資料2－1

重大事故等対策の有効性評価
（PRA、シーケンス選定）

2026年10月25日
中国電力株式会社

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

目次

1．審査の概要 ・・・・・・・P3
2．３号機のプラント特性について ・・・・・・・P4
3．事故シーケンスグループの分析について ・・・・・・・P8
4．重要事故シーケンスの選定結果 ・・・・・・・P9
5．格納容器破損モードの分析について ・・・・・・・P12
6．格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定結果 ・・・・・・・P13
7．運転停止中の事故シーケンスグループの分析について ・・・・・・・P16
8．運転停止中の事故シーケンスグループの選定結果 ・・・・・・・P17
【参考】確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う影響について・・・・P19

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

1．審査の概要

- 確率論的リスク評価の知見を活用して，重大事故等対策の有効性評価の対象とする重大事故シナリオ（事故シーケンスグループ及び格納容器破損モード）を抽出した。
- 抽出の結果，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に規定されている必ず想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モード以外のものは抽出されなかった。
- 今回実施した確率論的リスク評価の目的が，重大事故等対策の有効性を評価するための事故シーケンスグループ等の抽出であることから，今回実施した確率論的リスク評価は，従来の設計基準の工学的安全施設のみを考慮し，アクシデントマネジメント策，緊急安全対策，重大事故等対策は考慮しないプラント状態を対象とした。

○解釈に記載の「必ず想定する事故シーケンスグループ」
高圧・低圧注水機能喪失
高圧注水・減圧機能喪失
全交流動力電源喪失
崩壊熱除去機能喪失
原子炉停止機能喪失
ＬＯＣＡ時注水機能喪失
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

○解釈に記載の「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」
崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
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

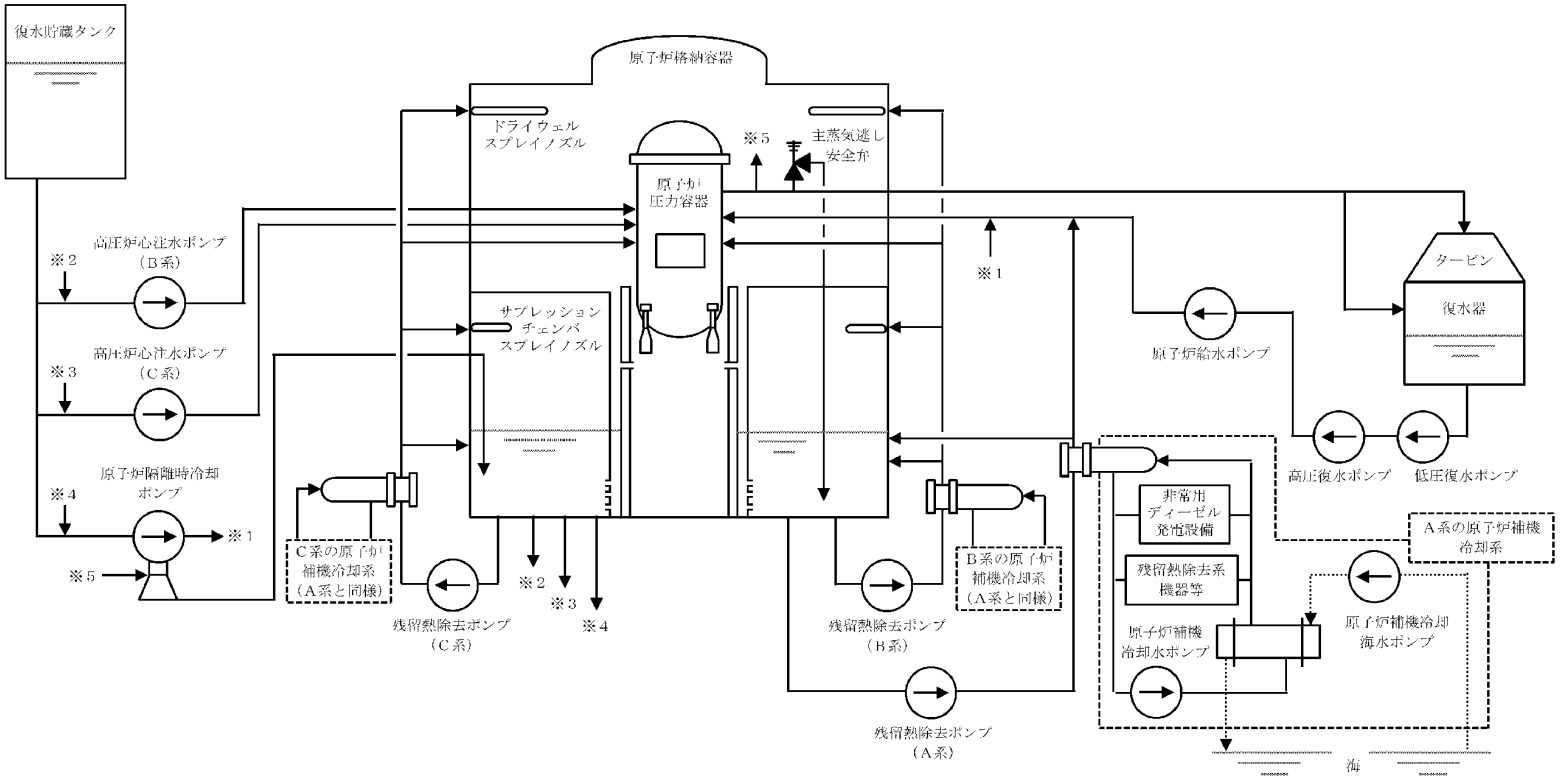
○解釈に記載の「必ず想定する格納容器破損モード」
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
水素燃焼
格納容器直接接触（シェルアタック）
溶融炉心・コンクリート相互作用

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．３号機のプラント特性について（１／４）

【炉心冷却機能及び崩壊熱除去機能】

- 非常用炉心冷却系
  - 原子炉隔離時冷却系（１系列）
  - 高圧炉心注水系（２系列）
  - 自動減圧系（７弁）
  - 低圧注水系 （３系列）
- 残留熱除去系（３系列）



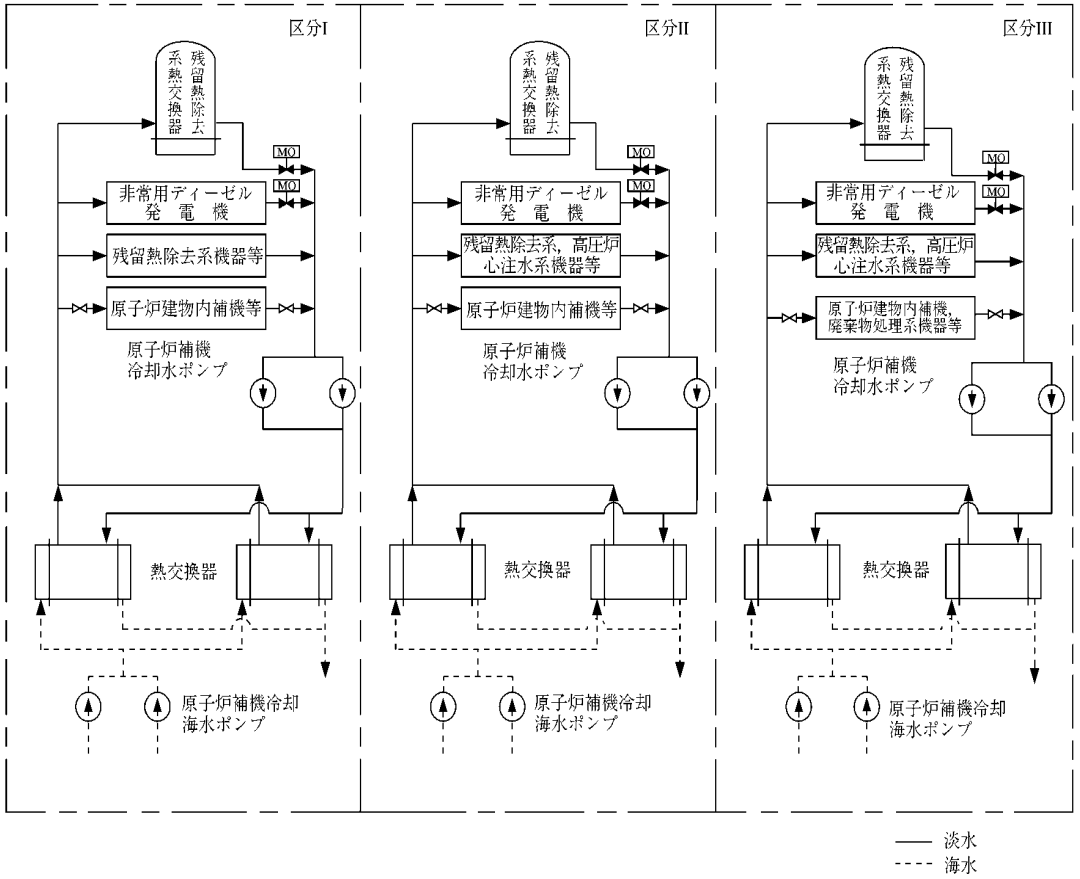
確率論的リスク評価において考慮する緩和機能の系統概要図

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．３号機のプラント特性について（２／４）

【緩和機能のサポート機能（補機冷却系）】

- 原子炉補機冷却系（海水系も含む）
  - 通常運転中は，常用機器の負荷も合わせて冷却
  - 非常時は，常用機器の負荷を遮断し，非常用負荷のみ，３区分で独立で冷却



［区分Ⅰ］　［区分Ⅱ］　［区分Ⅲ］

原子炉補機冷却系系統概要図

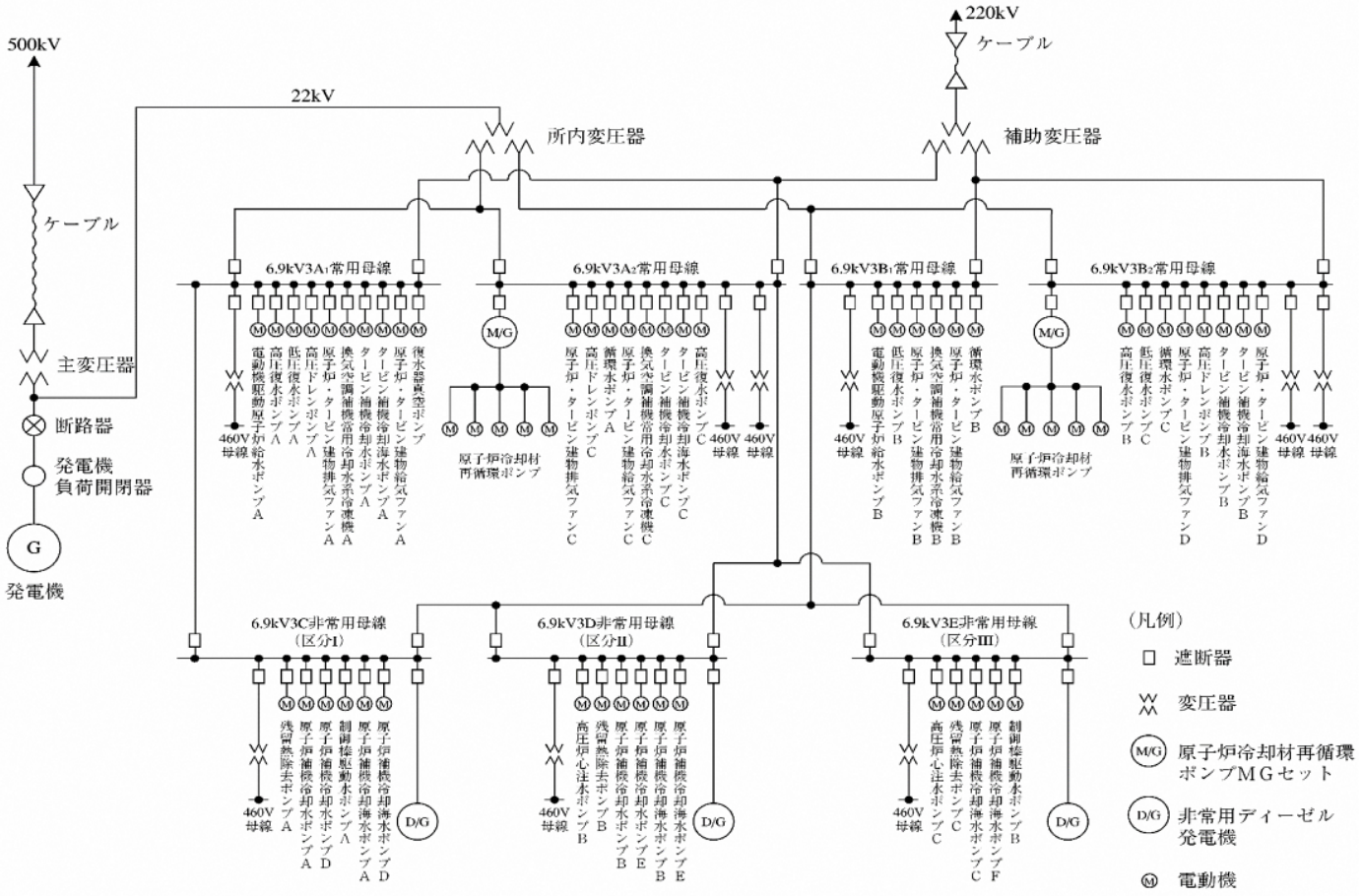
Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．３号機のプラント特性について（３／４）

【緩和機能のサポート機能（交流電源系）】

■ 非常用ディーゼル発電機系

● 非常用区分Ⅰ，Ⅱ及びⅢに対し，非常用電源が独立



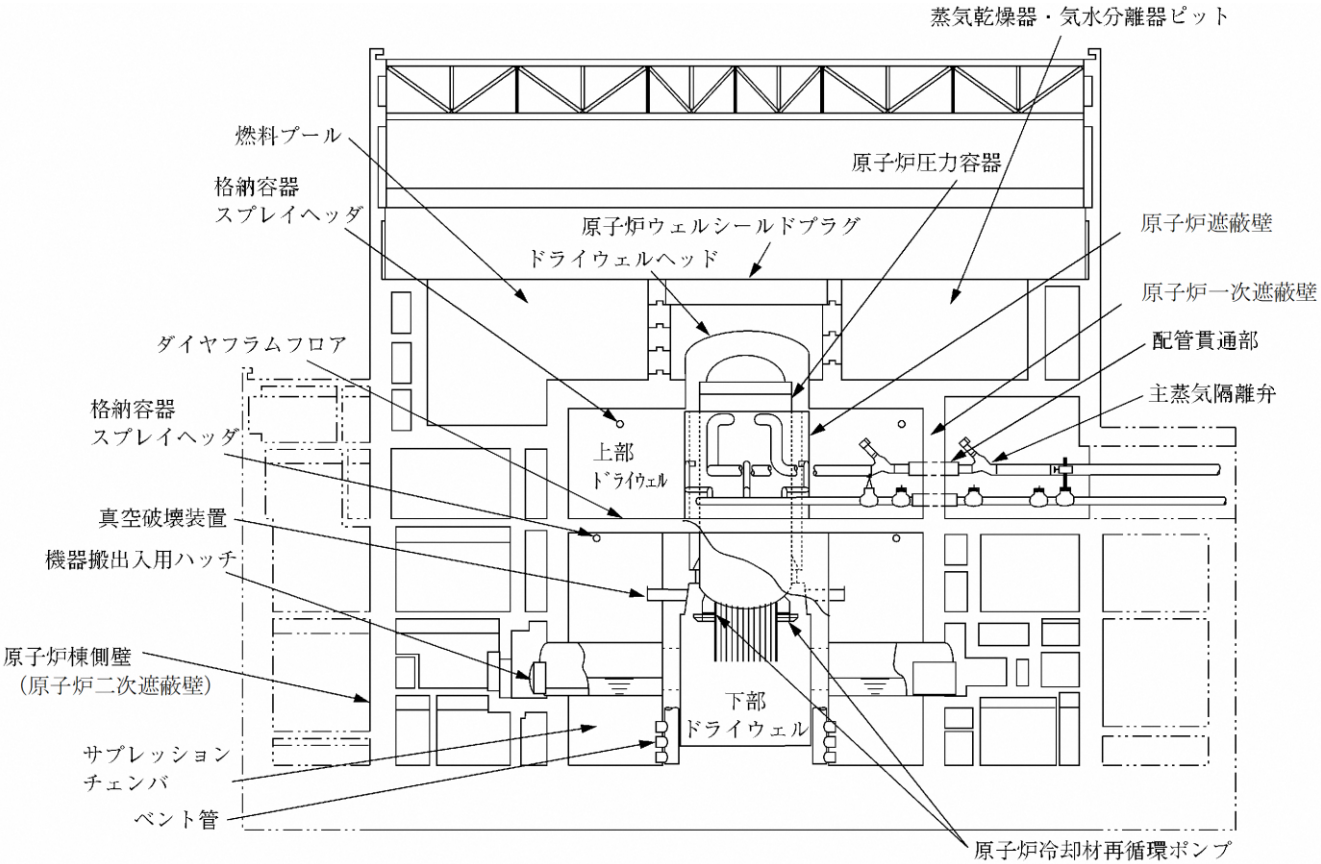
所内単線結線図

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．３号機のプラント特性について（４／４）

【圧力抑制形鉄筋コンクリート造原子炉格納容器（RCCV）】

■　格納容器内雰囲気は，通常運転時は窒素置換



（図中２点鎖線の部分は原子炉建物付属棟である。）

原子炉格納施設構造概要図

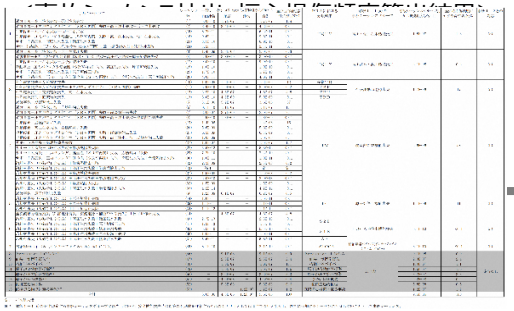
Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

3．事故シーケンスグループの分析について

■ 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定プロセス

＜個別プラントの確率論的リスク評価（ＰＲＡ）＞
・内部事象
・外部事象（適用可能なもの）
→地震，津波

＜ＰＲＡに代わる検討に基づく整理＞
・その他の外部事象
火災，溢水，洪水，風（台風），竜巻
凍結，降水，積雪，人為事象等
→これらの外部事象により誘発される
起因事象について検討することで
概略評価を実施



必ず想定する事故シーケンスグループ
（解釈1－1(a)の事故シーケンスグループ）

解釈1－2(a)を適用するもの
・高圧・低圧注水機能喪失
・高圧注水・減圧機能喪失
・全交流動力電源喪失
・ＬＯＣＡ時注水機能喪失（中小破断ＬＯＣＡ）

国内外の先進的な対策を考慮しても
炉心損傷防止が困難な事故シーケンス
・ＬＯＣＡ時注水機能喪失（大破断ＬＯＣＡ）

解釈1－2(b)を適用するもの
・崩壊熱除去機能喪失
・原子炉停止機能喪失
・格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

解釈1－1(a)以外の事故シーケンスグループ
・Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ
・計装・制御系喪失
・格納容器バイパス
・原子炉格納容器損傷
・原子炉圧力容器損傷
・原子炉建物損傷
・制御室建物損傷
・直接炉心損傷に至る事象

《重要事故シーケンスの選定》
審査ガイドに従い，事故シーケンスごとに重要事故シーケンスを選定し，炉心損傷防止対策の有効性を確認
↓
炉心損傷防止対策の有効性評価へ

《原子炉格納容器の破損の防止を図るシーケンスの確認》
国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事象であっても格納容器破損防止対策に期待できることを確認
↓
格納容器破損防止対策の有効性評価へ

大規模損壊発生時の対策も含め，発電所内において使用可能な設備・機器を活用して影響の緩和を図る

＜新たな事故シーケンスグループとして追加の要否確認＞
「解釈1－1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」
・評価を詳細化すれば必ずしも炉心損傷直結ではなく，必ず想定する事故シーケンスグループに包絡される事故シーケンスともなり得る。
・損傷の程度によっては，有効性評価で想定した影響緩和策に期待できる可能性，あるいは可搬型の機器等を用いて臨機応変に，炉心損傷防止のための対応をとることができる可能性が考えられる。
以上の理由により，新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

4．重要事故シーケンスの選定結果（１／３）

■ 審査ガイド（注）に規定されている重要事故シーケンス選定の着眼点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）から厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

重要事故シーケンス等の選定（1/3）

解釈の事故シーケンスグループ		主要な事故シーケンス※1	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策（下線は有効性を確認する主な対策）	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方 a	b	c	d	備考（a：共通原因故障※2又は系統間機能依存性，b：時間余裕，c：設備容量，d：代表性）	選定した重要事故シーケンスと選定理由
高圧・低圧注水機能喪失	◎	①過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧原子炉代替注水系 ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・格納容器フィルタベント系	中	高	高	高	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失（１系統）は，起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。 b.過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（Ｌ３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手動停止，サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため，水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c.ＳＲＶ再閉失敗を含む場合はＳＲＶから一定程度原子炉減圧されるため，原子炉減圧に必要なＳＲＶの容量が少なく，再閉成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき，低圧系での代替注水を開始できることから「低」とし，ＳＲＶ再閉失敗を含まない場合を「高」とした。 d.事故シーケンスグループの中で最もＣＤＦの大きい事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とした。また，ドミナントシーケンスに対して１％未満のシーケンスを「低」とし，「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。	a.⑤，⑥ではサポート系１区分の喪失を起因としているが，他の区分は健全であるため，対応手段が著しく制限される状態ではない。 b.c.両着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出。 d.ＣＤＦの観点では①が支配的な事故シーケンスとなった。 以上より，①を重要事故シーケンスとして選定。
	－	②過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			中	高	低	中		
	－	③手動停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			中	低	高	低		
	－	④手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			中	低	低	低		
	－	⑤サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			高	低	高	低		
	－	⑥サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			高	低	低	低		
高圧注水・減圧機能喪失	◎	①過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	・高圧注水機能 ・原子炉減圧機能	・高圧原子炉代替注水系 ・代替自動減圧機能 ・残留熱除去系（低圧注水モード） ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）	中	高	高	高	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失（１系統）は，起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。 b.過渡事象（全給水喪失事象）は原子炉水位低（Ｌ３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手動停止，サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため，水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c.ＳＲＶ再閉失敗を含む場合はＳＲＶから一定程度原子炉減圧されるため，バックアップ手段による原子炉減圧を実施した場合，原子炉減圧に必要なＳＲＶの容量が少なく，再閉成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき，低圧系での注水を開始できることから「低」とし，ＳＲＶ再閉失敗を含まない場合を「高」とした。 d.事故シーケンスグループの中で最もＣＤＦの大きい事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とした。また，ドミナントシーケンスに対して１％未満の事故シーケンスを「低」とし，「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。	a.⑤，⑥ではサポート系１区分の喪失を起因としているが，他の区分は健全であるため，対応手段が著しく制限される状態ではない。 b.c.両着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出。 d.ＣＤＦの観点では①が支配的となった。 以上より，①を重要事故シーケンスとして選定。
	－	②過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			中	高	低	中		
	－	③手動停止＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			中	低	高	中		
	－	④手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			中	低	低	低		
	－	⑤サポート系喪失＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			高	低	高	低		
	－	⑥サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			高	低	低	低		

※1　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。
※2　地震レベル１ＰＲＡでは多重化された機器を完全従属としていることから，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。
（注）実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

4．重要事故シーケンスの選定結果（２／３）

重要事故シーケンス等の選定（2/3）

解釈の事故シーケンスグループ	詳細化した事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※1		喪失した機能		対応する主要な炉心損傷防止対策（下線は有効性を確認する主な対策）	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方					選定した重要事故シーケンスと選定理由	
				電源	冷却機能		a	b	c	d	備考（a：共通原因故障※2又は系統間機能依存性，b：時間余裕，c：設備容量，d：代表性）		
全交流動力電源喪失	長期ＴＢ	◎	①外部電源喪失＋交流電源喪失	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系を除く注水・除熱機能	・原子炉隔離時冷却系（所内常設蓄電式直流電源設備の24時間確保） ・高圧原子炉代替注水系（所内常設蓄電式直流電源設備の24時間確保） ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	－	－	－	－	抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行わず，全ての着眼点について「－」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	各重要事故シーケンスそれぞれに対し，地震レベル１ＰＲＡからは，全交流動力電源と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが，全交流動力電源喪失時には，最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため，地震による損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失が生じることから，同じ事象進展となる。交流電源の復旧後については，電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられ，設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合は緩和手段が少なくなるものの，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による除熱が可能である等，同じ主要な炉心損傷防止対策で対応可能である。交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には，これに加えて原子炉補機代替冷却系に期待することができる。
	ＴＢＵ	◎	①外部電源喪失＋交流電源喪失＋高圧注水失敗	全交流動力電源	全ての注水・除熱機能	・高圧原子炉代替注水系（所内常設蓄電式直流電源設備の24時間確保） ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	－	－	－	－	抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行わず，全ての着眼点について「－」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	ＴＢＰ	◎	①外部電源喪失＋交流電源喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗	全交流動力電源	全ての注水・除熱機能※4	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧原子炉代替注水系 ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	－	－	－	－	抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行わず，全ての着眼点について「－」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	ＴＢＤ	◎	①外部電源喪失＋直流電源喪失	全交流動力電源※3 直流電源	全ての注水・除熱機能	・高圧原子炉代替注水系（常設代替直流電源設備） ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	－	－	－	－	抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行わず，全ての着眼点について「－」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	

※１　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。
※２　地震レベル１ＰＲＡでは多重化された機器を完全従属としていることから，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。
※３　全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから，「外部電源喪失＋直流電源喪失」により，全交流動力電源喪失となる。
※４　蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは，原子炉隔離時冷却系を用いることで原子炉水位を維持することができる。

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

4．重要事故シーケンスの選定結果（３／３）

重要事故シーケンス等の選定（3/3）

解釈の事故シーケンスグループ		主要な事故シーケンス※1	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策（下線は有効性を確認する主な対策）	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方 a	b	c	d	備考(a：共通原因故障※2又は系統間機能依存性，b：時間余裕，c：設備容量，d：代表性)	選定した重要事故シーケンスと選定理由
崩壊熱除去機能喪失	◎	①過渡事象＋崩壊熱除去失敗	・除熱機能	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・ＳＲＶの手動操作 ・残留熱除去系（低圧注水モード） ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） ・残留熱代替除去系(格納容器スプレイ冷却モード) ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	中	高	低	高	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失(１系統)は，起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。 b.過渡事象(全給水喪失事象)は手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早いことから「高」とした。また，ＬＯＣＡは直接原子炉格納容器に蒸気が放出されるため，原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。手動停止，サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため，水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c.ＬＯＣＡは直接原子炉格納容器に蒸気が放出されるため，サプレッションチェンバでの蒸気凝縮に十分に期待できない分，原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。他の起因事象については，崩壊熱除去に関する設備容量に差異は無いと考え「低」とした。 d.事故シーケンスグループの中で最もＣＤＦの大きい事故シーケンス(ドミナントシーケンス)を「高」とした。ドミナントシーケンスに対して１％未満の事故シーケンスを「低」とし，「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。	a.⑨～⑫ではサポート系１区分の喪失を起因としているが，他の区分は健全であるため，対応手段が著しく制限される状態ではない。 b.c.⑬～⑱についてＬＯＣＡを「高」としたが，これらはＬＯＣＡから派生した事故シーケンスであって，崩壊熱除去機能喪失に対する対策の有効性を確認する事故シーケンスとして適切ではないと考える。ＬＯＣＡを起因とする事故シーケンスについては崩壊熱除去機能の代替手段も含めて他の事故シーケンスグループで評価する。よって，bの事象対応の時間余裕の観点で①～④が厳しい。 d.ＣＤＦの観点では①が支配的となった。 以上より，①を重要事故シーケンスとして選定。
	–	②過渡事象＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	高	低	中		
	–	③過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗			中	高	低	中		
	–	④過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	高	低	低		
	–	⑤手動停止＋崩壊熱除去失敗			中	低	低	中		
	–	⑥手動停止＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	低	低	低		
	–	⑦手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗			中	低	低	低		
	–	⑧手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	低	低	低		
	–	⑨サポート系喪失＋崩壊熱除去失敗			高	低	低	中		
	–	⑩サポート系喪失＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			高	低	低	低		
	–	⑪サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗			高	低	低	低		
	–	⑫サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			高	低	低	低		
	–	⑬冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
	–	⑭冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			※3	高	高	低		
	–	⑮冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
	–	⑯冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
	–	⑰冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
	–	⑱冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
原子炉停止機能喪失	◎	①過渡事象＋原子炉停止失敗	・原子炉停止機能	・ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能） ・ほう酸水注入系 ・ＡＴＷＳ緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系 ・残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)	中	高	中	高	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。 b.過渡事象(主蒸気隔離弁閉)はＬＯＣＡと比較して反応度投入に伴う出力抑制の観点で厳しく，大破断ＬＯＣＡはＬＯＣＡ後の水位低下の観点で厳しいと考えられることから「高」とし，中小破断ＬＯＣＡについては「中」とした。 c.停止機能の設備容量については事故シーケンス間に有意な差が無いと考えられるが，原子炉内が中圧～高圧で維持される事故シーケンスでは注水可能な系統が高圧に限定されることから，原子炉隔離時冷却系の使用可能性も考慮し，過渡事象及び小破断ＬＯＣＡを「中」，中破断ＬＯＣＡについては「高」，大破断ＬＯＣＡについては「低」とした。 d.事故シーケンスグループの中で最もＣＤＦの大きい事故シーケンス(ドミナントシーケンス)を「高」とした。また，ドミナントシーケンスに対して１％未満の事故シーケンスを「低」とした。	a.全事故シーケンスに共通であるため選定理由から除外した。 b.c.本事故シーケンスグループに対しては，重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており，②～④はこれにより対応可能である。事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする①が厳しい。 d.ＣＤＦの観点では①が支配的となった。 以上より，①を重要事故シーケンスとして選定。
	–	②冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗			中	中	中	低		
	–	③冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗			中	中	高	低		
	–	④冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗			中	高	低	低		
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	–	①冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・ＳＲＶの手動操作 ・代替自動減圧機能 ・残留熱代替除去系(低圧注水モード) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	中	低	高	低	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。 b.中破断ＬＯＣＡは事象進展が早いことから「高」とし，小破断ＬＯＣＡを「低」とした。 c.原子炉減圧に用いるＳＲＶは十分な台数が備えられる一方，低圧注水の代替となる設備容量は低圧ＥＣＣＳより少ない。このため，代替となる設備容量の観点で低圧ＥＣＣＳ失敗を含む事故シーケンスが厳しいと考え，「高」とし，原子炉減圧失敗を含む事故シーケンスを「低」とした。 d.事故シーケンスグループの中で最もＣＤＦの大きい事故シーケンス(ドミナントシーケンス)を「高」とした。また，ドミナントシーケンスに対して１％未満の事故シーケンスを「低」とし，「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。	a.全事故シーケンスに共通であるため選定理由から除外した。 b.c.両着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして③を抽出。 d.ＣＤＦの観点では③が支配的となった。 以上より，③を重要事故シーケンスとして選定。
	–	②冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			中	低	低	低		
	◎	③冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗			中	高	高	高		
	–	④冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗			中	高	低	中		
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	◎	①格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	–	・漏えい箇所の隔離 ・ＳＲＶの手動操作 ・高圧炉心注水系 ・残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)	–	–	–	–	抽出された事故シーケンスが１つであることから着眼点に照らした整理は行わず，全ての着眼点について「－」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。

※１　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。
※２　地震レベル１ＰＲＡでは多重化された機器を完全従属としていることから，多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。　※３　打切値未満

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

5．格納容器破損モードの分析について

■ 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンスの選定プロセス

解釈２－１(b)の格納容器破損モード（個別プラント評価により抽出するもの）

＜個別プラントのレベル1.5ＰＲＡ＞

内部事象

外部事象（適用可能なもの）
⇒現段階で適用可能な手法はないと判断

↓

＜格納容器破損モードごとのＣＦＦ算出結果＞

格納容器破損モード		ＣＦＦ（／炉年）	全ＣＦＦへの寄与割合（%）	解釈２－１(a)で想定する格納容器破損モード
早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）		1.2E-08	0.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）		4.9E-06	99.3	
水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）		1.5E-08	0.3	
過温破損		4.6E-09	<0.1	
格納容器雰囲気直接加熱		3.7E-11	<0.1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
水蒸気爆発	原子炉圧力容器内	－	－	なし
	原子炉圧力容器外	8.7E-14	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用		6.1E-12	<0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用
格納容器バイパス	インターフェイスシステムＬＯＣＡ	8.1E-10	<0.1	なし
	格納容器隔離失敗	1.1E-10	<0.1	なし
水素燃焼		－	－	水素燃焼
格納容器直接接触		－	－	格納容器直接接触（シェルアタック）
合計		5.0E-06	100	－

注　網掛けは，格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。

解釈２－１(a)の格納容器破損モード（必ず想定することとされているもの）

解釈２－１(a)を適用するもの

- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 水素燃焼（※）
- 溶融炉心・コンクリート相互作用

※定性的な分析によりレベル1.5ＰＲＡからは抽出されないが，窒素ガス置換の有効性を確認する目的でシーケンスを設定する

解釈２－１(a)の適用を除外するもの

- 格納容器直接接触（シェルアタック）

解釈１－２(b)を適用するもの

- 早期過圧破損（原子炉未臨界失敗時の過圧破損）
- 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）
- インターフェイスシステムＬＯＣＡ

- 原子炉圧力容器内における水蒸気爆発
- 格納容器隔離失敗

＜評価事故シーケンスの選定＞

1.格納容器破損モード発生の観点から厳しいＰＤＳを選定
2.選定されたＰＤＳに属する事故シーケンスから，格納容器破損モードの発生の観点から厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定

↓

格納容器破損防止対策の有効性評価へ

原子炉格納容器の構造上発生しないため，考慮する必要がない格納容器破損モードとして有効性評価の対象から除外

＜炉心損傷防止対策を図る事故シーケンスの確認＞

解釈１－２（ｂ）に基づき，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認

↓

炉心損傷防止対策の有効性評価へ

事象の特徴，頻度等を考慮し，評価事故シーケンスへの追加は不要と判断

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

6．格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定結果（１／３）

■ 審査ガイド（注）記載のとおり格納容器破損モードごとの観点から厳しい事故シーケンスを選定した。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定（1/3）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ		該当する事故シーケンス※1	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ	◎	冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗※2＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・格納容器フィルタベント系 ・残留熱代替除去系（循環冷却モード） ・可搬式窒素供給装置	【事象進展（過圧・過温）緩和の時間余裕及び設備容量の厳しさ】 ・評価対象であるＬＯＣＡに属するシーケンスのうち，破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く，また，水位回復に必要な流量が多いため，対応時の時間余裕，必要な設備容量の観点で厳しい冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）を起因とするシーケンスを選定した。 ・過圧破損及び過温破損の各々において，損傷炉心冷却失敗までは同じ事故シーケンスが選定されている。また，対策は損傷炉心への注水（損傷炉心冷却）の観点で同じとなることから，同様の事故シーケンスを選定した。これに加え，過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため，全交流動力電源喪失の重畳を考慮した。 【有効性評価の評価事故シーケンス名】 冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
		－	冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗		
		－	冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ	◎	冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗※2＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋下部ドライウェル注水失敗		
		－	冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋下部ドライウェル注水失敗		
		－	冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋下部ドライウェル注水失敗		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	ＴＱＵＸ	◎	過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生	・原子炉圧力容器破損までの手動減圧	【時間余裕の厳しさ】 ・過渡事象（給水流量の全喪失）は原子炉水位低（Ｌ３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため，対応時の時間余裕の観点で厳しい。 【事象（ＤＣＨ発生時の原子炉圧力）の厳しさ】 ・原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力が高圧で維持されている場合の方が，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱発生の可能性及び発生時の影響の観点で厳しいと考えられる。このため，ＳＲＶの再閉失敗を含まないシーケンスの方が厳しい。 以上より，原子炉圧力容器破損までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。 【有効性評価の評価事故シーケンス名】 過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋ＤＣＨ発生）
		－	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生		
		－	手動停止＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生		
		－	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生		
		－	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生		
		－	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋ＤＣＨ発生		

※１　◎は選定した評価事故シーケンスを示す。また，下線で示すシーケンスは格納容器イベントツリーで評価した炉心損傷以降のシーケンスを示す。
※２　大破断ＬＯＣＡによりＲＣＩＣは使用不可のためＨＰＣＦのみ失敗。
（注）実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

6．格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定結果（２／３）

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定（2/3）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ		該当する事故シーケンス※	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外ＦＣＩ）	ＴＱＵＶ	◎	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生	－（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用が発生しても原子炉格納容器バウンダリの機能喪失には至らないことを確認する。なお，本事象では，発生時の厳しさの観点から原子炉格納容器下部への水張りを考慮して有効性評価を実施している。）	【時間余裕の厳しさ】 ・過渡事象（給水流量の全喪失）は原子炉水位低（Ｌ３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため，対応時の時間余裕の観点で厳しい。 【事象（炉外ＦＣＩ発生時）の厳しさ】 ・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態で原子炉　圧力容器破損に至ることになる。 以上より，原子炉圧力容器破損までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし，発生頻度の観点で大きいと考えられるＳＲＶの再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【有効性評価の評価事故シーケンス名】 過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋ＦＣＩ発生）
		－	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生		
		－	手動停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生		
		－	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生		
		－	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生		
		－	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ発生		
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）	ＴＱＵＶ	◎	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗	・溶融炉心落下までに原子炉格納容器下部への水張り及び落下後の崩壊熱除去に必要な流量での注水	【時間余裕の厳しさ】 ・過渡事象（給水流量の全喪失）は原子炉水位低（Ｌ３）が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため，対応時の時間余裕の観点で厳しい。 【事象（溶融炉心・コンクリート相互作用発生時）の厳しさ】 ・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態で原子炉　圧力容器破損に至ることになる。 以上より，原子炉圧力容器破損までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし，発生頻度の観点で大きいと考えられるＳＲＶの再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【有効性評価の評価事故シーケンス名】 過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）
		－	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗		
		－	手動停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗		
		－	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗		
		－	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗		
		－	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗		

※　◎は選定した評価事故シーケンスを示す。また，下線で示すシーケンスは格納容器イベントツリーで評価した炉心損傷以降のシーケンスを示す。

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

6．格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定結果（３／３）

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定（3/3）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	該当する事故シーケンス※		格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
水素燃焼	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ	◎	－	・窒素置換による原子炉格納容器雰囲気の不活性化 ・可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素封入	【事象（酸素濃度上昇）の厳しさ】 ・酸素濃度が他のＰＤＳよりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，原子炉格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ機能喪失」に対応の厳しさを鑑みて全交流動力電源喪失を加えたシーケンスを設定した。さらに，原子炉圧力容器破損の有無の影響を考え，原子炉圧力容器が破損する場合には，原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから，同じＰＤＳでも原子炉圧力容器破損に至らないシーケンスを選定した。 【有効性評価の評価事故シーケンス名】 冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失

※　◎は選定した評価事故シーケンスを示す。また，下線で示すシーケンスは格納容器イベントツリーで評価した炉心損傷以降のシーケンスを示す。

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

7．運転停止中の事故シーケンスグループの分析について

■ 燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする重要事故シーケンスの選定プロセス

個別プラント評価による抽出するもの（解釈４－１(b)の事故シーケンスグループ）

＜個別プラントの確率論的リスク評価（ＰＲＡ）＞
・内部事象
＜ＰＲＡに代わる方法による評価＞
・地震，津波
・その他の外部事象
火災，溢水，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，人為事象等
→これらの外部事象により誘発される起因事象について検討することで概略評価を実施

必ず想定する事故シーケンスグループ（解釈４－１(a)の事故シーケンスグループ）

・崩壊熱除去機能喪失
（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
・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※

※ 運転停止中には原則として全制御棒が挿入されており，複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。万一，反応度事故が起こり臨界に至った場合でも，局所的な事象で収束し，燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから内部事象停止時レベル１ＰＲＡの起因事象から除外しているが，必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループに含まれるため，事故シーケンスグループとして追加した。

事故シーケンス毎に審査ガイドに従い
重要事故シーケンスを選定

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

8．運転停止中の事故シーケンスグループの選定結果（１／２）

■ 審査ガイド（注）記載の着眼点（余裕時間，設備容量，代表性）に沿って，運転停止中の事故シーケンスを選定した。

重要事故シーケンスの選定について(1/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1			対応する主要な燃料損傷防止対策（下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す）		着眼点（a：時間余裕，b：設備容量，c：代表性）			着眼点と選定理由
				燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・注水失敗	①崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン])＋崩壊熱除去・注水失敗	崩壊熱除去機能※3	－※3	低	低	高	a.異常の認知や待機中のECCS，残留熱代替除去系(低圧注水モード)といった緩和措置の実施までに掛かる時間(約２時間)に比べて十分時間があるため(最も短いＰＯＳ－Ｓで約3.2時間)「低」とした。 b.待機中のＥＣＣＳ，残留熱代替除去系(低圧注水モード)といった緩和措置の設備容量(高圧炉心注水系　約730m³/h，低圧注水系　約950m³/h，残留熱代替除去系(低圧注水モード)　約300m³/h)に比べて十分小さいため(最も崩壊熱の大きなＰＯＳ－Ｓと比較しても蒸発量は小さい)「低」とした。 c.事故シーケンスグループに対する寄与割合が67%と支配的である①の事故シーケンスを「高」とし，寄与割合が１%以上である②及び③の事故シーケンスを「中」とした。 ・有効性評価では外部電源喪失の重畳を考慮しており，②の事故シーケンスに外部電源喪失の重畳を考慮すると「全交流動力電源喪失」で考慮している②の事故シーケンスと同様の事象進展及び対策となるため(全交流動力電源喪失の有効性評価では補機冷却系機能喪失も考慮しているため)，②の事故シーケンスは選定しない。 ・③の事故シーケンスは非常用ディーゼル発電機に期待できるシナリオであり，「全交流動力電源喪失」で考慮している③の事故シーケンスと比べて事象進展や対策が厳しくないため選定しない。 ・以上より，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。
				原子炉への注水機能	・待機中のＥＣＣＳ(残留熱除去系（低圧注水モード））※4 ・残留熱代替除去系(低圧注水モード) ・復水補給水系，消火系，低圧原子炉代替注水系(可搬型)※5				
	－※2		②崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失)＋崩壊熱除去・注水失敗	崩壊熱除去機能※3	－※3	低	低	中	
				原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策				
	－※2	外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水失敗	③外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中	
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系				
				原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策				
全交流動力電源喪失	－	外部電源喪失＋直流電源喪失	①外部電源喪失＋直流電源喪失	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・非常用ディーゼル発電機(直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	低	低	高	a.常設代替交流電源設備の起動，残留熱代替除去系(低圧注水モード)による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間(約２時間)に比べて十分時間があるため(最も短いＰＯＳ－Ｓで約3.2時間)「低」とした。 b.待機中のＥＣＣＳ，残留熱代替除去系(低圧注水モード)といった緩和措置の設備容量(高圧炉心注水系　約730m³/h，低圧注水系　約950m³/h，残留熱代替除去系(低圧注水モード)　約300m³/h)に比べて十分小さいため(最も崩壊熱の大きなＰＯＳ－Ｓと比較しても蒸発量は小さい)「低」とした。 c.事故シーケンスグループに対する寄与割合が57%と支配的である①の事故シーケンスを「高」とし，寄与割合が１%以上である②の事故シーケンスを「中」とした。 ・①の「外部電源喪失＋直流電源喪失」は常設代替交流電源設備や可搬型直流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給，低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水等により燃料損傷が防止でき，多くの緩和措置に期待できることから選定しない。 ・以上を踏まえた上で，停止中審査ガイドの主要解析条件も参照し，外部電源喪失時に原子炉補機冷却系の機能が喪失して全交流動力電源喪失に至る事故シーケンス(②の事故シーケンス)を重要事故シーケンスとして選定。
				原子炉への注水に必要な直流電源の復旧(非常用ディーゼル発電機起動等の為)	・所内常設蓄電式直流電源設備				
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉冷却材浄化系　（交流電源復旧後）				
				原子炉への注水機能	・残留熱代替除去系(低圧注水モード) ・復水補給水系（交流電源復旧後），消火系，低圧原子炉代替注水系(可搬型)※5				
	◎	外部電源喪失＋交流電源喪失	②外部電源喪失＋交流電源喪失	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中	
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉冷却材浄化系　（交流電源復旧後）				
				原子炉への注水機能	・残留熱代替除去系(低圧注水モード) ・復水補給水系，消火系，低圧原子炉代替注水系(可搬型)※5				

※1　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。　※2　全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスの②にて，対策の有効性を確認。
※3　運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても，原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる（原子炉建物（原子炉開放時）や原子炉格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し，その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する）。　※4　停止時レベル１ＰＲＡ上，残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため，停止中審査ガイド等を参照し，対策に追加。
※5　使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが，事故シーケンスによっては使用できる可能性のある緩和設備。
（注）実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

8．運転停止中の事故シーケンスグループの選定結果（２／２）

重要事故シーケンスの選定について(2/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1			対応する主要な燃料損傷防止対策（下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す）		着眼点（ａ：時間余裕，ｂ：設備容量，ｃ：代表性）			着眼点と選定理由
				燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
原子炉冷却材の流出	－	原子炉冷却材の流出＋流出隔離・注水失敗	①原子炉冷却材の流出（制御棒駆動系点検（交換）時の作業誤り）＋流出隔離・注水失敗	原子炉への注水機能（事象の認知を含めたもの）	・待機中のＥＣＣＳ（残留熱除去系（低圧注水モード）） ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・復水補給水系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）※5 ・原子炉冷却材流出箇所の隔離操作	低	中	低	a.異常の認知，漏えい箇所の隔離や待機中のＥＣＣＳ・残留熱代替除去系（低圧注水モード）の起動といった緩和措置の実施までにかかる時間（約２時間）に比べて長いため（時間余裕が短い事故シーケンスにおいても約２時間）「低」とした。 b.待機中のＥＣＣＳ・残留熱代替除去系（低圧注水モード）といった緩和措置の設備容量（高圧炉心注水系　約730m³/h，低圧注水系　約950m³/h，残留熱代替除去系（低圧注水モード）　約300m³/h）に比べて原子炉冷却材流出流量は十分小さいが，その中でも最も大きい⑤の事故シーケンスを「高」，最も小さい②の事故シーケンスを「低」，その間である①，③，④の事故シーケンスを「中」とした。 c.事故シーケンスグループに対する寄与割合が約100%と支配的である④の事故シーケンスを「高」とし，寄与割合が１%未満である①，②，③の事故シーケンスを「低」とした。⑤の事故シーケンスは停止時レベル１ＰＲＡ評価において選定していない起因事象による事故シーケンスであるため，「－」とした。 ・⑤の事故シーケンスは，燃料の露出に至らないために停止時レベル１ＰＲＡで起因事象の選定の際に除外した事象であるが停止中審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し，改めて重要事故シーケンスの選定対象として追加した。 ・「原子炉冷却材再循環ポンプ点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象（①，②，③の事故シーケンス）は，運転操作に伴う原子炉冷却材の流出事象と異なり，作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため，認知が容易であること，また「残留熱除去系切替時の最小流量バイパス弁操作誤り」は流出流量が87m³/hと大きいことから，⑤の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。
	－		②原子炉冷却材の流出（局部出力領域モニタ点検（交換）時の作業誤り）＋流出隔離・注水失敗			低	低	低	
	－		③原子炉冷却材の流出（原子炉冷却材再循環ポンプ点検時の作業誤り）＋流出隔離・注水失敗			低	中	低	
	－		④原子炉冷却材の流出（原子炉冷却材浄化系ブロー時の操作誤り）＋流出隔離・注水失敗			低	中	高	
	◎		⑤原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の最小流量バイパス弁操作誤り）＋流出隔離・注水失敗			低	高	－	
反応度の誤投入	◎	反応度の誤投入	①反応度の誤投入※6	安全保護機能及び原子炉停止機能	・起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期20秒）による制御棒引抜阻止 ・起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期10秒）によるスクラム	－	－	－	a.b.事象発生後においても崩壊熱除去機能や注水機能は喪失しないため，それらの緩和操作実施までの時間余裕，設備容量の考慮は不要であるため，「－」とした。 c.停止時レベル１ＰＲＡ評価において選定していない起因事象による事故シーケンスであるため，「－」とした。 ・代表性の観点から，運転停止中に実施される検査等により，最大反応度価値を有する制御棒１本が全引き抜きされている状態から，他の１本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ，異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。

※１　◎は選定した重要事故シーケンスを示す。
※２　全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスの②にて，対策の有効性を確認。
※３　運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても，原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や原子炉格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃すことで燃料損傷を防止し，その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する）
※４　ＰＲＡ上，残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため，停止中審査ガイド等を参照し，対策に追加。
※５　使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが，事故シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備。
※６　運転停止中には原則として全制御棒が挿入されており，複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。万一，反応度事故が起こり臨界に至った場合でも，局所的な事象で収束し，燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから内部事象停止時レベル１ＰＲＡの起因事象から除外したもの。

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う影響について

■ 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う影響について

- 島根３号炉設置許可審査（地震・津波審査）において，最新知見（和久羅山断層及び日本の活断層総覧に関する知見等の反映に伴う震源モデルの諸元の見直し並びに秋田県（2013）の波源モデルを検討対象波源モデルとして選定しない）を反映した結果，確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードについては見直しを行っている。
- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う地震・津波ＰＲＡ及び事故シーケンスへの影響について確認を実施した。その結果，地震ＰＲＡの炉心損傷頻度は，4.5×10^{-6}（／炉年）から5.3×10^{-6}（／炉年），津波ＰＲＡの炉心損傷頻度は1.2×10^{-7}（／炉年）から1.4×10^{-7}（／炉年）となり，地震・津波ＰＲＡへの影響は小さいことを確認した。
- また，内部事象を含むプラント全体の炉心損傷頻度は，9.6×10^{-6}（／炉年）から，1.0×10^{-5}（／炉年）となった。新たな起因事象の発生や緩和機能の機能喪失に至る損傷モード及び損傷設備の追加はないため，新たに追加すべき事故シーケンスグループはなく，事故シーケンス選定への影響はないことを確認した。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.