ＥＡＬ４２シリーズ（障壁の喪失）の判断基準の根拠整理

2026年10月
原子力エネルギー協議会

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

１．はじめに

- EAL設定に伴う原災法関係法令が平成25年12月1日に施行された。（主に「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」にてEAL基準を設定）
- 「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説（平成25年12月1日施行）」があわせて施行された。

原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説

沸騰水型軽水炉に係る原子炉施設・加圧水型軽水炉に係る原子炉施設

警戒事態を判断するＥＡＬ	原災法第１０条に基づく通報の判断基準、施設敷地緊急事態を判断するＥＡＬ	原災法第１５条に基づく原子力緊急事態宣言の判断基準、全面緊急事態を判断するＥＡＬ
＜障壁の喪失＞ 燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失するおそれがあること、又は、燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。 （解説）以下の４つのケースが考えられる。 １）燃料被覆管障壁の喪失するおそれ ２）原子炉冷却系障壁の喪失するおそれ ３）燃料被覆管障壁の喪失 ４）原子炉冷却系障壁の喪失 なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01 Methodology for Development of Emergency Action Levels"を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。	＜障壁の喪失＞ 燃料被覆管の障壁が喪失した場合において原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、又は燃料被覆管の障壁若しくは原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがある場合において原子炉格納容器の障壁が喪失すること。 （解説）以下の４つのケースが考えられる。 １）燃料被覆管障壁が喪失＋原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ ２）燃料被覆管障壁が喪失するおそれ＋原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ ３）燃料被覆管障壁が喪失するおそれ＋格納容器障壁が喪失 ４）原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ＋格納容器障壁が喪失 なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01 Methodology for Development of Emergency Action Levels"を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。	＜障壁の喪失＞ 燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失した場合において、原子炉格納容器の障壁が喪失するおそれがあること。 （解説）以下のケースが考えられる。 燃料被覆管障壁が喪失＋原子炉冷却系障壁が喪失＋原子炉格納容器障壁が喪失するおそれ なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01 Methodology for Development of Emergency Action Levels"を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。

→事業者にて、NEI99-01を参照しつつ、障壁の喪失の内容を具体化し、原子力事業者防災業務計画にEALを設定した。

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

参考．NEI99-01

[N-ADRES]第14回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合 令和7年11月19日

（1） BWR

燃料被覆管（Fuel Clad）障壁		RCS（原子炉冷却材圧力ﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ）障壁		格納容器（Containment）障壁	
喪失	喪失の恐れ	喪失	喪失の恐れ	喪失	喪失の恐れ
1. RCS放射能		1. 原子炉格納容器圧力		1. 原子炉格納容器の状態	
原子炉冷却材の放射性物質濃度が一定値を超えた場合	―	RCS漏えいにより原子炉格納容器圧力が一定値を超えた場合	―	・原子炉格納容器の圧力上昇に引き続く計画外の急激な圧力低下 OR ・原子炉格納容器圧力がLOCA状況と一致していない場合	・原子炉圧力容器圧力が一定値を超えた場合 OR ・爆発性混合ガスを原子炉発力容器内に検知した場合 OR ・ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾁｪﾝﾊﾞ温度が許容温度を超過した場合
2. 原子炉圧力容器（RPV）水位		2. 原子炉圧力容器（RPV）水位		2. 原子炉圧力容器（RPV）水位	
・原子炉格納容器への注水が必要な場合	原子炉圧力容器水位が燃料頂部に相当する水位に復旧・維持できない場合	原子炉圧力容器水位が燃料頂部に相当する水位に復旧・維持できない場合	―	―	・原子炉格納容器への注水が必要な場合
―		3. 原子炉冷却材漏えい率		3. 原子炉圧力容器の隔離失敗	
―	―	・特定箇所（高エネルギー系統）での隔離不能な破断 OR ・原子炉緊急減圧を実施した場合	原子炉圧力容器に直接つながっている系統での隔離不能な破断により、通常運転限度温度又はエリア放射線レベル通常運転限度のいずれかを超えた場合	・格納容器隔離信号後、隔離不能な環境への直接流出経路が生じた場合 OR ・意図的な原子炉格納容器ベントの実施 OR ・原子炉圧力容器に直接つながっている系統での隔離不能な破断により、安全限度温度又はエリア放射線レベル安全限度のいずれかを超えた場合	―
4. 原子炉格納容器放射線		4. 原子炉格納容器放射線		4. 原子炉格納容器放射線	
原子炉格納容器放射線モニタ値が一定値を超えた場合	―	原子炉格納容器放射線モニタ値が一定値を超えた場合	―	―	原子炉格納容器放射線モニタ値が一定値を超えた場合
5. その他		5. その他		5. その他	
（各サイト固有で要適用のものを記載）		（各サイト固有で要適用のものを記載）		（各サイト固有で要適用のものを記載）	
6. 緊急時責任者による判断		6. 緊急時責任者による判断		6. 緊急時責任者による判断	
緊急時責任者により燃料被覆管障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により燃料被覆管障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合	緊急時責任者によりRCS障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者によりRCS障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により格納容器障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により格納容器障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合

（2） PWR

燃料被覆管（Fuel Clad）障壁		RCS（原子炉冷却材圧力バウンダリ）障壁		格納容器（Containment）障壁	
喪失	喪失の恐れ	喪失	喪失の恐れ	喪失	喪失の恐れ
1. RCS又はSGの漏えい量		1. RCS又はSGの漏えい量		1. RCS又はSGの漏えい量	
―	原子炉冷却材の漏えい量が一定値を超えた場合	隔離不能なRCS漏えい又は蒸気発生器伝熱管破断により自動又は手動のECCS（SI）作動が必要な場合	・隔離不能なRCS漏えい又は蒸気発生器伝熱管破断により予備の充てんポンプの作動が必要な場合 OR ・炉水の温度降下率が加圧熱衝撃に係る限度を超えた場合	RCS又はSG破断からの漏えいが格納容器外に漏れ出た場合	―
2. 不十分な余熱除去		2. 不十分な余熱除去		2. 不十分な余熱除去	
原子炉出口温度が一定値を超えた場合	・原子炉出口温度が一定値を超えた場合 OR ・蒸気発生器による原子炉冷却が不十分な兆候を示した場合	―	蒸気発生器による原子炉冷却が不十分な兆候を示した場合	―	・原子炉冷却修復手順を開始する場合 AND ・当該修復手順が15分以内に効果を発揮しない場合
3. 一次冷却水放射性物質濃度/格納容器内放射線		3. 一次冷却水放射性物質濃度/格納容器内放射線		3. 一次冷却水放射性物質濃度/格納容器内放射線	
・格納容器内放射線モニターの値が一定値を超えた場合 OR ・原子炉冷却材の放射性物質濃度が一定値を超えた場合	―	格納容器内放射線モニターの値が一定値を超えた場合	―	―	格納容器内放射線モニターの値が一定値を超えた場合
4. 格納容器の気密/バイパス		4. 格納容器の気密/バイパス		4. 格納容器の気密/バイパス	
―	―	―	―	・原子炉格納容器の隔離が必要な場合 AND 次のいずれかが起きた場合 ・原子炉格納容器の気密性が失われたと緊急時責任者が判断した場合 OR ・原子炉格納容器から環境中へ隔離不能なバイパス経路が生じた場合 OR ・原子炉格納容器外への漏えいを検出した場合	・原子炉格納容器圧力が一定値を超えた場合 OR ・格納容器内に爆発性ガスを検出した場合 OR ・原子炉格納容器の特定箇所の圧力が一定値を超え、かつ、作動可能な格納容器冷却システムが15分以上1系統以下となった場合
5. その他		5. その他		5. その他	
（各サイト固有で要適用のものを記載）		（各サイト固有で要適用のものを記載）		（各サイト固有で要適用のものを記載）	
6. 緊急時責任者による判断		6. 緊急時責任者による判断		6. 緊急時責任者による判断	
緊急時責任者により燃料被覆管障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により燃料被覆管障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合	緊急時責任者によりRCS障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者によりRCS障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により格納容器障壁喪失に相当する状況と判断された場合	緊急時責任者により格納容器障壁喪失の恐れに相当する状況と判断された場合

原文 Emergency Action Level Development | Nuclear Regulatory Commission
NEI 99-01 Revision 6, Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors.

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

2．BWR基準サマリ

NEI99-01を参考に基準を設定（各障壁での設定根拠の詳細は次ページ以降）

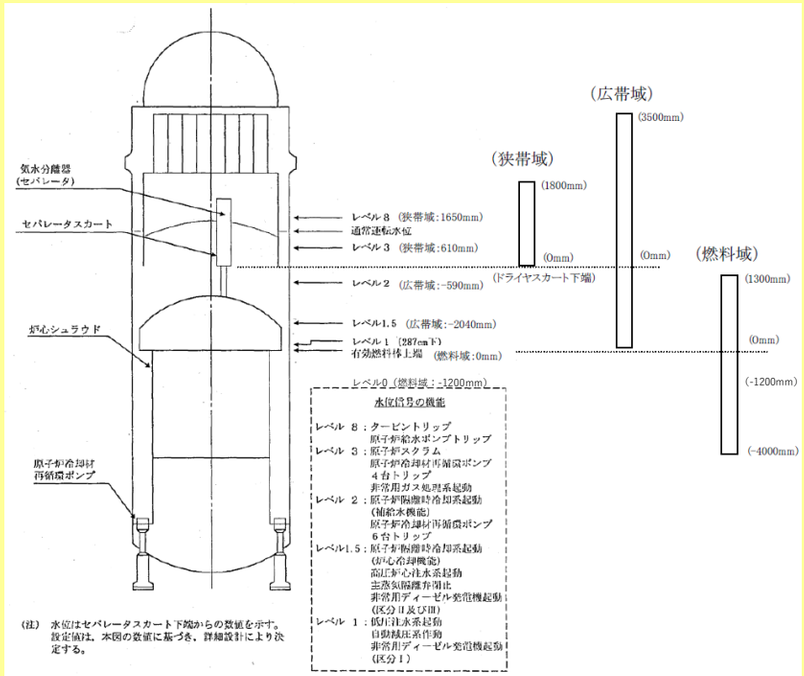
障壁の喪失又は喪失のおそれの判断

プラントパラメータ		燃料被覆管障壁	NEI99-01（機械翻訳）	原子炉冷却系障壁	NEI99-01（機械翻訳）	格納容器障壁	NEI99-01（機械翻訳）
一次系	原子炉水位	有効燃料長上端未満	RPV 水位を回復させることができず有効燃料頂部に対応したRPV 水位（プラント規定値）より上に維持することもできない	有効燃料長上端未満	RPV 水位を回復させることができず有効燃料頂部に対応したRPV 水位（プラント規定値）より上に維持することもできない。	–	
		水位不明	RPV 水位が判断できない場合	水位不明	RPV 水位が判断できない場合	–	
		有効燃料長の2/3炉水位未満（L-0未満）	原子炉圧力容器内（RPV）水位を回復させることができず一次格納容器内浸水に対する要求に対応したRPV水位（プラント規定値）より上に維持することもできない場合	–		–	
	原子炉圧力	–		–		運転禁止領域	RPV 圧力及びサプレッションプール水温が熱容量温度制限値（HCTL：サプレッションプールの最高温度）未満に維持できない場合
	その他	–		急速減圧	非常用原子炉減圧が要求された場合	–	
PCV	格納容器圧力	–		D/W圧力高 13.7kPa	原子炉冷却系（RCS）の漏洩により一次格納容器の圧力が所定の値（ECCS あるいはそれに匹敵する補給水系を自動的に起動させるドライウェル圧力高設定点）を超えた場合	最高使用圧力 310kPa	一次格納容器の圧力が規定値を超え更なる上昇が認められる場合
	格納容器温度	–		–		最高使用温度 171℃	
	S/P水温	–		–		運転禁止領域	RPV 圧力及びサプレッションプール水温が熱容量温度制限値（HCTL：サプレッションプールの最高温度）未満に維持できない場合
	格納容器放射線モニタ	燃料被覆管損傷と判断する基準を超えた場合(AMG導入条件)	格納容器の放射線モニタ指示値がサイト固有の値を超えた場合	指示値の有意な上昇	格納容器の放射線モニタ指示値がサイト固有の値を超えた場合	–	
	格納容器雰囲気モニタ	–		–		燃焼が発生するガス濃度以上（水素4%、酸素5%）	一次格納容器内に爆発性混合気体が存在する場合
	その他	–		–		非常用格納容器ベントの実施	緊急時運転手順書に従って一時格納容器のベント操作が意図的に行われた場合
		–		–		隔離失敗により環境に繋がる経路の形成※	一次格納容器の隔離信号が発信された後に1 つのラインにおいて2 つの弁が閉失敗し、かつ、その下流が環境に直接繋がる経路が形成された場合
建屋	建屋雰囲気モニタ	–		基準温度（系統隔離温度）以上で隔離失敗又は隔離後基準温度以上	隔離できない主蒸気管、高圧注入系（HPCI）配管、給水管、原子炉冷却材浄化系（RWCU）配管あるいは原子炉隔離時冷却系（RCIC）配管の破断が示された場合	基準温度（系統隔離温度）以上で隔離失敗又は隔離後基準温度以上	安全運転最高温度を超えるかあるいはエリアモニタが安全運転最高値を超えたことにより一次格納容器外で隔離できない一次系の漏洩が示された場合

：喪失のおそれ　：喪失

※ 隔離弁の下流が環境に繋がる経路がある系統（試料採取系、不活性ガス系、放射性ドレン移送系等）の隔離失敗又はIS-LOCA事象・PCVバウンダリ配管の損傷等により環境中への流出経路が形成された場合

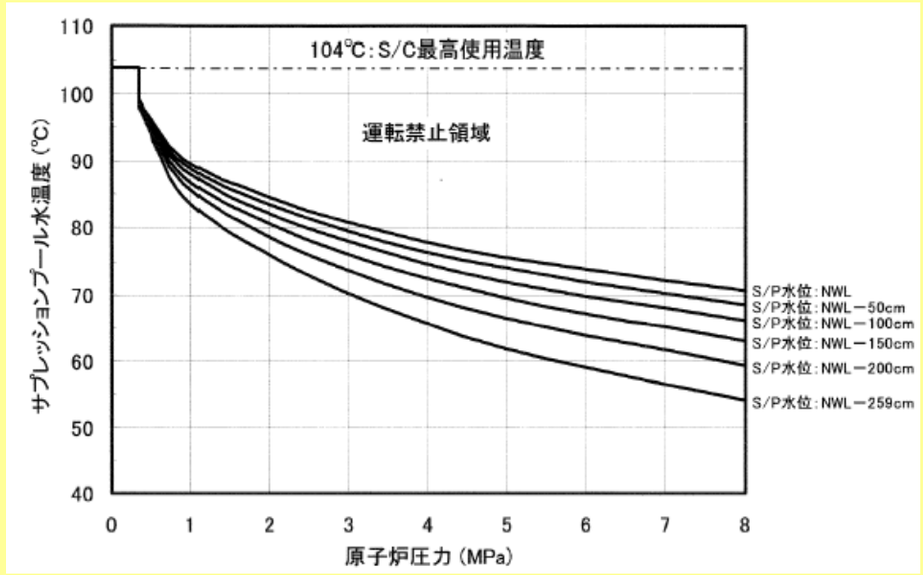
2-1．各障壁判断基準

プラント パラメータ		燃料被覆管 障壁	事業者設定根拠	NEI99-01の注記（機械翻訳）
一次系	原子炉 水位	有効燃料長 上端未満	原子炉水位に関しては、NEI 99-01 と同様、原子炉水位が有効燃料上端未満（燃料域水位計：０mm）の場合を燃料被覆管障壁の喪失の可能性の判断条件とする。  	この水位は、燃料の上端に対応し、EOPにおいて炉心冷却への課題を示すために使用される。 RPV水位閾値は、RCSバリアの損失閾値と同じである。この閾値は、燃料被覆管バリアの潜在的な損失およびRCSバリアの損失を示しており、EAL区分をSEへ引き上げるものである。 この閾値は、サイト固有のEOPに規定されている通り、RPV減圧後に、RPV水位を規定レベル以上に回復・維持できない場合、あるいは手順上の指針や低圧RPV注入源の不足により緊急時のRPV減圧が不可能である場合に、超過したとみなされる。一部の事象では、RPV圧力が上昇している場合、利用可能な注入源が注水可能な圧力に低下するまで、RPV水位の回復が妨げられる可能性がある。 RPV水位を燃料上端以上に回復・維持できないとの判断には、RPV水位の値およびその傾向に関連して、システムの性能と可用性を評価する必要がある。単に現在の値が燃料上端を下回っているという理由だけで直ちに行動を要求するものではないが、下回った状態の継続は許容しない。燃料上端に達することができないことが明らかになった時点で、直ちに閾値に達したとみなさなければならない。
		水位不明	原子炉水位については、NEI99-01に設定されている、有効燃料長上端未満及び水位不明時を燃料被覆管障壁喪失の可能性を判断する。	「RPV水位を決定できない」という判断は、EOPのRPV水位制御セクションに記載された指針に基づいて行われる。
		有効燃料長の2/3炉水位未満（L-0未満）	BWRでは、再循環系の大破断事故を想定した場合、炉心スプレイ系により十分な冷却が行われていたとしても、原子炉水位は基本的にジェットポンプ上端位置に相当する L-0 水位以上に回復しないため、この状態を燃料被覆管障壁の喪失を判断する。ABWRではTAFより下に大口径配管がない設計なので基本的に水位は下がらないが、BWRと記載を揃えて、2/3炉水位（L-0）を設定した。	損失閾値は、一次格納容器の浸水に関するEOP要件を表しており、BWROG EPG/SAGに「一次格納容器への注水が必要」という記載がある場合に特定される。ガイド上で、サイト固有のRPV水位は指定されないため、「一次格納容器への注水が必要」は、RPV水位を特定できず、不十分な炉心冷却による炉心損傷が発生していると判断される場合に、一次格納容器を注水するというEOPの必要性にも対応している。
PCV	格納容器 放射線モニタ	燃料被覆管損傷と判断する基準を超えた場合(AMG導入条件)	燃料被覆管障壁の喪失を判定するためのソースタームは、冷却材喪失事故時（各種事故）における放射性物質の追加放出量の10倍相当である被覆管破損割合１％時に放出される放射性物質（希ガス及びよう素）とする。なお、アクシデントマネジメントガイドライン（AMG）では、追加放出量の10倍を炉心損傷の判定条件（AMGの導入条件）としている。	放射線モニタの測定値は、原子炉冷却水の放射能が300 μCi/gの線量当量1-131に相当すると仮定した場合、原子炉冷却水の全量が一次格納容器内に瞬間的に放出されたことに相当する。このレベルを超える原子炉冷却材の放射能は、ヨウ素スパイクで予想される値よりも高く、燃料被覆管の損傷率が約2%から5%の範囲に相当する。この放射線モニタの測定値は、燃料被覆管バリアとRCSバリアの両方の喪失を示している。

2-2．各障壁判断基準

プラントパラメータ		原子炉冷却系障壁	事業者設定根拠	NEI99-01の注記（機械翻訳）
一次系	原子炉水位	有効燃料長上端未満	原子炉水位に関しては、NEI 99-01 と同様、原子炉水位が有効燃料上端未満（燃料域水位計：０mm）となった場合を燃料被覆管障壁の喪失の可能性の判断条件とする。	この水位は、燃料上端に相当し、EOPにおいて炉心冷却への脅威を示すために使用される。燃料被覆管バリアの潜在的喪失の閾値と同じであり、RCSバリアの喪失および燃料被覆管バリアの潜在的な喪失を示しており、EAL区分をSEへ引き上げるものである。
		水位不明	原子炉水位については、NEI99-01に設定されている、有効燃料長上端未満及び水位不明時を障壁の喪失とする。	「RPV水位を決定できない」という判断は、EOPのRPV水位制御セクションに記載された指針に基づいて行われる。
	その他	急速減圧	NEI 99-01と同様、原子炉減圧が要求された場合を原子炉冷却系障壁の喪失の判断条件とする。	EOPに基づく RPVの緊急減圧は、RCSバリアの喪失を示す。RCSがS/Pへ流出している場合、核分裂生成物を保持する有効性が低下しているため、RCSバリアの喪失とする。
PCV	格納容器圧力	D/W圧力高 13.7kPa	格納容器圧力がECCS作動圧力（D/W 圧力高設定点：13.7kPa）以上となった場合を原子炉冷却系障壁の喪失の判断条件とする。	(サイト固有の値）一次格納容器圧力は、ECCSまたは同等の補給システムを自動的に起動させるLOCA (炉心冷却材喪失事故）を示すドライウェルの高圧設定値である。
	格納容器放射線モニタ	指示値の有意な上昇	ソースタームとして追加放出を想定した場合、原子炉停止直後にCAMSの値は、D/W及びS/Pとも約0.1Sv/hとなる。また、原子炉停止後、CAMSの値は徐々に低下し、24時間後には１桁以上低下する。 一方、CAMSの計測範囲は0.01Sv/h 以上であり、原子炉停止後約10時間以降、CAMSの判定値は計測範囲外となる。 LOCA時に放出される放射性物質の量として、追加放出量の想定は保守側であるため、CAMSの指示値が有意な上昇を示した場合を原子炉冷却系障壁の喪失の判断条件とする。	放射線モニタの測定値は、原子炉冷却水の放射能濃度が技術仕様書で許容される限界値に等しいと仮定した場合、原子炉冷却水の全量が一次格納容器内に瞬時に放出されたことに相当する。この値は、RCSバリアの損失のみを示すものであるため、燃料被覆管バリア損失で規定されている値よりも低い。この測定値は、原子炉冷却水の希ガスおよびヨウ素の全量が、RCSの放射能レベルが技術仕様書の許容限度である状態で、一次格納容器の大気中に瞬時に放出され拡散したことを想定して決定されるべきである。
建屋	建屋雰囲気モニタ	基準温度（系統隔離温度）以上で隔離失敗又は隔離後基準温度以上	NEI 99-01では、主蒸気管破断、原子炉冷却材浄化系破断等の発生時において隔離に失敗した場合を原子炉冷却系障壁の喪失の判断条件としている。また、原子炉建屋内温度が通常運転時の最高温度を超えるか、あるいは、エリアモニタが通常の最高値を超えたことにより格納容器外で隔離できない原子炉冷却系の漏洩が発生した可能性があることが検知された場合を原子炉冷却系障壁の喪失の可能性の判断条件としている。 プラントパラメータにより判断条件を設定することを原則としていることより、原子炉建屋内温度が系統の隔離温度を超え、かつ、隔離弁の閉鎖が確認されない場合、もしくは、系統隔離後も原子炉建屋内温度が系統の隔離温度を超える場合を原子炉冷却系障壁の喪失の判断条件とする。	一次格納容器の外側で破断した大型の高エネルギー配管は、隔離されるまで大量の冷却水を放出し、RCSの保圧能力を脅かすおそれがある。破断した配管を制御室から速やかに隔離できない場合、RCSバリアの損失閾値に達したものとみなす。RPVを急速に減圧させる配管として、主蒸気配管、高圧冷却水注入、給水、原子炉水浄化、隔離凝縮器、原子炉隔離時冷却などがあり、隔離不能な場合、RCSバリアの喪失となる。通常、漏洩検知システムの作動によって配管は隔離され、隔離条件は、主蒸気配管、RCIC、HPCIなどの領域における温度または放射線の通常のプラント運転条件下で発生すると予想されるバラメータの最高値から決定される。 隔離不能な漏洩は、格納容器バリア喪失と組み合わさった場合SEに進展し、燃料被覆バリアも喪失した場合はGEとなる。

2-3．各障壁判断基準

プラントパラメータ		格納容器障壁	事業者設定根拠	NEI99-01の注記（機械翻訳）
一次系	原子炉圧力	運転禁止領域	NEI 99-01 では、原子炉圧力及びサプレッションプール水温が熱容量制限値を超えた場合を格納容器障壁の喪失の可能性の判断条件としている。 ここでは、図に示すように<u>サプレッションプール水温が熱容量温度制限値未満に維持できない場合</u>を格納容器障壁の喪失の可能性の判断条件とする。  	<u>熱容量温度限界(HCTL)</u>とは、緊急RPV減圧を行っても、S/P最大耐熱温度およびS/P内の機器が破損する温度を超えないS/Pの最高温度である。 <u>HCTLは、RPV圧力、S/P温度、およびS/P水位に依存</u>する。 プラントの安全な停止に必要な格納容器および格納容器内の機器の破損を防ぐために利用される。プラントパラメータを限界値以下に維持できないことは、格納容器の喪失につながる可能性がある。
PCV	S/P水温	運転禁止領域	同上	同上
	格納容器圧力	最高使用圧力 310kPa	格納容器障壁の喪失は直接的に格納容器の圧力・温度で判断できるため、<u>格納容器が設計想定の圧力温度を超える場合</u>を基準として設定する。	閾値圧力は、<u>一次格納容器の内部設計圧力</u>である。構造試験では、一次格納容器が内部設計圧力を上回る圧力に耐えることを実証する。この圧力は、いかなる設計基準事故から生じる圧力よりも大きく、格納容器バリアの潜在的な損失を表す。
	格納容器温度	最高使用温度 171℃	格納容器障壁の喪失は直接的に格納容器の圧力・温度で判断できるため、<u>格納容器が設計想定の圧力温度を超える場合</u>を基準として設定する。	－（NEI99-01に最高使用温度についての記載はない）
	格納容器雰囲気モニタ	燃焼が発生するガス濃度以上 (水素4%、酸素5%)	NEI 99-01 では、爆発性混合気体が存在する場合を格納容器障壁の喪失の可能性の判断条件としている。 ここでは、<u>水素の燃焼領域を超えた場合（水素濃度が４%以上、酸素濃度が５%以上）</u>を格納容器障壁の喪失の可能性の判断条件とする。	酸素が豊富な環境において、水素濃度がEOPで定義される<u>下限可燃限界に達するか、またはそれを超える場合</u>、爆発性混合物が存在する。可燃性混合物が一次格納容器内で着火した場合、格納容器バリアの喪失が生じる可能性がある。

2-4．各障壁判断基準

<table>
<tr><th colspan="2">プラント
パラメータ</th><th>格納容器
障壁</th><th>事業者設定根拠</th><th>NEI99-01の注記（機械翻訳）</th></tr>
<tr><td rowspan="2">PCV</td><td rowspan="2">その他</td><td>非常用
格納容器
ベントの
実施</td><td>NEI 99-01 では、EOPに従って一時格納容器のベント操作が意図的に行われた場合を格納容器障壁の喪失の判断条件としている。
NEI 99-01 と同様、徴候ベース運転手順書（EOP）またはアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）に従い格納容器ベントを実施した場合を格納容器障壁の喪失の判断条件とする。</td><td>実際に一次格納容器のベントが行われたならば、格納容器は喪失したとみなすべきである。
一次格納容器の圧力または可燃性ガスの制御を目的として、二次格納容器およびまたは環境へ一次格納容器から意図的に排気を行うことは、格納容器の喪失に該当する。</td></tr>
<tr><td>隔離失敗
により環
境に繋が
る経路の
形成</td><td>NEI 99-01 では、格納容器の隔離信号の発信後、1 つのラインにおいて2 つの弁が閉失敗し、その下流が環境に直接繋がる経路が形成された場合を格納容器障壁の喪失の判断条件としている。
隔離弁の下流が環境に繋がる経路がある系統の隔離失敗（試料採取系、不活性ガス系、放射性ドレン移送系）により環境中への流出経路が形成された場合を格納容器障壁の喪失の判断条件とする。</td><td>格納容器の隔離が不完全であり、隔離不能な状態で環境への直接放出を許容する事態に対処するものである。
放出経路では、一次格納容器隔離システム(PCIS)によって保護されていない、マイナーな放出経路を通じた放出を考慮する。</td></tr>
<tr><td>建屋</td><td>建屋雰
囲気
モニタ</td><td>基準温度
（系統隔
離温度）
以上で隔
離失敗又
は隔離後
基準温度
以上</td><td>NEI 99-01 では、原子炉建屋内温度が安全運転最高温度を超えるか、エリアモニタが安全運転最高値を超えたことにより格納容器外で隔離できない原子炉冷却系の漏洩が示された場合を格納容器障壁の喪失の判断条件としている。
格納容器外の冷却材喪失時に系統隔離失敗が発生した事象に関しては、原子炉冷却系障壁の喪失と同様、原子炉建屋内温度が系統の隔離温度を超え隔離弁の閉鎖が確認されない場合、もしくは、系統隔離後も原子炉建屋内温度が系統の隔離温度を超える場合を格納容器障壁の喪失の判断条件とする。
<table>
<tr><th>部屋名</th><th>温度基準値</th><th>隔離弁</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>主蒸気管トンネル室(R/B)</td><td>93℃以上</td><td rowspan="2">主蒸気隔離弁（ＰＣＶ内側、外側）</td><td>MSIV 閉インターロック</td></tr>
<tr><td>主蒸気管トンネル室(T/B)</td><td>93℃以上</td><td>MSIV 閉インターロック</td></tr>
<tr><td>RCIC ポンプ室</td><td>82℃以上</td><td rowspan="2">ＲＨＲ取水側隔離弁（ＰＣＶ内側、外側）</td><td>RCIC 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>RCIC 配管区域</td><td>66℃以上</td><td>RCIC 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>CUW 非再生熱交換器室</td><td>66℃以上</td><td rowspan="2">ＣＵＷ取水側隔離弁（ＰＣＶ内側、外側）
ＣＵＷ戻り側隔離弁（ＰＣＶ外側）</td><td>CUW 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>CUW 再生熱交換器室</td><td>66℃以上</td><td>CUW 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>RHR(A) 室</td><td>82℃以上</td><td rowspan="3">ＲＣＩＣ蒸気隔離弁（ＰＣＶ内側、外側）
ＲＣＩＣ蒸気ライン暖気弁</td><td>RHR 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>RHR(B)室</td><td>82℃以上</td><td>RHR 隔離インターロック</td></tr>
<tr><td>RHR(C)室</td><td>82℃以上</td><td>RHR 隔離インターロック</td></tr>
</table></td><td>最大安全運転温度および最大安全運転放射線レベルは、「プラントの安全停止に必要な機器が故障しないこと」、「プラントの安全停止に必要な要員の立ち入りが妨げられないこと」のいずれの事態も生じないパラメータの最高値である。
EOPでは、これらの温度および放射線レベルを用いて、RPVの減圧が必要となる条件を定める。</td></tr>
</table>

3．PWR基準サマリ

障壁の喪失又は喪失のおそれの判断

プラントパラメータ		燃料被覆管障壁	NEI99-01	原子炉冷却系障壁	NEI99-01	格納容器障壁	NEI99-01
一次系	炉心出口温度	最高値350℃以上	燃料被覆管の熱損傷が開始する炉心状態に対応するサイト固有の温度値を設定する。700F（371℃）を用いることもできる。	－		－	
		最高値600℃以上 又は 650℃以上	炉心内の原子炉冷却材が著しく過熱する状態に対応するサイト固有の温度値を設定する。1,200F（649℃）を用いることもできる。	－		－	
	RCS漏えい率	－		抽出隔離後、充てんポンプ1台分の流量超過	RCSの漏えいにより、通常使用する充てん（補給）ポンプだけでは加圧器水位を所定範囲に維持できなくなり、加圧器水位を回復・維持するため待機充てん（補給）ポンプを運転する必要が生じた状態。なお、この段階ではECCS（SI）は作動していない。	－	
		－		一次冷却材漏えいが発生し、ECCS作動要求条件成立	ECCSの自動または手動作動を必要とする規模のRCS漏えい	－	
CV	格納容器圧力・除熱	－		－		スプレイ設定値（サイト固有値）以上で圧力上昇継続10分以上等	CV圧力が熱除去系作動設定値を超過し、CV熱除去・減圧設備が１トレン未満の状態が15分以上
		－		－		冷却操作なしで圧力が急激に低下	NEI99-01における格納容器障壁のIntegrity喪失に相当するものとして国内基準を設定
	格納容器隔離・バイパス	－		－		隔離後も環境への直接放出経路あり	・CV隔離要求後にCV外への漏えい、又は環境への隔離不能経路が存在 ・RCS冷却材がCV外へ喪失している兆候

：喪失のおそれ　：喪失

3-1．各障壁判断基準（補足）

プラントパラメータ	燃料被覆管障壁	補　足
炉心出口温度	最高値３５０℃以上	【PWR版EALマトリクス】においては、サブクール喪失を示す計測値３５０℃を閾値としている。
	最高値６００℃以上 または 最高値６５０℃以上	【PWR版EALマトリクス】においては、一次冷却材の著しい過熱を示す計測値650℃を閾値としている。 <各社基準値> ６００℃：玄海、伊方、泊 ６５０℃：大飯、敦賀

※　NEI99-01Rev6においては、
Fuel Clad BarrierのLOSSまたはPOTENCIAL LOSSの１要素としてCore Exit Themocouple Readingがあり、
判断基準として、Core exit thermocouple readings greater than (site-specific temperature value)　が規定されている。

※　北海道電力における３５０℃および６００℃の位置付けは以下のとおり。
３５０℃：蒸気飽和温度との関係から、炉心出口が明確な加熱状態に入ったことを見る基本的な判別値
６００℃：MAAP解析等を踏まえ、炉心露出が進行している一方、まだ炉心溶融前である可能性が高い領域を識別するための、より厳しい補完的な判別値

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

3-2．各障壁判断基準（補足）

プラントパラメータ	原子炉冷却材バウンダリ障壁	補　足
RCS漏えい率	抽出隔離をした状態で、充てんポンプ１台分の流量超過	【PWR版EALマトリクス】においては、RCS漏えい率が抽出隔離の状態で、充てんポンプ１台分の充てん流量を超過としている。
	一次冷却材漏えい（蒸気発生器伝熱管からの漏えい含む）が発生し、加圧器圧力が非常用炉心冷却装置の作動を必要とする設定値圧力以下	【PWR版EALマトリクス】においては、RCS漏えい率が補給能力を超えサブクール喪失、RCS漏えい量が充てん流量を上回り、RCS圧力やインベントリが維持不可能な状態を閾値であり、サブクール維持不能としている。

※　NEI99-01Rev6においては、
RCS BarrierのLOSSまたはPOTENCIAL LOSSの１要素としてRCS Leak Rateがあり、
判断基準として以下が規定されている。
LOSS：An automatic or manual ECCS(SI) actuation is required by EITER of the following：UNISOLABLE RCS Leakage
POTENTIAL LOSS：Operation of a standby charging(makeup) pump is required by EITHER of the following：
1.UNISOLABLE RCS leakage OR 2.SG tube leakage

Atomic Energy Association
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

3-3．各障壁判断基準（補足）

プラントパラメータ	格納容器障壁	補　足
CV圧力	格納容器圧力の上昇後、格納容器スプレイの動作または格納容器自然対流冷却操作等を実施していない状況において、格納容器圧力が急激に低下（全社）	【PWR版EALマトリクス】 CV圧力上昇後の急激な低下 又は CV圧力orサンプ水位がLOCA発生時に想定される挙動と異なる
	・格納容器圧力が格納容器スプレイ作業設定値を超過し、更に10分間（※１）以上継続して圧力が上昇（大飯、玄海、敦賀） ・原子炉格納容器ドライ水素濃度が13vol%以上（玄海）	【PWR版EALマトリクス】 CV圧力がサイト固有の閾値以上で上昇継続 又は 高濃度水素発生 又は CV圧力＞CVスプレイ作動設定値　及び　CVスプレイ機器の運転が１トレン以下
CV隔離	格納容器の隔離後も環境への直接放出経路が有り（全社）	【PWR版EALマトリクス】 CV隔離系いずれか１系列の全弁が閉不能　及び　CV隔離操作後も環境への直接放出経路が有
	格納容器隔離信号発信時に１弁「閉」不能な系統が１系列以上有り（伊方）	ー

※　NEI99-01Rev6におけるContainment BarrierのLOSSまたはPOTENTIAL LOSSの判断基準を次ページに示す。

※１　「10分間」とは、大幅な格納容器圧力上昇を生じさせる“原子炉冷却材喪失事故（LOCA）”及び“格納容器内での主蒸気管破断事故（CV内SLB）”における初期の圧力上昇を考慮した数値

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

3-4．各障壁判断基準（補足）

NEI99-01_Rev6における格納容器健全性およびバイパスに関する判断基準

		判断基準
Containment Integrity or Bypass	LOSS	A. Containment isolation is required **AND** **EITHER** of the following: 1. Containment integrity has been lost based on Emergency Director judgment. B. Indications of RCS leakage outside of containment
	POTENTIAL LOSS	A. Containment pressure greater than (site-specific value) **OR** B. Explosive mixture exists inside containment **OR** C. 1. Containment pressure greater than (site-specific pressure setpoint) **AND** 2. Less than one full train of (site-specific system or equipment) is operating per design for 15 minutes or longer.
	LOSS	A. Containment isolation is required **AND** **EITHER** of the following: 2. UNISOLABLE pathway from the containment to the environment exists.
	POTENTIAL LOSS	N/A

Atomic Energy Association

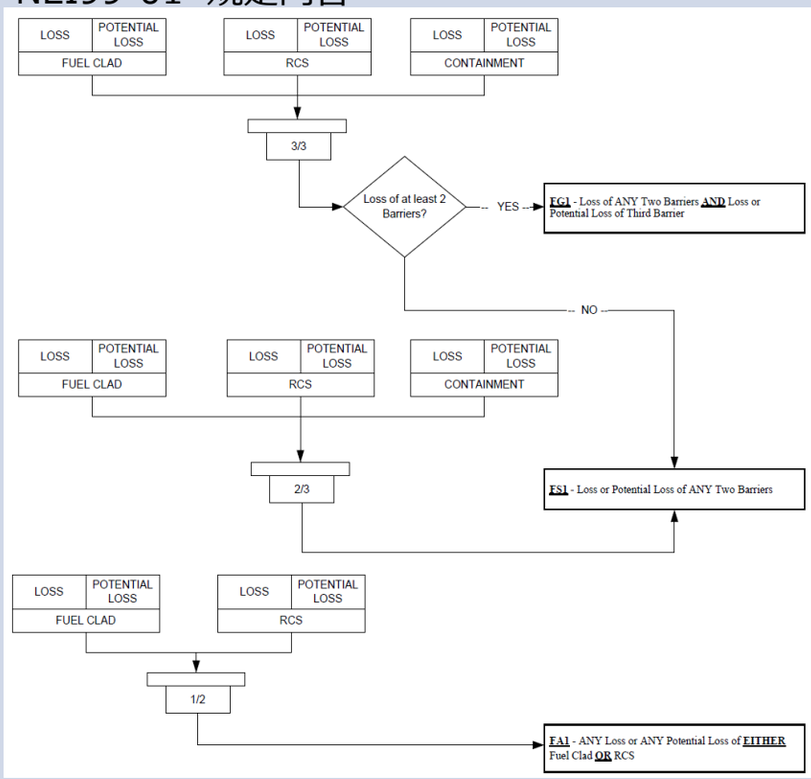
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

参考．BWR障壁喪失組み合わせ整理

障壁の喪失及び障壁の喪失のおそれの組み合わせによるＥＡＬの判断

障壁の喪失又はそのおそれ（○：健全、△喪失のおそれ、×：喪失）			NEI99-01	指針	事業者EAL区分
燃料被覆管障壁	原子炉冷却系障壁	格納容器障壁			
○	○	○	－		－
○	○	△	NOUE		－
○	○	×	NOUE		－
○	△	○	ＡＬ	ＡＬ４２	ＡＬ４２
○	×	○	ＡＬ	ＡＬ４２	ＡＬ４２
△	○	○	ＡＬ	ＡＬ４２	ＡＬ４２
×	○	○	ＡＬ	ＡＬ４２	ＡＬ４２
○	△	△	ＳＥ		ＳＥ４２
○	×	△	ＳＥ		ＳＥ４２
○	△	×	ＳＥ	ＳＥ４２	ＳＥ４２
○	×	×	ＳＥ		ＳＥ４２
△	○	△	ＳＥ		ＳＥ４２
△	○	×	ＳＥ	ＳＥ４２	ＳＥ４２
×	○	△	ＳＥ		ＳＥ４２
×	○	×	ＳＥ		ＳＥ４２
△	△	○	ＳＥ	ＳＥ４２	ＳＥ４２
△	×	○	ＳＥ		ＳＥ４２
×	△	○	ＳＥ	ＳＥ４２	ＳＥ４２
×	×	○	ＳＥ		ＳＥ４２
△	△	△	ＳＥ		ＳＥ４２
△	△	×	ＳＥ	ＳＥ４２	ＳＥ４２
△	×	△	ＳＥ		ＳＥ４２
×	△	△	ＳＥ		ＳＥ４２
△	×	×	ＧＥ		ＧＥ４２
×	△	×	ＧＥ		ＧＥ４２
×	×	△	ＧＥ	ＧＥ４２	ＧＥ４２
×	×	×	ＧＥ		ＧＥ４２

NEI99-01　規定内容



指針　規定内容	
ＡＬ	燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失するおそれがあること、又は、燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。 （解説）以下の４つのケースが考えられる。 １）燃料被覆管障壁の喪失するおそれ ２）原子炉冷却系障壁の喪失するおそれ ３）燃料被覆管障壁の喪失 ４）原子炉冷却系障壁の喪失
ＳＥ	燃料被覆管の障壁が喪失した場合において原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、又は燃料被覆管の障壁若しくは原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがある場合において原子炉格納容器の障壁が喪失すること。 （解説）以下の４つのケースが考えられる。 １）燃料被覆管障壁が喪失＋原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ ２）燃料被覆管障壁が喪失するおそれ＋原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ ３）燃料被覆管障壁が喪失するおそれ＋格納容器障壁が喪失 ４）原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ＋格納容器障壁が喪失
ＧＥ	燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失した場合において、原子炉格納容器の障壁が喪失するおそれがあること。

↑BWRにおいては、原子炉冷却系障壁におそれ（△）は設定していないが、マトリックス上は網羅的に記載

参考．PWR障壁喪失組み合わせ整理

障壁の喪失及び障壁の喪失のおそれの組み合わせによるＥＡＬの判断

表 3.2-6 NEI99-01 と指針_表２での緊急事態区分の比較整理

適用運転モード：モード1, 2, 3				緊急事態区分		
障壁喪失パターン				Ⓐ	Ⓑ	Ⓒ
喪失障壁数	燃料被覆管障壁	原子炉冷却系障壁	格納容器障壁	米国 NEI 99-01	指針_表２「条文の整理」ベース	指針_表２「条文の解釈」ベース
0	—	—	—	—	—（健全）	—（健全）
1	—	—	△	NOUE		ＡＬ未満
	—	—	×	NOUE		ＡＬ未満
	—	△	—	ＡＬ	ＡＬ42	〔ＡＬ42〕
	—	×	—	ＡＬ	ＡＬ42	〔ＡＬ42〕
	△	—	—	ＡＬ	ＡＬ42	〔ＡＬ42〕
	×	—	—	ＡＬ	ＡＬ42	〔ＡＬ42〕
2	—	△	△	ＳＥ		〔ＡＬ42〕
	—	×	△	ＳＥ		〔ＡＬ42〕
	△	—	△	ＳＥ		〔ＡＬ42〕
	×	—	△	ＳＥ		〔ＡＬ42〕
	△	△	—	ＳＥ	ＳＥ42	〔ＳＥ42(1)〕
	△	×	—	ＳＥ		〔ＳＥ42(1)〕
	×	△	—	ＳＥ	ＳＥ42	〔ＳＥ42(1)〕
	×	×	—	ＳＥ		〔ＳＥ42(1)〕
	—	△	×	ＳＥ	ＳＥ42	〔ＳＥ42(2)〕
	—	×	×	ＳＥ		〔ＳＥ42(2)〕
	△	—	×	ＳＥ	ＳＥ42	〔ＳＥ42(2)〕
	×	—	×	ＳＥ		〔ＳＥ42(2)〕
3	△	△	△	ＳＥ		〔ＳＥ42(1)〕
	△	△	×	ＳＥ	ＳＥ42	〔ＳＥ42(1)(2)〕
	△	×	△	ＳＥ		〔ＳＥ42(1)〕
	×	△	△	ＳＥ		〔ＳＥ42(1)〕
	△	×	×	ＧＥ		〔ＳＥ42(1)(2)〕
	×	△	×	ＧＥ		〔ＳＥ42(1)(2)〕
	×	×	△	ＧＥ	ＧＥ42	〔ＧＥ42〕
	×	×	×	ＧＥ		〔ＧＥ42〕

—：健全
△：喪失のおそれ（P. Loss）
×：喪失（Loss）

6*AS-1E-GEN-140002 R1

(2) NEI99-01 と指針_表２における緊急事態区分の比較・評価

前頁の表 3.2-5 に記した『条文の整理』『条文の解釈（まとめ）』での検討を踏まえ、バリア喪失の全パターン（「全て健全」を含んだ全 27 パターン）に対して、NEI99-01 ベースと「指針_表２」での『条文の整理』『条文の解釈（まとめ）』ベースとで、以下のⒶ、Ⓑ、Ⓒに示す要領で、緊急事態区分（AL、SE、GE）の割付けと、比較・整理を実施した。表 3.2-6 にまとめて示す。

Ⓐ NEI99-01 で適用されている個別バリア（Fuel Clad、RCS、Containment）喪失での組合せによる緊急事態区分の割付け
Ⓑ 指針_表２ベースでの表 3.2-5『条文の整理』を基にした緊急事態区分の割付け
Ⓒ 指針_表２ベースでの表 3.2-5『条文の解釈（まとめ）』を基にした緊急事態区分の割付け

表 3.2-6 での整理により、指針_表２ベースでの緊急事態区分の割付けに関し、NEI99-01 との比較や類似性の観点からは、以下の評価が得られる。

・指針_表２整理ベースでの割付け（Ⓑ）では、全 11 パターン（AL: 4 パターン、SE: 2 パターン、GE: 1 パターン、健全：1 パターン）に限定され、割付けできる。
・指針_表２整理ベースでの割付け（Ⓑ）の緊急事態区分は、NEI99-01 ベースでの割付け（Ⓐ）の緊急事態区分と整合している。
・指針_表２解釈ベースでの割付け（Ⓒ）では、バリア喪失全 27 パターンにおいて、緊急事態区分の割付けが可能となる。
・指針_表２解釈ベースでの割付け（Ⓒ）の緊急事態区分は、NEI99-01 ベースでの割付け（Ⓐ）とで、一部不整合となるパターン（No.8~11、No.24,25）が生じている。いずれものパターンもⒸの方が、Ⓐよりも 1 ランク軽微な割付けとなっている。
・No.8~11（ⒶではSE、ⒸではAL）では、いずれも CV バリアが P. Loss（△）であることが共通項目となっている。また No.24,25（ⒶではGE、ⒸではSE）では、いずれも CV バリアが Loss（×）であることが共通項目となっている。これより、指針_表２においては、CV バリアの重みづけが他の２つのバリア（燃料、RCS）の重みづけと同格ではなく、軽微な扱いになっているためと推察される。
・CV バリアについては、No.2,3 のパターン（ⒶではNOUE、ⒸではAL 未満で同格）においても、他の１層喪失のパターン（No.4~7）より軽微であり、同様の傾向となっている。
・CV バリア喪失については、他の EAL 項目（SE41：格納容器健全性喪失のおそれ、GE41：格納容器圧力の異常上昇）で捉えることが可能であり、EAL 全体体系の中で包絡できていると判断できる。

3.2-13