流電源有
ＴＱＵＸ	炉心損傷後	高圧	早期	交流／直流電源有
長期ＴＢ	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無※1 交流電源無
ＴＢＵ	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
ＴＢＰ	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
ＴＢＤ	炉心損傷後	高圧	早期	交流／直流電源無
ＬＯＣＡ （ＡＥ，Ｓ１Ｅ，Ｓ２Ｅ）	炉心損傷後	低圧※2	早期	交流／直流電源有
ＴＷ	炉心損傷前	－	後期	－
ＴＣ	炉心損傷前	－	早期	－
インターフェイス システムＬＯＣＡ	炉心損傷前	－	早期	－

※１　蓄電池枯渇により事象発生から８時間で原子炉隔離時冷却系が停止し，炉心損傷に至るため，プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。
※２　Ｓ１ＥやＳ２Ｅでは，高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが，ＬＯＣＡは速やかな原子炉冷却材流出の影響を確認するＰＤＳとして，大破断ＬＯＣＡをその代表として扱うこととし，高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象はＴＱＵＸで代表させることとした。
注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから，解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするＰＤＳを示す。

備考

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，ＴＢＷをＴＷに含めて整理している。長期ＴＢについて，島根２号炉は，プラント損傷時点での電源有無の観点から直流電源を無と記載している

第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定

	解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別格納容器破損頻度（/炉年）	該当する PDS	PDS 別格納容器破損頻度（/炉年）	破損モードの格納容器破損頻度に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	3.9×10^{-10}	TQUV	2.5×10^{-10}	6.1	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・TQUX，TQUV，長期 TB，TBU，TBD，TBP の各シナリオと比較し，LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が早い。 ・過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。 ・過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。 ・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで，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，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また，原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。 以上より，LOCA に SBO を加え，過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	LOCA+SBO
			TQUX	1.8×10^{-10}	46.3		
			LOCA	3.0×10^{-10}	＜0.1		
			長期 TB	1.1×10^{-10}	29.0		
			TBU	8.0×10^{-11}	20.5		
			TBP	1.6×10^{-11}	4.2		
			TBD	－	－		
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	8.4×10^{-9}	TQUV	9.5×10^{-10}	11.4		
			TQUX	2.2×10^{-9}	26.7		
			LOCA	4.5×10^{-9}	53.5		
			長期 TB	2.7×10^{-10}	3.2		
			TBU	2.9×10^{-10}	3.5		
			TBP	5.7×10^{-11}	0.7		
			TBD	8.0×10^{-11}	1.0		
2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	TQUV	－	－	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なため PDS であり，減圧までの時間余裕の観点では TQUX，TBD，TBU の方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX，TBD，TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。 以上より，最も厳しい PDS から，TQUX を代表として選定した。	TQUX
			TQUX	3.5×10^{-14}	2.9		
			LOCA	－	－		
			長期 TB	1.1×10^{-12}	96.4		
			TBU	4.7×10^{-14}	6.4		
			TBP	－	－		
			TBD	3.3×10^{-15}	0.3		
3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	3.8×10^{-12}	TQUV	1.1×10^{-14}	＜0.1	【事象（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における発生エネルギーの大きさ）の厳しさ】 ・溶融炉心落下時の発生エネルギーは，原子炉格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の塊が多く，溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から，高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU，長期 TB は選定対象から除外した。 ・LOCA は，原子炉内での蒸気の発生状況の厚さ（水プール深さ）が，酸化ジルコニウムの質量割合がほかの低圧破損シーケンス（TQUV，TBP）より小さくなり，溶融炉心の内部エネルギーがより小さくなると考えられる。また，LOCA では破断口から流出の原子炉冷却材が流出し，原子炉格納容器下部に蓄積する。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は低温の水に落下する組合の方が厳しい事象であることから，LOCA を選定対象から除外した。 ・TBP について，事象初期の原子炉隔離時冷却系による一時的な注水を考慮すると，TQUV に比べて水位低下が遅く，事象進展が遅い。 ・過度事象のうち，原子炉の水位低下が厳しい事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。 ※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い，発生蒸気によるジルコニウム酸化割合がほかの低圧破損シーケンスよりも少ないため。	TQUV
			TQUX	1.3×10^{-13}	35.2		
			LOCA	2.1×10^{-13}	56.3		
			長期 TB	9.7×10^{-15}	2.5		
			TBE	1.9×10^{-11}	4.9		
			TBP	4.0×10^{-15}	1.1		
			TBD	－			
4	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10^{-13}	TQUV	1.6×10^{-14}	6.1	【事象（溶融炉心・コンクリート相互作用）に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ）の厳しさ】 ・溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で，高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU，長期 TB を選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため，選定対象から除外した。 ・過度事象のうち，原子炉の水位低下が厳しい事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUV
			TQUX	4.1×10^{-13}	69.9		
			LOCA	2.2×10^{-13}	＜0.1		
			長期 TB	1.5×10^{-12}	12.7		
			TBE	1.7×10^{-12}	14.4		
			TBP	3.2×10^{-13}	2.8		
			TBD	－			
5	水素燃焼	－	－	－	－	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の視点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスを PDS として選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では，原子炉格納容器内が窒素ガス置換され，初期酸素濃度が低く保たれている。また，かつ炉心損傷に伴い，水素濃度は容易に可燃限界を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードでは PDS から抽出されたものではないが，評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが，酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため，炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない組合のジルコニウム－水反応の準備は本数発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から，LOCA とほかの PDS とに大別できる。LOCA では本数発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され，原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから，ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり，これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられることのため，LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかの PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。従って，原子炉圧力容器の破損の有無の影響を考えると，原子炉圧力容器破損が生じた場合には，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生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから，同じ PDS でも原子炉圧力容器の破損にやや厳しい場合を想定することが適切と考える。 ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，原子炉格納容器において本事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては，大破断 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 ・以上の理由から，PDS としては LOCA（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失）を選定することが適切と考えられる。これに加え，「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では，対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し，LOCA（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失）＋SBO を PDS として選定する。	LOCA+SBO

第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態（ＰＤＳ）の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度（/炉年）	ＰＤＳ※1	格納容器破損頻度（/炉年）※1	寄与割合（%）※1	評価対象とするＰＤＳの選定の考え方	評価対象ＰＤＳ
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	2.2E-09	ＴＱＵＶ	－	－	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が厳しくなる。 ・また，ＬＯＣＡは格納容器圧力等と種別が一致し易く，解析上想定される放射能放出量が厳しくなるシーケンスとＰＤＳから考えられる。 ・対策の厳しさは，過圧破損に対して格納容器の除熱が，過温破損に対しては炉心への注水が必要となる。	ＬＯＣＡ
		ＴＱＵＸ	2.2E-10	10.0		
		ＬＯＣＡ	－	－		
		ＴＥＵ	－	－		
		ＴＢＰ	－	－		
		ＴＢＤ	－	－		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	7.9E-08	ＴＱＵＶ	6.3E-08	8.0	以上の厳しさ比較の結果，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＬＯＣＡを選定する。 ただし全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	
		ＴＱＵＸ	4.2E-08	53.1		
		ＴＢＤ	3.5E-12	＜0.1		
		ＬＯＣＡ	2.1E-11	＜0.1		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）※1	5.5E-09	ＴＱＵＸ	2.4E-11	0.5	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，長期ＴＢは炉心損傷に至る前に主にＥＣＣＳによる一時的な炉心冷却に依存しており，起因事象発生から原子炉減圧までの余裕時間の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵが厳しい。 ・高圧破損で原子炉圧力容器破損に至った場合にＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵはＰＤＳ選定上の有意な違いはない。 以上より，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＴＱＵＸをＰＤＳ選定する。 また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＸ
		長期ＴＢ	5.5E-09	99.5		
		ＴＢＵ	1.8E-11	0.2		
		ＴＢＤ	2.2E-14	＜0.1		
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）※1	2.2E-14	ＴＱＵＶ	－	－	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，ペデスタル（ドライウェル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また，本格納容器破損モードにおける事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）への水張りが実施されている状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，事故時の操作の観点で厳しくなるＴＱＵＸ，ＴＢＵＰＤＳを選定する。 ・ＬＯＣＡは，上記２事象に対する格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり，酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。 また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	2.2E-14	100.0		
		長期ＴＢ	－	－		
		ＴＢＵ	－	－		
		ＴＢＰ	－	－		
		ＴＢＤ	－	－		
		ＬＯＣＡ	2.9E-20	＜0.1		
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）※1	2.1E-08	ＴＱＵＶ	1.9E-09	10.7	【事象（ＭＣＣＩに寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ）及び事象進展のための対応の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，ペデスタル（ドライウェル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また，本格納容器破損モードにおける事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）への水張りが実施されている状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 ・これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，事故時の操作の観点で厳しくなるＴＱＵＸ，ＴＢＵＰＤＳを選定する。 ・ＬＯＣＡは，上記２事象に対する格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり，酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。 また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	7.9E-10	3.5		
		長期ＴＢ	－	－		
		ＴＢＵ	1.7E-08	75.8		
		ＴＢＰ	5.2E-10	2.5		
		ＴＢＤ	－	－		
		ＬＯＣＡ	5.5E-10	＜0.1		
水素燃焼	－	－	－	－	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイドでは「ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが，東海第二は柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉と同様に格納容器内を窒素ガスで置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスをＰＤＳとして選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・東海第二は柏崎刈羽６号及び７号炉と同様に格納容器内が窒素置換され，初期酸素濃度が低く保たれている。また，炉心損傷に伴い，水素濃度は容易に可燃限界を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【東海第二は柏崎刈羽６号及び７号炉において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードではＰＤＳから抽出されたものではないが，評価のために格納容器先行破損の事故シーケンス以外のＰＤＳから選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが，酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため，炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない組合のジルコニウム－水反応の準備は本数発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から，ＬＯＣＡとほかのＰＤＳとに大別できる。ＬＯＣＡでは本数発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され，原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから，ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり，これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられることのため，ＬＯＣＡでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかのＰＤＳよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。従って，原子炉圧力容器の破損の有無の影響を考えると，原子炉圧力容器破損が生じた場合には，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生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから，同じＰＤＳでも原子炉圧力容器の破損にやや厳しい場合を想定することが適切と考える。 ・柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉において，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，原子炉格納容器において本事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては，大破断ＬＯＣＡとＥＣＣＳ注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 ・以上の理由から，ＰＤＳとしてはＬＯＣＡ（大破断ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ注水機能喪失）を選定することが適切と考えられる。これに加え，「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では，対応の厳しさの観点でＳＢＯの重畳を設定していることを考慮し，ＬＯＣＡ（大破断ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ注水機能喪失）＋ＳＢＯをＰＤＳとして選定する。	ＬＯＣＡ

※1　ＤＣＨ，ＦＣＩ，ＭＣＣＩについて重畳しない評価事故シーケンスについては，重畳事故等対応規定に２５時間以上の対応時間があり，原子炉圧力容器破損時点で格納容器スプレイ等の事故対処設備が復旧可能であることから，ＤＣＨ，ＦＣＩ，ＭＣＣＩについて評価する必要はない。

※2　ＰＤＳには，炉心のレベル１，ＰＲＡの結果に基づくＰＤＳに加え，重畳事故等の対策を考慮した場合には格納容器破損モードに属する可能性のあるＰＤＳ（格納容器破損頻度及び炉年割合で「－」記載）も記載している。なお，ＰＲＡに基づく格納容器破損モードの整理については，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器の特徴を考慮し，事象初期のペデスタル（ドライウェル部）限定を緩和してデブリジェッティング・ブーハー等すでに発生する確定現象，構造健全性及びＦＣＩやＭＣＣＩに分類している。この点は，炉心のレベル１，ＳＰＲＡの結果に基づくＰＤＳの整理においても同様である。

第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について（１／２）

格納容器破損モード	破損モード別ＣＦＦ（/炉年）	ＰＤＳ	ＰＤＳ別ＣＦＦ（/炉年）	破損モード内ＣＦＦに対する割合(%)	最も厳しいＰＤＳ選定の考え方	評価対象と選定したＰＤＳ
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	3.3E-12	ＴＱＵＶ	2.3E-13	7	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・ＴＱＵＸ，ＴＱＵＶ，長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＤ，ＴＢＰの各シナリオと比較し，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が早い。 ・過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。 ・過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。 ・ＬＯＣＡにＥＣＣＳ注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで，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，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また，原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。 以上より，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）を加え，過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのＰＤＳとする。	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ
		ＴＱＵＸ	3.0E-12	93		
		ＬＯＣＡ	2.9E-16	＜0.1		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.8E-09	ＴＱＵＶ	1.0E-10	4		
		ＴＱＵＸ	2.9E-11	1		
		長期ＴＢ	2.7E-09	94		
		ＴＢＵ	1.2E-11	0.4		
		ＴＢＰ	8.2E-12	0.3		
		ＴＢＤ	3.8E-12	0.1		
		ＬＯＣＡ	3.9E-13	＜0.1		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	5.9E-17	ＴＱＵＸ	2.9E-25	＜0.1	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期ＴＢは事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシーケンスであり，原子炉減圧までの時間余裕の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵの方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵにＰＤＳ選定上の有意な違いはない。 以上より，最も厳しいＰＤＳから，ＴＱＵＸを代表として選定した。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持される。	ＴＱＵＸ
		長期ＴＢ	5.9E-17	約 100		
		ＴＢＵ	1.4E-29	＜0.1		
		ＴＢＤ	1.1E-27	＜0.1		
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	2.3E-13	ＴＱＵＶ	1.8E-13	76	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）の観点からは，原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 ・また，本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である，原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 ・これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，高圧状態で破損するＴＱＵＸは選定対象から除外する。 ・ＬＯＣＡは，蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり，酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	5.6E-14	24		
		ＬＯＣＡ	2.0E-18	＜0.1		

備考

・解析結果の相違
【柏崎6/7，東海第二】
内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの相違により格納容器破損頻度が異なる
・記載表現の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 及び東海第二は「該当するＰＤＳの項目」の項目にて，ＰＲＡ結果として生じないＰＤＳは「－」と記載し，網羅的に記載しているが，ＰＤＳ選定の考え方は同等の内容であり，選定したＰＤＳは同等である（以下，同じ相違は記載を省略）

第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定

解析で想定する格納容器破損モード		破損モード別格納容器破損頻度（/炉年）	該当する PDS	PDS 別格納容器破損頻度（/炉年）	破損モードの格納容器破損頻度に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	3.9×10^{-10}	TQUV	2.5×10^{-10}	0.1	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・TQUX，TQUV，TB の各シナリオと比較し，LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が厳しい。 ・過圧破損については対策として原子炉格納容器からの除熱が必要となる。 ・過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。 ・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで，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，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また，原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。これにより，原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。 以上より，LOCA に SBO を加え，過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	LOCA +SBO
			TQUX	1.8×10^{-10}	46.3		
			LOCA	3.0×10^{-10}	＜0.1		
			長期 TB	1.1×10^{-10}	29.0		
			TBU	8.0×10^{-11}	20.5		
			TBP	1.6×10^{-11}	4.2		
			TBD	－	－		
2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	8.4×10^{-9}	TQUV	9.5×10^{-09}	11.4	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効な PDS であり，減圧までの時間余裕の観点では TQUX，TBD，TBU の方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX，TBD，TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。 以上より，最も厳しい PDS から，TQUX を代表として選定した。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUX
			TQUX	2.2×10^{-9}	26.7		
			LOCA	4.5×10^{-9}	53.5		
			長期 TB	2.7×10^{-10}	3.2		
			TBU	2.9×10^{-10}	3.5		
			TBP	5.7×10^{-11}	0.7		
			TBD	8.0×10^{-11}	1.0		
3	高圧溶融物放出／格納雰囲気直接加熱	1.2×10^{-10}	TQUV	－	－	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効な PDS であり，減圧までの時間余裕の観点では TQUX，TBD，TBU の方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX，TBD，TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。 以上より，最も厳しい PDS から，TQUX を代表として選定した。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUX
			TQUX	3.5×10^{-10}	2.9		
			LOCA	－	－		
			長期 TB	1.1×10^{-10}	96.4		
			TBU	4.7×10^{-12}	0.4		
			TBP	－	－		
			TBD	3.3×10^{-12}	0.3		
3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	3.8×10^{-10}	TQUV	1.1×10^{-10}	＜0.1	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・溶融炉心落下時の発生エネルギーは，原子炉格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く，溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から，高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU，長期 TB は選定対象から除外した。 ・LOCA は，原子炉内での蒸気の発生状況の差異から，格化ジルコニウムの質量割合がほかの低圧破損シーケンス（TQUV，TBP）より小さくなり[9]，溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。また，LOCA では破断口から高温の原子炉冷却材が流出し，原子炉格納容器下部に溜まり，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は低温の水に落下する組合の方が厳しい事象であることから，LOCA を選定対象から除外した。 ・TBP について，事象初期の除子炉隔離時冷却系による一時的な注水を考慮すると，TQUV に比べて水位低下が遅く，事象進展が遅い。 ・過渡事象のうち，原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。 ※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い，発生蒸気によるジルコニウム酸化割合がほかの低圧破損シーケンスよりも少ないため。	TQUV
			TQUX	1.3×10^{-10}	35.2		
			LOCA	2.1×10^{-10}	56.3		
			長期 TB	9.7×10^{-12}	2.5		
			TBU	1.9×10^{-11}	4.9		
			TBP	4.0×10^{-12}	1.1		
			TBD	－	－		
4	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10^{-10}	TQUV	1.6×10^{-11}	0.1	【事象（溶融炉心・コンクリート相互作用）に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ】の厳しさ】 ・溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で，高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU，長期 TB を選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため，選定対象から除外した。 ・過渡事象のうち，原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUV
			TQUX	8.1×10^{-12}	69.9		
			LOCA	2.2×10^{-10}	＜0.1		
			長期 TB	1.5×10^{-12}	12.7		
			TBU	1.7×10^{-12}	14.4		
			TBP	3.2×10^{-13}	2.8		
			TBD	－	－		
5	水蒸気爆発	－	－	－	－	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイド 3.2.3(4)b. (a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から，未審然種の視点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では炉心損傷後の格納容器内を窒素ガスで置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスを PDS として選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では，原子炉格納容器内が窒素ガス置換され，初期酸素濃度が低く保たれている。また，かし損傷に伴い，水素濃度は容易に可燃限界を超えることから，水素燃焼防止の視点からは酸素濃度が重要になる。このため，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが，評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが，酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため，炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応の準備は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から，LOCA とはの PDS とに大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉冷却材が大きく減圧され，原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから，ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり，これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。このため，LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかの PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。従に，原子炉圧力容器の破れの有無の影響を考えると，原子炉圧力容器が破れするる場合には，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生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから，同じ PDS でも原子炉圧力容器の破損にそもない場合を想定することが適切と考える。 ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであり，原子炉格納容器において不要事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては，大破断 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 ・以上の理由から，PDS としては LOCA（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失）を選定することが適切と考えられる。これに加え，「全交流電源喪失」，「直流電源喪失」，「全交流動力電源喪失＋原子炉隔離時冷却系の機能喪失」の評価事故シーケンスでは，対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し，LOCA（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失）+SBO を PDS として選定する。	LOCA +SBO

第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態（ＰＤＳ）の選定

解析で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度（/炉年）	PDS[※1]	格納容器破損頻度（/炉年）[※1]	寄与割合（%）[※1]	評価対象とするＰＤＳの選定の考え方	評価対象ＰＤＳ
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	2.2E-09	ＴＱＵＶ	－	－	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれる代表的なＰＤＳのうち，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が厳しくなる。 ・また，ＬＯＣＡは格納容器破損防止対策の観点から，事象進展に加えおける放射性物質量の厳しさから，事故シーケンスとＰＤＳを考えられる。 ・対策の厳しさでは，過圧破損に対しては格納容器の除熱が，過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。	ＬＯＣＡ
		ＴＱＵＸ	2.2E-10	10.0		
		長期ＴＢ	－	－		
		ＴＢＵ	－	－		
		ＴＢＰ	－	－		
		ＬＯＣＡ	－	－		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	7.9E-08	ＴＱＵＶ	6.3E-08	79.7	以上の厳しさを総合的に考慮し，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＬＯＣＡを選定する。 ただし全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＸ
		ＴＱＵＸ	4.3E-09	5.5		
		ＴＢＤ	1.8E-12	＜0.1		
		ＬＯＣＡ	2.1E-11	＜0.1		
高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）[※1]	5.8E-09	ＴＱＵＸ	2.4E-11	0.3	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれる代表的なＰＤＳのうち，長期ＴＢは炉心損傷に至る前に炭ＣＩＣＯによる一時的な炉心冷却に成功しつつ，最圧事象発生から原子炉減圧までの余裕時間の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵの方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵにＰＤＳ選定上の有意な違いはない。 以上より，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＴＱＵＸをＰＤＳ選定する。 なお，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＸ
		長期ＴＢ	5.5E-09	99.5		
		ＴＢＵ	1.9E-11	0.2		
		ＴＢＤ	2.2E-14	＜0.1		
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）[※1]	2.2E-14	ＴＱＵＶ	－	－	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，ペデスタル（ドライウェル部）への落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また，本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である，ペデスタル（ドライウェル部）への水張りが実施された状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損時間を想定される状況では，事故後の原子炉圧力容器の減圧操作が困難な状態を想定している。 これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，事故状態で破損するＴＱＵＸ，ＴＢＵＳが共通する重畳対象となる。 ・ＬＯＣＡは，上記対象状態の格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり，酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。 また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	2.5E-14	100.0		
		長期ＴＢ	－	－		
		ＴＢＵ	－	－		
		ＴＢＰ	－	－		
		ＴＢＤ	－	－		
		ＬＯＣＡ	2.9E-20	＜0.1		
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）[※1]	2.1E-08	ＴＱＵＶ	3.5E-09	16.7	【事象（ＭＣＣＩにおける溶融炉心のエネルギの大きさ）及び事象緩和のための対応の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した際の粒子径が小さくなり，落下した溶融炉心が格納容器内の冷却材と接触する表面積が大きくなることから，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また，原子炉圧力容器破損時間が想定される状況では，事故後の原子炉圧力容器の減圧操作が困難な状態を想定している。 これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，事故状態で破損するＴＱＵＸ，ＴＢＵＳが共通する重畳対象となる。 ・ＬＯＣＡは，ペデスタル（ドライウェル部）への冷却材の流入の可能性があり，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため，重畳対象から除外する。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉水位低下が速く，対策実施までの時間余裕の観点からＴＱＵＶを選定する。 また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	7.0E-10	3.3		
		長期ＴＢ	－	－		
		ＴＢＵ	1.7E-10	78.8		
		ＴＢＰ	5.2E-10	2.5		
		ＴＢＤ	－	－		
		ＬＯＣＡ	6.5E-15	＜0.1		
水蒸気爆発	－	－	－	－	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイドでは「ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から未然燃の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では炉心損傷後の格納容器内を窒素ガスで置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスを PDS として選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・東海第二は電源が喪失した場合，格納容器内の温度上昇が早く，水素濃度が高くなるため，炉心損傷に至る前に 13vol%を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になるため，炉心損傷に至る前に酸素濃度の上昇に着目する。 【東海第二は電源喪失(SBO)で評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが，評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが，酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため，炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応の準備は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から，LOCA とはの PDS とに大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉冷却材が大きく減圧され，原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから，ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり，これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。このため，LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかの PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。従に，原子炉圧力容器の破れの有無の影響を考えると，原子炉圧力容器が破れするる場合には，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生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから，同じ PDS でも原子炉圧力容器の破損にそもない場合を想定することが適切と考える。 ・東海第二は電源喪失した場合，格納容器内の温度上昇が早く，水素濃度が高くなるため，炉心損傷に至る前に 13vol%を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になるため，炉心損傷に至る前に酸素濃度の上昇に着目する。 【東海第二は電源喪失(SBO)で評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードに含まれる代表的なＰＤＳのうち，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が厳しくなる。 ・また，ＬＯＣＡは格納容器破損防止対策の観点から，事故進展に加えおける放射性物質量の厳しさから，事故シーケンスとＰＤＳを考えられる。 ・対策の厳しさでは，過圧破損に対しては格納容器の除熱が，過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。 以上より，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	ＬＯＣＡ

※1　ＤＣＨ，ＦＣＩ，ＭＣＣＩにおいて重要な評価事故シーケンスごとの区分，重圧事故等対処設備による対応によって原子炉圧力容器破損が防止できるとする格納容器ベントに対する物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から厳しい状態の１つ前の重要事故事故対処設備による対応に期待しない事故シーケンスを選定して評価することとする。

※2　ＰＤＳには，本図のレベル１．５ＰＲＡの結果に基づくＰＤＳに加え，電源復旧等の対策を考慮した場合の格納容器破損モードにほとんど格納容器破損モードの「ＰＤＳ」と記載，を記載している。なお，ＰＲＡに基づく格納容器破損モードの整理については，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器の特徴を考慮し，溶融物のペデスタル（ドライウェル部）床面を重力によってダウンジェング・ゴームル等すしに発生する過圧現象，過温現象及びＭＣＣＩに分類している。この他には，本図のレベル１．５ＰＲＡの結果に基づくＰＤＳの整理については関係がある。

第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について（１／２）

格納容器破損モード	破損モード別ＣＦＦ（/炉年）	該当するＰＤＳ	ＰＤＳ別ＣＦＦ（/炉年）	破損モード内ＣＦＦに対する割合(%)	最も厳しいＰＤＳ選定の考え方	評価対象と選定したＰＤＳ
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	3.3E-12	ＴＱＵＶ	2.3E-13	7	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・ＴＱＵＸ，ＴＱＵＶ，長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＤ，ＴＢＰの各シナリオと比較し，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が厳しい。 ・過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。 ・過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。 ・ＬＯＣＡにＥＣＣＳ注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで，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，格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また，原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持可能である。 以上より，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）を加え，過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのＰＤＳとする。	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ
		ＴＱＵＸ	3.0E-12	93		
		ＬＯＣＡ	2.9E-16	＜0.1		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.8E-09	ＴＱＵＶ	1.0E-10	4		
		ＴＱＵＸ	2.9E-11	1		
		長期ＴＢ	2.7E-09	94		
		ＴＢＵ	1.2E-11	0.4		
		ＴＢＰ	8.2E-12	0.3		
		ＴＢＤ	3.8E-12	0.1		
		ＬＯＣＡ	3.9E-13	＜0.1		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	5.9E-17	ＴＱＵＸ	2.9E-25	＜0.1	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期ＴＢは事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシーケンスであり，原子炉減圧までの時間余裕の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵの方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵにＰＤＳ選定上の有意な違いはない。 以上より，最も厳しいＰＤＳから，ＴＱＵＸを代表として選定した。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持される。	ＴＱＵＸ
		長期ＴＢ	5.9E-17	約 100		
		ＴＢＵ	1.4E-29	＜0.1		
		ＴＢＤ	1.1E-27	＜0.1		
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	2.3E-13	ＴＱＵＶ	1.8E-13	76	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）の観点からは，原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合，原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が，原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 ・また，本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では，溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である，原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが，その一方で，原子炉圧力容器破損が想定される状況では，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 ・これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するＰＤＳを選定するものとし，高圧状態で破損するＴＱＵＸは選定対象から除外する。 ・ＬＯＣＡは，蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため，ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり，酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器破損モードにおいて厳しいＰＤＳとして，原子炉の水位低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が短いＴＱＵＶを選定する。また，このＰＤＳに全交流動力電源喪失を重畳させることで，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。 なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持される。	ＴＱＵＶ
		ＴＱＵＸ	5.6E-14	24		
		ＬＯＣＡ	2.0E-18	＜0.1		

備考

・解析結果の相違

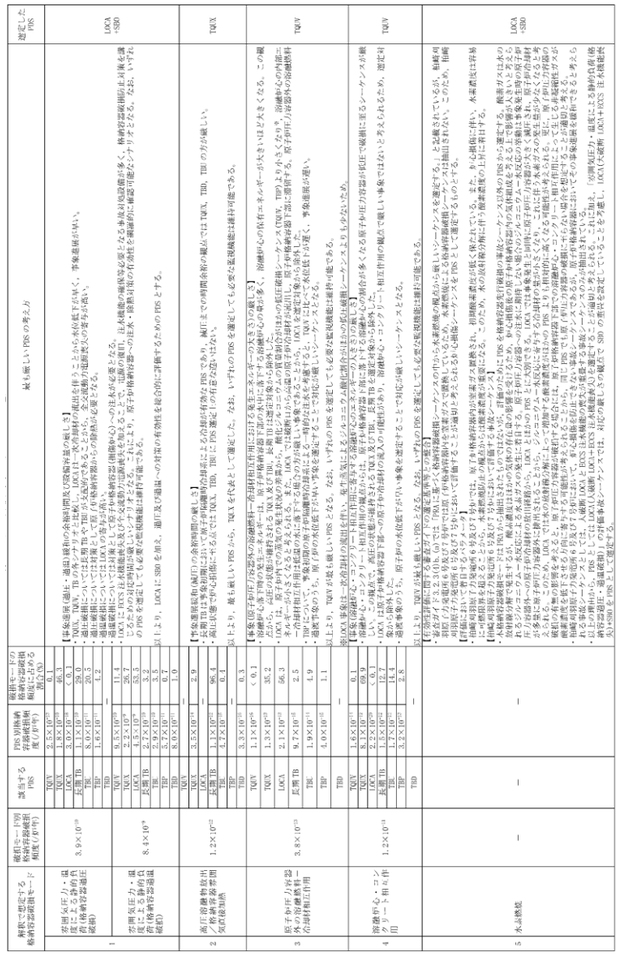
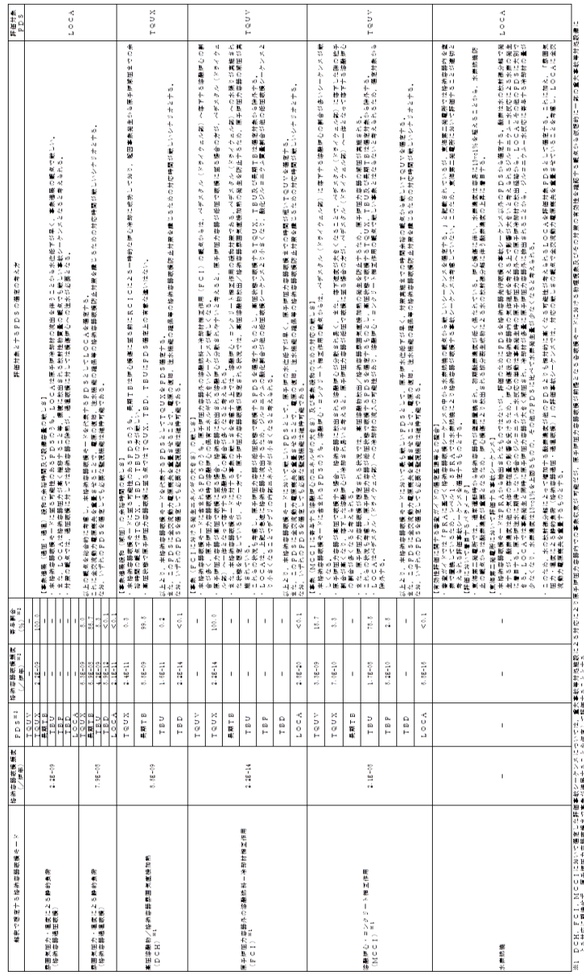
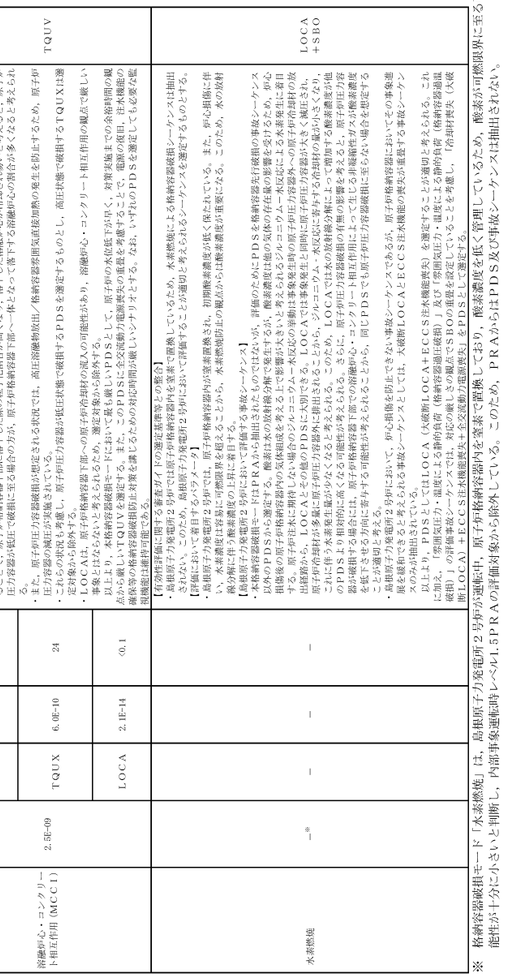
【柏崎 6/7】

島根２号炉のレベル1.5ＰＲＡでは外部電源復旧を考慮していないため，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）における「該当するＰＤＳ」にＴＢシーケンス（長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＰ，ＴＢＤ）が現れず，柏崎 6/7 の「該当するＰＤＳ」に比べ少ないＰＤＳ数となっているが，ＰＤＳ選定の考え方は同等の内容であり，選定したＰＤＳは同等である

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉は雰囲気圧力・温度による静的負荷のＰＤＳをＳＢＯ（全交流動力電源喪失）の重畳をふまえて記載（以下，同じ相違は記載を省略）

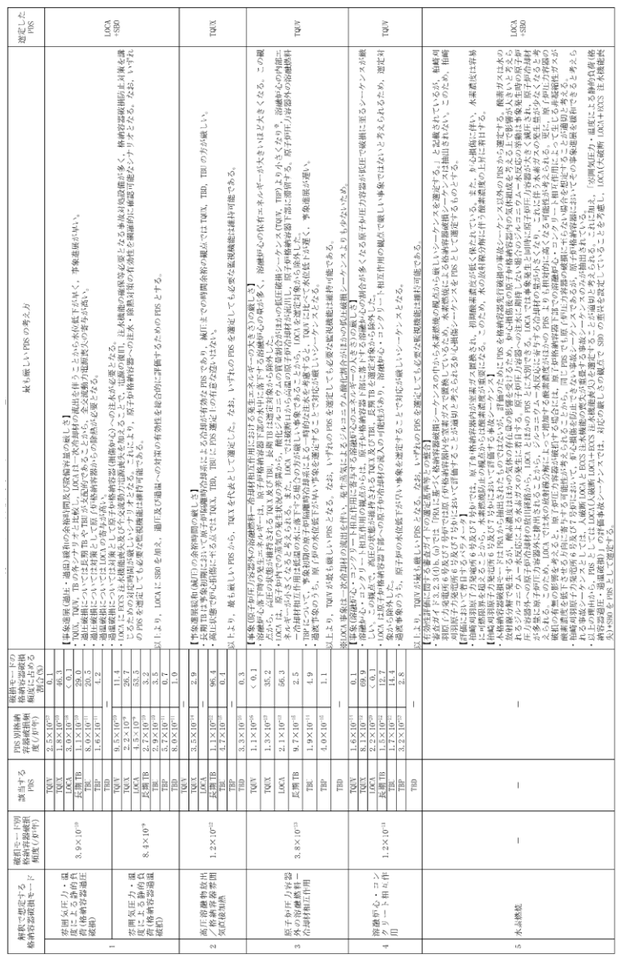
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第 2-3 表を再掲】 	【以下，比較のため第2-3表を再掲】 		・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 内部事象運転時レベル 1.5ＰＲＡの相違により格納容器破損頻度が異なる ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉のレベル 1.5ＰＲＡでは外部電源復旧を考慮していないため，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）における「該当するＰＤＳ」にＴＢシーケンス（長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＰ，ＴＢＤ）が現れず，柏崎 6/7 の「該当するＰＤＳ」に比べ少ないＰＤＳ数となっているが，選定したＰＤＳは同等である

第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について（２／２）

格納容器破損モード	破損モード別 CFF（／炉年）	該当するPDS	PDS別 CFF（／炉年）	破損モード内 CFFに対する割合(%)	評価対象と選定したPDS
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	2.5E-09	TQUV	1.9E-09	76	TQUV
		TQUX	6.0E-10	24	
		LOCA	2.1E-14	≪0.1	LOCA+SBO
水素燃焼	－※	－	－	－	

【事象（ＭＣＣＩに寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ）の厳しさ】
・本格納容器破損モードには含まれるＰＤＳのうち，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。
・原子炉格納容器の高圧で破損に至る場合，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の割合が多くなると考えられることで，原子炉格納容器下部へ一挙とならずに落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。
・原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合，圧力容器破損時の溶融炉心の割合が多くなると考えられる。
・また，原子炉圧力容器破損は想定されるが格納容器破損は想定されない場合，原子炉圧力容器の減圧が実施されている。
・これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の割合が多くなると考えられるＴＱＵＸを選定する。
・ＬＯＣＡは，原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しいと考えられるため，選定対象から除外する。
・上記に加えて，ＬＯＣＡ時には，原子炉の水位低下が早く，対策実施までの余裕時間の観点からも厳しいＴＱＵＶを選定する。また，このＰＤＳに含まれる事故シーケンスのうち，電源の復旧，注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じることで

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【以下，比較のため第 2-3 表を再掲】	【以下，比較のため第2-3表を再掲】	【以下，比較のため第2-3表(2/2)を再掲】	・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は水素燃焼のＰＤＳをＳＢＯ（全交流動力電源喪失）の重畳をふまえて記載 ・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であるため，サプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードが想定されており，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）における「該当するＰＤＳ」にＴＢＵ，ＴＢＰが現れている



第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定

解析で想定する格納容器破損モード	破損口径の代表値（m²）	該当する PDS	PDS 別格納容器破損頻度（/炉年）	格納容器破損頻度に占める割合（%）	選定した PDS
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）	3.9×10⁻²	TQUV	2.5×10⁻⁸	46.3	LOCA
		TQUX	1.8×10⁻⁸	33.3	
		広開 TB	1.1×10⁻⁹	2.0	
		TBL	8.0×10⁻¹⁰	20.5	TQUV
		TBP	1.8×10⁻¹⁰	4.2	
		TBD			
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破裂）	8.4×10⁰	TQUV	9.3×10⁻¹⁰	11.4	
		TQUX	4.3×10⁻⁹	52.7	
		広開 TB	2.3×10⁻¹⁰	2.8	
		TBL	2.7×10⁻¹⁰	3.3	
		TBP	2.3×10⁻¹⁰	2.8	
		TBD	8.0×10⁻¹¹	1.0	
2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10⁻²	TQUV	2.5×10⁻⁹	—	TQUV
		TQUX			
		LOCA			
		広開 TB	1.1×10⁻⁹	—	
		TBL	8.2×10⁻¹⁰	—	
		TBP			
		TBD	3.3×10⁻¹⁰	—	
3 原子炉圧力容器外の溶融物－冷却材相互作用	3.8×10⁻³	TQUV	1.1×10⁻¹⁰	0.9	
		TQUX	1.3×10⁻⁹	10.7	
		LOCA	2.1×10⁻⁹	86.3	
		広開 TB	9.7×10⁻¹¹	2.5	
		TBL	1.9×10⁻¹⁰	4.9	
		TBP	4.0×10⁻¹¹	1.1	
		TBD	—	—	
4 溶解炉心・コンクリート相互作用	1.2×10⁻³	TQUV	1.6×10⁻¹⁰	0.1	
		TQUX	2.5×10⁻⁹	1.6	
		LOCA	2.5×10⁻⁸	16.2	
		広開 TB	1.6×10⁻¹⁰	0.1	
		TBL	3.1×10⁻⁹	1.8	
		TBP	2.3×10⁻⁹	1.5	
		TBD	—	—	
5 水素燃焼	—	—	—	—	—

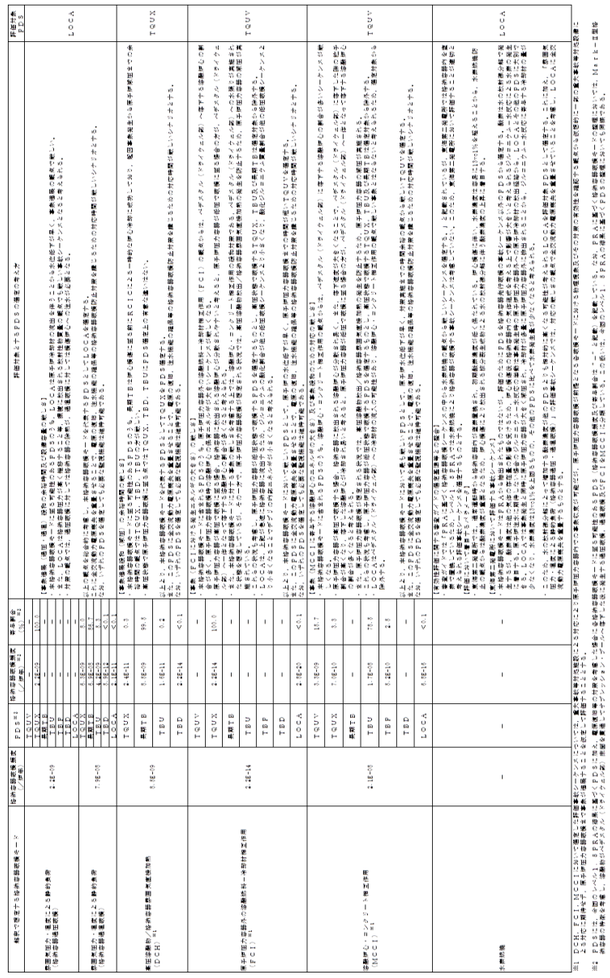
【事象（MCCI に至るまでの溶融炉心のエネルギの大きさ）の厳しさ】
・本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から，原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。
・原子炉圧力容器の破損に至る場合，原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から，原子炉圧力容器外の溶融物－冷却材相互作用の観点から，原子炉格納容器下部へ一挙となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられるため，TQUV

【事象進展の厳しさ】
・また，原子炉圧力容器破損は想定されるが比較的小規模な破損であり，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい圧力容器の減圧が実施されない。
・これらの状況も考慮し，原子炉圧力容器から低圧状態で破損するTQUXは溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい

【事象の厳しさ】
・LOCAは，原子炉格納容器下部への原子炉内冷却材の放出が早く，対策実施までの余裕時間が厳しくなるため，LOCA
+SBO

【有効性評価に関する審査ガイドの想定基準event との整合性】
・島根原子力発電所２号炉では原子炉格納容器内を窒素で置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，島根原子力発電所２号炉において，有意な水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。
・また，原子炉格納容器内が窒素雰囲気であり，初期酸素濃度が低く保たれている。また，炉心損傷に伴う酸素発生についても，格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素発生に着目し，原子炉圧力容器外の溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による水素発生量を評価した。
・これにより，LOCAでは大量の水蒸気が発生し，格納容器内の気体組成は水蒸気濃度が支配的となり，水素濃度は低くなることから，ジルコニウム－水反応による水素発生量は少なくなり，原子炉圧力容器外の溶融炉心・コンクリート相互作用において生じる非凝縮性ガスが格納容器内の気体組成に与える影響が大きいと考えられる。
・一方，TQUVでは原子炉圧力容器破損に至る場合の方が，原子炉格納容器内の気体組成に与える影響が大きいと考えられる。
・以上より，TQUVを代表として選定した。

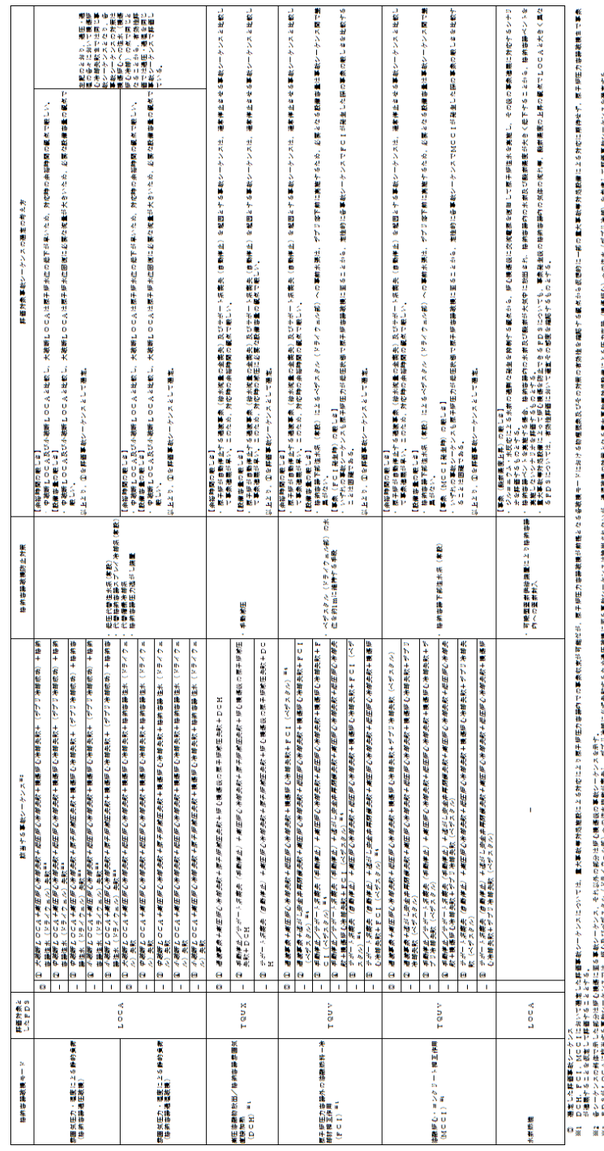
【有効性評価に関する審査ガイドの想定基準event との整合性】
・島根原子力発電所２号炉では原子炉格納容器内を窒素で置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，島根原子力発電所２号炉において，有意な水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。
・また，原子炉格納容器内が窒素雰囲気であり，初期酸素濃度が低く保たれている。また，炉心損傷に伴う酸素発生についても，格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素発生に着目し，原子炉圧力容器外の溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による水素発生量を評価した。
・これにより，LOCAでは大量の水蒸気が発生し，格納容器内の気体組成は水蒸気濃度が支配的となり，水素濃度は低くなることから，ジルコニウム－水反応による水素発生量は少なくなり，原子炉圧力容器外の溶融炉心・コンクリート相互作用において生じる非凝縮性ガスが格納容器内の気体組成に与える影響が大きいと考えられる。
・一方，TQUVでは原子炉圧力容器破損に至る場合の方が，原子炉格納容器内の気体組成に与える影響が大きいと考えられる。
・以上より，TQUVを代表として選定した。



第2－3表　評価対象とするプラント損傷状態の選定について（2／2）

格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	PDS別 CFF（/炉年）	破損モード内 CFFに対する割合(%)	評価対象と選定した PDS
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	2.5E-09	TQUV	1.9E-09	76	TQUV
		TQUX	6.0E-10	24	
		LOCA	2.1E-14	<0.1	LOCA +SBO
水素燃焼	－※	－	－	－	

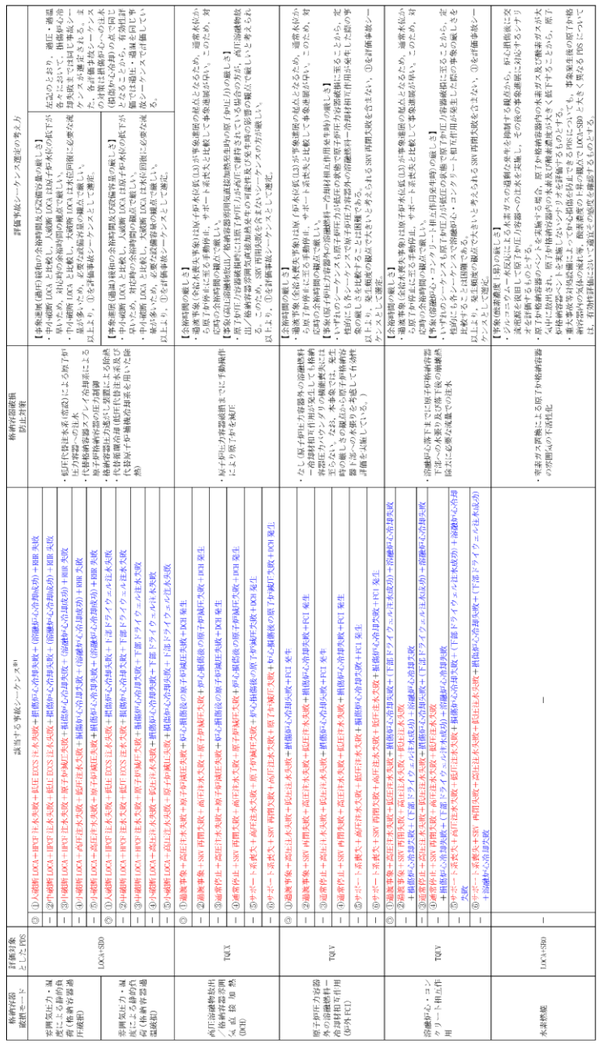
※　格納容器破損モード「水素燃焼」は，島根原子力発電所２号炉が運転中，原子炉格納容器内を窒素で置換しているため，酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し，内部事象運転時レベル1.5PRAの評価対象から除外している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第2-4表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定  ※1：◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また，各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷防止対策で，青字で示した部分が格納容器破損防止対策を示す。 ※2：重大事故等対処設備に期待しない場合でも，事象収束後の原子格納容器内の冷却機能の維持に期待できるものとする。	第2－4表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定 	第2－4表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（１／２）  ※　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また，重文記載格納容器イベントツリーで評価した炉心損傷以降のシーケンスを示す。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はレベル１ＰＲＡにてＴＱＵＸにＳＲＶ再閉失敗を含む事故シーケンスが含まれず，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）において当該シーケンスが含まれないため，柏崎 6/7 に比べ少ない事故シーケンス数となっている ・対策の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における有効性評価上の格納容器破損防止対策として可搬式窒素供給装置を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

【以下，比較のため第 2-4 表を再掲】

第 2-4 表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定



※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また，各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷までの起因事象，青字で示した部分が炉心損傷後の格納容器破損モードまでの主な事故進展を示す。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

【以下，比較のため第2-4表を再掲】

第2－4表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定



島根原子力発電所　２号炉

第2－4表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（2／2）

格納容器破損モード	選定した PDS	該当する事故シーケンス※	評価対象事故シーケンス選定の考え方	格納容器破損防止対策
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	TQUV	◎過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損	【余裕時間の厳しさ】 ・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス1）が事象進展の点からも厳しいと考えられるため，最も厳しい事象進展を示す事故シーケンスとして選定する。	（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）） ・ペデスタル（ドライウェル）床面積の拡大 ・ペデスタル（ドライウェル）内構造物の設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのポロシティコンクリートの設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのコリウムシールドの設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのデブリ冷却設備の設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのプール水の張り込み
		◎過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損	【余裕時間の厳しさ】 ・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス1）が事象進展の点からも厳しいと考えられるため，最も厳しい事象進展を示す事故シーケンスとして選定する。	
		－ 手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損	以上より，原子炉圧力容器破損までの各時間の厳しさの観点で厳しい過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス1）が事象進展の点からも厳しいと考えられるため，最も厳しい事象進展を示す事故シーケンスとして選定する。	
		－ 過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損	【余裕時間の厳しさ】 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス2）は原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失に比較して事象進展が早い。このため，対応時の余裕時間の観点で厳しい。 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス3）は原子炉圧力が低圧の状態で原子炉圧力容器破損に至ることから，事象進展の観点で厳しい。 以上より，原子炉圧力容器破損までの各時間の厳しさの観点で厳しい過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス2）及び事象進展の観点で厳しい過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス3）を選定する。	
		－ 過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
		－ 手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
		－ 過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	TQUV	◎過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損	【事象進展の厳しさ】 ・格納容器破損モードは，原子炉圧力容器破損までの各時間の厳しさの観点で厳しい過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス1）及び圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス2）を選定する。 ・格納容器破損モードは，事象進展の観点で厳しい過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（シーケンス3）を選定する。	（溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）） ・ペデスタル（ドライウェル）床面積の拡大 ・ペデスタル（ドライウェル）内構造物の設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのポロシティコンクリートの設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのコリウムシールドの設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのデブリ冷却設備の設置 ・ペデスタル（ドライウェル）内へのプール水の張り込み
		－ 圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
		－ 手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
		－ 過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉圧力容器破損		
水素燃焼	LOCA ＋SBO	◎	－	（水素濃度制御） ・静的触媒式水素再結合装置の設置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の設置 （水素濃度低減） ・耐圧強化ベントの設置 （酸素濃度制御） ・窒素ガス供給装置の設置

※ ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また，青文字は格納容器イベントツリーで評価した炉心損傷以降のシーケンスを示す。

備考

・記載表現の相違

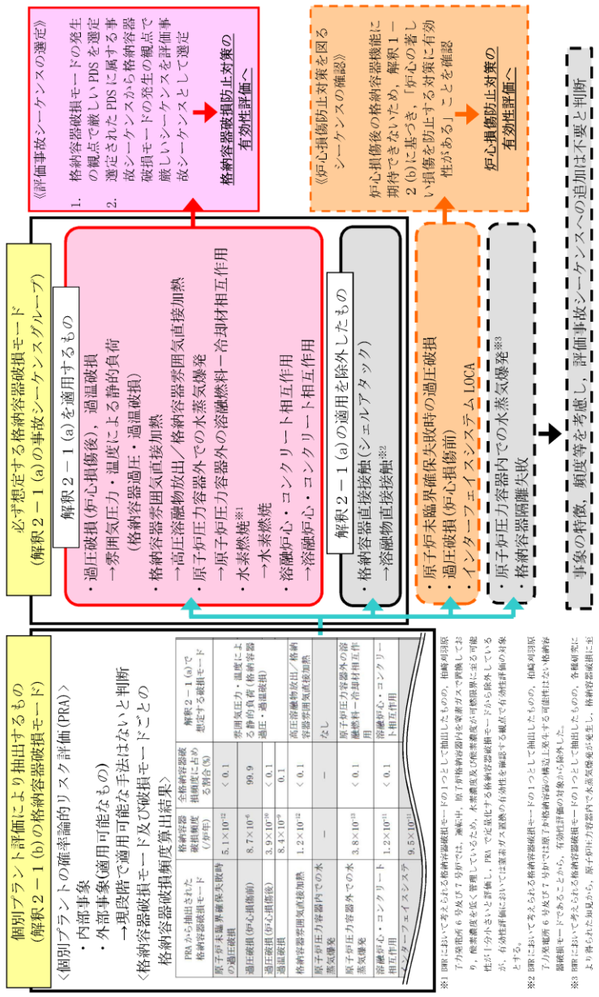
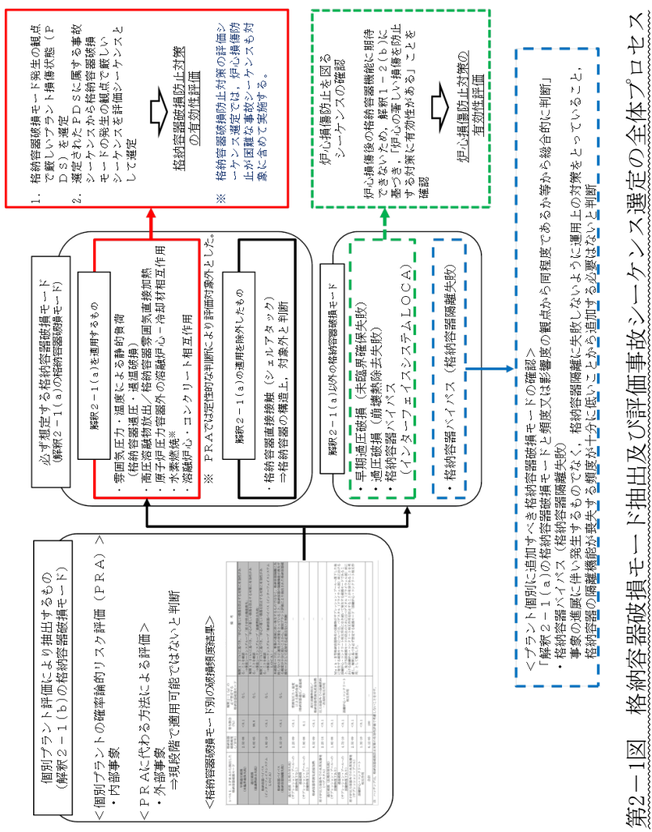
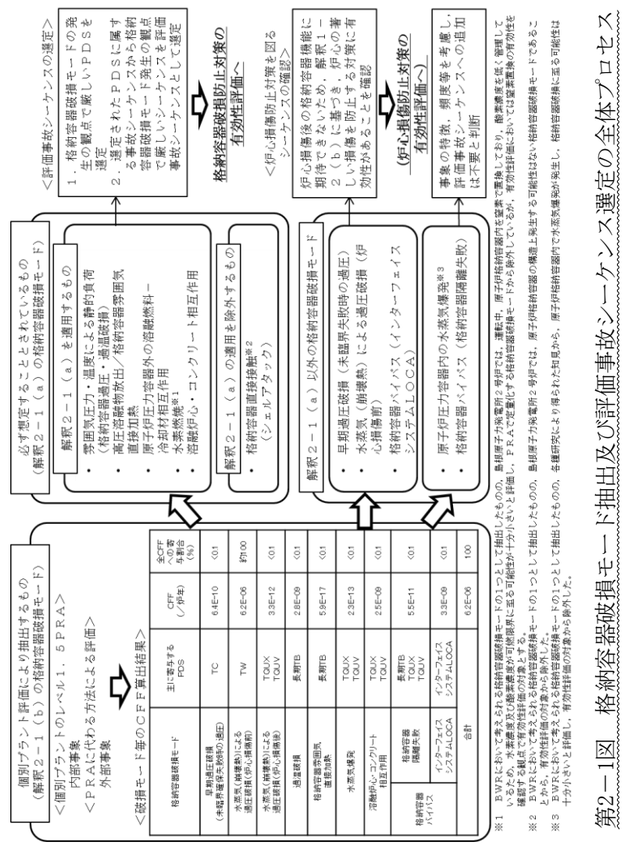
【柏崎 6/7，東海第二】

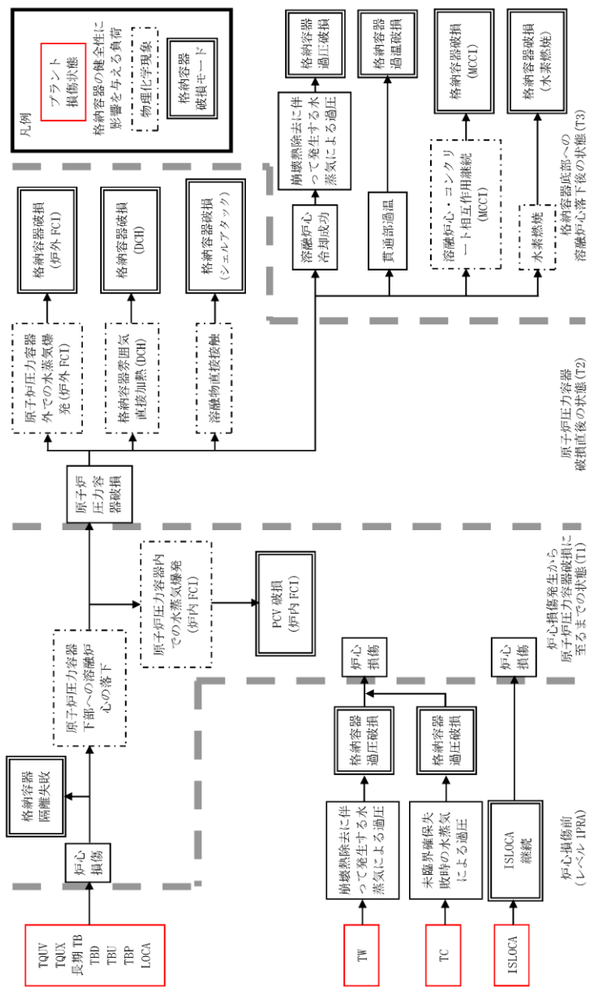
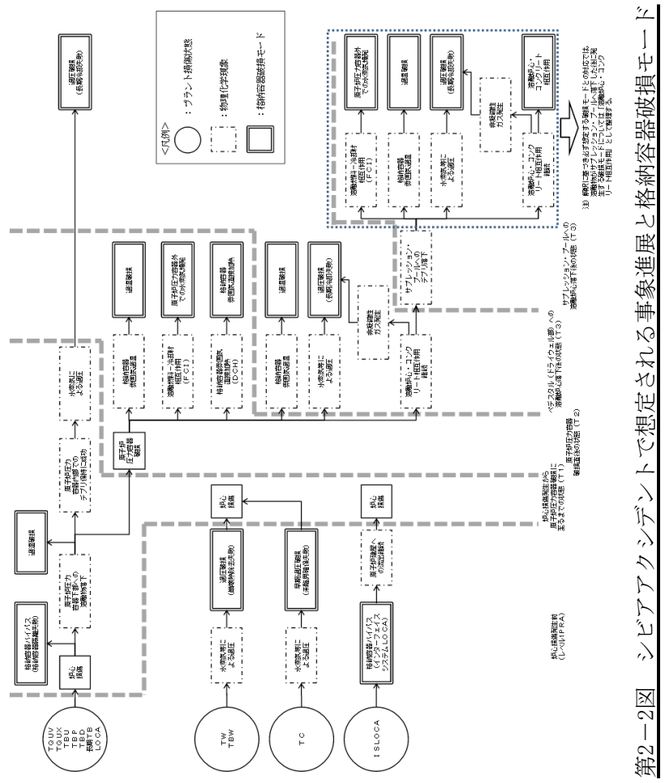
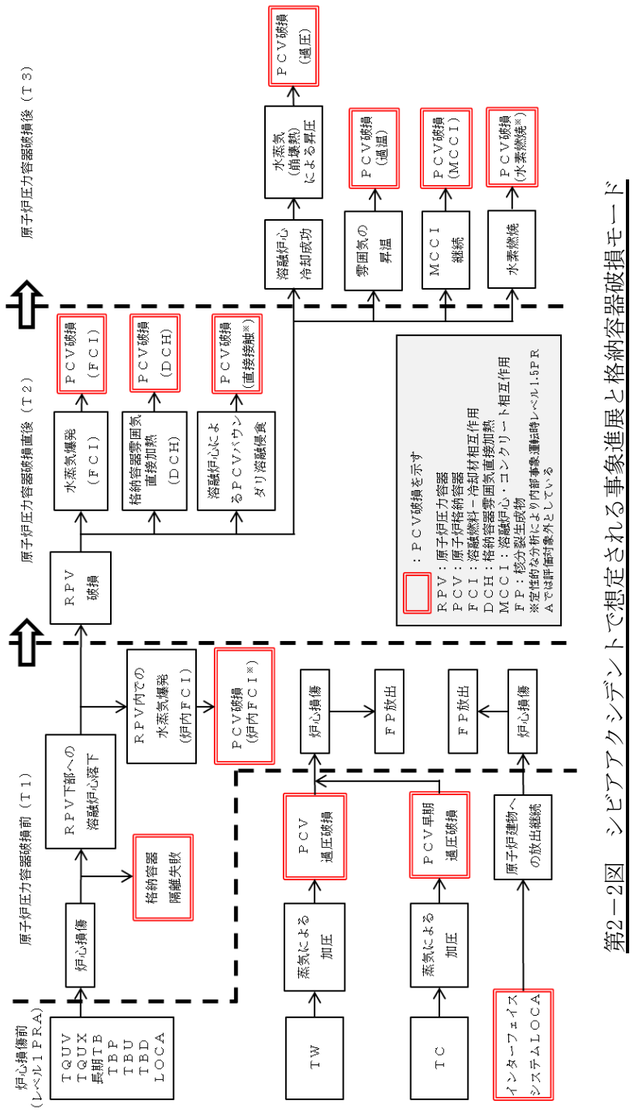
記載体裁の相違はあるが，評価事故シーケンスの選定の考え方は同等の内容であり，選定された事故シーケンスは同等

・対応方針の相違

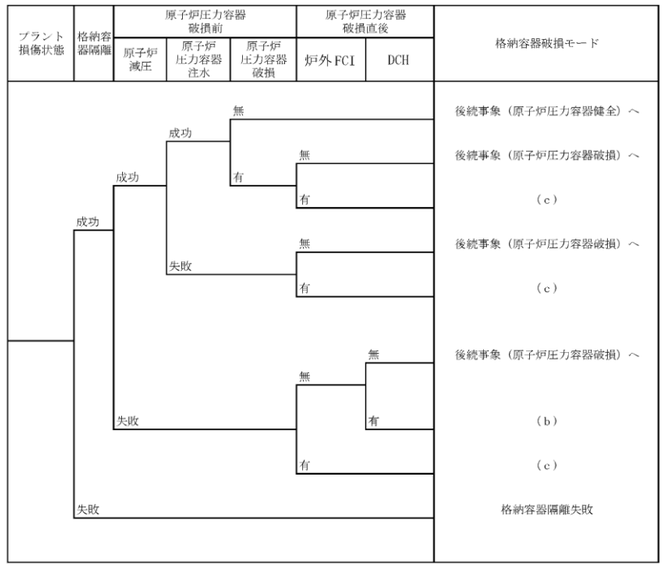
【柏崎 6/7】

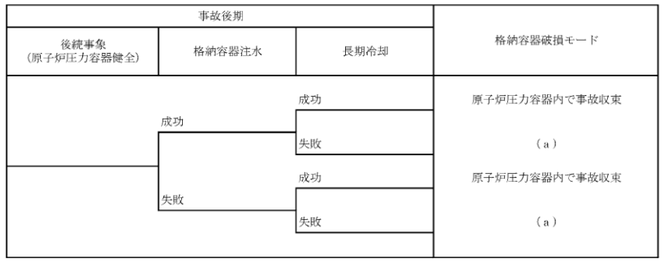
島根２号炉は水素燃焼の格納容器破損防止対策として可搬式窒素供給装置による対応を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 記載体裁の相違はあるが，考慮している格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは同等であり選定結果に影響を与えるものでない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 記載体裁の相違はあるが，考慮している事象進展と格納容器破損モードは同等であり格納容器破損モードの抽出に影響を与えるものでない ・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はＭａｒｋ－Ⅱ型格納容器であるため，サプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードの想定について記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）



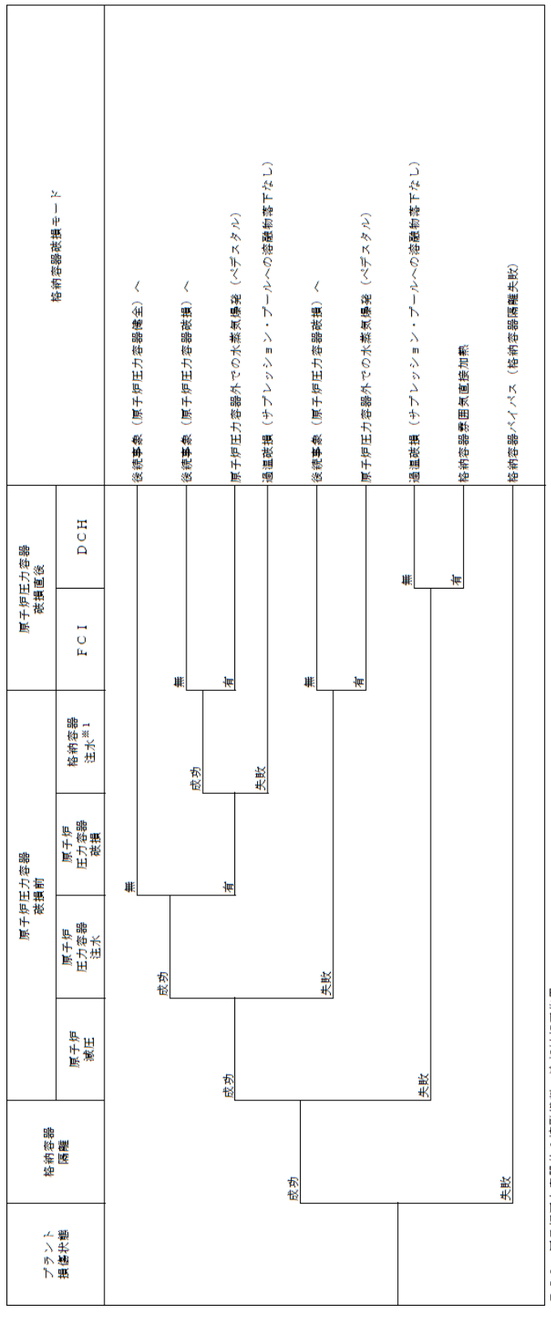


(a)　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
(b)　高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH)
(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)

第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー (1/2) ※

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。

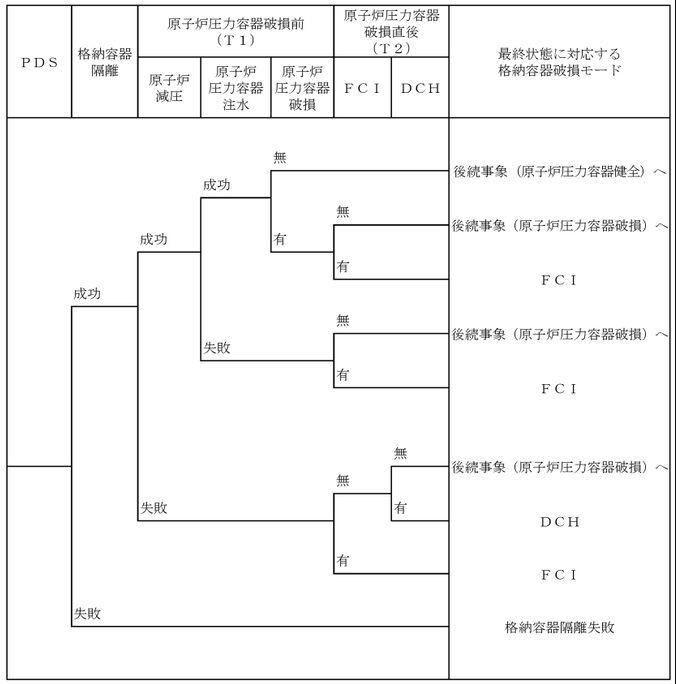
東海第二発電所　（2018.9.12 版）



FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
DCH：格納容器雰囲気直接加熱
※1 LOCAシーケンスは，格納容器注水に失敗した場合，原子炉圧力容器破損前に過温破損に至るため，本イベントツリーでは，本イベントツリーの成功／失敗を原子炉圧力容器破損前に考慮した。

第2－3図　内部事象レベル１．５ＰＲＡにおけるイベントツリー（1/3）

島根原子力発電所　２号炉



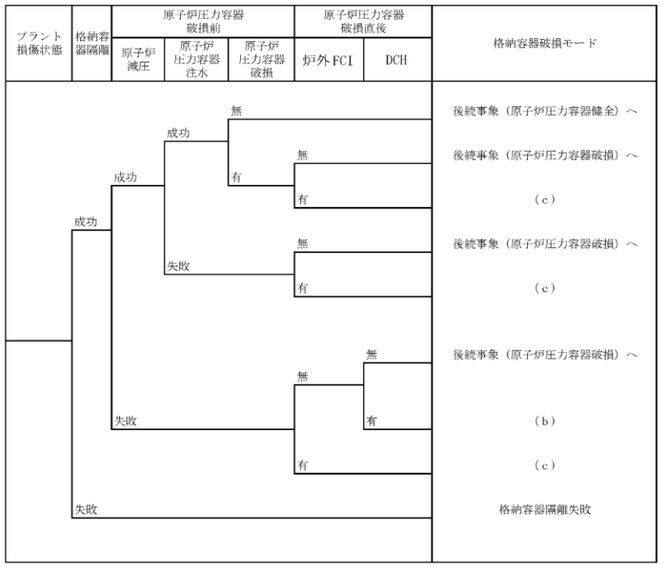
第2－3図　内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡ格納容器イベントツリー（１／３）

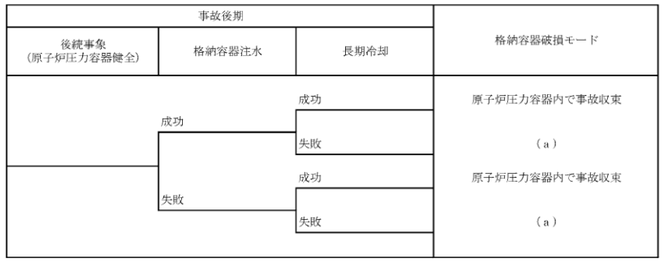
備考

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
記載表現に差異はあるが内容は同等
・格納容器型式の相違
【東海第二】
東海第二はＬＯＣＡシーケンスにて，格納容器注水に失敗した場合，原子炉圧力容器破損前に格納容器が過温破損に至るとし，格納容器注水失敗のヘディングを設定している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

【以下，比較のため第 2-3 図を再掲】



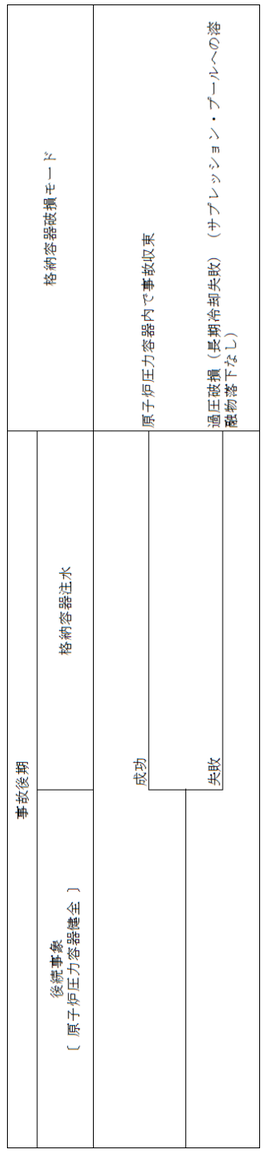


(a)　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
(b)　高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH)
(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)

第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA 格納容器イベントツリー (1/2) ※

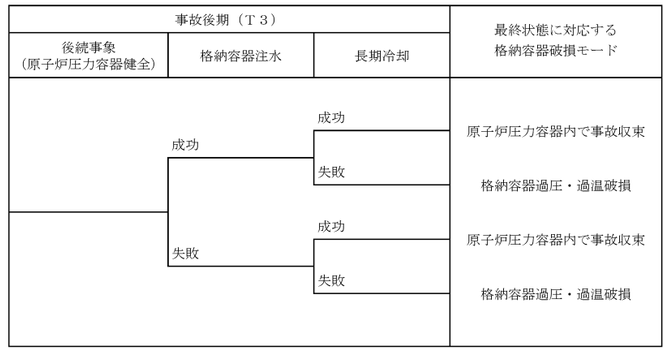
※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第2－3図　内部事象レベル１．５ＰＲＡにおけるイベントツリー（2／3）

島根原子力発電所　２号炉



第2－3図　内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡ格納容器イベントツリー（２／３）

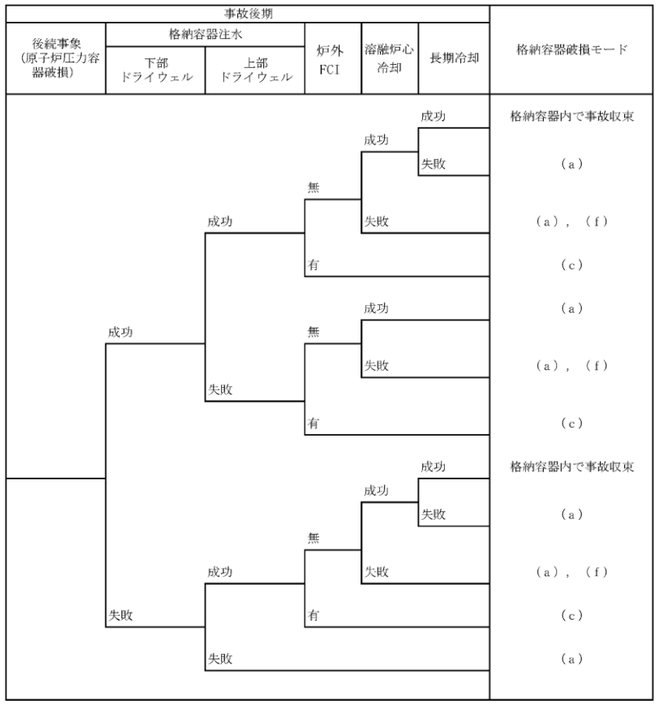
備考

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉と柏崎6/7は,原子炉圧力容器健全の場合のイベントツリーにおいて，長期冷却のヘディングを記載して明示している

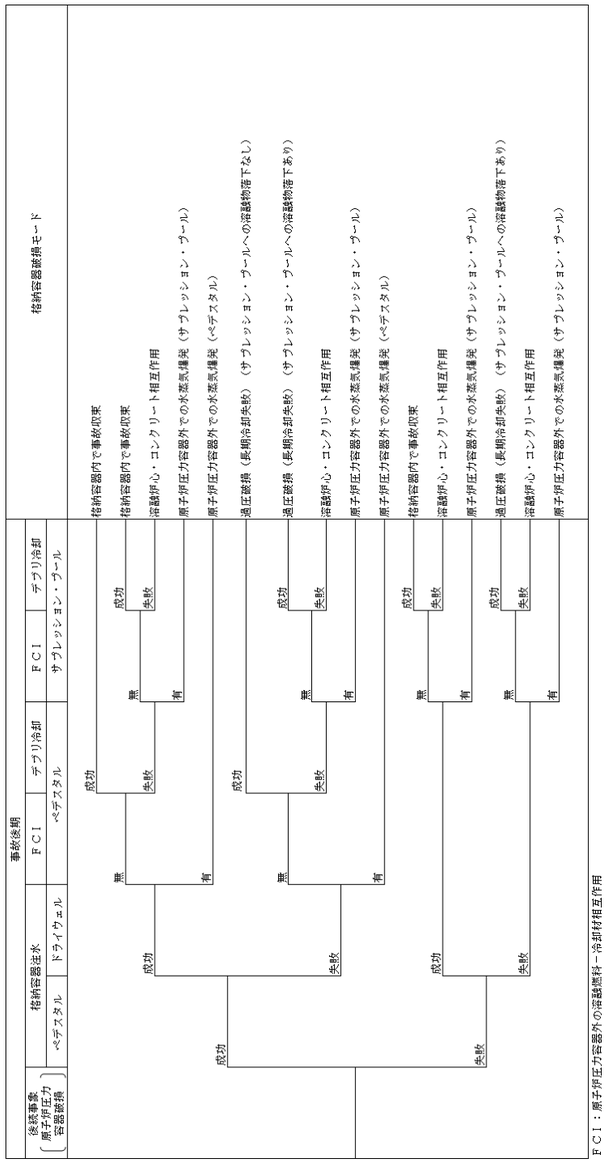
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



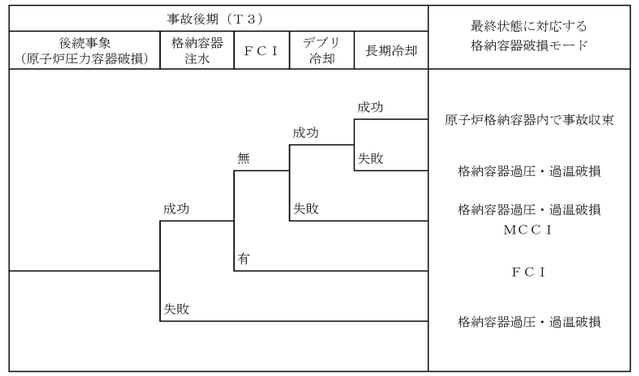
（a） 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（c） 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）
（f） 溶融炉心・コンクリート相互作用

第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー（2/2） ※

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。



第2－3図　内部事象レベル１．５ＰＲＡにおけるイベントツリー（３／３）



第2－3図　内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡ格納容器イベントツリー（３／３）

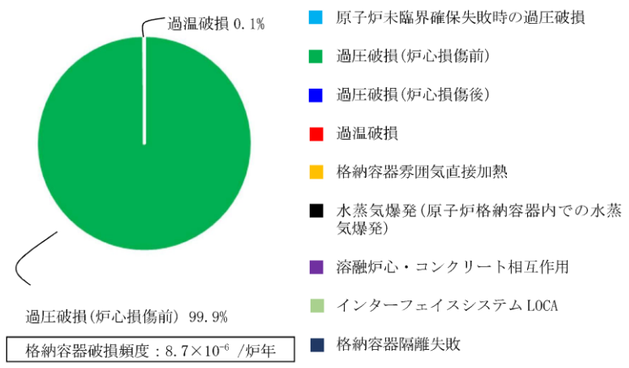
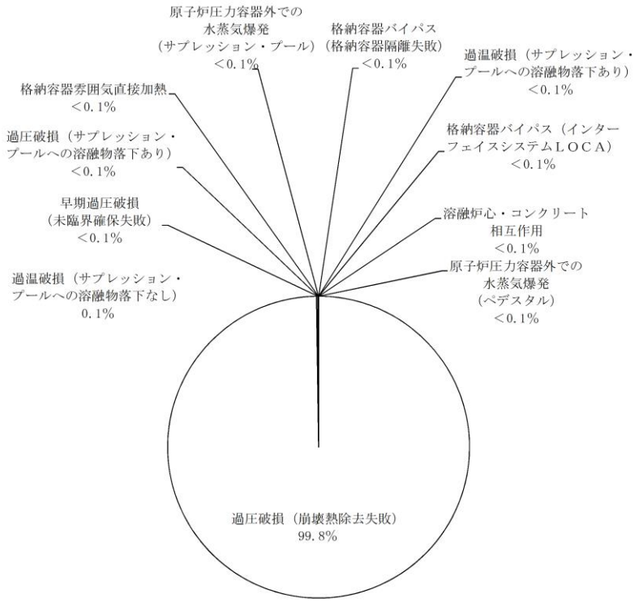
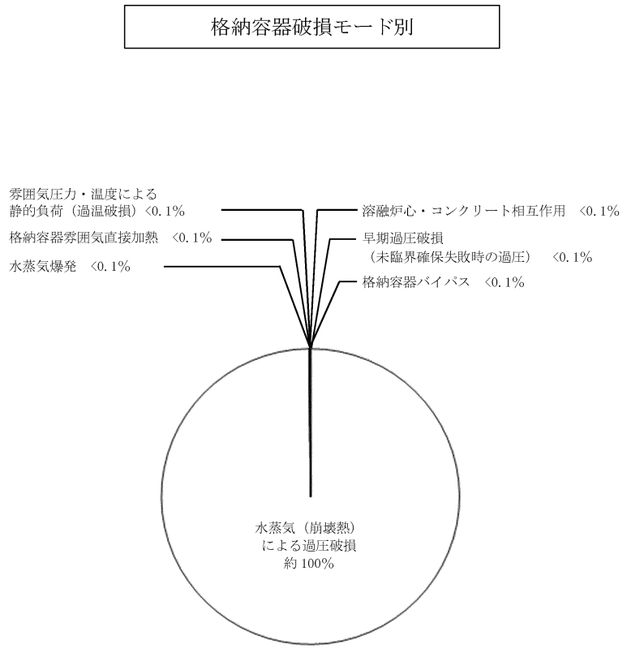
・解析結果の相違

【柏崎 6/7】

レベル 1.5ＰＲＡのイベントツリーの相違（格納容器型式の相違による格納容器注水の相違。ＲＣＣＶ型格納容器である柏崎刈羽は下部ドライウェル，上部ドライウェルと記載）

【東海第二】

Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器である東海第二はサプレッション・プールにおける格納容器破損モードを記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果	 格納容器破損頻度：6.1E-05 第2－4図　格納容器破損モードごとの寄与割合	 （全ＣＦＦ：6.2E-06／炉年） 第2－4図　内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの定量化結果	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 レベル 1.5ＰＲＡの格納容器破損頻度の相違 ・解析結果の相違 【東海第二】 Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器である東海第二はサプレッション・プールにおける格納容器破損モードを記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3　運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第 3-1 図に示すとおりであり，本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象 PRA 及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。 ②　抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。 ③　有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，審査ガイドに記載の観点（余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	3.　運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3－1図に示すとおりであり，本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象ＰＲＡ及びＰＲＡを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。 ②　抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。 ③　有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，審査ガイドに記載の観点（余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	3.　運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3－1図に示すとおりであり，本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。 【概要】 ①　内部事象ＰＲＡ及びＰＲＡを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。 ②　抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。 ③　有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「停止中審査ガイド」という。）に記載の観点（余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を「停止中審査ガイド」と読み換えている