東海第二発電所　審査資料	
資料番号	SA設-C-2　改39
提出年月日	平成29年9月22日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年9月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

下線部：今回提出資料

目　　次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－１　重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 ＡＴＷＳ緩和設備について

44-9 ＡＴＷＳ緩和設備に関する健全性について

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（HO 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6　容量設定根拠

49-7　接続図

49-8　保管場所図

49-9　アクセスルート図

49-10 その他設備

49-11 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~50-4 配置図~~

~~50-5 系統図~~

~~50-6 試験及び検査~~

~~50-7 容量設定根拠~~

~~50-8 接続図~~

~~50-9 保管場所図~~

~~50-10 アクセスルート図~~

~~50-11 その他設備~~

51 条

51-1　SA 設備基準適合性 一覧表

51-2　単線結線図

51-3　配置図

51-4　系統図

51-5　試験及び検査

51-6　容量設定根拠

51-7　接続図

51-8　保管場所図

51-9　アクセスルート図

51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

51-11 その他設備

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 接続図

52-8 計装設備の測定原理

52-9 水素及び酸素発生時の対応について

~~53 条~~

~~53-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~53-2 単線結線図~~

~~53-3 配置図~~

~~53-4 系統図~~

~~53-5 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

54 条

54-1　SA 設備基準適合性 一覧表

54-2　単線結線図

54-3　配置図

54-4　系統図

54-5　試験及び検査

54-6　容量設定根拠

54-7　接続図

54-8　保管場所図

54-9　アクセスルート図

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

58-1　SA 設備基準適合性 一覧表

58-2　単線結線図

58-3　配置図

58-4　系統図

58-5　試験及び検査

58-6　容量設定根拠

58-7　主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8　可搬型計測器について

58-9　主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

39-1　重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備の設備分類

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 原子炉本体			
原子炉圧力容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	※水源としては，常設重大事故防止設備
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
使用済燃料プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	サイフォン防止機能含む
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
使用済燃料プール温度（SA）	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型スプレイノズル	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
ホース［流路］	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
低圧代替注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替燃料プール注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設スプレイヘッダ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替燃料プール冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替燃料プール冷却系熱交換器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替燃料プール冷却系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
燃料プール冷却浄化系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
スキマサージタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
代替淡水貯槽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
3. 原子炉冷却系統施設			
常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧代替注水系（注水系）配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
主蒸気系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
逃がし安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
自動減圧機能用アキュムレータ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気系配管・クエンチャ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧炉心スプレイ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系Ａ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系Ｂ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系Ｃ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
低圧代替注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系（Ｃ）配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ホース［流路］	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
再循環系配管［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧炉心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系（A）配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁・海水ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備	
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系海水ストレーナ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系海水系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備	
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
サプレッション・プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
4. 計測制御系統施設			
ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒駆動機構	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
制御棒駆動系配管［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水注入ポンプ	設計基準対象施設重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水注入系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
過渡時自動減圧機能	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧窒素ガスボンベ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	
高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
自動減圧機能用アキュムレータ［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉圧力容器温度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器入口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
原子炉圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉圧力（SA）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（広帯域）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（燃料域）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（SA 広帯域）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（SA 燃料域）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
高圧代替注水系系統流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
低圧代替注水系原子炉注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
代替循環冷却系原子炉注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉隔離時冷却系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧炉心スプレイ系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウェル雰囲気温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サプレッション・プール水温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウェル圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サプレッション・チェンバ圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サプレッション・プール水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
格納容器下部水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器内水素濃度（SA）	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
起動領域計装	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
平均出力領域計装	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
フィルタ装置水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置スクラビング水温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
フィルタ装置入口水素濃度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系ポンプ入口温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器出口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系海水系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替淡水貯槽水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器内酸素濃度（SA）	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
データ表示装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
緊急時対策支援システム伝送装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
可搬型計測器	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（固定型）（待避室）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
データ表示装置（待避室）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
酸素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
差圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
緊急時対策所用差圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
酸素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
携行型有線通話装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
無線連絡設備（携帯型）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
衛星電話設備（固定型）	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備（携帯型）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
専用接続箱～専用接続箱電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備（屋外アンテナ）	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
無線通信用アンテナ	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））～無線通信用アンテナ電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（固定型）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（携帯型）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
データ伝送設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（屋外アンテナ）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
通信機器	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
5.放射線管理施設			
フィルタ装置遮蔽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
配管遮蔽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
二次隔離弁操作室遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室遮蔽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
中央制御室換気系空気調和機ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系フィルタ系ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
中央制御室換気系給・排気隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系 配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系 配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室空気ボンベユニット（配管・弁）［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
可搬型モニタリング・ポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
可搬型放射能測定装置（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ及び可搬型ダスト・よう素サンプラ）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
電離箱サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
可搬型気象観測設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
緊急時対策所遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所非常用送風機	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所非常用フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所加圧設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所エリアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
緊急時対策所給気・排気配管	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所給気・排気隔離弁	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所加圧設備（配管・弁）［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
6. 原子炉格納施設			
格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
不活性ガス系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系
耐圧強化ベント系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系
原子炉建屋ガス処理系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系
真空破壊弁（Ｓ／Ｃ→Ｄ／Ｗ）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	耐圧強化ベント系
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）
代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）
残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
ホース	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
緊急用海水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系海水系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系海水系
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	残留熱除去系海水系

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
残留熱除去系海水ストレーナ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・48 条に記載	残留熱除去系海水系
残留熱除去系海水系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	残留熱除去系海水系
フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
圧力開放板	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
遠隔人力操作機構	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
可搬型窒素供給装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット（空気ボンベ）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット（配管・弁）［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
移送ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
不活性ガス系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
耐圧強化ベント系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
格納容器圧力逃がし装置配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
真空破壊弁（Ｓ／Ｃ→Ｄ／Ｗ）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系熱交換器（Ａ）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替循環冷却系
代替循環冷却系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系（Ａ）配管・弁・ストレーナ［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系海水系（Ａ）配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（常設）
低圧代替注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（常設）
格納容器下部注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（常設）
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（可搬型）
低圧代替注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（可搬型）
格納容器下部注水系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（可搬型）
ホース	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器下部注水系（可搬型）
静的触媒式水素再結合器	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
サプレッション・プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	水源の確保
7. 非常用電源設備			
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	
可搬型代替低圧電源車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
軽油貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
125V Ａ系蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
125V Ｂ系蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中性子モニタ用蓄電池Ａ系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中性子モニタ用蓄電池Ｂ系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型代替低圧電源車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型整流器	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
緊急用直流 125V 蓄電池	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用M／C	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用Ｐ／C	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型設備用軽油タンク	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
タンクローリ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
非常用ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
燃料移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
軽油貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
燃料デイタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
非常用ディーゼル発電機用燃料供給系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備	
非常用ディーゼル発電機用海水系配管・弁［流路］	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設重大事故防止設備	
緊急時対策所用発電機	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用M／C	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用M／C電圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機燃料移送配管・弁［流路］	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
8. 非常用取水設備			
ＳＡ用海水ピット取水塔	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
海水引込み管	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水取水管	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ポンプピット	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ＳＡ用海水ピット	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
貯留堰	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｓクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Ｃクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
9. 緊急時対策所			
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
携行型有線通話装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
無線連絡設備（携帯型）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
データ伝送設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
無線通信用アンテナ	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
衛星電話設備（屋外アンテナ）	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
通信機器	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
10. その他			
ホイールローダ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	

39-2　設計用地震力

重大事故等対処施設に適用する設計用地震力（動的地震力，静的地震力）について，施設区分に応じて以下のとおり示す。

1.　静的地震力

静的地震力は，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備，及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし，以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

種　別	施設区分（注１）	耐震クラス（注２）	地震層せん断力係数及び水平震度（注３）	鉛直震度
建物・構築物	②	B	$1.5C_i$	－
	②	C	$1.0C_i$	－
機器・配管系	①	B	$1.8C_i$	－
	①	C	$1.2C_i$	－
土木・構造物	②	C	$1.0C_i$	－

（注１）重大事故等対処施設の施設区分
①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
②：①が設置される重大事故等対処施設
（注２）常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス
（注３）C_i：標準せん断力係数を 0.2 とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$C_i = Rt \cdot Ai \cdot C_0$

Rt　：振動特性係数
Ai　：C_iの分布係数
C_0　：標準せん断力係数

（備考）常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

2.　動的地震力

動的地震力は，重大事故等対処施設の施設区分に応じて，以下の入力地震動に基づき算定する。

種　別	施設区分（注１）	耐震クラス（注２）	入力地震動（注３）	
			水　平	鉛　直
建物・構築物	③，④，⑤，⑥，⑦（注４）	S	弾性設計用地震動S_d	弾性設計用地震動S_d
			基準地震動S_s	基準地震動S_s
	②	B	弾性設計用地震動S_d×1／2（注５）	弾性設計用地震動S_d×1／2（注５）
機器・配管系	③，⑤（注４）	S	設計用床応答曲線S_d又は弾性設計用地震動S_d	設計用床応答曲線S_d又は弾性設計用地震動S_d
			設計用床応答曲線S_s又は基準地震動S_s	設計用床応答曲線S_s又は基準地震動S_s
	①	B	設計用床応答曲線S_d×1／2（注５）	設計用床応答曲線S_d×1／2（注５）
土木・構造物	⑤	S	基準地震動S_s	基準地震動S_s
	①，④，⑥	C	基準地震動S_s	基準地震動S_s

（注１）重大事故等対処施設の施設区分
①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
②：①が設置される重大事故等対処施設
③：常設耐震重要重大事故防止設備
④：③が設置される重大事故等対処施設
⑤：常設重大事故緩和設備
⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
⑦：緊急時対策所

（注２）常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス，また常設重大事故緩和設備については，当該クラスをＳと標記する。

（注３）設計用床応答曲線は，弾性設計用地震動S_d及び基準地震動S_sに基づき作成した設計用床応答曲線とする。

（注４）事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。

（注５）水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

（備考）常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

3.　設計用地震力

設計用地震力について，下表に整理した。

種　別	施設区分（注１）	耐震クラス（注２）	水　平	鉛　直	摘　要
建物・構築物	③，④，⑤，⑥，⑦（注３）	S	弾性設計用地震動S_d	弾性設計用地震動S_d	荷重の組合せは，組合せ係数法による。（注４）
			基準地震動S_s	基準地震動S_s	
	②	B	地震層せん断力係数$1.5C_i$	－	静的地震力とする。
			弾性設計用地震動S_d×1／2（注5）	弾性設計用地震動S_d×1／2（注5）	荷重の組合せは，組合せ係数法による。（注４）
		C	地震層せん断力係数$1.0C_i$	－	静的地震力とする。
機器・配管系	③，⑤（注３）	S	設計用床応答曲線S_d又は弾性設計用地震動S_d	設計用床応答曲線S_d又は弾性設計用地震動S_d	荷重の組合せは，二乗和平方根（SRSS）法による。（注６）（注７）
			設計用床応答曲線S_s又は基準地震動S_s	設計用床応答曲線S_s又は基準地震動S_s	
	①	B	静的震度$1.8C_i$	－	静的地震力とする。
			設計用床応答曲線S_d×1／2（注5）	設計用床応答曲線S_d×1／2（注5）	荷重の組合せは，二乗和平方根（SRSS）法による。（注６）（注７）
		C	静的震度$1.2C_i$	－	静的地震力とする。
土木・構造物	⑤	S	基準地震動S_s	基準地震動S_s	動的地震力とする。
	①，④，⑥	C	基準地震動S_s	基準地震動S_s	動的地震力とする。
	②	C	静的震度$1.0C_i$	－	静的地震力とする。

（注１）重大事故等対処施設の施設区分
①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
②：①が設置される重大事故等対処施設
③：常設耐震重要重大事故防止設備
④：③が設置される重大事故等対処施設
⑤：常設重大事故緩和設備
⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
⑦：緊急時対策所

（注２）常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス，また常設重大事故緩和設備については，当該クラスをＳと標記する。

（注３）事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。

（注４）水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。

（注５）水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

（注６）絶対値和法で組み合せてもよいものとする。

（注７）水平における動的と静的の大きい方の地震力と，鉛直における動的と静的の大きい方の地震力とを，絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

39-3　重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の基本構造等に基づく
既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるにあたり，重大事故等対処施設について，実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が準用可能であるかを確認する。

重大事故等対処施設のうち，新設施設については，機種区分，型式，設置場所，設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し，設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは，設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが，基本構造等が異なる設備については，適用する地震力に対して，要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため，適切にモデル化する等した上での地震応答解析，または加振試験等を実施する。

重大事故等対処施設の既設施設のうち，耐震Ｓクラス設備については，基準地震動S_sによる評価実績がある。耐震ＢＣクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動S_sによる評価を行うことになるが，基本構造等が設計基準対象施設と同等であり，従前の評価手法による実績があることから，従前の評価方針・手法は適用可能である。

上記検討結果について，新設施設を表(1)～(3)に，既設施設を表(4)～(7)に示す。

（以下の表は基本検討段階のものであり，詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。）

１．重大事故等対処施設

(1)常設耐震重要重大事故防止設備（新設）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）（原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器）	原子炉建屋原子炉棟	原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器）	原子炉建屋原子炉棟	原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測制御設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	原子炉建屋付属棟	－	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	高圧代替注水系（蒸気系）配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	高圧代替注水系（蒸気系）弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	―	サポート固定	―	無	
SAクラス2管	高圧代替注水系（注水系）配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	高圧代替注水系（注水系）弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	―	サポート固定	―	無	
SAクラス2ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系格納槽	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	低圧代替注水系配管[流路]	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2弁	低圧代替注水系弁[流路]	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急用海水ストレーナ	屋外（地下格納槽）	円筒形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急用海水系配管[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	緊急用海水系弁[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	－	サポート固定	無	無	
建物・構築物	貯留堰	屋外	鋼管杭	－	無	無	
SAクラス2管	代替格納容器スプレイ冷却系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替格納容器スプレイ冷却系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
SAクラス2容器	フィルタ装置	フィルタ装置格納槽	円筒形容器	ボルト固定	無	無	
－	遠隔人力操作機構	原子炉建屋 付属棟	ユニハンドラ	サポート固定	無	無	
建物・構築物	フィルタ装置遮蔽	フィルタ装置格納槽	コンクリート	岩盤支持	無	無	
－	配管遮蔽	フィルタ装置格納槽 原子炉建屋 付属棟	－	サポート固定	－	無	
SAクラス2管	耐圧強化ベント系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	耐圧強化ベント系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	－	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2管	格納容器圧力逃がし装置配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 フィルタ装置格納槽	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	格納容器圧力逃がし装置弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟 フィルタ装置格納槽	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	代替循環冷却系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替循環冷却系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2管	代替燃料プール注水系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替燃料プール注水系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2管	常設スプレイヘッダ	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2容器	代替燃料プール冷却系熱交換器	原子炉建屋原子炉棟	－	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
建物・構築物	代替淡水貯槽	常設低圧代替注水系格納槽	ライニング槽	岩盤支持	無	無	
電気・電源設備	常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	ディーゼル駆動	輪止め	有	有	
その他ポンプ	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置置場	スクリュー型	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管[燃料流路]	常設代替高圧電源装置置場	鋼管	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
火力技術基準	常設代替高圧電源装置用燃料移送系弁[燃料流路]	常設代替高圧電源装置置場	－	－	無	無	
電気・電源設備	125V A系蓄電池	原子炉建屋付属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	125V B系蓄電池	原子炉建屋付属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用直流125V蓄電池	常設代替高圧電源装置置場	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用M／C	常設代替高圧電源装置置場	－	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用P／C	常設代替高圧電源装置置場	－	ボルト固定	無	無	
その他容器	可搬型設備用軽油タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
その他容器	軽油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力（SA）	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位（SA広帯域）	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位（SA燃料域）	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウェル雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水温度	格納容器	測温抵抗体	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋廃棄物処理棟 屋外	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置入口水素濃度	廃棄物処理棟	熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋原子炉棟	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	温度計ウェルに固定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系格納槽	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系格納槽	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋原子炉棟	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	

(2)常設重大事故防止設備（新設，(1)を除く。）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
建物・構築物	緊急用海水ポンプピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	ＳＡ用海水ピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	海水引込み管	屋外	鋼管	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	ＳＡ用海水ピット取水塔	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	緊急用海水取水管	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	原子炉建屋原子炉棟	ガイドパルス式水位検出器測温検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール温度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所	ディーゼル発電機	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所	歯車式	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ	緊急時対策所	－	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計	緊急時対策所	交流電圧計	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送配管[燃料流路]	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送弁[燃料流路]	緊急時対策所	－	サポート固定	無	無	
通信連絡設備	衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所 原子炉建屋原子炉棟	－	固縛	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
通信連絡設備	衛星電話設備（屋外アンテナ）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	アンテナ	ボルト固定	無	無	
通信連絡設備	衛星制御装置	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	盤	ボルト固定	無	無	

(3)常設重大事故緩和設備（新設）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系格納槽	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	低圧代替注水系配管[流路]	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	低圧代替注水系弁[流路]	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急用海水ストレーナ	屋外（地下格納槽）	円筒形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急用海水系配管[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	緊急用海水系弁[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	－	サポート固定	無	無	
建物・構築物	緊急用海水ポンプピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	ＳＡ用海水ピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	海水引込み管	屋外	鋼管	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	ＳＡ用海水ピット取水塔	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	緊急用海水取水管	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	貯留堰	屋外	鋼管杭	－	無	－	
SAクラス2管	代替格納容器スプレイ冷却系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替格納容器スプレイ冷却系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	－	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
SAクラス2容器	フィルタ装置	フィルタ装置格納槽	円筒形容器	ボルト固定	無	無	
－	圧力開放板	屋外	－	サポート固定	－	無	
－	遠隔人力操作機構	原子炉建屋付属棟	ユニハンドラ	サポート固定	無	無	
建物・構築物	フィルタ装置遮蔽	フィルタ装置格納槽	コンクリート	岩盤支持	無	無	
－	配管遮蔽	フィルタ装置格納槽 原子炉建屋付属棟	－	サポート固定	－	無	
建物・構築物	二次隔離弁操作室遮蔽	原子炉建屋付属棟	コンクリート	岩盤支持	無	無	
SAクラス2管	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット（配管）[流路]	原子炉建屋付属棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット（弁）[流路]	原子炉建屋付属棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	移送ポンプ	フィルタ装置格納槽	キャンドポンプ	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	耐圧強化ベント系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	耐圧強化ベント系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2管	格納容器圧力逃がし装置配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 フィルタ装置格納槽	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	格納容器圧力逃がし装置弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟 フィルタ装置格納槽	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2管	代替循環冷却系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替循環冷却系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2管	格納容器下部注水系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟格納容器	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	格納容器下部注水系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟格納容器	－	サポート固定	無	無	
－	静的触媒式水素再結合器	格納容器	－	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟	触媒式水素検出器熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	代替燃料プール注水系配管[流路]	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替燃料プール注水系弁[流路]	原子炉建屋原子炉棟	－	サポート固定	無	無	
SAクラス2管	常設スプレイヘッダ	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2容器	代替燃料プール冷却系熱交換器	原子炉建屋原子炉棟	－	ボルト固定	無	無	
SAクラス2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	無	無	
建物・構築物	代替淡水貯槽	常設低圧代替注水系格納槽	ライニング槽	岩盤支持	無	無	
電気・電源設備	常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	ディーゼル駆動	輪止め	有	有	
その他ポンプ	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置置場	スクリュー型	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
火力技術基準	常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管[燃料流路]	常設代替高圧電源装置置場	鋼管	サポート固定	無	無	
火力技術基準	常設代替高圧電源装置用燃料移送系弁[燃料流路]	常設代替高圧電源装置置場	－	－	無	無	
電気・電源設備	125V A系蓄電池	原子炉建屋付属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	125V B系蓄電池	原子炉建屋付属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用直流125V蓄電池	常設代替高圧電源装置置場	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用M／C	常設代替高圧電源装置置場	－	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用P／C	常設代替高圧電源装置置場	－	ボルト固定	無	無	
その他容器	可搬型設備用軽油タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
その他容器	軽油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力（SA）	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位（SA広帯域）	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位（SA燃料域）	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	ドライウェル雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水温度	格納容器	測温抵抗体	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器下部水位	格納容器	電極式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器内水素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋廃棄物処理棟 屋外	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置入口水素濃度	廃棄物処理棟	熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋原子炉棟	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	温度計ウェルに固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系格納槽	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系格納槽	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	磁気力式酸素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	原子炉建屋原子炉棟	ガイドパルス式水位検出器 測温検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール温度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋原子炉棟	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
建物・構築物	中央制御室待避室遮蔽	原子炉建屋原子炉棟	コンクリート	岩盤支持	無	無	
SAクラス2管	中央制御室待避室空気ボンベユニット（配管）［流路］	原子炉建屋原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	中央制御室待避室空気ボンベユニット（弁）［流路］	原子炉建屋原子炉棟	－	－	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所	ディーゼル発電機	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所	歯車式	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ	緊急時対策所	－	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計	緊急時対策所	交流電圧計	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送配管［燃料流路］	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送弁［燃料流路］	緊急時対策所	－	サポート固定	無	無	
建物・構築物	緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所	－	岩盤支持	－	無	
－	緊急時対策所非常用送風機	緊急時対策所	遠心ファン	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急時対策所非常用フィルタ装置	緊急時対策所	－	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	緊急時対策所用差圧計	緊急時対策所	差圧計	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急時対策所給気・排気配管	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SA クラス 2 弁	緊急時対策所給気・排気隔離弁	緊急時対策所	電動弁	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 管	緊急時対策所加圧設備（配管）［流路］	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	緊急時対策所加圧設備（弁）［流路］	緊急時対策所	－	サポート固定	無	無	
通信連絡設備	衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	－	固縛	無	無	
通信連絡設備	衛星電話設備（屋外アンテナ）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	アンテナ	ボルト固定	無	無	
通信連絡設備	衛星制御装置	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	盤	ボルト固定	無	無	

(4)常設耐震重要重大事故防止設備（既設）

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
計測制御設備	ATWS緩和設備 （代替制御棒挿入機能）（盤）	－	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
計測制御設備	ATWS緩和設備 （代替制御棒挿入機能）（電磁弁）	－	原子炉建屋 付属棟	サポート固定	
－	制御棒	S	原子炉圧力 容器	－	
－	制御棒駆動機構	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	－	
－	制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット	S	原子炉建屋 原子炉棟	－	
SAクラス2管	制御棒駆動系配管 ［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
計測制御設備	ＡＴＷＳ緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（盤）	－	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2容器	ほう酸水貯蔵タンク	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	ほう酸水注入系配管［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	ほう酸水注入系弁 ［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気系 配管[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気系 弁[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管 ［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）弁 ［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ系配管[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2弁	高圧炉心スプレイ系弁[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ系ストレーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系（注水系）弁[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	逃がし安全弁	S	格納容器	－	
SAクラス2容器	自動減圧機能用アキュムレータ	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気系配管[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気系クエンチャ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
計測制御設備	過渡時自動減圧機能（盤）	S	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
SAクラス2管	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管[流路]	S C	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	高圧窒素ガス供給系（非常用）弁[流路]	S C	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2容器	自動減圧機能用アキュムレータ	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2容器	原子炉圧力容器	S	格納容器	ボルト固定	
SAクラス2容器	残留熱除去系熱交換器	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	残留熱除去系海水系配管[流路]	S	屋外 原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系海水系弁[流路]	S	屋外 原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉建屋ガス処理系配管[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉建屋ガス処理系弁[流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 弁	真空破壊弁（S／C→D／W）	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系配管［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系弁［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系スプレイヘッダ［流路］	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 容器	格納容器	S	原子炉建屋 原子炉棟	－	
SA クラス 2 管	不活性ガス系配管［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	不活性ガス系弁［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 容器	格納容器	S	原子炉建屋 原子炉棟	－	
SA クラス 2 容器	残留熱除去系熱交換器（A）	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系（A）配管［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系（A）弁［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系（A）ストレーナ［流路］	S	格納容器	サポート固定	
建物・構築物	使用済燃料プール	S	原子炉建屋 原子炉棟	－	
SA クラス 2 管	燃料プール冷却浄化系配管［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	燃料プール冷却浄化系弁［流路］	S	原子炉建屋 原子炉棟	－	
SA クラス 2 容器	サプレッション・プール	S	格納容器	－	
電気・電源設備	中性子モニタ用蓄電池 A 系	－	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
電気・電源設備	中性子モニタ用蓄電池 B 系	－	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
計測器・検出器	原子炉水位（広帯域）	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
計測器・検出器	原子炉水位（燃料域）	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	起動領域計装	S	格納容器	起動領域モニタ検出器は，起動領域モニタドライチューブに内包され，炉心領域に設置される。ドライチューブは上端を上部格子板の溝に挿入され，下端部は炉心支持板位置でリングにより固定	
計測器・検出器	平均出力領域計装	S	格納容器	平均出力領域モニタ検出器の局部出力領域モニタ検出器は，炉心領域に設置される。検出器は，上端を上部格子板の溝に挿入され，下端部は炉心支持板位置でリングにより固定	
建物・構築物	中央制御室遮蔽	S	原子炉建屋 原子炉棟	岩盤支持	
－	中央制御室換気系空気調和機ファン	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
－	中央制御室換気系フィルタ系ファン	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 管	中央制御室換気系 チャコールフィルタ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
－	中央制御室換気系 給・排気隔離弁	－	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	

(5)常設重大事故防止設備（既設，(4)を除く。）

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
建物・ 構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持	

(6)常設重大事故緩和設備（既設，(4)を兼ねるものを除く。）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持	
計測器・検出器	原子炉圧力容器温度	S	格納容器	ボルト固定	
－	非常用ガス再循環系排風機	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
－	非常用ガス処理系排風機	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系 配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用ガス再循環系 弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用ガス処理系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	

(7)常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気系配管[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気系弁[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系（注水系）弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（注水系）ストレーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	高圧炉心スプレイ系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ系ストレーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ系スパージャ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	高圧炉心スプレイ系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	低圧炉心スプレイ系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系Ａ系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2弁	残留熱除去系B系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系C系注入弁	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	残留熱除去系ポンプ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2容器	残留熱除去系熱交換器	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	残留熱除去系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	残留熱除去系ストレーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	再循環系配管[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	低圧炉心スプレイ系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2弁	低圧炉心スプレイ系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	低圧炉心スプレイ系ストレーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	低圧炉心スプレイ系スパージャ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	残留熱除去系海水ポンプ	S	屋外	ボルト固定	
SAクラス2管	海水ストレーナ	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2管	残留熱除去系海水系配管[流路]	S	屋外 原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系海水系弁[流路]	S	屋外 原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
電気・電源設備	非常用ディーゼル発電機	S	原子炉建屋付属棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 容器	燃料デイタンク	S	原子炉建屋付属棟	ボルト固定	
SA クラス 2 ポンプ	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	S	屋外	ボルト固定	
その他管	非常用ディーゼル発電機用燃料供給系配管[燃料流路]	S	原子炉建屋付属棟	サポート固定	
その他弁	非常用ディーゼル発電機用燃料供給系弁[燃料流路]	S	原子炉建屋付属棟	サポート固定	
SA クラス 2 管	非常用ディーゼル発電機用海水系配管[流路]	S	原子炉建屋付属棟 屋外	サポート固定	
SA クラス 2 弁	非常用ディーゼル発電機用海水系弁[流路]	S	原子炉建屋付属棟 屋外	サポート固定	
計測器・検出器	残留熱除去系熱交換器入口温度	S	原子炉建屋原子炉棟	温度計ウェルに固定	
計測器・検出器	原子炉隔離時冷却系系統流量	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	高圧炉心スプレイ系系統流量	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	残留熱除去系系統流量	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	低圧炉心スプレイ系系統流量	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	残留熱除去系熱交換器出口温度	S	原子炉建屋原子炉棟	温度計ウェルに固定	
計測器・検出器	残留熱除去系海水系系統流量	S	原子炉建屋廃棄物処理棟	ボルト固定	
計測器・検出器	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	

目　　次

39 条 地震による損傷の防止　補足資料

番号	表題	内容
39-1	重大事故等対処施設の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については，39 条第 1 項にて設備分類および施設区分毎に耐震要求が規定されている。
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力（静的地震力，動的地震力）を施設の種別（建物・構築物，機器・配管系，土木構造物）および施設区分毎に示す。
39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の機種区分，型式，設置場所，設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し，実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が準用可能であるかを確認していることを示す。
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せおよび許容応力状態について，検討手順および検討結果を示す。

添付資料－1　重大事故等対処施設の網羅的な整理について

39-4　重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

目　　次

1. はじめに ·····39-4-1
2. 基準の規定内容 ·····39-4-3
2.1 設置許可基準規則第 39 条（ＳＡ施設）の規定内容
2.2 設置許可基準規則第４条（ＤＢ施設）の規定内容
2.3 JEAG4601 の規定内容
3. ＳＡ施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針··39-4-9
4. 荷重の組合せの検討手順 ·····39-4-14
5. 荷重の組合せの検討結果 ·····39-4-18
5.1 地震の従属事象・独立事象
5.2 荷重の組合せの検討結果
5.2.1 全般施設
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
5.2.4 ＳＡ施設の支持構造物
6. 許容応力状態の検討結果 ·····39-4-43
6.1 全般施設
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
6.4 ＳＡ施設の支持構造物
7. まとめ ·····39-4-47

（補足１）ＳＡ施設に対する許容応力状態の考え方
（補足２）事象発生確率の考え方
（補足３）「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について
（補足４）ＤＢＡによる履歴を考慮しなくてもよい理由

添付資料
1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物のＳＡ 施設としての設計の考え方
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について
9. 東海第二発電所における運転状態Ⅴ(LL)の適切性について
10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

参考資料

〔参考１〕設置許可基準規則第 39 条及び解釈（抜粋）
〔参考２〕設置許可基準規則第４ 条及び解釈 7
〔参考３〕設置許可基準規則第４ 条解釈の別記２（抜粋）
〔参考４〕耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）
〔参考５〕JEAG4601（抜粋）
〔参考６〕原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性
〔参考７〕ＤＢ 施設を兼ねる主なＳＡ 施設等のＤＢＡ とＳＡ の荷重条件の比較
〔参考８〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1.　はじめに

重大事故等※1（以下「ＳＡ」という。）の状態で必要となる常設の重大事故等対処施設※2（以下「ＳＡ施設」という。）については，待機状態において地震により必要な機能が損なわれず，さらにＳＡが長期にわたり継続することを念頭に，ＳＡにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にＳＡ施設の耐震設計に対する考え方を示す。

※1：「重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故」を総称して重大事故等という。

※2：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については，代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

【ＳＡ施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処施設（以下「ＤＢ施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下「ＤＢＡ」という。）を超える事象が発生した場合に備え，ＳＡ施設は，ＳＡ時においても，必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに，常設の施設，可搬型の設備又はその組み合わせによる設備対策だけでなく，マネジメントによる対策などの多様性を活かしてＳＡに対処する。

具体的には，

①ＳＡ施設は，ＳＡ時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。

②可搬設備等を活用することにより，事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ，頑健性を高める。

とする。

以上の内容を踏まえ，①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるに当たり，ＳＡ施設については，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編JEAG4601・補-1984」，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（一社）日本電気協会（以下，総称して「JEAG4601」という。）等の規格・基準に基づき，検討を実施した。

2.　基準の規定内容

ＳＡ施設，ＤＢ施設の耐震性の要求は，それぞれ設置許可基準規則第 39 条，第 4 条に規定されている。ここで，ＳＡ施設及びＤＢ施設について，耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

2.1　設置許可基準規則第 39 条（ＳＡ施設）の規定内容

(1)　ＳＡ施設の耐震性については，設置許可基準規則の第 39 条に規定されている。〔参考 1〕

(2)　ＳＡ施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるＳＡ施設については，設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 1 号において，「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。〔参考 1〕

(3)　ＳＡ施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置されるＳＡ施設については，設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 2 号において，「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。〔参考 1〕これは，ＤＢ施設の耐震Ｂ，Ｃクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが，耐震Ｂ，Ｃクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため，本資料では省略する。なお，常設重大事故防止設備については，設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

(4)　ＳＡ施設のうち，常設重大事故緩和設備が設置されるＳＡ施設については，設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において，「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないも

のであること。」が求められている。〔参考 1〕

(5)　設置許可基準規則の第 39　条の解釈において，「第 39 条の適用に当たっては，本規程別記２に準ずるものとする。」とされている。〔参考 1〕

2.2　設置許可基準規則第４条（ＤＢ施設）の規定内容

(1)　ＤＢ施設の耐震性については，設置許可基準規則の第４条に規定されている。〔参考 2〕

(2)　耐震Ｓクラス施設については，設置許可基準規則の第４条第 3 項において，「耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。〔参考 2〕

(3)　設置許可基準規則の第４条の解釈において，「別記２のとおりとする。」とされている。〔参考 2〕

(4)　基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は，設置許可基準規則解釈第４条の解釈の別記２（以下「別記２」という。）において，「建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して，当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。〔参考 3〕

(5)　S_sに対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は，別記２において，「機器・配管系については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して，その施設に要求される機能を保持すること。なお，上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，

その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。〔参考3〕

(6) 別記２において，「「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については，地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。〔参考3〕

2.3 JEAG4601の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において，「規制基準の要求事項に留意して，JEAG4601の規定を参考に」組み合わせることとされていることから，JEAG4601における規定内容を以下のとおり整理した。

(1) 荷重の組合せ

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における，荷重の組合せに関する記載としては，以下のとおり。

・「その発生確率が 10^{-7}回/炉・年を下回ると判断される事象は，運転状態Ⅰ～Ⅳに含めない。」とされている。

・地震の従属事象については，「地震時の状態と，それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは，組合せなければならない。」とされている。

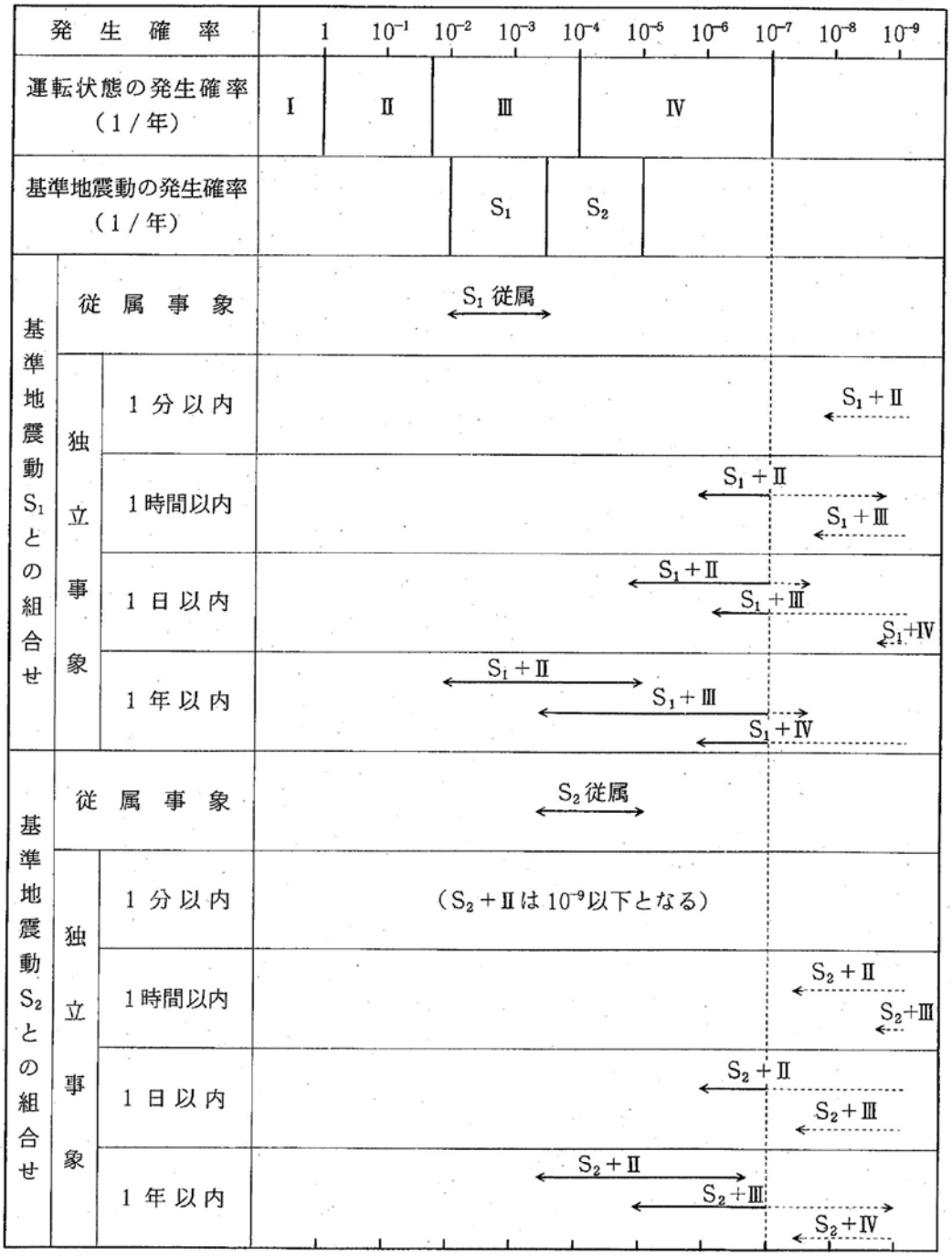
・地震の独立事象については，「地震と，地震の独立事象の組合せは，これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く，継続時間が短いことを考えれば，これと組み合わせるべき状態は，その原

因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の規定内容に基づき，JEAG4601 において組み合わせるべき荷重を整理したものを第 2.3-1 表に示す。第 2.3-1 表では，事象の発生確率，継続時間，地震動の発生確率を踏まえ，その確率が 10^{-7}／炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

第 2.3-1 表　運転状態と地震動との組合せの確率的評価

表Ⅰ－1　運転状態と地震動との組合せの確率的評価



注：(1)　発生確率から見て
←― 組合せが必要なもの。
←┈┈ 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。

(2)　基準地震動 S_2 の発生確率は 10^{-4} ～ 10^{-5} / サイト・年と推定されるが，ここでは 5×10^{-4} ～ 10^{-5} / サイト・年を用いた。

(3)　表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984 抜粋

(2)　運転状態と許容応力状態

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における，運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり，プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態$Ⅰ_A$から$Ⅳ_A$及び，地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態$Ⅲ_AS$，$Ⅳ_AS$を定義している。

【運転状態】

運転状態Ⅰ：告示の運転状態Ⅰの状態

運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態

運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態

運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち，長期間のものが作用している状態

運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち，短期間のもの（例：JET，JET 反力，冷水注入による過渡現象等）が作用している状態

【許容応力状態】

許容応力状態$Ⅰ_A$：告示の運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態$Ⅰ_A^*$：ＥＣＣＳ等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態$Ⅰ_A$に準ずる。

許容応力状態$Ⅱ_A$：告示の運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態$Ⅲ_A$：告示の運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態$Ⅳ_A$：告示の運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態$Ⅲ_AS$：許容応力状態$Ⅲ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

許容応力状態$Ⅳ_AS$：許容応力状態$Ⅳ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

3.　ＳＡ施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

(1)　対象施設

設置許可基準規則第 39 条において，基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料 1 に示す。また，当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを第 3-1 表に示す。

(2)　ＳＡ施設の運転状態

ＳＡ施設は，ＤＢを超え，ＳＡが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから，運転状態として従来のⅠ～Ⅳに加え，ＳＡの発生している状態として運転状態Ⅴを新たに定義する。

さらに運転状態Ⅴについては，重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ，事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(S)とし，一連の過渡状態を除き，ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態Ⅴ(L)，Ⅴ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(LL)とする。

【運転状態の説明】

Ⅰ～Ⅳ	：JEAG4601 で設定している運転状態
Ⅴ(S)	：ＳＡの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態
Ⅴ(L)	：ＳＡの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態
Ⅴ(LL)	：ＳＡの状態のうちⅤ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

(3)　組合せの基本方針

設置許可基準規則の解釈別記２及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うＤＢ施設の考え方を踏まえた，ＳＡ施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

ａ．ＤＢ施設の組合せの考え方

・S_S，S_dによる地震力と運転状態の組合せを考慮する。

・運転状態Ⅰ～Ⅳを想定する。

・地震の従属事象については，地震による地震力との組合せを実施する。

・地震の独立事象については，事象の発生確率，継続時間，S_S若しくはS_dの超過確率を踏まえ，発生確率が10^{-7}／炉年超の事象は組み合わせる。

・格納容器は，ＬＯＣＡ後の最終障壁となることから，構造体全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧とS_dによる地震力との組合せを考慮する。

ｂ．ＳＡ施設の組合せ方針

・S_S，S_dによる地震力と運転状態の組合せを考慮する。

・運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに，それを超えるＳＡの状態と，運転状態Ⅴを想定する。

・地震の従属事象については，地震による地震力との組合せを実施する。

・地震の独立事象については，事象の発生確率，継続時間及びS_S若しくはS_dの超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的に組み合わせるか否かを判断する。

組み合わせるか否かの判断は，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし，事象の発生確率，継続時間及びS_S若しくはS_dの超過確率の積との比較等により判断する。

・ＳＡが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについて

は，ＤＢ施設の耐震設計の考え方に基づくとともに，確率論的な考察も考慮した上で判断する。

・格納容器について，ＤＢ施設ではＬＯＣＡ後の最終障壁として，ＳＡに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく，ＬＯＣＡ後の最大内圧とＳ$_d$による地震力との組合せを考慮することとしているが，ＳＡ施設においては，強度的に更なる余裕を確保するのではなく，以下の設計配慮を行うことにより，余裕を付加し信頼性を高めることとする。

ＳＡ施設としての原子炉格納容器については，ＤＢ施設のＳ$_S$に対する機能維持の考え方に準じた最高水準の耐震設計を行う。さらに，最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として，重大事故時の格納容器の最高温度，最高内圧を大きく超える 200℃，2Pd（最高使用圧力の 2 倍の圧力）の条件で，格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

(4)　許容限界の基本方針

ＳＡ施設の耐震設計として，設置許可基準規則では，「基準地震動による地震力に対して，重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており，許容限界の設定に際しては，ＤＢ施設の機能維持設計の解釈である第４条第 3 項に係る別記２の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は，JEAG4601 のＤＢ施設に対する規定内容を踏まえ，ＳＡ施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を，以下のとおり定めた（補足 1）。

ａ．ＤＢ施設における方針

・弾性設計の許容限界として，運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ$_A$S を用いる。

・機能維持設計の許容限界として，運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態$Ⅳ_AS$を用いる。

ｂ．ＳＡ施設における方針

・ＳＡ施設の耐震設計は，ＤＢ施設に準拠することとしていることから，運転状態ＩからⅣと地震による地震力の組合せに対しては，ＤＢ施設と同様の許容応力状態を適用する。

・設計条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態として$Ⅴ_A$を定義し，さらに地震との組合せにおいては，許容応力状態$Ⅴ_AS$を定義する。

別記２によれば，機能維持設計の要求として，「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており，ＤＢ施設では，許容応力状態$Ⅳ_AS$の許容限界を適用している。新たに定義する許容応力状態$Ⅴ_AS$は，ＳＡに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり，東海第二発電所では，機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態$Ⅳ_AS$と同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

$Ⅰ_A$～$Ⅳ_A$　：JEAG4601 で設定している許容応力状態

$Ⅲ_AS$～$Ⅳ_AS$　：JEAG4601 で設定している許容応力状態

$Ⅴ_A$　：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

$Ⅴ_AS$　：許容応力状態$Ⅴ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

第 3-1 表(1)格納容器及び原子炉圧力容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	格納容器内	格納容器外
格納容器	逃がし安全弁	常設低圧代替注水系ポンプ 代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 残留熱除去系熱交換器 サプレッション・プール 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
原子炉圧力容器	－	常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ほう酸注入ポンプ 残留熱除去系熱交換器 代替淡水貯槽 サプレッション・プール ほう酸貯蔵タンク 格納容器圧力逃がし装置 原子炉周期（ペリオド短）原子炉スクラム

4.　荷重の組合せの検討手順

(1)　地震の従属事象・独立事象の判断

組合せの基本方針において，地震従属事象はS_sと組合せ，独立事象はその事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，S_s，S_dいずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから，まず，荷重の組合せの検討に当たって，運転状態Ⅴが，地震の従属事象，独立事象の何れに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は，S_sと組み合わせ，独立事象と判断された場合は，以下の(2)(3)項の手順に従う。

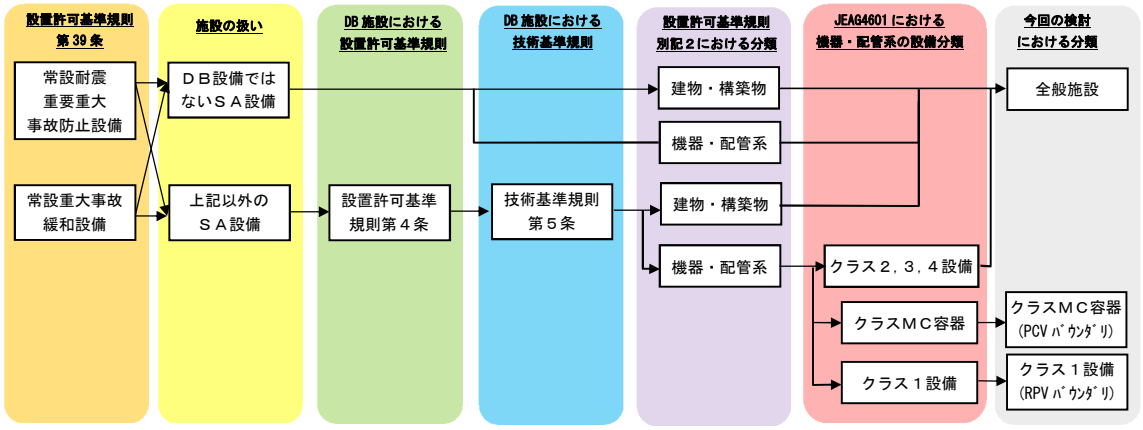
(2)　施設分類

対象施設は設置許可基準規則，技術基準規則，JEAG4601 の分類等を踏まえた分類を行い，その分類毎に組合せ方針を検討することとする。対象施設は以下のとおり分類する。

ＳＡ施設は，設置許可基準規則の解釈別記２から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで，建物・構築物についても，機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4「建物・構築物のＳＡ施設としての設計の考え方」参照）また，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（以下「ＰＣＶバウンダリ」という。）と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（以下「ＲＰＶバウンダリ」という。）については，「重大事故等対策の有効性評価」により得られたＳＡ時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にＳＡ荷重と地震力の組合せを検討する。

以上のことから，以降の検討では施設を第 4-1 図のとおり分類し，建物・構築物を含む全般施設は，ＰＣＶバウンダリ，ＲＰＶバウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお，ＰＣＶバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については，ＰＣＶバウンダリの荷重の組

合せに従い，支持構造物については，支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。



第 4-1 図　施設の分類の考え方

(3)　独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して，ＳＡ施設に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては，事象の発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に判断することとする。選定手順を以下に，選定フローを第 4-3 図に示す。

【選定手順】

① ＳＡ事象の発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。

② 地震ハザード解析から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2，S_1 の発生確率を S_s，S_d の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

③ 荷重の組合せの判断は，①と②及びＳＡの継続時間との積で行う。そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には，国内外の基準等でスク

リーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性を持たせた値として，東海第二発電所では，ＤＢ施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7}／炉年に保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年とする。（補足 2）

④ ①②の積と③を踏まえて弾性設計用地震動S_d又は基準地震動S_Sと組み合わせるべきＳＡの継続時間を設定する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動S_Sとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

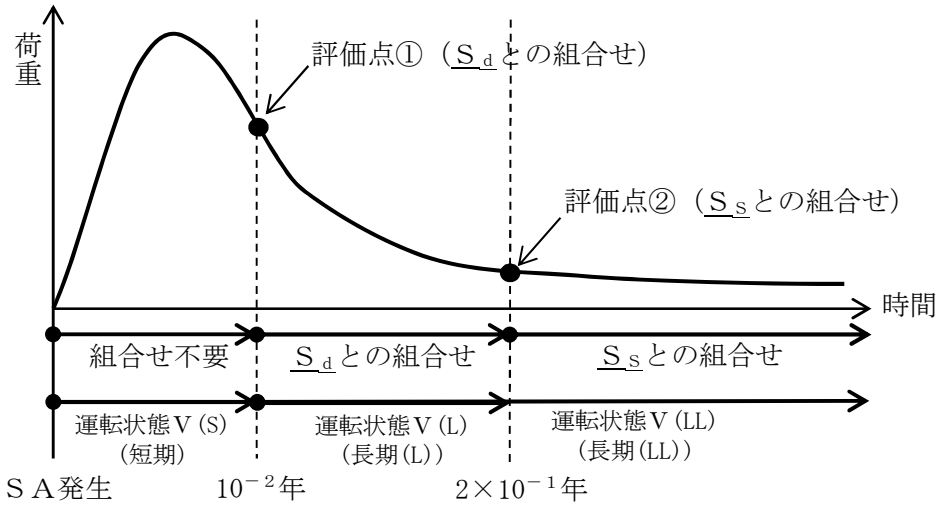
⑤ ④を踏まえて，施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

第 4-1 表　組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
10^{-8}／年以上	10^{-4}／年※1	弾性設計用地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-2} 年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2	2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた。



第 4-2 図　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

①ＳＡ事象の発生確率を設定する。

⇩

②ＳＳ，Ｓｄの超過確率を設定する。

⇩

③ 荷重の組合せの判断は，①と②とＳＡの継続時間との積で行い，そのスクリーニングの判断基準を設定する。

⇩

④ ①②の積と③を踏まえて，弾性設計用地震動Ｓｄ，基準地震動ＳＳと組み合わせるべきＳＡの継続時間を設定する。

⇩

⑤ ④を踏まえて，施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

第 4-3 図　独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

5.　荷重の組合せの検討結果

4 項の検討手順に基づき，まず，5.1 項ではＳＡが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し，5.2 項では，全般施設，ＰＣＶバウンダリ，ＲＰＶバウンダリに分けて，ＳＡ荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお，ＳＡ施設の支持構造物については，支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

5.1　地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては，ＤＢ施設の耐震設計の考え方に基づく。なお，確率論的な考察も考慮する。ここで，ＤＢ施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき，地震の従属事象とは，ある地震力を想定して，その地震力未満で設計された設備が，その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象，すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し，地震の独立事象とは，確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

耐震Ｓクラス施設はS_sによる地震力に対して，その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は，耐震Ｓクラス施設自体が，S_sによる地震力に対して，損傷しないよう設計するだけでなく，下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても，その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Ｓクラス施設が健全であれば，炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し，S_s相当の地震により，起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し，ＤＢ設計の範囲で事象を収束させることができることを確認することとする。

したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討とし

ては，S_s相当の地震に対して，運転状態Ⅴは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い，運転状態Ⅴの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお，地震ＰＲＡの結果を参照し，確率論的な考察を実施した。ＳＡ施設に期待した場合の地震ＰＲＡにおいて，S_s相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度（ＣＤＦ）であって，ＳＡ施設による対策の有効性の評価がＤＢ条件を超えるものの累積値は，3.7×10^{-7}／炉年である。性能目標のＣＤＦ（10^{-4}／炉年）に対する相対割合として１％を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ，3.7×10^{-7}／炉年はこれを下回ることから，S_s相当までの地震力によりＤＢ条件を超える運転状態Ⅴの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において，運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

（「（補足 3）「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について」参照）

5.2　荷重の組合せの検討結果

5.1 項で運転状態Ⅴは地震の独立事象と判断したことから，以下では施設分類毎に 4 項(3)の手順に従って，荷重の組合せを検討する。

5.2.1　全般施設

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。なお，全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全てのＳＡを考慮する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているS_2，S_1の発生確率をS_S，S_dの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3)　荷重の組合せの継続時間の決定

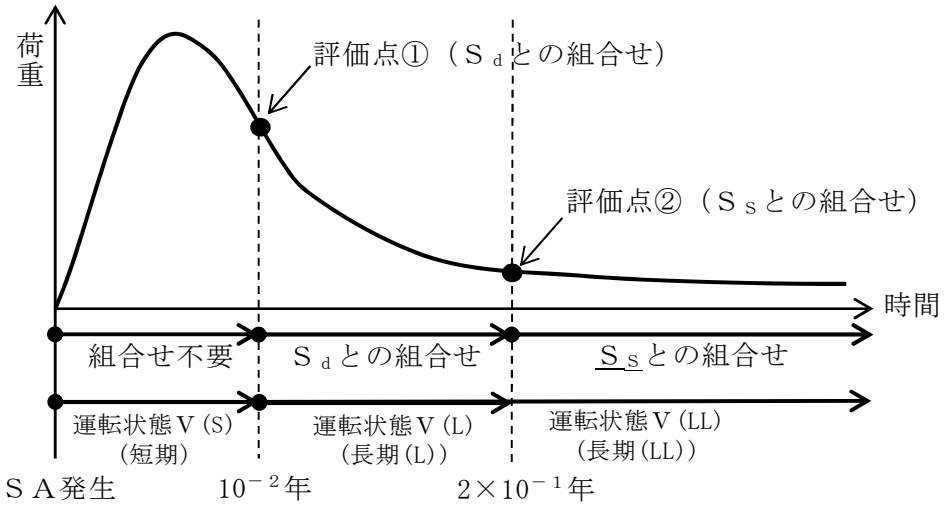
保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積により，組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動S_Sとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

第 5.2.1.1 表　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての ＳＡ	10^{-4}／年※1	弾性設計用 地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／年 以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた。



第 5.2.1.1 図　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重組合せの検討

(1)から(3)から，ＳＡの発生確率，地震動の超過確率と掛け合わせた発生確率は第 5.2.1.2 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【全般施設のＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10－４／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.1.2 表のＳＡの発生確率，地震動の超過確率，組合せの目安となるＳＡの継続時間との積を考慮し，ＳＡ発生後 10－２年以上に 2×10－１年未満の期間のうち最大となる荷重とＳｄを組み合わせる。また，ＳＡ発生後 2×10－１年以上の期間における最大値とＳＳによる地震力を組み合わせる

こととする。

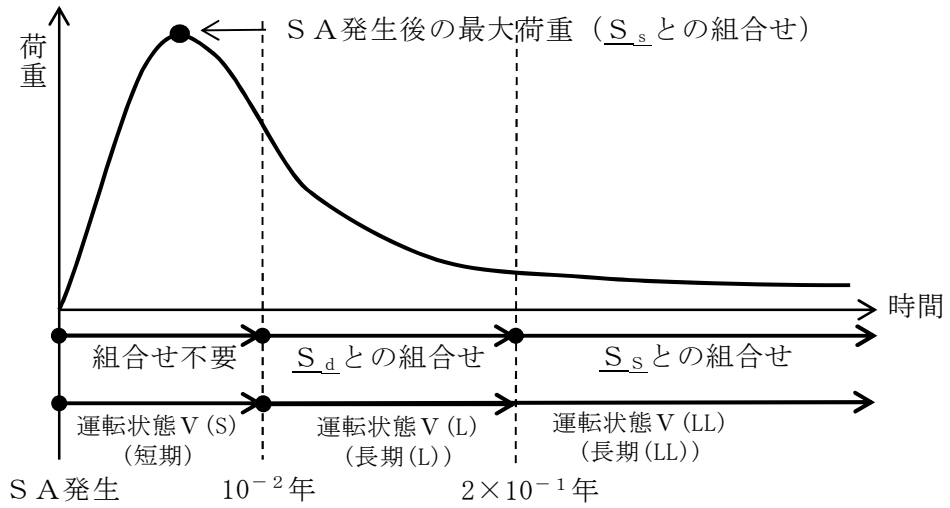
ここで，全般施設については必ずしもＳＡによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから，上記の考え方を包絡するようにＳＡ発生後の最大荷重とＳ$_S$による地震力を組み合わせる。

第 5.2.1.2 表　ＳＡの発生確率・継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の 発生確率	地震の発生確率	組合せの目安 となる継続時間	運転 状態	合　計
全ての ＳＡ	10^{-4}／炉年	Ｓ$_d$：10^{-2}／年以下	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	Ｖ(Ｌ)	10^{-8}／炉年 以下
		Ｓ$_S$：5×10^{-4}／年 以下	2×10^{-1}年 以上	Ｖ(ＬＬ)	10^{-8}／炉年 以下

(5)　まとめ

以上より，全般施設としては，ＳＡ発生後の最大荷重とＳ$_S$による地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.1.2 図　全般施設の荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.2　原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているS_2，S_1の発生確率をS_S，S_dの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3)　荷重の組合せの継続時間の決定

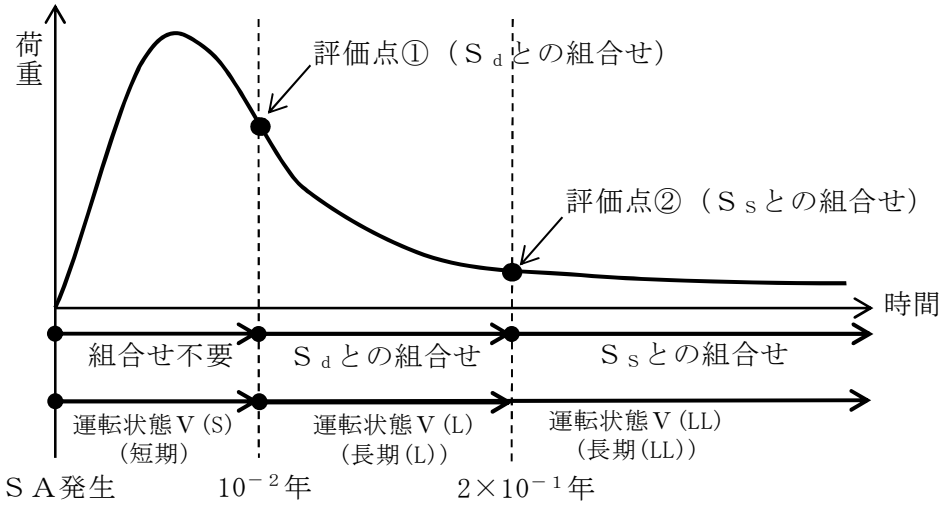
保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積との比較により，工学的，総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動Ｓｓとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

第 5.2.2.1 表　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全てのＳＡ	10^{-4}／炉年※1	弾性設計用地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／炉年以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた。



第 5.2.2.1 図　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重の組合せの検討

ａ．ＳＡの選定

本発電用原子炉施設を対象としたＰＲＡの結果を踏まえた，重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループのうち，圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として格納容器のＤＢ条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を下表に示す。

事故シーケンスグループ等	ＤＢ条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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	－
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	○
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	○
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	○
崩壊熱除去機能喪失	－
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
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）	×※1
津波浸水による注水機能喪失	○

「運転中の原子炉における重大事故」に係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）	－
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用しない場合	○
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	×※2
水素燃焼	×※3
溶融炉心・コンクリート相互作用	×※2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※4
全交流動力電源喪失	×※4
原子炉冷却材の流出	×※4
反応度の誤投入	×※4

※1：有効性評価では，インターフェイスシステムＬＯＣＡにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており，格納容器圧力・温度の評価を実施していないが，破断を想定した系（残留熱除去系）以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから，格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない。

※2：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の事故シーケンスにて原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用に対する有効性評価を行っているため対象外とする。

※3：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。

※4：運転停止中は，炉心の冠水維持までを評価の対象としており格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら，静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は，運転中と比較して十分に小さく，事象の進展も運転中に比べて遅くなることから，運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これらの事故シーケンスグループ等のうち，格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で，最高使用圧力・温度を超え，さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に，事故発生後 10^{-2}年（約 3 日後）以内及び事象発生後 10^{-2}年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果，以下の事故シーケンスが挙げられる。

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても，事象発生後 10^{-2}年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから，一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが，上記の除熱機能により，最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって，最高使用圧力及び 10^{-2}年（約 3 日後）以内の温度に基づき，事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には，原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ，その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため，解析の前提として，重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで，各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており，他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は，高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方，格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では，格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから，「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして，雰囲気

圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは，原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」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）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は，大破断ＬＯＣＡが発生し，流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，炉心損傷に伴うジルコニウムー水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により，格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について，事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度，10^{-2}年（約 3 日後）の圧力及び温度を第 5.2.2.2 表に示す。

なお，その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては，格納容器冷却及び除熱に係る手順において，格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

第 5.2.2.2 表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage]
最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃
圧力（10^{-2}年後）	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下
温度（10^{-2}年後）	約 139℃以下	約 157℃以下

第 5.2.2.2 表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

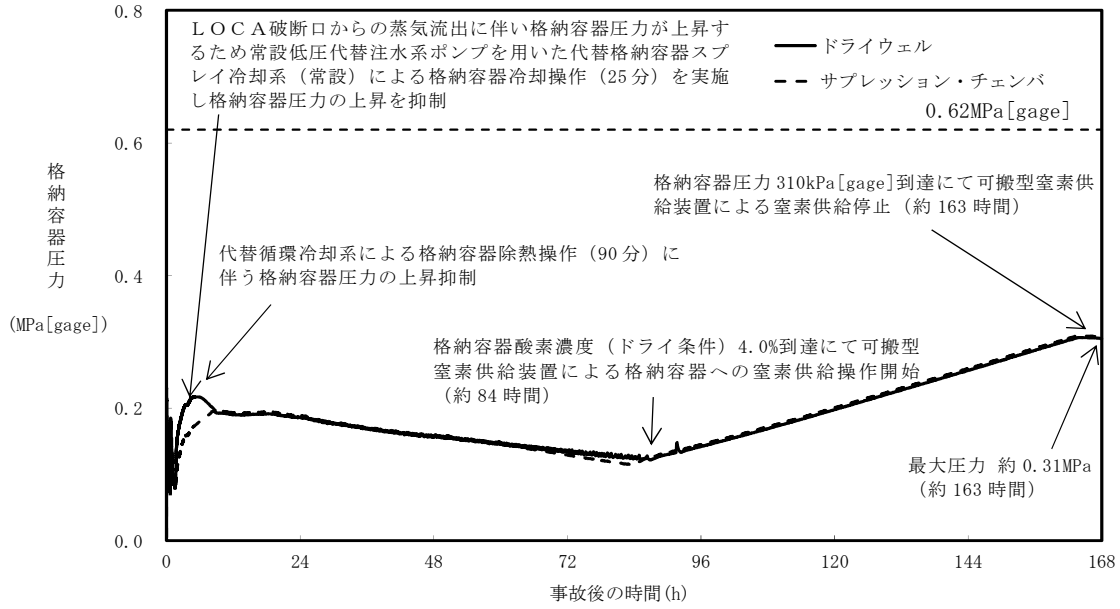
ｂ．ＳＡで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

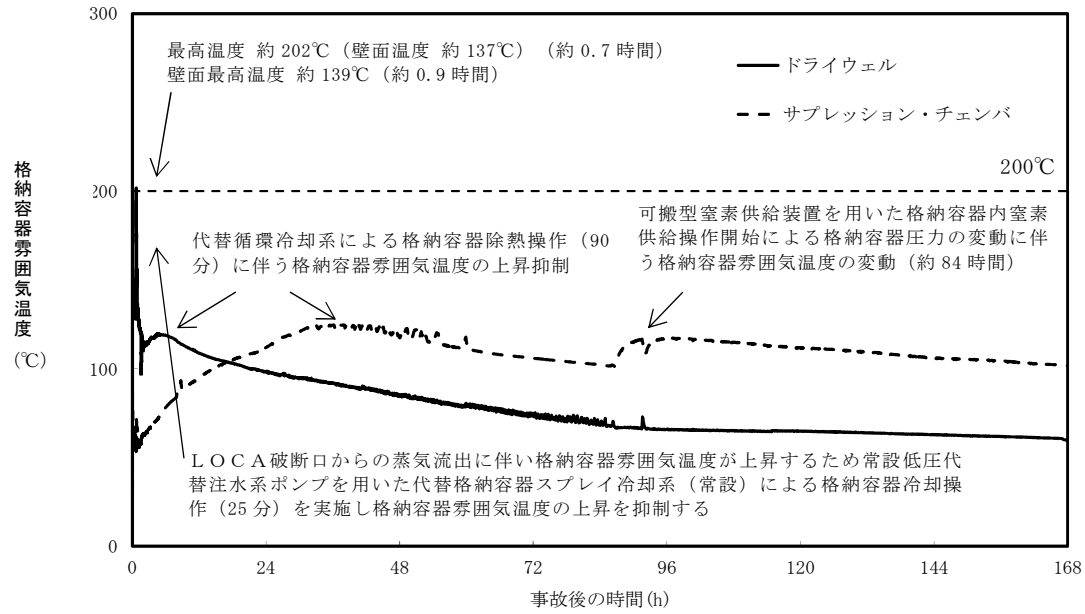
上記の２つの事故シーケンスグループ等について，格納容器圧力・温度の解析結果を第 5.2.2.2 図から第 5.2.2.5 図に示す。

第 5.2.2.2 図から第 5.2.2.5 図より，ＳＡ発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前までに，格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における 10^{-2} 年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，一時的に上昇する期間があるが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

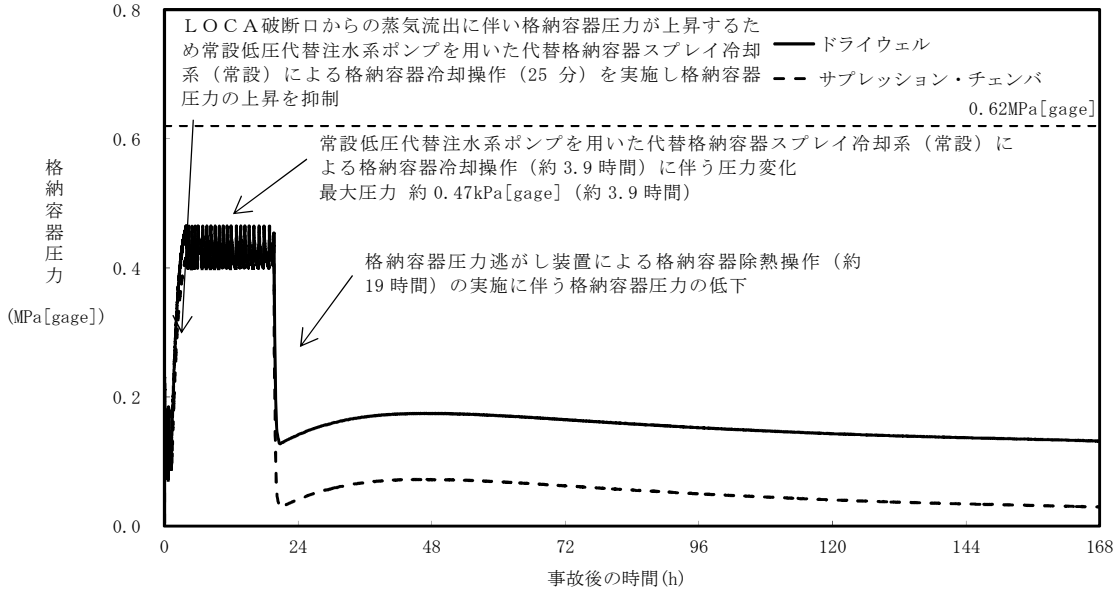
よって，ＳＡ発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前をＶ(S)（ＳＡの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態）として設定することは適切である。



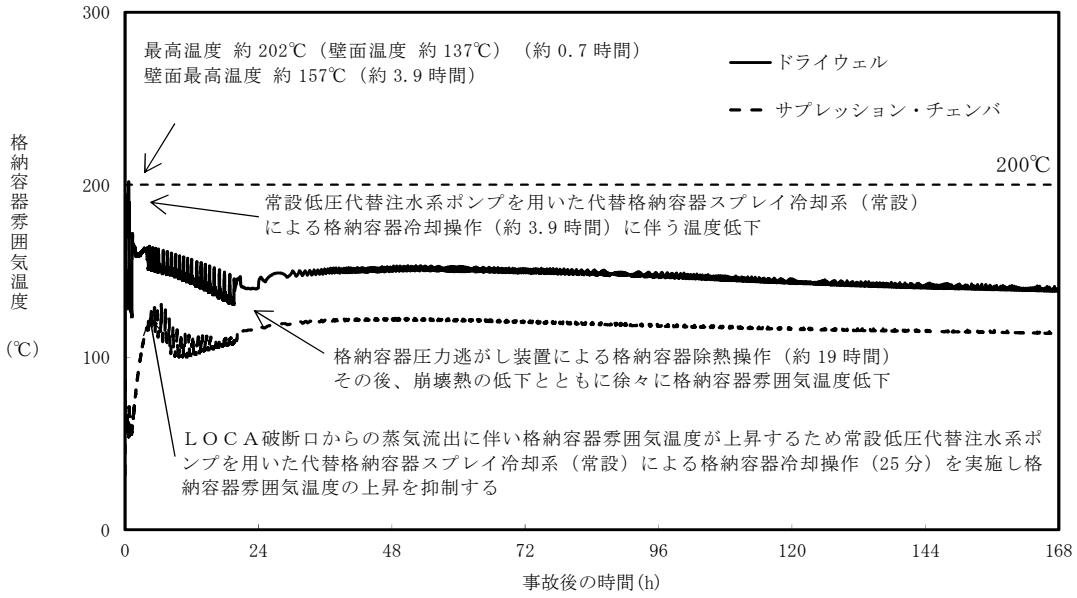
第 5.2.2.2 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



第 5.2.2.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の推移



第 5.2.2.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

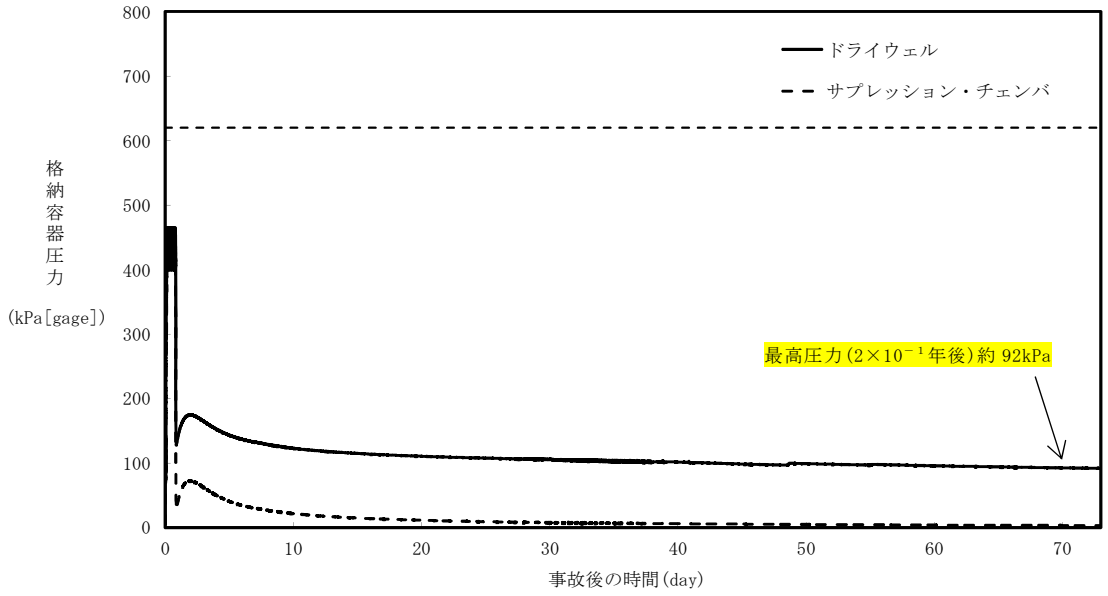


第 5.2.2.5 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

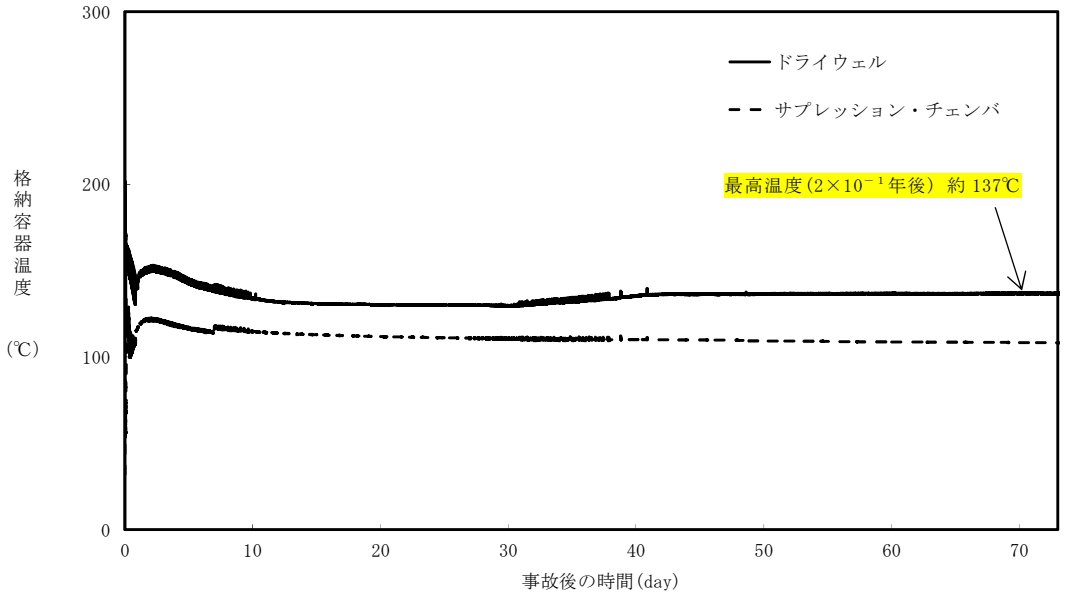
【長期(L)及び長期(LL)における荷重の継続時間】

ＳＡ発生後の格納容器の圧力・温度の推移は，除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。第 5.2.2.2 表に示したとおり，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」の方が圧力及び温度ともに高い。このため，本設定では，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第 5.2.2.6 図及び第 5.2.2.7 図に示す。事象発生後約 19 時間後から，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで，長期的には格納容器圧力は低下傾向となり，格納容器温度は飽和温度相当で推移する。



第 5.2.2.6 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移（長期間解析）



第 5.2.2.7 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

ここで，2×10^{-1}年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度の最高値を第 5.2.2.3 表に示す。第 5.2.2.3 表に示すとおり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により，格納容器圧力は低下傾向となり，格納容器温度は飽和温度相当で推移するが，2×10^{-1}年（約 70 日後）の時点の格納容器圧力・温度は通常運転条件の格納容器圧力・温度を上回ることととなる。

第 5.2.2.3 表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度の最高値（2×10^{-1}年後）

	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）
格納容器圧力	約 92kPa［gage］
格納容器温度	約 137℃

(1)から(3)から，ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率（添付資料 2 参照）を踏まえた事象発生確率は第 5.2.2.4 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【ＰＣＶバウンダリにおけるＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

5.2.2(4)a.に示すように，有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定としており，その不確かさの評価項目となるパラメータへの影響が小さいことを確認している。しかしながら，事象発生後 10^{-2}年のタイミングにおける格納容器の圧力・温度条件の厳しさの観点では，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において，格納容器圧力の上昇速度が遅く，格納容器スプレイ流量が抑制できる場合など，格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなり，格納容器圧力のピークとなる時期が遅れることで，圧力・温度条件が厳しくなる可能性があることから，ＳＡ発生後 10^{-2}年以 2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は，事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。

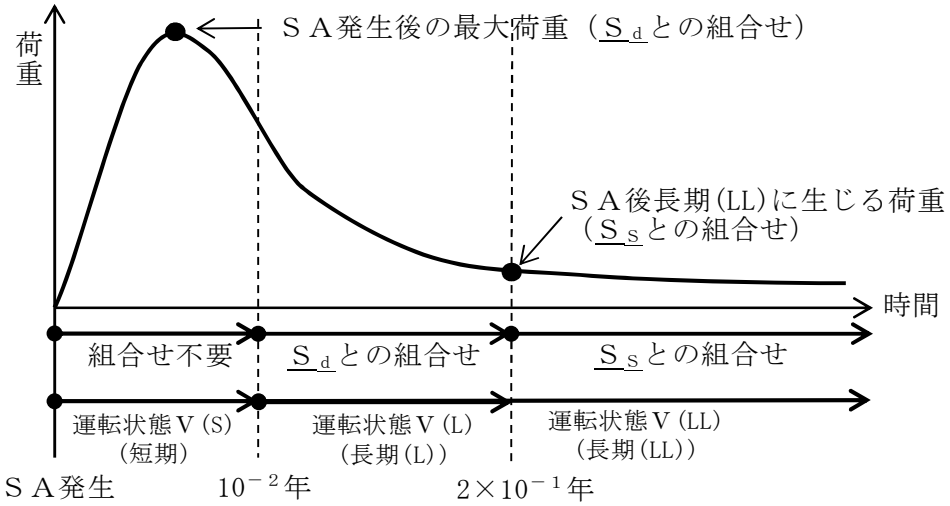
一方，ＳＡ発生後 2×10^{-1}年以上の期間においては，格納容器圧力の上昇速度が遅い場合の影響は，ほとんどないものと考えられることから，基本的な荷重の組合せの手順に従い，10^{-2}年以上の期間における最大となる荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。

第 5.2.2.4 表　ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	10^{-4}／炉年	S_d：10^{-2}／年	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	V(L)	10^{-8}／炉年以下
		S_S：5×10^{-4}／年	2×10^{-1}年以上	V(LL)	10^{-8}／炉年以下

(5)　まとめ

以上より，ＰＣＶバウンダリとしては，ＳＡ後長期(LL)に生じる荷重とS_Sによる地震力，ＳＡ発生後の最大となる荷重とS_dによる地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.2.8 図　ＰＣＶバウンダリの荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているS_2，S_1の発生確率をS_S，S_dの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積により，組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動S_Sとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

表 5.2.3.1　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての ＳＡ	10^{-4}／年※1	弾性設計用 地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／年 以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた

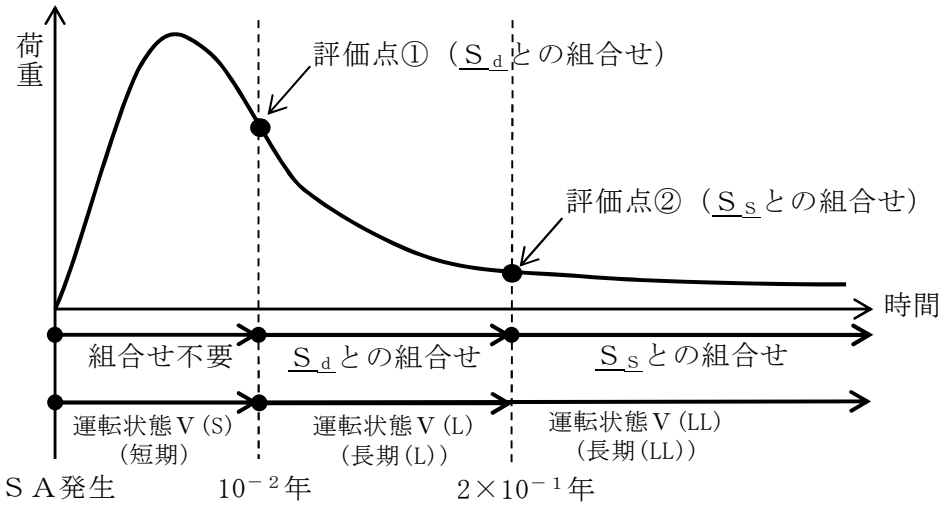


図 5.2.3.1　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重の組合せの検討

a．ＳＡの選定

原子炉圧力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から，「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は，過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに，原子炉自動停止機能が喪失する事象であり，緩和措置がとられない場合には，原子炉出力が維持されるため，原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	ＤＢ条件を超えるもの※1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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	
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	×
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	×
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
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）	×
津波浸水による注水機能喪失	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係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）	
代替循環冷却を使用する場合	－※2
代替循環冷却を使用しない場合	－※2
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－※2
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－※2
水素燃焼	－※2
シェルアタック	－
溶融炉心・コンクリート相互作用	－※2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※3
全交流動力電源喪失	×※3
原子炉冷却材の流出	×※3
反応度の誤投入	×※3

※1：有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

※2：非常用炉心冷却系が喪失し，炉心が損傷に至るシナリオである。よって，原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は大破断ＬＯＣＡを起因とし，事故後，急速に減圧するシナリオであり，また，他のシナリオは，原子炉が高圧の状態で維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが，原子炉水位が BAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため，原子炉圧力という点では「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される。

※3：運転停止中は，炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら，運転停止中であり，初期圧力は十分に低く，また，過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は，運転中と比較して十分に小さく，事象の進展も遅くなることから，「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これ以外の事故シーケンスグループ等では，原子炉圧力容器は健全であり，また，スクラム後，急速減圧による低圧注水系による冠水維持開始までの間，逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により，原子炉圧力は制御されることから，ＤＢの荷重条件を超えることはない。また，「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」はＬＯＣＡが発生していることを前提にしており，ＤＢ条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下「ＡＴＷＳ」という。）の炉心損傷防止対策は，主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ＡＲＩ」という。）を備えており，プラント過渡事象が発生し，通常のスクラム機能が，電気的な故障により喪失した場合に，後備の手段としてＡＲＩを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では，このＡＲＩの機能に期待せず，最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし，これによる原子炉圧力上昇による反応度投入，また，主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し，原子炉出力を抑制するためのＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり，スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し，最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって，以下のＳＡとして考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおけるＳＡ発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を第 5.2.3.2 表に示す。

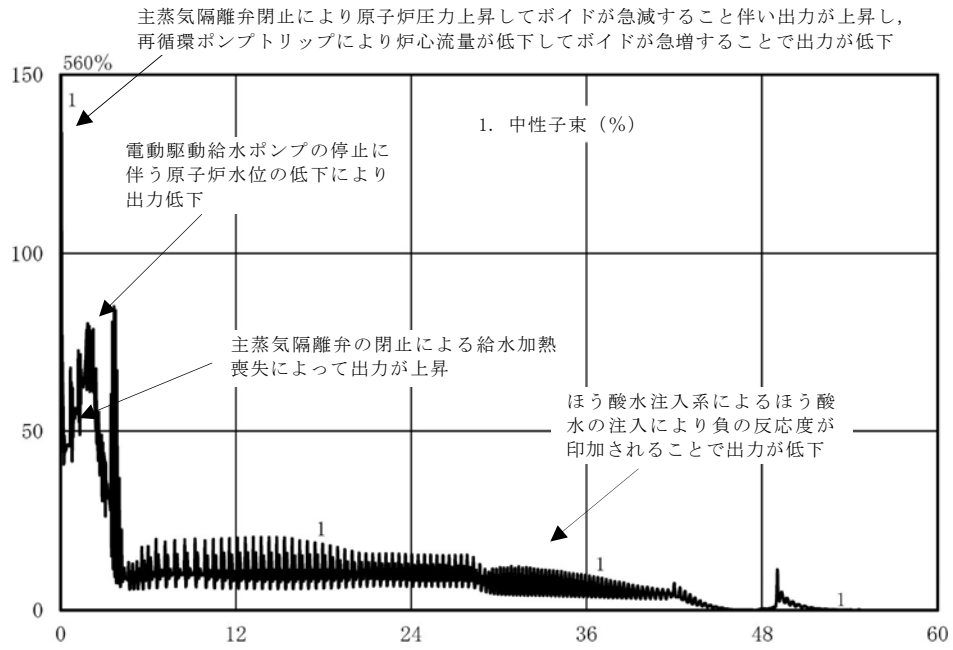
第 5.2.3.2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリのＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.42MPa[gage]
最高温度	約 298℃

表 5.2.3.2 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

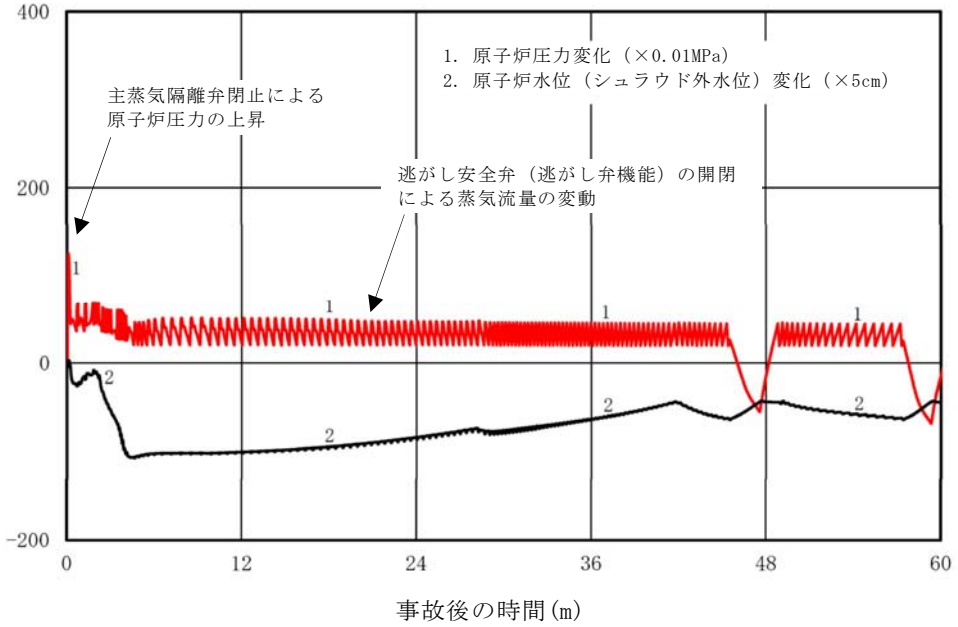
ｂ．ＳＡで考慮する荷重と継続時間

a.項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第 5.2.3.2 図から第 5.2.3.3 図に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降，速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.14MPa[gage]を下回る。



第 5.2.3.2 図　原子炉停止機能喪失における中性子束の推移

（事象発生から 60 分まで）



※：初期圧力 6.93MPa[gage]

第 5.2.3.3 図　原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移

（事象発生から 60 分まで）

(1) から(3) より，ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は第 5.2.3.3 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【ＲＰＶバウンダリのＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

「原子炉停止機能喪失」において，ＲＰＶ圧力・温度は逃がし安全弁（逃がし弁機能）等により数分以内に低下し，ＲＰＶ圧力の上昇速度が遅い場合でもＶ（Ｌ），Ｖ（ＬＬ）の荷重への影響はほとんどないものと考えられることから，S_dによる地震力とＳＡ後長期(L)荷重，S_Sによる地震力とＳＡ後長期(LL)荷重を組み合わせる。

第 5.2.3.3 表　ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
原子炉停止機能喪失	10^{-4}／炉年	S_d：10^{-2}／年	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	Ｖ(L)	10^{-8}／炉年
		S_S：5×10^{-4}／年	2×10^{-1}年以上	Ｖ(LL)	10^{-8}／炉年

(5)　まとめ

以上より，ＲＰＶバウンダリとしては，ＳＡ後長期(LL)に生じる荷重とＳｓによる地震力，ＳＡ後長期(L)に生じる荷重とＳｄによる地震力を組み合わせることとする。

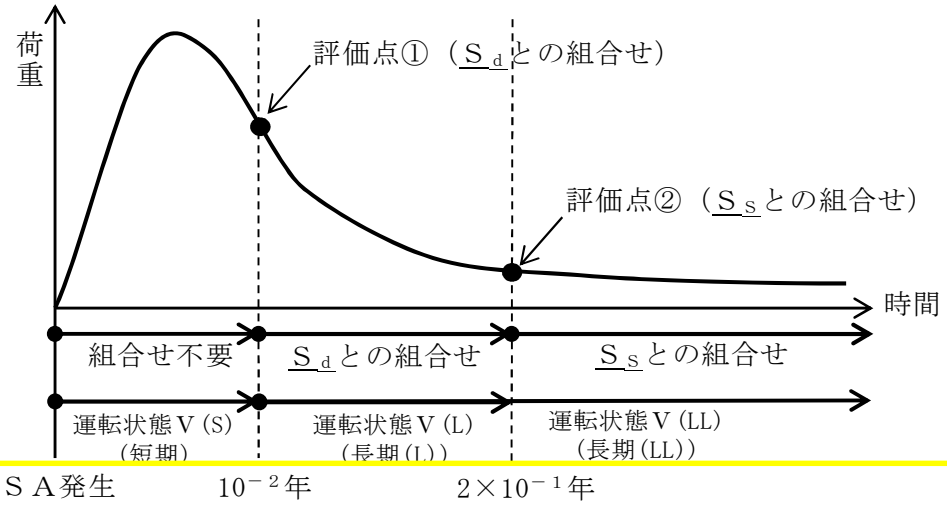


図 5.2.3.4　ＲＰＶバウンダリの荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.4　ＳＡ施設の支持構造物

ＳＡ施設の支持構造物については，ＳＡ後長期の雰囲気温度と 5.2.1 から 5.2.3 項それぞれの地震を組み合わせる。ただし，ＳＡ施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。

具体的な組合せ内容は，5.2.1 から 5.2.3 項による。

6.　許容応力状態の検討結果

5.項の組合せ方針に基づき，各施設のＳＡと地震の組み合わせに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は，ＰＣＶバウンダリ，ＲＰＶバウンダリ，全般施設，及びＳＡ施設の支持構造物に分けて検討することとした。

【運転状態の説明】

Ⅰ～Ⅳ：JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

Ⅴ(S)：ＳＡの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

Ⅴ(L)：ＳＡの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

Ⅴ(LL)：ＳＡの状態のうちⅤ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

【許容応力状態】

$Ⅰ_A$ ～$Ⅳ_A$ ：JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$Ⅲ_AS$～$Ⅳ_AS$：JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$Ⅴ_A$　：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

$Ⅴ_AS$　：許容応力状態$Ⅴ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

6.1　全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.1.1 表に示す。

第 6.1.1 表　ＰＣＶバウンダリ内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅳ_A$ ECCS 等：$Ⅰ*_A$	$Ⅲ_AS$※1	－	$Ⅲ_AS$※1	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	－	－	－	－	－
Ⅴ(LL) Ⅴ(L) Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$※2	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。

※1：ＥＣＣＳに係るもののみ

※2：ＳＡ後短期的なものと，長期的なものを区別せず，それらを包絡する条件をＳＡ条件として設定する。（格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については，6.2 項の検討結果も考慮する）

6.2　原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.2.1 表に示す。ＤＢ条件における評価では，Ｓｄ＋事故後長期荷重では $Ⅲ_AS$ を許容応力状態としているが，これは，ＥＣＣＳ等と同様，ＰＣＶバウンダリが事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また，ＤＢ施設としてＰＣＶバウンダリについては，ＬＯＣＡ後（ＤＢＡ）の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で，ＬＯＣＡ後の最大内圧と S_d の組合せを実施している。ＳＡ施設としてのＰＣＶバウンダリについては，最終障壁としての安全裕度の確認として，重大事故時の格納容器の最高温度，最高内圧を大きく超える 200℃，2Pd の条件で，ＰＣＶバウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

第 6.2.1 表　ＰＣＶバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅰ*_A$	$Ⅲ_AS$	－	$Ⅲ_AS$	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	$Ⅳ_AS$※1	－	－	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$※2	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$			$Ⅴ_AS$※2	－	
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	－	

※１：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧と S_d による地震力との組合せを考慮する。

※２：格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については，6.1 項の検討結果も考慮する。

6.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.3.1 表に示す。

ＤＢ条件における評価では，S_d＋事故後長期荷重では，ＥＣＣＳ等は $Ⅲ_AS$ を許容応力状態としているが，これは，ＥＣＣＳ等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

第 6.3.1 表　ＰＲＶバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅳ_A$ ECCS 等：$Ⅰ*_A$	$Ⅳ_AS$※1	－	$Ⅳ_AS$※1	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	－	－	－	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$			$Ⅴ_AS$	－	
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	－	

※1：ＥＣＣＳに係るものは$Ⅲ_AS$

6.4　ＳＡ施設の支持構造物

ＳＡ施設の支持構造物についての，具体的な許容応力状態は，6.1～6.3 項による。

7. まとめ

ＳＡ施設の耐震設計に当たっては，ＳＡは地震の独立事象として位置付けたうえで，ＳＡの発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係や様々な対策，シーケンスを踏まえ，ＳＡ荷重とＳｓ，Ｓｄいずれか適切な地震力を組み合わせて評価することとし，その組合せ検討結果としては，以下のとおりとなる。

【凡例】
○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのＳＡ※1	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	ＳＡ発生後全期間	10^{-8}/炉年以上	○	ＳＡ荷重＋Ｓｓ
		Ss：5×10^{-4}/年以下	ＳＡ発生後全期間	10^{-8}/炉年以上	○	

※1：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件とＳｓを組み合わせる。

【PCV バウンダリ】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
ＳＡ荷重Ｖ(S)	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年未満	10^{-8}/炉年以下	－	ＳＡ発生後の最大荷重＋Ｓｄ ＳＡ荷重Ｖ(LL)＋Ｓｓ
		Ss：5×10^{-4}/年以下		5×10^{-10}/炉年以上	－	
ＳＡ荷重Ｖ(L)		Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年以上，2×10^{-1}未満	2×10^{-7}/炉年未満	○	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-9}/炉年以下	－	
ＳＡ荷重Ｖ(LL)		Sd：10^{-2}/年以下	2×10^{-1}年以上	2×10^{-7}/炉年以下	－※1	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-8}/炉年以下	○	

※1：Ｓｓによる評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
ＳＡ荷重Ｖ(S)	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年未満	10^{-8}/炉年以下	－	ＳＡ荷重Ｖ(L)＋S_d ＳＡ荷重Ｖ(LL)＋S_s
		Ss：5×10^{-4}/年以下		5×10^{-10}/炉年以上	－	
ＳＡ荷重Ｖ(L)		Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年以上，2×10^{-1}年未満	2×10^{-7}/炉年未満	○	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-9}/炉年以下	－	
ＳＡ荷重Ｖ(LL)		Sd：10^{-2}/年以下	2×10^{-1}年以上	2×10^{-7}/炉年以下	－※1	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-8}/炉年以下	○	

※1：S_sによる評価に包含されるため“-”としている。

（補足１）ＳＡ施設に対する許容応力状態の考え方

1. はじめに

ＳＡ施設の耐震設計として，設置許可基準規則では，「基準地震動による地震力に対して，重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第 39 条第 1 項第 1 号，第 3 号）とされており，許容限界の設定に際しては，ＤＢ施設の機能維持設計の解釈である第 4 条第 3 項に係る別記２の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は，JEAG4601 のＤＢ施設に対する規定内容を踏まえ，ＳＡ施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。

本資料では，ＤＢ施設を兼ねるＳＡ施設である原子炉格納容器を代表に，許容応力状態の考え方を示す。

2. ＤＢ施設としての原子炉格納容器の考え方

ＤＢ施設の耐震設計として，設置許可基準規則では，弾性設計（第 4 条第 1 項）と機能維持設計（第 4 条第 3 項）が求められている。それらの基本的な考え方は，別記２によると，以下のとおりである。

【地震力】

事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

【許容限界】

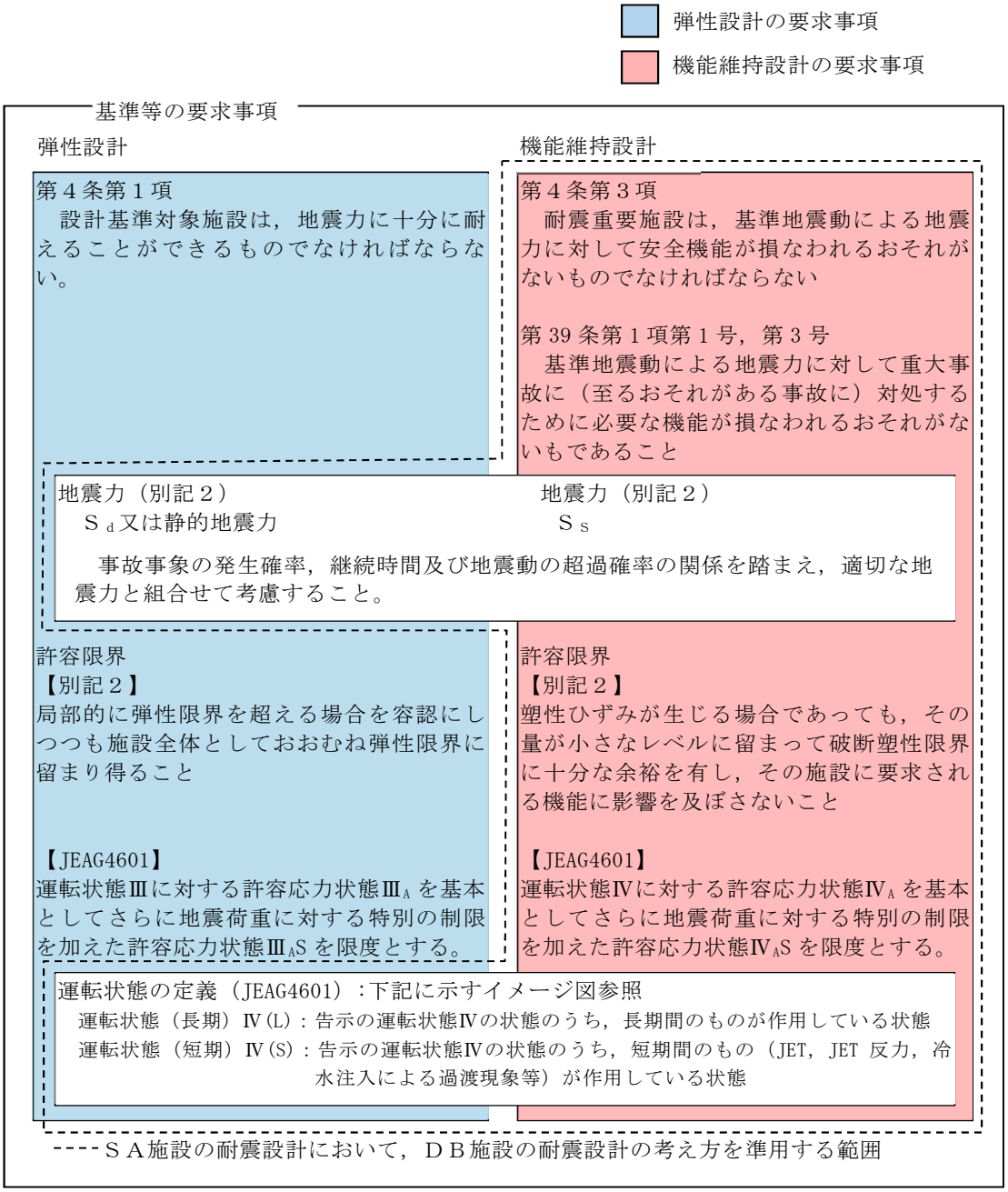
弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること。

機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足第 1.1 図に示す。

JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に，ＤＢ施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を，補足第1.1表に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動Ｓ$_{d}$の組合せに対しては，許容応力状態Ⅲ$_{A}$Ｓの許容限界が，又，運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動Ｓ$_{S}$の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動Ｓ$_{d}$の組合せに対しては，許容応力状態Ⅳ$_{A}$Ｓの許容限界が適用される。

ここで，JEAG4601において，ＥＣＣＳ等及び格納容器に属する機器は，本来運転状態Ⅳ（L）を設計条件としていることから，運転状態Ⅳ（L）と弾性設計用地震動Ｓ$_{d}$の組合せに対して，許容応力状態Ⅲ$_{A}$Ｓの許容限界を適用している。この考え方を反映し，ＤＢ施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足第1.2表のとおり定めた。



補足第 1.1 図　弾性設計と機能維持設計の考え方

補足第 1.1 表 許容応力区分（ＥＣＣＳ等以外）

地震動 / 運転状態	－※	Ｓｄ	Ｓｓ
Ⅰ	I_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅱ	II_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅲ	III_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅳ(L)	IV_{A}	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$	－
Ⅳ(S)	IV_{A}	－	－

※ 本列には，強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが，JEAG4601 に倣い，－と記載する。（以降の表も同様）

補足第 1.2 表 許容応力区分（ＥＣＣＳ等）

地震動 / 運転状態	－	Ｓｄ	Ｓｓ
Ⅰ	I_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅱ	II_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅲ	III_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	$\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$
Ⅳ(L)	I^{*}_{A}	$\mathrm{III}_{A}\mathrm{S}$	－
Ⅳ(S)	IV_{A}	－※	－

【JEAG4601】
ＥＣＣＳ等に属する機器は，本来運転状態Ⅳ（L）を設計条件としている。すなわち当該設備においては，この状態が運転状態Ⅰに相当するので，許容応力状態 I^{*}_{A} とした。

※格納容器は，ＬＯＣＡ後の最終障壁となることから，構造全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧とＳｄ地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮する。この場合の評価は，許容応力状態 $\mathrm{IV}_{A}\mathrm{S}$ の許容限界を用いて行う。

3.　ＳＡ施設としての格納容器の考え方

ＳＡ施設の耐震設計として，設置許可基準規則では，「基準地震動による地震力に対して重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第 39 条第 1 項第 1 号，第 3 号）とされており，以下のとおり，機能維持設計の解釈である第 4 条第 3 項に係る別記２の規定に準ずる。

【地震力】

事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

ＤＢ施設の考え方のうち，ＳＡ施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足第 1.1 図に破線で示す。これらを基に，以下のとおり，ＳＡ施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。

【地震力】

事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を短期（運転状態Ⅴ(S)），10^{-2}から 2×10^{-2}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組合せる適切な地震力を検討した。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮した。

①ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度（ＣＤＦ）を用いず，

ＣＤＦの性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用している。

②地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いた。

その結果，運転状態Ⅴ(L)と組み合わせる地震力として，弾性設計用地震動S_dによる地震力，運転状態Ⅴ(LL)と組み合わせる地震力として，基準地震動S_Sによる地震力を選定した。（補足第 1.3 表参照）

補足第 1.3 表　原子炉格納容器のＳＡと地震の組合せの検討結果

運転状態	①ＳＡの発生確率	②事象の継続時間	③　地震動の超過確率	④　①から③の積
Ⅴ(S)	1.0×10^{-4}／炉年	0 年～10^{-2}年	S_S：5×10^{-4}／年未満	10^{-9}／炉年未満
			S_d：10^{-2}／年未満	10^{-8}／炉年未満
Ⅴ(L)		10^{-2}～2×10^{-1}年	S_S：5×10^{-4}／年未満	10^{-8}／炉年未満
			Sd：10^{-2}／年未満	10^{-6}／炉年未満
Ⅴ(LL)		2×10^{-1}年以降	S_S：5×10^{-4}／年以上	10^{-8}／炉年以上
			S_d：10^{-2}／年以上	10^{-6}／炉年以上

【許容限界】

設計条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し，さらに地震との組合せにおいては，許容応力状態V_ASを定義した。

新たに定義する許容応力状態V_ASは，ＳＡに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり，前述の保守的な考慮により設定された運転状態Ⅴ(L)とS_dによる地震力との組み合わせに対して，東海第二発電所では，機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態$Ⅳ_AS$と同じ許容限界を設定する。

上記の基本的な考え方に基づき検討すると，補足第 1.4 表に整理される。

加えて，東海第二発電所では，ＤＢＡの状態である運転状態Ⅰから$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$は，ＤＢ施設と同様の許容応力状態とし，各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足第 1.5 表のとおり設定した。

補足第 1.4 表　機能維持設計の考え方を適用した場合の格納容器の許容応力区分

運転状態＼地震動	－	S_d	S_s
Ⅰ	$\mathrm{Ⅰ}_{\mathrm{A}}$	－	$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S
Ⅱ	$\mathrm{Ⅱ}_{\mathrm{A}}$	－	$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S
Ⅲ	$\mathrm{Ⅲ}_{\mathrm{A}}$	－	$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S
Ⅳ(L)	$\mathrm{Ⅰ}^{*}_{\mathrm{A}}$	$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S	－
Ⅳ(S)	$\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$	－	－
Ⅴ(LL)	$\mathrm{Ⅴ}_{\mathrm{A}}$	－	$\mathrm{Ⅴ}_{\mathrm{A}}$S ($\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S)
Ⅴ(L)	$\mathrm{Ⅴ}_{\mathrm{A}}$	$\mathrm{Ⅴ}_{\mathrm{A}}$S ($\mathrm{Ⅳ}_{\mathrm{A}}$S)	－
Ⅴ(S)	$\mathrm{Ⅴ}_{\mathrm{A}}$	－	－

事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

補足第 1.5 表　ＤＢ施設の許容応力状態に配慮した場合の格納容器の許容応力区分

地震動 / 運転状態	－※	S_d	S_s
Ⅰ	$Ⅰ_A$	－	$Ⅳ_AS$
Ⅱ	$Ⅱ_A$	－	$Ⅳ_AS$
Ⅲ	$Ⅲ_A$	－	$Ⅳ_AS$
Ⅳ(L)	$Ⅰ^*_A$	$Ⅲ_AS$	－
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$	－	$Ⅴ_AS$ ($Ⅳ_AS$)
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$	$Ⅴ_AS$ ($Ⅳ_AS$)	－
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$	－	－

【東海第二発電所の方針】
ＤＢＡの状態である運転状態Ⅰから Ⅳは，ＤＢ施設と同様の許容応力状態とする。

4.　ＳＡ施設とＤＢ施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

補足第 1.6 表に今回のＳＡ施設とＤＢ施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回のＳＡ施設の荷重条件は，ＤＢ施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。

補足第 1.6 表　ＳＡ施設とＤＢ施設の荷重条件に対する格納容器の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件［MPa（gage）］	ＤＢ施設		ＳＡ施設	
			S_d	S_s	S_d	S_s
Ⅰ	$Ⅰ_A$	通常運転圧力	①$Ⅲ_AS$	②$Ⅳ_AS$	－	②$Ⅳ_AS$
Ⅱ	$Ⅱ_A$		①$Ⅲ_AS$	②$Ⅳ_AS$	－	②$Ⅳ_AS$
Ⅲ	$Ⅲ_A$		①$Ⅲ_AS$	②$Ⅳ_AS$	－	②$Ⅳ_AS$
Ⅳ(L)	$Ⅳ_A$ ＥＣＣＳ等：$Ⅰ_A^*$	ＬＯＣＡ後 10^{-1}年後	③$Ⅲ_AS$	－	③$Ⅲ_AS$	－
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	約 0.250※1	④$Ⅳ_AS$※4	－	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$	約 0.098※2			－	$Ⅴ_AS$※5
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$	約 0.304※3			$Ⅴ_AS$※5	－
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$	約 0.62			－	－

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち，格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における事故発生から 2×10^{-1}年後の圧力

※3：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の事故発生から 10^{-2}年後の圧力

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最大内圧と S_d（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5：$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二発電所は，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。

（補足 2）事象発生確率の考え方

日本及び米国では性能目標として，炉心損傷頻度（ＣＤＦ）であれば 10^{-4}／炉年，格納容器機能喪失頻度（ＣＦＦ）であれば 10^{-5}／炉年程度とされている。

ＤＢ施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7}／炉年という値は，ＣＤＦやＣＦＦの性能目標と比較すると，事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。（補足第 2.1 表 参照）

米国標準審査指針においても，重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として，10^{-7}／年という値が用いられている。また，航空機落下に関しても 10^{-7}／年という値が用いられている。本補足では，ＤＢ施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7}／炉年を踏まえ，ＳＡ施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。

補足第 2.1 表　日本，米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国（ＮＲＣ）	日本
安全目標	安全目標 10^{-6}／炉年 【性能目標】 10^{-4}／炉年(CDF) 10^{-5}／炉年(LERF) (Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002) 【参考】IAEA の安全目標 ○既存の原子力発電所について 重大な炉心損傷＜ 約 10^{-4}／炉年 大規模放出頻度＜ 約 10^{-5}／炉年 ○将来の原子力発電所について 重大な炉心損傷＜ 約 10^{-5}／炉年 大規模放出頻度＜ 約 10^{-6}／炉年 （75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12）	10^{-6}／炉年 【性能目標】 10^{-4}／炉年(CDF) 10^{-5}／炉年(CFF-1) 10^{-6}／炉年(CFF-2)(100TBq の管理目標（環境への影響の視点）） （第 2 回原子力規制委員会（平成 25 年 4 月 10 日）資料 5) （第 2 回原子力規制委員会での議論） ○平成 18 年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており，この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。 （安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ平成 15 年 12 月） （発電用軽水型原子炉施設の性能目標について平成 18 年 3 月） ○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ，放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み，万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には，世界各国の例も参考に，発電用原子炉については，事故時の Cs137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は，100 万年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）ことを，追加すべきである。
地震との組合せ	地震との組合せを考慮する。 具体的な記載はなし。 （10CFR50 付則 A「一般設計指針（GDC））	（設置許可基準規則の解釈別記２（＝ＤＢ施設に対する規定）） 発生確率，継続時間，地震動の超過確率を踏まえて，適切な地震力と組合せる。 （JEAG4601（＝ＤＢ施設に対する規定）） 10^{-7}／炉年以下の発生確率は考慮しない。
（参考）航空機落下の判断基準	10^{-7}／年 （SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS） 【参考】 10CFR100（立地基準）におけるオフサイト・ハザード （重大な FP の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象）に関する十分低い確率として容認しうる基準として，正確に確率を推定するのが難しい場合は，10^{-7}／年としている。 （SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)	10^{-7}／年 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成２１・０６・２５原院第１号。平成２１年６月３０日原子力安全・保安院制定））

1. 確率論的リスク評価における「影響」について

原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは，施設周辺の人々の健康や社会，環境に影響を及ぼす潜在的危険性，例えば，炉心が損傷し，放射性物質が放出され，人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。

リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価（ＰＲＡ）における「影響」とは，健康や社会，環境への被害である。その被害には，プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。

ＰＲＡでは炉心損傷頻度（ＣＤＦ）や格納容器機能喪失頻度（ＣＦＦ）を指標としているが，これらの指標は炉心損傷や格納容器機能喪失という「影響」が発生する頻度の合計を示すものである。

原子炉施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標は次のとおりとされている。

安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標

- 炉心損傷頻度（ＣＤＦ）：10^{-4}／炉年以下
- 格納容器機能喪失頻度（ＣＦＦ）：10^{-5}／炉年以下

したがって，性能目標には「影響」が考慮されている。

原子力安全委員会の安全目標専門部会

- 安全目標案として，「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる，施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急

性死亡リスクは，年あたり百万分の１程度を超えないように抑制されるべきである。また，原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる，施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは，年あたり百万分の１程度を超えないように抑制されるべきである。」（平成 15 年 12 月の中間とりまとめ）

- 発電用軽水型原子力炉施設を対象として，施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として，「１基あたりの炉心損傷頻度は年あたり１万分の１程度以下，１基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり１０万分の１程度以下とし，両方が同時に満足されること」（平成 18 年 3 月報告書）

2. スクリーニング基準の設定の考え方

補足第 2.2 表に示すとおり，炉心損傷頻度（ＣＤＦ）のスクリーニング基準（頻度への影響度を勘案し，考慮する必要がないと判断できるしきい値）として，目標値である 10^{-4}／炉年に対して 2 桁低い 10^{-6}／炉年が用いられている事例がある。また，格納容器機能喪失頻度（ＣＦＦ）のスクリーニング基準として，目標値である 10^{-5}／炉年に対して 2 桁低い 10^{-7}／炉年が用いられている事例がある。これらは，目標値に対する相対割合として 1%を下回る頻度の事象については目標に対して有意な影響がないとみなしていると考えられる。

補足第 2.2 表　目標値とスクリーニング基準

項目	目標値※1	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例※2
炉心損傷頻度（ＣＤＦ）	10^{-4}（／炉年） → 2桁減	10^{-6}（／炉年）	・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009
格納容器機能喪失頻度（ＣＦＦ）	10^{-5}（／炉年） → 2桁減	10^{-7}（／炉年）	・米国 SRP3.5.1.6（航空機落下） ・航空機落下確率評価基準（平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院）

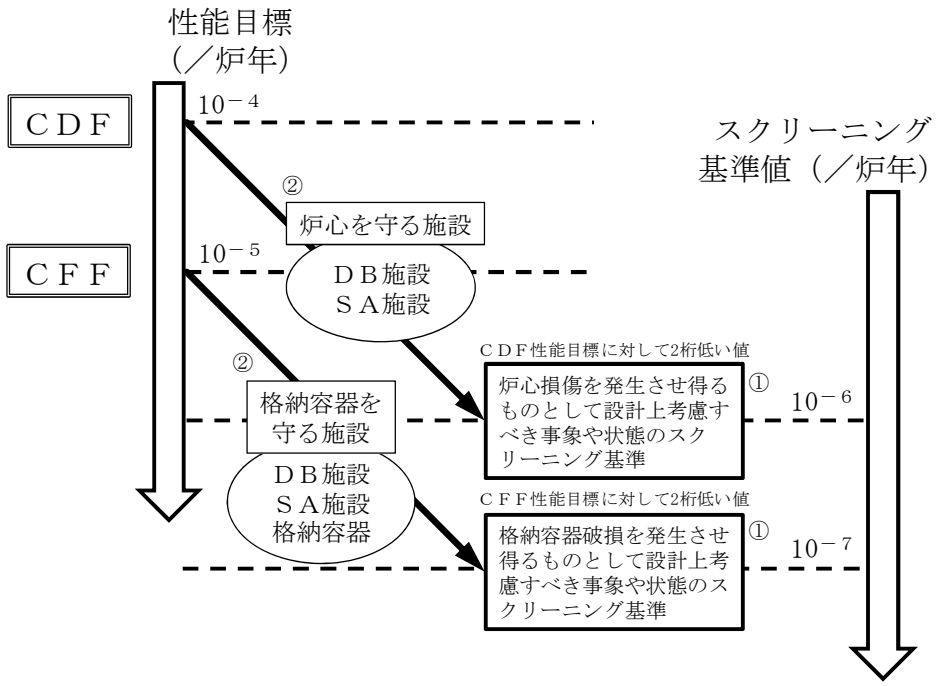
※１：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

※２：【参考 1】を参照

3.　スクリーニング基準設定の体系的整理

①炉心を守る施設の設計に際して，スクリーニング基準として 10^{-6}／炉年（性能目標 $10^{-4}\times10^{-2}$）を適用することは妥当であり，また，格納容器を守る施設の設計に際して，スクリーニング基準として 10^{-7}／炉年（性能目標 $10^{-5}\times10^{-2}$）を適用することは妥当と考える。（補足第 2.1 図参照）

②「炉心を守る」という観点からは，設備による違いがあるものではなく，いずれもスクリーニング基準として 10^{-6}／炉年を適用することが妥当と考える。また，同様に，「格納容器を守る」という観点からも設備による違いではなく，目的に応じたスクリーニング基準として 10^{-7}／炉年を適用することは妥当と考える。（補足第 2.1 図参照）

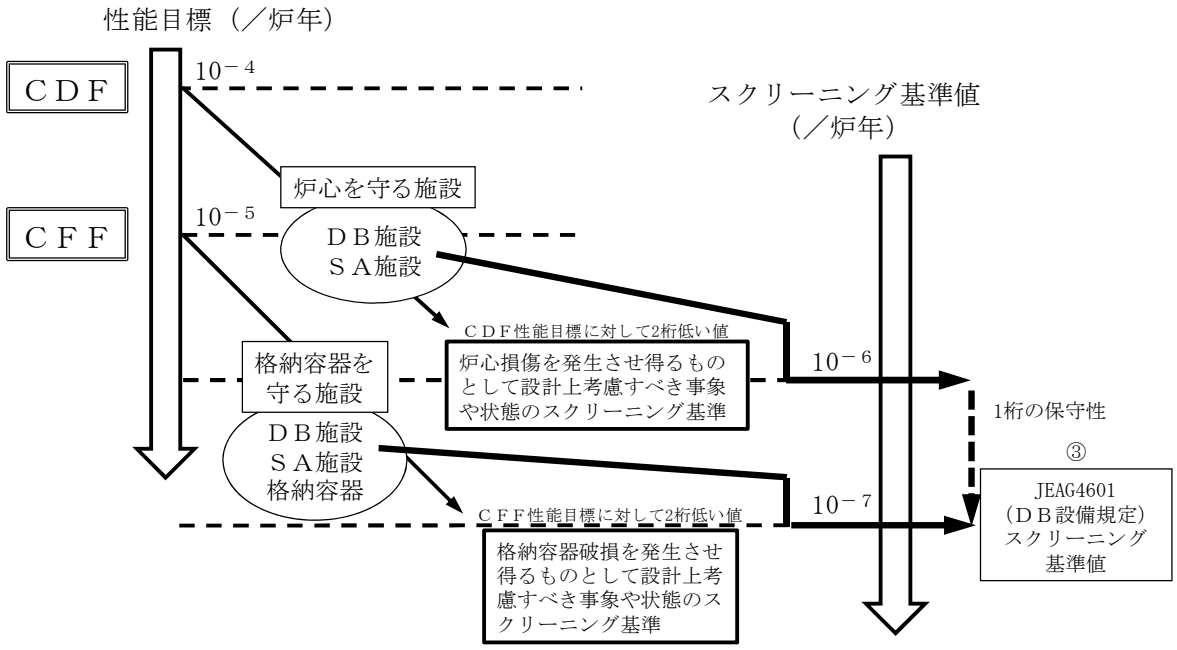


補足第 2.1 図　スクリーニング基準設定の体系的整理の概念図

4.　スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係

③ＤＢ施設に対する基準である JEAG4601 において，炉心を守る施設と格納容器を守る施設の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7}／炉年が採用されていることは，「3.　スクリーニング基準設定の体系的整理」を踏まえると，10^{-7}／炉年は格納容器を守る施設の基準に相当し，炉心を守る施設に対して 1 桁の保守性を有している。（補足第 2.2 図参照）

東海第二発電所における荷重の組合せの検討においては，ＳＡ施設としての重要性に鑑み，JEAG4601 に規定されているＤＢ施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7}／炉年に 1 桁の保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年を，ＳＡ施設共通のスクリーニングの目安とする。



補足第 2.2 図　スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係の概念図

【参考１】スクリーニング基準を定めている事例について

文献等	スクリーニング基準に係る記載内容
・日本原子力学会 AESJ-SC-RK008：2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」	・“ハザード発生頻度分析”，“決定論的な CDF 評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で 10^{-6}／年と置くことが考えられる。
・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」	・外部ハザードのスクリーニングアウトに関して，バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して，以下の 3 項目のうち 1 項目のスクリーニング基準が，容認可能な基準となる。 （基準 A）当該ハザードが，現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。 （基準 B）現在の設計基準において，当該ハザードの平均発生頻度が 10^{-5}／ry より小さい，また，条件付き炉心損傷確率（CCDP）が 0.1 より小さいと評価される。 （基準 C）バウンディング解析，あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度（CDF）の平均発生頻度が 10^{-6}／ry より小さい。
・米国 SRP3.5.1.6（航空機落下）	・放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が 10^{-7}／炉年以下となること。
・航空機落下確率評価基準（平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院）	・標準的な評価手法に基づき，原子炉施設への航空機が落下する確率を評価し，それらの評価結果の総和が 10^{-7}／炉年を超えないこと。 ・立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い，その妥当性を確認した上で，航空機落下の発生確率の総和が 10^{-7}／炉年を超えないこと。

（補足 3）「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Ｖが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては，ＤＢ施設の耐震設計の考え方に基づく。なお，確率論的な考察も考慮する。

１．「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義

判断に当たり，ＳＡ施設の評価における「地震の従属事象」，「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はＤＢ施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり，JEAG4601 の規定とも整合したものとなっている。

(1) 地震の従属事象

設置許可基準規則の解釈別記２における「地震によって引き起こされる事象（地震の従属事象）」の当社の定義は以下のとおり。

・ある地震力を想定して，その地震力未満で設計された設備が，その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

(2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈別記２における「地震によって引き起こされるおそれのない事象（地震の独立事象）」の当社の定義は以下のとおり。

・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお，JEAG4601 においては，地震の従属事象は地震との組合せを実施し，地震の独立事象については，事象の発生頻度，継続時間，

地震の発生確率を踏まえ，10^{-7}回／炉年を超える事象は組合せを実施している。

２．ＤＢ施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

耐震Ｓクラス施設はS_sによる地震力に対して，その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は，耐震Ｓクラス施設自体が，S_sによる地震力に対して，損傷しないよう設計するだけでなく，下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても，その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。（補足第 3.1 表）

耐震Ｓクラス施設が健全であれば，炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し，S_s相当の地震により，起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し，ＤＢ設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。（補足第 3.2 表）

したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては，S_s相当の地震に対して，運転状態Ⅴは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い，運転状態Ⅴの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

補足第 3.1 表　耐震Ｓクラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。（４条）
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が，下位クラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能損なわないように設計する。（４条）
地震随伴事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。（９条）
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は，基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。（５条）
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。（８条）

補足第 3.2 表　地震の従属事象としての適用性について（1／4）

類型化グループ		事故シーケンス	事象	対象機器	DB 上の Ss 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
			低圧炉心冷却失敗	RHR 配管	○	×	
				RHR ポンプ	○		
				RHR 熱交換器	○		
				RHR ポンプ室空調機	○		
				RHR 弁	○		
		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	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18 弁)	○	×	
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
			低圧炉心冷却失敗	RHR 配管	○	×	
				RHR ポンプ	○		
				RHR 熱交換器	○		
				RHR ポンプ室空調機	○		
				RHR 弁	○		
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
			手動減圧失敗	SRV（18 弁）	○	×	
				SRV 用アキュムレータ	○		
				高圧窒素ガス供給系配管	○		

補足第 3.2 表　地震の従属事象としての適用性について（2／4）

類型化グループ		事故シーケンス	事象	対象機器	DB 上の Ｓｓ耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（ＲＣＩＣ成功）	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
			ＤＧ失敗	6.9kVM/C	○	×	
				480VP/C 用動力変圧器	○		
				480VP/C	○		
				480V MCC	○		
				非常用 DG	○		
				燃料デイタンク	○		
				DG 始動用空気だめ	○		
				DG 室送風機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送配管	○		
				燃料移送配管トレンチ	○		
				軽油貯蔵タンク	○		
			ＨＰＣＳ失敗（ＲＣＩＣ成功）	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
		外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
			直流電源失敗	直流 125V 蓄電池	○	×	
				直流 125V 充電器盤	○		
				直流 125V 主母線盤	○		
				ケーブルトレイ	○		
				電線管	○		
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		

補足第 3.2 表　地震の従属事象としての適用性について（3／4）

類型化グループ		事故シーケンス	事象	対象機器	DB 上の Ｓｓ耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
			ＤＧ失敗	6.9kVM/C	○	×	
				480VP/C 用動力変圧器	○		
				480VP/C	○		
				480V MCC	○		
				非常用 DG	○		
				燃料デイタンク	○		
				DG 始動用空気だめ	○		
				DG 室送風機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送配管	○		
				燃料移送配管トレンチ	○		
				軽油貯蔵タンク	○		
			逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18 弁)	○	×	
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
		外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
			ＤＧ失敗	6.9kVM/C	○	×	
				480VP/C 用動力変圧器	○		
				480VP/C	○		
				480V MCC	○		
				非常用 DG	○		
				燃料デイタンク	○		
				DG 始動用空気だめ	○		
				DG 室送風機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送配管	○		
				燃料移送配管トレンチ	○		
				軽油貯蔵タンク	○		
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		

補足第 3.2 表　地震の従属事象としての適用性について（4／4）

類型化グループ		事故シーケンス	事象	対象機器	DB 上の Ｓｓ耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋ＲＨＲ失敗	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			ＲＨＲ失敗	RHR 配管	○	×	
				RHR ポンプ	○		
				RHR 熱交換器	○		
				RHR ポンプ室空調機	○		
				RHR 弁	○		
		過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18 弁)	○	×	
			ＲＨＲ失敗	RHR 配管	○	×	
				RHR ポンプ	○		
				RHR 熱交換器	○		
				RHR ポンプ室空調機	○		
				RHR 弁	○		
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	過渡事象	－※1	－	△	運転状態Ⅱ
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×	
				シュラウドサポート	○		
				炉心支持板	○		
				上部格子板	○		
				制御棒案内管	○		
				燃料支持金具	○		
				燃料集合体	○		
				水圧制御ユニット	○		
				スクラム弁	○		
6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	－					
7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	－					
8	津波浸水による注水機能喪失	－					

※１　「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

【凡例】

ＤＢ上のＳ$_S$耐震性

○：有　×：無

地震の従属事象としての適用の有無

○：地震の従属事象であり，地震と組合せ評価が必要なもの。

△：地震の従属事象であるが，他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。

×：地震の従属事象でないもの

３．確率論的な考察

２．のとおり，ＳＡ施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて，確定論の観点から運転状態Ⅴは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

このことについて，参考のため確率論的な観点から考察すると，S_s相当（1.03G）までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた※1炉心損傷頻度（ＣＤＦ）であって，ＳＡ施設による対策の有効性の評価がＤＢ条件を超えるものの累積値は，一部のＳＡ施設を考慮した場合のＰＲＡを実施した結果，約3.7×10^{-7}／炉年となった。

※１　地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては，保守的に除かないものとした。

補足第 3.3 表　ＤＢ条件を超える事故シーケンスに対するＣＤＦ

事故シーケンスグループ	ＤＢ条件を超える事故シーケンス	ＣＤＦ	合計
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07
	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	3.8E-12	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（ＲＣＩＣ成功）	1.2E-09	
	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗	7.7E-08	
	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗	2.2E-11	
	外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	6.4E-12	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋ＲＨＲ失敗	1.4E-07	
	過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗	7.1E-10	
	外部電源喪失＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）	1.3E-08	
	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功）	6.9E-11	
	外部電源喪失＋直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功）	1.2E-07	
原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	2.9E-09	
	直流電源喪失＋原子炉停止失敗	4.2E-11	
	交流電源喪失＋原子炉停止失敗	3.1E-12	
－	原子炉建屋損傷	4.9E-10	
	格納容器損傷	5.6E-12	
	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08	
	格納容器バイパス	2.1E-10	
	Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ	3.9E-12	
	計装・制御系喪失	1.7E-14	

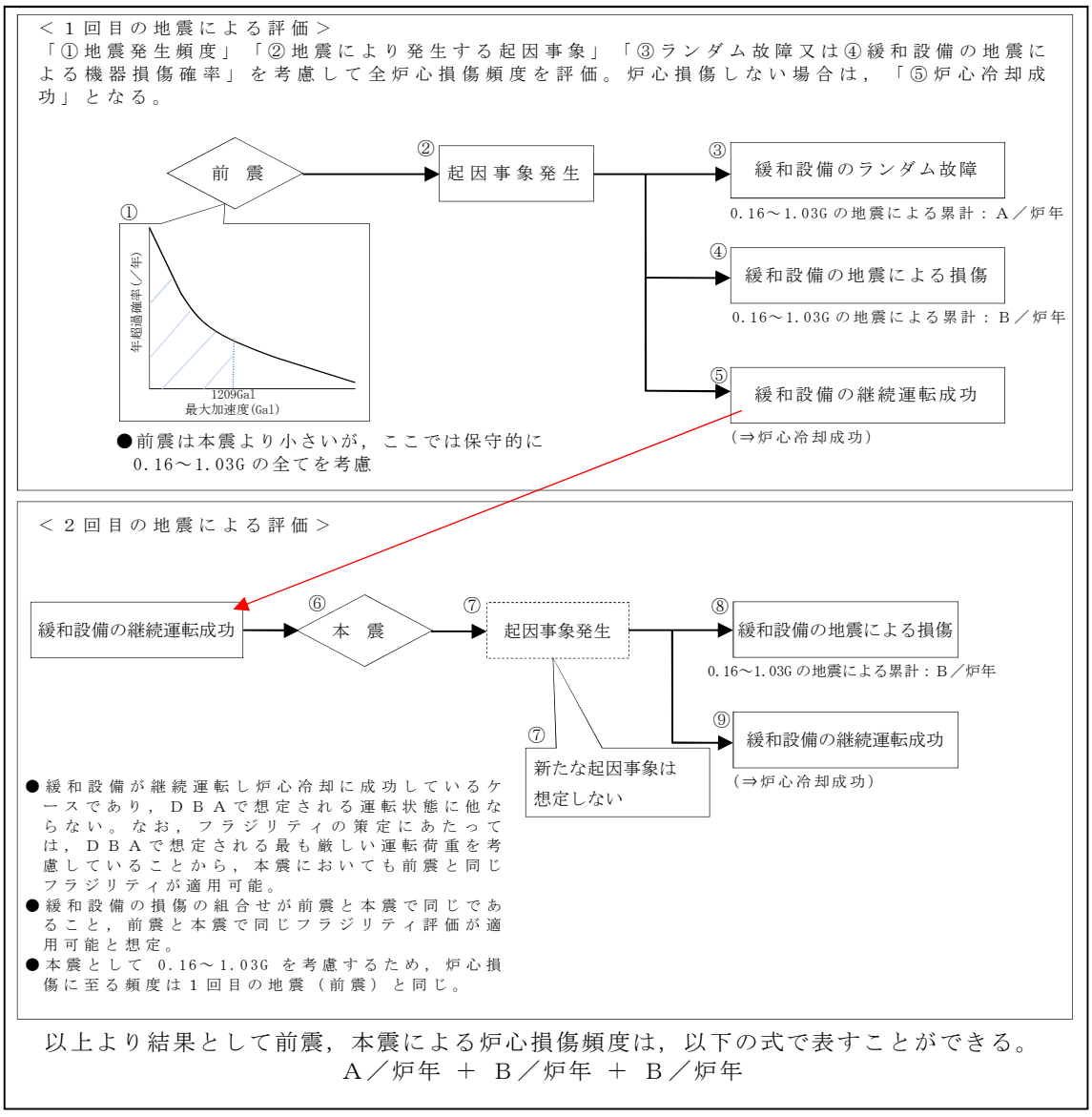
性能目標のＣＤＦ（10^{-4}／炉年）に対して 1%を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ，3.7×10^{-7}／炉年はこれを下回り，S_s相当までの地震力によりＤＢ条件を超える運転状態Ⅴの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において，運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

（参考）余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

1　余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価

地震ＰＲＡにおいては，前震，本震全体を考慮した評価方法はないことから，1 回の地震による評価を 2 回使用することで前震，本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考第 1.1.1 図に示す。

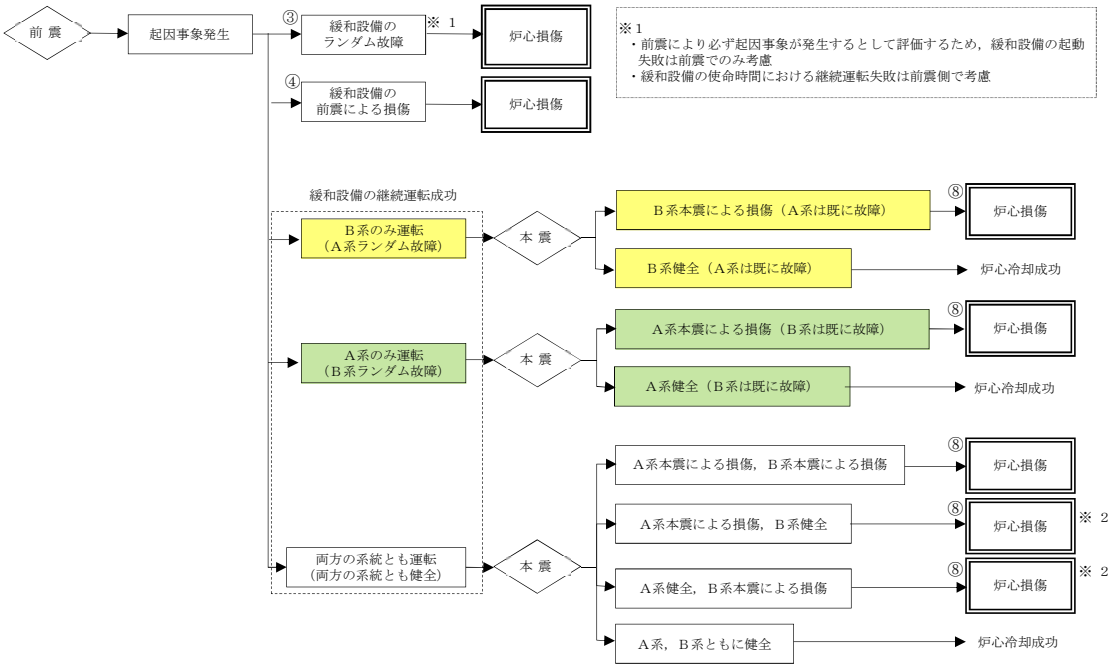


参考第 1.1.1 図　本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが，地震ＰＲＡでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため，1 つの系統が機器損傷し，残りの系統が健全となるケースは考慮せず，1 つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため，緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し，現行の地震ＰＲＡでどのように整理されるかを考慮した。なお，以下は 2 つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する（3 つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる）。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

	A系	B系	
前震による影響	ランダム故障（前震）	ランダム故障（前震）	⇒③で整理
	ランダム故障（前震）	前震による機器損傷	④で整理
	前震による機器損傷	ランダム故障（前震）	⇒④で整理
	前震による機器損傷	○（健全）	④で整理
	○（健全）	前震による機器損傷	
	ランダム故障（前震）	○（健全）	緩和設備の継続運転に成功
	○（健全）	ランダム故障（前震）	
	○（健全）	○（健全）	

	A系	B系	
本震による影響	ランダム故障（前震）	○（健全）	⇒炉心冷却成功
	ランダム故障（前震）	本震による機器損傷	本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	ランダム故障（前震）	
	○（健全）	ランダム故障（前震）	⇒炉心冷却成功
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	○（健全）	本震による機器損傷として整理
	○（健全）	本震による機器損傷	
	○（健全）	○（健全）	⇒炉心冷却成功

※2
緩和設備の状態は，理論上，上記の組合せが考えられるが，地震ＰＲＡでは冗長設備は，同時に損傷するとして評価するため，片方の系統が開き損傷し，もう一方の系統が健全となるケースは考慮せず，1 つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

本震により炉心損傷に至る組合せは，前震による組合せのうち④と整理したものと同じとなった。

○前震による緩和設備の状態の組合せは，緩和設備の状態（ランダム故障，地震による機器損傷，健全）の 9 通りの全ての組合せを考慮。

○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため，「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては，「両方の系統とも地震により損傷」として整理。

○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。

○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは，前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり，8 通り全ての組合せを想定。

○ランダム故障は前震側で考慮しているため，前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては，「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き，前震とその後の本震で同じ組合せとなった。

○そのため，地震規模を同程度とすると，地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

1.2　本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震ＰＲＡにおいては，本震，余震全体を考慮した計算方法はないことから，「本震前に前震を考慮した場合」と同様に 1 回の地震による評価を 2 回用いることで本震，余震を考慮することとし，影響の検討を行う。

また，想定する地震規模として，本震及び余震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合，「(4)本震前に前震を考慮した場合の影響」においても前震及び本震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると，前震を本震に，本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震，余震による炉心損傷頻度は，次式で算出される。

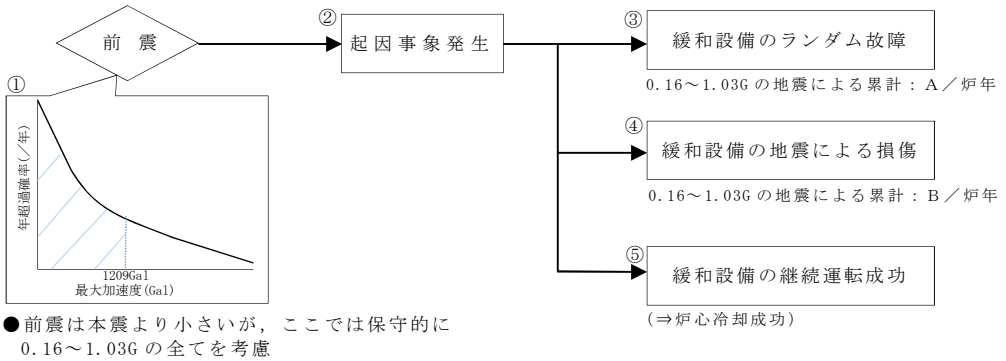
Ａ／炉年 ＋ Ｂ／炉年 ＋ Ｂ／炉年

2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 Ｓs相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果

地震ＰＲＡにおいては，本震による影響のみを評価しているが，算出したＳｓ相当(1.03G)までの本震による全炉心損傷頻度は 0.16G からＳs相当である 1.03G までの地震による影響を累積した評価であり，緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

Ｓs相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 4.1×10^{-7}／炉年であり，そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 3.5×10^{-8}／炉年，緩和設備の地震による損傷によるものが約 3.7×10^{-7}／炉年である。



2.2　余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1項の算出結果を用い，1.2項及び1.3項の算出式で，評価を行った。

Ａ／炉年　＋　Ｂ／炉年　＋　Ｂ／炉年

＝約 3.5×10^{-8}／炉年　＋　約 3.7×10^{-7}／炉年

＋　約 3.7×10^{-7}／炉年

＝約 7.8×10^{-7}／炉年

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 7.8×10^{-7}／炉年と非常に低い値となる。

（補足 4）　ＤＢＡによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1 から 6.4 項において，運転状態Ⅰから$Ⅳ_AS$とＳ$_S$の組合せにおいて適用するとした許容応力状態$Ⅳ_AS$ の適用性について，以下のとおり検討した。

JEAG4601 に規定される$Ⅳ_AS$は，材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり，$Ⅳ_AS$ における許容応力は，設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として，クラス 1 容器及びクラス MC 容器の許容応力を補足第 4.1 表及び補足第 4.2 表に，応力－ひずみ線図と許容応力の関係を補足第 4.1 図にそれぞれ示す。

補足第 4.1 表，補足第 4.2 表及び補足第 4.1 図より，$Ⅳ_AS$は，破断延性限界に対して十分な余裕を有し，Ｓ$_S$に対する安全機能を損なうおそれのない用件を十分満足できるものである。

補足第 4.1 表　クラス 1 容器の許容応力

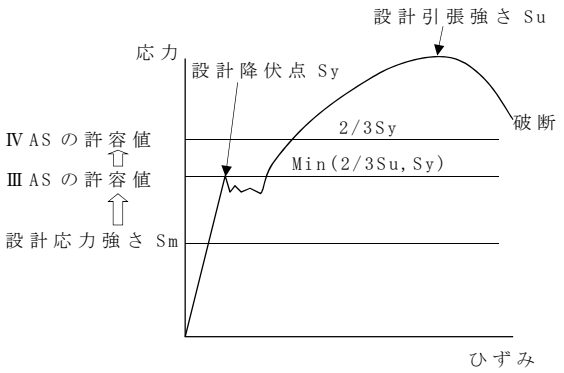
許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力＋ 1 次曲げ応力	備　　考
$Ⅲ_AS$	Min(2/3Su,Sy)	左欄の 1.5 倍の値	
$Ⅳ_AS$	2/3Su	左欄の 1.5 倍の値	

補足第 4.2 表　クラス MC 容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力＋ 1 次曲げ応力	備　　考
$Ⅲ_AS$	Min(0.6Su,Sy)	左欄のα倍の値	
$Ⅳ_AS$	0.6Su※1	左欄のα倍の値	※1 不連続な部分は Min(0.6Su,Sy)

（注）：α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は

1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



補足第 4.1 図　応力－ひずみ線図と許容応力の関係

次に，$Ⅳ_AS$ 相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について，発生応力（一次応力）が Sy を超える場合に生じるひずみ履歴（イメージ図）を補足第 4.2 図に示し，以下のとおり検討する。

(1) $Ⅳ_AS$ は，材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。

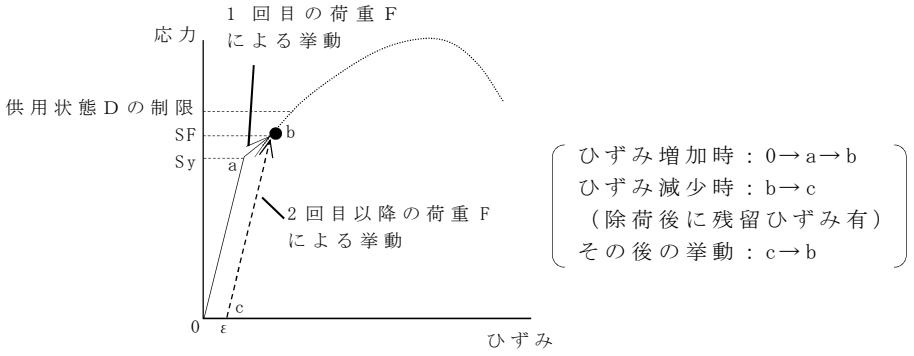
(2) 発生応力が設計降伏点 Sy 以下なら残留ひずみは生じない。（0→a→0）

(3) 発生応力 SF(荷重 F による応力)が Sy を超える場合は，除荷後に残留ひずみ ε_r が生じる。（0→a→b→c）

(4) 2 回目以降，荷重 F と同等の荷重が生じた場合，1 回目と同様の弾性的挙動を示し，SF が発生する。(c→b)

(5) (1)により，$Ⅳ_AS$ 相当の応力に対して，材料はわずかに塑性域に入る程度であり，$Ⅳ_AS$ 相当の応力を生じる荷重が生じた場合，(3)と同様の挙動を示す。

(6) 2回目以降，同様の荷重が発生したとしても，(4)の挙動を示すことから，耐震設計において$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。



補足第4.2図　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

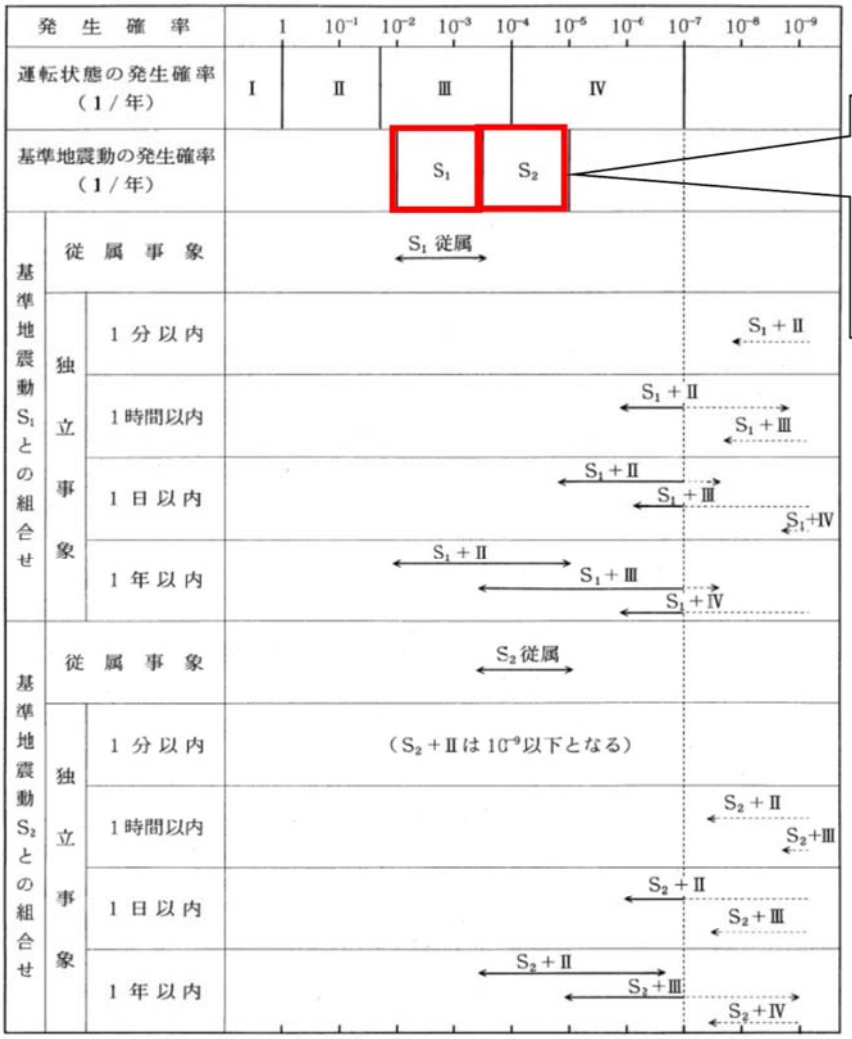
防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 水素燃焼	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置
	高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互反応	逃がし安全弁 コリウムシールド	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型窒素供給装置
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高圧注水・減圧機能喪失	－	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	－	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）		原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	原子炉停止機能喪失	－	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 運転停止中の原子炉における原子炉冷却材の流出	－	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	－	－原子炉周期（ペリオド短） 原子炉スクラム

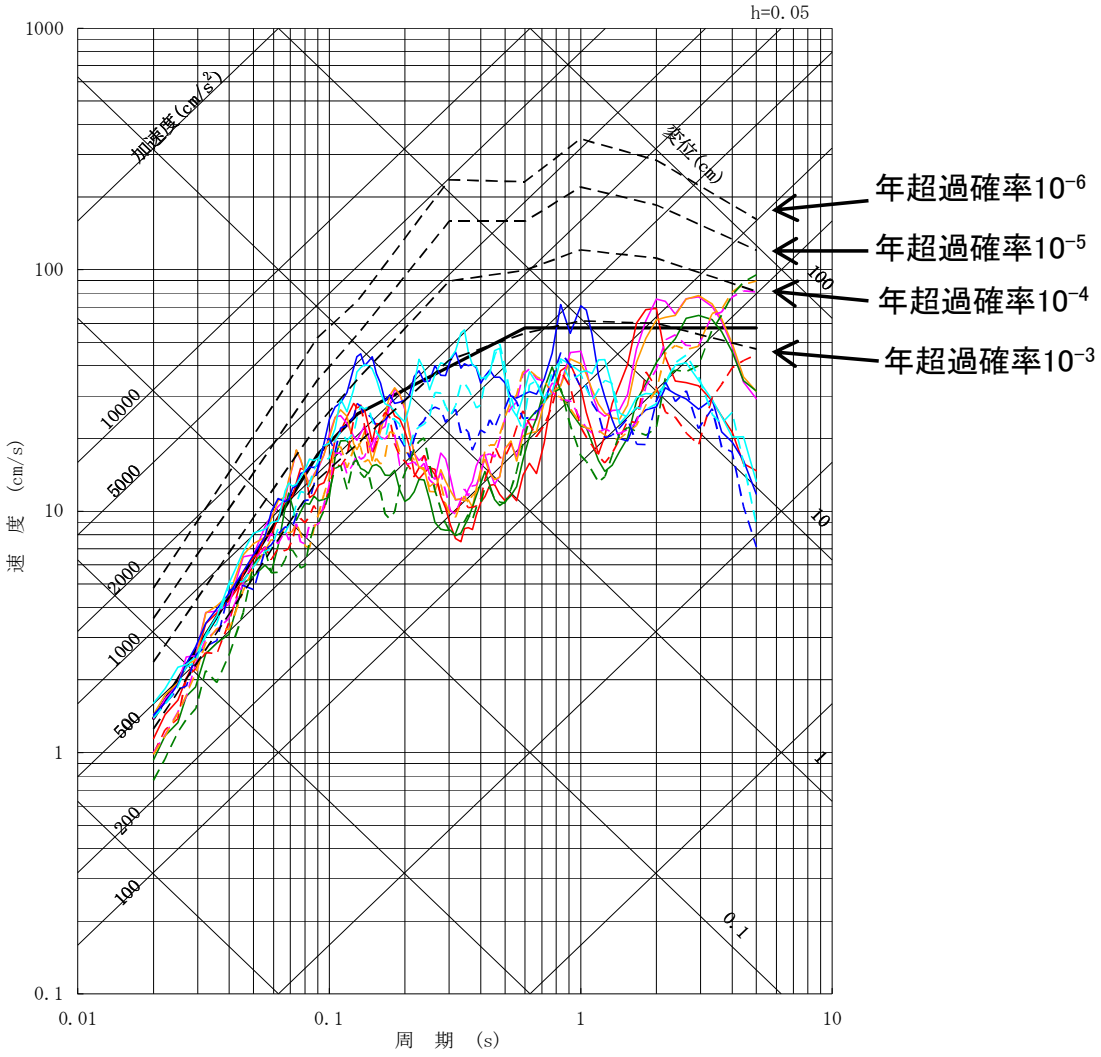
地震動の超過確率

表Ⅰ－1　運転状態と地震動との組合せの確率的評価



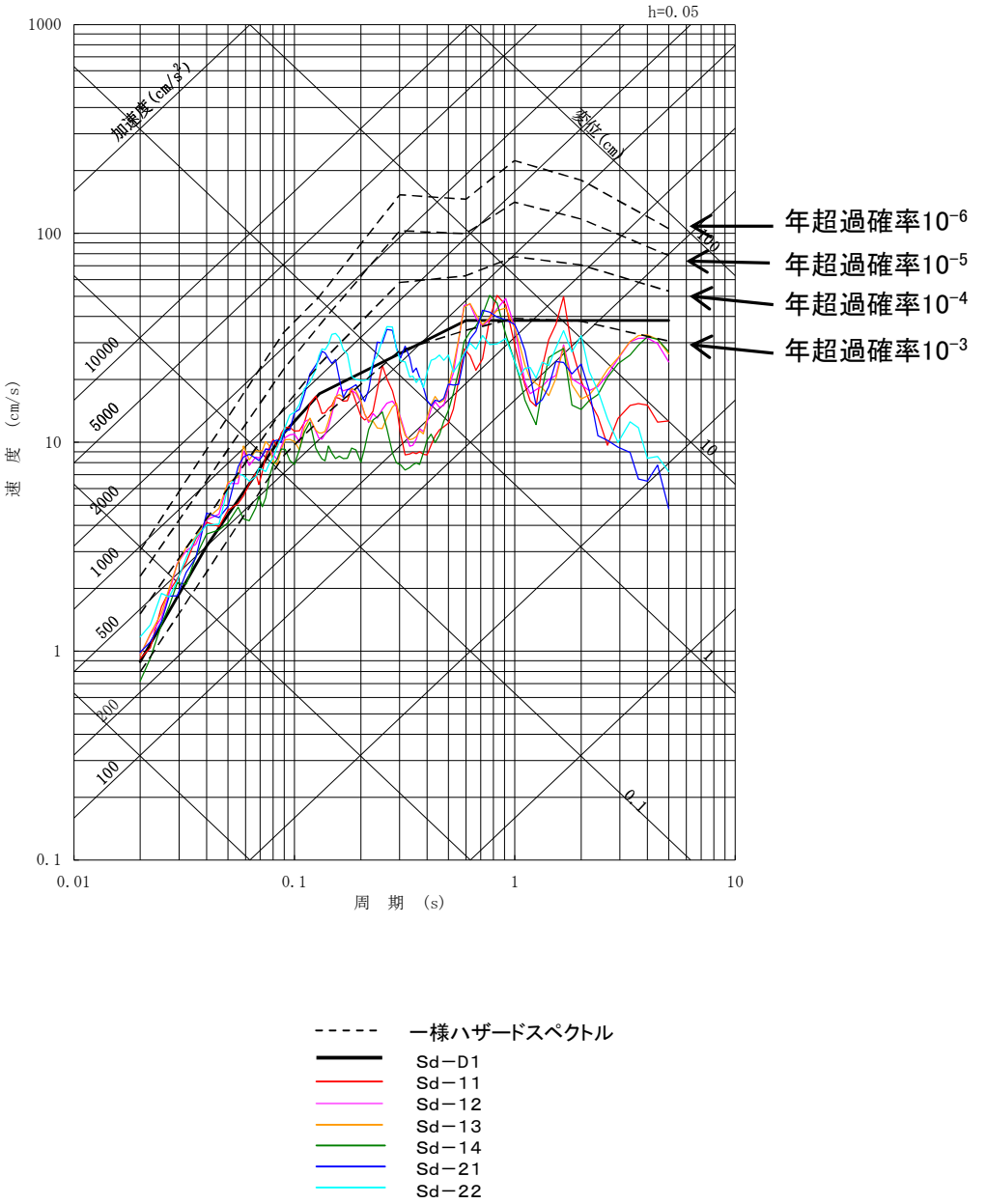
S2の発生確率
5×10^{-4}～10^{-5}/年
S1の発生確率
10^{-2}～5×10^{-4}/年

注：(1)　発生確率から見て
←― 組合せが必要なもの。
←┈ 発生確率が10^{-7}以下となり組合せが不要となるもの。
(2)　基準地震動S_2の発生確率は10^{-4}～10^{-5}／サイト・年と推定されるが，ここでは5×10^{-4}～10^{-5}／サイト・年を用いた。
(3)　表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

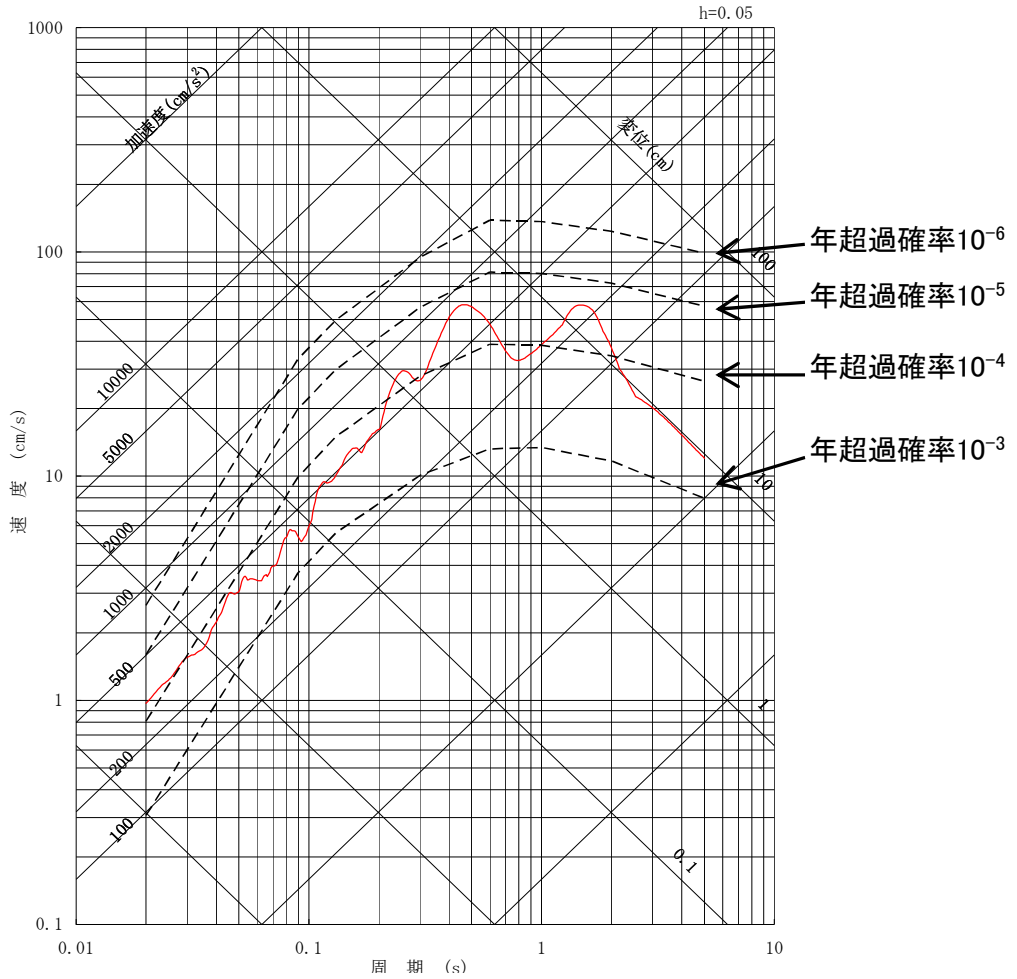


弾性設計用地震動Ｓｄについて，実線はNS成分，破線はEW成分を示す。

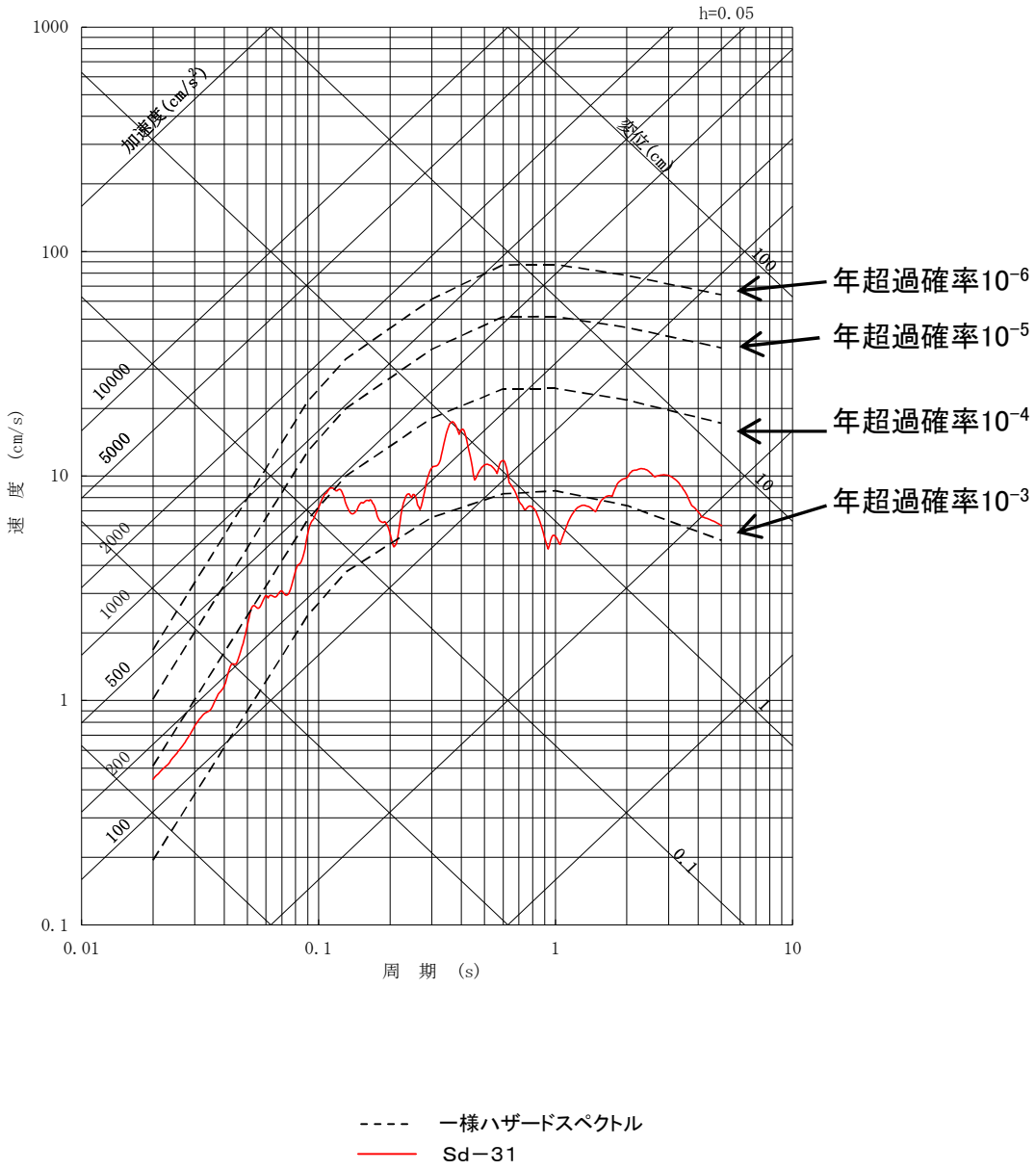
添付2.1図　弾性設計用地震動Ｓｄの応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（水平方向）



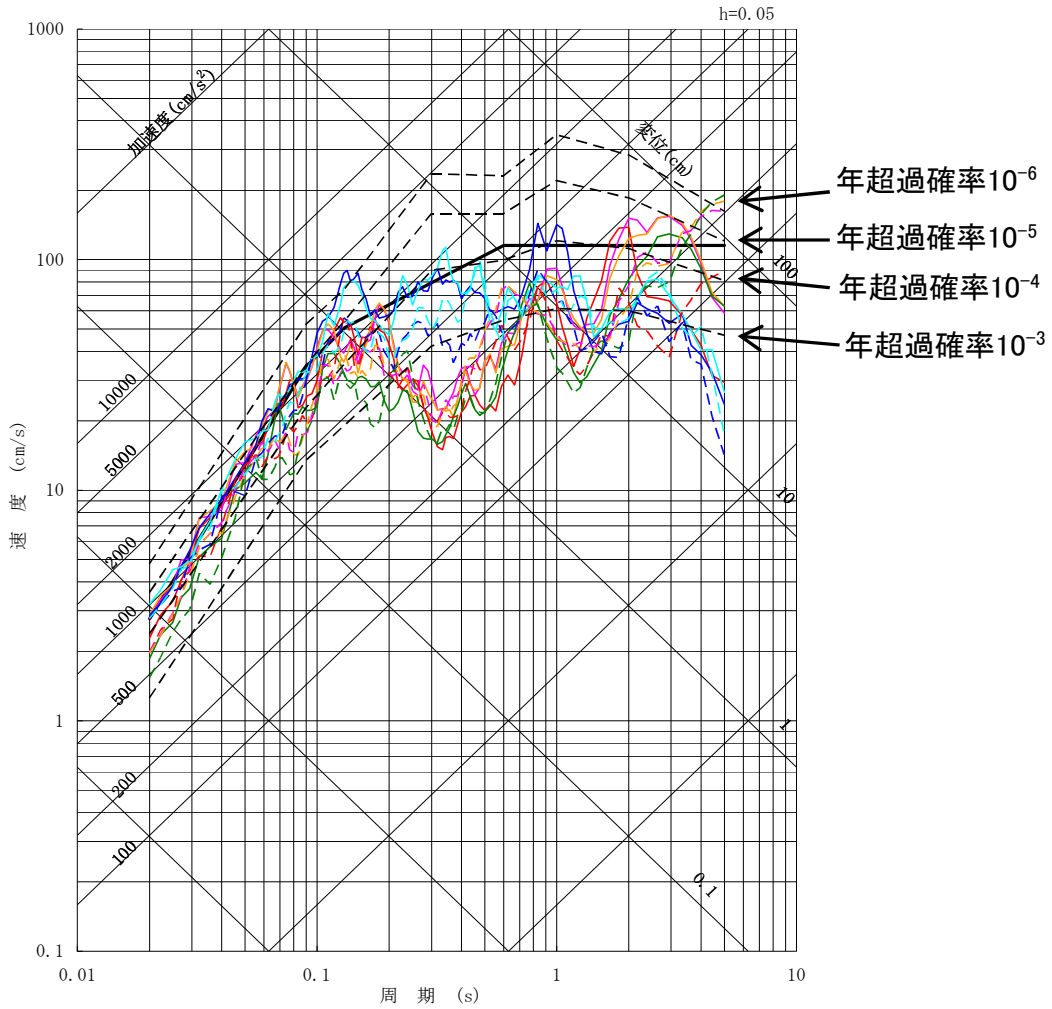
添付 2.2 図　弾性設計用地震動Ｓ d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（鉛直方向）



添付 2.3 図　弾性設計用地震動Ｓ d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（水平方向）

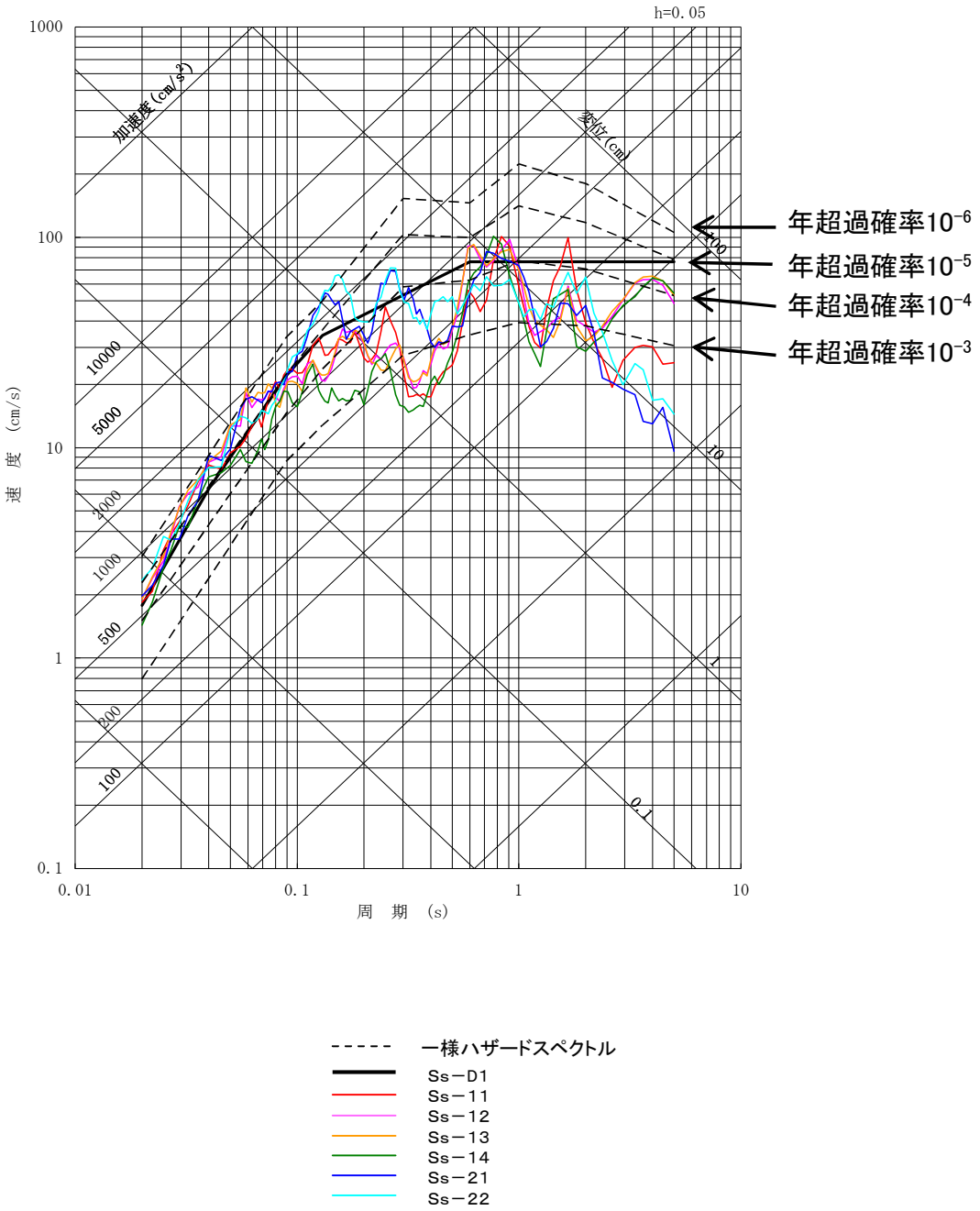


添付 2.4 図　弾性設計用地震動Ｓ$_d$の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（鉛直方向）

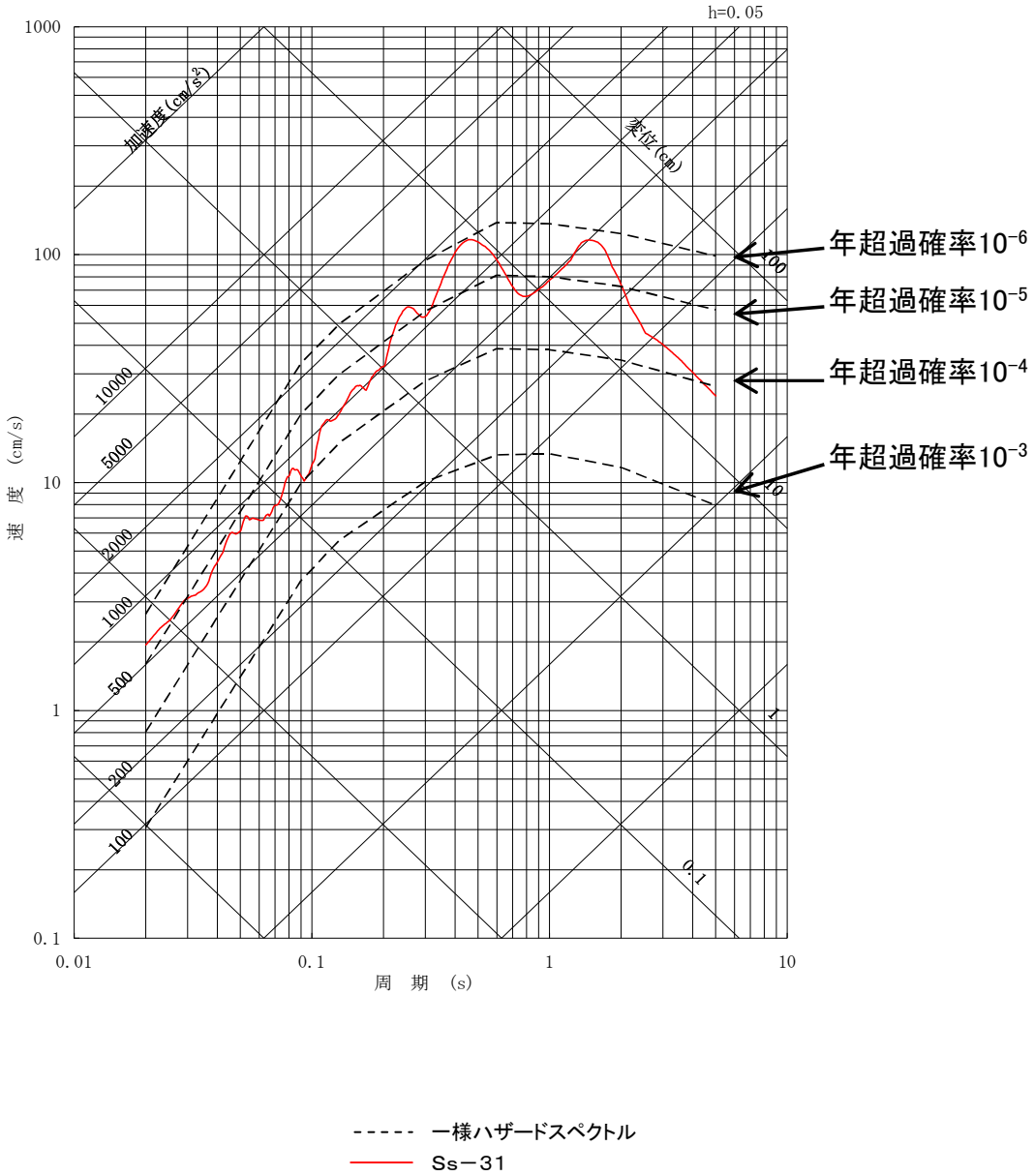


基準用地震動Ｓ$_S$について，実線はNS成分，破線はEW成分を示す。

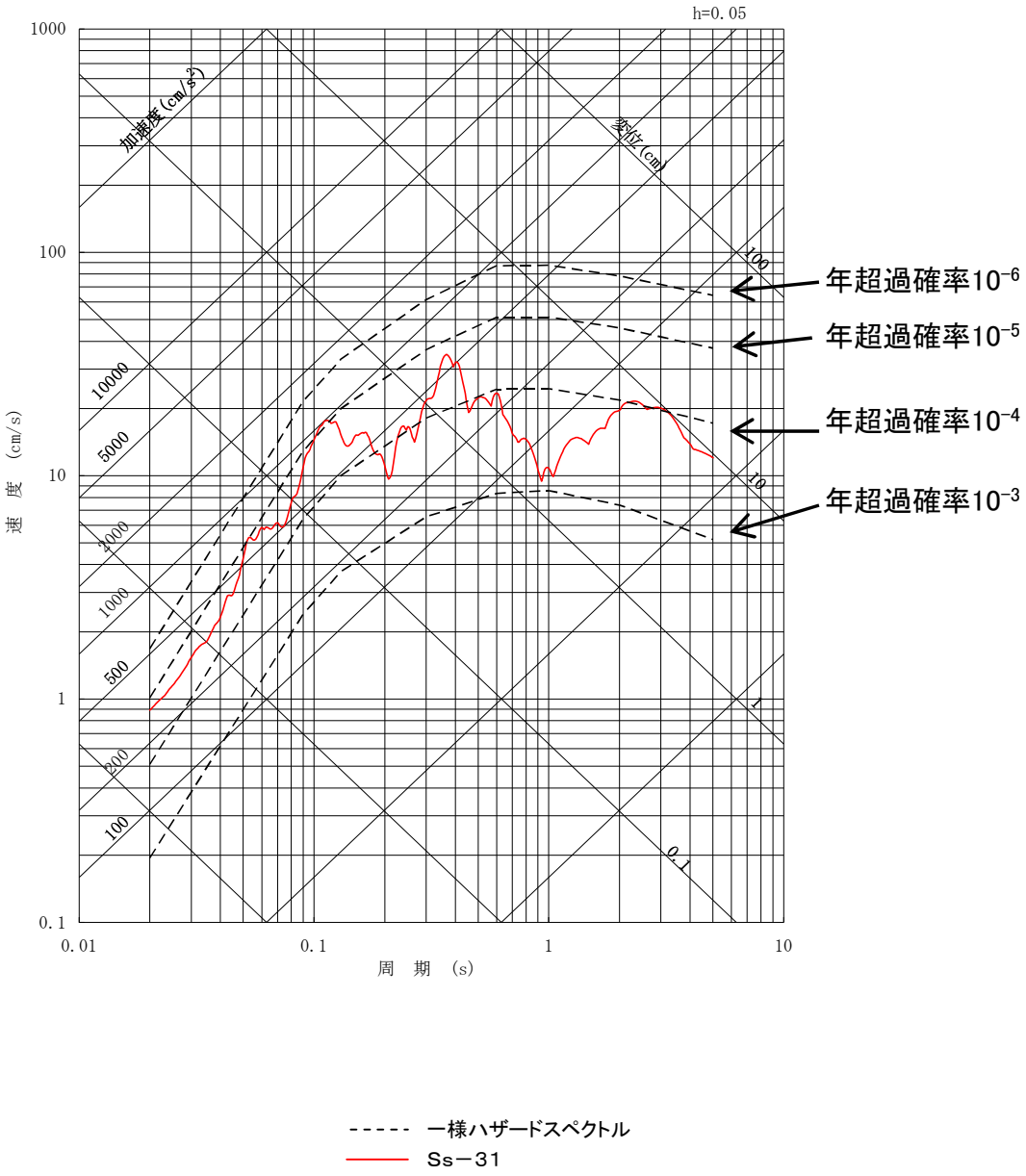
添付2.5図　基準地震動Ｓ$_S$の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（水平方向）



添付 2.6 図　基準地震動Ｓｓの応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（鉛直方向）



添付 2.7 図　基準地震動Ｓｓの応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（水平方向）



添付 2.8 図　基準地震動Ｓｓの応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（鉛直方向）

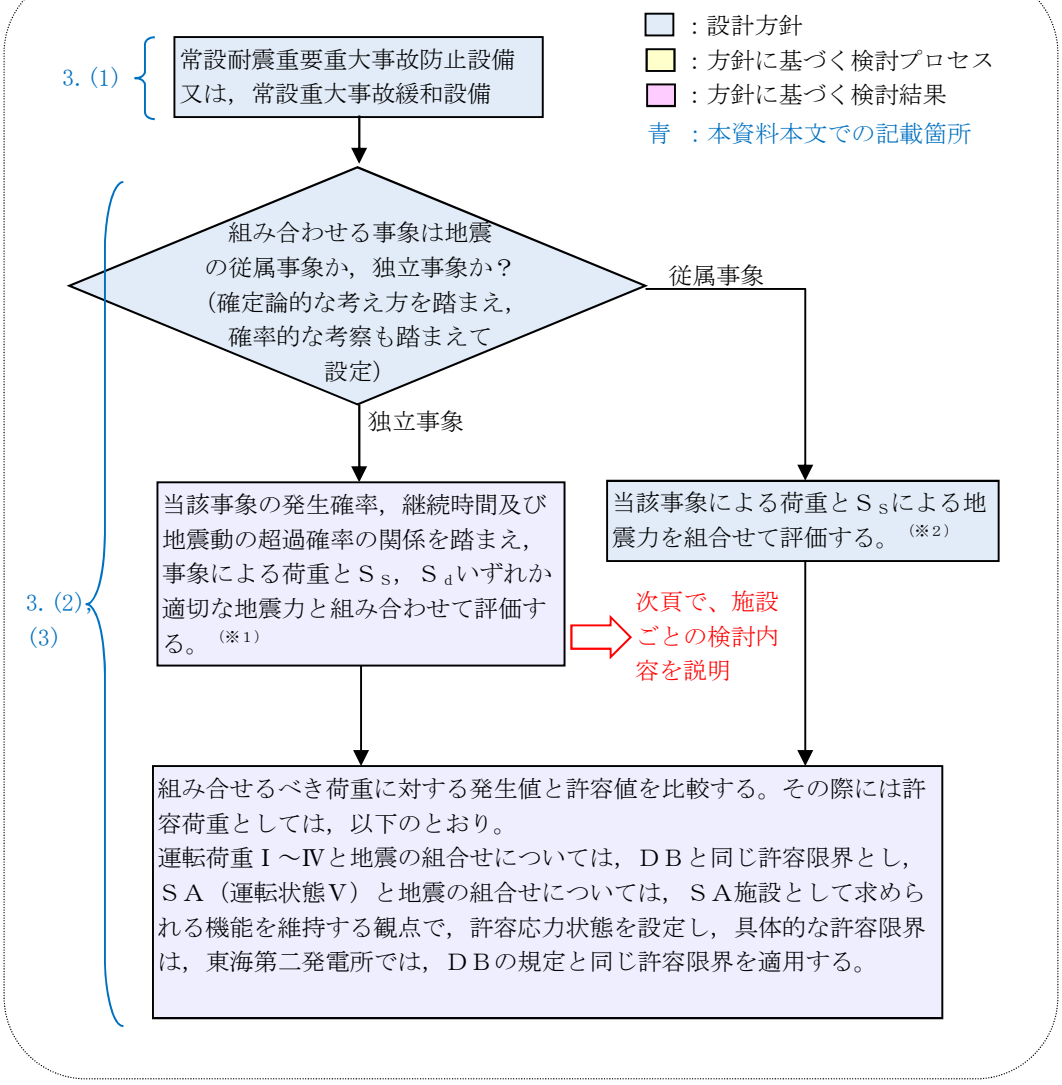
事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

ＳＡ荷重と地震の組合せの検討の流れについて

前提条件

・ＳＡ指針の耐震性に対する考え方　1.
・規制基準における要求事項　2.

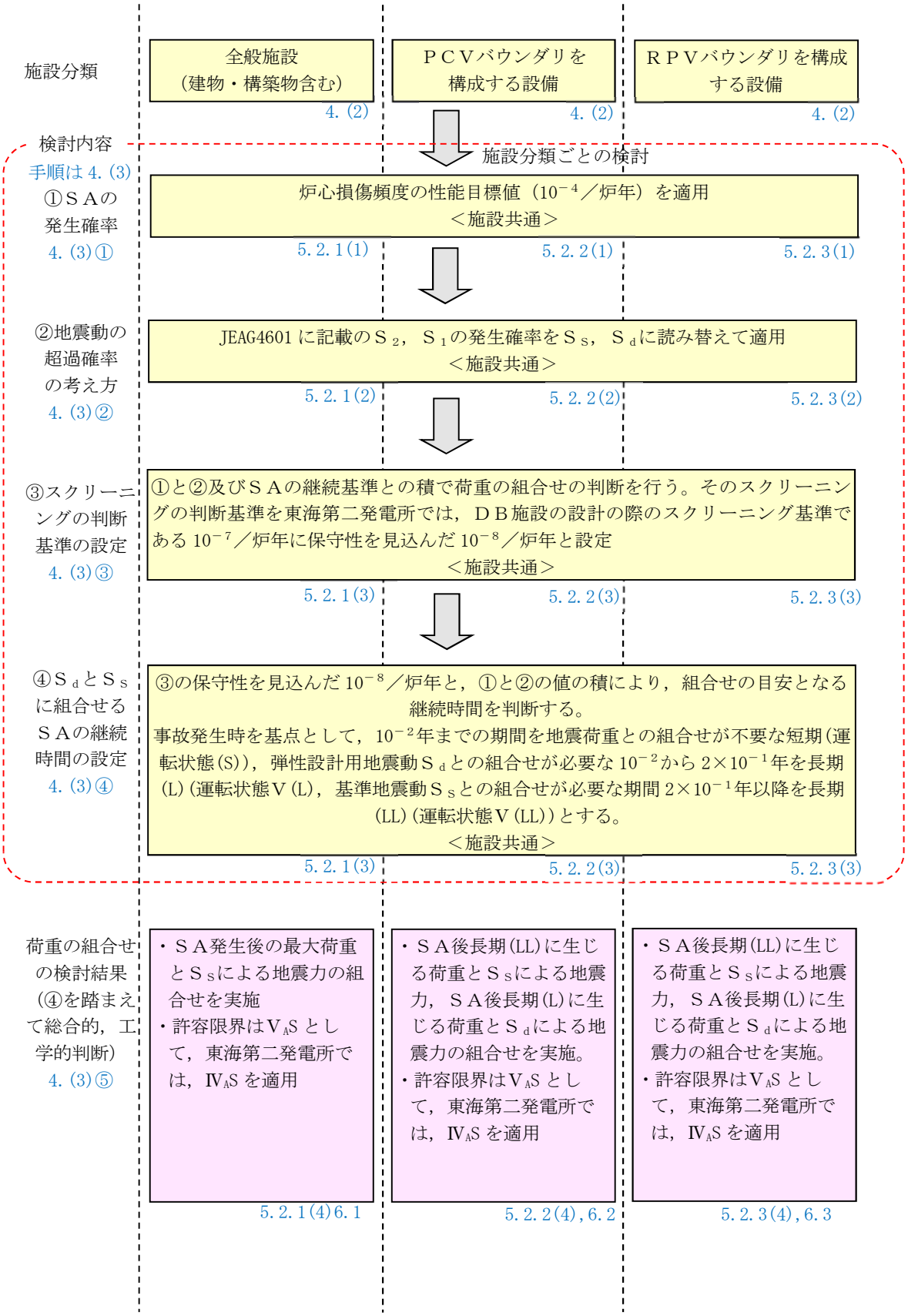
＜基本全体フロー＞



※１：確定論的な考え方，確率論的な考察を踏まえ，ＳＡ等を地震独立事象として取り扱う。
※２：確定論的な考え方，確率論的な考察を踏まえ，ＳＡ等を地震独立事象として取り扱うことから従属事象としては考慮しない。

5. 1

ＳＡ荷重と地震の組合せの検討の流れについて



建物・構築物のＳＡ施設としての設計の考え方

4 項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており，全般施設はＳＡ条件を考慮した設計荷重とＳ$_s$による地震力を組み合わせることとしている。これは，建物・構築物のＤＢ施設としての設計の考え方が，機器・配管系のそれと同じであり，ＳＡ施設としての設計については，建物・構築物，機器・配管系ともにＤＢ施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では，建物・構築物のＳＡ施設としての設計の考え方について，ＤＢ施設としての設計の考え方も踏まえ，本文の各項毎に説明する。

(1)　対象施設とその施設分類（3 項(1)に対する考え方）

『重大事故等対象設備について（補足説明資料）「39 条地震による損傷の防止添付資料－1　重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したＳＡ施設の建物・構築物を表 1 に示す。これら 13 施設は，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」，「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため，荷重の組合せ検討の対象施設である。

表１　ＳＡ施設（建物・構築物）の施設分類

ＳＡ施設 （建物・構築物）	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
使用済燃料プール	○	－	○
緊急用海水ポンプピット	－	○	○
ＳＡ用海水ピット取水塔	－	○	○
海水引込み管	－	○	○
ＳＡ用海水ピット	－	○	○
貯留堰	○	－	○
取水路	－	○	○
フィルタ装置遮蔽	○	－	○
二次隔離弁操作室遮蔽	－	－	○
中央制御室遮蔽	○	－	○
中央制御室退避室遮蔽	－	－	○
緊急時対策所遮蔽	－	－	○
代替淡水貯槽	○	－	○

(2)　ＤＢ施設としての設計の考え方

ａ．新規制基準における要求事項

「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」の第 4 条（地震による損傷の防止）には，建物・構築物，機器・配管系の区分なく，次の事項が規定されている。

・設計基準対象施設は，地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

・耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

ｂ．JEAG4601 の規定内容（2.3 項に対する考え方）

上記の規制要求を踏まえ，JEAG4601-1987 において，建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については，以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

・地震力と常時作用している荷重，運転時（通常運転時，運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。

・常時作用している荷重，及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組合せる。

【許容限界】

・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界

安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし，事故時の荷重と組合せる場合には，次項による許容限界を適用する。

・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

ここで，JEAG4601-1987 における建物・構築物の荷重の組合せは，2.3 項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。

なお，JEAG4601-1987 において，機器・配管系では運転状態が定義されているが，建物・構築物については，細かな運転状態を設定する必要がないため，運転状態は定義されていない。

(3)　ＳＡ施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針（3.(3)(4)項に対する考え方）

ＳＡ施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は，機器・配管系と同様，JEAG4601-1987 のＤＢ施設に対する規定内容を踏まえ，以下のとおりとする（建物・構築物では，運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから，機器・配管系とは下線部が

異なる）。

【ＳＡ施設（建物・構築物）における設定方針】

・S_s，S_dと運転状態の組合せを考慮する。

・地震の従属事象については，地震との組合せを実施する。ここで，耐震Ｓクラス施設はS_sによる地震力に対して，その安全機能が保持できるよう設計されていることから，地震の従属事象としてのＳＡは発生しないこととなる。したがって，ＳＡは地震の独立事象として取り扱う。

・地震の独立事象については，事象の発生確率，継続時間及びS_s若しくはS_dの超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的に組み合わせるかを判断する。組み合わせるか否かの判断は，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし，事象の発生確率，継続時間及びS_s若しくはS_dの超過確率の積と比較等により判断する。

・また，上記により組合せ不要と判断された場合においても，事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と組み合わせる。

・許容限界として，ＤＢ施設のS_sに対する許容限界に加えて，ＳＡ荷重と地震力との組合せに対する許容限界（機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの）を設定する。ここで，東海第二発電所では，ＳＡ荷重と地震力との組合せに対する許容限界はＤＢ施設のS_sに対する許容限界（建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする）と同じとする。

(4)　荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1 項に対する考え方)

5.2.1 項の全般施設の検討は，建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち，各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

ＳＡの発生確率 .. 炉心損傷頻度の性能目標値（10^{-4}/炉年）を設定

継続時間 ..... 事象発生時を起点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態Ⅴ(S))，弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な10^{-2}から2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動S_sとの組合せが必要な期間2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

（建物・構築物について，ＳＡ時の荷重条件を踏まえ，施設ごとに検討した結果を添付 4 補足資料－１に示す。）

地震動の超過確率.. JEAG4601 の地震動の発生確率（S_s：5×10^{-4}／年以下，S_d：10^{-2}／年以下）を設定

以上から，機器・配管系と同様，ＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等を考慮した工学的，総合的な判断として，建物・構築物についても，ＳＡ荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。

(5) ＳＡと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1 項に対する考え方)

(3)の荷重の組合せ方針から，ＳＡ施設（建物・構築物）の各組合せ条件に対する許容応力状態をＤＢ施設（建物・構築物）と比較して表 2 に示す。なお，表 2 に示す荷重の組合せケースのうち，他の組合せケースと同一となる場合，又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。

表 2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
	S_d	S_S	S_d	S_S	
運転時	許容応力度※1	終局※2	－	終局※2	ＤＢと同じ許容限界とする。
ＤＢ事故時（長期）	終局※2	－	終局※2	－	ＤＢと同じ許容限界とする。
ＳＡ事故時	－	－	－	終局※2	注2：ＳＡ荷重と地震力との組合せに対する許容限界として，東海第二発電所では，終局※２とする。

※１：許容応力度：安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

※２：終局：構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し，終局耐力に対して，安全余裕を持たせていること

添付 4 補足資料－２に，S_Sによる地震力と組み合わせる荷重を，施設ごとに示す。

いずれの施設も，ＤＢ事故時（長期）の荷重は，結果的に運転時と同じとなり，表 2 における「ＤＢ事故時（長期）＋S_d」は地震力が大きい「運転時＋S_S」に包絡されることになる。

以上より，建物・構築物は，ＰＣＶ，ＲＰＶ以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり，全般施設に分類することができる。

ＳＡ施設（建物・構築物）のＳＡ時の条件を踏まえた分類

ＳＡ施設 （建物・構築物）	荷重状態※ の分類	分類の根拠
使用済燃料プール	a(b)	ＤＢ設計では，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力，温度荷重，機器・配管系から作用する荷重），異常時荷重（圧力，温度荷重，機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。ＳＡ時にはＤＢ条件とは異なる異常時荷重が作用する。
緊急用海水ポンプピット ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管及びＳＡ用海水ピットについてはＤＢ施設ではない
貯留堰 取水路	b	ＤＢ設計では，地盤内に埋設されている構造物として，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，土圧，水圧）を考慮している。ＳＡ時においても，地盤内でＤＢ条件を上回るような事象は発生しないため，ＤＢ条件を上回る荷重はない。
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはＤＢ施設ではない。
中央制御室遮蔽	b	ＤＢ設計では，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重）を考慮している。ＳＡ時においても，荷重条件は変わらないため，ＤＢ条件を上回る荷重はない。
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽，緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはＤＢ施設ではない

※　荷重状態の分類

a. ＳＡ条件がＤＢ条件を超える施設

(a) 新設のＳＡ施設の運転によって，ＤＢ条件を超える施設

(b) ＳＡによる荷重・温度条件の影響によってＤＢ条件を超える施設

b. ＳＡ条件がＤＢ条件に包絡される施設

c. ＤＢ施設を兼ねないＳＡ施設

建物・構築物においてＳ$_S$による地震力と組み合わせる荷重は補足表 2-1 のとおりとなる。

補足表 2-1 ＳＡ施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重

		運転時	ＤＢ事故 （長期）	ＳＡ事故時
組み合わせる地震力		Ｓ$_S$	Ｓ$_d$	Ｓ$_S$
許容限界		終局	終局	終局
ＳＡ施設（建物・構築物）	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 ＤＢ長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 ＳＡ時荷重
	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	ＳＡ用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	ＳＡ用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧
	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧

JEAG4601-1987 では，熱応力の扱いとして，終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており，原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料

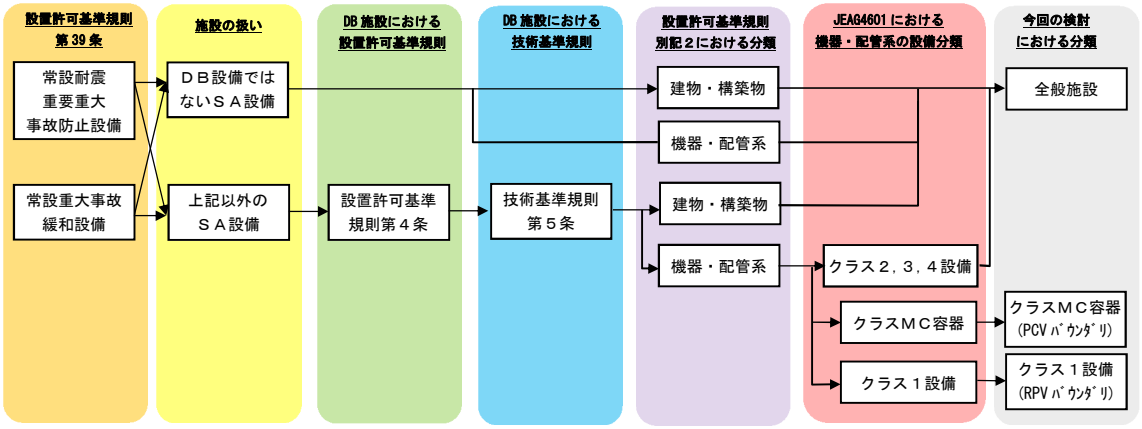
プールの解析例においても，地震時荷重と温度荷重は組み合わされていない（参考資料〔参考５〕参照）。これを踏まえ，補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて，地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，土圧，水圧）のみとなるため，ＤＢ事故時（S_dとの組合せ）は運転時（S_sとの組合せ）に包絡され，ＳＡ事故時は運転時と同一となる。

対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性

ＳＡ荷重の組合せの検討においては，全ての対象設備，事故シーケンス，荷重条件等を網羅的に検討している。以下では，それぞれについて，その考え方を説明する。

(1)　対象設備

今回のＳＡ荷重の組合せの検討においては，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を対象とし，全ての対象施設を全般施設，格納容器バウンダリを構成する設備（以下「ＰＣＶバウンダリ」という。），原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（以下「ＲＰＶバウンダリ」という。）のいずれかに分類している。



(2)　事故シーケンス

重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は，東海第二発電所を対象としたＰＲＡの結果を踏まえて，以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており，考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げている。

継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から，ＤＢ条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し，その条件を超える時間を継続時間として設定している。

また，地震と組み合わせるＳＡ荷重としては，全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。

事故シーケンスグループ等
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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
全交流電源喪失
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）
崩壊熱除去機能喪失
取水機能が喪失した場合
残留熱除去系が故障した場合
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）
津波浸水による注水機能喪失
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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）
代替循環冷却系を使用する場合
代替循環冷却系を使用しない場合
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
溶融炉心・コンクリート相互作用
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出
反応度の誤投入

(3)　設計条件

耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せは JEAG4601・補-1984 より，下表のとおり整理されており，地震荷重以外では，以下の荷重を考慮することとされている。

・自重（D）

・圧力による荷重（P）

・機械的荷重（自重，地震による荷重を除く。）（M）

ＳＡ施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを，下表のとおり整理する。ＤＢ施設で考慮する荷重（自重，圧力による荷重，機械的荷重）は全て考慮している。

	施設分類 （ＳＡ） （ＤＢ） 荷重の組合せ	ＲＰＶ ﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	ＰＣＶ ﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	全般施設				炉心支持構造物
		重大事故等クラス２設備						
		クラス１設備	クラスＭＣ容器	クラス２設備	クラス３設備	クラス４配管	その他	
ＤＢ荷重の組合せ	$D+P+M+S_d$	III_AS	III_AS	－	－	－	－	III_AS
	$D+P_D+M_D+S_d$	－	－	III_AS	III_AS	III_AS	III_AS	
	$D+P_L+M_L+S_d$	IV_AS	III_AS	－	－	－	－	IV_AS
	$D+P+M+S_S$	IV_AS	IV_AS	－	－	－	－	IV_AS
	$D+P_D+M_D+S_S$	－	－	IV_AS	IV_AS	IV_AS	IV_AS	－
ＳＡ荷重の組合せ	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	V_AS※2	－	－	－	－	－	ＳＡ施設ではない
	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_S$	V_AS※2	－	－	－	－	－	
	$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	－	V_AS※2	－	－	－	－	
	$D+P_{PSA(LL)}+M+S_S$	－	V_AS※2	－	－	－	－	
	$D+(P_D$※1又はP_{SA}の厳しい方$)+M+S_S$	－※3	－※3	V_AS※2	V_AS※2	V_AS※2	V_AS※2	

※１　ＤＢ施設を兼ねるＳＡ施設についても考慮する。

※２　V_AS の許容限界は，IV_AS と同じものを適用する。

※３　ＰＣＶについては，2×10^{-1}年以降の状態，ＲＰＶについては，10^{-2}年以降の状態は，S_Sを組み合わせて，許容応力状態V_AS を満足する状態となっていることを確認している。

【記号の説明】

D　：自重（JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載）

P　：地震と組み合わせるべき圧力荷重，又は最高使用圧力等

M　：地震，死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重，又は設計機械荷重等

P_L　：ＬＯＣＡ直後を除いてその後に生じる圧力荷重

M_L　：ＬＯＣＡ直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重

P_D　：地震と組み合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_D　：地震と組み合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

$P_{PSA(L)}$　:格納容器の重大事故における長期的(長期(L))な圧力荷重

$P_{PSA(LL)}$:格納容器の重大事故における長期的(長期(LL))な圧力荷重

$P_{RSA(L)}$　：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的(長期(L))な圧力荷重

$P_{RSA(LL)}$：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的(長期(LL))な圧力荷重

P_{SA}　：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重

S_d　：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力

S_S　：基準地震動S_Sにより定まる地震力

$Ⅳ_AS$　：JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

V_AS　：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】

耐震クラスＡｓ，Ａ ⇒耐震クラスＳ

第１種 ⇒クラス１

第２種 ⇒クラスＭＣ

第３種 ⇒クラス２

第４種 ⇒クラス３

第５種 ⇒クラス４

S_1⇒S_d

S_2⇒S_S

継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

（１）はじめに

ＳＡ施設は，ＳＡ施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また，温度条件についても許容値の数値に影響を与える（温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある）ことから，ＳＡ施設としての温度条件を設定する。

ＳＡ施設のうち，ＤＢ施設を兼ねるものについては，ＤＢ条件とＳＡ条件の包絡関係により，実際の設計では，以下のように扱うこととしている。

・ＳＡ時の荷重，温度がＤＢ設計条件を上回る場合

ＤＢ設計条件とは別に，ＳＡ設計条件を設ける。

・ＳＡ時の荷重，温度がＤＢ設計条件に包絡される場合（※）

ＳＡ設計条件はＤＢ設計条件で代表させる。

※「ＳＡ時の荷重，温度がＤＢ設計条件に包絡される」とは，耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について，ＳＡを考慮した条件がＤＢ設計条件に包絡される場合を指す

以下では，ＤＢ施設を兼ねるＳＡ施設を対象に，ＳＡ荷重と地震荷重の組合せ検討において，検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類（全般施設，ＰＣＶ，ＲＰＶ）ごとに示す。

（２）継続時間の検討で対象とする条件（荷重・温度）の網羅性

ａ．全般施設

【ＤＢ設計条件とＳＡ設計条件の整理】

全般施設はＲＰＶ（現クラス１機器（JEAG4601 においては，第１種機器））とＰＣＶ（現クラスＭＣ機器（JEAG4601 においては，第

２種機器））以外の施設となることから，ＤＢ施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4（JEAG4601においては第3,4,5種）」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ※1を考慮して設定した設計用荷重 PD,MD（以下「ＤＢ設計荷重」という。）及び温度条件と，S_sとを組み合わせている。

このことから，ＳＡ施設としての設計においては，ＳＡ時の荷重がＤＢ設計荷重を超える場合は，ＳＡ時の荷重を元に新たに設定した設計荷重（以下「ＳＡ設計荷重」という。）とS_sを組合せる。また，ＳＡ時の荷重がＤＢ設計荷重以下の場合は，ＤＢ設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。

※１：ＥＣＣＳ等については運転状態Ⅳ（L）も含む。その理由は以下のとおり。

ＥＣＣＳ等については，JEAG4601・補-1984において，運転状態Ⅳ(L)に対する許容応力状態が I_A^*と定められており，I_A^*の定義としては，「ＥＣＣＳ等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。

つまり，ＥＣＣＳ等については，運転状態Ⅰ～Ⅲだけでなく，運転状態Ⅳ(L)も設計条件となっており，運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を考慮してＤＢ設計条件（荷重・温度）を設定している。

なお，JEAG4601 においては荷重の組合せの考え方は，運転状態Ⅰ～ⅢとS_sを，運転状態Ⅳ(L)とS_dと組み合わせるこ

ととなっているが，実設計においては，設計用荷重である P_D，M_Dを用いて設計を行うことから，運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を包絡するようにを設定し，それらとＳｓを組み合わせている。

ここで，旧指針においては，耐震A_S，Ａ，Ｂ，Ｃクラスというクラス分類がなされていることから，耐震Ａクラスの設備においては，S_Sとの組合せは実施せず，S_1との組合せにより設計がなされていた。一方，現在の規制基準においては，耐震A_S，Ａクラスを統合して，耐震Ｓクラスとし，S_S，S_d双方との組合せで設計することとなっていることから，上述のとおり，P_D，M_DとＳｓの組合せを実施することになる。

【継続時間の検討における対象条件と網羅性】

ＤＢ設計においてＳｓ，Ｓｄとの組合せを行う荷重，温度条件は，「ＤＢ設計荷重・温度」の一種類であるため，継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。

添付 6.1 表　全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	Ｓｓ	Ｓｄ
ＤＢ荷重・温度	ＤＢ設計荷重・温度	ＤＢ設計荷重・温度
ＳＡ荷重・温度	（ＤＢ設計荷重・温度＜ＳＡ時荷重の場合） ＳＡ・短期荷重・温度，ＳＡ長期荷重・温度の厳しい方 （ＤＢ設計荷重・温度≧ＳＡ時荷重の場合） ＤＢ設計荷重・温度	－

ｂ．ＰＣＶ

【ＤＢ設計条件とＳＡ設計条件の整理】

ＤＢ設計での組合せでは，JEAG4601 に記載のとおり，運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ，また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。

ここで，ＰＣＶの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ，また，運転状態Ⅳ(L)（ＬＯＣＡ後長期間経過した状態）の荷重・温度は，運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっているこいとから，ＤＢ設計で考慮している荷重条件は次の 2 種類となる。

・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度

・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：ＬＯＣＡ後の最大内圧・温度

以上を踏まえ，ＰＣＶのＳＡ施設としての設計においては，組合せを検討する条件として，以下の 2 種類を設定し，それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。

・ＳＡ後の長期(L)における荷重・温度

・ＳＡ後の長期(LL)における荷重・温度

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

ＤＢにおいては，以下の組合せに対する設計を行っている。

・通常運転圧力＋S_s

・ＬＯＣＡ後の最大圧力＋S_d

ＳＡにおける設計条件（組合せ）は，このＤＢ設計条件への包絡性を踏まえ，

① ＳＡ後の長期(LL)荷重＋S_s

→S_sには，継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10^{-1}年以降)を組み合わせる。

② ＳＡ後の長期(L)荷重（ＳＡ後の最高圧力・温度）＋S_d

→S_dには，継続時間を考慮して長期(L)荷重(10^{-2}～2×10^{-1}年)を組み合わせる。

添付 6.2 表　ＰＣＶの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S_S	S_d
ＤＢ荷重・温度	通常運転時圧力・温度	ＬＯＣＡ後の最大内圧・温度
ＳＡ荷重・温度	ＳＡ後の長期(LL)圧力・温度	ＳＡ後の長期(L)圧力・温度

ｃ．ＲＰＶ

【ＤＢ設計条件とＳＡ設計条件の整理】

ＤＢ設計での組合せでは，JEAG4601 に記載のとおり，運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_Sと組み合わせ，また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。

ここで，ＲＰＶの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ（全給水流量喪失又はタービントリップ）であり，これは運転状態Ⅳ(L)（ＬＯＣＡ後長期間経過した状態）の圧力・温度より高いため，実際の評価では，「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS_S，S_dを組み合わせて評価している。

以上を踏まえ，ＲＰＶのＳＡ施設としての設計においては，組合せを検討する荷重として，ＳＡ後の長期(L)荷重・温度を設定する。ＳＡにおける設計条件（組合せ）は，このＤＢ設計条件への包絡性を踏まえＳＡ後の長期(LL)荷重とS_S，ＳＡ後の長期(L)荷重とS_dを組み合わせる方針とする。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

ＤＢにおいては，以下の組合せに対する設計を行っている。

・全給水流量喪失又はタービントリップ＋S_S

・全給水流量喪失又はタービントリップ＋S_d

ＳＡにおける設計条件（組合せ）は，このＤＢ設計条件への包絡性を踏まえ，

① ＳＡ後の長期(LL)荷重＋S_S

→S_Sには，継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10^{-1}年以降)を組み合わせる。

② ＳＡ後の長期(L)荷重（ＳＡ後の最高圧力・温度）＋S_d

→S_dには，継続時間を考慮して長期(L)荷重(10^{-2}～2×10^{-1}年)を組み合わせる。

添付 6.3 表　ＲＰＶの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	Ｓｓ	Ｓｄ
ＤＢ荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度
ＳＡ荷重・温度	ＳＡ後の長期(LL)圧力・温度	ＳＡ後の長期(L)圧力・温度

（３）JEAG4601 のアプローチを用いた検討

本項では，ＤＢ設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたＳＡ荷重の組合せの考え方を整理する。

ａ．JEAG4601 における荷重の組合せ検討のアプローチ

① 運転状態の発生確率を設定

② 地震の発生確率を設定

③ 「運転状態の発生確率」，「地震の発生確率」，「継続時間」の

積が 10^{-7}／炉年になる継続時間を設定

④ 10^{-7}／炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

b．今回の検討に用いたＳＡ荷重の組合せ検討のアプローチ

① ＳＡ事象の発生確率を設定

② 地震の発生確率を設定

③ 「ＳＡ事象の発生確率」，「地震の発生確率」，「継続時間」の積が 10^{-8}／炉年になる継続時間を設定

④ 10^{-8}／炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

以上より，③，④で用いた組合せの判定基準は，今回のＳＡ荷重の組合せの検討（10^{-8}／炉年）の方が，JEAG4601 における荷重の組合せ検討（10^{-7}／炉年）のアプローチよりも，保守的な条件となっている。

（４）まとめ

以上のとおり，各施設のＳＡ荷重と組合せの検討では，S_s，S_dとＳＡ荷重を適切に考慮しており，JEAG4601 における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。

荷重の組合せ表

(1)記号の説明

D：死荷重

P_D：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

$P_{PSA(L)}$：格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))

$P_{PSA(LL)}$：格納容器の重大事故における長期圧力(長期(LL))

$P_{RSA(L)}$：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力(長期(L))

$P_{RSA(LL)}$：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力(長期(LL))

P_{SA}：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力

M:地震及び死荷重以外で地震と組合すべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重（各運転状態におけるP及びMについては，安全側に設定された値（最高使用圧力，設計機械荷重等）を用いてもよい。）

M_D：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

T_D：設計基準対象施設の耐震設計上の温度

T_{PSA}：格納容器の重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）

$T_{RSA(L)}$：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度(最高使用温度を用いてもよい。

T_{SA}：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

T_D　：重大事故における施設本体の温度，及び施設周辺の雰囲気温度を考慮して設定した温度

Sd:弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力

Ss：基準地震動S_sにより定まる地震力

$Ⅳ_AS$：JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

$Ⅴ_AS$：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

(2)荷重の組合せ表

施設区分			荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考
格納容器バウンダリを構成する設備（ＰＣＶバウンダリ）			$D+P_{PSA(L)}+M+Sd$	$T_{PSA(L)}$	V_AS	検討項目6.2
			$D+P_{PSA(LL)}+M+Sd$	$T_{PSA(LL)}$	V_AS	
格納容器内のＳＡ施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（ＲＰＶバウンダリ）	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+Sd$	$T_{RSA(L)}$	V_AS	検討項目6.3
			$D+P_{RSA(LL)}+M+Sd$	$T_{RSA(LL)}$	V_AS	
		支持構造物	$D+P_{RSA(L)}+M+Sd$	Ta	V_AS	検討項目6.4
			$D+P_{RSA(LL)}+M+Sd$	Ta	V_AS	
	全般施設	施設本体	$D+(P_D$※1 又は P_{SA} の厳しい方$)+M_D+Ss$	T_D※1 又は T_{SA} の厳しい方	V_AS	検討項目6.1
		支持構造物	$D+(P_D$※1 又は P_{SA} の厳しい方$)+M_D+Ss$	Ta	V_AS	検討項目6.4
格納容器外の全般施設		施設本体	$D+(P_D$※1 又は P_{SA} の厳しい方$)+M_D+Ss$	T_D※1 又は T_{SA} の厳しい方	T_{PSA}	検討項目6.1
		支持構造物	$D+(P_D$※1 又は P_{SA} の厳しい方$)+M_D+Ss$	Ta	T_{PSA}	検討項目6.1

※１：ＤＢ施設を兼ねるＳＡ施設についても考慮する。

※２：V_AＳの許容限界は，$Ⅳ_A$Ｓと同じものを適用する。

重大事故時の荷重条件の妥当性について

(1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては，地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合，耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって，重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては，有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし，全ての事故シーケンスグループ等のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では，不確かさの影響評価（別紙 1 参照）を行っており，解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件，事故条件，機器条件）に対して，評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており（別紙 2 から別紙 4 参照），解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件として，不確かさは考慮せず，有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件について次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度について

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力及び温度が最高となる事故シーケンスは，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち，「原子炉停止機能喪失」であり，ＡＴＷＳで考慮する運転時の異常な過渡変化のうち，過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに，原子炉自動停止機能が喪失する事象であり，緩和措置がとられない場合には，原子炉出力が維持されるため，原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は，主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ＡＲＩ」という。）を備えており，プラント過渡事象が発生し，通常のスクラム機能が，電気的な故障により喪失した場合に，後備の手段としてＡＲＩを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では，このＡＲＩの機能に期待せず，最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし，これによる原子炉圧力上昇による反応度投入，また，主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し，原子炉出力を抑制するためのＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉

再循環ポンプトリップ機能），運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

この事故シーケンスにおけるＳＡ発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を添付 8.1 表に示す。スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し，最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。

添付 8.1 表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図及び添付 8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下により，耐震設計上の設計圧力である 8.14MPa[gage]を下回っている。また，冷却材温度も，原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが，耐震設計上の設計温度である 301℃を下回っている。長期的な観点では，事象発生後 10 秒以降，逃がし安全弁（逃がし弁機能）による原子炉圧力制御が行われ，原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

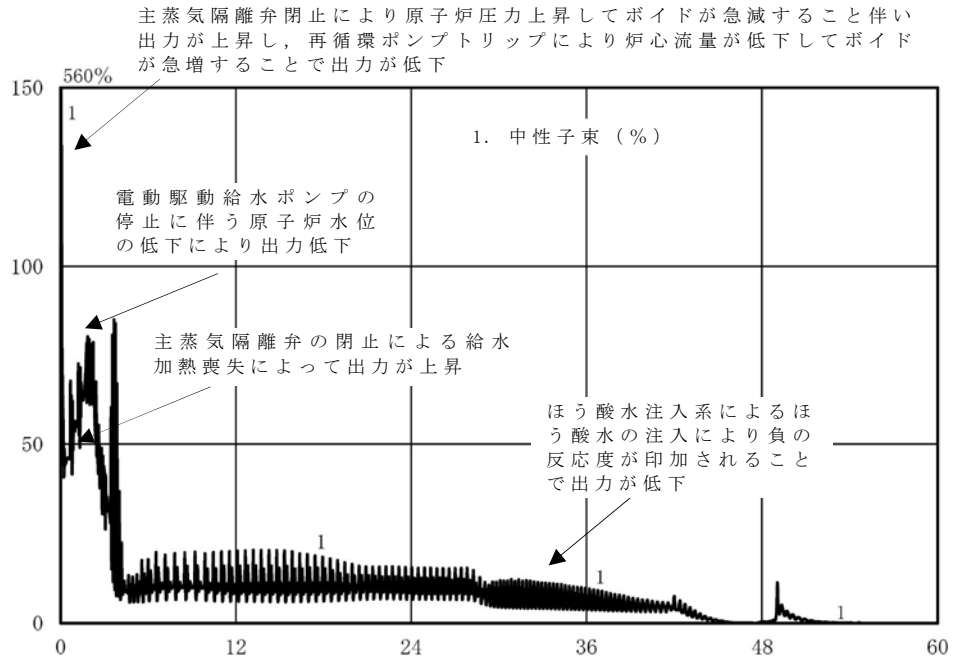
運転員がほう酸注入系を起動し，事象発生後 9 分 30 秒にほう酸

水の注入が開始されることにより，原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後，運転員が原子炉の減圧，除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより，低温停止状態に至る。

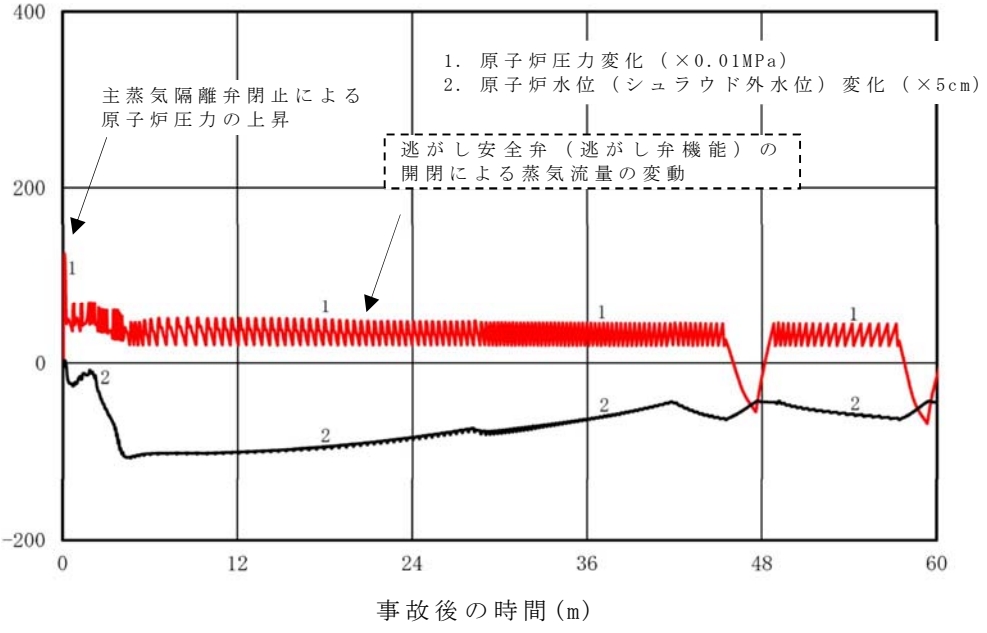
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は，ＤＢ施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表　原子炉冷却材バウンダリのＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失	ＤＢ条件
最高圧力	約 8.42MPa［gage］	8.14MPa［gage］
最高温度	約 298℃	301℃



添付 8.1 図　原子炉停止機能喪失における中性子束の推移（事象発生から 60 分まで）



※：初期圧力 6.93MPa[gage]

添付 8.2 図　原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移（事象発生から 60 分まで）

(3)　耐震評価で用いる格納容器の圧力・温度について

格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で，最高使用圧力・温度を超え，さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に，事故発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）以内及び事故発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果，以下の事故シーケンスが挙げられる。

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用する場合）

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても，事象発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2} 年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから，一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが，上記の除熱機能により，最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって，10^{-2} 年（約 3 日後）以内の温度及び最高使用圧力に基づき，事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コ

ンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には，原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ，その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため，解析の前提として，重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで，各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており，他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は，高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方，格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では，格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから，「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは，原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」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）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は，大破断ＬＯＣＡが発生し，流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，炉心損傷を伴うジルコニウムー水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により，格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記 2 つの事故シーケンスグループ等について，事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度を添付 8.2 表に示す。添付 8.2 表に示すとおり，最高圧力及び温度はほぼ同等であり，これら 2 つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度条件とする。

なお，上記の 2 つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では，不確かさの影響評価を行っており，解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件，事故条件，機器条件）に対して，評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており，また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。しかしながら，事象発生後 10^{-2} 年のタイミングにおける格納容器の圧力・温度条件の厳しさの観点では，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において，格納容器圧力の上昇の速度が遅く，格納容器スプレイ流量が抑制できる場合など，格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなり，格納容器圧力のピークとなる時期が遅れることで，圧力・温度条件が厳しくなる可能性があることから，ＳＡ発生後 10^{-2} 年以上 2×10

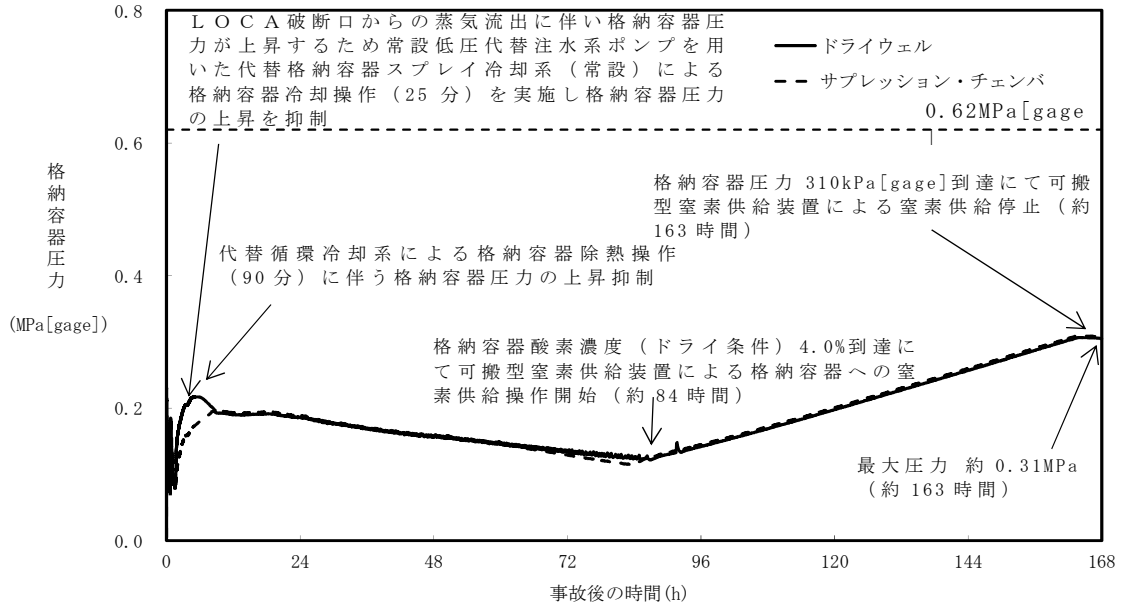
10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は，添付 8.2 表の事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について，格納容器圧力・温度の解析結果を添付 8.3 図から 8.6 図に示す。添付 8.3 図から 8.6 図より，重大事故発生後10^{-2}年（約 3 日後）前までに，格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における10^{-2}年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，一時的に上昇する期間があるが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

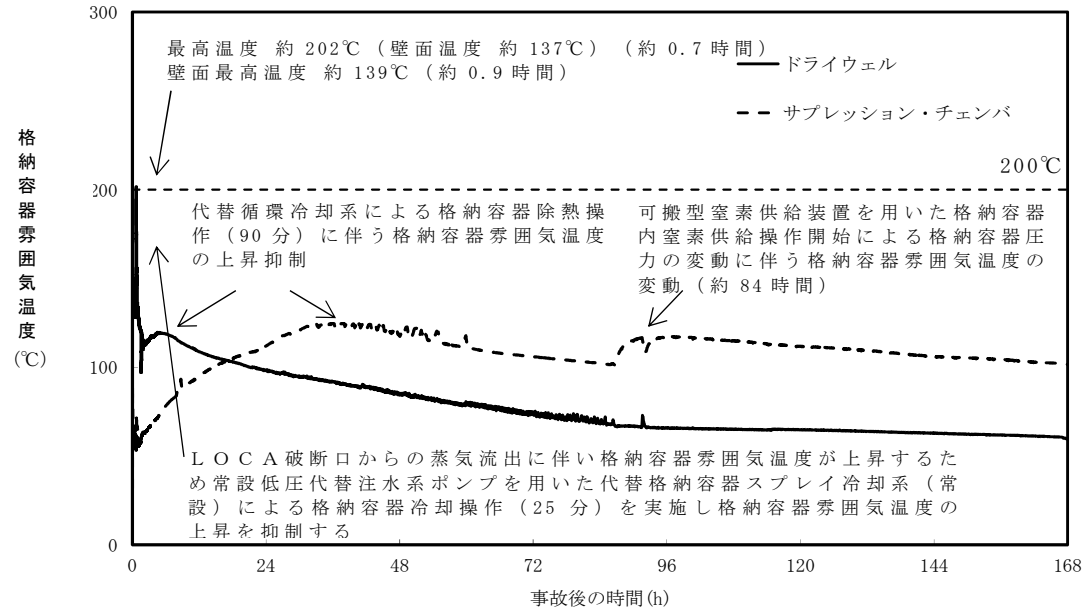
添付 8.2 表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度

（有効性評価結果）

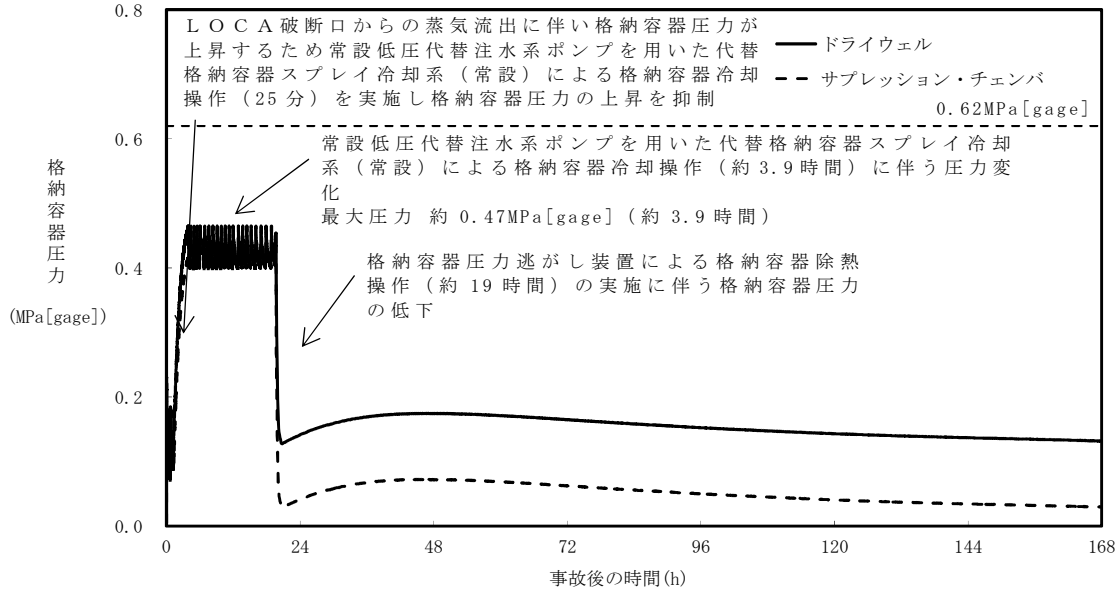
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage]
最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃
圧力（10^{-2}年後）	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下
温度（10^{-2}年後）	約 139℃以下	約 157℃以下



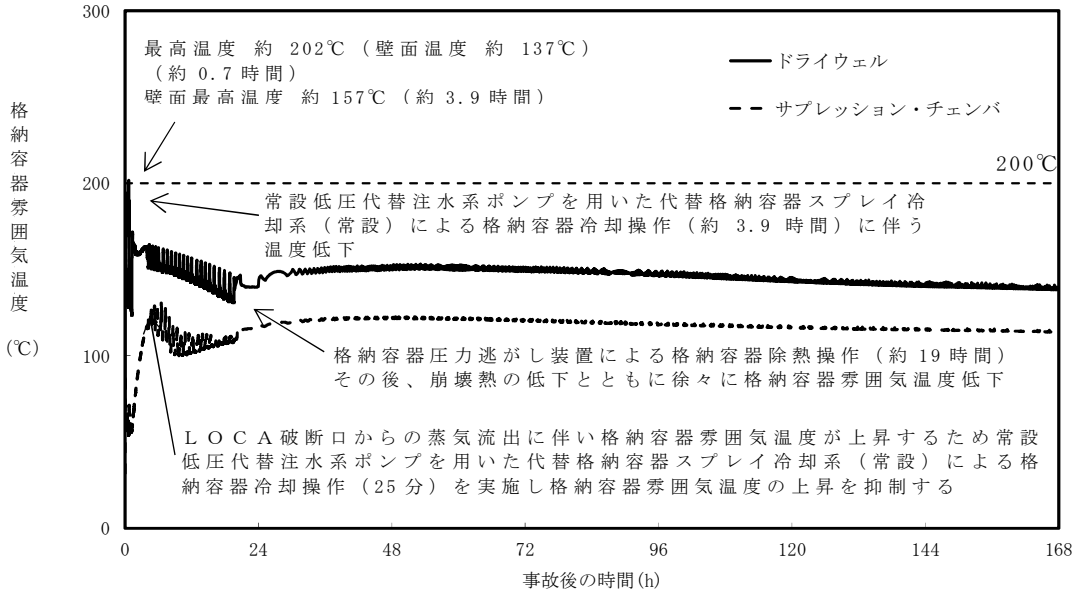
添付 8.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



添付 8.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の推移



添付8.5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



添付8.6図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

(4)　重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について

前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

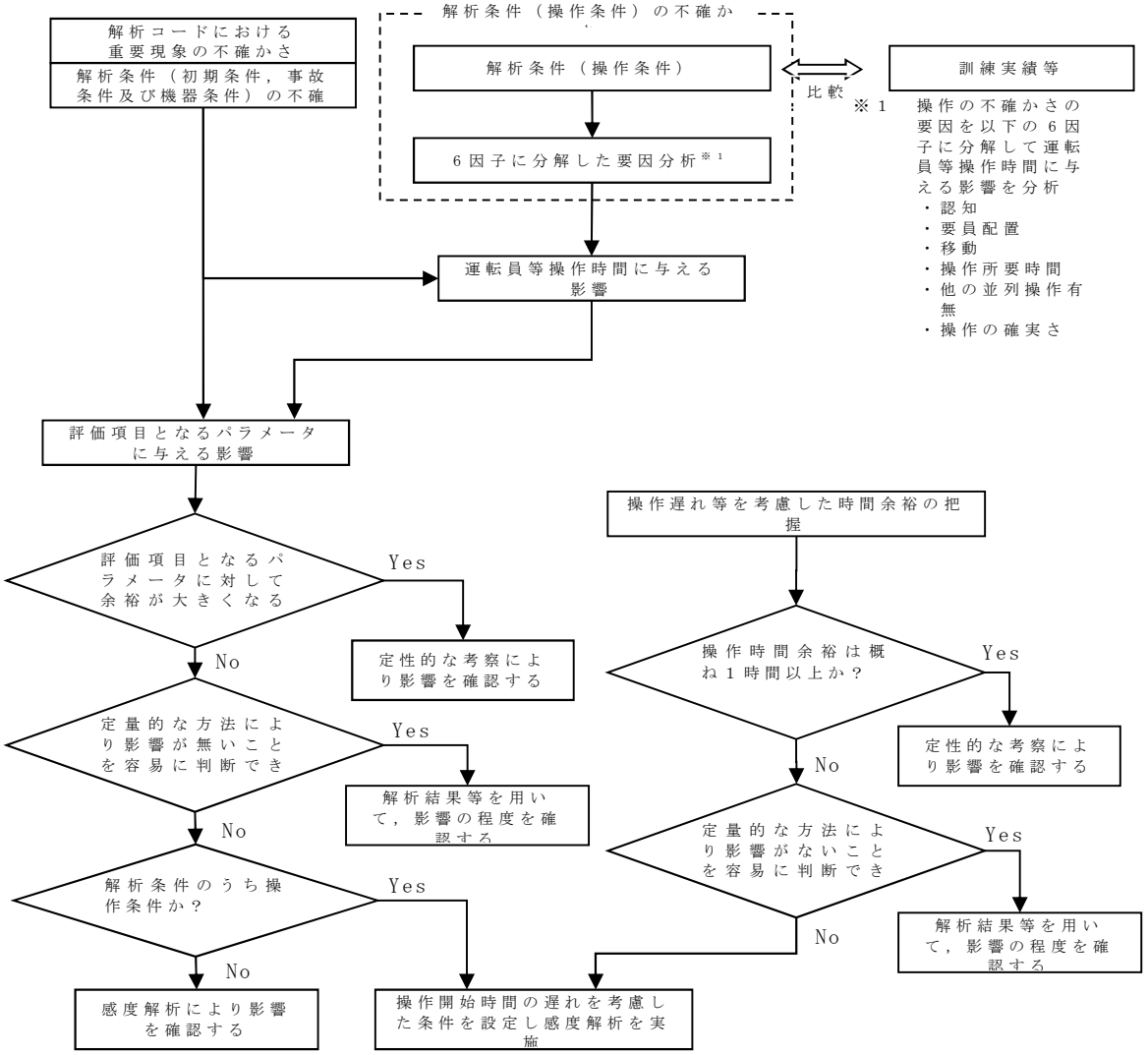
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付 8.3 表に示す。

添付 8.3 表　重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
ＲＰＶ	圧力 温度	原子炉停止機能喪失（全事故シーケンスのうち，原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	原子炉熱出力，原子炉圧力，炉心流量，給水温度は，最確条件を使用するが，本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい，主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ（動的ボイド係数・動的ドップラ係数）を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。
ＰＣＶ	圧力 温度	格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち，格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積及び初期ドライウェル雰囲気温度は設計値を使用し，サプレッション・プール水温（サプレッション・チェンバ気相部温度と同じ）及びサプレッション・プール水位はサプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については，保守的な条件として設定している。

別紙 1

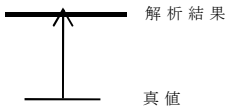
解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



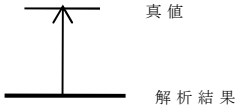
※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方

解析コードにおける重要現象の不確かさの場合

①真値が解析結果に包含されるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認

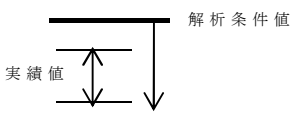


②真値が解析結果に包含されないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認

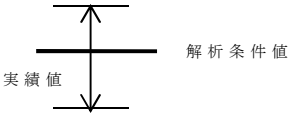


解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさの場合

①実績値が解析条件に包含されるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認

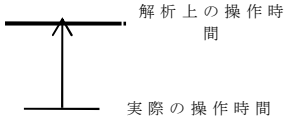


②実績値が解析条件に対して正負の値をとるもの
⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認

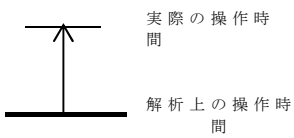


解析条件（操作条件）の不確かさの場合

①解析上の操作時間の余裕があるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認



②解析上の操作時間の余裕がないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認



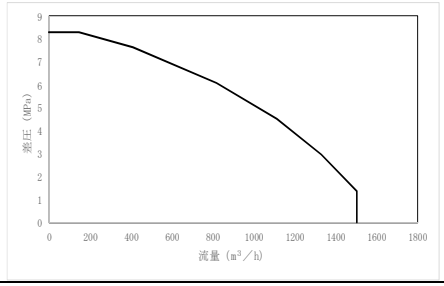
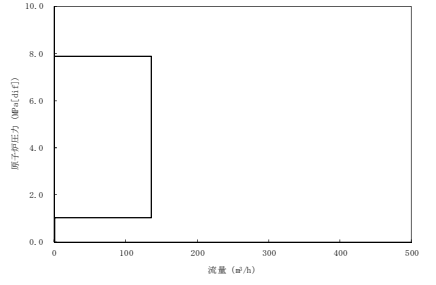
主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		プラント動特性：ＲＥＤＹ	－
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126 ㎝）	通常運転水位を設定
	炉心流量	41,060t／h （85％）	初期炉心流量が小さいほど，初期のボイド率が大きくなることで原子炉圧力上昇時にボイドが潰れることで印加される正の反応度が大きくなり，原子炉出力の観点で厳しい設定となる このため，保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量を設定
	主蒸気流量	6,420t／h	定格主蒸気流量を設定
	給水温度	216℃	初期給水温度が低い方が，印加反応度が大きくなり原子炉出力が高めに推移することで，格納容器圧力及び温度並びにサプレッション・プール水温度に対して厳しい設定となる。このため，通常運転時の状態を包含する低めの温度を設定 初期温度216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失により一次遅れで低下し，電動駆動給水ポンプ停止時点で約84℃まで低下
	燃料及び炉心	９×９燃料（Ａ型） 単一炉心	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	核データ （動的ボイド係数）	平衡サイクル末期の値の1.25倍	炉心に印加される正の反応度が大きくなる保守的な条件を設定
	核データ （動的ドップラ係数）	平衡サイクル末期の値の0.9倍	
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器空間体積	9,800m^3	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水量	3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉圧力の上昇が大きく，原子炉出力の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能（ＡＲＩ）	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源あり	給復水系及び再循環ポンプが一定期間運転を継続することで，原子炉出力の観点で厳しい外部電源ありを設定
重大事故等対策に関連する機器条	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉	－
	主蒸気隔離弁の閉止時間	3秒	原子炉圧力の上昇が早く，原子炉出力の観点で厳しい条件である保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）にて再循環ポンプが2台トリップ（遅れ時間0.2秒）	設計値を設定
	ドライウェル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	設計値を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個，354.6t/h/個 7.44MPa[gage]×4個，357.8t/h/個 7.51MPa[gage]×4個，361.1t/h/個 7.58MPa[gage]×4個，364.3t/h/個 7.65MPa[gage]×4個，367.6t/h/個	設計値を設定 原子炉圧力が低めに維持される方が，原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなり，原子炉水位が高めに維持されることで，原子炉出力の観点で厳しい設定となる

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	高圧炉心スプレイ系	ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 ・注水流量：145～1,506m^3／h ・注水圧力：0～8.30MPa[dif]	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始タイミングが早く，注水流量が大きい方が，原子炉水位が高めに維持されることで，原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，自動起動遅れ時間を0秒とし，注水流量はポンプ性能評価に基づく大きめの流量特性を設定 
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 サプレッション・プール水温度が106℃に到達した場合は停止 ・注水流量：136.7m^3／h ・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]	注水特性はタービン回転数制御により一定流量に制御されることから，設計値を設定 自動起動遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が，原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，0秒を設定 

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸注入系	注入流量：163L／min ほう酸水濃度：13.4wt％	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	熱交換器1基あたり約53MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（5／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸注入系	注入流量：163L／min ほう酸水濃度：13.4wt％	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	熱交換器1基あたり約53MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（6／6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析：ＳＣＡＴ	－
最小限界出力比（ＭＣＰＲ）	1.24	初期の最小限界出力比が小さい方が沸騰遷移までの余裕が小さくなることで，被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため，９×９燃料（Ａ型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限値を設定
燃料棒最大線出力密度（ＭＬＨＧＲ）	44.0kW／m	初期の燃料線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
ＢＴ判定（時刻）	ＧＥＸＬ相関式	－
ＢＴ後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	－
リウェット相関式	「ＢＷＲにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式２	－

別紙 3

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（1／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t／h	定格流量を設定
	燃　　料	９×９燃料（Ａ型）	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI／ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd／t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，１サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約１ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	設計値を設定
	格納容器体積（サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（2／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位－4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として，代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペデスタル（ドライウェル部）のプール水	考慮しない	ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時からプール水が存在するが，格納容器の熱容量に寄与することから，格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮しない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（3／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源ありの場合を包括する条件として，機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（4／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として，外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから，全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m^3／h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m^3／h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として，運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	代替循環冷却系	循環流量は，全体で250m^3／hとし，原子炉へ150m^3／h，格納容器スプレイへ100m^3／hに流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量，格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度32℃において）	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で，過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	可搬型窒素供給装置	窒素198m^3／h及び酸素2m^3／hの流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（5／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が 4.0%（ドライ条件）に到達時	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t／h	定格流量を設定
	燃　　料	９×９燃料（Ａ型）	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI／ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd／t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	設計値を設定
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（2／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位－4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として，代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペデスタル（ドライウェル部）のプール水	考慮しない	ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時からプール水が存在するが，格納容器の熱容量に寄与することから，格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮しない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（3／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源ありの場合を包括する条件として，機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，格納容器圧力及び雰囲気温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（4／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で，外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号による原子炉スクラムを設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから，全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m^3／h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m^3／h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として，設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	格納容器圧力逃がし装置	排気特性：13.4kg／s（格納容器圧力 310kPa[gage]において）	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として，機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（5／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から25分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage]到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m到達から5分後	評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）への到達防止を踏まえて設定

東海第二発電所における運転状態Ⅴ(LL)の適切性について

(1) はじめに

ＳＡ施設は，ＤＢを超え、ＳＡが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから，運転状態として従来のⅠ～Ⅳに加え，ＳＡの発生している状態として運転状態Ⅴを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ，事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(S)とし，一連の過渡状態を除き，ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態Ⅴ(L)，Ⅴ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(LL)として定義している。ここでは，東海第二発電所において新たに定義した運転状態Ⅴ(LL)の適切性について示す。

(2) 東海第二発電所における格納容器除熱評価

添付 9.1 表に雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付 9.1 表に示す事象発生後 2×10^{-1}年（73 日後）の格納容器圧力及び温度のとおり，事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。

添付 9.1 表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移

項目	10^{-2}年後 （3 日後）	2×10^{-1}年後 （73 日後）	ＤＢ耐震条件 （Ｓｓ）
ドライウェル圧力	約 166kPa[gage]	約 92kPa[gage]	大気圧相当 （＋14kPa）
サプレッション・チェンバ圧力	約 63kPa[gage]	約 4Pa[gage]	
ドライウェル温度	約 152℃	約 137℃	57℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約 122℃	約 109℃	35℃
サプレッション・プール水温度	約 116℃	約 102℃	
サプレッション・プール水位	約 14.8m	約 13.4m	HWL（7.1m）

(3)　ＢＷＲの格納容器の特性について

(2)において，事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが，これはＢＷＲの格納容器の特性に起因するものである。以下にＰＷＲと比較したＢＷＲの格納容器の特性を示す。

・ＢＷＲでは格納容器底部に熱の蓄積場所としてのサプレッション・プールが存在しており，その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないＰＷＲとは状況が異なる

・ＢＷＲにおいて，ＥＣＣＳが機能喪失する前提では，原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(代替淡水貯槽)を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから，これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある

上記より，東海第二発電所ではその特徴を踏まえ，ＰＷＲ(伊

方３号)とは異なり運転状態Ⅴ(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し，格納容器内の条件(温度，圧力，水位上昇)による影響を確認する必要がある。

なお，長期安定状態における東海第二発電所とＰＷＲ(伊方３号)の格納容器除熱手段は，添付 9.2 表であり，同等の除熱設備を有している。

添付 9.2 表　長期安定状態における東海第二発電所とＰＷＲ(伊方３号)の格納容器除熱手段

東海第二発電所	残留熱除去系（残留熱除去系熱交換器）		残留熱除去系（緊急用海水系） 代替循環冷却系（緊急用海水系）	格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）
ＰＷＲ（伊方３）	余熱除去系（余熱除去冷却器）	格納容器スプレイ再循環（格納容器スプレイ冷却器）	仮設格納容器スプレイ再循環（余熱除去冷却器，使用済燃料ピット冷却器）	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系

(4)まとめ

東海第二発電所はその格納容器の特徴を踏まえ，ＰＷＲ（伊方 3 号）とは異なる運転状態Ⅴ(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり，ＳＡ時の運転状態Ⅴ(LL)の格納容器内の条件（温度，圧力，水位上昇）による影響を確認することが適切であると考える。

荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及び その荷重条件の保守性について

(1) はじめに

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し，荷重条件を設定している。

ここでは，当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。

(2) 評価荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して，荷重条件は以下の二つのシナリオのうち，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）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。

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）

「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」

② ＲＰＶ破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ

「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」

②のシナリオは，ＲＰＶ破損後の格納容器破損モードを評価するため，重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定

として評価しており，本来は高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。なお，原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても，事象発生から 2 時間までに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで，下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。

また，炉心損傷頻度及び低圧代替注水系（常設）による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と，荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると，添付 10.1 表に示すとおり 10^{-8}／炉年未満となり，荷重の組合せの判断目安を下回る。

上記より，「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して，荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定することが適切である。

添付 10.1 表　ＲＰＶ破損発生と地震動が重畳する頻度

事故シーケンス	ＲＰＶ破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間 ＝ ＲＰＶ破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象＋ＥＣＣＳ機能喪失＋（ＳＡ炉心注水無し）	10^{-4}/炉年※1（炉心損傷頻度）× 10^{-2}/炉年未満※2（低圧代替注水系（常設）の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率）× 10^{-2}/炉年※3（弾性設計用地震動Ｓｄ）× 1年未満※4（継続時間）＝10^{-8}/炉年未満 5×10^{-4}/炉年※3（基準地震動Ｓｄ）× 20年未満※4（継続時間）

※１：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は 10^{-4}／炉年よりも十分に小さいものと評価しており，この値の使用は保守的と考える。

※２：事象発生後，低圧代替注水系（常設）により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧，電源復旧，低圧代替注水系（常設）運転等の失敗確率を組み合わせて算出。

※３：JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率Ｓ$_2$，Ｓ$_1$の発生確率をＳ$_s$，Ｓ$_d$に読み換えた。

※４：弾性設計用地震動Ｓ$_d$を考慮する場合，荷重の組合せの対象期間は事象発生１年以降であり，その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動Ｓ$_s$を考慮する場合は，荷重の組合せの対象期間は 20 年以降とさらに長期となる。

(3)　荷重条件の保守性について

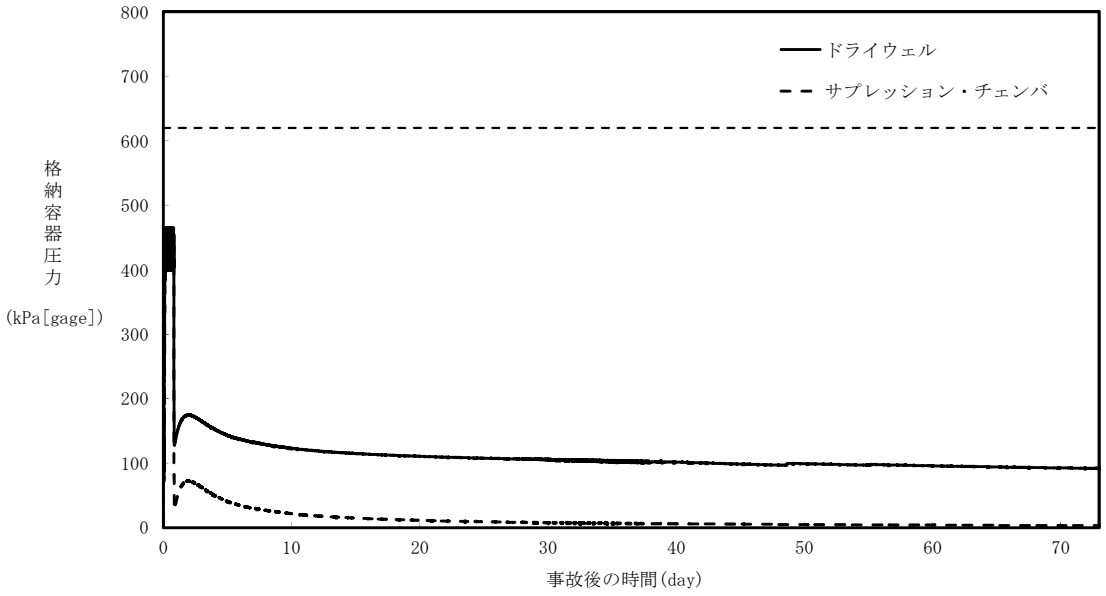
運転状態Ｖ（L），Ｖ(LL)に用いる荷重条件は，本文 5.2.2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損の有効性評価結果を用いることとしている。

運転状態Ｖ（L）に用いる荷重条件は，本文 5.2.2(4)b. に示すように雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

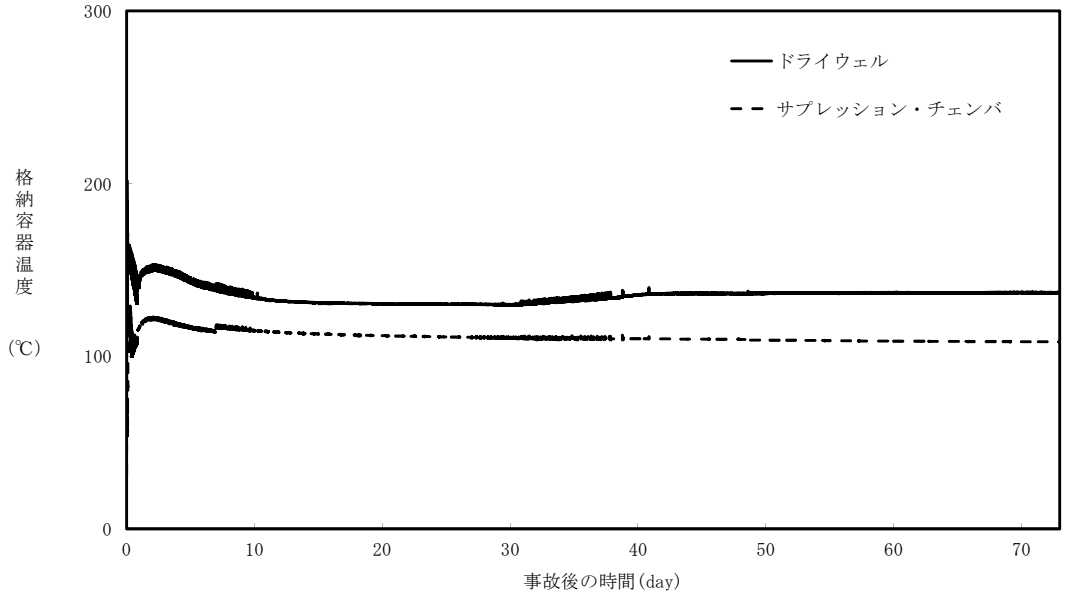
（代替循環冷却系を使用しない場合）において，格納容器圧力の上昇の速度が遅く，格納容器スプレイ流量が抑制できるなど，格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから，事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力約465kPa[gage]・最高温度約157℃）をS_dと組み合わせることとしており,保守性を確保している。

運転状態Ⅴ(LL)に用いる荷重条件は,本文 5.2.2(4)b.に示すように除熱能力の観点から雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）を参照している。雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）において，事象発生後 2×10^{-1}年の荷重（事象発生 73 日後の圧力約92kPa[gage]・温度約 137℃）をS_sと組み合わせることとしており，その後格納容器圧力・温度は単調に低下することから，保守性を確保している。

第 1 図及び第 2 図に雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の長期挙動を示す。



第１図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における長期解析　格納容器圧力（気相部）の推移



第２図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における長期解析　格納容器温度（気相部）の推移

(4) まとめ

上記(2)，(3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり，また，その荷重条件ついては保守性が確保されている。

（参考１）　設置許可基準規則第３９条及び解釈（抜粋）

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	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
（地震による損傷の防止） 第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。	第３９条（地震による損傷の防止） １　第３９条の適用に当たっては、本規程別記２に準ずるものとする。
一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	
二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。	２　第１項第２号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記２第４条第２項から第４項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。
三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	
四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	３　第１項第４号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記２第４条第２項第１号の耐震重要度分類のＳクラスに適用される地震力と同等のものとする。
２　重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた	４　第１項第４号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために

（参考２）設置許可基準規則第４条及び解釈

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	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
（地震による損傷の防止） 第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ２　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 ３　耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 ４　耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	第４条（地震による損傷の防止） 別記２のとおりとする。

（参考３）設置許可基準規則第４条の別記２（抜粋）（１／２）

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四　基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

６　第４条第３項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一　耐震重要施設のうち、二以外のもの

・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

（参考３）設置許可基準規則第４条の別記２（抜粋）（２／２）

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。

・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。

・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。

・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示す

（参考４）耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（１／３）

建物・構築物に関する項目　3.1　使用材料及び材料定数」及び「5.
土木構造物に関する項目　5.1　使用材料及び材料定数」のとおり
材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2　荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1)　地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・JEAG4601

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格（(社)日本機械学会，2005/2007）

(2)　荷重の組合せ

①　Ｓクラスの機器・配管系について、基準地震動 Ss による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

②　Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Ｂクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

4.3　許容限界

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

（参考４）耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（２／３）

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系の基準地震動Ssによる地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。

・JEAG4601

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和５６年設計審査指針によるＡs クラスを含むＡクラスの施設をＳクラスの施設、昭和５６年設計審査指針による基準地震動 S_2、S_1 をそれぞれ基準地震動 Ss、弾性設計用地震動 Sd と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

4.4 地震応答解析

4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

(1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に設定していること。

(2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化

建物・構築物に関する項目　3.1　使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目　5.1　使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2　荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1)　地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・JEAG4601

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2)　荷重の組合せ

①　Ｓクラスの機器・配管系について、基準地震動 Ss による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

②　Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Ｂクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

表Ⅰ－３－１　第２種容器の運転状態の分類（BWR）

昭和 55 年通産省告示第 501 号	事象		地震と事象の組合せを独立事象とした場合		地震の従属事象としての適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明		
運転状態－Ⅰ A－1	起動	原子炉停止時から通常運転までの温度，圧力の変動荷重。	S_1 △ S_2 △	事象の継続時間は時間のオーダー。	×	運転状態Ⅰの出力運転で代表される。
	停止	上記の逆の事象が生じる。	S_1 △ S_2 △	同上	×	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力，温度，機械的荷重。	S_1 ○ S_2 ○		×	
	高温待機	第２種容器に対しては，上記と同じ荷重。	S_1 △ S_2 △		×	運転状態Ⅰの出力運転で代表される。
	燃料交換		S_1 △ S_2 △		×	運転状態Ⅰの出力運転における設計条件で代表される。

昭和 55 年通産省告示第 501 号	事象		地震と事象の組合せを独立事象とした場合		地震の従属事象としての適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明		
運転状態－Ⅱ A－2	外部電源喪失	これらの事象が起これば，原子炉圧力が上昇し逃がし安全弁が作動する。この場合第２種容器に空気泡振動による荷重が作用する。	S_1 △ S_2 ×		△	運転状態Ⅱの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	負荷の喪失		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	主蒸気隔離弁の閉鎖		S_1 ○ S_2 ×	事象後30分程度にわたる逃がし安全弁作動。	○	
	給水制御系の故障		S_1 △ S_2 ×		△	運転状態Ⅱの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	圧力制御装置の故障		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	全給水流量喪失（給水ポンプ停止）		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	タービントリップ		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	逃がし安全弁誤作動（１個）		S_1 △ S_2 ×		×	同上
運転状態－Ⅲ A－3	原子炉圧力容器の過大圧力	逃がし安全弁作動による空気泡振動が作用する。	S_1 × S_2 ×	この事象の継続時間は１分以内。	×	
運転状態－Ⅳ A－4	冷却材喪失事故		S_1 ○ S_2 ×	長時間＊継続するもの。（＊ 10^{-1} 年以上）	×	長時間＊作用する圧力，温度は基準地震動 S_1 と組合せるものとする。また冷却材喪失事故時に短時間働く圧力，温度以外に，プール水揺動による衝撃力があるが，これは告示24条のジェット荷重と同等に扱う。（＊ 10^{-1} 年以上）

（参考５）JEAG4601(抜粋)（２／７）(JEAG4601・補 1984 P41)

運転状態－Ⅳ	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度，圧力の変動による荷重を考える。	S_1 × S_2 ×	同　　上	×	
	主蒸気管破断事故A-4		S_1 × S_2 ×	同　　上	×	
	冷却材喪失事故A-4		S_1 △ S_2 ×	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)	×	

付　録　2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とＪEAG 4601・補－1984「原子力発電所耐震設計技術指針－許容応力編」での検討を踏まえた結果，地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別(1) ＼ 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	その他		
		機器支持構造物	容器支持構造物	機器支持構造物	容器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A_S	$D+P+M+S_1$	III_AS	III_AS	－	－	－	III_AS	－	－	－
	$D+P_D+M_D+S_1$	－	－	III_AS	III_AS	－	－	III_AS	III_AS	III_AS
	$D+P_L+M_L+S_1$	IV_AS(2)	III_AS(3)	－	－	－	IV_AS	－	－	－
	$D+P+M+S_2$	IV_AS	IV_AS	－	－	－	IV_AS	－	－	－
	$D+P_D+M_D+S_2$	－	－	IV_AS	IV_AS	－	－	IV_AS	IV_AS	IV_AS
A	$D+P_D+M_D+S_1$	－	－	III_AS	III_AS	III_AS	－	III_AS	III_AS	III_AS
B	$D+P_d+M_d+S_B$	－	－	B_AS	B_AS	B_AS	－	B_AS	－	B_AS
C	$D+P_d+M_d+S_C$	－	－	－	C_AS	C_AS	－	C_AS	－	C_AS

注：(1) 各設備の種別は，原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
1）耐震A又はA_Sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第３種の規定を準用する。
2）第５種管に分類されないダクトについても，第５種管の規定を準用する。
3）上記1)，2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第４種の規定を準用する。

(2) なお，ＥＣＣＳ及びそれに関連し，事故時に運転を必要とするものにあってはIII_ASとする。

(3) 1）第２種容器，許容応力状態III_ASの荷重の組合せ（$D+P_L+M_L+S_1$）のP_Lは，ＬＯＣＡ後10^{-1}年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
2）原子炉格納容器は，ＬＯＣＡ後の最終障壁となることから，構造体全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧とS_1地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮する。
この場合の評価は，許容応力状態IV_ASの許容限界を用いて行う。

（参考５）JEAG4601(抜粋)（４／７）(JEAG4601・補 1984 P49)

〔記号の説明〕

D　：　死荷重

P　：　地震と組合わすべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）における圧力荷重

M　：　地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で（冷却材喪失事故後の状態は除く）設備に作用している機械的荷重

〔各運転状態におけるP及びMについては，安全側に設定された値（たとえば最高使用圧力，設計機械荷重）を用いてもよい。〕

P_L　：　冷却材喪失事故直後を除き，その後に生じている圧力荷重

M_L　：　冷却材喪失事故直後を除き，その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重

P_D　：　地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_D　：　地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

P_d　：　当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d　：　当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_1　：　基準地震動S_1により定まる地震力又は静的地震力

S_2　：　基準地震動S_2により定まる地震力

S_B　：　耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は，静的地震力

〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動S_1に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕

S_C　：　耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力

III_AS：　通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

IV_AS：　通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

B_AS：　耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態

C_AS：　耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態

〔III_AS，IV_AS，B_AS，C_ASはJEAG 4601・補－1984「原子力発電所の耐震設計技術指針－許容応力編」による。〕

（参考５）JEAG4601(抜粋)（５／７）(JEAG4601・補 1984 P78,P79)

1.2 基本的考え方

1 2.1 耐震 A_S 及び A クラス施設について

運転状態と地震動の組合せ，これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

(1) 基準地震動 S_1

基準地震動 S_1 による荷重を運転状態Ⅰと組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにＥＣＣＳ等のように運転状態Ⅳ(Ｌ)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S_1 による荷重を運転状態Ⅰ及び／又は運転状態Ⅳ(Ｌ)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち，運転状態Ⅲに対する許容応力状態 $Ⅲ_A$ を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 $Ⅲ_A$ Ｓを限度とする。

(e) 熱応力の扱い

S_1地震応力と熱応力の組合せは，図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。

熱伝導解析により求められる温度荷重を用い，弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合，熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが，その低減は，表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については，設計法[5.3.2-1]，関連実験及び関連規準[5.3.2-2~7]を参考とされたい。[5.3.2-8]

また，熱応力との組合せによる応力に対しては，このほかひびわれ断面法[5.3.2-9~11]を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

表5.5.1-6　荷重の組合せ（基礎マット）

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D+O	長期
(2)	D+O+L*	
(3)	D+O+L	短期
(4)	D+O+S_1*	
(5)	D+O+S_2	機能維持の検討
(6)	D+O+L+S_1*	

(5), (6)の組合せは，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

D　：死荷重（自重及び機器支持荷重，サプレッションプール水重量等）

O　：通常運転時荷重（機器に加わる活荷重，逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等）

L*　：事故時内圧荷重（冷却材喪失事故時最大圧力荷重）

L　：事故時荷重（冷却材喪失事故時圧力，温度，蒸気ブローダウンによる荷重）

S_1^*　：基準地震動 S_1 又は静的地震力による地震荷重

S_2　：基準地震動 S_2 による地震荷重

（参考 6） 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

1. 検討方針

評価対象の各部位に対し，評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の挙動により，耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力が Sy を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力が Sy 以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（図 1，0→a→0）。Sy を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図 1，0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図 1，c→b)。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図 2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ(～約 19%)だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見

[1]が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態IV_AS）の一次応力の許容応力は，供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

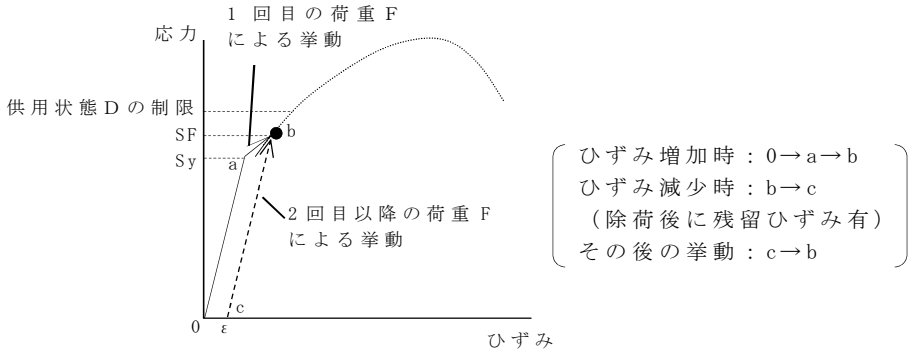


図 1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

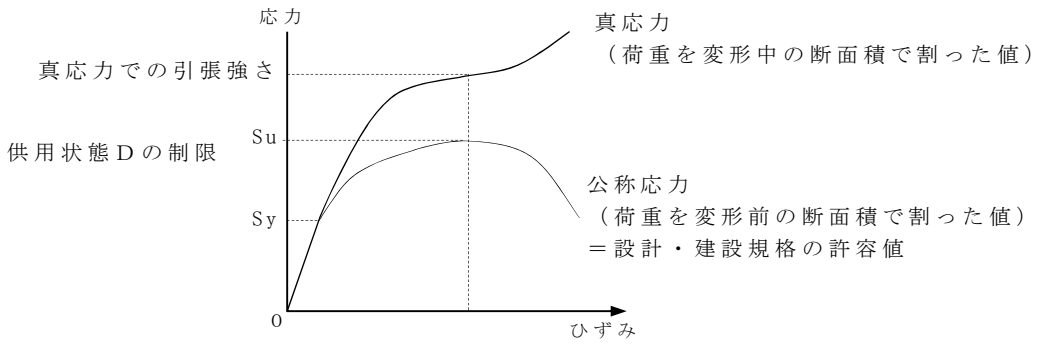


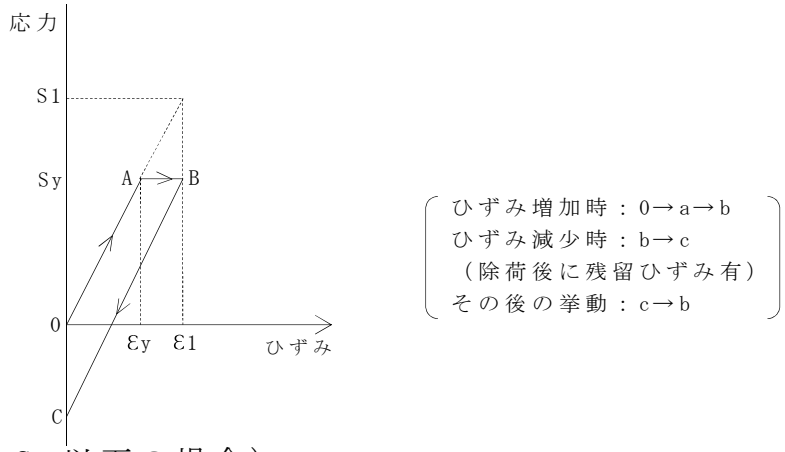
図 2 公称効力と真応力について

次に，評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受ける

ため，局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は，構造不連続部に発生する二次応力も考慮して，一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力が Sy を超えると塑性域に入るが（図 3（解説 PVB-3112），0→A→B），2Sy 以下の場合は除荷時にひずみが減少し，除荷後に残留ひずみは生じない（図 3（解説 PVB-3112），B→C）。また，その後の挙動は図 3 の B-C 上の弾性的挙動を示し，これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震（許容応力状態IV_AS）の一次＋二次応力の許容応力は，今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから，地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

なお，一次応力が Sy を超える部位については，残留ひずみ有と判断する。このとき，上述のとおり，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。



（応力 S1 が２Sy 以下の場合）

図３　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（１次＋２次応力）

〔参考７〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1.　「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物，系統及び機器（＝耐震Ｓクラス施設）がその安全機能を喪失した場合であって，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。

2.　耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており，安全上重要な施設はＳクラスに分類される。耐震Ｂ，Ｃクラス施設は，その機能が喪失したとしても，炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。

そのため耐震Ｂ，Ｃクラス施設のみが損傷した状態では，重大事故に至るおそれがある事故ではなくＤＢＡである。

Ｓクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して，原子炉を停止し，炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設，自ら放射性物質を内蔵している施設，当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設，これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し，放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって，その影響が大きいもの

Ｂクラス：安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がＳクラス施設と比べ小さい施設

Ｃクラス：Ｓクラスに属する施設及びＢクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

3.　耐震Ｂ，Ｃクラス施設の破損による影響について

(1)　地震ＰＲＡにおける耐震Ｂ，Ｃクラス施設損傷の考慮について

地震ＰＲＡでは，耐震Ｂ，Ｃクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。また，耐震Ｂ，Ｃクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに，さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており，問題のないことを確認している。

(2)　設計用荷重への影響

耐震Ｂ，Ｃクラス施設が破損した場合であっても，耐震Ｓクラス施設である緩和系が健全であれば，炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984 では，耐震Ｂ，Ｃクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し，地震との組合せを規定している。この中で，耐震ＢＣクラス施設破損によるＤＢＡで考慮すべき荷重の影響は，「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。

Ｂ，Ｃクラス施設損傷による過渡における荷重は，タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失，電源，制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震Ｂ，Ｃクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Ｓクラスへの影響は，JEAG4601・補-1984 を踏まえて東海第二発電所として，「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認

している。

4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察

耐震Ｓクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず，炉心の著しい損傷に至ることはないので，何らかの要因で耐震Ｓクラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで，確定論的には，耐震Ｓクラス施設（重大事故等対処設備含む）はS_sによって機能喪失することはないことから，「重大事故に至るおそれがある事故」はS_sとの独立事象となる。また，確定論的な扱いとは異なり，確率論的な考察では，耐震ＳクラスであるＤＢ施設又はS_s機能維持である重大事故対処設備であっても，フラジリティという考え方に基づけば，S_s以下の地震により機能喪失に至る確率は少なからず存在する。このS_s以下の地震によって安全機能が喪失し，「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく，S_s規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。