

資料－3

第759回審査会合
(2019. 8. 27)
資料からの抜粋

島根原子力発電所 2号炉 耐震設計の基本方針について

令和元年 8月
中国電力株式会社

Energia

目次

注：重大事故等対処施設に関する記載の追加及びこれに伴う変更箇所を青字としている。
設計基準対象施設については、第701回審査会合資料を再掲し、今後の審査進捗に応じて見直しを行う。

1.	<u>耐震設計の基本方針</u>	
1-1	<u>基本方針</u>	<u>P.1</u>
1-2	<u>耐震重要度分類</u>	<u>P.4</u>
1-3	<u>設計用地震力</u>	<u>P.5</u>
1-4	<u>地震による荷重と運転時，事故時荷重との組合せ</u>	<u>P.10</u>
1-5	<u>許容限界</u>	<u>P.14</u>
2.	<u>耐震性評価に係る主な確認事項</u>	
2-1	<u>今回の申請における耐震性評価の考え方</u>	<u>P.17</u>
2-2	<u>具体的な施設の評価方針</u>	
2-2-1	<u>建物・構築物</u>	<u>P.19</u>
2-2-2	<u>機器・配管系</u>	<u>P.23</u>
2-2-3	<u>屋外重要土木構造物等及び津波防護施設</u>	<u>P.27</u>
2-3	<u>上位クラス施設への下位クラス施設の波及的影響</u>	<u>P.30</u>
2-4	<u>水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せの評価方針</u>	<u>P.31</u>
3.	<u>島根原子力発電所2号炉における耐震設計の論点</u>	
3-1	<u>耐震設計の論点の抽出</u>	<u>P.32</u>
3-2	<u>島根原子力発電所2号炉における耐震設計の論点</u>	<u>P.36</u>

別紙
添付資料

下線は、今回の提出資料を示す。

1. 耐震設計の基本方針

- 1-1 基本方針
- 1-2 耐震重要度分類
- 1-3 設計用地震力
- 1-4 地震による荷重と運転時, 事故時荷重との組合せ
- 1-5 許容限界

1-1 基本方針（1）

耐震設計は、「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」及びその解釈を踏まえ、以下の方針とする。

- (1) 設計基準対象施設は、地震により生ずるおそれがある安全機能の喪失及びそれに起因する放射線による公衆への影響の程度に応じ、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- (2) Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して、安全機能が保持できるように設計とするとともに、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性範囲で耐えられる設計とする。
- (3) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。また、共振のおそれのある施設については、その影響について検討する。
- (4) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。
- (5) 弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないよう基準地震動 S_s に係数0.5を乗じて設定する。ここで、係数0.5は、工学的判断として、発電用原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという知見を踏まえ、さらに「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S_1 に係る新知見を踏まえた応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した値とする。

1-1 基本方針（2）

- (6) 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及び津波監視設備が設置された建物・構築物については，基準地震動 S_s による動的地震力に対して，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）を保持できるように設計する。
- (7) 常設耐震重要重大事故防止設備又は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（以下「重要SA施設」という。）は，基準地震動 S_s 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ように設計する。
- (8) 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は，代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。
- (9) 地震による荷重は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，事故時の荷重と適切に組み合わせて評価する。
- (10) 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は，水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。
- (11) 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については，以下のとおり設計する。弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して，炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。基準地震動 S_s による地震力に対して，放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

1-1 基本方針（3）

(12) 耐震重要施設は、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。また、重要SA施設は、Bクラス及びCクラスの施設、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、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

2. 耐震性評価に係る主な確認事項

- 2-1 今回の申請における耐震性評価の考え方
- 2-2 具体的な施設の評価方針
- 2-3 上位クラス施設への下位クラス施設の波及的影響
- 2-4 水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せの評価方針

2-1 今回の申請における耐震性評価の考え方

2-1 今回の申請における耐震性評価の考え方（1）

今回の申請における耐震性評価方針は以下のとおりとする。

（評価方針）

- 評価対象は実用炉規則別表第二の対象施設のSクラス的设计基準対象施設（以下「DB施設」という。）及び**重大事故等対処施設（以下「SA施設」という。）**とする。また、BクラスのDB施設のうち、共振のおそれのある施設も評価対象とする。
- SクラスのDB施設及び**SA施設**の**間接支持構造物**や、**波及的影響**に関する施設についても、評価対象として追加し、**網羅性を確認して評価を実施する。**
- 既工認等の審査実績、規制基準における従前よりの変更点（鉛直方向の動的地震力を考慮等）を踏まえ、規制基準に基づき施設の耐震性を評価するうえで必要な評価部位、評価項目についてすべて評価を実施する。
- 評価手法、許容限界は1章に従うこととし、過去の許認可等で実績のある評価手法、許容限界を適用することを基本とする。実績のないものを用いる場合はその妥当性、適用性を確認したうえで用いることとする。
- 他の評価で安全側に包絡できることが明らかである場合は評価を省略することがあるが、その際には評価を省略することの妥当性を示す。

2-1 今回の申請における耐震性評価の考え方（2）

（1）評価対象施設の網羅性

評価対象施設について、規制基準の要求に照らし必要な施設が網羅されていることを以下により確認する。

- 実用炉規則別表第二の記載項目に基づき、対応するSクラスのDB施設、SA施設及び上位クラス施設へ波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設が評価対象となっていることを確認する。
また、BクラスのDB施設のうち、共振のおそれのある施設が評価対象となっていることを確認する。
- 実用炉規則別表第二対象のSクラスのDB施設及びSA施設について、間接支持構造物、波及的影響に関する施設が評価対象となっているか確認する観点で、重要度分類表及びSA設備分類表による整理を行い、評価対象施設に漏れがないことを確認する。

（2）評価部位・評価項目の代表性

- DB施設の評価において、評価部位は既工認の実績に照らして網羅されていることを確認する。また、他の部位で代表可能なもの等について、評価を省略する場合は、その妥当性を説明する。
- 評価項目（応力分類等）が規格基準に照らし網羅されていることを確認する。また、他の評価項目（応力分類等）で代表可能なもの等について、評価を省略する場合は、その妥当性を説明する。
- 計算結果は、必要な評価部位についてすべて評価していることを確認する。

（3）設置変更許可申請における既許可からの変更点等を踏まえた論点の抽出

- 設置変更許可申請における既許可からの変更点の確認、先行審査との比較等を行い、設置変更許可申請段階における耐震設計の論点を抽出する。抽出された論点の整理結果については3章に示す。

（4）評価手法に関する既工認との差異

- 今回の評価で用いた各施設の評価手法・評価条件・解析モデルについて、既工認との差異を整理し、その妥当性を説明する。差異として抽出された論点の整理結果については3章に示す。
- 機器・配管系の補強工事など、既工認から構造変更している施設については、その構造変更を踏まえて論点整理を実施する。

3. 島根原子力発電所 2 号炉における 耐震設計の論点

- 3-1 耐震設計の論点の抽出
- 3-2 島根原子力発電所 2 号炉における耐震設計の論点

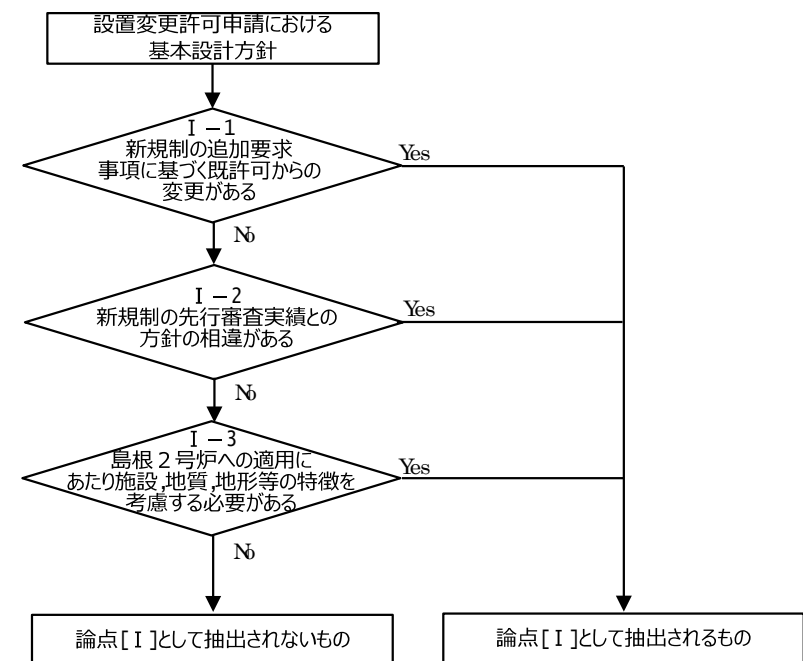
3-1 耐震設計の論点の抽出

3-1 耐震設計の論点の抽出（1）

設置変更許可申請段階におけるプラントの耐震成立性確認を目的として、**設計基準対象施設について**、設置変更許可申請における既許可からの変更点、先行審査実績との比較等を踏まえた論点を網羅的に抽出・整理する。**また、重大事故等対処施設について**、設置変更許可申請における設計基準対象施設の基本方針との比較、先行審査実績との比較等を踏まえた論点を網羅的に抽出・整理する。さらに、今後提出する島根原子力発電所2号炉（以下「島根2号炉」という。）の補正工認（以下「今回工認」という。）で採用する予定の手法に対して、島根2号炉の既工認（以下「既工認」という。）との相違点、他社プラントの既工認（以下「他プラント既工認」という。）及び新規制工認での適用例について網羅的に整理・重み付け評価を行い、島根2号炉での耐震設計の論点を抽出する。

【I】設置変更許可申請における既許可からの変更点等を踏まえた論点

- ・ **設計基準対象施設について**、設置変更許可申請における既許可からの変更点の確認、先行審査実績との比較等を行い、設置変更許可申請段階における論点を抽出する。論点の抽出にあたっては、設置変更許可申請書の基本設計方針における島根2号炉への適用性の観点を含めて網羅的に抽出し、設置変更許可段階での島根2号炉の耐震設計に係る共通的な論点を抽出した。
- ・ 右に示す評価フローに従って論点を抽出する。

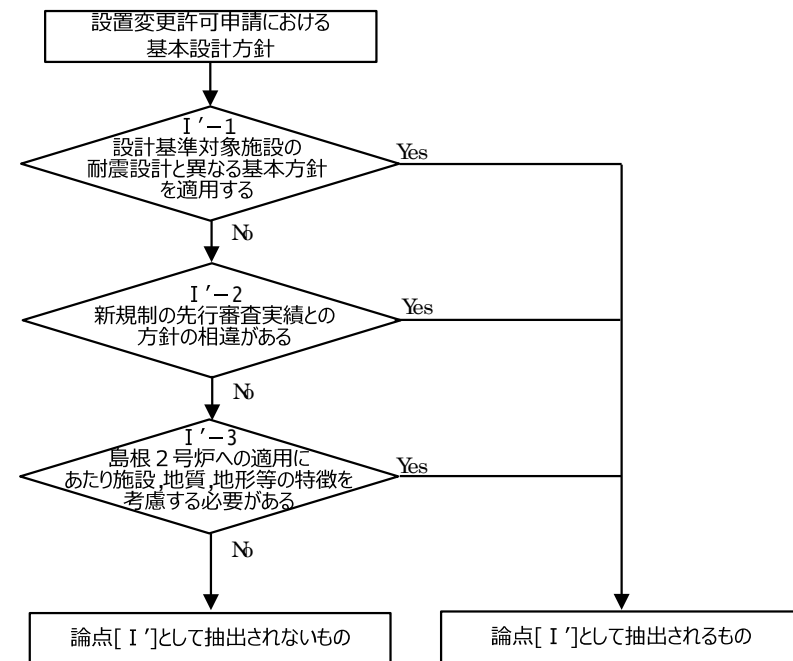


論点【I】の評価フロー（設計基準対象施設）

3-1 耐震設計の論点の抽出（2）

[I'] 設置変更許可申請における設計基準対象施設と重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針の相違点等に基づく論点

- 重大事故等対処施設について、設置変更許可申請における設計基準対象施設の耐震設計の基本方針との比較、先行審査実績との比較等を行い、設置変更許可申請段階における論点を抽出する。論点の抽出にあたっては、設置変更許可申請書の基本設計方針における島根2号炉への適用性の観点を含めて網羅的に抽出し、設置変更許可段階での島根2号炉の耐震設計に係る共通的な論点を抽出した。
- 右に示す評価フローに従って論点を抽出する。



論点[I']の評価フロー（重大事故等対処施設）

3-1 耐震設計の論点の抽出 (3)

【Ⅱ】既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく論点

1. 整理方針

(1) 整理対象

Sクラス施設，Sクラス施設の間接支持構造物，屋外重要土木構造物（以下「Sクラス施設等」という。）**、重要S A施設並びにSクラス施設等及び重要S A施設**に波及的影響を及ぼすおそれのある施設を対象とする。

(2) 整理方法

既工認と今回工認の手法の相違点を整理するとともに，他プラント既工認及び新規制工認での適用例の有無も整理する。

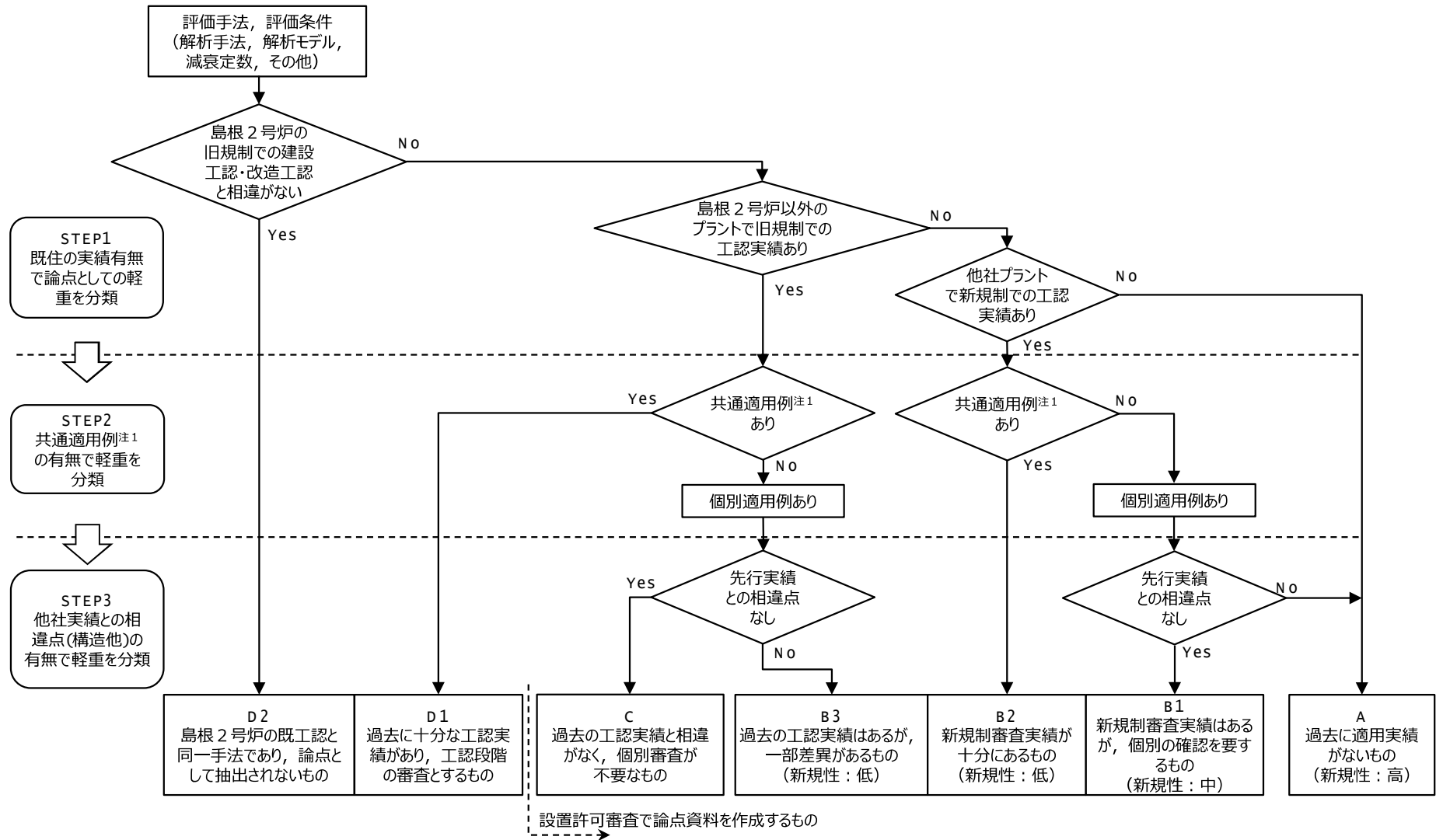
(3) 既工認と今回工認の手法の相違点の整理結果

既工認との手法の相違点の整理にあたっては，既工認と今回工認との手法を比較し，相違点の抽出を行った後，分類化を実施して論点を整理する。

(4) 論点の重み付け評価

(3)で抽出した論点について，次頁に示す評価フローに従って重み付けのランク分類を実施する。

3-1 耐震設計の論点の抽出 (4)



注 1 : 規格・基準類に基づき, プラントの仕様等によらず適用性が確認された手法, または他プラントで適用された旧規制での工認実績, 新規制での工認実績が複数あり自プラントへの適用性について確認した手法

3-2 島根原子力発電所 2号炉における 耐震設計の論点

3-2 島根原子力発電所2号炉における耐震設計の論点 [I]

設計基準対象施設について、設置変更許可申請における既許可からの変更点の確認、先行審査との比較等を行い、設置変更許可段階における耐震設計の論点を抽出した。

項目	内容	備考
弾性設計用地震動 S d の設定	設置許可基準規則及び審査ガイドの要求事項、並びに先行プラントの審査実績を踏まえ、基準地震動 S 1 に係る新知見を考慮し、基準地震動 S s に係数 0.5 を乗じて設定する。	添付資料 I - 1
地下水位の設定	プラント周辺の地下水位を観測した結果、既工認の地下水位と概ね同等であることから、既工認と同一の条件を用いて全ての対象建物・構築物の耐震評価を実施する方針である。	添付資料 I - 2
評価対象斜面の選定方法	上位クラス施設周辺斜面の安定性評価における評価対象斜面の選定に当たっては、斜面法尻標高毎にグループ分けを行い、斜面の安定性に影響を与える要因（岩級、斜面高さ、勾配及びシーム）の観点から絞り込みを行う。	添付資料 I - 3
屋外重要土木構造物及び津波防護施設の耐震評価における断面選定	評価対象構造物については、構造物の配置、荷重条件及び地盤条件を考慮し、耐震評価上最も厳しくなると考えられる位置を評価対象断面として選定する。	別紙 - 2
上位クラス施設への下位クラス施設の波及的影響	設計基準対象施設のうち耐震重要度分類の S クラスに属する施設、その間接支持構造物及び屋外重要土木構造物が、下位クラス施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないことについて、設計図書類を用いた机上検討及び現地調査（プラントウォークダウン）による敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、評価を実施する。	別紙 - 3
水平 2 方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せ	従来設計手法における水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた耐震設計に対して、施設の構造特性から水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のあるものを抽出し、施設が有する耐震性に及ぼす影響を評価する。	別紙 - 4

3-2 島根原子力発電所2号炉における耐震設計の論点 [I']

重大事故等対処施設について、設置変更許可申請における設計基準対象施設と重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針の比較、先行審査との比較等を行い、設置変更許可申請段階における論点を抽出した。

項目	内容	備考
[I'-1] 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	S A施設の耐震設計にあたっては、S Aは地震の独立事象として位置づけたうえで、S Aの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、S A荷重とS s、S d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、その組合せを検討する。	別紙-5

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（1）

■ 耐震設計の論点

【論点 I'－1：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】

○ SA施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけたうえで、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重と S_s 、 S_d 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、その組合せを検討する。

■ 論点に係る説明概要

- 従来 of 運転状態 I～IVに加え、SA時の運転状態として、運転状態 V(S)、運転状態 V(L)及び運転状態 V(LL)を定義する。
- 基準地震動 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と地震力とを組み合わせる。
- 重大事故等対処施設を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。）、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。）及びそれ以外の全般施設（建物・構築物を含む）に分類し、施設分類毎に、SA事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、SA時の運転状態と地震の組合せを検討する。
- 施設分類のうちPCVバウンダリでは、SA事象発生以降の最大荷重（圧力、温度）と弾性設計用地震動 S_d を組み合わせる。
- 格納容器（サプレッション・チェンバを含む）内の水位条件としては、格納容器内の保有水量が最大となる状態を組み合わせることとし、状態の継続時間を考慮して、 S_d と組み合わせる水位条件を設定する。

注：本別紙に記載の荷重（圧力、温度）及び水位条件については暫定値であり、今後の審査進捗に応じて見直しを行う。

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（2）

1. 1 SA施設の運転状態

【運転状態】

SA施設は、DBA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（約3.5日まで）に荷重が作用している状態を運転状態V(S)、運転状態Vのうち長期的（約3.5日から約70日まで）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（約70日以降）に荷重が作用している状態として運転状態V(LL)を定義する。

【運転状態の説明】

I～IV：JEAG 4601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

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（3）

1. 2 地震の従属事象・独立事象の判断

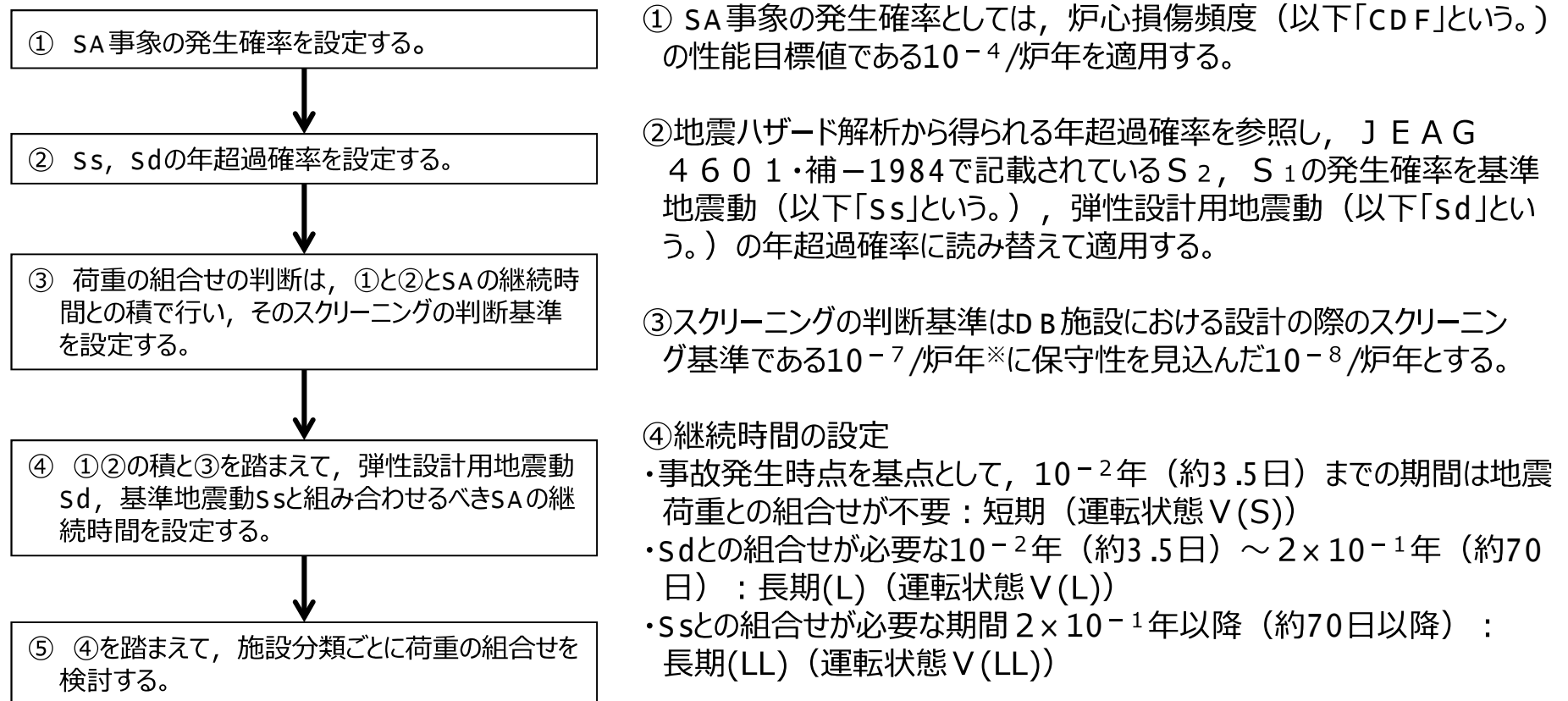
- 組合せの基本方針において、地震従属事象は s_s と組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、 s_s 又は s_d のいずれか適切な地震力を組み合わせる。
- 荷重の組合せの検討にあたって、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱う。「地震の独立事象」と判断した理由を以下に示す。
 - 地震の従属事象は、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象を「地震の従属事象」と定義する。
 - 耐震Sクラス施設は、以下の通り、 s_s 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されている。
 - ・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。
 - ・下位クラス施設の波及的影響による耐震Sクラス施設の安全機能への影響はない。
 - 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。
 - 地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。

重要事故シーケンス等の選定のための地震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（以下「CDF」という。）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 1.0×10^{-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言えるくらい小さい値とみなすことができ、 1.0×10^{-7} /炉年は、これを大きく下回ることから、 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の発生する確率は極めて低いと考えられる。

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（4）

1. 3 独立事象に対する荷重の組合せの基本的な考え方（1/2）

- 独立事象に対して、全般施設、PCVバウンダリ、RPVバウンダリに適用する荷重の組合せの検討手順を示す。考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の年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。検討手順を以下に示す。

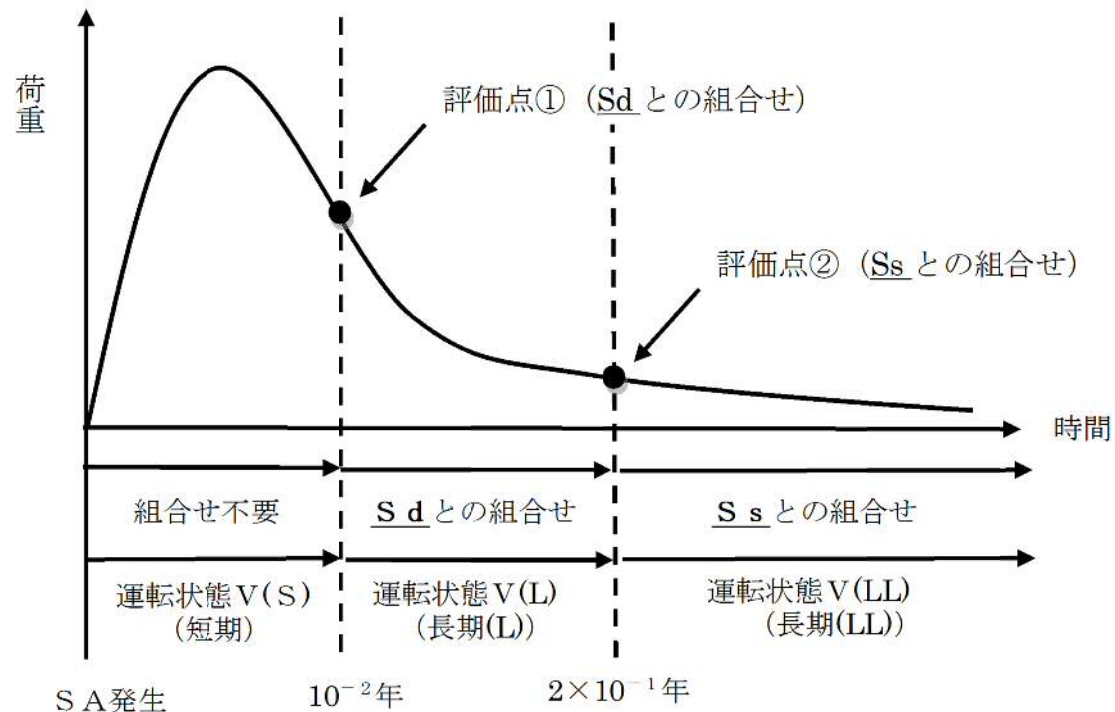


※：米国のSRPにおいて、重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として容認しうる基準として、 10^{-7} /炉年という値が用いられている。また、航空機落下に関しても 10^{-7} /炉年という値が用いられている。

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（5）

1. 3 独立事象に対する荷重の組合せの基本的な考え方（2/2）

- 事象の発生確率，継続時間，地震動の年超過確率の積等を考慮し， 10^{-2} 年以上の事象と S_d を， 2×10^{-1} 年以上の事象と S_s を組み合わせる。



独立事象に対する荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

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
		弾性設計用地震動 s_d	基準地震動 s_s		
全てのSA	10^{-4} /炉年	弾性設計用地震動 s_d	10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 s_s	5×10^{-4} /年以下		2×10^{-1} 年以上

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（6）

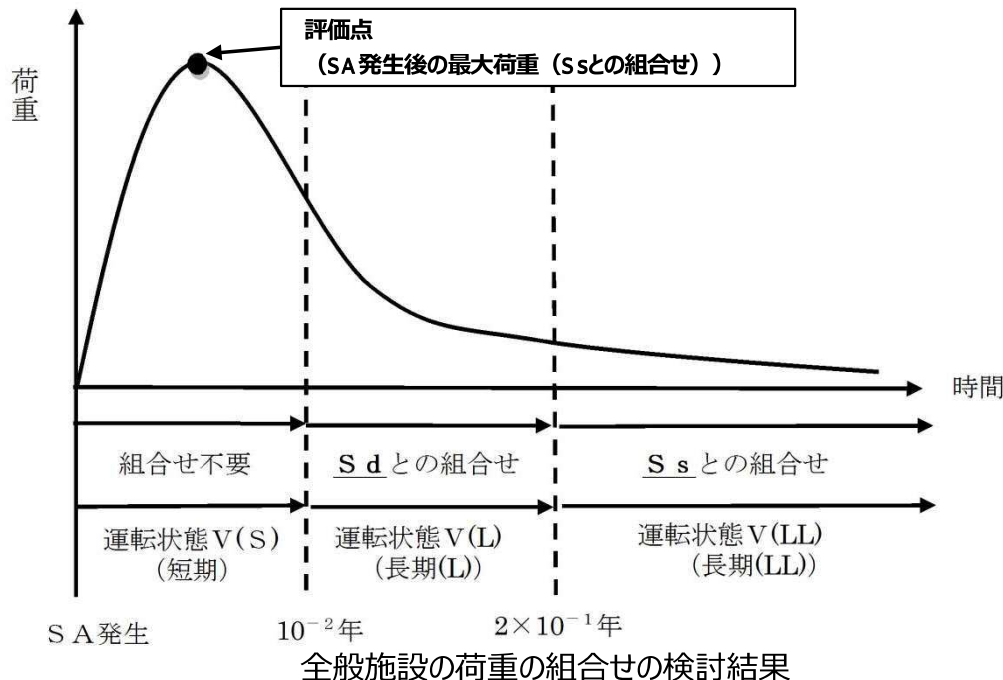
2. 1 全般施設における重大事故と地震の組合せの検討結果

■ 全般施設における荷重条件について

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
		弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下※2		
全てのSA	10^{-4} /炉年※1	弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下※2	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S_s	5×10^{-4} /年以下※2		2×10^{-1} 年以上

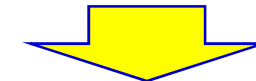
※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率を 10^{-4} /炉年とした。

※2：J E A G 4 6 0 1・補-1984に記載されている地震動 S_2 、 S_1 の発生確率を S_s 、 S_d に読み替えた。



【全般施設のSAの発生確率、地震動の超過確率に関する考察】

- ・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年超過確率を参照し、地震動の年超過確率としてJ E A G 4 6 0 1・補-1984に記載の発生確率を用いている。



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。

SA発生後の最大荷重と S_s の組合せを考慮

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（7）

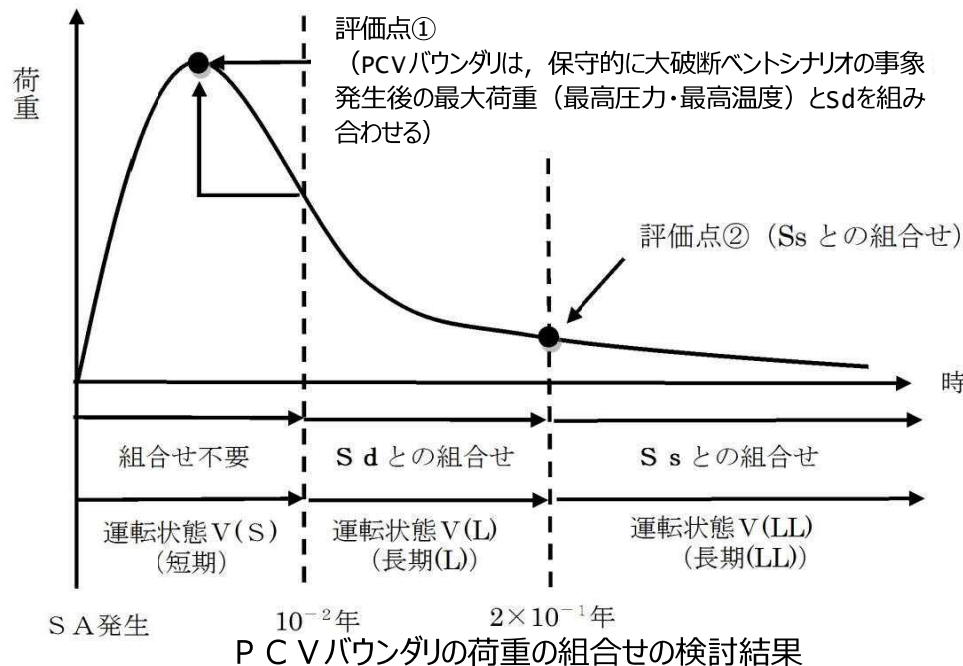
2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（1 / 6）

■ P C Vバウンダリにおける荷重条件について

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
		弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s		
全ての S A	10^{-4} / 炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 S d	10^{-2} / 年以下 ^{※2}	10^{-8} / 炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S s	5×10^{-4} / 年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

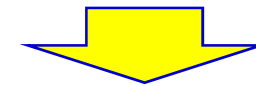
※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率を 10^{-4} / 炉年とした。

※2：J E A G 4 6 0 1・補-1984に記載されている地震動 S_2 , S_1 の発生確率を S s, S d に読み替えた。



【P C VバウンダリのSAの発生確率，地震動の超過確率に関する考察】

- ・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年超過確率を参照し，地震動の年超過確率としてJ E A G 4 6 0 1・補-1984に記載の発生確率を用いている。



事象の進展によっては，SA発生後における最大荷重の発生タイミングが遅くなる可能性があることから，SA発生後の最大荷重とSdによる地震力を組み合わせる。（次紙以降で詳細を説明）

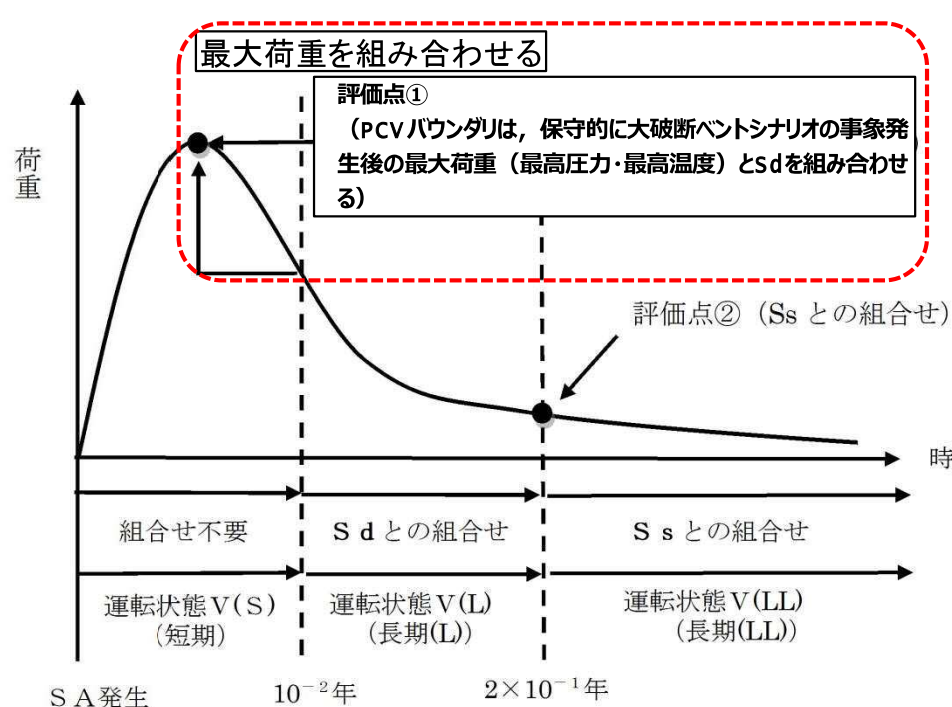
- ・SA短期荷重と地震動との組合せは不要
- ・SA発生後の最大荷重とsdの組合せを考慮
- ・SA長期荷重(LL)とSsの組合せを考慮

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（8）

2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（2 / 6）

■ 運転状態 V(L) の荷重条件について

- ・ P C V バウンダリに対して厳しい荷重条件として、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA + ECCS機能喪失 + SBO」を選定し、以下の2つの対応について有効性評価を行っている。
 - 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 残留熱代替除去系を使用しない（格納容器フィルタベント系を使用する）場合
- ・ 「残留熱代替除去系を使用しない場合」において、3.5日後（ 10^{-2} 年後）は格納容器ベント実施後であり、格納容器圧力・温度が低下傾向に転じているが、格納容器圧力の上昇の程度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングは遅くなる可能性がある。



PCVバウンダリの荷重の組合せの検討結果

運転状態 V(L) に用いる荷重条件としては、事象発生以降の最大となる圧力及び温度を s_d 地震動と組み合わせる荷重条件として設定する。

下表のとおり、「残留熱代替除去系を使用しない場合」の方が荷重条件が大きいことから、この荷重条件を組み合わせる。

表 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける格納容器圧力・温度

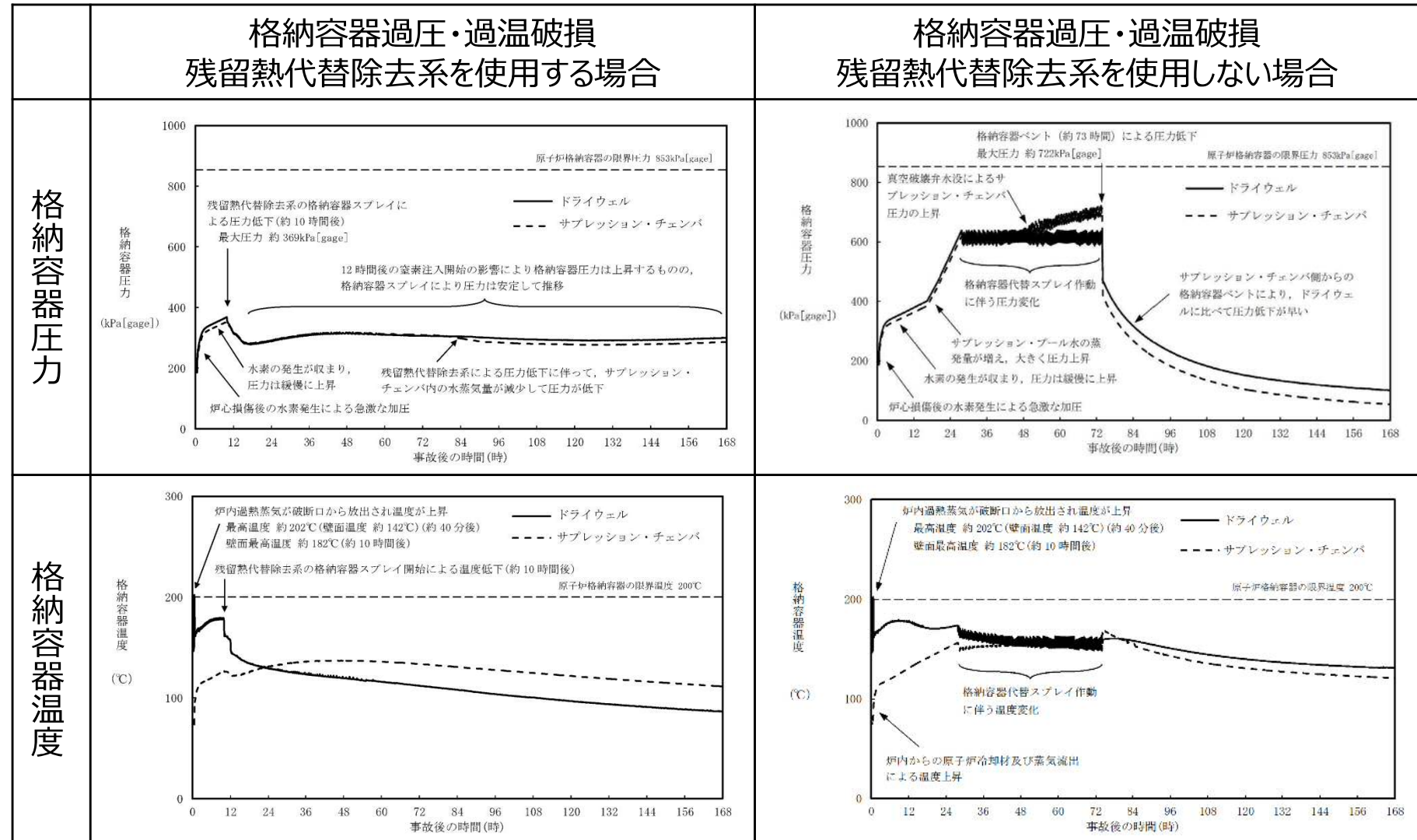
	過圧・過温破損 (残留熱代替除去系 を使用する場合)	過圧・過温破損 (残留熱代替除去系 を使用しない場合)
最高圧力	約427kPa	約722kPa
最高温度	約182℃※1	約182℃※1

※1：PCVバウンダリにかかる温度（壁面温度）

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（9）

2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（3 / 6）

■ 運転状態 V (L) の荷重条件について



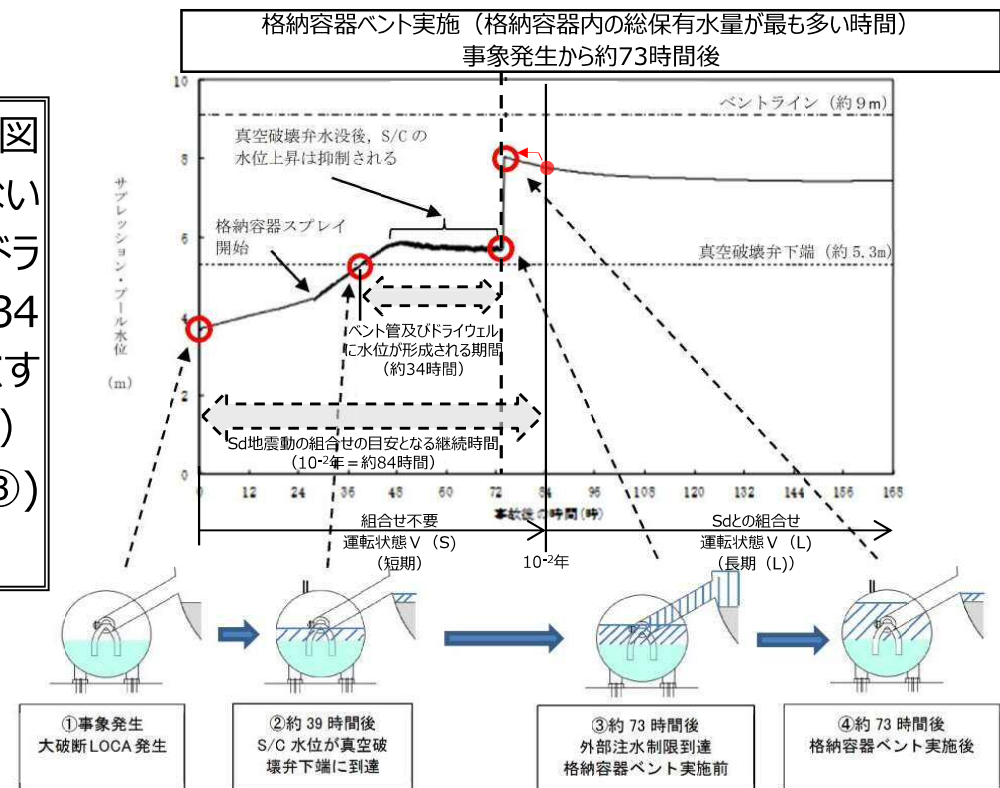
別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（10）

2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（4 / 6）

■ 運転状態 V (L) の PCV 水位条件について

- Sd との組合せにおいては、格納容器内の保有水量が最大になる状態を考慮する。
- 格納容器内の総保有水量が最大となるのは、外部注水量制限に到達して格納容器ベントを実施する時点（事象発生から約73時間後）であるが、ベント実施前後で格納容器各部の水位が変化する。
- ベント実施前後の事象の継続時間※を考慮して、格納容器（サプレッション・チェンバ内を含む）内の水位がほぼ定常状態となる約73時間以降の時間帯で最大となる水位（図④）を Sd と組み合わせる格納容器内の水位条件とする。

※ 格納容器ベント実施前（図③）と実施後（図④）とで、格納容器全体の保有水量に差異はないが、格納容器ベント実施前におけるベント管及びドライウェルに水位が形成される状態は一時的（約34時間）であり、また、Sd地震動の組合せを考慮する重大事故の継続時間（ 10^{-2} 年＝約84時間）に包含されることから格納容器ベント実施前（図③）の状態を Sd と組み合わせる条件としない。

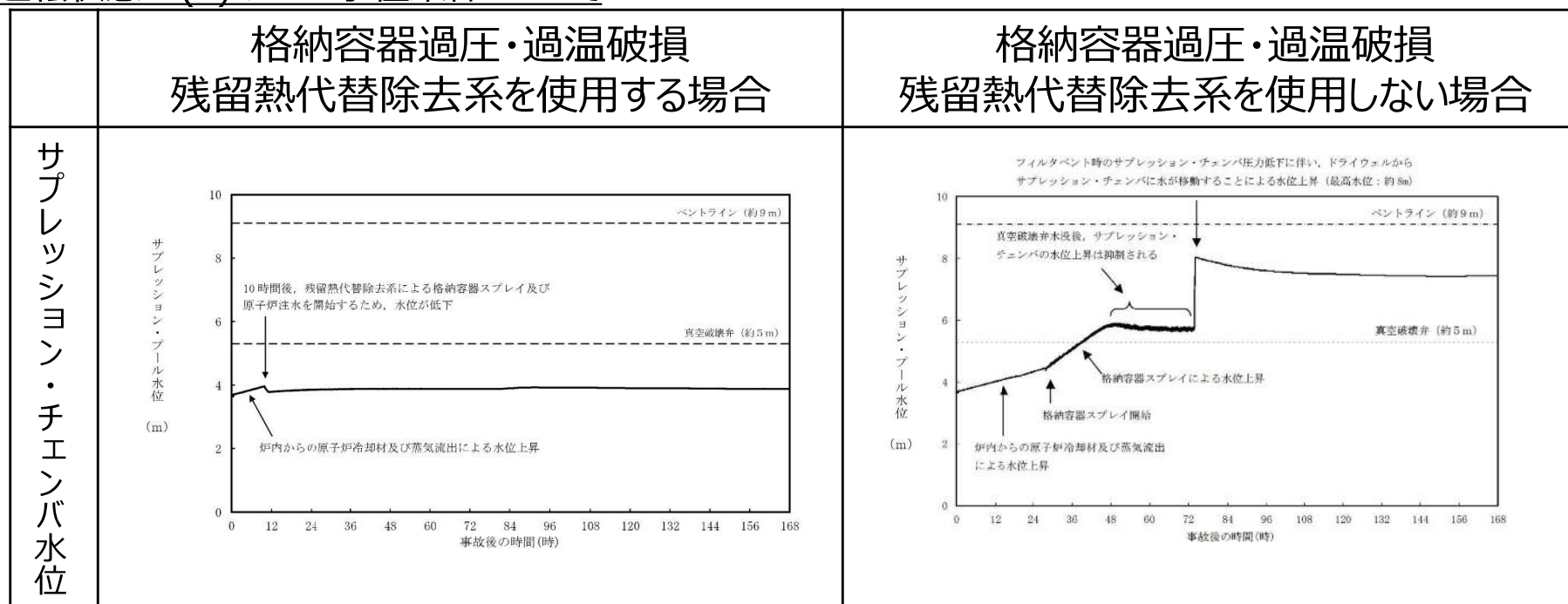


格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）におけるサプレッション・チェンバ水位の推移

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（11）

2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（5 / 6）

■ 運転状態 V (L) の PCV 水位条件について



別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（12）

2. 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（6 / 6）

■ 運転状態V(LL)の荷重条件及びPCV水位条件について

- ・PCVバウンダリに対して厳しい荷重条件として、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA + ECCS機能喪失 + SBO」を選定し、以下の2つの対応について有効性評価を行っている。
 - 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 残留熱代替除去系を使用しない（格納容器フィルタベント系を使用する）場合
- ・事象発生後7日後断面では、格納容器圧力は「残留熱代替除去系を使用する場合」の方が大きく※、格納容器温度は「残留熱代替除去系を使用しない場合」の方が大きい。

※ 「残留熱代替除去系を使用する場合」は、可燃性ガス濃度制御の観点から窒素を注入しており、格納容器圧力が高く推移する。

原子炉格納容器の除熱機能の確保は、残留熱代替除去系を優先とすることから、運転状態V(LL)に用いるシナリオは、「残留熱代替除去系を使用する場合」とし、荷重条件及びPCV水位条件は、事象発生70日後（ 2×10^{-1} 年）の状態を組み合わせる

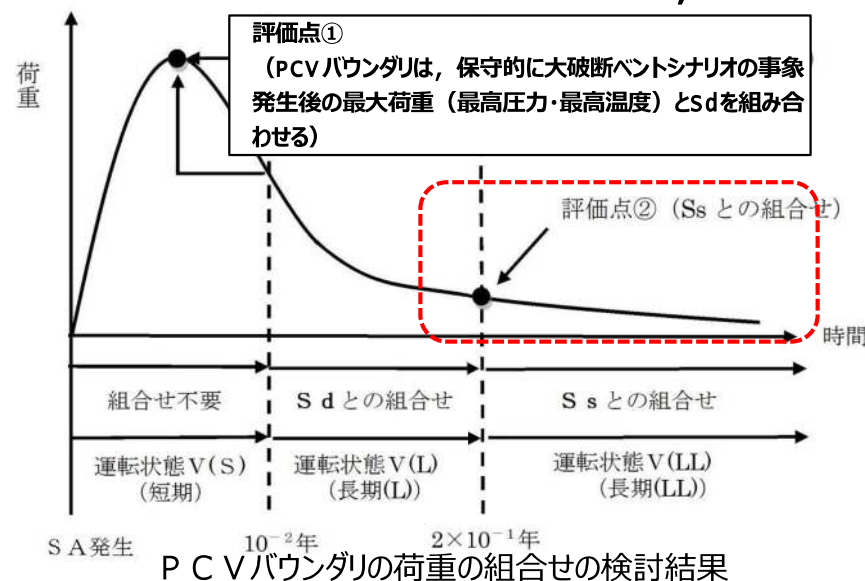


表 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける格納容器圧力・温度

	過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)	過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)
圧力 (7日後)	約300kPa	約101kPa
温度 (7日後)	約112℃	約132℃

表 運転状態V(LL)の荷重条件及びPCV水位条件

	過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)
圧力(70日後)	約373kPa
温度(70日後)	約62℃
S/P水位	約3.8m

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（13）

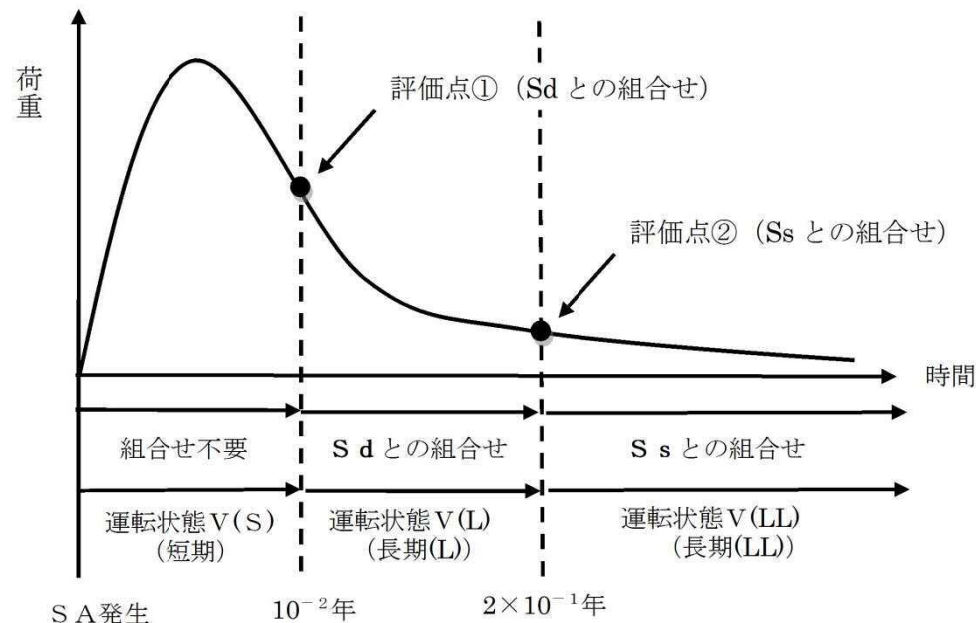
2. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（1 / 2）

■ R P Vバウンダリにおける荷重条件について

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
		弾性設計用地震動 S d	10 ⁻² /年以下※2		
全てのSA	10 ⁻⁴ /炉年※1	弾性設計用地震動 S d	10 ⁻² /年以下※2	10 ⁻⁸ /炉年以上	10 ⁻² 年以上
		基準地震動 S s	5×10 ⁻⁴ /年以下※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を10⁻⁴/炉年とした。

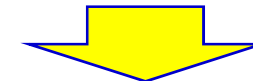
※2：J E A G 4 6 0 1・補-1984に記載されている地震動s₂, s₁の発生確率をS s, S dに読み替えた。



R P Vバウンダリの荷重の組合せの検討結果

【R P VバウンダリのSAの発生確率，地震動の超過確率に関する考察】

- 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年超過確率を参照し，地震動の年超過確率としてJ E A G 4 6 0 1・補-1984に記載の発生確率を用いている。



- SA短期荷重と地震動との組合せは不要
- SA長期荷重(L)とs dの組合せを考慮
- SA長期荷重(LL)とS sの組合せを考慮

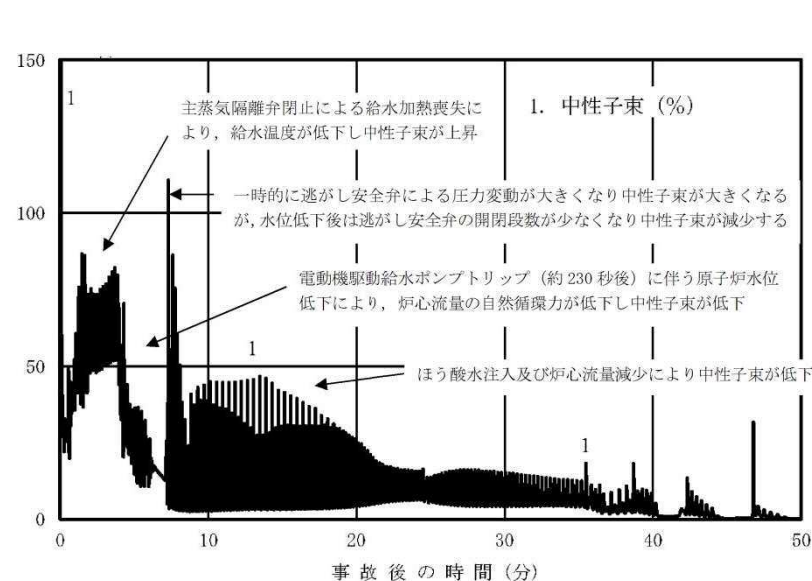
別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（14）

2. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備における重大事故と地震の組合せの検討結果（2 / 2）

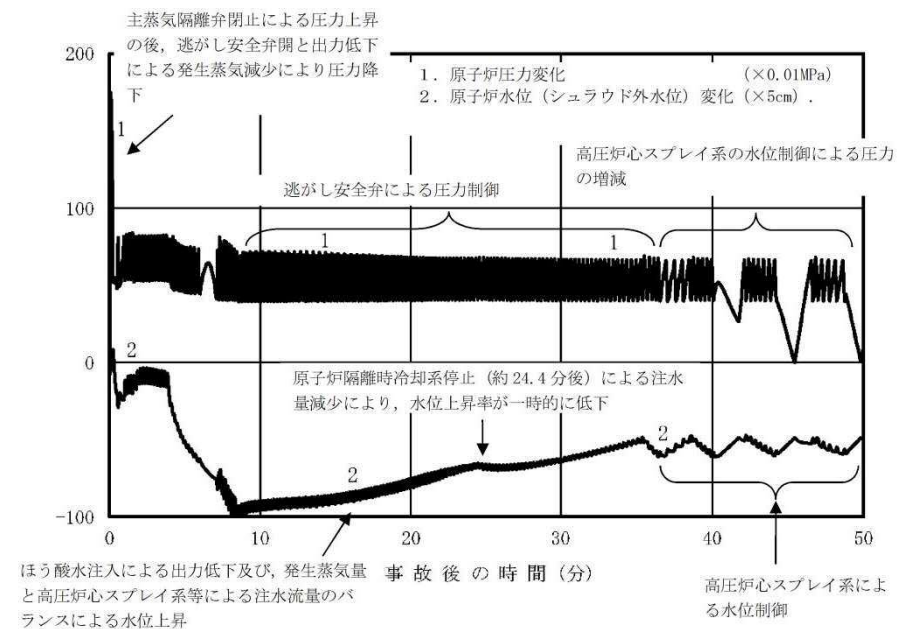
■ 事故シーケンスの選定

原子炉圧力容器の圧力・温度条件が最も厳しくなる事故シーケンスグループとして、「原子炉停止機能喪失」を選定した。

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8.28MPa [gage]を下回る。また、事象開始から50分以内にほう酸水注水系による未臨界が確立され、事象は収束する。従って、SA短期荷重と地震動の組合せは不要と判断する。



原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化
(事象発生から50分後まで)



原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から50分後まで)

別紙－5 SA施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ（15）

3. まとめ

■ 重大事故と地震の組合せに関する検討結果を下表に示す。

【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	考慮する組合せ
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 ^{※1}
	Ss : 5×10 ⁻⁴ 年以下			

※1：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，SA発生後の最大荷重とS s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	考慮する荷重組合せ
10 ⁻⁴ /炉年	Sd : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上， 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	SA発生後の最大荷重 + Sd ^{※2, ※3}
	Ss : 5×10 ⁻⁴ 年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	10 ⁻⁸ /炉年以上	SA荷重V(LL)+Ss ^{※4, ※5}

※2：格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における荷重条件を適用する。

※3：PCV水位条件としては，格納容器内保有水量が最大となる格納容器バント実施後の水位を考慮する。

※4：格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における荷重条件を適用する。

※5：PCV水位条件としては，事象発生70日後（2×10⁻¹年後）の水位を考慮する。

【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	考慮する組合せ
10 ⁻⁴ /炉年	Sd : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上， 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	SA荷重V(L)+Sd
	Ss : 5×10 ⁻⁴ 年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	10 ⁻⁸ /炉年以上	SA荷重V(LL)+Ss