

であるものの、地震・津波による複数の信号系の損傷程度を特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも地震・津波の合計で 8.3×10^{-8} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (8.4×10^{-5} (／炉年)) に対して 0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

以上の 5 つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに、損傷程度の不確実さが大きく、様々な損傷の程度・組み合わせの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループと考えた場合、原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震 P R A 及び津波 P R A の結果からは、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている。一方、これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量等の着眼点が考えられるものの、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。

したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するので

はなく、発生する事象の程度や組み合わせに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷や原子炉格納容器破損に直接的に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記のとおり、頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して、有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

<参考：解釈の関連記載>

1-1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、規則で想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、規則で想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

第1表 地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)			
	内部事象	地震	津波	合計
小破断LOCA+補助給水失敗	6.1E-09	4.7E-07	—	4.8E-07
極小LOCA+補助給水失敗	6.0E-08	—	—	6.0E-08
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.1E-07	1.3E-07	—	4.4E-07
過渡事象+補助給水失敗	2.8E-06	—	—	2.8E-06
手動停止+補助給水失敗	6.6E-06	—	—	6.6E-06
外部電源喪失+補助給水失敗	1.4E-07	1.5E-06	5.6E-11	1.6E-06
2次冷却系の破断+補助給水失敗	2.1E-06	6.1E-07	—	2.7E-06
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	4.8E-11	5.1E-08	—	5.1E-08
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	6.1E-08	—	—	6.1E-08
DC母線1系列喪失+補助給水失敗	8.4E-09	—	—	8.4E-09
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	3.4E-07	—	3.4E-07
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.4E-06	1.1E-05	3.2E-07	1.3E-05
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	4.2E-05	8.5E-07	—	4.3E-05
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	4.4E-09	—	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	9.5E-07	7.2E-08	—	1.0E-06
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.8E-09	1.2E-10	—	2.9E-09
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.4E-07	ε	—	1.4E-07
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	9.1E-09	4.7E-08	—	5.6E-08
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	4.5E-07	5.2E-09	—	4.6E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.3E-11	—	—	1.3E-11
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.4E-11	—	—	1.4E-11
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	2.0E-08	9.7E-10	—	2.1E-08
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	2.1E-06	—	2.1E-06
大破断LOCA+低圧注入失敗	1.2E-09	2.4E-06	—	2.4E-06
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	1.1E-09	—	1.0E-08
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	ε	—	2.5E-11
中破断LOCA+高圧注入失敗	1.7E-07	2.0E-08	—	1.9E-07
小破断LOCA+高圧注入失敗	5.4E-07	1.6E-06	—	2.1E-06
極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	2.1E-07	—	—	2.1E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	4.5E-11	—	—	4.5E-11
大破断LOCA+低圧再循環失敗	7.6E-08	4.3E-07	—	5.1E-07
中破断LOCA+低圧再循環失敗	2.4E-07	1.1E-09	—	2.4E-07
中破断LOCA+高圧再循環失敗	7.0E-08	1.4E-11	—	7.0E-08
小破断LOCA+低圧再循環失敗	7.6E-07	4.1E-07	—	1.2E-06
小破断LOCA+高圧再循環失敗	2.3E-07	5.2E-09	—	2.4E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	6.2E-11	—	—	6.2E-11
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	9.9E-12	—	—	9.9E-12
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	8.2E-07	—	—	8.2E-07
原子炉建屋損傷	—	ε	—	≒0
原子炉格納容器損傷	—	2.5E-07	—	2.5E-07
原子炉補助建屋損傷	—	ε	—	≒0
複数の信号系損傷	—	8.3E-08	3.1E-10	8.3E-08
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	3.8E-07	—	3.8E-07
合 計	6.1E-05	2.3E-05	3.2E-07	8.4E-05

ハッチング：地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

ε：1E-11未満

国内外の重大事故等対策に係る設備例について

(1) 国外での先進的な対策の調査方法

国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、国外の原子力規制機関である、米国原子力規制委員会（NRC）、フランス原子力安全規制機関（ASN）等の規制文書、米国の最終安全解析書（FSAR）等の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等の調査を実施した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても合わせて調査を実施した（第1図参照）。

(2) 国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、美浜3号炉で整備している対策と比較した結果を第1表に示す。

すべての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、美浜3号炉においても整備されていることを確認した。また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

国外の炉心損傷防止対策情報

原子力規制機関発行の規制文書

米国
原子力規制委員会 (NRC)

- ・連邦規則 (10CFR)
- ・Regulatory Guide 等

フランス
原子力安全規制機関 (ASN)

- ・政令、省令、通達
- ・基本安全規則 (RFS) 等

ドイツ
環境・自然保護・
原子炉安全省 (BMU)

- ・BMU 規制指針
- ・原子力安全委員会 (RSK) 勧告
- ・原子力技術基準委員会 (KTA) 技術基準 等

英国
原子力規制局 (ONR)

- ・原子力施設の
評価安全基規則 (SAP)
- ・技術評価ガイド (TAG) 等

事業者の公開文書

- ・米国の最終安全解析書 (FSAR)
- ・英国の建設前安全解析書 (PCSR) 等

欧州 ストレステスト報告書

- ・ストレステスト国別最終報告書
- ・ストレステストピアレビュー報告書
- ・ストレステスト後のアクションプラン 等

国外原子力規制関係情報の調査会社委託

- ・海外コンサルティング会社による聞き取り情報
- ・海外関係者を招へいして行ったセミナーでの説明資料
- ・海外原子力プラント視察から得られる情報 等

【情報入手先】

- ・原子力安全推進協会 (JANSI)
- ・国外原子力規制関係情報の調査委託会社

第1図 国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(1/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
1	2 次冷却系からの除熱機能喪失	炉心冷却	・フィードアンドブリード*	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	－	欧米では安全注入及び加圧器逃がし弁の開放によるフィードアンドブリードを整備している。当社においても同様に高圧注入ポンプによる炉心注入及び加圧器逃がし弁開放によるフィードアンドブリードを整備している。
		蒸気発生器代替給水手段	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (200%×1 系統) 合計 400%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (100%×1 系統) 合計 300% ・大容量ポンプ	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン駆動補助給水ポンプ (100%×2 系統) 合計 400%	・独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ (ディーゼル駆動若しくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動) (50%×4 系統) 合計 200%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (100%×2 系統)	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動主給水ポンプ (100%×1 系統) 合計 300%	事故時の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で 300～400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備しており、欧州においては、タービン動補助給水ポンプ、独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ等を設置している。 当社においては、当該事故時に、欧米と同様に、合計 400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。
			・ <u>主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ</u>	・高圧給水系 (主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ、起動用給水ポンプ) ・低圧給水系 (復水ポンプ、消火水ポンプ、サービス水ポンプ) ・加熱器ドレインポンプ	－	・給水タンクの主蒸気加圧による給水 (蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水)	－	－	事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、多様なポンプを複数台整備している。 当社は、欧米のように 2 次冷却系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、フィードアンドブリードによる 1 次冷却系からの炉心冷却手段を整備している。また、多様性拡張設備として常用母線及び 2 次冷却系の設備が健全である場合に有効である主給水ポンプによる 2 次冷却系からの冷却手段を整備している。
			・ <u>消防ポンプ</u> ・ <u>蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)</u> ・ <u>接続口</u>	・可搬式ディーゼル駆動ポンプ ・接続口	－	・可搬式ポンプ (+可搬式ディーゼル発電機)	・可搬式ポンプ ・補助給水系の接続口 (消火系ポンプ、可搬式ポンプでの蒸気発生器給水)	可搬式ポンプ	全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国では、可搬式ディーゼル駆動ポンプと接続口を配備しており、欧州においても、同様の手段を整備している。 当社においては、長期的な事故収束のための補助給水ポンプの代替手段として、消防ポンプや蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプを耐震性の観点等から多様性拡張設備として整備している。
		(給水源)	・復水タンク ・ <u>2 次系純水タンク</u> ・ <u>淡水タンク</u> ・海水	・復水タンク ・消火用水タンク ・原水貯水池 ・復水器ホットウェル ・河川、湖	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンク、軟水貯蔵タンク (重力注水による復水タンクへの補給、3 日間可)	・脱塩水貯蔵タンク、冷却塔 ・河川、水タンク車 ・補助給水系各系統の専用貯水タンク	復水タンク	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンクから復水タンクへの補給	欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替補給水源からの給水が可能である。 当社においては、複数の 2 次系純水タンクや淡水タンクのほか、代替補給水源として海水の給水も可能である。なお、一部タンクについては、耐震性の観点等から多様性拡張設備として整備している。
		(その他)	・タービン動補助給水ポンプの手動起動	－	・タービン動補助給水ポンプ制御装置の圧縮空気タンクによる遠隔又は現地操作 (5 時間)	－	－	－	全交流動力電源喪失等において、フランスでは、タービン動補助給水ポンプの遠隔又は現場操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。 当社においては、タービン動補助給水ポンプの起動信頼性向上対策として、手動起動の手順を整備している。
		蒸気発生器代替蒸気放出	・ <u>タービンバイパス系の活用</u>	・タービンバイパス系の活用	－	－	－	－	主蒸気逃がし弁が開失敗した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においては主蒸気隔離弁及びタービンバイパス弁の開放手段を整備している。 当社においては、多様性拡張設備として、常用母線及び復水器真空度が健全である場合に有効であるタービンバイパス系による 2 次冷却系からの冷却手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「過渡事象+補助給水失敗 (炉内構造物の損傷)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(2/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力 電源喪失(1/3)	代替電源設備 (交流)	・空冷式非常用発電装置*	・サイト内ガスタービン発電機 ・空冷式非常用ディーゼル発電機（既設）	・サイト共用ガスタービン発電機 ・（空冷式）非常用ディーゼル発電機 ・小型蒸気タービン駆動発電機（追設、RCP シール注水に用いる小型試験用ポンプの給電にも使用）	・独立非常用のディーゼル発電機	—	・水冷式非常用発電機 ・サイト共用ガスタービン発電機	米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧州においては、非常用ディーゼル発電機とは別の独立非常用のディーゼル発電機等を設置しているほか、全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合を想定し、RCP シール注水用蒸気駆動発電機を設置している。 当社においては、常設の交流代替電源として、ユニットごとに 2 台の空冷式非常用発電装置を設置している。
			・電源車	・可搬式ディーゼル発電機	—	・可搬式ディーゼル発電機	—	・可搬式ディーゼル発電機	欧米においては、可搬式の交流代替電源である可搬式ディーゼル発電機を配備している。当社でも同等の設備を配備しており、空冷式非常用発電装置が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。
			・号機間電力融通恒設ケーブル（1、2 号～3 号）	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続 ・第 3 の送電線（地中埋設）	—	—	欧米においては、ユニット間での電源接続を整備している。 当社においては、1 号炉又は 2 号炉の非常用高圧母線の電圧が確立している場合にディーゼル発電機の代替手段として有効である号機間電力融通恒設ケーブルを多様性拡張設備として整備している。
		(直流)	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
			・可搬式整流器 ・可搬式バッテリー ・蓄電池（重大事故等対処用）の追設	・携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電	・空冷式小型ディーゼル発電機	・可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電 ・独立非常用のディーゼル発電機による直流電源供給	・バッテリー充電用小型ディーゼル発電機	—	米国においては、携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。 当社においては、蓄電池を追設するとともに、可搬式整流器及び可搬式バッテリーを整備している。
		代替 RCP シール注水	・2 次冷却系強制冷却＋恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水	・静圧試験用ポンプによるシール注水	・小型試験用ポンプを用いたシール注水（＋小型蒸気タービン駆動発電機） ・standstill シール	・standstill シール	・緊急充てんポンプ（蒸気タービン駆動容積式）によるシール水注水	—	全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合を想定し、欧米では試験用ポンプ等による RCP シール注水手段等を整備している。 また、フランス及びドイツにおいては、standstill シールを整備している。 当社においては、RCP シール LOCA が発生する可能性のある 10 分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難と考えられることから、RCP シール LOCA への対策としては、LOCA 発生後に 2 次冷却系強制冷却により早期に 1 次冷却系圧力を低下させ、恒設代替低圧注水ポンプにより炉心注水する手段を整備している。

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(3/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜3号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失(2/3)	炉心冷却	・2次冷却系強制冷却* (蒸気発生器への給水手段は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様)	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	—	全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系冷却手段を整備しており、当社においても蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の開放による2次冷却系強制冷却手段を整備している。
		(炉心注入)	・格納容器スプレイ系—余熱除去系連絡ラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水* ・高圧及び低圧再循環* (大容量ポンプによる余熱除去ポンプ冷却用海水通水*) ・充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却)	・非安全系充てんポンプ (+代替高圧交流電源)	・余熱除去系統とは別系統の低圧注入系 ・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリーブを用いた炉心注入 (連絡スリーブ設置：事故後3日)	・独立非常用系の余熱除去系 (IRHR)	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による炉心注入	—	各国対策として、米国では非安全系充てんポンプによる炉心注入手段、フランスでは低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段、ドイツでは航空機落下等の外部事象又はテロ事象に対応するためのいわゆるパンカーシステムとしての、地下水等を水源とする独立非常用系の熱除去設備等による炉心注入手段等を整備している。 当社においては、電動機の冷却水が不要な恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水手段 (格納容器スプレイ系—余熱除去系連絡ラインを使用)、大容量ポンプによる高圧及び低圧再循環、充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却) による炉心注水手段を整備している。
		(最終ヒートシンク)	・大容量ポンプによる冷却用海水通水	—	・PUI システム (可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的) ・代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU	・非常用サービス水系 (冷却水:河川水、地下水)	・空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔)	・放水トンネルからの取水 (取水部閉塞対策) ・冷却水再循環 (排水部閉塞対策)	欧州においては、地下水等をヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用サービス系の余熱除去設備や空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔) を整備している。 当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり、電源の不要な大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		(給水源)	・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給:ほう酸タンク、使用済燃料ピット等) ・復水タンク ・2次系純水タンク ・淡水タンク ・海水	・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給:ほう酸ホールドアップタンク、使用済燃料ピット、クロスタイを有する他ユニットの燃料取替用水タンク、大型水源と組み合わせたほう酸水貯蔵タンク)	・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給)	・代替ほう酸水貯蔵タンク	・燃料取替用水タンク	・燃料取替用水タンク	欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、燃料取替用水タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても燃料取替用水タンクからの給水手段、同タンクへのほう酸水給水手段のほか、淡水や海水の給水手段も整備している。一部タンクについては、耐震性の観点等から多様性拡張設備として整備している。

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(4/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電 源喪失(3/3)	原子炉格納容 器冷却	・格納容器内自然対 流冷却※(大容量ポ ンプによる冷却用 海水通水※。格納容 器循環冷暖房ユニ ット 2 台)	・ファンクーラー× 5 台	—	—	・ファンクーラー(空 冷式熱除去設備 (乾式冷却塔)に よるユニットの冷 却)×4 台	—	米国、英国ともファンクーラーを用いた冷却手 段を整備しているが、英国では、格納容器冷却フ ァン熱交換器の冷却手段として空冷式熱除去設 備(乾式冷却塔)整備している。 当社においては、格納容器循環冷暖房ユニット に大容量ポンプにより海水を通水することで、全 交流動力電源喪失等により格納容器循環ファン が停止している場合においても、格納容器内自然 対流冷却により格納容器内雰囲気を冷却する手 段を整備している。
			・恒設代替低圧注水 ポンプ ・ <u>格納容器スプレイ ポンプ(自己冷却)</u> ・ <u>ディーゼル/電動 消火ポンプによる 格納容器内注水</u>	・可搬式ディーゼル 駆動消火用ポンプ による代替格納容 器スプレイ	・低圧注入系と格納 容器スプレイ系の 連絡スリーブを用 いた格納容器除熱 (連絡スリーブ設 置：事故後 3 日) ・PUI システム(可 搬式ポンプ+可搬 式熱交換器、大・ 中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除 去が目的)	—	—	—	米国においては、ディーゼル駆動消火ポンプを 用いた代替格納容器スプレイ手段を整備してい る。 フランスにおいては、格納容器スプレイ系が全 喪失した場合においても、低圧注入系と格納容器 スプレイ系の連絡スリーブを用いた低圧注入系 による代替格納容器スプレイ手段を整備してい る。 当社においては、恒設代替低圧注水ポンプを用 いた代替格納容器スプレイを整備している。ま た、系統汚染のため再循環時に使用できず、使用 準備に時間を要するものの、恒設代替低圧注水ポ ンプのバックアップとして有効な格納容器スプ レイポンプ(自己冷却)に加え、火災が発生して いない場合に有効なディーゼル/電動消火ポン プを多様性拡張設備として整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失(複数の電気盤破損)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関 連する情報は無い。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(5/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-2	原子炉補機冷却機能喪失	代替補機冷却	大容量ポンプによる冷却用海水通水	—	・代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU	・非常用サービス水系(冷却水:河川水、地下水)	・空冷式予備熱除去設備(乾式冷却塔による代替補機冷却)	—	最終ヒートシンク喪失が発生した場合、ドイツでは、河川水又は地下水を最終ヒートシンクとした非常用サービス水系が設置されているほか、イギリスでは、耐震性を備え冷温停止時における原子炉補機冷却系統負荷の除熱が可能な、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。 当社においては、大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		海水系の代替手段	・大容量ポンプ	・補助海水ポンプ	—	—	—	・放水トンネルからの取水(取水部閉塞対策) ・冷却水再循環(排水部閉塞対策)	原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。また、スウェーデンでは海面の凍結等の影響による冷却水取水部、排水部の閉塞時における冷却水確保手段として、冷却水を冷却系の入口又は冷却水取水部へ再循環させる手段を整備している。 当社においては、原子炉補機冷却水系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、電源が不要であり、取水口と別の箇所から取水可能な大容量ポンプによる海水供給又は海水ポンプの復旧により、原子炉補機冷却水系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗(内部事象・津波起因)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 IPE (NUREG-1560, Vol.1-6) における「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シーケンスに対する対策に関する記載は確認できなかった。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書(PCSR)を確認した。 補機冷却系については、いくつかの補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シーケンスに関する情報は確認できなかった。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(6/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
3	格納容器除熱 機能喪失	原子炉格納容 器冷却	・格納容器自然対流 冷却* (原子炉補機 冷却水*又は大容 量ポンプによる冷 却用海水通水) ・恒設代替低圧注水 ポンプ	・ 2－1 における、 「原子炉格納容器 冷却」と同様	・ 2－1 における、 「原子炉格納容器 冷却」と同様	・ 2－1 における、 「原子炉格納容器 冷却」と同様	・ 2－1 における、 「原子炉格納容器 冷却」と同様	・ 2－1 における、 「原子炉格納容器 冷却」と同様	欧米における原子炉格納容器の冷却手段は、2－1 と同様である。 当社においては、格納容器内自然対流冷却における 冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能 である以外は、2－1 と同様である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。						
4	原子炉停止機 能喪失	原子炉停止	・ A T W S 緩和設備* (タービントリッ プ、主蒸気隔離及 び補助給水ポンプ の起動)	・ A T W S 緩和系自 動回路	・ A T W S 緩和系自 動回路				A T W S 対策設備として、欧米においては、A T W S 緩和系自動回路 (A M S A C * ¹) を整備している。 当社プラントについても、自動で主蒸気隔離弁の閉 止及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポ ンプを自動起動することで、原子炉固有の負の反応度 帰還効果により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を 行う、A T W S 緩和設備を設置している。 * 1 : <u>A T W S mitigation system actuation circuitry</u> A T W S 発生時に補助給水系を自動起動し、タ ービンをトリップさせる (当社は主蒸気隔離も あわせて整備)
			・緊急ほう酸注入 (化 学体積制御系)	・緊急ほう酸注入系 ・大容量ポンプ (デ ィーゼル駆動)	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	欧米においては、A T W S 発生時に原子炉を未臨界 に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備し ている。 当社においては、手動で化学体積制御系による緊急 ほう酸注入手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(7/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜 3 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
5	E C C S 注水 機能喪失	炉心注入	・ 2 次冷却系強制冷却* (蒸気発生器への給水手段は、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」と同様) ・ 余熱除去ポンプ* ・ 格納容器スプレイ系－余熱除去系連絡ラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプ等による炉心注入	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	－	欧米における炉心注入手段は、2－1 の<炉心冷却>における炉心注入手段と同様である。 当社においては、「中小破断 L O C A + 高圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた 2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却系を減温減圧し、低圧注入を促進する手段を整備している。
		(給水源)	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	－	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A (地震起因))」、「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 (内部事象・地震起因)」、「大・中 L O C A + 蓄圧注入失敗 (内部事象)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 I P E (N U R E G - 1 5 6 0 , V o l . 1 - 6) において、「シビアアクシデントマネジメントガイドライン (S A M G) で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの S i z e w e l l B の建設前安全解析書 (P C S R) を確認した。 L O C A についてはいくつかの複合事象が考慮されており、「大 L O C A + 低圧注入失敗 (短期間) + 外部電源喪失」のシーケンスが存在するが、対策は無い。						
6	E C C S 再循環 機能喪失	代替再循環	・ 格納容器スプレイ系－余熱除去系連絡ラインを用いた代替再循環*	・ 充てんポンプ、安全注入ポンプ、余熱除去ポンプによる代替再循環	・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた代替再循環 (連結スリーブ設置 : 事故後 3 日)	・ 独立非常用系のほう酸水高圧注入系による代替再循環	・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による代替再循環	－	欧米においては、米国では、低圧注入系による代替再循環手段を整備しており、フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段を整備している。 ドイツでは、独立非常用系のほう酸水高圧注入系による代替再循環手段を整備している。 当社においては、E C C S 注水系の喪失時は、格納容器スプレイ系－余熱除去系連絡ラインを用いた格納容器スプレイ系再循環手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜 3 号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(8/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			美浜3号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)	格納容器バイパス防止	・クールダウンアンドリサーキュレーション※ ・インターフェイスシステムLOCAの検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	・1次系フィードアンドブリード+2次冷却系強制冷却 ・インターフェイスシステムLOCAの早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	－	・フィードアンドブリード	・主蒸気逃がし弁（空気の作動）開による1次冷却系の除熱	－	欧米においては、1次冷却系及び2次冷却系のフィードアンドブリードによる冷却手段を整備しているほか、インターフェイスシステムLOCAの早期検知手段（既設の計装・設備から兆候を検知）を整備している。 当社においては、既設の計装・設備を用いてインターフェイスシステムLOCAの兆候を検知・隔離する手段及びECCS等により1次冷却系への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による冷却及び加圧器逃がし弁等による減圧を実施することで漏洩を抑制し、余熱除去系により炉心を冷却する手段（クールダウンアンドリサーキュレーション）を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、美浜3号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 WH-PWRにおいて、いくつかのFSAR（Beaver Valley、Callaway、Catawa等）を調査したが、SGTR評価における想定破損は、完全両端破断1本である。 ○欧州 現状以上の対策は実施していない。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

事故（SGTR、IS-LOCA）時の

原子炉トリップ失敗の取扱いについて

内部事象レベル 1 PRAでは、イベントツリー作成に際して炉心損傷回避の成功基準として原子炉トリップに期待している起因事象について、ヘディング「原子炉トリップ」を設定し、トリップしゃ断器の故障等により原子炉トリップに失敗した場合をそれぞれ 1 つの事故シーケンスとして抽出している。

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスについてはイベントツリー上で「ATWSのイベントツリーで整理」と記載しているが、ATWSの炉心損傷頻度の評価対象となる起因事象について具体的には以下 2 つの観点で整理している。

①「運転時の異常な過渡変化」への該当

「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（以下「規則」という。）」第 44 条の記載からも ATWS の対象とする起因事象は「運転時の異常な過渡変化」とされており、これにより整理した。

【規則抜粋】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第 44 条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する

おそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

② A T W S 緩和設備作動に期待する事象

炉心損傷頻度算出に際して、A T W S の起因事象発生頻度として1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、A T W S 緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象を評価対象として整理した。

具体的には、安全評価指針における「運転時の異常な過渡変化」のうち、A T W S 発生時に蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる事象（A T W S 緩和設備が作動する事象）としては、以下の5事象であり、そのうち発生実績のある3事象（外部電源喪失、主給水流量喪失、負荷の喪失）を対象として評価した。

事象	発生件数 (1976/4/1～2011/3/31)
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	実績なし
原子炉冷却材流量の部分喪失	実績なし
外部電源喪失（送電系の故障を含む）	9件
主給水流量喪失	5件
負荷の喪失	20件

前述の観点により今回の内部事象レベル1 P R A のイベントツリーから抽出される原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いを整理した結果は以下のとおりである。S G T R、I S－L O C A等、観点①、②により対象外と整理した起因事象については、A T W S の観点では比較的厳しくない^{※1}事象であると考えられるため、A T W S の起

因事象発生頻度の評価対象外としている。なお、観点①、②により対象外とした事故シーケンスの発生頻度は対象起因事象 3 事象から算出された A T W S の発生頻度 (2.0×10^{-8} (／炉年) ※²) と比較して十分低いことを確認している。

さらに、このように低頻度ではあるものの、S G T R や I S - L O C A 時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、参考に示すように、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作、M - G セット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

起因事象	観点① 「運転時の異常な過渡変化」に該当	観点② A T W S 緩和設備が必要で 起因事象発生実績有	備考 (原子炉トリップ失敗 確率 $2.8\text{E-}7$)
小破断 L O C A	×	×	発生頻度: $6.2\text{E-}11$ (/炉年)
極小 L O C A	×	×	発生頻度: $5.9\text{E-}10$ (/炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度: $5.6\text{E-}11$ (/炉年)
外部電源喪失	○	○	A T W S 対象
2 次冷却系の破断	×	×	発生頻度: $1.2\text{E-}10$ (/炉年)
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度: $6.7\text{E-}10$ (/炉年)
主給水流量喪失、 過渡事象	○	○	A T W S 対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイス システム L O C A	×	×	発生頻度: $8.4\text{E-}18$ (/炉年)

※ 1 : L O C A 事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、A T W S 時の挙動の緩和に期待できる。また、蒸気発生器による冷却が健全であれば、1 次冷却系を減圧することが可能である。

※ 2 : 原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析により評価しているため、数値はプラントの原子炉保護系設備構成に依存するが、国内 P W R プラントの原子炉保護系の基本的な設計の考え方は同等であり、ここでの評価に有意に影響するような差異ではない。

＜参考：SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について＞

低頻度ではあるものの、外部電源喪失や主給水流量喪失、負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には、現在想定しているATWS事象よりも1次冷却系に対して厳しい条件となることが想定される。

特にSGTRやIS-LOCAといった原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパスシーケンスとなる可能性のある事象については、本来の炉心損傷防止対策である系外への冷却材の放出抑制のための漏えい箇所の隔離やクールダウンアンドリサーキュレーションに対して負の反応度投入を目的とした手動トリップやほう酸水注入が必要となる等、事象進展や対策が大きく異なるが、このような場合には「止める、冷やす、閉じ込める」の優先順位で対応するよう定められた安全機能ベースの運転手順に基づき、順次対応を実施することとしている（別添参照）。

具体的にSGTRやIS-LOCAが発生した場合に原子炉トリップが必要となるのは、破損伝熱管が1本程度のSGTR、規模が小さく隔離が早めに成功したIS-LOCA等であり、原子炉トリップまで数分、仮に炉心への注入機能が喪失した場合でも、炉心損傷まではさらに数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

一方、ATWSは、発生後数分の間に急峻な事象進展挙動を示し、対応として手動トリップによる制御棒挿入あるいはほう酸の添加により事象が終結する、長くても数十分の短期間の事象である。

また、重大事故等対策として整備しているATWS緩和設備は、補助

給水起動、タービントリップ及び主蒸気隔離を作動させるものであり、SGTR時やIS-LOCA時に必要な安全機能の動作を阻害するものではない。また、ATWS時の挙動緩和としては重要であるが、SGTRやIS-LOCAの比較的緩やかな挙動に対する影響は軽微なことから、SGTR時やIS-LOCA時にATWS緩和設備が作動したとしても、これらの事象への対応に有意な悪影響を及ぼすものではない。

したがって、SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作やM-Gセット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

別添：「手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について」（抜粋）

手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について(1/2)

＜安全機能パラメーター一覧＞

●事故時操作所則(第2部)の手順書には適用条件が定められているが、複数の適用条件が同時に成り立った場合には、使用するための優先順位が必要になる。

各手順書間における適用の優先順位の考え方

＜事象ベース手順書同士の優先順位＞

基本的には、事象ベースであるため手順書間の重畳はないため優先順位はない。

＜安全機能ベース手順書同士の優先順位＞

「止める」「冷やす」「閉じ込める」の安全機能に従った優先順位を決定している。

＜安全機能ベースと事象ベースの相互間の優先順位＞

事象ベース手順書対応時に、安全機能ベース手順書の条件が満たされた場合は、基本的に安全機能ベース手順書に移行する。なお、事象ベース手順書「全交流電源喪失」のようなサポート系の機能喪失等については基本的に事象ベース手順書内で安全機能ベース手順書の主となる運転操作を実施するため、その観点からも安全機能ベースが優先となっている。

優先順位	緊急度	安全機能ベースの操作所則	監視パラメータおよび適用条件
1	高	未臨界の維持(1)	①原子炉出力 $\geq \square\%$ または ②中間領域(IR)起動率が $\square$
2		炉心冷却の維持(1)	炉心出口温度 $\geq \square^{\circ}\text{C}$
3		S/G除熱機能の維持	①全S/G狭域水位 $\square\%$ および合計補助給水流量 $\square\text{m}^3/\text{h}$ または ②いずれかのS/Gが主蒸気安全弁作動圧力($\square\text{MPa}$)以上で上昇継続
4		格納容器健全性の維持	格納容器圧力 $\geq \square\text{kPa}$ および内部スプレ系不作動
5		放射能放出防止	格納容器内高レンジモニタ指示値 $\geq \square\text{mSv/h}$ および内部スプレ系不作動
6	低	未臨界の維持(2) 注1	①中性子源領域(SR)起動率が $\square$ または ②P-6以上で中間領域(IR)起動率 $> \square\text{DPM}$ 注1 未臨界状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 他の安全機能確保を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定
7		炉心冷却の維持(2) 注2	サブクール度 $\leq \square^{\circ}\text{C}$ および炉心出口温度 $\leq \square^{\circ}\text{C}$ 注2 炉心冷却状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 他の安全機能確保を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定
8		1次系保有水の維持	加圧器水位 $\leq \square\%$
—	—	事故時操作所則(第3部)へ移行	炉心出口温度 $\geq \square^{\circ}\text{C}$ 及び格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $\geq \square\text{mSv/h}$

●安全機能ベース操作所則導入条件の連続監視

→事象判別や事象判別後の収束までの間、原子炉停止機能、炉心冷却機能および蒸気発生器除熱機能等の安全機能を監視
→安全機能が喪失した場合、事故時操作所則(第2部)に移行し、安全機能ベースの操作所則により対応を実施

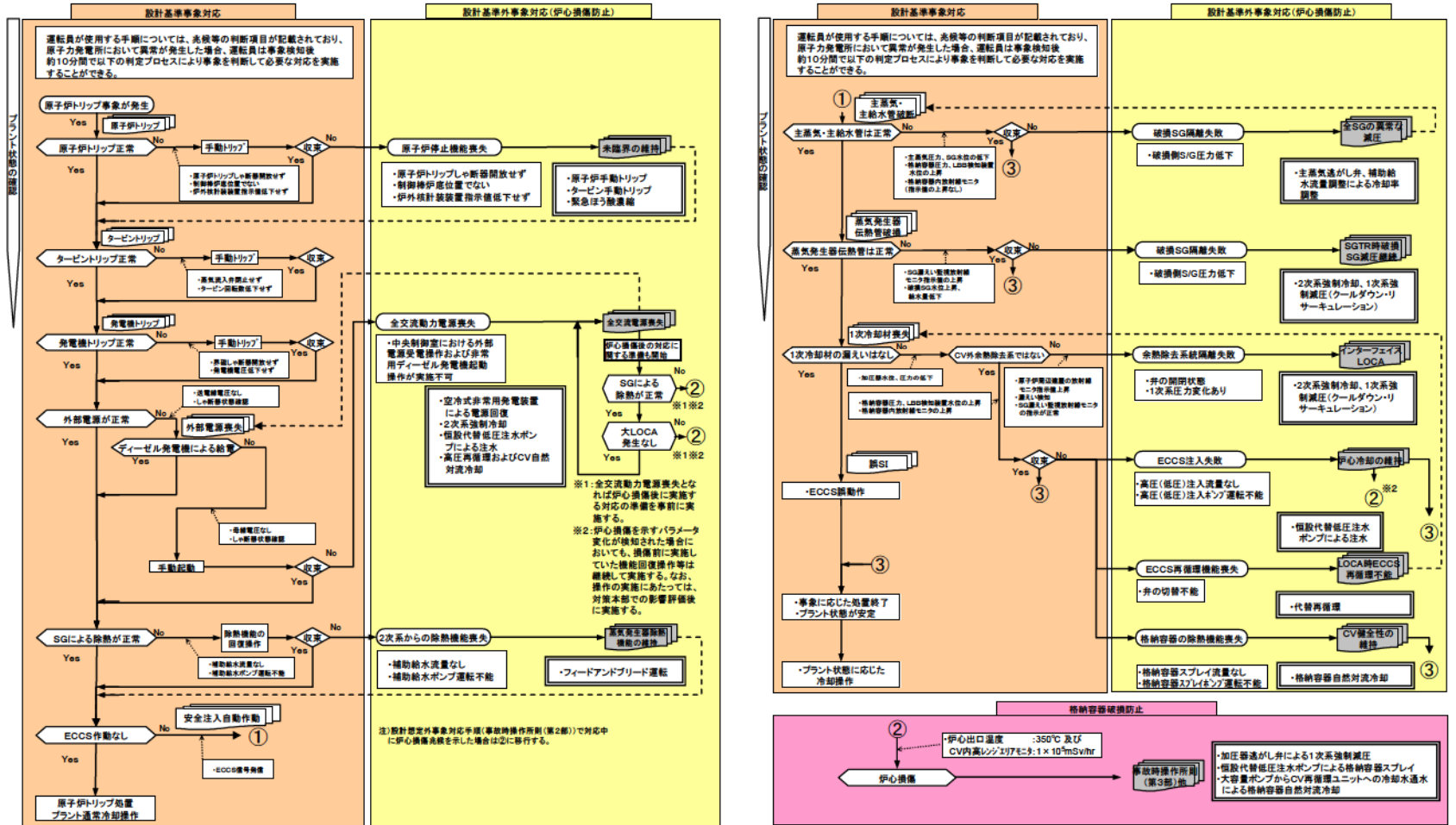
●安全機能パラメータの連続監視

→安全機能ベース操作所則導入判断に用いる計器類については、中央制御室内に設置されており、容易に監視が可能である。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について(2/2)

原子力発電所における異常発生時のプラント状態の確認と使用マニュアルの例



凡例: [] 設計基準事象対応手順(事故時操作所則) [] 設計基準外事象対応手順(事故時操作所則(第2部))

凡例: [] 設計基準事象対応手順(事故時操作所則) [] 設計基準外事象対応手順(事故時操作所則(第2部))および事故時操作所則(第3部)

P R Aにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する重大事故等対処設備の整備状況等を確認した。

各事故シーケンスをカットセットレベルまで展開した結果、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じる等、今後のさらなる安全性向上に資することができると考えられる。

なお、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスに対しては、全炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認しており、さらにこれらの事故シーケンスに対しては、炉心損傷を防止することは困難であるが、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できるカットセットが存在することを確認した。

また、格納容器破損防止対策の各格納容器破損モードについても同様に、格納容器破損頻度がドミナントとなるプラント損傷状態（P D S）と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点でドミナントなカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

以下に、内部事象レベル 1、内部事象レベル 1. 5、停止時レベル 1 P R Aそれぞれにおけるカットセット分析結果を示す。

1. 内部事象レベル 1 P R A

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 炉心損傷頻度が 1×10^{-7} (／炉年) 以上のカットセット
- ・ 事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等について第 1-1 表～第 1-7 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表～第 1-7 表に示したとおり、一部に「大破断 L O C A + 低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合において、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認した。

一方、P R A では様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、その事故シーケンス上の違いを考慮するが、類似するものはまとめられて 1 つの事故シーケンスとして扱っている。そのため、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在する。

事故シーケンスに含まれる機器の故障モードを分析した結果、事故シーケンスグループのうち、「E C C S 注水機能喪失」及び「E C C S 再循環機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があ

ることを確認した。

○ECCS注水機能喪失（第 1-5 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、高圧注入や低圧注入等に失敗することで、炉心からの除熱に失敗する事故シーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷却による低圧注入としているが、「極小LOCA+充てん／高圧注入失敗」の事故シーケンスのうち、燃料取替用水タンクが閉塞した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない。しかしながら、この場合でも、1次系純水タンク及びほう酸タンクを用いた充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

○ECCS再循環機能喪失（第 1-6 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、高圧再循環又は低圧再循環に失敗することで、炉心からの除熱に失敗するシーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策は、2次冷却系強制冷却による代替再循環等としているが、「DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+低圧再循環失敗」の事故シーケンスのうち、健全側の海水ストレーナ又は海水系配管の外部リークが発生することにより原子炉補機冷却水系の機能喪失により、低圧再循環に失敗し^{※1}、当該シーケンスが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない^{※2}。しかしながら、この場合でも、手動による負荷の切り離し操作により、原子炉補機冷却水系の機能を確保することで低圧再循環の実施が可能となり炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

※1：DC母線が1系列喪失し、健全側の海水ストレーナ又は海水配管の外部リークが発生した場合、海水ポンプは1台のみの運転となるとともに、自動での負荷の切り離しにも失敗し、低圧再循環失敗となる。

※2：代替再循環には内部スプレポンプが必要となるが、※1と同様、原子炉補機冷却水系の機能が確保できずに、ポンプの冷却が不能となり代替再循環に失敗し炉心損傷に至る。

第 1-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（2 次冷却系からの除熱機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
手動停止 +補助給水失敗	①復水タンク閉塞	2.8E-6	43%	6.6E-6	フィード アンド ブリード	○
	②補助給水系各機器のリーク	1.1E-6	17%			○
過渡事象 +補助給水失敗	手動停止と同様			2.8E-6	手動停止と同様	
2 次冷却系の破断 +補助給水失敗	① 2 次冷却系破断事象診断失敗に よる破断 SG ループへの給水停 止失敗	1.2E-6	56%	2.1E-6	フィード アンド ブリード	○
	②電動補助給水ポンプ出口弁 563A 閉操作失敗	3.7E-7	18%			○
	③補助給水流量制御弁 3120 閉操作失敗	3.7E-7	18%			○
主給水流量喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			3.1E-7	手動停止と同様	
外部電源喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			1.4E-7	手動停止と同様	
SGTR +補助給水喪失	手動停止と同様			6.1E-8	手動停止と同様	
極小 LOCA +補助給水失敗	手動停止と同様			6.0E-8	手動停止と同様	
DC 母線 1 系列喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			8.4E-9	手動停止と同様	
小破断 LOCA +補助給水失敗	手動停止と同様			6.1E-9	手動停止と同様	
2 次冷却系の破断 +主蒸気隔離失敗	①「主蒸気ヘッダタービン動補助 給水ポンプ主蒸気取出弁後逆止 弁012A閉失敗」+「主蒸気ヘッ ダタービン動補助給水ポンプ主 蒸気取出弁011A閉操作失敗」	3.4E-11	71%	4.8E-11	フィード アンド ブリード	○
	②「主蒸気隔離バイパス弁3017 (3018)内部リーク」+「主蒸気逆 止弁540A閉失敗」	6.6E-12	14%			○
	③「主蒸気隔離弁537B(C)閉失敗」 +「主蒸気逆止弁540A閉失敗」	6.1E-12	13%			○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスが大半を占めている。補助給水機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられ、ここでは、復水タンク閉塞による水源喪失が支配的となっているが、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。
- また、「2 次冷却系の破断+補助給水失敗」及び「2 次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の事故シーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断過誤や操作失敗（HE）が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

第 1-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット
(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失)

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 +非常用所内 交流電源喪失	①ディーゼル発電機-A(B)継続運 転失敗+ディーゼル発電機 -B(A)試験による待機除外	1.5E-7	11%	1.4E-6	空冷式非常用 発電装置 +2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	○
	②1次系冷却水ポンプ出口弁 5112A(D)戻し忘れ +ディーゼル発電機-B(A)試験 による待機除外	1.1E-7	8%			○
	③ディーゼル発電機-A(B)起動失 敗+ディーゼル発電機-B(A)試 験による待機除外	1.0E-7	7%			○
原子炉補機 冷却機能喪失 +RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	4.2E-5	100%	4.2E-5	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ※1に よる炉心注入	○
原子炉補機 冷却機能喪失 +補助給水失敗	①タービン動補助給水ポンプ試 験による待機除外	4.0E-7	42%	9.5E-7	無し	—※2
	②タービン動補助給水ポンプ起 動失敗	3.2E-7	34%			—※2
	③タービン動補助給水ポンプ保 修による待機除外	2.0E-7	21%			—※2
原子炉補機 冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁 ／安全弁 LOCA	加圧器安全弁 8010A(B,C) 再閉止失敗	9.0E-7	100%	9.0E-7	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ※1に よる炉心注入	○

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

※2：炉心損傷防止対策が有効なカットセットであるが、時間余裕の観点で発生頻度の低減が
厳しい

【主要なカットセットに対する検討】

- 「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」はディーゼル発電機 1 台が試験による待機除外中に別の 1 台が継続運転に失敗する等して非常用所内交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することにより炉心損傷防止が可能である。
- 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられるが、この場合も2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することで炉心損傷防止が可能である。
- また「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」においても2次冷却系からの除熱機能喪失時と同様、フィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能な事故シーケンスであるが、フィードアンドブリードを実施するためには、喪失した原子炉補機冷却機能の復旧が必要であり、時間余裕の観点から発生頻度の低減が厳しい事故シーケンスである。また、主給水系が健全である場合、主給水系を用いた代替給水により炉心損傷を防止できる場合もある。

第 1-3 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉格納容器の除熱機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	①内部スプレポンプ入口弁（燃料取替 用水タンク側）6400A,B閉操作失敗	9.5E-8	21%	4.5E-7	格納容器内 自然対流冷却	○
	②内部スプレポンプ入口弁（格納容器 再循環サンプ側）6408A,B閉操作失 敗	9.5E-8	21%			○
	③内部スプレポンプ起動操作失敗	9.5E-8	21%			○
中破断 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	小破断LOCAと同様			1.4E-7	小破断 LOCA と同様	
小破断 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	①内部スプレリング入口弁6407A (B,C,D)閉塞 +内部スプレポンプC(A,B,D)試験に よる待機除外	2.0E-9	22%	9.1E-9	格納容器内 自然対流冷却	○
	②格納容器スプレイ作動信号 A,B両トレン共通要因故障	5.4E-10	6%			○
	③内部スプレクーラ出口元弁6405 A,B開失敗 共通要因故障	3.7E-10	4%			○
中破断 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	小破断LOCAと同様			2.8E-9	小破断LOCAと同様	
DC 母線 1 系列喪失 +加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +よう素除去薬品タンク出口弁 6417A閉失敗	4.4E-13	3%	1.4E-11	格納容器内 自然対流冷却	○
	②加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +内部スプレポンプ入口弁（燃料取替 用水タンク側）6400A閉失敗	4.4E-13	3%			○
DC 母線 1 系列喪失 +加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +内部スプレポンプ（Aトレン側） 試験による待機除外	2.1E-12	16%	1.3E-11	格納容器内 自然対流冷却	○
	②加圧器逃がし弁445再閉止失敗 +440Vパワーセンタ動力変圧器（Aト レン）機能喪失	4.4E-13	3%			○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入／再循環）が喪失することにより格納容器が先行破損して炉心損傷に至る事故シーケンスである。格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、内部スプレポンプ入口弁の開操作失敗や内部スプレポンプの起動操作失敗が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイ系統を使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。

第 1-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉停止機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
ATWS	①原子炉トリップ／トリップバイパス しゃ断器開失敗 共通要因故障	2.0E-8	100%	2.0E-8	ATWS 緩和設備	○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通要因故障によるしゃ断器の開失敗が支配的な要因となっている。この場合においても A T W S 緩和設備により炉心損傷防止が可能である。

第 1-5 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（ECCS 注水機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA + 高圧注入失敗	①低温側高圧注入弁 8943B(C) 閉塞	2.5E-7	46%	5.4E-7	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○
	②低温側高圧注入ラインオリフィス 03B (C) 閉塞	2.5E-7	46%			○
	③ほう酸注入タンク入口弁 8803A,B 開失 敗 共通要因故障	4.5E-9	1%			○
極小 LOCA + 充てん/ 高圧注入失敗	①充てん/高圧注入ポンプ入口ヘッダ 非常用補給水弁 115D,E 開失敗 共通要因故障	4.3E-8	21%	2.1E-7	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○
	②充てん/高圧注入ポンプ入口ヘッダ ベントライン隔離弁 8157,8158 開失敗 共通要因故障	3.6E-8	18%			○
	③燃料取替用水タンク閉塞	2.6E-8	13%			○※1
中破断 LOCA + 高圧注入失敗	小破断 LOCA と同様			1.7E-7	小破断 LOCA と同様	
大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	①アキュムレータ B(C) 閉塞	6.2E-9	68%	9.2E-9	無し	—
	②アキュムレータ出口弁 8808B(C) 閉塞	1.9E-9	20%			—
	③アキュムレータ出口逆止弁 8948B(C) 開失敗	4.2E-10	5%			—
大破断 LOCA + 低圧注入失敗	①燃料取替用水タンク閉塞	2.7E-10	23%	1.2E-9	無し	—
	②余熱除去ポンプ入口逆止弁 8958 開失敗	2.1E-10	18%			—
	③余熱除去ポンプ A,B 起動失敗 共通要因故障	1.0E-10	9%			—
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器 逃がし弁/安全弁 LOCA + 高圧注入失敗	①加圧器安全弁 8010A(B,C) 再閉止失敗 + ディーゼル発電機 A 試験による待機 除外 + 外部電源喪失	6.9E-12	16%	4.5E-11	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○※2
	②加圧器安全弁 8010A(B,C) 再閉止失敗 + 1 次系冷却水配管外部リーク (A ヘッ ダ)	5.0E-12	11%			○※2
中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	①アキュムレータ出口逆止弁 8956B,C 開失敗 共通要因故障	1.1E-11	44%	2.5E-11	無し	—
	②原子炉容器連絡逆止弁 8948B,C 開失敗 共通要因故障	1.1E-11	44%			—
	③アキュムレータ B,C 同時閉塞	1.4E-12	5%			—

※1：1 次系純水タンク及びほう酸タンクを用いた充てん/高圧注入ポンプによる炉心注入を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性がある。

※2：全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を実施することで炉心損傷防止が可能である。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、「中、小破断 LOCA + 高圧注入失敗」及び「極小 LOCA + 充てん/高圧注入失敗」が支配的となっており、これらの事故シーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。高圧注入系が喪失する要因として、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインのオリフィスや手動弁が閉塞することによる注入ライン閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として 2 次冷却系強制冷却による 1 次冷却系の減圧後、閉塞した高圧注入系と別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止するこ

とが可能である。

- 一方、「大破断LOCA+低圧注入失敗」、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、例えば、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスの場合、高圧注入や代替低圧注入ポンプ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる可能性がある。

第 1-6 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（ECCS再循環機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA + 低圧再循環失敗	①余熱除去ポンプA,B起動操作失敗	9.5E-8	12%	7.6E-7	2 次冷却系強制 冷却 + 代替再循環	○
	②余熱除去ポンプ入口弁（燃料取替用水 タンク隔離弁）8809A,B閉操作失敗	9.5E-8	12%			○
	③余熱除去ポンプA,B停止操作失敗	9.5E-8	12%			○
中破断 LOCA + 低圧再循環失敗	小破断 LOCA と同様			2.4E-7	小破断 LOCA と同様	
小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	①充てん／高圧注入ポンプ入口ヘッダ 非常用補給水弁(115D,E)閉操作失敗	9.5E-8	42%	2.3E-7	2 次冷却系強制 冷却 + 低圧再循環 又は代替再循環	○
	②余熱除去系再循環弁（充てん／高圧注 入ポンプ連絡）8706A,B開操作失敗	9.5E-8	42%			○
	③余熱除去系再循環弁（充てん／高圧注 入ポンプ連絡）8706A,B開失敗 共通要因故障	4.5E-9	2%			○
大破断 LOCA + 低圧再循環失敗	小破断 LOCA と同様			7.6E-8	代替再循環	○
中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	小破断 LOCA と同様			7.0E-8	小破断 LOCA と同様	
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器逃 がし弁 / 安全弁 LOCA + 低圧再 循環失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)閉失敗 + 海水ストレーナ（A トレン）外部リ ーク	9.0E-12	15%	6.2E-12	2 次冷却系強制 冷却 + 代替再循環	○※1
	②加圧器安全弁8010A(B,C)閉失敗 + 1次系冷却水海水配管（A トレン） 外部リーク	4.0E-12	6%			○※1
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器逃 がし弁 / 安全弁 LOCA + 高圧再 循環失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク + 冷却材ループ低圧側補助安全注入 弁8815開失敗	4.4E-13	4%	9.9E-12	2 次冷却系強制 冷却 + 低圧再循環 又は代替再循環	○
	②加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク + 充てん／高圧注入ポンプ入口ヘッ ダ非常用補給水弁(A側)115D閉失敗	4.4E-13	4%			○

※1：DC母線喪失により自動で作動しなかった弁を手動で閉止し不要負荷の制御を実施することで、低圧再循環が可能となるため、炉心損傷を防止できる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至る事故シーケンスである。美浜 3 号炉では、高圧再循環を実施する際には低圧再循環によるプースティングが必要となり低圧再循環に失敗した場合、高圧再循環も自動的に失敗となる。再循環機能が喪失する要因としてはポンプ故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失等が考えられ、ここでは余熱除去ポンプの起動操作や余熱除去ポンプ入口弁の開操作等による注入失敗が支配的となっているが、その場合でも 2 次冷却系強制冷却による代替再循環等を実施することにより炉心損傷を防止することが可能である。

第 1-7 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（格納容器バイパス）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
蒸気発生器 伝熱管破損 +破損側蒸気 発生器の 隔離失敗	①補助給水流量制御弁3120閉 操作失敗+主蒸気管破断	2.1E-7	25%	8.2E-7	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○
	②電動補助給水ポンプ出口弁 563A閉操作失敗+主蒸気管破断	2.1E-7	25%			○
	③補助給水流量制御弁3120閉 失敗+主蒸気管破断	7.7E-8	9%			○
インターフェイスシステム LOCA	—	3.0E-11	100%	3.0E-11	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器バイパス事象として蒸気発生器伝熱管破損発生後の破損側蒸気発生器の隔離失敗やインターフェイスシステムLOCAが発生するものであるが、いずれの場合もECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。

2. 内部事象レベル1．5 P R A

(1) 選定条件

レベル1．5 P R Aでは炉心損傷時のプラント損傷状態（P D S）により、事故シーケンスをグループ化し、各P D Sから個別の格納容器破損モードへ至る頻度として格納容器破損頻度を算出している。

各格納容器破損モードには複数のP D Sが属しており、評価事故シーケンス選定に際しては代表的なP D Sを選定の後、当該P D Sに属する事故シーケンスから評価事故シーケンスの選定を実施している。

ここでは、各格納容器破損モードに至る可能性のあるすべての事故シーケンスを対象に、上位3位までのカットセットを抽出することとし、主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の整備状況等について第2表に整理した。

(2) 主要なカットセットの確認結果

格納容器破損防止対策の有効性評価を行う各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるP D Sと主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

第2表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット（レベル1，5 PRA）

格納容器破損モード	PDS	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合	全CFF (/炉年)	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.1E-5	93.1%	4.4E-5	恒設代替低圧注水ポンプ※1による 代替格納容器スプレイ +格納容器循環冷却 暖房ユニット による 格納容器内 自然対流冷却 (海水直接注入) ※2	○
	TED	②原子炉補機冷却機能喪失 +タービン動補助給水ポンプ 試験による待機除外	3.6E-7	0.8%			○
	SED	③原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010A 閉失敗	2.9E-7	0.7%			○
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.1E-7	96.6%	4.2E-7		○
	SED	②原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010A 閉失敗	2.9E-9	0.7%			○
	SED	③原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010B 閉失敗	2.9E-9	0.7%			○
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.2E-7	89.6%	4.7E-7	加圧器逃がし弁 開放による 1次冷却系 強制減圧	○
	TEI	②手動停止 +復水タンク閉塞	8.0E-9	1.7%			○
	TEI	③過渡事象 +復水タンク閉塞	3.4E-9	0.7%			○
原子炉圧力容器 外の溶融燃料— 冷却材相互作用	AEI	①中破断LOCA +手動弁8943B閉塞	3.7E-10	6.4%	5.8E-9	(原子炉格納容器 耐力にて健全性を 維持可能)	○
	AEI	②中破断LOCA +手動弁8943C閉塞	3.7E-10	6.4%			○
	AEI	③中破断LOCA +オリフィス03C閉塞	3.7E-10	6.4%			○
水素燃焼	TEI	①手動停止 +復水タンク閉塞	1.7E-8	21.7%	7.7E-8	静的触媒式 水素再結合装置	○
	TEI	②過渡事象 +復水タンク閉塞	7.1E-9	9.2%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生に係る 診断失敗	6.9E-9	8.9%			○
溶融炉心・コンク リート相互作用	TEI	①手動停止 +復水タンク閉塞	1.9E-7	17.8%	1.1E-6	原子炉下部キャビ ティ注水ポンプ による 原子炉下部キャビ ティ直接注水	○
	TEI	②過渡事象 +復水タンク閉塞	8.1E-8	7.5%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生に係る 診断失敗	7.9E-8	7.3%			○

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む。

※2：過温破損の場合は、「加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧」を含む

【主要なカットセットに対する検討】

- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）」は、主要なカットセットが原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCAである。原子炉補機冷却機能喪失ではECCS、制御用空気系(IAS)等安全系の各種機器が不作動となり、1次冷却系からの除熱ができずに炉心温度及び圧力が上昇して結果的に炉心損傷に至る。これらに対して格納容器破損防止対策として整

備している恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）は、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

- 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」については原子炉補機冷却機能喪失時の RCPシール LOCA、2次冷却系からの除熱機能喪失時の補助給水系の失敗（復水タンク閉塞）が支配的であるが、格納容器破損防止対策として整備している加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧は主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。
- 「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」については主要なカットセットは中破断 LOCA 時における注入ラインの閉塞であるが、水蒸気の発生に必要となる原子炉格納容器への注水として格納容器スプレイが前提となり、この場合には格納容器の耐力にて水蒸気による圧力スパイクの際にも格納容器健全性を確保できる。
- 「水素燃焼」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水タンク閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備している静的触媒式水素再結合装置の機能を妨げるものではなく、その機能に期待できる。
- 「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水タンク閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備している原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水は、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

3. 停止時レベル1 P R A

各事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する燃料損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 事故シーケンスの中で上位5位までのカットセット

なお、停止時P R Aにおいて、カットセットが存在する事故シーケンスは「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」及び「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」であり、それぞれのカットセットについて、P O S 5（ミッドループ運転状態）の評価値を示す。

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び燃料損傷防止対策の整備状況等について第3-1表～第3-4表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第3-1表～第3-4表に示したとおりすべての事故シーケンスに対して、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された燃料損傷防止対策が可能となることを確認した。

第 3-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（反応度の誤投入）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
反応度の誤投入	—	5.3E-8	100%	5.3E-8	純水注入 停止操作	○

【主要なカットセットに対する検討】

- 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、反応度の誤投入によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。純水注入停止操作等の反応度制御を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第 3-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	—	3.8E-04	100%	3.8E-04	充てん/ 高圧注入ポンプ	○
水位維持失敗	—	8.2E-06	100%	8.2E-06		○
オーバードレン	—	8.2E-06	100%	8.2E-06		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 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、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能喪失、水位維持失敗又はオーバードレンによって燃料損傷に至る事故シーケンスである。充てん／高圧注入ポンプ等によってR C S保有水確保を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第3-3表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策 の有効 性
余熱除去機能喪失	—	8.0E-05	100%	8.0E-05	アキュムレータ +恒設代替低圧 注水ポンプ※3 による炉心注入	○
外部電源喪失 +余熱除去系 による冷却失敗※1	①診断失敗	1.7E-06	95.0%	1.8E-06 (3.0E-06)※2		○
	②余熱除去系 A 系起動 操作失敗	5.6E-08	3.1%			○
	③A 余熱除去クーラ バイパス流量制御弁 内部リーク	2.3E-08	1.3%			○
	④余熱除去ポンプ A 起動失敗	5.2E-09	0.3%			○
	⑤余熱除去ポンプ A しゃ断器閉失敗	3.1E-09	0.2%			○
原子炉補機 冷却機能喪失	—	1.1E-05	100%	1.1E-05		○

※1：POS 5における評価値

※2：全POSの炉心損傷頻度

※3：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

【主要なカットセットに対する検討】

- 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、直接の余熱除去機能喪失、外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗、又は原子炉補機冷却機能喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。いずれの事故シーケンス及びカットセットに対しても、アキュムレータによる炉心注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入によって、燃料損傷防止が可能である。

第 3-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 ＋非常用所内 交流電源喪失※1	①ディーゼル発電機 A 継続運転失敗	1.5E-07	27.6%	5.4E-7 (1.9E-06)※2	アキュムレータ ＋空冷式非常用 発電装置 ＋恒設代替 低圧注水ポンプ による炉心注入	○
	②A ディーゼル発電機室 入口手動ダンパ戻し忘れ	1.0E-07	19.3%			○
	③ディーゼル発電機 A 起動失敗	9.7E-08	18.1%			○
	④海水ポンプ B 起動操作失敗	5.6E-08	10.4%			○
	⑤海水ヘッド圧力低警報 読取失敗	5.4E-08	10.0%			○

※1：POS5における評価値

※2：全POSの炉心損傷頻度

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失後の非常用所内交流電源の喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。事故シーケンスの主要なカットセットに対して空冷式非常用発電装置の起動後、アキュムレータによる炉心注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入によって、燃料損傷防止が可能である。

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスの対策等について

1. 主要な事故シーケンスの対策について

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスのカットセットと炉心損傷防止対策の整備状況等をそれぞれ第 1 表及び第 2 表に示す。

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、事故シーケンスの中の主要なカットセットを抽出した。

(1) 地震レベル 1 P R A

第 1 表において、地震の全炉心損傷頻度 (2.3×10^{-5} (／炉年)) に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの主要なカットセットに対する検討を実施した。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(1.1×10^{-5} (／炉年))

本事故シーケンスは、制御建屋送気ファン損傷により制御建屋空調装置が機能喪失し制御建屋空調装置で冷却されている安全補機開閉器室のメタルクラッドスイッチギアが機能喪失することで、6.6kV 母線が機能喪失し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスと計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計損傷により制御建屋空調装置が機能喪失し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスが支配的である。これらの事故シーケンスは、空調系の機能喪失により安全補機開閉器室の室温が上昇して影響を受ける事故シナリオであるため、現実的には温度上昇の抑制対策が考えられる。

○「大破断 L O C A＋低圧注入失敗」(2.4×10^{-6} (／炉年))

本事故シーケンスは、原子炉容器ふた用管台損傷により大破断 L O

C Aが発生し、使用済燃料ピットクーラ損傷により原子炉補機冷却機能が喪失し低圧注入に失敗する事故シーケンスである。

本事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。

(2) 津波レベル 1 P R A

第 2 表において、津波の全炉心損傷頻度 (3.2×10^{-7} (／炉年)) に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの主要なカットセットに対する検討を実施した。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(3.2×10^{-7} (／炉年))

本事故シーケンスは、主変圧器の水没により外部電源が喪失し、さらに海水ポンプの水没により従属的にディーゼル発電機が機能喪失して全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し 2 次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

○「複数の信号系損傷」(3.1×10^{-10} (／炉年))

本事故シーケンスは、複数の電気盤水没により、各種制御が不能となり補助給水流量調整の失敗及び主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を仮定して 2 次冷却系からの除熱機能喪失により炉心損傷に至ることを想定している。本事故シーケンスは、有効な炉心損傷防止対策はないものの、全炉心損傷頻度への寄与は小さい事象である。

○「外部電源喪失＋補助給水失敗」(5.6×10^{-11} (／炉年))

本事故シーケンスは、主変圧器の水没により外部電源が喪失し、さらに補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、炉心損傷防止対策として、補助給水系とは異なる系統を使用したフィ

ードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

2. 地震P R A、津波P R Aにおける重複シーケンスの考慮について

地震P R Aでは、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるように階層化处理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がある」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系等）については、当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が機能喪失することでR C PシールL O C Aが発生するように、従属的に発生する事象についても考慮している。

さらに異なる組み合わせや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組み合わせを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。

なお、津波P R Aでは今回フラジリティをステップ状で考慮したことから、事象の組み合わせは複雑になることはなかったが、同様に学会標準に基づき、起因事象階層イベントツリーを作成している。

実際に複数の事象が重畳した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回のP R Aでは、対策を検討す

る対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて評価を実施しており、対策を考慮した評価は実施していない。また、建屋損傷のように損傷程度の不確実さが大きく、シナリオの想定が困難なケースは炉心損傷直結事象として整理している。

第 1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	加 速 度 区 分	主要なカットセット	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性	その他 の対策
外部電源喪失 + 非常用所内交 流電源喪失	1.1E-5	48.6%	3	①外部電源喪失 + 制御建屋送気ファンの 機能損傷	空冷式非常用 発電装置 + 2 次冷却系 強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	×	○*
			4	②外部電源喪失（地震） + 計器用圧縮空気供給ヘッ ダ圧力計の機能損傷		×	○*
大破断 L O C A + 低圧注入失敗	2.4E-6	10.6%	5	①原子炉容器の構造損傷 + 外部電源喪失 + 使用済燃料ピットクーラ の構造損傷	無し	—	—
			4	②原子炉容器の構造損傷 + 外部電源喪失 + 使用済燃料ピットクーラ の構造損傷		—	—

※室温上昇を抑制する対策が考えられる。

第 2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	主要な カットセット	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 + 非常用所内交流 電源喪失	3.2E-7	99.9%	津波による 全交流動力電源喪失	空冷式非常用 発電装置 + 2 次冷却系 強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	○
複数の信号系損傷	3.1E-10	<0.1%	津波による 複数の信号系損傷	無し	—
外部電源喪失 + 補助給水失敗	5.6E-11	<0.1%	①復水タンク閉塞 ②復水タンク破損 ③安全弁 内部リーク	フィード アンド ブリード	○

格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、審査ガイドでは次のように記載されている。

(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

a. 現象の概要

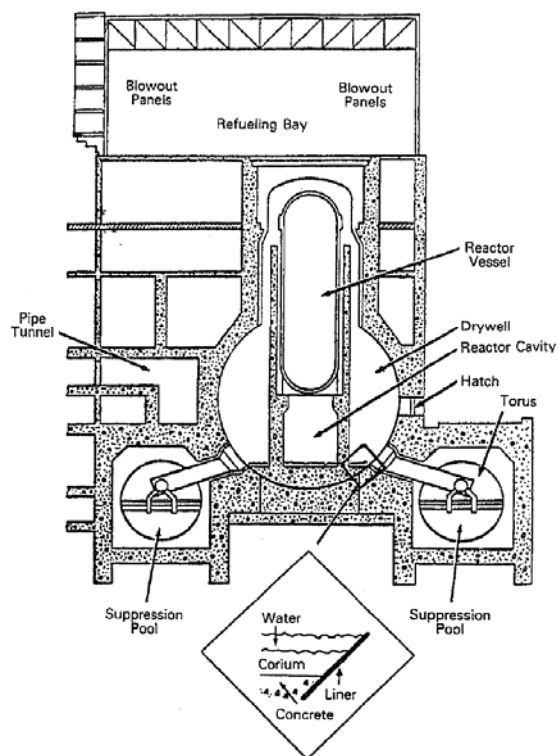
原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

この格納容器直接接触（シェルアタック）については、NUREG/CR-6025にて知見がまとめられている。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）について、NUREG/CR-6025では、メルトアタック及びライナーアタックと呼ばれている。

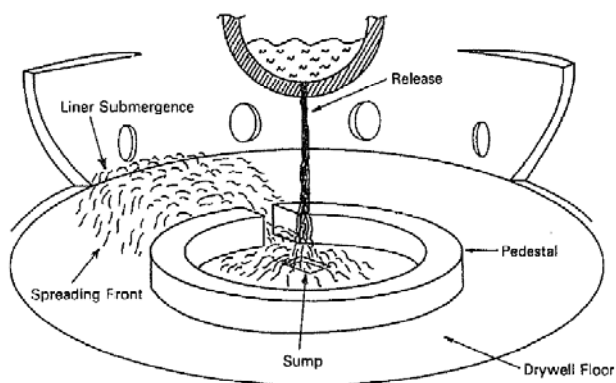
NUREG/CR-6025では格納容器直接接触（シェルアタック）について、BWRマークI型プラントに対する検討が行われている。BWRマークI型のドライウェル及びサプレッションプールの模式図を第1図及び第2図に示す。BWRマークI型では原子炉容器から流出した溶融炉心がペデスタルと呼ばれる台座で囲われたエリアに落下するが、ペデスタルに開口部があり、溶融炉心が広がった際に原子炉格納容器の壁面に接触するという事象があることを示している。

このような事象が発生しやすいプラント構造は、マーク I 型 BWR 特有であり、PWR では原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティから原子炉格納容器壁面へ溶融炉心が流れる構造にはなっていない（第 3 図参照）。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触するような事象（シェルアタック）の発生の可能性はない。

よって、必ず想定する格納容器破損モードであるが、PWR プラントの原子炉格納容器の構造上、発生の可能性がないため想定する格納容器破損モードから除外した。



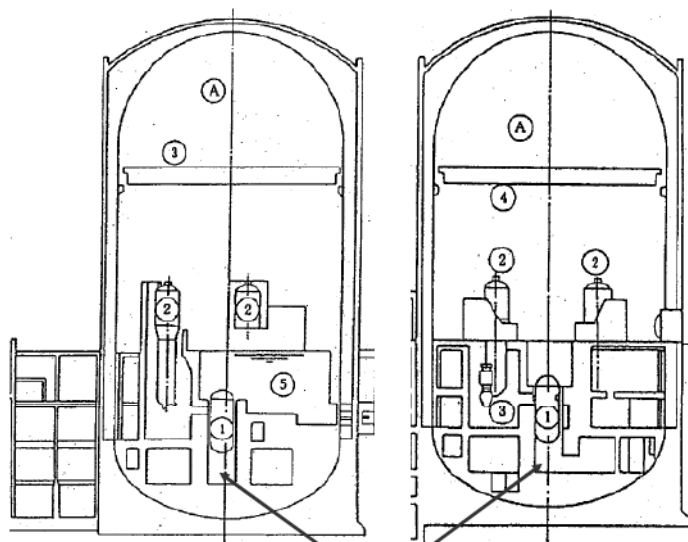
第1図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触



第2図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触の物理現象図

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993



原子炉下部キャビティ

胴板厚さ 約 38mm

ベースマット厚さ 約 8.6m

第3図 美浜 3 号炉の原子炉下部キャビティ

g モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I－S G T R））

に係る追加要否の検討について

g モード（蒸気発生器伝熱管破損）はレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出される格納容器バイパスに該当することから炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

一方、当該破損モードの 1 つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I－S G T R）が想定される。

T I－S G T R は炉心損傷後に 1 次冷却系が高圧かつ 2 次冷却系への給水がない限定的な条件下で発生する可能性が生じるものであり、ウエスチングハウス社製 4 ループ P W R プラントを検討対象とした NUREG/CR-6995 においても以下の内容が記載されている。

【NUREG/CR -6995 の記載概要】

- ・ 1 次冷却系が高圧で 2 次冷却系がドライで低圧の条件下、いわゆる high-dry-low 条件下でのクリープ破損による S G 伝熱管破損及び格納容器バイパスは、高圧条件の排除、ドライ条件の排除及び R C S 圧力の低減、2 次冷却系の低圧条件の排除によって防止できる。
- ・ high-dry-low 条件においても高温側配管が先に破損することが予測されている。
- ・ 2 次冷却系の減圧を伴わないシーケンスでは、格納容器バイパスに至らず、2 次冷却系の圧力が維持されて S G 伝熱管負荷が減少すれば、

高温側配管、サージ配管、R Vより先にS G伝熱管が破損することはない。

- ・ R C Pシール漏えいによりR C S圧力が低下し、S G伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージ配管、R Vより先にS G伝熱管破損に至ることは防げる。
- ・ タービン動補助給水作動の場合、S G伝熱管外面がウェット状態に維持され、R C S除熱が過熱を防ぐため、格納容器バイパスに至らない。

今回、レベル1. 5 P R Aの定量化結果ではT I - S G T Rによる格納容器破損頻度（C F F）は 5.3×10^{-8} （／炉年）であり全C F Fへの寄与も0.1%程度である。

レベル1 P R Aの結果からは、1次冷却系が高圧で2次冷却系への給水がないプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループであるが、これらに対しては、合計炉心損傷頻度の98%以上に対して炉心損傷防止対策の有効性が確認されており、T I - S G T Rが発生する可能性は非常に小さい。

【T I - S G T R発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失

以上より、発生する可能性が極めて低い当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

なお、低頻度ではあるものの、1次冷却系が高圧の状態において炉心損

傷が発生する場合には、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対応と同様に加圧器逃がし弁の手動開放による 1 次冷却系の減圧操作を実施することにより、T I－S G T R の発生回避を図ることが可能である。仮に、T I－S G T R が発生した場合には破損 S G の隔離操作や溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ等可能な対応を実施するとともに、損傷程度に応じて可搬型ポンプ・放水砲等を活用した大規模損壊対応により影響の緩和を図ることとなる。

β モード（格納容器隔離失敗）の想定について

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおいて、格納容器隔離失敗として参考としている NUREG の想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

1. 隔離失敗確率で参照した米国文献(NUREG/CR-4220)

Large leakage events の発生確率として、NUREG/CR-4220 に記載のある 5.0×10^{-3} を用いている。

この確率は LER(Licensee Event Report)データベース（データ集計期間：1965 年～1983 年）から大規模漏えいに至る事象（4 件）を抽出し、その時の運転炉年（740 炉年）で割り算して求めた値である。

LER ではエアロック関連事象が 302 件、うちエアロックドア開が 75 件あったが、これらの殆どは数秒から数時間という短時間であった。4 時間継続したものとして 4 件（第 1 表参照）が抽出され、うち 2 件は原子炉格納容器に穴が開いたもの、1 件は隔離弁開、1 件はバイパス弁開である。

第 1 表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconee1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry1	1980	Holes in Containment

出典：NUREG/CR-4220(Reliability Analysis of Containment Isolation System)

2. 実プラントにおいて想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）

実プラントにおける格納容器隔離失敗として、機械的な故障による隔離失敗、人的過誤による弁及びフランジの復帰忘れが考えられる。

①機械的な故障による隔離失敗

・ 格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、このスリーブが破損すると格納容器内雰囲気（注：原文「内雰囲気」）が漏えいする可能性がある。

・ アクセス部からの漏えい

機器搬入口、通常用エアロック、非常用エアロック等のアクセス部はガスケットによりシールされている。このシール部及び溶接部が破損すると格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

・ 格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系統等のバウンダリの破損により格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。これらの系統は通常運転中は隔離弁により隔離されているが、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする。

・ 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管及び格納容器スプレイ配管は格納容器内雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損すると格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

②人的過誤による弁及びフランジの復帰忘れ

・ 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検後格納容器漏えい試験が実施され、原子炉格納容器の健全

性が確認される。その際、共通要因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性が考えられる。

- ・燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁が解放される。その際、ヒューマンエラーとしてこれらの閉め忘れの可能性が考えられる。

レベル 1.5 PRA では NUREG/CR-4220 に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離機能喪失実績に基づき格納容器破損頻度の定量化を実施しているが CFF は 3.0×10^{-7} (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.6% 程度であり、前述した格納容器隔離に係る国内プラントの運用下では格納容器隔離失敗の可能性は低いこと、格納容器破損防止対策の判断基準との整合性の観点から、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断した。

当該破損モードに対しては、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作による人的過誤の防止、事故時に隔離失敗が発生した場合の代替隔離手順等、すでに整備されている運用面の対策を徹底するとともに、重大事故に至るおそれのある事故発生時の炉心損傷防止対策を確実に実施することにより原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能と考える。

(参考) 米国における最近の隔離失敗実績について

①最近の隔離失敗実績調査

今回のレベル 1.5 PRA では、NUREG/CR-4220 (1985 年) に基づいた隔離失敗確率を用いているため、それ以降の格納容器隔離失敗実績につ

いて調査した。調査対象としては、EPRI による総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）の試験間隔の延長に対するリスク影響評価に関する報告書^{注1)}（以下「EPRI 報告書」という。）を選定した。

EPRI 報告書は、NUREG-1493（1995 年）のデータ、2007 年までの ILRT データ及び LER 等の調査結果も含まれることから最近の米国の隔離失敗事例調査に最適な文献であると判断した。なお、米国原子力規制委員会の NUREG シリーズには NUREG-1493（1995 年）以降の新しい隔離失敗に関する文献がないことから選定していない。

この EPRI 報告書では、2007 年までの米国での 217 件の ILRT 事例を整理したとされており、その中で漏えい事象として 75 件（プラント名、漏えい率等が不明な事例を含む。）の事例が記載されている。この内訳は、機械的な破損による漏えい 71 件、人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ 4 件となっている。

ただし、75 件の ILRT 事例のうち、格納容器隔離失敗の対象となる大規模漏えいに至る隔離失敗実績は 0 件と記載している。

なお、第 2 表に示す 3 件については設計漏えい率の 10 倍以上の事例として抽出されているが、EPRI 報告書では大規模漏えいに至るような隔離失敗の漏えい規模は保守的に考えても設計漏えい率（0.1%/day）の 35 倍、現実的には設計漏えい率の 600～6000 倍としており、抽出された 3 件は大規模漏えいの対象外としている。

また、今回の PRA で参照した NUREG/CR-4220 における大規模漏えいとした 4 件は小規模のドリルホールから 6 インチ破断までと記載され保守的に 6 インチに想定するとしている。NUREG/CR-4220 のリーク率の計算^{注2)}に基づく、この 6 インチ開口では設計漏えい率の数百倍以上となるため、EPRI 報告書の大規模漏えいの定義とは整合が取れたものとなっている。

注 1) EPRI 報告書についての補足

- ・ 文献名称：EPRI 1018243, “Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals”, Revision 2-A of 1009325, October 2008
- ・ EPRI 報告書において調査したデータには、①NUMARC Survey Data (1994 年)、②NEI Survey Data(2001)、③Recent ILRT Data(2007)、④補足データ (NUREG-1493、LER 等) が含まれる。

注 2) NUREG/CR-4220 のリーク率の計算式は以下のとおり。

$$L = A / (2.55 \times 10^{-8} \times V)$$

L : leakage, wt%/day,

A : leak area, sq. inch.

V : Containment Volume, cubic ft.

第 2 表 大規模漏えいに至らない隔離失敗事例（参考）

Reactor	Year	Event
不明 ^{※1}	1984 年 8 月	記載なく不明
不明 ^{※1}	1985 年 11 月	記載なく不明
Dresden2 (BWR Mark I)	1990 年 12 月	真空破壊弁の漏えい

※1：ユニット名を不明とした事例は、EPRI 報告書の ILRT 事例の出典である 1994 年の NEI（当時は NUMARC）の調査データでユニット名が不明とされており、EPRI 報告書にも記載されていない。

②最近の隔離失敗実績を用いた感度解析

β モードは大規模漏えいに至る格納容器隔離失敗を対象としているが、EPRI 報告書による最近の格納容器隔離失敗実績の確認からは大規模漏えい事例は抽出されなかったことから、原子炉格納容器の隔離失敗件数が 0

件として β モードによる格納容器破損頻度の感度評価を行った。

EPRI データは複数のデータを組み合わせており、調査対象としたプラントの範囲が不明確であることから、正確な運転期間は不明である。したがって、概略評価として隔離失敗件数を ILRT 実施回数 (217 件)^{注 3)} で割ることで隔離失敗確率を算出した。

その結果、算出した C F F は 1.4×10^{-7} (／炉年) となり、今回のレベル 1. 5 P R A の評価結果 (3.0×10^{-7} (／炉年)) と比較してもその値は小さく、格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定に影響を及ぼすものではないと考える。

注 3) 217 件は本文献に記載の件数であるが、米国原子力産業界においては保守的に見積もっても 400 件以上の ILRT が実施されている。

(算出式)

格納容器隔離失敗確率は発生実績 0 件 (計算上は 0.5 件として取扱う) を ILRT 実施回数で除して算出する。さらに、美浜 3 号炉の炉心損傷頻度 (6.1×10^{-5} (／炉年)) に格納容器隔離失敗確率を乗じて β モードによる格納容器破損頻度を算出した。

- ・ 原子炉格納容器の隔離失敗確率 : $0.5 / 217 = 0.0023$
- ・ β モードによる格納容器破損頻度 : $6.1 \times 10^{-5} \times 0.0023 = 1.4 \times 10^{-7}$ (／炉年)

α モード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の
格納容器破損モードからの除外理由について

本破損モードは溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。

α モードについては学会標準及び NUREG に以下の記載があり、米国での研究において発生頻度は非常に低いと評価されている。米国ウエスチングハウス社プラントと構造の類似している国内 PWR でも、同様に α モード破損は無視し得ると考えられる。

○ 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2 P S A 編）：2008」

【学会標準 解説 7.4.1 項(a)抜粋】

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって原子炉格納容器バウンダリを破損する可能性がある。

WASH-1400 の評価においては、特に、後者が α モード破損として、早期格納容器破損モード破損として指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、 α モード破損

はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

○ NUREG

SERG-1(NUREG-1116)及び SERG-2(NUREG-1524)において、米国での専門家による評価では、 α モード破損はリスクの観点から無視するという結論が得られている。その根拠として挙げられたものは次のとおりである。^{注)}

- ①水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量が限られる（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）。
- ②低圧で溶融燃料と飽和水が混合した場合にはボイド率が大きくなり、水が枯渇化することにより溶融燃料－冷却材相互作用の発生エネルギーが抑制される。
- ③高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガーが起きにくい。
- ④原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝播爆発することが物理的に起きにくい。
- ⑤機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によるエネルギー吸収等）がある。

この結論は 1997 年の水蒸気爆発に係る専門家会議（OECD主催）においても、変更不要であることが確認されており、米国NRCは原子炉容器内でのFCIから水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（ α モード破損）について、これまでの専門家による検討結果では発生可能性は非常に低く、問題は解決済と位置づけている。

注) 日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成
13 年 3 月

また、レベル 1.5 PRA の定量化結果として C F F は 1.1×10^{-9} (／炉
年) と全 C F F への寄与は約 0.002% 程度と極めて小さいことから、当該
破損モードを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
損モードとして追加する必要はないと判断した。

ライナーアタックについて

格納容器直接接触（シェルアタック）は、BWRマークⅠ型プラント特有の現象と考えられ、NUREG/CR-6025 においては、ライナーアタックとされている。

一方、美浜 3 号炉の鋼製格納容器では構造の相違からシェルアタックの発生の可能性はないが、溶融炉心が格納容器の構造材に接触し侵食する事象について以下のとおり整理した。

1. 原子炉容器圧力が高圧時

原子炉格納容器の破損の防止に係る重大事故等対策として、加圧器逃がし弁を強制開とし、1 次冷却系の強制減圧を図り溶融炉心の分散放出を抑制することが可能である。

2. 原子炉容器圧力が低圧時

原子炉容器が低圧状態で損傷すると、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下するものの、ライナー上部のコンクリートにより格納容器直接接触を防止することができる。

また、この事象に対しては、重大事故等対策として恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプにより溶融炉心落下前に原子炉下部キャビティに注水すること、溶融炉心落下以降も注水を継続することにより溶融炉心を冷却し、コンクリート侵食の防止が可能である。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）

レベル 1. 5 P R A の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法としては、第 1 ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（P D S）を選定し、第 2 ステップにて選定された P D S の中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においてはアクシデントマネジメント策や重大事故対策等を考慮しない P R A モデルを用いている。以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、A E D が最も厳しい P D S となる。

- ・破断規模の大きい大中破断 L O C A（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展が厳しい。
- ・ウェット状態（**W）は E C C S 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水があり、注水時には原子炉格納容器内の圧力上昇は抑制されることから、ドライ状態（**D）が原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 P D S である A E D のうち、破断規模が大きいほうが事故進

展が早くなることから、①大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗シーケンスを選定している。

評価対象 P D S : A E D

①大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ
注入失敗

②中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ
注入失敗

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（温度）の観点から抽出するが、以下の点から、T E D が最も厳しい P D S となる。

- ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。
- ・R V 破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 L O C A（S**）、過渡事象（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。
- ・また、補助給水による冷却がない（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 P D S である T E D のうち、1 次冷却材圧力が高圧で原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、

また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シーケンスを選定する。

全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失すると、加圧器安全弁設定圧力まで1次冷却系が高压になり、溶融炉心が原子炉格納容器内に分散しやすくなることから、①全交流動力電源喪失シーケンスを選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても1次冷却材圧力が高压に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。さらに、事故進展を早める観点から、補助給水失敗の重畳を考える。

評価対象PDS：TED

①外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

②外部電源喪失＋補助給水失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

③手動停止＋補助給水失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

④過渡事象＋補助給水失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

⑤主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

⑥原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗

⑦ATWS＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

⑧2次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

⑨2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高压注入失敗＋低压注入失敗＋

格納容器スプレイ注入失敗

⑩ D C 母線 1 系列喪失 + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 +
格納容器スプレイ注入失敗

< 補足説明 >

- ・ ①は全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失し、加圧器安全弁設定圧まで 1 次冷却材圧力が高圧となる。なお、①は補助給水失敗（タービン動補助給水失敗）となっていないが、仮に補助給水成功であっても最終的に直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。
- ・ ②、③、④、⑤、⑧、⑨、⑩は過渡事象等の事故シーケンスであって、加圧器逃がし弁は一般に使用可能であり 1 次冷却材圧力が高圧になっても加圧器逃がし弁設定圧程度と考えられることから①に包絡される。なお、②は起因事象が外部電源喪失であるが非常用所内交流電源の確立に成功したシーケンスであり、全交流動力電源喪失ではなく加圧器逃がし弁は使用可能である。
- ・ ⑥は原子炉補機冷却機能喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失する。しかし、①も全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失する事故シーケンスであり評価事故シーケンスでは補助給水失敗を考慮するため、⑥は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑥が C D F で 9.5×10^{-7} （／炉年）で①が C D F で 1.4×10^{-6} （／炉年）であり、①の方が大きく、包絡されている。
- ・ A T W S が起因事象となる⑦について、A T W S により炉心出力が高く 1 次冷却材圧力は高圧で推移するが、加圧器逃がし弁が作動するため、R V 破損時の 1 次冷却材圧力は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑦が C D F で 3.5×10^{-13} （／炉年）となり、包絡されている。

(3) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力、温度）の観点から抽出するが、以下の点から、T E D が最も厳しい P D S となる。

- ・ 1 次冷却材の圧力が高い方が熔融炉心の分散量が大きく、原子炉格納容器への負荷が大きいため 1 次冷却材圧力に着目して抽出する。
- ・ 1 次冷却材の圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい過渡事象 (T **) が厳しくなる。
- ・ (T **) のうち、最も 1 次冷却材の圧力が高くなる加圧器逃がし弁の機能喪失（全交流動力電源喪失等）は T E D に含まれる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 P D S である T E D のうち、1 次冷却材圧力が高い圧力に維持される事故シーケンスとして、(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）と同じ①全交流動力電源喪失シーケンス（加圧器逃がし弁機能喪失による 1 次冷却材高圧）を選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても 1 次冷却材圧力が高圧に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考える。

(4) 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、A E W が最も厳しい P D S となる。

- ・ 熔融炉心がより高温となる観点から、事故進展が早く R V 破損時の崩

壊熱が高い大中破断 L O C A (A**) が厳しくなる。

- ・ 冷却水から蒸気が急激に生成する観点から原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が厳しくなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象の P D S である A E W のうち、原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事故進展の観点から抽出する。A E W のうち、破断規模が大きいほうが事故進展が早まることから、大破断 L O C A を抽出する。また、E C C S 注水（高圧・低圧注入）が失敗したほうが事故進展が早まることから、⑦大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗を選定している。

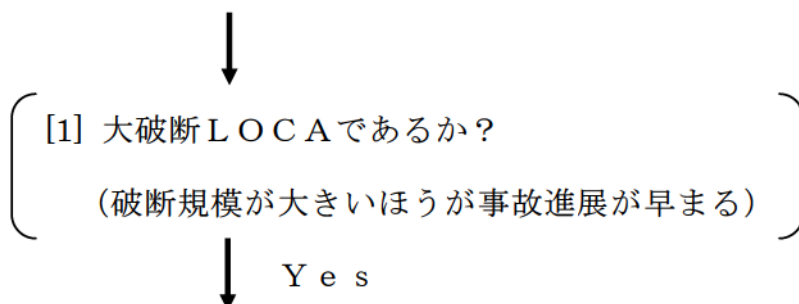
ただし、評価事故シーケンスは、格納容器スプレイ再循環失敗において、原子炉格納容器内に持ち込まれる水量が少なくなり、事象が厳しくなる重大事故対策の代替格納容器スプレイによる注入及び原子炉下部キャビティ直接注水成功を考える。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

評価事故シーケンス選定のフロー（参考）

評価対象PDS：AEW

- ①大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ②大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ③大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑧中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑨中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑩中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑪中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑫中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑬中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑭中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑮中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑯中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗



- ①大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ②大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ③大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗



[2] E C C S 注水（高圧及び低圧注入）失敗か？

（E C C S 再循環失敗と E C C S 注水失敗では E C C S 注水失敗の方が事故進展が早まる）



Y e s ※¹

評価対象とする事故シーケンス

- ⑦大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗

※1：

- ・ 「[2] E C C S 注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」について、各事故シーケンスについて、高圧・低圧注入成功又は失敗を追記し、細分化することで整理した（第 1 表 E C C S 注水失敗について）。
- ・ 第 1 表において、低圧再循環失敗を含むシーケンスはその前提として低圧注入成功であるため、「[2] E C C S 注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」を満たさないことから対象外となる。
- ・ 第 1 表において、「[2] E C C S 注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」を

満たす事故シーケンスは③-4 及び⑦となる。③-4 と⑦を比較すると、⑦に蓄圧注入失敗が重なる③-4 の方が蓄圧注入失敗が重なる分だけ頻度が低くなる。このため、⑦が頻度の観点から事故シーケンスを代表している※2。

- ・ 以上のことから、「⑦大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。

※2：

- ・ 蓄圧注入系は他系統とインターフェイスを持たず、共通要因故障がないため、定量的には⑦の頻度に対して蓄圧注入系の非信頼度を乗じたものが③-4 の頻度となることから、③-4 の方が⑦よりも3桁以上頻度は低い。

第1表 E C C S 注水失敗について

事故シーケンス	高圧注入有無	低圧注入有無	[2]を 満たすか
①大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	—	+低圧注入成功	×
②大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	—	+低圧注入成功	×
③大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ③-1	×
		+低圧注入失敗 ③-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ③-3	×
		+低圧注入失敗 ③-4	○
④大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ④-1	×
		+低圧注入失敗 ④-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ④-3	×
⑤大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功	—	×
⑥大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	—	×
⑦大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	—	—	○

注) ○：[2]を満たす。×：[2]を満たさない。

(5) 水素燃焼

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（水素濃度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、A E I が最も厳しい P D S となる。

- ・水蒸気が凝縮されると水素濃度が高くなるため、原子炉格納容器が除熱される状態（** I）の P D S が厳しくなる。
- ・炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると、各 P D S で炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい（A **）が厳しくなる。
- ・（** D）シーケンスについては、R V 破損後後期に M C C I が発生し、第 2 表のとおり水素が発生する。A ** で M C C I による水素発生量は A E D で最も大きく約 414.0kg である。M C C I が発生すると水素発生量は多くなるが、同時に多量の水蒸気も発生するため、水素濃度（75% 換算）の観点からは、A E D で約 3.3vol%、A E I で約 7.7vol% と、（** I）シーケンスが厳しくなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

- ・原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点（P A R の処理能力「ジルコニウム－水反応による水素発生期間中の P A R による水素処理量」）から、短期間に大量の水素が発生する事故シーケンスを選定している。
- ・原子炉格納容器内除熱に成功している評価対象の P D S である A E I では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
- ・「大破断 L O C A + E C C S 注水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において、M C C I 防止の観点から、格納容器スプレイ注入に失敗しても、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ注入及び原

原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイ注入に成功する事象のほうが、水素燃焼の観点ではより厳しい。

- ・放射線水分解による水素発生の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量が多くなる。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、放射線水分解による水素発生量の観点から「大破断LOCA+ECCS注水失敗（高圧・低圧注入失敗）」が厳しいことから「④大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗」シーケンスを選定している。

評価対象PDS：AEI

- ①大破断LOCA+低圧再循環失敗
- ②大破断LOCA+蓄圧注入失敗
- ③大破断LOCA+低圧注入失敗
- ④大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗
- ⑤中破断LOCA+高圧再循環失敗
- ⑥中破断LOCA+低圧再循環失敗
- ⑦中破断LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑧中破断LOCA+高圧注入失敗
- ⑨中破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗

第 2 表 水素発生量の内訳（事故発生～原子炉容器破損後後期）

P D S		A E D	A E W	A E I	S E D	T E D	T E I
時刻		10 時間 [CV 破損 時点]	12 時間 [CV 破損 時点]	72 時間 [CV 破損 なし]	14 時間 [CV 破損 時点]	18 時間 [CV 破損 時点]	72 時間 [CV 破損 なし]
MCCI	Z r	352.8kg (45.0%)	4.3kg (0.6%)	0.0kg (0.0%)	305.6kg (39.0%)	188.5kg (24.1%)	5.7kg (0.7%)
	ステン レス等	61.2kg (7.8%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	261.9kg (33.4%)	90.8kg (11.6%)	0.0kg (0.0%)
	小計	414.0kg (52.8%)	4.3kg (0.6%)	0.0kg (0.0%)	567.5kg (72.4%)	279.3kg (35.6%)	5.7kg (0.7%)

*（ ）内は全炉心 Z r 量の 100%が反応した場合の水素発生量（約 783.6kg）に対する割合

* Z r 等の金属別の水素発生量については、直接 M A A P 解析結果から得ることができないため、未酸化 Z r 質量等から推定した。

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（溶融炉心温度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から A E D が最も厳しい P D S となる。

- ・事故進展が早く R V 破損時の崩壊熱が高い大中破断 L O C A（A**）が厳しくなる。
- ・原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないことから、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くする（A**）が厳しくなる。
- ・原子炉格納容器内に注水の無いドライ状態（**D）が溶融炉心を冷却せず M C C I を抑制しない観点で厳しくなる。

b. 評価対象 P D S の選定方法

この格納容器破損モードは、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キ

ャビティへ落下し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合のある格納容器破損モードである。

- ・評価対象PDSであるAEDのうち、より高温の溶融燃料が格納容器コンクリートと接触する場合に厳しい結果となる。
 - ・このため、炉心溶融が早く、崩壊熱が高い状態で溶融燃料が原子炉容器外に流出する大破断LOCAにECCS注水機能喪失（高圧・低圧注入失敗）を想定し、さらに格納容器コンクリートと接触しやすくなるよう、格納容器スプレイ機能の喪失を重畳させた事象を選定する。
- 以上から、「①大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」シーケンスを選定する。

評価対象PDS：AED

①大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ
注入失敗

②中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ
注入失敗

事故シーケンスの整理について

イベントツリーを作成する際、各ヘディングにおいてすべての分岐を考慮すると、事故シーケンスの数は非常に多くなるため、定量化を行う際には以下の原則にしたがい分岐を省略して合理的に評価している。

- ・ヘディング間の従属性を考慮し、発生し得ないシーケンスは除外する。

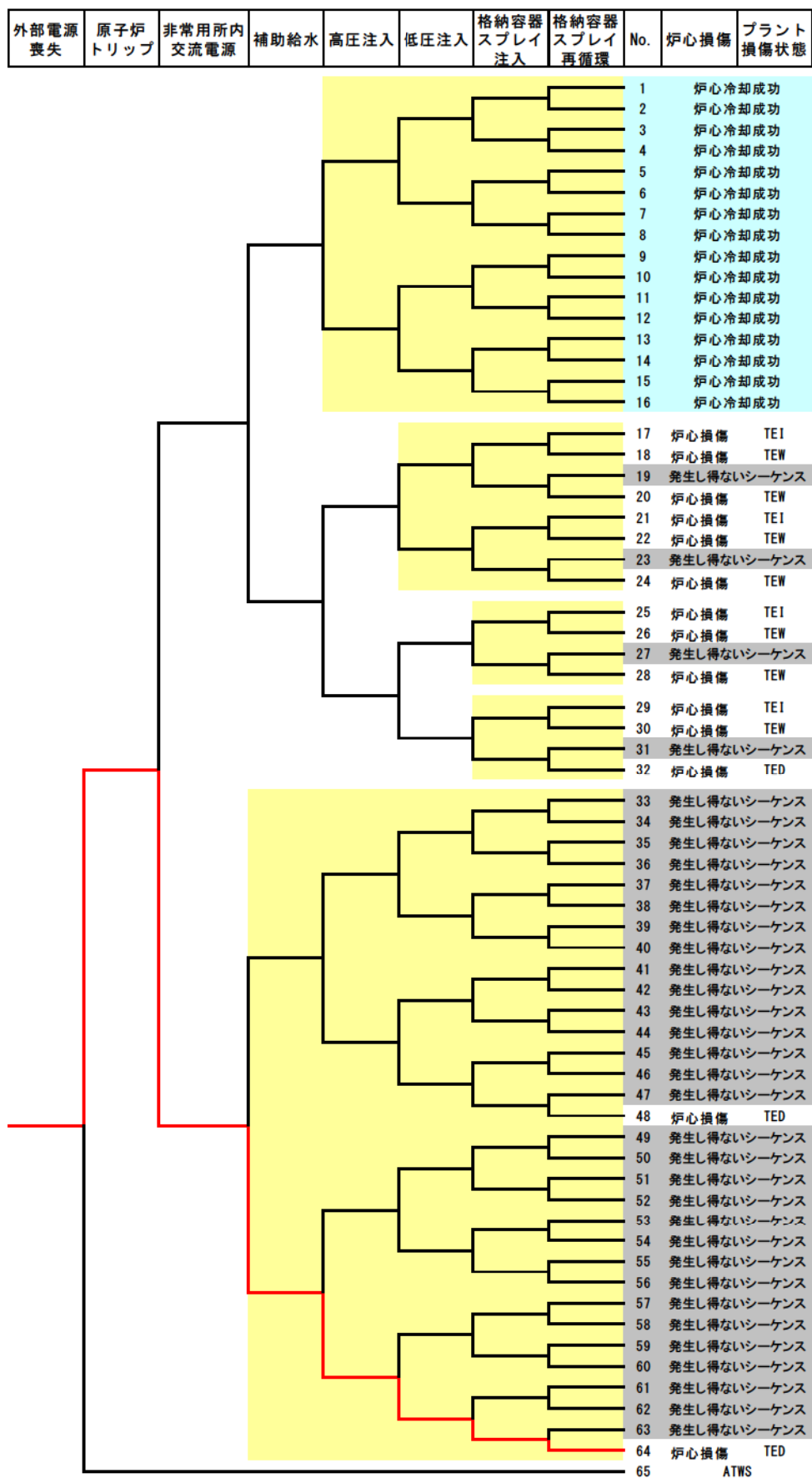
(例：低圧注入に失敗した場合、低圧再循環は必ず失敗)

- ・評価結果（CDF、PDS）が変わらない場合、目的に応じて分岐を集約する。

(例：大破断LOCA時に低圧注入に失敗した場合、蓄圧注入の成否はPDSに影響しない)

このため、定量化に使用するイベントツリーは分岐を省略した簡略なものとなっている。この点について、外部電源喪失を例に説明する。

外部電源喪失のイベントツリーにおいて、ATWSに至る事故シーケンスを除いた各事故シーケンスで省略している分岐をすべて記載したイベントツリーを第1図に示す。



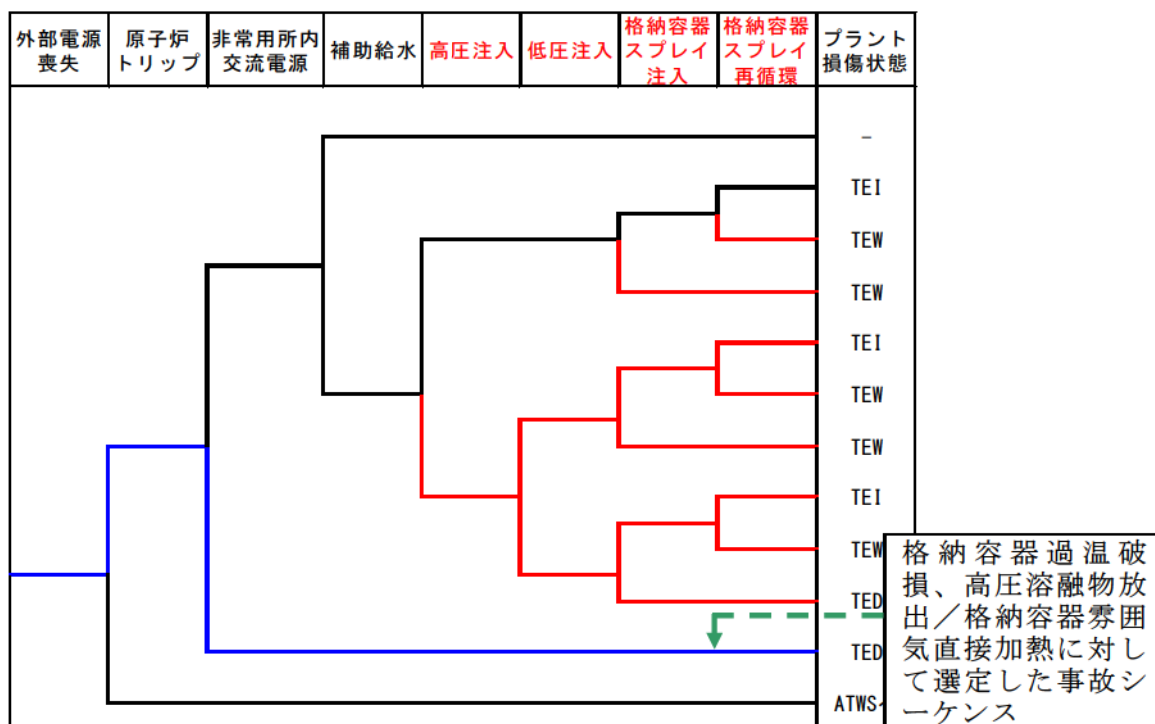
第 1 図 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略しない場合）

第 1 図において、炉心冷却の成否で分類する場合、黄色で示した分岐は集約することができる。また、PDS を分類する目的として不要な分岐は以下のとおりになる。

- ・ No.1～16 は炉心冷却成功であり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ 格納容器スプレイ再循環は、格納容器スプレイ注入成功を前提とすることから No.19、23、27、31 は発生し得ない事故シーケンスであり、この事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ 高圧注入、低圧注入、格納容器スプレイはその作動に交流電源を必要とするため、外部電源が喪失し、非常用所内交流電源の供給に失敗した場合には、高圧注入、低圧注入、格納容器スプレイは作動しない。よって、No.33～47、No.49～63 は発生し得ない事故シーケンスとなり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ No.48 の事故シーケンスは非常用所内交流電源喪失後の補助給水、すなわちタービン動補助給水に成功している事故シーケンスである。しかし、重大事故等対処設備を考慮しないため、最終的にはこの事故シーケンスでは直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。よってプラント損傷状態は No.64 と同じであり、No.48 と No.64 を分岐させる必要はない。

よって No.48 と No.64 において、炉心損傷に至る主要な原因は補助給水の成否によるものではなく全交流動力電源喪失であるため、事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」には含めていない。

以上の不要な分岐を省略したイベントツリーが第 2 図であり、これを定量評価に用いている。



第2図 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略した場合）

第2図のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の有効性評価を行う格納容器破損モードに対して、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」の事故シーケンスを選定している。有効性評価を行う事故シーケンス（評価事故シーケンス）としては、選定した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に事故進展を早める観点で補助給水失敗の重畳を考え、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）を評価事故シーケンスとして選定している。

このように分岐の有無が炉心損傷やPDSに影響しない場合、定量評価ではシステムの成功／失敗は考慮されないが、システムの成功／失敗により事象進展速度に差が出る場合、解析ケースとしてより厳しい条件で解析を実施している。

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける
格納容器破損防止対策の有効性について

レベル 1 P R A から抽出した事故シーケンスのうち、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスとして整理したものについては、「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の解釈」のうち、以下に示す記載にしたがい整理している。

＜参考：解釈の関連記載＞

1－2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。

1－4 上記 1－2 (a) の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

また、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」に整理した事故シーケンスについては、「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」において、以下のとおり要求されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(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）

b. 主要解析条件

- (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）

今回の美浜3号炉の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下の6つである。

1. 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
2. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
3. 大破断L O C A＋低圧注入失敗
4. 大破断L O C A＋蓄圧注入失敗
5. 中破断L O C A＋蓄圧注入失敗
6. 大破断L O C Aを上回る規模のL O C A（E x c e s s L O C A）

これらの事故シーケンスについては、上記ガイドにしたがい、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを以下のとおり確認している。

1. 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗

この事故シーケンスはT E DのP D Sに分類され、T E Dが代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器

過温破損)」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の２つである。これらの破損モードにおいて厳しい条件※1 となる「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスについて、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮した上で格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

※1：１次冷却系がより高圧となり、溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多いシーケンス。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。

2. １次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失

この事故シーケンスは、地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、２次冷却系からの除熱が開始されるものの、炉内構造物の損傷により１次冷却材の流れが阻害され、２次冷却系からの除熱に失敗するシーケンスである。このシーケンスは、TEDのPDSに分類されることに加え、フィードアンドブリードを考慮しない条件下においては、炉心損傷後の事故進展は「過渡事象＋補助給水失敗」と同等である。TEDが代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の２つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件となる「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、本シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効であると考えられる。

3. 大破断LOCA＋低圧注入失敗

4. 大破断LOCA＋蓄圧注入失敗

5. 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗

これらの事故シーケンスは A E W、A E I、A E D のいずれかの P D S に分類される。

(a) A E W に分類される場合

A E W の P D S が代表となる格納容器破損モードは、「原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※2}となる「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※2：A E W のうち、事故進展の早さの観点から、大破断 L O C A を選定し、また E C C S 再循環失敗よりも R V 破損までの事故進展の早い E C C S 注水失敗を考慮している。なお、有効性評価の実施に際しては、原子炉格納容器内に持ち込まれる水量が少なくなり、事象が厳しくなるため、格納容器スプレイ再循環失敗（格納容器スプレイ注入成功）の条件を、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイの注入及び原子炉下部キャビティ直接注水成功として評価条件を設定している。（6.においても同様）

(b) A E I に分類される場合

A E I の P D S が代表となる格納容器破損モードは、「水素燃焼」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※3}となる「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※3：A E I のうち、事故進展の早さの観点から、大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗を選定している。

(c) A E Dに分類される場合

A E DのP D Sが代表となる格納容器破損モードは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の2つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件※4となる「大破断L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※4：A E Dのうち、事故進展の早さの観点から、大破断L O C Aを選定している。

(a)、(b)及び(c)それぞれにおいて厳しい事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策の有効性を確認しており、これらの事故シーケンスの破断規模の大きさや、機能喪失を想定する注入系を考慮すると、各事故シーケンス(3.～5.)と比較して同等かより厳しい条件であると考えられる。以上から、各事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

6. 大破断L O C Aを上回る規模のL O C A (E x c e s s L O C A)

この事故シーケンスについても、A E W、A E I 及びA E DのいずれかのP D Sに分類され、代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の4つである。このシーケンスは、大破断L O C Aと比較すると以下の差異が考えられる。

- ・ 破断口が大きく、格納容器圧力上昇が大破断L O C Aと比べて早い。

- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。
- ・ 原子炉容器の水保持能力が損なわれる場合、溶融炉心が原子炉容器から落下するタイミングが早い。

上記のような違いがあるものの、原子炉容器破損時間の観点では、どちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短期間に流出する点では変わりなく、炉心注入が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないと考えられる。さらに、原子炉格納容器圧力／温度の観点では、どちらの場合においても短期間に 1 次冷却材のエンタルピが原子炉格納容器内に放出される点では類似である。また、原子炉格納容器圧力の初期ピークは E x c e s s L O C A の方が高くなるものの大破断 L O C A 解析の事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200℃に対して十分な裕度があることを確認していることから、E x c e s s L O C A によっても格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることは無い。以上から、原子炉容器破損時間に大きな差異はなく、また、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を超えないことから、E x c e s s L O C A と大破断 L O C A は同様と判断し、事故シーケンスを代表として有効性評価を実施している。

別添

美浜発電所 3 号炉
確率論的リスク評価（P R A）について

目 次

1. レベル1 P R A

1.1 内部事象 P R A

1.1.1 出力運転時 P R A

1.1.2 停止時 P R A

1.2 外部事象 P R A

1.2.1 地震 P R A

1.2.2 津波 P R A

2. レベル1. 5 P R A

2.1 内部事象 P R A

2.1.1 出力運転時 P R A

表

出力運転時 P R A

第 1.1.1.a-1 表	レベル 1 P R A 実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 1.1.1.a-2 表	系統設備概要
第 1.1.1.b-1 表	既往の P R A で選定している起因事象
第 1.1.1.b-2 表	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応
第 1.1.1.b-3 表	EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起因事象の対応
第 1.1.1.b-4 表	選定した起因事象
第 1.1.1.b-5 表	選定した起因事象一覧表
第 1.1.1.b-6 表	1976 年 4 月以前における事象一覧
第 1.1.1.b-7 表	起因事象発生頻度 (2011 年 3 月 31 日迄)
第 1.1.1.c-1 表	成功基準の一覧
第 1.1.1.c-2 表	炉心損傷防止に必要な条件 (成功基準) 設定のための解析について
第 1.1.1.e-1 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 1.1.1.e-2 表	サポート系同士の依存性
第 1.1.1.e-3 表	機器タイプ及び故障モード
第 1.1.1.e-4 表	システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット
第 1.1.1.f-1 表	共通要因故障を考慮する機器と故障モード
第 1.1.1.f-2 表	共通要因故障パラメータ (抜粋)
第 1.1.1.h-1 表	起因事象別炉心損傷頻度
第 1.1.1.h-2 表	炉心損傷シーケンスの分析結果
第 1.1.1.h-3 表	起因事象別重要度評価結果 (F V 重要度)
第 1.1.1.h-4 表	起因事象別重要度評価結果 (R A W)
第 1.1.1.h-5 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (F V 重要度上位)
第 1.1.1.h-6 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (R A W 上位)
第 1.1.1.h-7 表	全 C D F 及び事故シーケンス別不確実さ解析結果
第 1.1.1.h-8 表	起因事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第 1.1.1.h-9 表	機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第 1.1.1.h-10 表	全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

停止時 P R A

第 1.1.2.a-1 表	系統設備概要
第 1.1.2.a-2 表	美浜 3 号炉定検の工程継続時間の比較
第 1.1.2.a-3 表	各プラント状態の分類
第 1.1.2.a-4 表	緩和設備の使用可能性
第 1.1.2.b-1 表	考慮している起因事象の比較
第 1.1.2.b-2 表	起因事象発生頻度 (平成 23 年 3 月 31 日迄)
第 1.1.2.b-3 表	P O S 別起因事象発生頻度 (／炉年)
第 1.1.2.e-1 表	相互依存表(1/2)
第 1.1.2.e-2 表	相互依存表(2/2)
第 1.1.2.h-1 表	P O S 分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度 (／炉年)

第 1.1.2.h-2 表	主要カットセット（POS 5 における事故シーケンス： ディーゼル発電機 B、海水ポンプ C/D 待機除外）
第 1.1.2.h-3 表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第 1.1.2.h-4 表	FV 重要度評価結果
第 1.1.2.h-5 表	RAW 評価結果
第 1.1.2.h-6 表	不確実さ評価結果
第 1.1.2.h-7 表	感度解析結果（POS 分類ごとの炉心損傷頻度）

地震 PRA

第 1.2.1.a-1 表	地震 PRA を実施するために収集した情報及び主な情報源
第 1.2.1.a-2 表	地震による事故シナリオのスクリーニング
第 1.2.1.a-3 表	建屋・機器選定のステップ
第 1.2.1.a-4 表	建屋・機器リストとフラジリティデータ
第 1.2.1.b-1 表	主要活断層モデル(A)のロジックツリーの分岐ごとの諸元
第 1.2.1.b-2 表	主要活断層モデル(B)のロジックツリーの分岐ごとの諸元
第 1.2.1.c-1-1 表	考慮する不確実さ要因の例
第 1.2.1.c-1-2 表	損傷限界点の現実的な値（地震 PSA 学会標準）
第 1.2.1.c-1-3 表	地盤物性値（美浜サイト）
第 1.2.1.c-1-4 表	物性値（原子炉建屋）
第 1.2.1.c-1-5 表	物性値（原子炉補助建屋）
第 1.2.1.c-1-6 表	現実的な物性値の評価方法
第 1.2.1.c-1-7 表	解析モデル諸元（原子炉建屋）
第 1.2.1.c-1-8 表	地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）
第 1.2.1.c-1-9 表	ばね定数（原子炉建屋）
第 1.2.1.c-1-10 表	解析モデル諸元（原子炉補助建屋 質点）
第 1.2.1.c-1-11 表	解析モデル諸元（原子炉補助建屋 鉛直部材）
第 1.2.1.c-1-12 表	解析モデル諸元（原子炉補助建屋 水平部材）
第 1.2.1.c-1-13 表	現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係
第 1.2.1.c-1-14 表	2 点推定法による解析ケース
第 1.2.1.c-2-1 表	現実的な物性値の評価方法
第 1.2.1.c-3-1 表	現実的耐力及び現実的応答の不確実さ要因の整理
第 1.2.1.c-3-2 表	建屋応答係数
第 1.2.1.d-1 表	起因事象の条件付発生確率
第 1.2.1.d-2 表	システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット
第 1.2.1.d-3 表	起因事象別炉心損傷頻度
第 1.2.1.d-4 表	加速度区分別炉心損傷頻度評価結果
第 1.2.1.d-5 表	全炉心損傷頻度に対する FV 重要度評価結果
第 1.2.1.d-6 表	炉心損傷頻度の寄与割合が高い事故シーケンスに対する FV 重要度 評価結果
第 1.2.1.d-7 表	不確実さ解析結果
第 1.2.1.d-8 表	美浜サイト地震ハザードデータ
第 1.2.1.d-9 表	全炉心損傷頻度の不確実さと地震特有の事故シーケンスの炉心損傷 頻度の不確実さの比較

第 1.2.1.d-10 表 相関性を考慮した感度解析結果

津波 P R A

第 1.2.2.a-1 表	評価に必要な情報及び主な情報源
第 1.2.2.a-2 表	津波 P R A プラントウォークダウン結果
第 1.2.2.a-3 表	考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 S S C の種類
第 1.2.2.a-4 表	津波による損傷・機能喪失要因と対象設備
第 1.2.2.a-5 表	津波により発生する起因事象の選定
第 1.2.2.a-6 表	機器リスト（主要な機器）
第 1.2.2.a-7 表	重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分
第 1.2.2.d-1 表	津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度
第 1.2.2.d-2 表	成功基準
第 1.2.2.d-3 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 1.2.2.d-4 表	津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット
第 1.2.2.d-5 表	起因事象別 C D F 結果
第 1.2.2.d-6 表	重要度整理結果
第 1.2.2.d-7 表	感度解析結果

レベル 1. 5 P R A

第 2.1.1.b-1 表	プラント損傷状態の分類記号
第 2.1.1.b-2 表	プラント損傷状態の定義
第 2.1.1.b-3 表	プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
第 2.1.1.b-4 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度
第 2.1.1.c-1 表	格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出
第 2.1.1.c-2 表	プラント損傷状態と負荷の対応
第 2.1.1.c-3 表	格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準
第 2.1.1.c-4 表	格納容器破損モードの選定
第 2.1.1.d-1 表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第 2.1.1.d-2 表	ヘディングの選定及び定義
第 2.1.1.d-3 表	ヘディングの従属性
第 2.1.1.e-1 表	事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス
第 2.1.1.e-2 表	解析コードの基本解析条件
第 2.1.1.e-3 表	各事故シーケンスの事故進展解析条件
第 2.1.1.e-4 表	事故進展解析結果（主要事象発生時刻）
第 2.1.1.e-5 表	事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）
第 2.1.1.e-6 表	事故進展解析を実施していない P D S の分岐確率の考え方
第 2.1.1.f-1 表	分岐確率のあてはめ方法
第 2.1.1.f-2 表	格納容器イベントツリー分岐確率の設定
第 2.1.1.f-3 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度
第 2.1.1.f-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度
第 2.1.1.f-5 表	起因事象別格納容器破損頻度
第 2.1.1.g-1 表	プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析

第 2.1.1.g-2 表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 2.1.1.g-3 表	格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 2.1.1.g-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

図

出力運転時P R A

- 第 1.1.1.1 図 内部事象レベル 1 P R A 評価フロー
- 第 1.1.1.a-1 図 1 次冷却設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-2 図 工学的安全設備の概要
- 第 1.1.1.a-3 図 原子炉保護系設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-4 図 化学体積制御設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-5 図 非常用炉心冷却設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-6 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-7 図 開閉所単線結線図
- 第 1.1.1.a-8 図 所内単線結線図(1)
- 第 1.1.1.a-9 図 所内単線結線図(2)
- 第 1.1.1.a-10 図 工学的安全施設作動設備説明図
- 第 1.1.1.a-11 図 余熱除去設備及び原子炉補機冷却水設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-12 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-13 図 補助建屋換気空調設備系統説明図 (一般補機室及び安全補機室)
- 第 1.1.1.a-14 図 制御用空気設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-15 図 タービン系統説明図
- 第 1.1.1.a-16 図 原子炉格納施設の構造概要図
- 第 1.1.1.a-17 図 原子炉格納容器換気設備及びアニュラス空気浄化設備系統説明図
- 第 1.1.1.b-1 図 国内 PWR プラントの運転実績に対するトリップ事象の発生割合
- 第 1.1.1.b-2 図 美浜 3 号炉 余熱除去系簡略図
- 第 1.1.1.b-3 図 インターフェイスシステム L O C A の想定
- 第 1.1.1.d-1 (a) 図 大破断 L O C A イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (b) 図 中破断 L O C A イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (c) 図 小破断 L O C A イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (d) 図 極小 L O C A イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (e) 図 インターフェイスシステム L O C A イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (f) 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (g) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (h) 図 A T W S イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (i) 図 2 次冷却系の破断イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (j) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (k) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (l) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (m) 図 手動停止イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (n) 図 D C 母線 1 系列喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.e-1 図 故障モードのスクリーニング手順
- 第 1.1.1.e-2 図 システム信頼性の評価例 (B 充てん／高圧注入機能喪失)
- 第 1.1.1.f-1 図 共通要因故障同定のフロー
- 第 1.1.1.g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー
- 第 1.1.1.h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合

- 第 1.1.1.h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（起因事象）
- 第 1.1.1.h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－F V 重要度）
- 第 1.1.1.h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－R A W）
- 第 1.1.1.h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確実
さ解析結果
- 第 1.1.1.h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果（ドミナントシーケンスに対
する S A 対策の効果）
- 第 1.1.1.h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

停止時 P R A

- 第 1.1.2.a-1 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第 1.1.2.a-2 図 ミッドループ運転概要図
- 第 1.1.2.b-1 図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジック
ダイアグラム
- 第 1.1.2.c-1 図 崩壊熱曲線
- 第 1.1.2.d-1 (a) 図 原子炉冷却材バウンダリ機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (c) 図 オーバードレンイベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (e) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー
- 第 1.1.2.e-1 図 システム信頼性の評価例
- 第 1.1.2.h-1 図 P O S 別炉心損傷頻度
- 第 1.1.2.h-2 図 起因事象別炉心損傷頻度
- 第 1.1.2.h-3 図 P O S 別炉心損傷頻度(余熱除去機能喪失)
- 第 1.1.2.h-4 図 事故シーケンス別炉心損傷頻度

地震 P R A

- 第 1.2.1-1 図 地震 P R A の評価フロー
- 第 1.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー
- 第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果
- 第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層
- 第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分
- 第 1.2.1.b-3 図 主要活断層モデル(A)のロジックツリー
- 第 1.2.1.b-4 図 主要活断層モデル(B)のロジックツリー
- 第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-6 図 震源ごとの地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss-1 の応答スペクトルの
比較
- 第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均地震ハザード曲線
- 第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動

- 第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.24.0m)
- 第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面)
- 第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B-B 断面)
- 第 1.2.1.c-1-4 図 原子炉補助建屋の概略平面図(E.L.17.0m)
- 第 1.2.1.c-1-5 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (A-A 断面)
- 第 1.2.1.c-1-6 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (B-B 断面)
- 第 1.2.1.c-1-7 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (C-C 断面)
- 第 1.2.1.c-1-8 図 解析モデル (原子炉建屋)
- 第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル (原子炉補助建屋)
- 第 1.2.1.c-1-10 図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋 O/S NS 方向)
- 第 1.2.1.c-1-11 図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉補助建屋 A/B EW 方向)
- 第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図
- 第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図
- 第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-1 図 蒸気発生器 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-2 図 復水タンク 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-3 図 蒸気発生器水位計 (狭域) 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-4 図 内燃機関 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-5 図 炉内計装引出管 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー
- 第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)
- 第 1.2.1.d-3 図 過渡分類イベントツリー
- 第 1.2.1.d-4 図 大破断 LOCA イベントツリー
- 第 1.2.1.d-5 図 中破断 LOCA イベントツリー
- 第 1.2.1.d-6 図 小破断 LOCA イベントツリー
- 第 1.2.1.d-7 図 2 次冷却系の破断イベントツリー
- 第 1.2.1.d-8 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.2.1.d-9 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.1.d-13 図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度
- 第 1.2.1.d-14 図 地震特有の事故シーケンスの不確実さ解析結果

津波 PRA

- 第 1.2.2-1 図 津波レベル 1 PRA の評価フロー
- 第 1.2.2.a-1 図 プラント概要
- 第 1.2.2.a-2 図 プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー
- 第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート
- 第 1.2.2.a-4 図 現場機器 (例 海水ポンプ)
- 第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー
- 第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源 (日本海東縁部)
- 第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源 (海域活断層)

- 第 1.2.2.b-3 図 検討対象波源（領域震源：萩原（1991））
- 第 1.2.2.b-4 図 検討対象波源（領域震源：垣見ほか（2003））
- 第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係
- 第 1.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線
- 第 1.2.2.d-1 図 津波 P R A 階層イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2 (a) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2 (b) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2 (c) 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2 (d) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2 (e) 図 直接炉心損傷に至る事象
- 第 1.2.2.d-3 図 起回事象別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10% ほどの津波フラクタイルハザード
- 第 1.2.2.d-5 図 津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果
- 第 1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」のシナリオの整理
- 第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

レベル 1. 5 P R A

- 第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 P R A 用のレベル 1 P R A イベントツリー
- 第 2.1.1.c-1 図 P W R のシビアアクシデントで考えられる事故進展
- 第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー
- 第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化（A E D）
- 第 2.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E D）
- 第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化（A E W）
- 第 2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E W）
- 第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化（A E I）
- 第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E I）
- 第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化（S E D）
- 第 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例（S E D）
- 第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化（T E D）
- 第 2.1.1.e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例（T E D）
- 第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化（T E I）
- 第 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例（T E I）
- 第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度
- 第 2.1.1.f-3 図 主要な P D S における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合
- 第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 2.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 2.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

1. レベル1 P R A

1.1 内部事象 P R A

1.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時 P R A は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 P S A 編）：2008（以下「レベル1 P S A 学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.1.1-1図に示す。

1.1.1.a. 対象プラント

①対象とするプラントの説明

(1) プラント情報の収集及び分析

内部事象出力時レベル1 P R A 実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転管理、保守管理の情報を P R A の目的に応じて調査し、収集した。

- P R A 実施に当たり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転管理情報、保守管理情報等）
- 定量化に当たり必要とされる情報（機器故障率、起因事象発生に関する運転経験等）

本プラントについて入手した図書類を、第1.1.1.a-1表に示す。

また、a.項にレベル1 P R A において重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b項にレベル1.5 P R A において重要となる原子炉格納施設の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。

- ・出力
 - 熱出力 2,432MWt
 - 電気出力 826MWe
- ・プラント型式 — 加圧水型3ループプラント

・原子炉格納容器型式　－　上部半球下部さら形鏡円筒型

a. 主要な設備の構成及び特性

本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な1次冷却系及び安全系により構成される。第1.1.1.a-1図に本プラントの1次冷却設備を、第1.1.1.a-2図に工学的安全施設の概要を示す。また、第1.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。

(a) 原子炉停止に関する系統（第1.1.1.a-3図、第1.1.1.a-4図）

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度添加を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系）とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御系から構成される。

(b) 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる。これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。

1) 蓄圧注入系（第1.1.1.a-5図）

蓄圧注入系は、アキュムレータと配管、弁類で構成され、各1次冷却材ループに1系統ずつ設置されている。1次冷却系の圧力がアキュムレータの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になれば、原子炉格納容器内に設けてあるアキュムレータから1次冷却材低温側配管を通して原子炉容器内にほう酸水を自動的に注水して、炉心の早期冷却を確保する。

2) 高圧注入系（第1.1.1.a-5図）

高圧注入系は、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管及び弁類で構成される。充てん／高圧注入ポンプは、100%

容量のものが 3 台設置されている。

高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。

- ① 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- ② 原子炉圧力異常低
- ③ 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低
あるいは 1 次冷却材平均温度異常低の一致
- ④ 主蒸気ライン差圧高
- ⑤ 原子炉格納容器圧力高
- ⑥ 手動

非常用炉心冷却設備作動信号により、充てん／高圧注入ポンプが起動し、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を、1 次冷却材低温側配管を経て、原子炉に注水する。

充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時に 1 次冷却設備への充てん水と冷却材ポンプへの封水を供給するため、水源を体積制御タンクとしているが、非常用炉心冷却設備作動信号により燃料取替用水タンクに水源を自動的に切り替える。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、充てん／高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラを経て高圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。

3) 低圧注入系（第 1.1.1.a-5 図）

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラは、100%容量のものを各々 2 台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水タンクのほう酸水を、余熱除去クーラを経て、1 次冷却材低温側配管から原子炉に注水する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去クーラで

冷却した後、高圧注入配管及び低圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。

4) 原子炉格納容器スプレイ設備（第 1.1.1.a-6 図）

原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去するもので、内部スプレポンプ、内部スプレクーラ、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。内部スプレポンプは 50%容量のものを 4 台、内部スプレクーラは 100%容量のものを 2 基、また、よう素除去薬品タンクは 100%容量のものを 1 基設置する。

(c) 電源、補機冷却水系等のサポート系

(a)～(b)の事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

- 1) 電源系（非常用所内交流電源、直流電源、計装用電源）（第 1.1.1.a-7 図～第 1.1.1.a-9 図）
- 2) 工学的安全施設作動設備（安全注入信号作動設備、格納容器スプレイ信号作動設備）（第 1.1.1.a-10 図）
- 3) 原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系）（第 1.1.1.a-11 図、第 1.1.1.a-12 図）
- 4) 換気空調設備（第 1.1.1.a-13 図）
- 5) 制御用空気設備（第 1.1.1.a-14 図）

(d) その他の系統

事故時に動作が必要な設備のうち、P R A で動作を考慮する設備は以下のものがある。

1) 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁設備（第 1.1.1.a-1 図）

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に 1 次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合に加圧器逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし弁入口止弁を設ける。加圧器安全弁

は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却系の最高使用圧力に設定し、安全弁の容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。

2) 主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気ダンプ設備（第 1.1.1.a-15 図）

蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は 8 個設け、定格主蒸気流量の約 40%を処理できる。

復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の動作により、過圧を防止するとともに、1次冷却系を冷却する。

主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に、各 1 個設け、定格主蒸気流量の約 10%を処理できる。主蒸気逃がし弁は、各系統で制御され、中央制御室からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。

主蒸気系を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ 7 個、合計 21 個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。

3) 補助給水ポンプ（第 1.1.1.a-15 図）

補助給水ポンプは、主給水管破断事故等により通常の給水系の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。補助給水ポンプはタービン動 1 台、電動 2 台を設ける。各ポンプとも水源は復水タンクを使用するが、後備用として 2 次系純水タンクも使用することができる。

4) 主蒸気隔離弁（第 1.1.1.a-15 図）

主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々1個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により動作する。

b. 原子炉格納施設の構成及び特性

(a) 原子炉格納施設の構成及び特性（第 1.1.1.a-16 図）

原子炉格納施設は、円筒形の原子炉格納容器とその外周コンクリート壁を主体とする構造となっており、原子炉格納容器とその外周コンクリート壁との間は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重格納の機能を持たせる。

原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分は、このアニュラス部を貫通するようにする。

原子炉冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設け、事故後直ちに閉鎖が要求されない配管については、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を持たせるか、原子炉格納容器の外又は内に弁を設け長期にわたってこれを閉鎖できるようにする。

(b) アニュラス空気浄化設備（第 1.1.1.a-17 図）

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス循環ファンとアニュラス循環フィルタユニットで構成し、100%容量のものが2系統設置されている。本設備は、原子炉冷却材喪失事故時に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。

② P R A に影響する特徴

本プラントにおいて、P R A に影響する主な特徴についての説明及び P R A での具体的な取扱いについて以下に示す。

(1) 充てん／高圧注入ポンプの採用

【設計思想】

充てん系と高圧系は同時に両機能が要求されることはないため、両機能を合わせ持った同ポンプを採用している。

【P R A への影響】

充てん／高圧注入ポンプ兼用のプラントにおいて、小さなリークが生じた時の緩和手段が、充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントと比べて少ないため、充てん／高圧注入ポンプ兼用のプラントに対して極小 L O C A を起因事象の対象とする。

(2) 充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが必要

【設計思想】

高圧再循環と低圧再循環は同時に要求されないことから、高圧再循環に、充てん／高圧注入ポンプの有効吸込み水頭（N P S H）を確保するため、余熱除去ポンプを用いたブースティングを採用している。なお、余熱除去ポンプは、低圧注入と余熱除去の2つの機能を有している。

【P R A への影響】

余熱除去ポンプが使用不可となった場合、低圧再循環機能と高圧再循環機能の両機能が機能喪失することを考慮する。

(3) D C 母線 1 系列喪失時に原子炉トリップに至る設計

【設計思想】

原子炉保護リレー盤の電源喪失時の安全動作として原子炉トリップに移行するが、トレン分離の観点から原子炉保護リレー盤の電源は当該トレンの直流電源から給電する設計を採用している。

【P R A への影響】

D C 母線 1 系列喪失により、安全防護設備の片系列が作動不能になるため、独立した起因事象として考慮する。

1.1.1.b. 起 因 事 象

起 因 事 象 と は、 通 常 の 運 転 状 態 を 妨 げ る 事 象 で あ っ て、 炉 心 損 傷 や 格 納 容 器 機 能 喪 失 へ 波 及 す る 可 能 性 の あ る 事 象 の こ と で あ る。

① 評 価 対 象 と し た 起 因 事 象 の リ ス ト、 説 明 及 び 発 生 頻 度

(1) 起 因 事 象 の 選 定

本プラントに適用する起 因 事 象 について以下の方法により検討し、選定を行った。

a. 国 内 外 の 評 価 事 例 の 分 析

(既往の P R A、安全評価審査指針、EPRI NP-2230)

既往の P R A、安全評価審査指針及びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起 因 事 象 の 選 定 を 行 っ た。既往の P R A（第1.1.1.b-1表）で選定されている起 因 事 象 を 参 考 に 当 該 プ ラ ン ト に お け る 起 因 事 象 の 候 補 を 選 定 し た。また、選定された起 因 事 象 と 安 全 評 価 審 査 指 針 及 び EPRI NP-2230で評価されている事象との比較により起 因 事 象 を 選 定 し た。確認結果については第1.1.1.b-2表～第1.1.1.b-3表に示す。

b. 原 子 力 施 設 運 転 管 理 年 報 等 に よ る、 本 プ ラ ン ト 及 び 他 の 国 内 原 子 炉 の ト ラ ブ ル 事 例 の レ ビ ュ ー

本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起 因 事 象 に 含 ま れ る こ と を 確 認 し て い る。なお、美浜3号炉における過去のトラブル事象は下表のとおり。

プラント停止に至った過去のトラブル事象 (発生時期)	トリップ事象 分類	P R A 上の 起因事象分類
電磁弁の不具合（機器故障）により、主蒸気隔離弁が閉じたため原子炉停止 (1977/4/28)	過渡事象	過渡事象 A T W S
タービンシステムフリーテストのため出力降下中、C 給水制御器不調（機器故障）により原子炉停止 (1980/3/16)	過渡事象	過渡事象
送電線落雷により原子炉トリップ（中性子束変化率高のため停止） (1981/12/20)	過渡事象	過渡事象 A T W S
原子炉格納容器内床ドレン量に漸増傾向が見られたため、点検のため原子炉手動停止 (1987/5/27)	手動停止	手動停止
H. D. P 点検による手動停止 (1987/12/26)	手動停止	手動停止
タービン弁システムフリーテスト実施のため、定格出力から出力降下中、A 主給水制御弁に動作不良が認められたため原子炉手動停止 (1994/4/20)	手動停止	手動停止
原子炉格納容器サンプに流入するドレン流量に増加傾向が認められたため原子炉手動停止 (1995/10/13)	手動停止	手動停止
調整運転中、2 次冷却系主給水管の配管点検用プラグからの微小な蒸気漏れを確認、点検・補修のため原子炉手動停止 (2000/11/15)	手動停止	手動停止
C - 冷却材ポンプ封水注入ラインベント弁溶接部付近からの漏えいに伴う原子炉手動停止 (2002/11/15)	手動停止	手動停止
タービン建屋 2 階の天井付近にある復水配管破損により復水が漏洩、原子炉自動停止 (2004/8/9)	主給水喪失	主給水喪失 A T W S

(2) 対象外とする起回事象

以下に示す起回事象については、発生する可能性や影響を考慮し評価対象外と判断している。

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

b. 燃料集合体の落下事象

出力運転中では、使用済燃料集合体の移送作業中における落下事象が考えられるが、落下した場合でもプラント運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

c. 原子炉容器破損

原子炉容器破損については、決定論的に既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられないため、レベル1 P R Aの起回事象からは除外している。また、原子炉容器破損の頻度は、W A S H - 1 4 0 0 や確率論的破壊力学（P F M）により試算されており、それぞれ 10^{-7} （／炉年）、 10^{-8} （／炉年）以下となっており、十分に低い値が得られている。

(3) 起回事象のグループ化

起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化する際には、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲まで以下のとおり起回事象をグループ化している。グループ化した結果を第1.1.1.b-4表に示す。

a. L O C A

L O C A は、1 次冷却材流出によりプラントパラメータが

変動し、原子炉圧力低信号等が発生して原子炉トリップに至る事象であり、起因事象としては1次冷却系保有水喪失に至る配管破損が該当する。L O C Aのカテゴリに含まれる事象について破断規模に応じて期待されるE C C S設備、2次冷却系の除熱機能等の相違から、以下のとおりグループ化を行った。

- ・ 大破断 L O C A
- ・ 中破断 L O C A
- ・ 小破断 L O C A
- ・ 極小 L O C A※（※：極小 L O C Aは、充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定。緩和手段として美浜3号炉は充てん／高圧注入ポンプによる注水があり、充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントと比べ、極小 L O C Aに対する緩和手段が少ないため、起因事象として選定する。）

b. A T W S

A T W Sは、運転時の異常な過渡変化を起因事象とし、さらに原子炉トリップに失敗している事象であり、評価上の技法として起因事象として取り扱う。

c. インターフェイスシステム L O C A

インターフェイスシステム L O C Aは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の余熱除去系との隔離に失敗した場合に、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加されるために発生する事象であり、独立した起因事象として取り扱う。

d. 手動停止

手動停止は、停止時冷却に移行する際に復水系、給水系にトラブルが生じた場合等の計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。

e. 原子炉補機冷却機能喪失