

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改72
提出年月日	平成30年1月16日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対策の有効性評価

平成30年1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。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

1.1 概 要

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

1.3 評価に当たって考慮する事項

1.4 有効性評価に使用する計算プログラム

1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

1.6 解析の実施方針

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定につ  
いて

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード  
について

2. 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

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）

2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）

2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
  - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
  - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 L O C A時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）
- 2.8 津波浸水による注水機能喪失
  
- 3. 重大事故
  - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
    - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
  - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
  
- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
  - 4.1 想定事故 1
  - 4.2 想定事故 2
  
- 5. 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
  - 5.1 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）
  - 5.2 全交流動力電源喪失

5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

	壊熱除去機能喪失)
添付資料5.1.9	7日間における燃料の対応について (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
添付資料5.1.10	常設代替交流電源設備の負荷 (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
添付資料5.2.1	安定停止状態について (運転停止中 全交流動力電源喪失)
添付資料5.2.2	評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 全交流動力電源喪失)
添付資料5.2.3	運転停止中の全交流動力電源喪失時におけるサプレッション・プール水への影響について
添付資料5.2.4	7日間における水源の対応について (運転停止中 全交流動力電源喪失)
添付資料5.2.5	7日間における燃料の対応について (運転停止中 全交流動力電源喪失)
添付資料5.2.6	常設代替交流電源設備の負荷 (運転停止中 全交流動力電源喪失)
添付資料5.3.1	原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量評価について
添付資料5.3.2	<u>「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方</u>
添付資料5.3.3	安定停止状態について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)
添付資料5.3.4	評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性を考慮し選定する。

重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 高圧・低圧注水機能喪失

起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスのうち、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」が代表性を有しているため、この事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定する。ここで、起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象として、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。

なお、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスはサポート系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にない。

また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、低圧代替注水系の設備容量（揚程）は再閉鎖成功時の方が厳しくなる。本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

## b. 高圧注水・減圧機能喪失

起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスのうち、代表性の観点から「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。ここで、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象として、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。

なお、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスはサポート系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にない。

また、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

## c. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、安全機能の喪失状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため、原子炉圧力、時間余裕及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目して事故シーケンスグループを以下の3つに細分化し、それぞれの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定する。

### (a) 長期TB

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生するとともに、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却にも失敗し、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却に成功するが、蓄電池が枯渇することにより原子炉隔

離時冷却系の運転継続が不能となり、炉心の冷却が十分に行われずに原子炉圧力が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、外部電源喪失を起因とするものと片区分の直流電源故障を起因とするものがあるが、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、原子炉注水の実施に対する時間余裕及び代替注水設備の設備容量の観点からは差異がないことから、代表性の観点から「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功）」を重要事故シーケンスとして選定する。

(b) TBD, TBU

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、直流又は非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し、高圧炉心冷却にも失敗することにより、炉心の冷却が十分に行われずに原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。

本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは、外部電源喪失を起因とし、直流電源に失敗し高圧炉心冷却に失敗する事故シーケンス（TBD）と、外部電源喪失又は直流電源故障を起因とし、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心冷却系に失敗する事故シーケンス（TBU）からなるが、これらの事故シーケンスに対する炉心損傷防止対策が同じであることから、1つの事故シーケンスグループとして取り扱う。

また、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、原子炉注水の実施に対する時間余裕及び代替注水設備の設備容量の観点からは差異がないが、代替直流電源設備の必要容量及び代表性の観点から、直流電源が喪失す



る事故シーケンスである「外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗（TBD）」を重要事故シーケンスとして選定する。

(c) TBP

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し、高圧炉心スプレイ系に失敗するとともに逃がし安全弁1弁の再閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで、原子炉隔離時冷却系が運転不能となることにより、炉心の冷却が十分に行われずに、原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、外部電源喪失を起因とするものと片区分の直流電源故障を起因とするものがあるが、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、原子炉注水の実施に対する時間余裕及び代替注水設備の設備容量の観点からは差異がないことから、代表性の観点から「外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、格納容器の過圧破損の防止に対する時間余裕及び代替除熱設備の設備容量の観点からは差異がないことから、代表性の観点から「過渡事象+RHR失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。ここで、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象として、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。また、崩壊熱除去機能が喪失する要因が残留熱除去系の故障の場合と取水機能が喪失する場合で炉心損傷防止対策が異なることを踏まえ、「過渡事象+RHR失敗（RHR故障時）」

及び「過渡事象＋RHR失敗（取水機能喪失時）」※を重要事故シーケンスとする。

※ 取水機能喪失時（RHR S喪失時）は低圧ECCSが従属的に機能喪失する。そのため、高圧注水系に成功している場合は崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループで取り扱うが、高圧注水系に失敗した場合は他の事故シーケンスグループ等（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA時注水機能喪失、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））で重大事故対策の有効性を確認する。

なお、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスはサポート系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にない。また、外部電源喪失及びサポート系喪失（直流電源故障）を起因とする事故シーケンスは交流動力電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスであるが、代替電源により崩壊熱除去機能の回復が可能であることから、対応手段が著しく制限される状態ではない。LOCAを起因とする事故シーケンスについては、中長期的な格納容器の過圧・過温の観点では、崩壊熱が支配要因となることから、LOCAを起因とする事故シーケンスも過渡事象を起因とする事故シーケンスと同等となり、崩壊熱除去機能喪失に対する重大事故等対策にも違いはない。このため、代表性の観点で炉心損傷頻度の高い、過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとしている。

また、本事故シーケンスグループに対する主な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とすることにより、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケ

ンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉の反応度制御に対する時間余裕及び代替反応度制御設備の設備容量の観点から厳しくなる、過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスのうち、「過渡事象＋原子炉停止失敗」が代表性を有しているため、この事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定する。ここで、起因事象発生後の原子炉圧力の上昇が大きく、反応度の観点で厳しい過渡事象として、主蒸気隔離弁閉を起因事象として選定する。

なお、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスはサポート系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にない。また、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、代替制御棒挿入機能に期待することに対応可能であり、炉心損傷頻度も極めて小さい。

f. LOCA時注水機能喪失

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、及び原子炉注水の実施に対する時間余裕の観点からは差異がない。設備容量の観点からは、原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧ECCSよりも少ないことを考慮し「中小破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

なお、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、選定した重要事故シーケンスは他

の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、「インターフェイスシステムLOCA」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管が格納容器外で破断する事象も想定できるが、これはPRAの検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に、考慮の対象から除外している。

h. 津波浸水による注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、津波浸水により複数の緩和機能が失われることによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、本事故シーケンスグループに対しては、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した重大事故等対処設備の有効性を確認することとする。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、原子炉注水の実施に対する時間余裕、及び津波防護対策に要求される防護高さの観点で厳しくなる「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」を重要事故シーケンスとして選定する。

なお、本事故シーケンスグループは外部電源喪失が重畳すると全交流動力電源喪失が発生するため、本事故シーケンスグループの主な炉心損傷防止対策は津波防護対策に加えて全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループと同様となる。また、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスの炉心損傷防止対策に差異がないため、選定した重要

事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

なお、国内外の先進的な対策を講じた場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケンスが抽出されている。

①大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗

②直流電源喪失 + 原子炉停止失敗

③交流電源喪失 + 原子炉停止失敗

①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとしており、格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認していることから、これを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

②、③の事故シーケンスは地震レベル 1 P R A から抽出された事故シーケンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。これらの事故シーケンスは、炉内構造物等の損傷による原子炉停止機能喪失と、直流電源喪失又は全交流動力電源喪失が重畳する事故シーケンスであり、代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が機能喪失することから、炉心損傷を防止することができない。これらの事故シーケンスを抽出した地震レベル 1 P R A では、炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価しているが、実機のスクラム信号「地震加速度大」は、最大加速度よりも十分小さな加速度で発信し、炉内構造物等が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられる。このため、現実的にはこれらの事故シーケンスは発生し難いと考えられ、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては取り

第 1-4 表 重要事故シナシ等の選定 (1/2)

事故シナシグループ	事故シナシ	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点との関係と重要事故シナシの選定の考え方				選定した重要事故シナシと選定理由		
			a	b	c	d			
			備考 (a: 共通原因故障・系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表性)						
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系 (常設)</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</li> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 常設代替直流電源設備</li> </ul>	低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シナシは、系統間機能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「中」とした。</p> <p>b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としている事故シナシについては事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失 (手動停止) については「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シナシは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、低圧代替注水系の設備容量 (揚程) は再閉鎖成功時の方が厳しくなる。以上より、過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に成功している事故シナシを「高」、過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に失敗している事故シナシを「中」、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因とする事故シナシを「低」とした。</p> <p>d. 事故シナシグループの中で最も CDF の高いドミナントシナシを「高」、事故シナシグループ別 CDF に対して 1% 以上の事故シナシを「中」、1% 未満の事故シナシを「低」とした。</p>	<p>a. の着眼点について、◎～⑥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。</p> <p>b. の着眼点について「高」と考えた事故シナシとして①、②、③、④を抽出した。</p> <p>c. の着眼点について「高」と考えた事故シナシとして①、⑤を抽出した。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シナシとして選定した。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シナシは、②～⑥の事故シナシに対して包絡性を有しているものとする。</p>	
	— ②過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		低	高	中	低			
	— ③手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	— ④手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	— ⑤サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		中	高	高	低			
	— ⑥サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		中	高	中	低			
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧炉心スプレイ系</li> <li>・ 過渡時自動減圧機能</li> <li>・ 残留熱除去系</li> </ul>	低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シナシは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としている事故シナシについては事象進展が早いことから「高」とし、原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因としている事故シナシについては「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉減圧に必要な設備容量が大きくなることから、着眼点 b. と同様、過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としている事故シナシを「高」とし、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因としている事故シナシについては「低」とした。</p> <p>d. 事故シナシグループの中で最も CDF の高いドミナントシナシを「高」、事故シナシグループ別 CDF に対して 1% 以上の事故シナシを「中」、1% 未満の事故シナシを「低」とした。</p>	<p>a. の着眼点について、②、③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。</p> <p>b. c. の着眼点について、「高」と考えた事故シナシとして①、③を抽出した。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シナシとして選定した。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シナシは、②～③の事故シナシに対して包絡性を有しているものとする。</p>	
	— ②手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗		中	低	低	低			
	— ③サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗		中	高	高	低			
全交流動力電源喪失	長期 T B	◎ ①外部電源喪失 + DG 失敗 + HPCS 失敗 (R C I C 成功)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系 (可搬型)</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</li> <li>・ 残留熱除去系</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	低	低	高	<p>a. いずれの事故シナシも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シナシにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功していることから、事象進展が遅いため「低」とした。</p> <p>c. いずれの事故シナシにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功しており、原子炉注水に必要な設備容量が大きくないため「低」とした。</p> <p>d. 長期 T B の中で最も CDF の高いドミナントシナシを「高」、1% 以上の事故シナシを「中」、1% 未満の事故シナシを「低」とした。</p>	<p>a. b. c. の着眼点について、全事故シナシに共通であるため、選定理由から除外した。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シナシとして選定した。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シナシは、②の事故シナシに対して包絡性を有しているものとする。</p>
		— ②サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + HPCS 失敗 (R C I C 成功)		高	低	低	中		
	T B D T B U	◎ ③外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗 (T B D)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧代替注水系</li> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系 (可搬型)</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</li> <li>・ 残留熱除去系</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	高	高	高		
		— ④外部電源喪失 + DG 失敗 + 高圧炉心冷却失敗 (T B U)		高	高	中	中		
		— ⑤サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + 高圧炉心冷却失敗 (T B U)		高	高	中	低		
	T B P	◎ ⑥外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + HPCS 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系 (可搬型)</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</li> <li>・ 残留熱除去系</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	中	中	高		
— ⑦サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + HPCS 失敗		高		中	中	中			

◎ 重要事故シナシとして選定した事故シナシ

審査ガイドの着眼点 a~d に対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。



第1-4表 重要事故シナリオ等の選定 (2/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する主要な炉心損傷防止対策	着視点との関係と重要事故シナリオの選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	①過渡事象+RHR失敗		低	低	低	高	<p>a. 着視点について、②～⑨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。また、③、④、⑤、⑥、⑨は電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失しているものの、代替電源により崩壊熱除去機能の回復が可能であることから、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b. 着視点について、全シナリオに共通であるため、選定理由から除外した。なお、中長期的な格納容器の過圧の観点では、崩壊熱が支配要因となることから、LOCAを起因とする事故シナリオも過渡事象を起因とする事故シナリオと同等の事象進展となる。</p> <p>c. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>d. 以上より、①を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、交流電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失している事故シナリオが含まれるものの、主要な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とする場合、有効と考えられる主な対策に差異がないため、過渡事象を起因とする①の事故シナリオは、②～⑨の事故シナリオに対して包括性を有しているものと考えられる。</p>
	②過渡事象+過がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		低	低	低	低	
	③外部電源喪失+DG失敗(HPCS成功)	[RHR故障時] ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)	高	低	低	中	
	④外部電源喪失+DG失敗+過がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力過がし装置又は耐圧強化ベント	高	低	低	低	
	⑤外部電源喪失+直流電源喪失(HPCS成功)	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	中	低	低	中	
	⑥手動停止/サポート系喪失(手動停止)+RHR失敗	[取水機能喪失時] <sup>※</sup> ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・残留熱除去系 ・緊急用海水系	中	低	低	中	
	⑦手動停止/サポート系喪失(手動停止)+過がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	中	低	低	低	
	⑧サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗		中	低	低	中	
	⑨サポート系喪失(自動停止)+過がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		中	低	低	低	
	⑩サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)		高	低	低	中	
	⑪サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+過がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)		高	低	低	低	
	⑫中小破断LOCA+RHR失敗		低	低	低	低	
⑬大破断LOCA+RHR失敗		低	低	低	低		
原子炉停止機能喪失	①過渡事象+原子炉停止失敗		低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シナリオは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 主蒸気隔離弁閉が閉鎖する。過渡事象及びサポート系喪失(自動停止)に起因する事故シナリオは、原子炉圧力上昇による反応度印加の観点で厳しく事象進展が早いことから「高」とした。また大破断LOCAを起因とする事故シナリオは、原子炉の減圧に伴い反応度が抑制されることから「低」とし、中小破断LOCAを起因とする事故シナリオは「中」とした。</p> <p>c. 主蒸気隔離弁閉が閉鎖する。過渡事象及びサポート系喪失(自動停止)に起因する事故シナリオは、原子炉圧力上昇による反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きいことから「高」とした。また大破断LOCAを起因とする事故シナリオは原子炉の減圧に伴い反応度が抑制されることから「低」とし、中小破断LOCAを起因とする事故シナリオは「中」とした。</p> <p>d. 事故シナリオグループの中で最もCDFの高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別CDFに対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。</p> <p>以上より、①を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、LOCAを起因とする場合、ほうろく水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、代替制御挿入機能に期待することにより対応可能であり、そのCDFは極めて小さい。そのため、反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする①の事故シナリオは、本事故シナリオグループにおいて代表性を有しているものと考えられる。</p>
	②サポート系喪失(自動停止)+原子炉停止失敗	・代替制御挿入機能 ・代替原子炉再稼働ボンプトリップ ・ほうろく水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	中	高	高	低	
	③中小破断LOCA+原子炉停止失敗		低	中	中	低	
	④大破断LOCA+原子炉停止失敗		低	低	低	低	
LOCA時注水機能喪失	①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力過がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	<p>a. 中小破断LOCAを起因とする事故シナリオは、系統間機能依存性がないことから、全て「低」とした。</p> <p>b. 中小破断LOCAを起因とする事故シナリオは、事象進展が早いことから全て「高」とした。</p> <p>c. 原子炉減圧に用いる過がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧圧力よりも少ない。このため、低圧炉心冷却失敗を含む事故シナリオを「高」とし、原子炉減圧失敗を含む事故シナリオを「低」とした。</p> <p>d. 事故シナリオグループの中で最もCDFの高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別CDFに対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。</p> <p>以上より、①を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シナリオは、②の事故シナリオに対して包括性を有しているものと考えられる。</p>
	②中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		低	高	低	中	
格納容器バイパス	①インターフェイスシステムLOCA	・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	—	—	—	—	抽出された事故シナリオが1つであることから着視点に照らした整理は行わず、全ての着視点について「—」とした。
津波浸水による注水機能喪失	①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(可搬型) ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	高	高	中	<p>a. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シナリオでは、建屋内の多くの設備が機能喪失することから「高」とした。最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シナリオでは、除熱を必要とする設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シナリオについては「高」、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に成功している事故シナリオについては「低」とした。</p> <p>c. 過がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故シナリオは、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲で原子炉圧力が低下するまで炉心への注水が継続されるため、事象初期から注水に失敗している事故シナリオと比較して、事象進展が遅いため「中」とした。</p> <p>d. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シナリオは、津波防護対策に要求される防護高さも高くなることから「高」とし、最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シナリオは「中」とした。</p> <p>e. 最もCDFの高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別CDFに対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。</p> <p>以上より、①を重要事故シナリオとして選定。なお、②は頻度の観点では支配的となるが、津波防護対策に要求される防護高さは津波浸水の高さより①に包摂される。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、②の事故シナリオは②～④の事故シナリオに対して包括性を有しているものと考えられる。</p>
	②最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)		中	低	中	高	
	③最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗		中	高	中	低	
	④最終ヒートシンク喪失+過がし安全弁再閉鎖失敗		中	中	中	低	

※ 重要事故シナリオとして選定した事故シナリオ  
 ※ 取水機能喪失時(RHR S喪失時)は低圧ECCSが従属的に機能喪失する。そのため、高圧注水系に成功している場合は崩壊熱除去機能喪失の事故シナリオグループで取り扱うが、高圧注水系に失敗した場合は他の事故シナリオグループ等(①、②、③～⑨:高圧・低圧注水機能喪失、⑩～⑬、⑯、⑰:全交流動力電源喪失、⑱LOCA時注水機能喪失、⑲雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))で重大事故対策の有効性を確認する。

- ・残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態にて待機中
- ・残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は事象発生1時間後に喪失するものと仮定する。

ここで、事象発生と同時に外部電源が喪失することを想定した場合、運転中の残留熱除去系ポンプが停止するとともに、原子炉保護系電源の喪失により格納容器隔離信号が発信することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が自動閉となる。その後、非常用ディーゼル発電機が起動し非常用母線の電源が回復した場合でも、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が閉の状態ではインターロックにより残留熱除去系ポンプを残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として起動することはできないため、運転員は事象発生後速やかに崩壊熱除去機能の喪失を認知することができる。このため、本評価においては、運転員による対応操作を厳しく評価する観点から、事象発生1時間後（1時間毎の中央制御室の巡視により事象を認知する時刻）までは、外部電源がある場合を想定する。



事象発生 1 時間以降は、外部電源の有無によらず事象進展は同様であるが、格納容器隔離信号をリセットするために必要な原子炉保護系母線の受電操作、及び資源の評価の観点から厳しくなる、外部電源がない場合を想定する。

(添付資料 1.3.2, 5.1.8)

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は  $1,605\text{m}^3/\text{h}$  とする。

(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の伝熱容量

伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき 1 基当たり約 43MW（原子炉冷却材温度  $100^\circ\text{C}$ 、海水温度  $32^\circ\text{C}$ において）とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 崩壊熱除去機能喪失は、事象発生から 1 時間後の中央制御室の巡視

において認知するものとする。なお、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障した場合は、警報等により速やかに事象発生を認知できるが、運転員による対応操作の時間余裕を厳しく評価する観点から、本評価では警報による認知には期待せず、1 時間毎の中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が停止していることを認知するものとしている。

(b) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は、残留熱

## 「5.2 全交流動力電源喪失」より抜粋

- (a) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量は、崩壊熱による原子炉冷却材の蒸散を補うために必要な注水流量として、 $27\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

- (b) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

残留熱除去系海水系への海水通水時の伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき1基当たり約24MW（原子炉冷却材温度 $100^\circ\text{C}$ 、海水温度 $32^\circ\text{C}$ において）とする。

- d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作は、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作の完了後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作に要する時間を考慮して事象発生25分後に完了し、原子炉水位の低下を確認後、注水を開始する。

- (b) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱操作は、非常用母線及び原子炉保護系母線の受電操作の完了後に残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から4時間55分後に実施する。

- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの原子炉水位の推移を第5.2-4図に、原子炉水位と線量率の関係を第5.2-5図に示す。

第1表 燃料損傷までの余裕時間

事故シーケンス	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量 (m <sup>3</sup> ) ※1	冷却材流出流量 (m <sup>3</sup> /h)	燃料損傷までの余裕時間 (h)
RHR切替時のLOCA	B	原子炉ウェル満水	1,056	47	22.7
	A, C, D	通常水位	157	45	3.5
CUWブロー時のLOCA	C, D	通常水位※2	157	45	3.5
CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウェル満水	1,056	204	5.5
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウェル満水	1,056	93	12.1

※1 原子炉ウェル満水状態における保有水量は、原子炉側のみの水量を考慮（プールゲートが閉止状態であることを想定し、使用済燃料プールの保有水量を含めない。）。

※2 CUWブローは原子炉水位が通常水位より高い状態において、原子炉冷却材を放射性廃棄物処理施設等へブローすることにより、原子炉水位を通常水位とするための操作である。CUWブロー時のLOCAは、原子炉水位が通常水位に到達した際にCUWブローの停止操作に失敗することにより原子炉冷却材の流出が継続し、燃料損傷に至る事故シーケンスであるため、燃料損傷に至るまでの余裕時間は原子炉水位が通常水位の場合の保有水量を用いて評価している。