

【コメント回答状況リスト】 緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合

No.	回答状況	コメント内容	コメント受領日	回答内容	資料等への記載箇所	回答日又は回答予定日	回答結果
1	2:回答予定	PWRの検討の際は先行バントについて議論となったため、別途説明のこと。	2022/6/21 (第8回)	説明資料「BWRの炉心損傷前バントに係るEAL(SE43)の見直し要否について」参照	資料●	第9回又は第10回会合	
2	2:回答予定	東海第二と柏崎刈羽6/7の3プラントの検討対象での包絡性を説明すること。	2022/6/21 (第8回)	BWR特重施設の設置許可を取得しているのは、東海第二と柏崎刈羽6/7号の3プラントのみとなることから、これらのプラントで検討を行った。他のプラントについても特重の申請内容を踏まえて各社で確認し、現時点では説明の包絡性があることを確認している。 なお、個別のプラントでは他のプラントとは大きく異なる設備構成となっているものもあるので、この場合については、本会合とは別に個社単位でご相談させていただきたい。	(全資料共通)	第9回会合	
3	2:回答予定	自主対策設備のEAL見直しに係る取扱い等について整理し説明すること。	2022/6/21 (第8回)	「緊急時活動レベル（EAL）の見直しの進め方について」の資料の中で、本検討には自主対策設備も含むことを記載している。また、炉心損傷防止等の事故対応に必要な性能（容量、揚程）を有する特重施設等については、判断設備に追加することとしており、自主対策設備のため、耐震性等が無いという理由でのスクリーニングはしないことを記載している。	資料● P1 1.検討方針(2) P3 別紙③(b)	第9回会合	

2022年10月28日

原子力エネルギー協議会
東北電力株式会社
東京電力ホールディングス株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
中国電力株式会社
日本原子力発電株式会社

緊急時活動レベル(EAL)の見直しの進め方について

令和2年度第35回原子力規制委員会(2020年10月28日)において、原子力災害対策指針が改正され、PWRの特定重大事故等対処施設(以下、「特重施設」という)等に関するEALの見直しが行われた。この検討の過程で、「第6回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年6月29日)において、BWRプラントについても基本的な考え方をベースとして検討を進めることを説明している。

1. 検討方針

- (1) EALの判断基準は、住民への防護措置や原子力防災の関係機関等の活動レベルに係る重要なものであり、判断のタイミングが適切でなければ社会的な影響が大きいことから、特重施設のプラントの安全対策の状況、敷地外への影響の有無、状況の速やかな収束の可否を踏まえて設定すべきものである。
- (2) PWRにおいては、これまでに(1)の観点での検討を踏まえてEALの見直しが行われており、BWRにおいても、その際の検討プロセス及び決定された基本的な考え方(参考1及び参考2)を踏襲して見直しを行う。

なお、PWRでの検討と同様に、特重施設だけでなく、重大事故等対処施設や事業者が自主で整備している自主対策設備についても、原子力災害対策指針及び原子力事業者防災業務計画の見直しにより反映できるものが無いか改めて検討する。(以下、特重施設、重大事故等対処施設及び自主対策設備を総称して「特重施設等」といい、本検討の範疇とする。)

- (3) 検討に際して、判断設備の反映や手順に関する基本的な考え方の取りまとめを原子力エネルギー協議会(ATENA)が行い、個別の検討結果については、設置変更許可審査等での議論を踏まえ、各社にて整理する。

2. 検討プロセス

- (1) 特重施設の設置変更許可の処分がされている日本原子力発電・東海第二及び東京電力・柏崎刈羽6,7号炉を検討対象プラントとして、その他BWRプラントについても検討に

加わり、これまで特重EAL見直しを検討してきたPWR事業者も検討に参画し、PWRとの横並びを図りつつ進めていく。

- (2) 原子力規制庁の「緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」にて公開で議論が行われることを前提に検討及び資料作成を行う。
- (3) PWRでの検討の際に使用した資料を共有し、効率的かつ効果的に検討が進められるようにする。
- (4) 原子力規制庁と連携して、短期間で議論が収束できるよう、協力的に資料作成を行う。

3. 考慮する事項

- (1) 基本的考え方はPWRを踏襲するものの、そこから導かれる結論がPWRとは異なる場合は、その相違点について丁寧に説明していく。
- (2) BWRの中でもプラントによって特重施設等の設備に差異があることから、EALの判断基準に特重施設等を機能ベースで追加する場合は、追加できる条件についても明示していく。
(判断基準に明示する例:「××設備(〇〇の能力を有する特重施設等を含む)が使用できない場合」)

以 上

特重施設等のEAL判断設備の反映に関する基本的な考え方

- ① 現状のEAL判断基準をパラメータベース^{※1}と機能ベース^{※2}に分類し、そのうちの機能ベースの判断基準を抽出
- ② 上記①で抽出されたものに対して、設備の機能喪失に至ったとしても、特重施設等を使用することにより当該設備に期待される機能喪失を一時的又は安定的に回避できるものを抽出
- ③ 上記②で抽出されたものに対して、以下の条件を踏まえ、特重施設等を考慮した場合の効果を確認するため、特重施設等の性能及び想定される手順等からイベントツリーを作成し、EALへの反映要否を検討
 - (a) 検討シナリオは重大事故等対策の有効性評価における重要事故シーケンスをベースとして厳しい事象(事象進展が早い事象)を対象とする。
 - (b) 炉心損傷(原子炉停止時においては、炉心露出とする。以下、同じ。)防止等の事故対応に必要な性能(容量, 揚程)を有する特重施設等については、判断設備に追加する。(事故時点において使用可能性を判断することから、耐震性等の観点からスクリーニングはしない。)
 - (c) 但し、SA時の体制を前提として有効性評価のシナリオにおける炉心損傷又はEAL判断時間までに準備が間に合わない設備は、即応性の観点から判断設備として考慮しない。
 - (d) 検討シナリオにおいて、特重施設等を用いることで、炉心損傷に至るまでの時間的猶予を確保することが可能であり、その間に水や燃料の補給による継続運転や、可搬型設備の追加準備等により炉心損傷の回避が期待できる設備は、EAL判断に考慮する。補足参照

※1 パラメータベースとは、あるパラメータが基準値に達したときにEALを判断するもの。特重施設等の使用により、基準値に到達しない又は基準値に到達する時間に余裕を持たせられるケースが想定されるが、特重施設等の設置に伴って基準値自体を見直す必要はない。

※2 機能ベースとは、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備(SA設備)の機能の喪失又はそのおそれにより判断するもの。特重施設等の設置に伴って判断基準の見直しを検討する必要がある。

注) 一重下線部は、「第6回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年6月29日)資料3からの変更箇所。文章をわかりやすく加筆修正したもので、意味合いに変更は無い。
波線下線部は、PWRでは発現しなかったケースがBWR側で明確化したものである。次ページの補足参照。

補足 基本的考え方③(d)「検討シナリオにおいて、特重施設等を用いることで、炉心損傷に至るまでの時間的猶予を確保することが可能であり、その間に水や燃料の補給による継続運転や、可搬型設備の追加準備等により炉心損傷の回避が期待できる設備は、EAL判断に考慮する」について

第6回会合で事業者側が提示した基本的考え方③(d)は、「検討シナリオにおいて、炉心損傷は防止できないが、炉心損傷を遅延させることで故障した設備の復旧等を行う時間的猶予を確保することが可能である設備は、EAL判断に考慮する。」と記載していた。しかし、PWRのEAL24「給水機能の喪失」及びEAL29「停止中の原子炉冷却機能の喪失」において、特重施設等により炉心損傷を数時間程度遅延させることが可能であるが、住民への防護措置の観点からEALの判断時間を数時間程度遅らせることにあまり意味がないとの意見が出された。このため、第7回会合では、数時間程度の一時的な遅延しかできない設備はEALの判断基準には反映しないことを説明している。(参考1及び参考2参照)

一方、BWRのEAL22「給水機能の喪失」においては、特重施設等により、数日オーダーで炉心損傷を遅延させることが可能である。数日オーダーであれば、その間に水や燃料の補給によりさらに炉心損傷までの猶予時間を延長できるものであり、それ以外の可搬型設備の追加準備等により炉心損傷が回避できる可能性もある。このため、炉心損傷までの猶予時間が比較的確保できるものについては、特重施設等を期待する前に全面緊急事態(GE)を判断するのではなく、特重施設等が機能しないことが判明した時点でGEを判断することで良いものとする。

なお、数時間程度の遅延はEAL判断に考慮せず、数日オーダーで余裕を持たせられるものであれば考慮するとの結果の差異を踏まえて、どの程度の時間が延長できれば、EALの判断基準に考慮するののかという疑問が生じるが、この判断基準の時間を一律で決めることは困難である。このため、基本的な考え方③(d)で示した考え方に照らして、当該事業所の特重施設等の設備状況を踏まえて、原子力事業者防災業務計画で明確にしていく。

「第6回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年6月29日)で示された
PWRでの「特重施設等のEAL判断設備の反映に関する基本的な考え方」

- ① 現状のEAL判断基準のうち、機能ベース^{*}を抽出
- ② 上記①で抽出されたものに対して、設備の機能喪失に至ったとしても、特重施設等を使用することにより当該設備に期待される機能喪失を一時的又は安定的に回避できるものを抽出
- ③ 上記②で抽出されたものに対して、以下の条件を踏まえ、特重施設等を考慮した場合の効果を確認するため、特重施設等の性能及び想定される手順等からイベントツリーを作成し、EALへの反映要否を検討
 - (a) 検討シナリオはSA有効性評価における重要事故シーケンスをベースとして厳しい事象(事象進展が早い事象)を対象とする。
 - (b) 事故対応に必要な性能(容量, 揚程)を有する設備については、判断設備に追加する。(耐震性等は考慮しない。)
 - (c) 但し、SA時の体制を前提として有効性評価のシナリオにおける炉心損傷(原子炉停止時においては、炉心露出とする。), 又はEAL判断時間までに準備が間に合わない設備は、即応性の観点から判断設備として考慮しない。
 - (d) 検討シナリオにおいて、炉心損傷は防止できないが、炉心損傷を遅延させることで故障した設備の復旧等を行う時間的猶予を確保することが可能である設備は、EAL判断に考慮する。

※ 設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備(SA設備)の機能の喪失又はそのおそれにより判断するもの

出典:「第6回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年6月29日)資料3より

「第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年9月1日)で示された
PWRでの「EAL判断基準への反映に関する基本的考え方及び検討結果」

1 前提条件

第5回会合での議論を踏まえ、これまでの前提条件である「炉心の損傷の兆候の検知又は炉心の損傷の検知」を全面緊急事態と判断する考え方については変更しない。

2 一定時間GE発出を遅らせること(一時的な遅延)に対する検討

(1) 第6回会合での特重施設等による一時的な遅延に対する意見

- 特重施設等により数時間程度GEを遅延させることが可能であり、その間に設備の復旧が完了した場合、結果的に不必要なGE発出を防ぐことが可能。
- 住民への防護措置の観点からは、EALの判断が数時間程度遅らせることにあまり意味がない。
- 特重施設等が機能している数時間程度で、プラントの状態が大きく改善する蓋然性をどのように評価するのか。
- 設備ベースにおけるEAL判断を故障等により使用不可となった時点ではなく、残り使用可能時間を考慮して先行して判断するというのは新しい考え方となり、慎重な検討が必要である。
- 設備復旧を前提とすると、状況によっては復旧自体が見込めないという可能性もあり、その場合にはいたずらに住民避難の判断を遅らせてただけとなることから、慎重な検討が必要である。

(2) 第6回会合での意見を踏まえた一時的な遅延に対する検討

特重施設等による一時的な遅延(EAL24及びEAL29)については、以下の検討から、EAL判断基準へ反映しないこととする。

a. 一時的な遅延を考慮したことによる炉心損傷回避の実効性

- ① 当該EALに寄与する特重施設(炉心注水(特重)のためのポンプ)は、注水できる時間が限定的であり、当該機能のみで恒久的に炉心損傷を防げるものではない。
- ② 特重施設等による一時的な遅延により、即応性の観点でEAL判断設備から除外している設備が準備でき、事故進展を回避できる可能性も考えられるが、自然災害等による設備影響等には不確定要素が多く、DB設備及びSA設備の故障が重畳するような状況下で特重施設等のみが一定時間使用可能な状態において、即応性の観点で除外していた設備が確実に準備できることの成立性を予め担保することはできない。
- ③ また、一時的な遅延により、機能喪失した設備の復旧も期待できるが、設備の損傷状況や、発災時における設備復旧のための体制確保等には不確定要素が多く、上記同様、DB設備及びSA設備の故障が重畳するような状況下で、機能喪失した設備が確実に復旧できることの成立性を予め担保することはできない。

b. GE判断基準の考え方との整合性

- ① 現状のGEの判断基準の考え方は、「炉心の損傷の兆候の検知又は炉心の損傷の検知」としている。
- ② 特重施設は格納容器の破損による放射性物質の異常な水準の放出を抑制することが目的の施設であって炉心注水に成功した場合であっても、DB設備の復旧等が期待できない場合はいずれ注水が終了し、炉心損傷に至ることから、上述①の「炉心の損傷の兆候の検知」に該当すると考えており、現状のGEの判断基準にも合致するものとする。
- ③ 同様のEAL判断基準の考え方として、次の事例があり、従来の考え方に基づくものである。

GE21:最も厳しい大LOCAに対して炉心損傷を回避できる性能を持つ設備のみをEAL判断に考慮してGEを発信することとしている。一方、大LOCAに対して、炉心損傷を回避できる性能が不足する設備については、その設備による注水が行われていたとしても、いずれ炉心損傷に至る可能性が高いことから、EAL判断には考慮せずにGEを発信することとしている。

c. 一時的な遅延を考慮することによる住民防護上の影響

- ① 上記a.により特重施設等のみによる炉心注水は当該機能のみで恒久的に炉心損傷を防げるものではないこと、また、機能喪失した設備の復旧等の蓋然性の判断はできないことを踏まえると、EALの判断基準としては一時的な遅延に期待し、結果的にGEの発信が遅れるようなケースは避けるべきであり、早期にGEを発信して住民避難に係る時間的な余裕が確保される方が望ましいと考える。
- ② なお、GEを発信して、仮に機能喪失した設備が復旧し炉心損傷が回避できるような場合は、直ちにその旨連絡するが、結果的にPAZ内一般住民の避難やUPZ内住民の屋内退避を早期に開始してしまい、本来避けることができたはずの無用なリスクを生むおそれがある。そのような影響に関しては、特重施設等を考慮したEALの議論だけで解決できるものではなく、防護措置の在り方と合わせ今後の課題として引き続き慎重な議論が必要であるとする。

出典:「第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」(2020年9月1日)資料1-1より

BWR特重施設等のEAL判断設備の反映に関する基本的な考え方

	基本的な考え方						
	(1)	(2)	(3)	(a)	(b)	(c)	(d)
EAL	現状のEAL判断基準をパラメータベースと機能ベースに分類し、そのうちの機能ベースの判断基準を抽出 ※抽出したものに○	①で抽出されたものに対して、設備の機能喪失に至ったとしても、特重施設等を使用することにより当該設備に期待される機能喪失を一時的又は定時的に回避できるものを抽出 ※抽出したものに○	②で抽出されたものに対して、(a)～(d)の条件を踏まえ、特重施設等を考慮した場合の効果を確認するため、特重施設等の性能及び想定される手順等からイベントツリーを作成し、EALへの反映要否を検討 ※(a)～(d)の条件に該当する場合は○	検討シナリオは重大事故等対応設備の有効性評価における重要事故シナリオをベースとして厳しい事象(事象進展が早い事象)を対象とする。	炉心損傷(原子炉停止時においては、炉心露出とする。以下、同じ。)防止等の事故対応に必要な性能(容量、揚程)を有する特重施設等については、判断設備に追加する。(事故時点において使用可能性を判断することから、耐震性等は必要容量及び応性がはしない。)	但し、SA時の体制を前提として有効性評価のシナリオにおける炉心損傷又はEAL判断時間までに準備が間に合わない設備は、即応性の観点から判断設備として考慮しない。 ※炉心損傷までに準備が間に合う設備は○	検討シナリオにおいて、特重施設等を用いることで、炉心損傷に至るまでの時間的猶予を増加することが可能であり、その間に水や燃料の補給による継続運転や、可搬型設備の追加準備等により炉心損傷の回避が期待できる設備は、EAL判断に考慮する。 ※特重施設等により炉心損傷回避までには炉心損傷までには故障した設備の復旧等を行う時間が確保できれば○
EAL01	x						
EAL02	x						
EAL03	x						
EAL04	x						
EAL05	x						
EAL06	x						
EAL11	○	○	AL: x GE: ○	全ATWS想定	・緊急時制御室からの操作により原子炉の停止が可能(特重自主) ・ARIの代替であり即応性は高いが、緊急時制御室へ操作の指示を行うタイムロスが発生	AL: x GE: ○	○
EAL21	○	○	x	LOCA注水機能喪失想定	・大LOCAでは、特重施設等では必要な容量及び即応性が得られない	x	x
EAL22	○	○	○	TQUV想定	・緊急時制御室からの操作により原子炉への注水が可能 ・TQUVシナリオにおいて炉心損傷を回避可能	○	○ (緊急時制御室からの操作により原子炉への注水は数日間継続可能であり、その間に(水及び)燃料の補給が可能)
EAL23	x						
EAL25	○	○	○	長期TB想定	・特重設備のみで炉心損傷を回避可能であるため、特重非常用電源をプラント側非常用交流母線へ供給することはシミュレーションとして想定しづらい。 ・特重施設の交流母線を非常用交流母線に含める方針としたい	○	○ (特重非常用電源は数日間継続可能であり、その間に(水及び)燃料の補給が可能)
EAL27	○	○	○	常設代替直流電源設備喪失想定	・DB設備の直流電源設備が喪失した場合でも、3系統目の所内常設直流電源設備等により24時間以上給電を継続することが可能	○	○
EAL28	x						
EAL29	x						
EAL30	x						
EAL31	x						
EAL41	x						
EAL42	x						
EAL43	x (格納容器圧力逃がし装置の機能維持状態とEAL判断基準は無関係のため機能ベースではない)						
EAL51	○	○	○	TQUV想定 SFP漏洩(想定事故2) 停止時LOCA想定	・緊急時制御室からの操作により原子炉の停止が可能 ・緊急時制御室からの操作により冷温停止状態の維持が可能 ・TQUVシナリオにおいて炉心損傷を回避可能	○	○
EAL52	○	○	○	特重施設以外の通信機能喪失	・所内通信については、中央制御室と緊急時対策所の連絡が行えることが要件となる。 ・その際、緊急時制御室経由での連絡も許容される(PWRでの検討結果より)	— (炉心損傷に直結しない)	— (炉心損傷に直結しない)
EAL53	○	○	○	安全機能の喪失	・本表(d)欄において、特重施設等をEAL判断に考慮可能として「○」とした常設設備については、そのうちの常設設備については、「重要区域」及び「安全上重要な構築物、系統又は機器」に位置付ける必要がある。	— (他のEAL項目の結論に応じて、特重施設等についても「重要区域」及び「安全上重要な構築物、系統又は機器」位置付ける)	— (他のEAL項目の結論に応じて、特重施設等についても「重要区域」及び「安全上重要な構築物、系統又は機器」位置付ける)
EAL55	x						
地震	x						
津波	x						
設計基準 超外部事象	x						
NRA 警戒本部 設置	x						
XSE61	x						
XGE61	x						
XSE62	x						
XGE62	x						

【凡例】 :EALへの反映可と整理したkの

特重施設等のEAL検討結果取りまとめ表

EAL番号	EAL略称	PWR	BWR		結果が異なる理由	
		高浜3,4の例	柏崎刈羽6,7	東海第二		
止める	11	全ての原子炉停止操作の失敗	変更無し	GEの「全ての停止操作」に特重施設(自主を含む)も含まれると解釈	GEの「全ての停止操作」に特重施設(自主を含む)も含まれると解釈	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ECRから原子炉停止操作機能はない。 <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・基本的考え方に則って判断すれば、特重施設(自主)も含むこととなる。 ・ただし、PWRに合わせてBWR側も変更しないこととしても結果的に変わりはない。
	21	原子炉冷却材漏えい時における注水不能	変更無し	変更無し	変更無し	-
	22(BWR) 24(PWR)	原子炉注水機能の喪失	変更無し	GEにSA設備、特重施設の注水ポンプを追加	GEにSA設備、特重施設の注水ポンプを追加	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・特重施設による注水継続時間内に炉心損傷を回避するための有効な手段(設備復旧の担保)がないことからEALの判断基準を変更していない。 <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水継続時間が長く、その間に補給等が可能であるため、EAL判断基準に追加。
冷やす	23(BWR)	残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	-	変更無し	変更無し	<p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・特重施設等により除熱しても、パラメータベースでGE回避不可のため、EAL判断基準に追加しない
	25	非常用交流高圧母線の喪失	(1)非常交流母線に特重母線を含めるか？ ⇒含めない。 (2)非常用交流母線に接続する電源に特重電源を含めるか？ ⇒含める。	(1)非常交流母線に特重母線を含めるか？ ⇒含める。 (2)非常用交流母線に接続する電源に特重電源を含めるか？ ⇒含める(手順としてレアケース)。	(1)非常交流母線に特重母線を含めるか？ ⇒含める。 (2)非常用交流母線に接続する電源に特重電源を含めるか？ ⇒含める(手順としてレアケース)。	<p><PWR></p> <p>(1)特重母線に繋がる負荷(特重施設)単体では、炉心損傷を回避できないため、非常用交流母線の全喪失の判断に特重母線は追加しない。</p> <p>(2)特重電源は、非常用交流高圧母線(DB設備・SA設備に供給)へ接続可能であり、かつ特重電源の容量は、SA設備を用いた炉心損傷回避に必要な電力を満足(=SA有効性評価の最大負荷容量)できることから、DG(DB電源)、空冷DG(SA電源)と同様にEAL判断で考慮する。</p> <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・特重電源から特重施設への給電で炉心損傷回避可能であるため、特重の高圧母線を非常用交流高圧母線に含めることが可能。 ・PWRのEALの変更内容をBWR側も合わせることは可能

EAL番号	EAL略称	PWR	BWR		結果が異なる理由
		高浜3,4の例	柏崎刈羽6,7	東海第二	
27	全直流電源の喪失	<p>(1) 非常直流母線に特重直流母線を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(2) 非常用直流母線に接続する電源に特重蓄電池を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(3) 非常用直流母線に接続する電源に蓄電池（3系統目）を含めるか？ ⇒含める。</p>	<p>(1) 非常直流母線に特重直流母線を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(2) 非常用直流母線に接続する電源に特重蓄電池を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(3) 非常用直流母線に接続する電源に蓄電池（3系統目）を含めるか？ ⇒現状では含められないが、非常用直流母線を経由しなくてもSA設備の蓄電池によりRCIC又はHPACを起動できる場合はGE27に該当しないと整理できないか</p>	<p>(1) 非常直流母線に特重直流母線を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(2) 非常用直流母線に接続する電源に特重蓄電池を含めるか？ ⇒含めない。</p> <p>(3) 非常用直流母線に接続する電源に蓄電池（3系統目）を含めるか？ ⇒含める。</p>	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> SA設備の蓄電池（3系統目）を事業者解釈でEALに追加。 <p><柏崎刈羽6,7></p> <ul style="list-style-type: none"> 蓄電池（A-2,AM及び3系統目）はDB設備の非常用直流母線には供給できる構成になっていないがRCIC又はHPACの直流負荷に供給できるようになっている。 特重施設の直流母線は1つの母線だけで必要な特重施設の機能を確保できないことから、EAL判断基準には含めない。 <p><東海第二></p> <ul style="list-style-type: none"> DB設備の非常用直流母線にも供給できる構成となっているSA設備の蓄電池（3系統目）を事業者解釈でEALに追加。 特重施設の直流母線及びSAの直流母線は、DB設備の直流母線が有する機能を全て満たすことはできないため非常用EAL判断基準には含めない。 (注水ポンプの起動や監視・制御は可能であるため、必要な機能の考え次第では非常用直流母線の対象に含める整理も考えられる。)
29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	変更無し	変更無し	変更無し	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> 特重施設による注水継続時間内に炉心損傷を回避するための有効な手段（設備復旧の担保）がないことからEALの判断基準を変更していない。 <p><柏崎刈羽6,7></p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価では復水補給水系により原子炉水位が回復する結果となっているが、本EALの発生状況が有効性評価の前提条件とは異なるため、EAL判断基準を変更しないこととする。 <p><東海第二></p> <ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽6,7と同じ整理 有効性評価ではSA設備の低圧代替注水系（常設）でも原子炉水位が回復可能であることを示している。
30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	-

EAL番号	EAL略称	PWR	BWR		結果が異なる理由	
		高浜3,4の例	柏崎刈羽6,7	東海第二		
31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	-	
閉じ込める	41	格納容器圧力の異常上昇	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	-
	42	障壁の喪失又は喪失の可能性	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	パラメータベースのため変更なし	-
	43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	通報規則の「炉心損傷防止のため」を削除	変更無し	変更無し	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> 特重イベントは炉心損傷防止のためではないとして通報規則等の見直しを実施した。 <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> 現在のEALの基準の文章で問題が無いことから変更不要
その他脅威	51	原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失	追加無し	GEに追加	GEに追加	<p><PWR></p> <ul style="list-style-type: none"> EAL24と同じ理由でEALに含めていない <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室は原子炉停止及び冷温停止が可能な設備であることから、GEに含めることができる。
	52	所内外通信連絡機能の喪失	AL,SEに追加	AL,SEに追加	AL,SEに追加	-
	53	火災・溢水による安全機能の喪失	追加無し	AL,SEに追加	AL,SEに追加	<p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> BWRは特重施設により炉心損傷回避可能のため、特重施設が「安全機器等」に該当すると解釈し、リストに追記する。

2022年10月28日

原子力エネルギー協議会

BWRの炉心損傷前ベントに係るEAL(SE43)の見直し要否について（案）

1. 経緯

PWRの特重EALの議論において、PWRでは特重施設で初めて格納容器圧力逃がし装置が設置されたことから、炉心損傷前ベントに係るEAL(SE43)の基準の記載について、「緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」（以下、「EAL見直し会合」という）の中で議論があり、基準の記載について見直しが行われた。具体的な変更内容は次のとおりである。

＜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＞

2. 加圧水型軽水炉（実用発電用のものに限る。）に係る原子炉の運転等のための施設（当該施設が炉規法第43条の3の6第1項第4号の基準に適合しない場合又は原子炉容器内に照射済燃料集合体が存在しない場合を除く。）

変更後	変更前
(2) 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	(2) 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
<p>⑪ <原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用>（指針等）</p> <p>炉心の損傷が発生していない場合において、<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置</u>を使用すること。</p> <p>（解説）</p> <p>原子炉格納容器の圧力を低下させることにより、<u>原子炉格納容器の破損及び炉心の損傷</u>を防止することに成功することが想定されるが、原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用するという事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p>	<p>⑪ <原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用>（指針等）</p> <p>炉心の損傷が発生していない場合において、<u>炉心の損傷を防止するために原子炉格納容器圧力逃がし装置</u>を使用すること。</p> <p>（解説）</p> <p>原子炉格納容器の圧力を低下させることにより、<u>炉心の損傷</u>を防止することに成功することが想定されるが、原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用するという事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p>

BWRのSE43については、現状PWRの変更前の記載となっている。

PWRがSE43の基準の記載を見直した理由は次のとおりである。

- ・重大事故等対処設備では格納容器圧力逃がし装置は設置を求められていなかったため、原子力事業者防災業務計画の事業者解釈において「該当設備なし」としていたが、特重施設で初めてフィルタベントが設置され、SE43を判断するための設備となった。
- ・PWRのフィルタベントは原子炉格納容器の過圧破損防止を目的としたものであり、基本的には炉心損傷防止を目的としたものではない。
- ・PWRの炉心損傷前ベントは格納容器先行破損のシーケンスであれば想定されるが、その場合においても主目的は原子炉格納容器の破損防止である。

PWRのSE43の基準の見直しにあたり、EAL見直し会合の中で次のような意見が出されている。(役職名は会合当時)

○渡邊安全規制調整官

(略) ちょっと1点だけノータイスしておきたいのが、SEの43でBWRの指針を見ると、格納容器圧力逃がし装置を使ってアーリーベントをするということが書いてあるんですけど、一部の事業者さんは耐圧強化ベントを使ったりとか、そういうようなことというのもあるので、BWRについても、もう一度精査をしていただいて、それで検討が始まる時には適切に議論ができるように準備を進めておいていただければありがたいと思っています。(2020.9.1 第7回EAL見直し会合)

○小城技術研究調査官

(略) PWRの際は先行ベントの話について少し議論になったと思うので、その点も踏まえて議論させていただければと思います。これはコメントになります。(2022.6.21 第8回EAL見直し会合)

2. BWRにおける検討

(1) 炉心損傷前ベントの目的

炉心冷却には成功するものの、崩壊熱除去機能が喪失している場合は、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損することとなる。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることとなる。

このため、炉心損傷前ベントの目的として、「炉心の損傷を防止するために」とEALの基準に記載されていることは間違いではない。

(2) 耐圧強化ベント系について

耐圧強化ベント系及びこれと同等の機能を有する設備[※]については、BWRのサイトによって扱いが異なっているが、フィルタベントのバックアップとして使用することとしているサイトが存在する。このため、耐圧強化ベント系及びこれと同等の機能を有する設備[※]による炉心損傷前ベントもSE43に該当することを明確にするため、EALの基準の「原子炉格納容器圧力逃がし装置」に「(耐圧強化ベント系及びこれと同等の機能を有する設備[※]を含む)」と追記する変更案が考えられる。

※：重大事故等対処設備及び原子力事業者が自主的に設けているものであって、耐圧強化ベント系と同程度の能力を有する設備をいう。

3. 結論

BWRのSE43の基準及び解説について、PWRに合わせて見直す必要はない。

なお、PWRと横並びを図って見直すことも可能である。

また、BWRの場合は、「原子炉格納容器圧力逃がし装置」に「耐圧強化ベント系等」が含まれることを明示する変更案が考えられる。

以上

特重施設等のEAL反映に伴う原子力事業者防災業務計画の変更概要(BWR)

具体的な変更概要案については、特重施設に係る保安規定が未申請であることから保安規定等の記載が定まったタイミングで作成する。

EAL11 原子炉停止機能の異常

	AL11	SE11	GE11
等 原 災 指 針	<原子炉停止機能の異常> 原子炉の運転中に原子炉保護回路の1チャンネルから原子炉停止信号が発信され、その状態が一定時間継続された場合において、当該原子炉停止信号が発信された原因を特定できないこと、又は原子炉の非常停止が必要な場合において、原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないこと、若しくは停止したことを確認することができないこと。		<原子炉停止機能の異常> 原子炉の非常停止が必要な場合において、全ての停止操作により原子炉を停止することができないこと、又は停止したことを確認することができないこと。
EAL 解 説	原子炉の運転中に原子炉保護回路の1チャンネルから原子炉停止信号が発信され、その状態が一定時間継続された状態においては、原子炉停止信号をリセットする場合があります。追加で一部の原子炉停止信号が発信されたとしても、原子炉停止に至らない可能性があることから、警戒事態の判断基準とする。 また、事象の進展によっては、上記の状態を経ずに原子炉の非常停止失敗という事象に至る可能性があるため、原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないときは、早期に関係者の体制を構築する必要があることから併せて警戒事態の判断基準とする。 一定時間については、各原子力事業者がそれぞれの原子炉施設の特性に応じて設定するものである。 「原子炉の運転中」には、停止操作後の冷温停止に至るまでの状態を含む(以下この表において同じ。) 「原子炉の非常停止が必要な場合」とは、原子炉で異常な過渡変化等が発生し、原子炉施設の状態を示す事項(パラメータ)が原子炉スクラム設定値に達した場合をいう(以下この表において同じ。) 「原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないこと、若しくは停止したことを確認することができないこと」とは、自動スクラム、手動スクラム及び原子炉制御室からの全制御棒の挿入操作ができないこと、又はその状態が確認できないことをいう。		上記の場合、原子炉の冷却はなされているものの、原子炉の非常停止失敗という事象の重大性に鑑み、全面緊急事態の判断基準とする。 「全ての停止操作により原子炉を停止することができないこと、又は停止したことを確認することができないこと」とは、自動スクラム、手動スクラムその他の方法による制御棒の挿入による停止操作並びにATWS緩和設備(原子炉の非常停止が失敗した場合に原子炉を未臨界にするための設備をいう。以下同じ。)及びほう酸水注入設備による停止操作によっても、原子炉内の中性子束が一定値以下にならないこと、又はその状態が確認できないことをいう。
(柏崎刈羽) 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈	(1)「原子炉の運転中」とは原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「原子炉保護回路の1チャンネルから原子炉停止信号が発信され」とは、試験、保守作業等意図的な場合を除き、片系のみで原子炉自動スクラム警報が発信した場合をいう。 (3)「一定時間」とは、1時間をいう。 (4)「発信された原因を特定できない」とは原子炉がスクラムすべき状況になっているかどうか確定できない状況をいう。 なお、次の場合は警戒事象の対象外とする。 ・一定時間内に手動スクラムを実施又はLCO逸脱を宣言し原子炉停止操作を開始した場合 ・全制御棒全挿入の場合 (5)「原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないこと、若しくは停止したことを確認することができないこと」とは、自動スクラム、手動スクラム、手動代替制御棒挿入、原子炉モードスイッチ「停止」による全制御棒挿入操作に失敗し、未挿入制御棒が1～5号機においては1本以下、6号及び7号機においてはベア1組以下であることが確認できない状態をいう。		(1)「全ての停止操作」とは、次の全ての制御棒挿入操作及びほう酸水注入系の操作をいう。 【1～5号機】 ①自動スクラム ②手動スクラム ③手動代替制御棒挿入 ④原子炉モードスイッチ「停止」 ⑤シングルロッドスクラム ⑥制御棒手動挿入 ⑦スクラムパイロット弁ヒューズ引抜 ⑧スクラムパイロット弁制御空気ブロー 【6号及び7号機】 ①自動スクラム ②手動スクラム ③手動代替制御棒挿入 ④原子炉モードスイッチ「停止」 ⑤制御棒電動挿入 ⑥ベアロッドスクラム ⑦原子炉緊急停止系電源断 (2)「原子炉を停止することができないこと、又は停止したことを確認することができないこと」とは、未挿入制御棒が1～5号機においては1本以下、6号及び7号機においてはベア1組以下であることが確認できず、かつ、中性子束が定格出力の0.1%未満であることが確認できない状態をいう。
(東海第二) 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「原子炉保護回路の1チャンネルから原子炉停止信号が発信され」とは、試験、保守作業等意図的な場合を除き、片系のみで原子炉スクラム警報が発信した場合をいう。 ・「一定時間」とは、1時間をいう。 ・「発信された原因を特定できないこと」とは原子炉がスクラムすべき状況になっているかどうか確定できない状況をいう。 ・以下の場合は警戒事象の対象外とする。 ① 一定時間内に手動スクラムを実施又はLCO逸脱を宣言し原子炉停止操作を開始した場合 ② 全制御棒全挿入の場合 ・「原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないこと、若しくは停止したことを確認することができないこと」とは、自動スクラム、手動スクラム、手動代替制御棒挿入、原子炉モードスイッチ「停止」による全制御棒挿入操作に失敗し、未挿入制御棒が1本以下であることが確認できない状態をいう。		・「全ての停止操作」とは、以下の全ての制御棒挿入操作(ATWS緩和設備による制御棒挿入含む。)及びほう酸水注入系の操作をいう。 ①自動スクラム ②手動スクラム ③手動代替制御棒挿入 ④原子炉モードスイッチ「停止」 ⑤シングルロッドスクラム ⑥制御棒手動挿入 ⑦スクラムパイロット弁ヒューズ引抜 ⑧スクラムパイロット弁制御空気ブロー ・「原子炉を停止することができないこと、又は停止したことを確認することができないこと」とは、未挿入制御棒が1本以下であることを確認できず、かつ中性子束が定格出力の0.1%未満であることが確認できない状態をいう。
要 見 直 し	GE11 原災指針等の「全ての停止操作」には「制御棒緊急挿入(特重自主対策設備)による制御棒緊急挿入」も含まれていると解釈できるので、原災指針、EAL解説の見直しの必要は無い。		
防 災 業 務 計 画 変 更 の 方 向 性	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし		【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・事業者解釈に、「自動スクラム、手動スクラムその他の方法による制御棒の挿入による停止操作」として緊急時制御室からの操作による緊急制御棒挿入を追加する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様

EAL21 原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)

	AL21	SE21	GE21																				
原災指針等	<原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)> 原子炉の運転中に保安規定(炉規法第43条の3の24に規定する保安規定をいう。以下同じ。)で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えいが起こり、定められた時間内に定められた措置を実施できないこと、又は原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生すること。	<原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)> 原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系に係る装置並びにこれらと同等の機能を有する設備(以下「非常用炉心冷却装置等」という。)のうち当該原子炉へ高圧又は低圧で注水するもののいずれかによる注水が直ちにできないこと。	<原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)> 原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないこと。																				
EAL解説	非常用炉心冷却装置(以下この表において「ECCS」という。)の作動を必要とするものではないが、原子炉冷却材の漏えいという事象に鑑み、警戒事態の判断基準とする。保安規定で定める措置の完了時間内に保安規定で定められた措置を完了できない場合を対象とする。 また、事象の進展によっては、上記の措置を行っている間に施設敷地緊急事態を判断するEALに至る可能性があるため、ECCSの作動を必要とする漏えいが発生する場合についても併せて警戒事態の判断基準とする。	上記の場合は、原子炉冷却機能の喪失に至るおそれがあるため、施設敷地緊急事態の判断基準とする。 「非常用炉心冷却装置等」とは、ECCS及び原子炉隔離時冷却系に係る装置(以下この表においてこれらを「DB設備」という。)のほか、重大事故等の防止のための設備(実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)第2条第2項第14号に規定する重大事故等対処設備及び原子力事業者が自主的に設けているもの(以下この表においてこれらを「SA設備」という。))であって、DB設備と同程度の能力(吐出圧力及び容量)を有する設備をいう(以下この表において同じ。) 「注水が直ちにできない」とは、非常用炉心冷却装置等のうち即応性を有する設備による注水ができないことをいい、当該即応性とは、条件を満たした場合(ECCSの作動失敗等)に自動起動し、又は原子炉制御室や現場での簡単な操作により速やかに起動できることであり、現場で系統構成等の工事を要する場合は含まない(以下この表において同じ。)	当該原子炉への注水が行われず原子炉が冷却されないことにより、炉心の損傷に至る可能性が高くなることから、全面緊急事態の判断基準とする。 「全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないこと」とは、DB設備若しくはSA設備のポンプが起動しないこと又はこれらの装置に係る注入弁が開とならないことのほか、高圧の状態から低圧のDB設備及びSA設備による注水のために必要な運転操作ができないこと等をいう(以下この表において同じ。) なお、1系統以上のDB設備やSA設備により原子炉への注水がなされる場合には、炉心の冷却が可能であることから、全面緊急事態には該当しないこととなる。 (注)高圧注水系及び低圧注水系は、施設のタイプにより以下のように分類される。																				
			<table border="1"> <tr> <td></td> <td>ABWR</td> <td>BWR-5</td> <td>BWR-2~4</td> </tr> <tr> <td>高圧注水系</td> <td>高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系</td> <td>高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系</td> <td>高圧注水系 原子炉隔離時冷却系</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系</td> <td>低圧注水系</td> <td>低圧注水系</td> <td>低圧注水系</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">(BWR-4のみ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>低圧炉心スプレイ系</td> <td>炉心スプレイ系</td> </tr> </table>		ABWR	BWR-5	BWR-2~4	高圧注水系	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧注水系 原子炉隔離時冷却系	低圧注水系	低圧注水系	低圧注水系	低圧注水系	(BWR-4のみ)						低圧炉心スプレイ系	炉心スプレイ系
	ABWR	BWR-5	BWR-2~4																				
高圧注水系	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧注水系 原子炉隔離時冷却系																				
低圧注水系	低圧注水系	低圧注水系	低圧注水系																				
(BWR-4のみ)																							
		低圧炉心スプレイ系	炉心スプレイ系																				
防災業務計画の事業者解釈(柏崎刈羽)	(1)「原子炉の運転中」とは原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えい(原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)の運転上の制限を超える漏えい率が確認され、保安規定で定める完了時間内に保安規定で定める措置を完了できない場合をいう。 (3)「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系を含む。)の作動設定値に達した場合又は原子炉水位を維持するために手動により非常用炉心冷却系を起動させた場合をいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却系の作動設定値に達した場合又は原子炉水位を維持するために手動により非常用炉心冷却系を起動させた場合をいう。 (3)「非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系に係る装置並びにこれらと同等の機能を有する設備」には、設計基準事故対処設備である非常用炉心冷却系に加え、同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、以下の設備をいう。 高圧系:高圧炉心スプレイ系(1~5号機)、高圧炉心注水系(6号及び7号機)、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系 低圧系:低圧炉心スプレイ系(1~5号機)、低圧注水系 (4)「非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧又は低圧で注水するもののいずれかによる注水が直ちにできない」とは、非常用炉心冷却装置等のうち全ての高圧系又は全ての低圧系の機能が喪失した場合をいう。機能が喪失とは、ポンプが起動しないこと、又は注入弁が「開」しないこと等により、原子炉への注水がされていることを確認できない状態をいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却系の作動設定値に達した場合又は原子炉水位を維持するために手動により非常用炉心冷却系を起動させた場合をいう。 (3)「全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないこと」とは、次に示す非常用炉心冷却装置等のポンプが起動しないこと、又は、注入弁が「開」しないこと等により、非常用炉心冷却装置等による原子炉への注水がなされていることを確認できない状態をいう。 【1~5号機】 ①高圧炉心スプレイ系、②低圧炉心スプレイ系、③低圧注水系、④原子炉隔離時冷却系 【6号及び7号機】 ①高圧炉心注水系、②低圧注水系、③原子炉隔離時冷却系 ④高圧代替注水系 また、高圧の非常用炉心冷却装置等が使用できず、かつ原子炉の減圧ができない場合においても、本事象に該当するものとする。																				
海第二) 防災業務計画の事業者解釈 東	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えい」とは、保安規定の(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)の運転上の制限を超える漏えい率が確認され、保安規定で定める完了時間内に保安規定で定める措置を完了できない場合をいう。 ・上記の漏えい率は、「原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率」である。格納容器床ドレン流量計測定値 0.23 m ³ /h 以上をいう。 ・「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合、若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却装置が作動した状態をいう。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合、若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却系が作動した状態をいう。 ・「非常用炉心冷却装置等」とは、設計基準事故対処設備である非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系に加え、同設備と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、以下の設備をいう。 高圧系:高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系 低圧系:低圧炉心スプレイ系、低圧注水系 ・「非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧又は低圧で注水するもののいずれかによる注水が直ちにできない」とは、非常用炉心冷却装置等のうち全ての高圧系又は全ての低圧系の機能が喪失した場合をいう。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えい」とは、原子炉格納容器内外において原子炉冷却材の漏えいと判断した場合、若しくは現場で漏えいを発見した場合において、原子炉水位の低下等により、非常用炉心冷却系が作動した状態をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置等」とは、設計基準事故対処設備である非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系に加え、同設備と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、以下の設備をいう。 高圧系:高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系 低圧系:低圧炉心スプレイ系、低圧注水系 ・「全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないこと」とは、全ての非常用炉心冷却装置等により原子炉への注水がなされていることを確認できないこと(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと、注入弁が開弁できないこと。)をいう。また、高圧の非常用炉心冷却装置等が使用できず、かつ原子炉の減圧ができない場合においても、本事象に該当するものとする。																				
直解EALし要説見否	見直し不要																						
の計防画災変業更	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし																				

EAL22 原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失)

	AL22	SE22	GE22
針等 原災指	<原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失)> 原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失すること。	<原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失)> 原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において、非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできないこと。	<原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失)> 原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において、全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないこと。
EAL解説	注水が適切に行われれば原子炉は冷却されるが、全ての給水機能喪失という事象に鑑み、警戒事態の判断基準とする。 給水機能に原子炉隔離時冷却系は含まない。 「原子炉への全ての給水機能が喪失」とは、常用の給水係に係る設備により注水できないことをいう(以下この表において同じ。)	上記の場合においても主蒸気逃がし弁の開放等により原子炉の圧力を減圧して非常用の低圧注水系(低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系等)により注水されれば原子炉は冷却されるが、全ての給水機能が喪失し、かつ、非常用炉心冷却装置等のうち高圧のECCS、原子炉隔離時冷却系に係る装置等による注水ができないという事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。	原子炉への注水が行われず原子炉が冷却されないことにより、炉心の損傷に至る可能性が高いことから、全面緊急事態の判断基準とする。 なお、1系統以上のDB設備又はSA設備により原子炉への注水がなされる場合には、炉心の冷却が可能であることから、全面緊急事態には該当しないこととなる。
(柏崎刈羽) 防災業務計画の事業者解釈	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「全ての給水機能」は、常用の給水機能が対象であり、原子炉隔離時冷却系の起動は含まない。 (3)「給水機能が喪失」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。 (3)「非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできない」とは高圧の設計基準事故対処設備及び同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、高圧の非常用炉心冷却系、高圧代替注水系により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。 (3)「全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない」とは、設計基準事故対処設備及び同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。また、高圧の非常用炉心冷却装置等が使用できず、かつ原子炉の減圧ができない場合においても、本事象に該当するものとする。
海第二) 防災業務計画の事業者解釈(東)	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「全ての給水機能」は、常用の給水機能が対象であり、原子炉隔離時冷却系は含まない。 ・「全ての給水機能が喪失すること」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するもの」とは、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできない」とは、高圧の設計基準事故対処設備及び同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、高圧の非常用炉心冷却装置、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合」とは、常用の給水係が使用できない場合をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置等による当該原子炉への注水が直ちにできないこと」とは、設計基準事故対処設備である非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系に加え、同設備と同程度の能力(吐出圧力および容量)並びに即応性を有する設備により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。また、高圧の非常用炉心冷却装置等が使用できず、かつ原子炉の減圧ができない場合においても、本事象に該当するものとする。
EAL解説見直し要否	GE22の解説の「DB設備又はSA設備」を「DB設備、SA設備又は特定重大事故等対処施設」と変更すれば、特重施設等による注水を含むことができる。		
防災業務計画変更の方向性	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・非常用炉心冷却装置等による注水手段として、特重施設による注水及びSA設備(低圧代替注水系(常設))による注水を追加する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様

EAL23 原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)

	AL23	SE23	GE23
針等 原 災 指	<原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)> 原子炉の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること。	<原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)> 原子炉の運転中に主復水器により当該原子炉から熱を除去できない場合において、残留熱除去系装置等により当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないこと。	<原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)> 原子炉の運転中に主復水器により当該原子炉から熱を除去できない場合において、残留熱除去系装置等によって当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること。
EAL 解 説	上記の状態が続き、残りの残留熱除去機能が失われた場合、原子炉格納容器の過圧又は炉心損傷に至る可能性があることから警戒事態の判断基準とする。 「残留熱を除去する機能の一部が喪失」とは、残留熱除去系の系統のうち使用可能な系統が残り1系統になることをいう。	上記の状態が長期にわたった場合、原子炉格納容器の過圧又は炉心の損傷に至る可能性があることから施設敷地緊急事態の判断基準とする。 「主復水器による原子炉から熱を除去する機能が喪失すること」とは、主復水器の真空度が一定以上低下すること、原子炉から主復水器に至る配管のうち一の配管において、2基の主蒸気隔離弁を開放できないこと等をいう。 「当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないこと」とは、残留熱除去系の停止時冷却モード等除熱するための全てのモードが使用不能になり、さらにSA設備のうちDB設備と同程度の能力(吐出圧力及び容量)及び応性を有する設備が機能しないことをいう。 なお、交流電源喪失時の電源切替えに伴う30分以内の残留熱除去系装置等の機能停止は、施設敷地緊急事態の判断とはならない。	原子炉格納容器の圧力上昇が継続した場合には、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性があるため、全面緊急事態の判断基準とする。 「原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること」とは、サブプレッションプール水の平均温度が100℃以上となる状態が継続すること等をいう。
刈 羽 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈 (柏 崎	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失」とは、次の何れかの状態をいう。 ①復水器内圧力が77.6kPaabs(582mmHgabs)まで悪化 ②全ての主蒸気ラインが使用不能 (3)「残留熱を除去する機能の一部が喪失」とは、利用できる残留熱除去系装置がいずれか1系統以下になる場合をいう。なお、原子炉補機冷却系等(代替原子炉補機冷却系を含む)が使用不能な場合も該当する。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「主復水器により当該原子炉から熱を除去できない」とは、次の何れかの状態をいう。 ①復水器内圧力が77.6kPaabs(582mmHgabs)まで悪化 ②全ての主蒸気ラインが使用不能 (3)「残留熱を直ちに除去できない」とは、残留熱除去系の次のモードが全て使用不能になる場合をいう。 ①停止時冷却モード ②サブプレッションプール冷却モード ③格納容器スプレー冷却モード なお、原子炉補機冷却系等(代替原子炉補機冷却系※3を含む)が使用不能な場合も該当する。 (4)交流電源喪失時の電源切り替えに伴う30分以内の残留熱除去系の機能停止は除く。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」をいう。 (2)「当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合」とは、常用の給水系が使用できない場合をいう。 (3)「全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない」とは、設計基準事故対処設備及び同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。また、高圧の非常用炉心冷却装置等が使用できず、かつ原子炉の減圧ができない場合においても、本事業に該当するものとする。
防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈 (東 海 第 二	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失」とは、以下のいずれかの状態をいう。 ①真空度が77.6kPa[582mmHg abs]まで悪化。 ②同一ラインの主蒸気隔離弁及び主蒸気ラインドレン弁2弁を「開」にすることが不能。 ・「残留熱を除去する機能の一部が機能喪失」とは、利用できる残留熱除去系(代替残留熱除去系海水系を使用する場合も含む)が何れか1系統のみになる場合をいう。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「主復水器により当該原子炉から熱を除去できない場合」とは、以下のいずれかの状態をいう。 ①真空度が77.6kPa[582mmHg abs]まで悪化。 ②同一ラインの主蒸気隔離弁及び主蒸気ラインドレン弁2弁を「開」にすることが不能。 ・「残留熱を直ちに除去できないこと」とは、残留熱除去系(代替残留熱除去系海水系を使用する場合も含む)の以下のモードが全て使用不能になることをいう。 ①停止時冷却モード ②サブプレッションプール冷却モード ③格納容器スプレーモード ・交流電源喪失時の電源切り替えに伴う30分以内の残留熱除去系装置等の機能停止は除く。	・「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」である場合をいう。 ・「主復水器により当該原子炉から熱を除去できない場合」とは、以下のいずれかの状態をいう。 ①真空度が77.6kPa[582mmHg abs]まで悪化。 ②同一ラインの主蒸気隔離弁及び主蒸気ラインドレン弁2弁を「開」にすることが不能。 ・「残留熱を直ちに除去できないとき」とは、残留熱除去系(代替残留熱除去系海水系を使用する場合も含む)の以下のモードが全て使用不能となる場合をいう。 ①停止時冷却モード ②サブプレッションプール冷却モード ③格納容器スプレーモード ・「原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失」とは、次の何れかの状態をいう。 ①サブプレッションプール水平均温度が100℃以上となった場合。 ②原子炉格納容器内の圧力が設計上の最高使用圧力(0.31MPa)に達した場合。
要 否 説 見 直 し E A L 解 説	見直し不要		
計 画 変 更 の 方 向 性	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし

EAL25 電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失)

	AL25	SE25	GE25
等 原 災 指 針	<電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失)> 非常用交流母線が一となった場合において当該非常用交流母線に電気を供給する電源が一となる状態が15分以上継続すること、全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止すること、又は外部電源喪失が3時間以上継続すること。	<電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失)> 全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が30分以上継続すること。	<電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失)> 全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が1時間以上継続すること。
EAL解説	非常用交流母線からの電気の供給が停止するという深刻な状態又はそのおそれがある状態であることから、警戒事態の判断基準とする。また、外部電源が喪失している状況が継続する場合についても、交流電源の喪失に至る可能性があることから、警戒事態の判断基準とする。 「非常用交流母線」とは、重大事故等の防止に必要な電気を供給する交流母線のことをいう(以下この表において同じ。) 「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ、常設代替電源設備から受電ができていないことをいう。 なお、常用交流母線からのみ電気が供給される場合も本事象に該当する(以下この表において同じ。)	上記の場合、原子炉隔離時冷却系等の交流電源を必要としない設備によって原子炉は冷却されるが、事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。 なお、重大事故等の防止に必要な電力の供給を行うための非常用の発電機(原子力事業所内の全ての代替電源設備を含む。)が30分以内に接続され、非常用交流母線からの電気の供給が行われるのであれば、施設敷地緊急事態の判断基準とはならない。	上記の場合、電源供給機能の回復に時間を要している状態であり、この状態が継続すれば炉心の損傷に至る可能性が高いことから、全面緊急事態の判断基準とする。 なお、重大事故等の防止に必要な電力の供給を行うための非常用の発電機(原子力事業所内の全ての代替電源設備を含む。)が1時間以内に接続され、非常用交流母線からの電気の供給が行われるのであれば、全面緊急事態の判断基準とはならない。
防災業務計画の事業者解釈(柏崎刈羽)	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「非常用交流母線」とは、1～5号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びH系を、6号及び7号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びE系をいう。 (3)非常用交流高圧母線への電気の供給がなされていれば低圧母線への電気の供給が見込めるため、「非常用交流母線」は、非常用交流高圧母線とする。 (4)「非常用交流母線が一となった場合において当該非常用交流母線に電気を供給する電源が一となる状態」とは、使用可能な非常用交流母線が1系統となった場合において、当該母線への供給電源が外部電源、非常用ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機に限る)のどれか1つになった場合をいう。計画的にこうした状態にする場合を除く。 (5)「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ、常設代替電源設備から受電ができていない場合をいい、これを起点としてSE25及びGE25のカウントアップを開始する。 (6)「外部電源」とは、電力系統及び主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)からの電力を非常用交流高圧母線へ供給する設備をいう。	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「非常用交流母線」とは、1～5号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びH系を、6号及び7号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びE系をいう。 (3)非常用交流高圧母線への電気の供給がなされていれば低圧母線への電気の供給が見込めるため、「非常用交流母線」は、非常用交流高圧母線とする。 (4)「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機に限る)から受電ができていない場合をいう。	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「非常用交流母線」とは、1～5号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びH系を、6号及び7号機においては、非常用交流高圧母線C系、D系及びE系をいう。 (3)非常用交流高圧母線への電気の供給がなされていれば低圧母線への電気の供給が見込めるため、「非常用交流母線」は、非常用交流高圧母線とする。 (4)「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用のディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機に限る)から受電ができていない場合をいう。
海 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈 (東 海 第 二)	・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「非常用交流母線」とは、非常用交流高圧母線2C、2Dと緊急用M/Cをいう。 ・「非常用交流母線が一となった場合において当該非常用交流母線に電気を供給する電源が一となる状態」とは、使用可能な非常用交流母線が1系統となった場合において、当該母線への供給電源が外部電源、非常用ディーゼル発電機、常設代替電源設備のいずれか1つとなった場合をいう。ただし、計画的にこうした状態にする場合を除く。 ・「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ常設代替電源設備からの受電ができていない場合をいう。 ・「外部電源」とは、電力系統からの電力を非常用交流高圧母線へ供給する設備をいう。	・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「非常用交流母線」とは、非常用交流高圧母線2C、2Dと緊急用M/Cをいう。 ・「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ常設代替電源設備からの受電ができていない場合をいう。 なお、重大事故等の防止に必要な電力の供給を行うための非常用の発電機(原子力事業所内の全ての代替電源設備を含む。)が30分以内に接続され、非常用交流母線からの電気の供給が行われるのであれば、施設敷地緊急事態の判断基準とはならない。 ・「外部電源」とは、電力系統からの電力を非常用交流高圧母線へ供給する設備をいう。	・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「非常用交流母線」とは、非常用交流高圧母線2C、2Dと緊急用M/Cをいう。 ・「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ常設代替電源設備からの受電ができていない場合をいう。なお、重大事故等の防止に必要な電力の供給を行うための非常用の発電機(原子力事業所内の全ての代替電源設備を含む。)が1時間以内に接続され、非常用交流母線からの電気の供給が行われるのであれば、全面緊急事態の判断基準とはならない。
し EAL 解 説 見 直 要 否	PWRの変更と同様に、AL25の解説の 『「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗し、かつ、常設代替電源設備から受電ができていないことをいう。なお、常用交流母線からのみ電気が供給される場合も本事象に該当する』の記載を、 『「全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止」とは、全ての非常用交流母線が外部電源、非常用ディーゼル発電機及び 重大事故等の防止に必要な電力の供給を行うための常設代替電源設備(特定重大事故等対処施設に属するものを含む。) のいずれの電源からも受電ができていないことをいい、常用交流母線からのみ電気が供給される場合も本事象に該当する』 と変更すれば、特重施設等の電源による非常用交流母線への給電を含めることができる。		
の 計 画 防 災 業 務 方 向 性 変 更	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・非常用交流高圧母線に特重施設の電源母線を追加する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・非常用交流高圧母線に特重施設の電源母線を追加する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・非常用交流高圧母線に特重施設の電源母線を追加する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様

EAL27 電源供給機能の異常(その2:直流電源喪失)

	AL	SE27	GE27
原災指針等		<電源供給機能の異常(その2:直流電源喪失)> 非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が5分以上継続すること。	<電源供給機能の異常(その2:直流電源喪失)> 全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が5分以上継続すること。
説 EAL 解		使用可能な非常用直流母線が残り1系統及び直流電源が残り1つとなった場合は、非常用直流母線からの電気の供給が停止するおそれがあることから、施設敷地緊急事態の判断基準とする。 「当該直流母線に電気を供給する電源」とは、必要な電力を確保できる原子力事業所内の全ての直流電源設備をいう。	原子炉施設の監視・制御機能が著しく低下すること及び炉心冷却機能喪失発生時のECCSその他の設備の起動ができなくなることから、全面緊急事態の判断基準とする。 「全ての非常用直流母線からの電気」とは、必要な電力を確保できる原子力事業所内の全ての直流電源設備からの電気をいう。
崎刈羽(防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈 (柏		【1～5号機】 (1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「非常用直流母線」とは、125V DC 母線 A 及び B をいう。 (3)「非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態」とは、例えば 125V DC 母線 A が使用不能となった場合に、125V DC 母線 B に電気を供給する電源が、蓄電池 B、充電器 B、予備充電器のうちの 1 つだけになった場合をいう。 【6号及び7号機】 (1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「非常用直流母線」とは、125V DC 母線 A、B 及び C をいう。 (3)「非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態」とは、例えば 125V DC 母線 A 及び C が使用不能となった場合に、125V DC 母線 B に電気を供給する電源が、蓄電池 B、充電器 B、予備充電器のうちの 1 つだけになった場合をいう。	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止」とは、1～5号機の場合 125V DC 母線 A 及び B、6号及び7号機の場合 125V DC 母線 A、B 及び C が使用不能となった場合をいう。
者 解 釈 (東 海 第 二) 防 災 業 務 計 画 の 事 業		・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「非常用直流母線」とは、直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B をいう。 ・「非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態」とは、電源供給可能な母線が1つになった場合に、当該母線に電気を供給する電源が蓄電池、充電器、予備充電器のうち、いずれか1つだけになった場合をいう。	・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止」とは、直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B に電気を供給している蓄電池、充電器、予備充電器及び可搬型電源からの電源供給ができず、125V 非常用直流母線 2A 及び 2B が使用不能となった場合をいう。
見直し要 否 説 解 EAL	【柏崎刈羽 6, 7号機】 見直し不要 【東海第二】 見直し不要		
防 災 業 務 計 画 変 更 の 方 向 性		【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・非常用直流母線への供給電源の一つとして、SEの判断基準に可搬型電源及び蓄電池(3系統目)を追加する。	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・「全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止」として、非常用直流母線を経由せず、RCIC 又は HPAC を直流電源により起動可能な場合は GE27 には該当しないと整理できないか。 【東海第二】 ・非常用直流母線への供給電源の一つとして、GEの判断基準に蓄電池(3系統目)を追加する。

EAL29 停止中の原子炉に関する異常

	AL29	SE29	GE29
針 原 災 指 等	<停止中の原子炉冷却機能の一部喪失> 原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が水位低設定値まで低下すること。	<停止中の原子炉に関する異常> 原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水するものに限る。)が作動する水位まで低下した場合において、全ての非常用炉心冷却装置による注水ができないこと。	<停止中の原子炉に関する異常> 原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水するものに限る。)が作動する水位まで低下した場合において、全ての非常用炉心冷却装置等による注水ができないこと。
EAL 解 説	原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が低下した場合には通常直ちに原子炉容器内への注水が実施され原子炉容器内の水位の回復が図られるが、当該原子炉容器内の水位が水位低設定値まで低下するような場合には原子炉への注水機能に何らかの異常があると考えられ、早期に関係者の体制を構築する必要があることから、警戒事態の判断基準とする。 「原子炉の停止中」とは、停止操作後の冷温停止に至るまでの状態を除く(以下この表において同じ。)	原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が低下した場合には、通常直ちに原子炉容器内への注水が実施され原子炉容器内の水位の回復が図られる。しかし、当該原子炉容器内の水位が異常低設定値(ECCS(低圧で注水するものに限る。))が作動する水位をいう。)まで低下した場合において、当該ECCSによる注水ができない場合には、注水機能の喪失に至るおそれがあるため、施設敷地緊急事態の判断基準とする。	上記の場合において、ECCS(低圧で注水するものに限る。)による注水ができないときに、SA設備による注水ができなければ、原子炉容器内の水位の低下が継続する状態であり、炉心の損傷に至る可能性が高くなるため、事象の重大性に鑑み、全面緊急事態の判断基準とする。
羽 業 者 解 釈 (柏 崎 刈 画 の 事 計 画)	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」又は「燃料交換」における照射済燃料集合体が原子炉容器内にある場合をいう。 (2)「水位低設定値」とは、1～5号機においてはL-2、6号及び7号機においてはL-1.5の水位相当をいう。	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」又は「燃料交換」における照射済燃料集合体が原子炉容器内にある場合をいう。 (2)「非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水するものに限る。))が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。 (3)「全ての非常用炉心冷却装置による注水ができない」とは、原子炉の停止中に作動可能な非常用炉心冷却系により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」又は「燃料交換」における照射済燃料集合体が原子炉容器内にある場合をいう。 (2)「非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水するものに限る。))が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。 (3)「全ての非常用炉心冷却装置等による注水ができないこと」とは、非常用炉心冷却装置等により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。
釈 (東 海 第 二) 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解 釈	・「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態が「冷温停止」又は「燃料交換」において、照射済燃料集合体が原子炉圧力容器内にある場合をいう。 ・「水位低設定値」とは、L-2の水位相当をいう。	・「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態が「冷温停止」又は「燃料交換」において、照射済燃料集合体が原子炉容器内にある場合をいう。 ・「非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水する系に限る。))が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置による注水ができない」とは、原子炉の停止中に作動可能な非常用炉心冷却装置より原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動または手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。	・「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態が「冷温停止」又は「燃料交換」において、照射済燃料集合体が原子炉圧力容器内にある場合をいう。 ・「非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水する系に限る。))が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。 ・「全ての非常用炉心冷却装置等による注水ができない」とは、原子炉の停止中に作動可能な設計基準事故対処設備又は同設備に求められる能力と同程度の能力(吐出圧力及び容量)並びに即応性を有する設備として、非常用炉心冷却装置等により原子炉へ注水されていることを確認できない状態(例:ポンプが自動又は手動により起動できないこと。注入弁が開弁できないこと。)をいう。
EAL 解 説 見 直 し 要 否	見直し不要		
防 災 業 務 計 画 変 更 の 方 向 性	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし

EAL30 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出

	AL30	SE30	GE30
等 原 災 指 針	<使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ> 使用済燃料貯蔵槽の水位が一定の水位まで低下すること。	<使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失> 使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと、又は当該貯蔵槽の水位を維持できていないおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。	<使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出> 使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること、又は当該水位まで低下しているおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。
EAL 解説	通常直ちに使用済燃料貯蔵槽への注水が実施され水位の回復が図られるが、その原因によっては水位の回復が困難な場合もあることから、警戒事態の判断基準とする。 「使用済燃料貯蔵槽の水位が一定の水位まで低下すること」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても、当該水位まで低下することをいう。	通常直ちに使用済燃料貯蔵槽への注水が実施され水位の回復が図られるが、当該貯蔵槽の水位が低下し、その水位を維持できない場合には当該貯蔵槽への注水機能に何らかの異常があると考えられることから、施設敷地緊急事態の判断基準とする。また、当該貯蔵槽の水位を維持できていないおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないときは、上記と同様な状況にある可能性があること及び水位を測定できないという何らかの異常が発生していると考えられることから併せて施設敷地緊急事態の判断基準とする。 「使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと、又は当該貯蔵槽の水位を維持できていないおそれがある場合」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても、当該水位を維持できないこと、又は維持できないおそれがある場合をいう。 「当該貯蔵槽の水位を測定できないこと」とは、常設及び可搬型の測定機器で当該貯蔵槽の水位を測定できないことをいう。	上記の場合、直ちに照射済燃料集合体の冷却性が喪失するわけではないが、何らかの異常の発生により、水位の低下が継続し遮蔽能力が低下すれば、現場への立入りが困難となり水位の回復ができず、照射済燃料集合体の露出に至るという事象の重大性に鑑み、全面緊急事態の判断基準とする。 また、当該水位まで低下しているおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できない状態にあることは、上記と同様な状況にある可能性があること及び水位を測定できないという何らかの異常が発生していると考えられることから併せて全面緊急事態の判断基準とする。 「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること、又は当該水位まで低下しているおそれがある場合」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても、当該水位まで低下すること、又は低下しているおそれがある場合をいう。
釈（柏崎刈羽） 防災業務計画の事業者解	(1)「水位が一定の水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 6m の水位(7号機水位計 No.15 検出器)に達することを照射済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。 (2)水位の回復手段には、可搬型を含む全ての設備を考慮する。	(1)「水位を維持できていない」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 4m の水位(7号機水位計 No.12 検出器)に達することを照射済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。 (2)「水位を測定できない」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位計、監視カメラ等により液面の位置が確認できない場合をいう。 (3)水位の回復手段及び水位の測定手段には、可搬型を含む全ての設備を考慮する。	(1)「照射済燃料集合体頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体頂部より上方 2m の水位(7号機水位計 No.10 検出器)に達することを照射済燃料貯蔵プールの水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。 (2)「当該水位まで低下しているおそれ」とは、使用済燃料貯蔵プール付近の放射線モニタの指示が有意に上昇している場合をいう。 (3)「水位を測定できない」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位計、監視カメラ等により液面の位置が確認できない場合をいう。 (4)水位の回復手段及び水位の測定手段には、可搬型を含む全ての設備を考慮する。
釈（東海第二） 防災業務計画の事業者解	・「水位が一定の水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計、監視カメラ等により、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方6メートルの水位に達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。	・「水位を維持できていないこと」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計、監視カメラ等により、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 4メートルの水位に達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。 ・「水位を測定できない」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等による間接的な手段によって、液面の位置が確認できない場合をいう。	・「照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること」とは、注水設備(可搬型設備を含む)による水補給を行っても水位低下傾向が止まらず、使用済燃料貯蔵プールの水位計、監視カメラ等により、照射済燃料集合体頂部より上方2メートルの水位に達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。 ・「当該水位まで低下しているおそれ」とは、使用済燃料貯蔵プール付近の放射線モニタの指示が有意に上昇している場合をいう。 ・「水位を測定できない」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等による間接的な手段により液面の位置が確認できない場合をいう。
見直し要否	EAL 解説 見直し不要		
更の方向性	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし	【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし

EAL31 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出

	AL31	SE31	GE31
原災指針等	<p><使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ> 使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと、又は当該貯蔵槽の水位が一定時間以上測定できないこと。</p>	<p><使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失> 使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること。</p>	<p><使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出> 使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部の水位まで低下すること。</p>
EAL解説	<p>通常直ちに使用済燃料貯蔵槽への注水が実施され水位の回復が図られるが、当該貯蔵槽の水位が低下し、その水位を維持できない場合には当該貯蔵槽への注水機能に何らかの異常があると考えられることから、警戒事態の判断基準とする。</p> <p>また、当該貯蔵槽の水位を維持できないおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を一定時間以上測定できないときは、上記と同様な状況にある可能性があること及び水位を測定できないという何らかの異常が継続していると考えられることから併せて警戒事態の判断基準とする。</p> <p>「一定時間」とは、測定できない状況を解消するために準備している措置を実施するまでに必要な時間をいう。</p> <p>「使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても、当該水位を維持できないこと、又は維持できないおそれがある場合をいう。</p>	<p>上記の場合、直ちに照射済燃料集合体の冷却性が喪失するわけではないが、何らかの異常の発生により、水位の低下が継続し遮蔽能力が低下すれば、現場への立入りが困難となり水位の回復ができず、照射済燃料集合体の露出に至るおそれがあるという事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p> <p>「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても当該水位まで低下することをいう。</p>	<p>上記の場合、直ちに照射済燃料集合体の冷却性が喪失するわけではないが、何らかの異常の発生により、水位の低下が継続し遮蔽能力が低下すれば、現場への立入りが困難となり水位が回復できず、照射済燃料集合体の露出に至るという事象の重大性に鑑み、全面緊急事態の判断基準とする。</p> <p>「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部の水位まで低下すること」とは、可搬型を含む全ての設備を考慮しても、当該水位まで低下することをいう。</p>
解釈（柏崎刈羽） 防災業務計画の事業者	<p>(1)「水位を維持できないこと」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 4m の水位(6号及び7号機においては水位計 No.12 検出器並びに 1~5号機においては水位計 No.6 検出器)に達することを、使用済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。</p> <p>(2)「水位を一定時間以上測定できないこと」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位計、監視カメラ等により液面の位置が確認できない状態が 24時間以上継続した場合をいう。</p> <p>(3)水位の回復手段及び水位の測定手段には、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p>	<p>(1)「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体頂部より上方 2m の水位(6号及び7号機においては水位計 No.10 検出器並びに 1~5号機においては水位計 No.4 検出器)に達することを、使用済燃料貯蔵プールの水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。</p> <p>(2)水位の回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p>	<p>(1)「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部の水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体頂部の水位(6号及び7号機においては水位計 No.6 検出器並びに 1~5号機においては水位計 No.2 検出器)に達することを、使用済燃料貯蔵プールの水位計又は監視カメラ等により確認した場合をいう。</p> <p>(2)水位の回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p>
海第二 事業者解釈（東の）	<p>・「水位を維持できないこと」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計、監視カメラ等により、使用済燃料貯蔵プールの水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 4メートルの水位に達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p> <p>・「水位を一定時間以上測定できないこと」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計、又は監視カメラ等による間接的な手段によって液面の位置が確認できない状態が 24時間以上経過した場合をいう。</p>	<p>・「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位まで低下したとき」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等による間接的な手段により、照射済燃料集合体の頂部から上方 2メートルの水位に達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p>	<p>・「使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部の水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵プール水位計又は監視カメラ等による間接的な手段により、照射済燃料集合体の頂部に水位が達したことを確認した場合をいう。なお、使用済燃料貯蔵プールの水位の維持・回復手段は、可搬型を含む全ての設備を考慮する。</p>
EAL、解説見直し要否	見直し不要		
変更の方向性 防災業務計画	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし 	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし 	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更なし

EAL41 原子炉格納容器機能の異常

	AL	SE41	GE41						
原災指針等		<p><原子炉格納容器機能の異常> 原子炉格納容器内の圧力又は温度の上昇率が一定時間にわたって通常の運転及び停止中において想定される上昇率を超えること。</p>	<p><原子炉格納容器機能の異常> 原子炉格納容器内の圧力又は温度が当該格納容器の設計上の最高使用圧力又は最高使用温度に達すること。</p>						
説 L E 解 A		<p>上記の状態が一定時間継続する場合は、その事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。 なお、格納容器冷却機能等の常用の設備の故障によって圧力又は温度の上昇傾向が一定時間にわたって継続した場合は施設敷地緊急事態に該当しないこととなる。</p>	<p>最高使用圧力又は最高使用温度に達した後圧力上昇又は温度上昇が継続した場合には、放射性物質の閉じ込め機能が低下する可能性があるため、全面緊急事態の判断基準とする。</p>						
(柏崎刈羽) 防災業務計画の事業者解釈		<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)「原子炉格納容器内の圧力又は温度の上昇率が一定時間にわたって通常の運転及び停止中において想定される上昇率を超えること」とは、原子炉格納容器の圧力又は温度が次に示す格納容器スプレイを実施する基準のいずれかに達した状態で上昇傾向が15分以上継続したときをいう。</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>6号及び7号機</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>98kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>90°C(D/W 圧力が13.7kPa[gage]以上の場合に限る。)</td> </tr> </table> <p>(3)格納容器冷却機能などの常用の設備の故障によって圧力又は温度の上昇傾向が一定時間にわたって継続した場合は施設敷地緊急事態に該当しない。</p>		6号及び7号機	格納容器圧力	98kPa[gage]	格納容器温度	90°C(D/W 圧力が13.7kPa[gage]以上の場合に限る。)	<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)「最高使用圧力」とは、310kPa[gage]をいう。 (3)「最高使用温度」とは、D/W 温度 171°Cをいう。</p>
	6号及び7号機								
格納容器圧力	98kPa[gage]								
格納容器温度	90°C(D/W 圧力が13.7kPa[gage]以上の場合に限る。)								
(東海第二) 防災業務計画の事業者解釈		<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・「原子炉格納容器内の圧力又は温度の上昇率が一定時間にわたって通常の運転及び停止中において想定される上昇率を超えること」とは、原子炉格納容器の圧力又は温度が格納容器スプレイを実施する基準のいずれかに達した状態において、上昇傾向が15分以上継続したときをいう。 ・原子炉格納容器冷却機能などの常用の設備の故障により、圧力又は温度の上昇傾向が一定時間にわたって継続した場合は施設敷地緊急事態に該当しない。</p>	<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・「最高使用圧力」とは、310kPa[gage]をいう。 ・「最高使用温度」とは、171°C(D/W)をいう。</p>						
し E A L 解 説 見 直 要 否	見直し不要								
防災業務計画変更の方向性		<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>						

EAL42 障壁の喪失

	AL42	SE42	GE42
等 原 災 指 針	<p><障壁の喪失> 燃料被覆管障壁若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、燃料被覆管障壁若しくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。</p>	<p><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。</p>	<p><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。</p>
E A L 解 説	<p>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するおそれ 2) 原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ 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、本事象については、原子力事業者が“NEI 99-01Methodology for Development of Emergency Action Levels”を参考として原子力事業者防災業務計画に詳細を定めるものとする。</p>	<p>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、本事象については、原子力事業者が“NEI 99-01Methodology for Development of Emergency Action Levels”を参考として原子力事業者防災業務計画に詳細を定めるものとする。</p>	<p>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、本事象については、原子力事業者が“NEI 99-01Methodology for Development of Emergency Action Levels”を参考として原子力事業者防災業務計画に詳細を定めるものとする。</p>
釈 (柏 崎 刈 羽) 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解	<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)3つの障壁のうち、燃料被覆管障壁又は原子炉冷却系障壁のいずれかの喪失若しくはそのおそれがある場合をいう。各障壁の喪失又は喪失のおそれについては、別表2-1別紙2で判断する。</p>	<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)3つの障壁のうち、いずれか2つの障壁の喪失若しくはそのおそれがある場合をいう。各障壁の喪失又は喪失のおそれについては、別表2-1別紙2で判断する。</p>	<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)3つの障壁のうち、2つの障壁が喪失し、3つ目の障壁の喪失若しくはそのおそれがある場合をいう。各障壁の喪失又は喪失のおそれについては、別表2-1別紙2で判断する。</p>
釈 (東 海 第 二) 防 災 業 務 計 画 の 事 業 者 解	<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・3つの障壁(燃料被覆管障壁、原子炉冷却系障壁、格納容器障壁)のうち、燃料被覆管障壁又は原子炉冷却系障壁のいずれかの喪失若しくはそのおそれがある場合をいう。 各障壁の喪失又は喪失のおそれについては、別表3-8(1/5)で判断する。</p>	<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・3つの障壁(燃料被覆管障壁、原子炉冷却系障壁、格納容器障壁)のうち、いずれか2つの障壁の喪失若しくはそのおそれがある場合をいう。 喪失のおそれについては、別表3-8(1/5)で判断する。</p>	<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・3つの障壁(燃料被覆管障壁、原子炉冷却系障壁、格納容器障壁)のうち、燃料被覆管障壁及び原子炉冷却系障壁が喪失し、格納容器障壁の喪失のおそれがある場合をいう。 喪失のおそれについては、別表3-8(1/5)で判断する。</p>
E A L 解 説 見 直 し 要 否	見直し不要		
防 災 業 務 計 画 変 更 の 方 向 性	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>

EAL43 原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用

	AL	SE43	GE
原災指針等		<p><原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用> 原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)の損傷が発生していない場合において、炉心の損傷を防止するために原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用すること。</p>	
EAL解説		<p>原子炉格納容器の圧力を低下させることにより、炉心の損傷を防止することに成功することが想定されるが、原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用するという事象の重大性に鑑み、施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p>	
防災業務計画の事業者解釈 (柏崎刈羽)		<p>(1)原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 (2)「炉心の損傷が発生していない場合」とは、格納容器放射線モニタが基準値以下にある場合をいう。 (3)格納容器放射線モニタの基準値は、被覆管損傷 0.1%(追加放出相当)とする。</p>	
防災業務計画の事業者解釈 (東海第二)		<p>・原子炉の状態が、「運転」、「起動」及び「高温停止」において適用する。 ・「炉心の損傷が発生していない場合」とは、格納容器放射線モニタが基準値以下(別表3-8(4/5) 図3又は図4の領域C以外)にある場合をいう。</p>	
EAL、解説見直し要否	見直し不要		
防災業務計画変更の方向性		<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・事業者解釈に、「原子炉格納容器圧力逃がし装置」には特重施設に属するものを含む」と追記する。 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様</p>	

EAL51 原子炉制御室等に関する異常

	AL51	SE51	GE51
原災指針等	<p><原子炉制御室等に関する異常> 原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室(実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第6号)第38条第4項及び研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第10号)第37条第4項に規定する装置が施設された室をいう。以下同じ。)からの原子炉の運転や制御に影響を及ぼす可能性が生じること。</p>	<p><原子炉制御室等に関する異常> 原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室の環境が悪化することにより原子炉の制御に支障が生じること、又は原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の機能の一部が喪失すること。</p>	<p><原子炉制御室等に関する異常> 原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室が使用できなくなることにより原子炉を停止する機能及び冷温停止状態を維持する機能が喪失すること、又は原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の全ての機能が喪失すること。</p>
EAL解説	<p>原子炉の安全な状態を確保できなくなる可能性があることから警戒事態の判断基準とする。</p>	<p>火災等により原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室の環境が悪化することによって、原子炉の安全な状態を確保できなくなる可能性が高いことから施設敷地緊急事態の判断基準とする。 原子炉又は使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合に、原子炉制御室からこれらを監視する機能の一部が喪失することによって、原子炉施設の安全な状態を確保できなくなる可能性が高いことから併せて施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p>	<p>火災等により原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室が使用できなくなることによって、原子炉の安全な状態を確保できなくなることから、全面緊急事態の判断基準とする。 原子炉又は使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合に、原子炉制御室からこれらを監視する機能の全てが喪失することによって、原子炉施設の安全な状態を確保できなくなることから併せて全面緊急事態の判断基準とする。</p>
防災業務計画の事業者解釈(柏崎刈羽)	<p>(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室」とは、中央制御室及び中央制御室外操作盤室をいう。 (3)「運転や制御に影響を及ぼす」とは、放射線レベルや室温の上昇等により、運転員が中央制御室の操作盤及び中央制御室外操作盤での操作が容易にできなくなる状況をいう。</p>	<p>(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室の環境が悪化」とは、次の状態をいう。 ①原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生していない場合 中央制御室及び中央制御室外操作盤室の放射線レベルや室温の上昇等により、防護具又は局所排気装置等を用いなければ、運転員が操作盤で操作できない状態をいう。 ②原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合 中央制御室の放射線レベルや室温の上昇等により、防護具又は局所排気装置等を用いなければ、運転員が操作盤で操作できない状態をいう。 (3)「原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合」とは、原子炉出力に影響のある過渡事象が進行中である場合若しくは使用済燃料貯蔵プールの水位低下が確認された場合とする。 (4)「原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の機能の一部が喪失する」とは、系統分離している安全設備のうち1区分の安全設備の運転・監視が可能であれば原子炉の制御は可能であることから、制御盤の表示灯、警報、指示計、記録計が消失するなどにより運転・監視の可能な安全設備が1区分のみとなった状態をいう。(1~5号機においてはHPCS系の区分を、6号及び7号機においては、区分IVを除く。)</p>	<p>(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室が使用できなくなる」とは、次の状態をいう。 ①原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生していない場合 中央制御室及び中央制御室外操作盤室の放射線レベルや室温の上昇等により、当該場所からの退避が必要となった場合をいう。 ②原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合 中央制御室の放射線レベルや室温の上昇等により、当該場所からの退避が必要となった場合をいう。 (3)「原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合」とは、原子炉出力に影響のある過渡事象が進行中である場合若しくは、使用済燃料貯蔵プールの水位低下が確認された場合をいう。 (4)「原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の全ての機能が喪失すること」とは、制御盤の表示灯、警報、指示計、記録計が消失するなどにより全ての安全設備の運転・監視ができなくなった状態をいう。</p>
防災業務計画の事業者解釈(東海第二)	<p>・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室」とは、中央制御室及び中央制御室外操作盤の設置場所をいう。 ・「運転や制御に影響を及ぼす」とは、放射線レベルや室温の上昇等により、運転員が中央制御室の操作盤及び中央制御室外操作盤での操作が容易にできなくなる状況をいう。ただし、作業等のため一時的に中央制御室の環境が悪化した場合を除く。</p>	<p>・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室の環境が悪化」とは、以下の状態をいう。 ①原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生していない場合 中央制御室及び中央制御室外操作盤の設置場所の放射線レベルや室温の上昇等により、防護具又は局所排気装置等を用いなければ、運転員が操作盤で操作できない状態をいう。 ②原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合 中央制御室の放射線レベルや室温の上昇等により、防護具又は局所排気装置等を用いなければ、運転員が操作盤で操作できない状態をいう。 ・「原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合」とは、原子炉出力に影響のある過渡事象が進行中である場合、若しくは使用済燃料貯蔵プールの水位低下が継続して確認された場合をいう。 ・「原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の機能の一部が喪失する」とは、系統分離している安全設備のうち1区分の安全設備の運転・監視が可能であれば原子炉の制御は可能であることから、制御盤の表示灯、警報、指示計、記録計が消失するなどにより運転・監視の可能な安全設備が1区分のみとなった状態をいう。(ただし、HPCS系の区分を除く)</p>	<p>・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室が使用できなくなる」とは、以下の状態をいう。 ①原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生していない場合 中央制御室及び中央制御室外操作盤の設置場所の放射線レベルや室温の上昇等による環境悪化により、当該場所からの退避が必要となった場合をいう。 ②原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合 中央制御室の放射線レベルや室温の上昇等による環境悪化により、当該場所からの退避が必要となった場合をいう。 ・「原子炉若しくは使用済燃料貯蔵プールに異常が発生した場合」とは、原子炉出力に影響のある過渡事象が進行中である場合もしくは使用済燃料貯蔵プールの水位低下が継続して確認された場合をいう。 ・「原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置もしくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の全ての機能が喪失すること」とは、制御盤の表示灯、警報、指示計及び記録計が消失する等により全ての安全設備の運転・監視ができなくなった状態をいう。(ただし、HPCS系の区分を除く)</p>
要説見直し	<p>GE51の原災指針等及び解説の「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室」を「原子炉制御室、原子炉制御室外操作盤室及び緊急時制御室」と変更することで、緊急時制御室をGE51に含めることができる。</p>		
画変業務方針	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・変更なし 【東海第二】 ・変更なし</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・「原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室」を「原子炉制御室、原子炉制御室外操作盤室及び緊急時制御室」と変更する 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様</p>

EA52 事業所内通信設備又は外部への通信設備

	AL52	SE52	GE
原災指針等	<p><事業所内通信設備又は外部への通信設備> 原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の一部の機能が喪失すること。</p>	<p><事業所内通信設備又は外部への通信設備> 原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の全ての機能が喪失すること。</p>	
EAL解説	<p>原子炉施設内に何らかの異常が発生していると考えられる。一部の機能が喪失することにより、直ちに通信が不可能となるわけではないが、全ての機能が喪失する前に関係者への連絡を行うことが必要であることから、警戒事態の判断基準とする。</p>	<p>原子炉施設内に何らかの異常が発生していると考えられ、その異常な状態が把握できないことから、原子炉施設の安全な状態が確保されていない状況が想定されるため、施設敷地緊急事態の判断基準とする。</p> <p>なお、原子力事業所内の通信設備の機能喪失については外部への連絡が可能である場合が考えられるが、外部との通信設備が全て機能喪失した場合には外部との通信ができない。この場合、車等の交通手段を用いて関係者への連絡を行うことが考えられる。</p>	
者解釈(柏崎刈羽) 防災業務計画の事業	<p>(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の一部の機能が喪失する」とは、原子炉施設に何らかの異常が発生し、①原子力事業所内の通信機能、②原子力事業所内から所外への通信機能の何れかが、どれか1つの手段のみとなる場合をいう。 (3)「どれか1つの手段のみとなる場合」とは、設備的に異なる電力保安回線、公衆回線、衛星回線等のうち、使用可能な通信手段が1種類のみとなる場合をいう。</p>	<p>(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の全ての機能が喪失する」とは、原子炉施設に何らかの異常が発生し、①原子力事業所内の通信手段、②原子力事業所内から所外への通信手段の何れかが、全て使用不能になる場合をいう。 (3)「全て使用不能になる場合」とは、設備的に異なる電力保安回線、公衆回線、衛星回線等の全ての通信手段が使用できない場合をいう。</p>	
者解釈(東海第二) 防災業務計画の事業	<p>・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の一部の機能が喪失する」とは、原子炉施設に何らかの異常が発生し「①原子力事業所内の通信機能」、「②原子力事業所内から原子力事業所外への通信機能」のいずれかが、どれか1つの手段のみとなる場合をいう。 ・「どれか1つの手段のみとなる場合」とは、設備的に異なる電力保安回線、公衆回線、衛星回線等のうち、使用可能な通信手段が1種類のみとなる場合をいう。</p>	<p>・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の全ての機能が喪失する」とは、原子炉施設に何らかの異常が発生し、「①原子力事業所内の通信手段」、「②原子力事業所内から原子力事業所外への通信手段」のいずれかが、全て使用不能になる場合をいう。 ・「全て使用不能になる場合」とは、設備的に異なる電力保安回線、公衆回線、衛星回線等の全ての通信手段が使用できない場合をいう。</p>	
EAL解説見直し要否	見直し不要		
防災業務計画変更の方向性	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・原子力事業所内の通信とは、中央制御室と緊急時対策所間の通信を意味し、緊急時制御室経由で通信を行うこともこれに含まれることを解釈に追加する 【東海第二】 ・柏崎刈羽 6, 7号機と同様</p>	<p>【柏崎刈羽 6, 7号機】 ・同左 【東海第二】 ・同左</p>	

EAL53 火災・溢水による安全機能の一部喪失

	AL53	SE53	GE
原災 指針等	重要区域(原子力災害対策特別措置法に基づき原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する命令(平成24年文部科学省・経済産業省令第4号)第2条第2項第8号に規定する重要区域を言う。以下同じ。)において、火災又は溢水が発生し、同号に規定する安全上重要な構築物、系統又は機器(以下「安全機器等」という。)の機能の一部が喪失するおそれがあること。	火災又は溢水が発生し、安全機器等の機能の一部が喪失すること。	
EAL 解説	原子炉施設の安全な状態を確保できなくなる可能性があることから警戒事態の判断基準とする。なお、重要区域及び安全機器等の範囲については、防災業務計画等命令第2条第2項第8号に基づき、原子力事業者が原子力事業者防災業務計画において記載することとし、その範囲の妥当性については、原子力規制委員会が原子力事業者防災業務計画の届出を受けた後、確認することとする。	上記の場合は、原子炉施設の安全な性能を確保できなくなる可能性があることから施設敷地緊急事態の判断基準とする。 安全機器等の範囲については、防災業務計画等命令第2条第2項第8号に基づき、原子力事業者が原子力事業者防災業務計画において記載することとし、その範囲の妥当性については、原子力規制委員会が原子力事業者防災業務計画の届出を受けた後、確認することとする。	
解釈 (柏崎刈羽) の事業者	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「重要区域」及び「安全上重要な構築物、系統又は機器」とは、別表2-1別紙1に定めるものをいう。 (3)「安全機器等の機能の一部が喪失するおそれがある」とは、火災又は溢水により、安全上重要な構築物、系統又は機器の機能に支障が生じ、同一の機能を有する系統のうち使用できる系統が1系統のみとなるおそれがあることをいう。 (4)「火災」とは、発電所敷地内に施設される設備や仮置きされた可燃性物質(難燃性を含む)が発火することをいう。 (5)「溢水」とは、発電所内に施設される機器の破損による漏水又は消火栓等の系統の作動による放水が原因で、系統外に放出された流体をいう(滞留水、流水、蒸気を含む)。	(1)全ての原子炉の状態において適用する。 (2)「安全機器等」とは、別表2-1別紙1に定めるものをいう。 (3)「安全機器等の機能の一部が喪失すること」とは、火災又は溢水により、安全上重要な構築物、系統又は機器の機能に支障が生じ、同一の機能を有する全ての系統が使用できなくなることをいう。 「火災」「溢水」の定義はAL53参照	
解釈 (東海第二) の事業者	・全ての原子炉の状態において適用する。なお、安全機器等については記載されている機器等が、保安規定で定める原子炉の状態以外においては除外できる。 ・「重要区域」及び「安全機器等」とは、別表3-7に定めるものをいう。 ・「安全機器等の機能の一部が喪失するおそれ」とは、火災又は溢水により、安全機器等の機能に支障が生じ、同一の機能を有する系統のうち使用できる系統が1系統のみとなるおそれがある場合をいう。 ・「火災」とは、発電所敷地内に施設される設備や仮置きされた可燃性物質(難燃性を含む)が発火することをいう。 ・「溢水」とは、発電所内に施設される機器の破損による漏水又は消火栓等の系統の作動による放水が原因で、系統外に放出された流体をいう(滞留水、流水、蒸気を含む)。	・全ての原子炉の状態において適用する。 ・「安全機器等」とは、別表3-7に定めるものをいう。 ・「安全機器等の機能の一部が喪失すること」とは、火災又は溢水により、安全機器等の機能に支障が生じ、同一の機能を有する全ての系統が使用できなくなることをいう。 ・「火災」とは、発電所敷地内に施設される設備や仮置きされた可燃性物質(難燃性を含む)が発火することをいう。 ・「溢水」とは、発電所内に施設される機器の破損による漏水又は消火栓等の系統の作動による放水が原因で、系統外に放出された流体をいう(滞留水、流水、蒸気を含む)。	
EAL 解説見直し 要否	見直し不要		
の 方向性 の 変更	【柏崎刈羽6,7号機】 ・特重施設等により炉心損傷を回避可能としてEALに考慮する設備としたものについては安全機器等に位置付ける。 【東海第二】 ・柏崎刈羽6,7号機と同様	【柏崎刈羽6,7号機】 ・特重施設等により炉心損傷を回避可能としてEALに考慮する設備としたものについては安全機器等に位置付ける。 【東海第二】 ・柏崎刈羽6,7号機と同様	

EAL毎の特重施設の反映検討(東京電力・柏崎刈羽6,7号機)

凡例

- :機能ベースのEALにおいて、各設備を既に追加済み。
- :機能ベースのEALにおいて、各設備を追加可能。
- ×:機能ベースのEALにおいて、各設備を追加不可。
- (×):パラメータベースのEALにおいて、各設備の動作状況がEAL判断を遅延又は防止できる。

参考1-1

赤字:2020年9月1日第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合 参考1-1 高浜3,4との設備の考え方の相違箇所
 青字:2020年9月1日第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合 参考1-1 高浜3,4と概ね同じ考え方の箇所

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否		
放射線量・放射性物質放出	01	—	SE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	これらのEALは線量・濃度基準であるため、特重施設等は考慮しない。	×		
	02	—	SE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	事故シナリオによっては、特重施設等の使用により、当該EALの回避又は遅延させられる可能性がある。	×		
	03	—	SE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)		×		
	04	—	SE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)		×		
	05	—	SE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段) SE(×) GE(×)		×		
	06	—	SE06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE06	施設内(原子炉外)での臨界事故	パラメータベース	なし	—	なし	—	なし	特重施設では事象発生防止や緩和が期待できないため、考慮しない。	×	
止める	11	AL11	原子炉停止機能の異常又は異常のおそれ	—	—	GE11	全ての原子炉停止操作の失敗	パラメータ(炉出力)&機能ベース ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 ・原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 AL● GE●(×)	・原子炉手動スクラム ・制御棒自動挿入(電動挿入) ・制御棒手動挿入(水圧挿入) ・制御棒手動挿入(電動挿入) AL● GE●(×)	・緊急時制御室からの制御棒緊急挿入(自主対策設備) AL● GE●(×)	AL× GEO	特重施設(自主対策設備)の使用により原子炉を停止させることができる。	○:必要		
								・ほう酸水注入 AL× GE●(×)	・原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 AL× GE×(×)						
	21	AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能	機能ベース ・原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却 ・高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却 ・高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 ・高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 ・原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却 ・減圧の自動化 ・手動操作による減圧(逃がし安全弁) ・残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却 AL× SE● GE●	・代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 AL× SE● GE●	・緊急時制御室からの操作による原子炉注水 ・緊急時制御室からの操作による循環冷却(自主対策設備) AL× SE● GE●	AL× SE× GE×	AL× SE× GE×	特重施設による減圧と注水は、有効性評価で想定している最も厳しいLOCA時に炉心損傷を防止できる性能はないことから、EAL判断基準に追加しない。	○:必要	
								・低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 ・低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 AL× SE× GE×	・消火系による発電用原子炉の冷却 ・手動操作による減圧(タービンバイパス弁) AL× SE× GE×						

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否			
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否					
22	AL22	原子炉給水機能の喪失	SE22	原子炉注水機能喪失のおそれ	GE22	原子炉注水機能の喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却 高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却 	AL× SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> 手動操作による減圧(タービンバイパス弁) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 		<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による原子炉注水 		<p>低圧代替注水系(常設)及び緊急時制御室からの操作による原子炉注水で原子炉水位を回復できるため、GE22の判断基準に追加可能。一方で、緊急時制御室からの操作による循環冷却(自主対策設備)は、緊急時制御室からの操作による原子炉注水の後に使用する設備であるため、判断基準に含めない。</p>	○:必要			
								<ul style="list-style-type: none"> 減圧の自動化 手動操作による減圧(逃がし安全弁) 残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却 	AL× SE× GE●							AL× SE× GE●	AL× SE× GE○	
								<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 	AL× SE× GE○									
								<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 	AL× SE× GE×							<ul style="list-style-type: none"> 消火系による発電用原子炉の冷却 手動操作による減圧(タービンバイパス弁) 	AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による循環冷却(自主対策設備)
冷やす	23	AL23	原子炉除熱機能の一部喪失	SE23	残留熱除去機能の喪失	GE23	残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	パラメータ(S/C水温、PCV圧力)機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱 残留熱除去系(サブレーション・チェンバプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱 	AL● SE● GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 		<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による格納容器減圧及び除熱 緊急時制御室からの操作による循環冷却(自主対策設備) 	AL× SE× GE×(×)	AL× SE× GE×(×)	<p>特重施設等を使用してもパラメータベースでGE23を回避できないため追加しない。</p>	○:必要	
									<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却系による除熱 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	AL× SE× GE×(×)								

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否	
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否			
25	AL25	非常用交流高圧母線喪失又は喪失のおそれ	SE25	非常用交流高圧母線の30分以上喪失	GE25	非常用交流高圧母線の1時間以上喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 非常用交流電源設備による給電 常設代替交流電源設備による給電 	AL● SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> 第二代替交流電源設備による給電 		AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設の電源による非常用高圧母線への給電 	ALO SE○ GE○	<p>特重施設の電源は設計上はプラント側の非常用交流母線へ電源供給が可能だが、特重施設の電源が機能する場合は特重施設を使用することが実運用において可能性の高い手順であり、これにより炉心損傷を回避できる。よって、プラント側の非常用交流母線へ特重施設の電源により給電することをEAL判断基準に加えるよりも、特重施設の交流母線を非常用交流母線の対象としてEAL判断基準に加える方針の方がよい。</p>	○:必要
27	—	—	SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の5分以上喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 非常用直流電源設備による給電 所内蓄電式直流電源設備による給電 	SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> 直流給電車による給電 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保 		SE× GE×	なし	—	<p>(非常用直流母線としての検討) 特重施設の直流電源設備としての機能(特重施設に給電するものに限る)は、PCV破損防止を目的としたものであり、炉心損傷防止を目的としたものではないことから、非常用直流母線が停電したこと判断するEALの対象外とする。 SA設備の蓄電池については、非常用直流母線を経由しない構成となっているが、RCIC又はHPACを起動できる場合はGE27には該当しないこととできるのではないかと。</p>	○:必要
28	—	—	—	—	GE28	炉心損傷の検出	パラメータベース	(各炉心冷却手段)	GE(×)	(各炉心冷却手段)	GE(×)	なし	GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、特重施設の故障で直接的にEALに影響するものでないが、炉心損傷に至る過程において、特重設備による効果が影響するもの。	×	
29	AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失	パラメータ(水位)&機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却 残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却 	AL(×) SE●(×) GE●(×)	<ul style="list-style-type: none"> 消火系による発電用原子炉の冷却 		AL(×) SE×(×) GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による注水(自主対策設備) 	AL(×) SE×(×) GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 低圧ECCSが作動する水位まで低下した場合にECCS等が動作しなかったケースを想定しており、特重施設等を使用しても、炉心露出を回避できるとは言えない。 	○:必要
								<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 	AL(×) SE×(×) GE×(×)			AL(×) SE×(×) GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による循環冷却(自主対策設備) 	AL(×) SE×(×) GE×(×)		

EAL 区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否	
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否			
閉じ込める	30	AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(新基準炉)	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(新基準炉)	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(新基準炉)	パラメータベース	・燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 ・燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	AL(×) SE(×) GE(×)	・消火系による使用済燃料プールへの注水	AL(×) SE(×) GE(×)	・緊急時制御室からの操作による使用済燃料プールへのスプレイ(自主対策設備)	AL(×) SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備による効果が影響するもの。	×
	31	AL31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(旧基準炉)	SE31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(旧基準炉)	GE31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(旧基準炉)	パラメータベース	なし	—	・消火系による使用済燃料プールへの注水	AL(×) SE(×) GE(×)	なし	—	旧基準炉のため、本EALを適用しない。	×
41	—	—	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	パラメータベース	・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱 ・残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱 ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却 ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	SE(×) GE(×)	SE(×) GE(×)	・消火系による原子炉格納容器内の冷却 ・ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	SE(×) GE(×)	・緊急時制御室からの操作による格納容器減圧及び除熱 ・緊急時制御室からの操作による残留熱除去(自主対策設備)	SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備、特重施設による効果が影響するもの。	×
42	AL42	単一障壁の喪失または喪失の可能性	SE42	2つの障壁の喪失または喪失の可能性	GE42	2つの障壁喪失および1つの障壁の喪失または喪失の可能性	パラメータベース	(各炉心冷却手段、PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段、PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段、PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備、特重施設による効果が影響するもの。	×	
43	—	—	SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	—	—	機能ベース	・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	なし	—	・緊急時制御室からの操作による格納容器減圧及び除熱	—	特重施設による格納容器減圧及び除熱も本EALの条件に該当する。ただし、ベント機能の維持ではなく「ベント実施」が判断基準であるため、EAL判断基準への反映不要。	×	

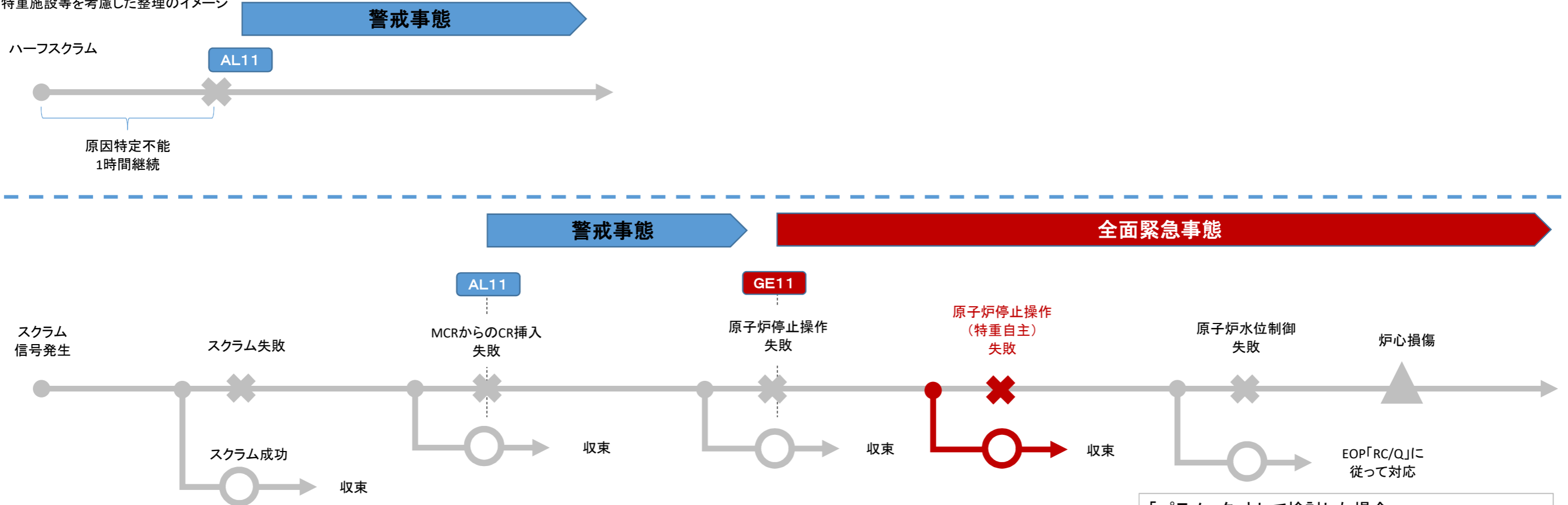
EAL 区分	警戒事象 (AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象 (SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象 (GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否	
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否			
その他脅威	51	AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失	機能ベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与)	AL× SE× GE×	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与)	AL× SE× GE×	・緊急時制御室(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与)	AL× SE× GEO	特重施設の緊急時制御室は、原子炉の制御・運転ができないためAL51及びSE51に追加できないが、原子炉の停止及び冷温停止が可能であるため、GE51の判断基準に追加できる。	×
	52	AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失	—	—	機能ベース	○発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(常設) ・無線連絡設備(常設) ・衛星電話設備(可搬型) ・無線連絡設備(可搬型) ・携帯型音声呼出電話設備 ・安全パラメータ表示システム(SPDS) ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン ・無線通信装置 ・有線(建屋内) ○発電所外(社内外)の通信連絡 ・衛星電話設備(常設) ・衛星電話設備(可搬型) ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・無線通信装置 ・有線(建屋内)	AL● SE●	○発電所内の通信連絡 ・送受話器(警報装置を含む。) ・電力保安通信用電話設備 ○発電所外(社内外)の通信連絡 ・衛星電話設備(社内向) ・テレビ会議システム ・専用電話設備	AL● SE●	・緊急時制御室で使用する通信連絡設備	AL○ SE○	特重施設の通信連絡設備は所内外に連絡が取れることから、EAL判断に追加できる。	×
	53	AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	—	—	機能ベース	・常設代替直流電源設備による給電	ALO SEO	なし	—	・緊急時制御室からの操作による緊急制御棒挿入(自主対策設備) ・緊急時制御室からの操作による原子炉注水 ・特重施設の電源による非常用高圧母線への給電	ALO SEO	本EALは、重要区域内の安全機器等が火災・溢水により安全機能を喪失し、当該安全機能が残る1系統となった場合AL、残り0系統となった場合SEに該当することを定めている。安全機器等は、安全上重要な構築物、系統又は機器を原子力事業者防災業務計画に定められているが、特重施設等により炉心損傷を回避可能としてEALに考慮する設備としたものについては安全機器等に位置付ける。	×
	55	—	—	SE55	防護措置の準備および一部実施が必要な事象発生	GE55	住民の避難を開始する必要がある事象発生	その他	なし	—	なし	—	なし	—	このEALは、その他必要な防護措置を要求する基準であり、特重施設の故障で直接的にEALに影響するものでないが、本判断に至る過程において、特重施設による効果が影響するもの。	×
その他	—	—	(所在市町村において震度6弱以上の地震が発生した場合)	—	—	—	—	その他	なし	—	なし	なし	—	外部事象のため、対象外	×	
	—	—	(所在市町村沿岸を含む津波予報区において大津波警報が発表された場合)	—	—	—	—	その他	なし	—	なし	なし	—	外部事象のため、対象外	×	
	—	—	(新規基準で定める設計基準を超える外部事象(竜巻、洪水、台風、火山等)が発生した場合)	—	—	—	—	その他	なし	—	なし	なし	—	外部事象のため、対象外	×	
	—	—	(原子力規制庁より警戒本部設置の連絡を受けた場合)	—	—	—	—	その他	なし	—	なし	なし	—	具体的な判断基準がないため、対象外	×	
事業所外	—	—	—	XSE61	事業所外運搬での放射線量率の上昇	XGE61	事業所外運搬での放射線量率の異常上昇	パラメータベース	なし	—	なし	—	なし	—	事業所外運搬のため、対象外	×
	—	—	—	XSE62	事業所外運搬での放射性物質漏えい	XGE62	事業所外運搬での放射性物質の異常漏えい	パラメータベース	なし	—	なし	—	なし	—	事業所外運搬のため、対象外	×

網掛けした項目は、電離放射線障害防止規則第7条の2第2項の規定に基づき厚生労働大臣が定める事象(緊急時被ばく250mSvが適用される事象)を示す。

EAL11 原子炉停止機能喪失

EAL判断基準への特重施設の追加可否:可

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

AL11は判断に即応性が求められるため、緊急時制御室への指示に要する時間のタイムロスがあり、考慮することは難しいが、GE11については、EALに考慮することが可能。特重事象(航空機衝突、テロ)を想定しない場合は、中央制御室からの指示により緊急時制御室にて操作は可能である。AL11の判断は即応性が求められるため、緊急時制御室への指示から操作までの時間だけ判断が遅れることとなるが、GE11の判断には十分に時間的余裕があるため、緊急時制御室からの原子炉停止操作(特重自主)を含めることができる。

「パラメータ」として検討した場合

緊急時制御室からの原子炉停止操作が成功した場合は、定格出力0.1%未満になるためGE11の判断条件は成立しないことから、機能ベースとして追加しなかったとしても結果的にパラメータベースでEALに該当しないこととなる。

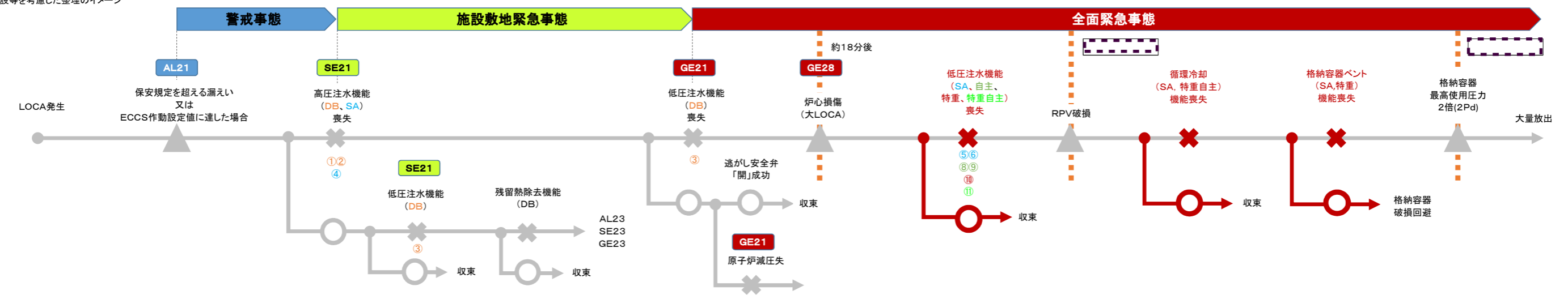
区分	設備	数	AL判断条件	GE判断条件
DB	自動スクラム	-	CR挿入不可(確認不可)	CR挿入不可(確認不可)
	手動スクラム	-		
	原子炉モードスイッチ	-		
	RPS電源	-		
CR	制御棒電動挿入	-	CR挿入不可(確認不可)	
	ペアロッドスクラム	-	-	
SA	代替制御棒挿入機能	1	CR挿入不可(確認不可)	
	ほう酸水注入系	1	-	注入不可(確認不可)
特重(自主)	[緊急時制御室からの原子炉停止]	[-]	-	CR挿入不可(確認不可)

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

EAL21(原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい))

EAL判断基準への特重施設の追加可否:否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、LOCA時の炉心冷却機能として、EALに追加する特重設備は無い
- [特重設備]による炉心注水は、大LOCA時において、炉心損傷を防止する性能はない
- 漏えい量によっては、炉心損傷を回避することができる(可能性がある)
- 発災時のLOCAの規模に応じたEAL判断は現場の混乱に繋がることから、最も厳しい大LOCAシーケンスでEAL判断基準への追加を検討する

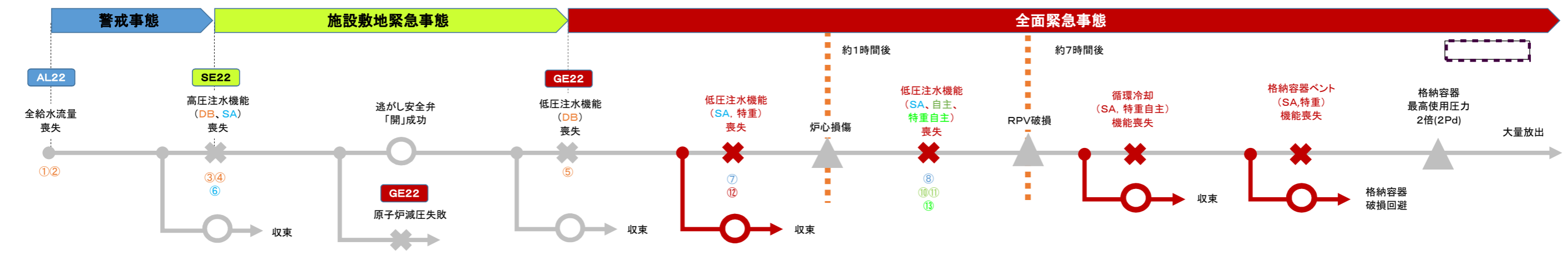
区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	ECCS	2	-	-	-
	高圧炉心注水系	2	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系	1	-	-	-
SA	高圧注水	1	-	-	-
	低圧注水	3(2)	-	-	-
	消防車	8(4)	-	-	-
自主	高圧注水	2(1)	-	-	-
	低圧注水	2	-	-	-
	消防車	8(4)	-	-	-
特重	炉心注水(特重)のためのポンプ	1	-	-	-
特重(自主)	循環冷却(特重)のためのポンプ	1	-	-	-

主な炉心注水関係設備

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、△:条件付き追加可能、×:追加不可) / パラメータベース (○:設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

系統名	設備名	台数	主な仕様		準備時間	EAL反映検討
			容量	揚程		
【DB設備】						
①	高圧注水	2台	182m ³ /h	890m	速やかに(中操操作)	● SE21(高圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
②	高圧注水	1台	182m ³ /h	900m	速やかに(中操操作)	● SE21(高圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
③	低圧注水	3台	954m ³ /h	125m	速やかに(中操操作)	● SE21(低圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
【SA設備】						
④	高圧代替注水	1台	180m ³ /h	900m	速やかに(中操操作)	● SE21,GE21(非常用炉心冷却装置と同等の機能)
⑤	低圧代替注水(常設)	2台	125m ³ /h/台	85m	約12分	× なし(大LOCA時において、炉心損傷を防止できない)
⑥	低圧代替注水(可搬)	4台	120m ³ /h/台	-	約120分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
【自主対策設備】						
⑦	ほう酸水注入	1台	11.4m ³ /h	860m	約65分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
⑧	制御棒駆動水圧系注入	1台	-	-	約20分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
⑨	消火水注入	1台	-	-	約30分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
【特重設備】						
⑩	炉心注水	1	-	-	即応性なし	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
【特重設備(自主)】						
⑪	循環冷却	1	-	-	即応性なし	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)

EAL22(原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失))
 EAL判断基準への特重施設の追加可否:可
 ■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、給水機能喪失時の炉心冷却機能としてSA設備及び特重設備をEALに追加することが可能
- 低圧代替注水(常設)により炉心損傷防止が可能であることを、有効性評価において示している

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	原子炉給水ポンプ	タービン駆動原子炉給水ポンプ 電動機駆動原子炉給水ポンプ	2 2	原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失すること	-	-
	ECCS	高圧炉心注水系	2	-	非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできないこと	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
		原子炉隔離時冷却系	1	-	-	
		残留熱除去系	3	-	-	
SA	高圧注水	高圧代替注水系	1	-	非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできないこと	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
	低圧注水	復水移送ポンプ	3(2)	-	-	
		消防車	8(4)	-	-	
自主	高圧注水	ほう酸水注入系 制御棒駆動系	2(1) 2	-	-	-
	低圧注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	1	-	-	-
	特重	低圧注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	[-]	-	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
特重(自主)	循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	-	-	

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、△:条件付き追加可能、×:追加不可) パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

主な炉心注水関係設備

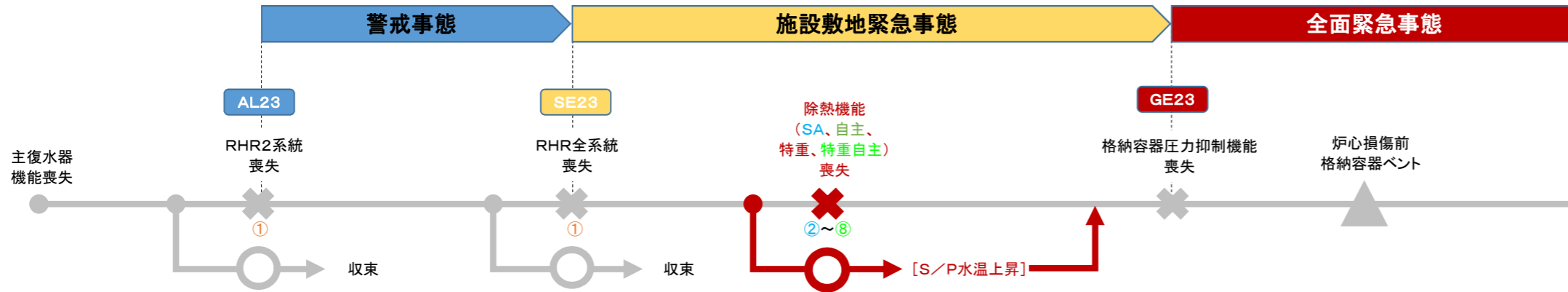
系統名	設備名	台数	主な仕様		準備時間	EAL反映検討
			容量	揚程		
【DB設備】						
①	原子炉給水ポンプ	タービン駆動原子炉給水ポンプ	2台	4700m ³ /h	常時運転	● AL22(給水機能の1つ)
		電動機駆動原子炉給水ポンプ	2台	2300m ³ /h	自動	● AL22(給水機能の1つ)
③	高圧注水	高圧炉心注水系	2台	-	速やかに(中操操作)	● SE22(高圧注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
④	低圧注水	原子炉隔離時冷却系	2台	-	速やかに(中操操作)	● SE22(高圧注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
⑤		残留熱除去系	3台	-	速やかに(中操操作)	● SE22(高圧注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
【SA設備】						
⑥	高圧代替注水	高圧代替注水系	1台	-	速やかに(中操操作)	● SE22、GE22(非常用炉心冷却装置と同等の機能)
⑦	低圧代替注水(常設)	復水移送ポンプ	2台	-	約12分	○ TQUVシナリオにおいて炉心損傷防止が可能であることを示している
⑧	低圧代替注水(可搬)	消防車	4台	120m ³ /h/台	約120分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
【自主対策設備】						
⑨	ほう酸水注入	ほう酸水注入系	1台	-	約65分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
⑩	制御棒駆動水圧系注入	制御棒駆動系	1台	-	約20分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
⑪	消火水注入	ディーゼル駆動消火ポンプ	1台	-	約30分	× なし(即応性がなく、性能面でもECCSと同等でない)
【特重設備】						
⑫	炉心注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[即応性あり]	○ 「効果の評価」において炉心損傷防止が可能であることを示している
【特重設備(自主)】						
⑬	循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[即応性なし]	× 特重設備による炉心注水の後に使用する設備であるため、判断基準に含めない。

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

EAL23(原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否:否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、残留熱除去機能として、EALに追加する特重設備は無い
- [特重設備]による代替格納容器スプレイは、S/P水平均水温100℃を下回ることはできない
- [特重設備(自主)]による循環冷却は、S/P水平均水温100℃を下回ることはできない
- 外部水源による格納容器スプレイは、S/C水位制限により継続することができないため格納容器最高使用圧力を下回ることができない

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	ECCS	残留熱除去系	3	当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること	残留熱除去系装置等により当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないこと	残留熱除去系装置等によって当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること
SA	スプレイ	復水移送ポンプ	3(2)	-	-	
	消防車	消防車	8(4)	-	-	
自主	循環冷却	代替循環冷却系	1	-	-	
	スプレイ	ディーゼル駆動消火ポンプ	1	-	-	
特重	気体冷却	ドライウェル冷却器	3	-	-	
	スプレイ	[格納容器スプレイ(特重)のためのポンプ]	[-]	-	-	
特重(自主)	循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	-	-	

主な炉心注水関係設備

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、△:条件付き追加可能、×:追加不可) パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

【DB設備】

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
①	残留熱除去系	3台	-	-	速やかに(中操作)	●(×) AL23、SE23(残留熱除去系)

【SA設備】

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
②	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	2台	-	-	約12分	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができない)
③	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬)	4台	120m ³ /h/台	-	約120分	×(×) なし(即応性がなく、圧力抑制機能喪失を回避することができない)
④	代替循環冷却系	2台	190m ³ /h	-	約600分	×(×) なし(即応性がなく、圧力抑制機能喪失を回避することができない)

【自主対策設備】

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
⑤	消火系スプレイ	1台	-	-	約30分	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができない)
⑥	ドライウェル冷却系	3台	-	-	約45分	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができない)

【特重設備】

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
⑦	代替格納容器スプレイ	[-]	[-]	[-]	[即応性あり]	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができない)

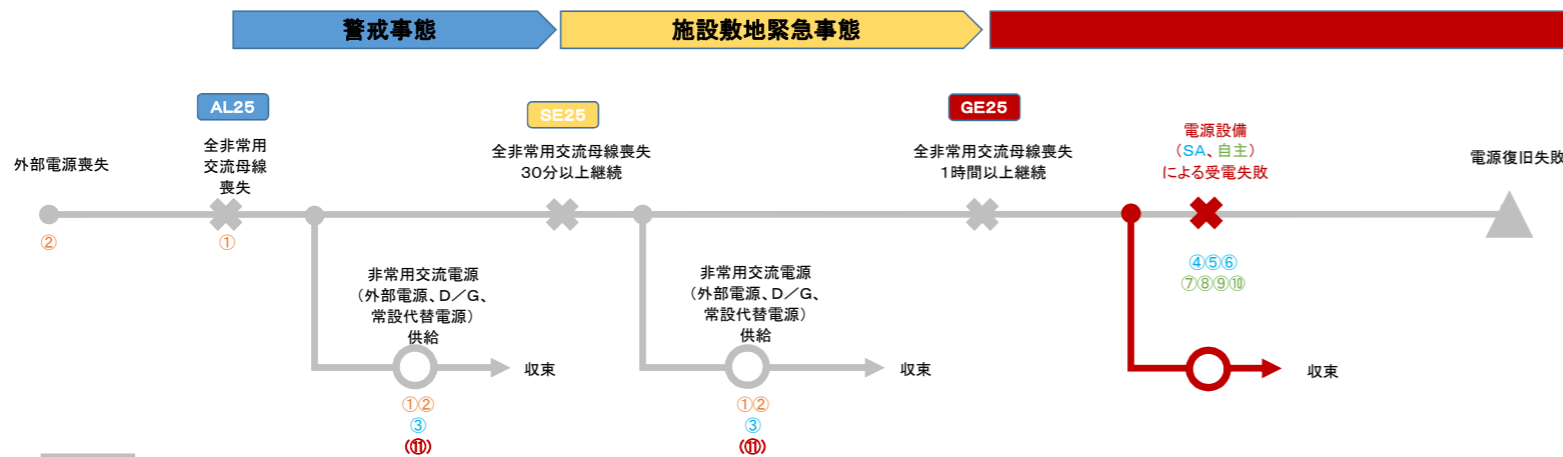
【特重設備(自主)】

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
⑧	循環冷却	[-]	[-]	[-]	[即応性なし]	× なし(圧力抑制機能喪失を回避することができない)

EAL25(電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否:可(条件付き)

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

【特重施設】

・特定重大事故等対処施設の電源設備から非常交流母線への給電は可能な設計となっているが、特重設備のみで炉心損傷を回避することができることから優先する操作とはならない
 ・全非常用交流母線喪失の条件に高圧母線(特重)を含める(高圧母線(特重)の電圧が確立していれば、当該プラントを全非常用交流母線喪失とみなさないことが可能

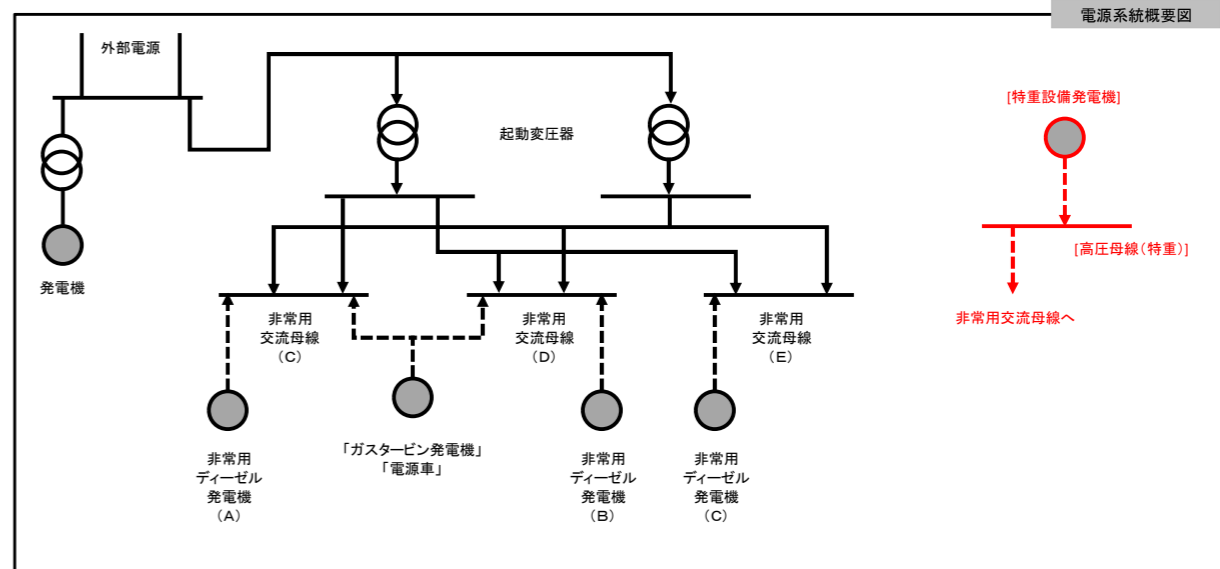
【SA設備】

・現状のEALにおいても、既にEAL判断条件として原子炉の冷却等に必要電源を確保でき、即応性を有するSA設備を考慮した判断となっている(第一ガスタービン発電機)

【自主対策設備】

・即応性の観点から新たに追加する自主対策設備はない

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	外部電源	起動変圧器	2	外部電源喪失が3時間以上継続	-	-
	非常用交流母線	非常用交流母線	3	非常用交流母線供給からの電源供給が停止	非常用交流母線の30分以上喪失	非常用交流母線の1時間以上喪失
	D/G	自号炉D/G	3	非常用交流母線が1系統となり、当該非常用交流母線に電気を供給する電源が1つとなる状態が15分以上継続	-	-
SA	代替電源	第一ガスタービン発電機	2	-	-	-
		号炉間電力融通ケーブル(常設)	1	-	-	-
		号炉間電力融通ケーブル(可搬)	1	-	-	-
		電源車	8	-	-	-
自主	代替電源	第二ガスタービン発電機	2	-	-	-
		電源車(緊急用M/C使用)	3	-	-	-
		他号炉D/G(共用M/C使用)	-	-	-	-
		他号炉D/G(66kV母線使用)	-	-	-	-
特重	代替電源	[特重設備発電機]	[-]	非常用交流母線供給からの電源供給が停止	非常用交流母線の30分以上喪失	非常用交流母線の1時間以上喪失



主な炉心注水関係設備

系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討		
		台数	容量		機能ベース	パラメータベース	
【DB設備】	交流電源	D/G	5000kW	常時	●		
		外部電源	起動変圧器	2基	常時	●	
【SA設備】	代替電源	第一ガスタービン発電機	3600kW	約20分	●		
		電源車	500kVA	約4時間45分	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		号炉間電力融通ケーブル(常設)	-	約2時間	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	-	約4時間	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		第二ガスタービン発電機	3600kW	約80分	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
【自主対策設備】	代替電源	電源車(緊急用M/C使用)	500kVA	約1時間40分	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		他号炉D/G(共用M/C使用)	-	約2時間	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		他号炉D/G(66kV母線使用)	-	約3時間30分	×	即応性を有する設備ではないため、現状EALに追加不可	
		【特重設備】	代替電源	[特重設備発電機]	[-]	[-]	[即応性あり]

【凡例】 [] : EALへの反映可と評価した設備

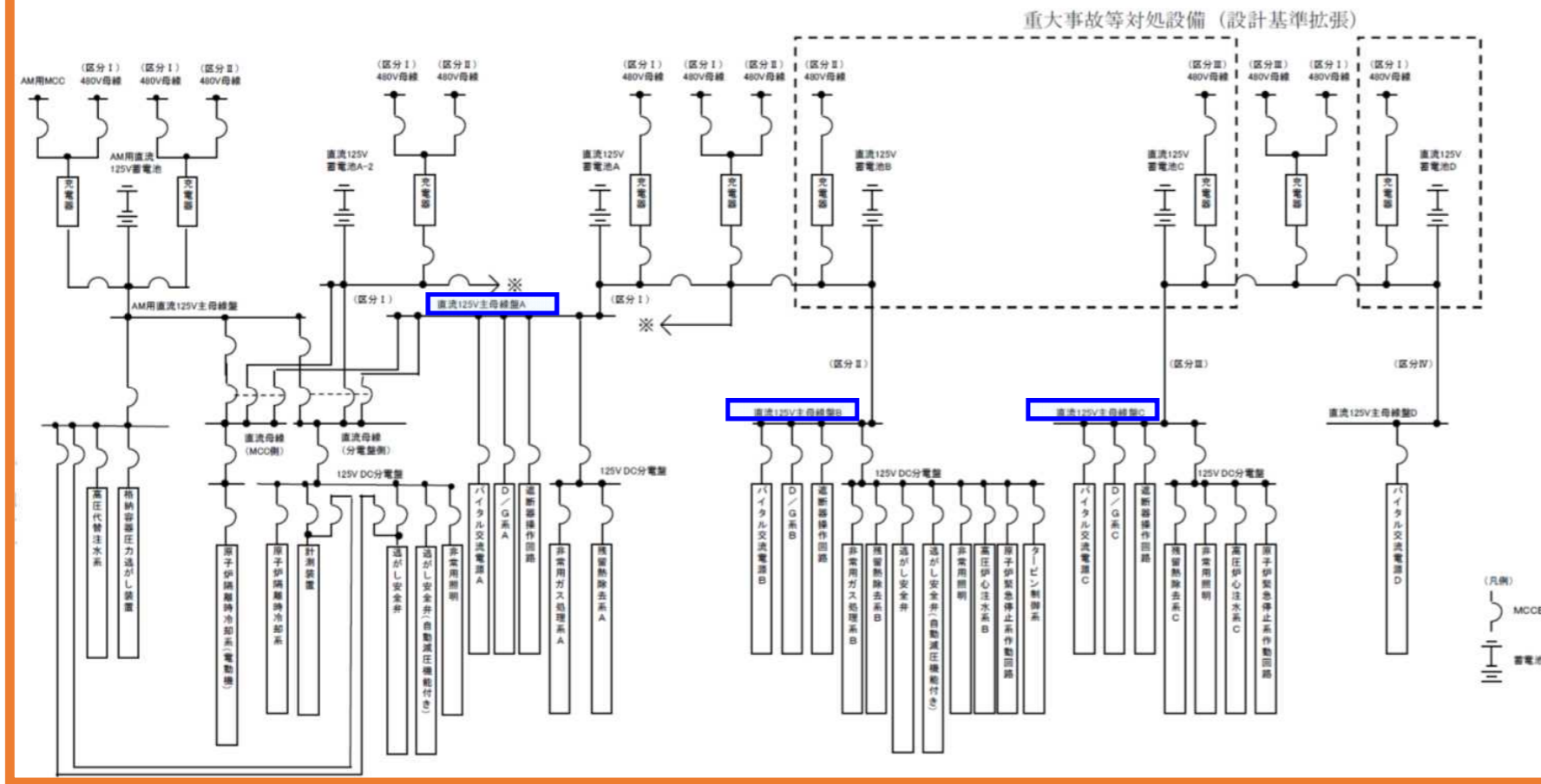
特重GTGからの非常用交流母線への電源供給について

SBOが発生し、RCIC(HPAC)による原子炉注水が不可の場合は、特重からの原子炉注水を優先するため、1時間以内に非常用交流母線への電源供給を行うことは考え難い。また、容量の関係で特重設備を使用しつつ非常用交流母線に供給できるか不明。

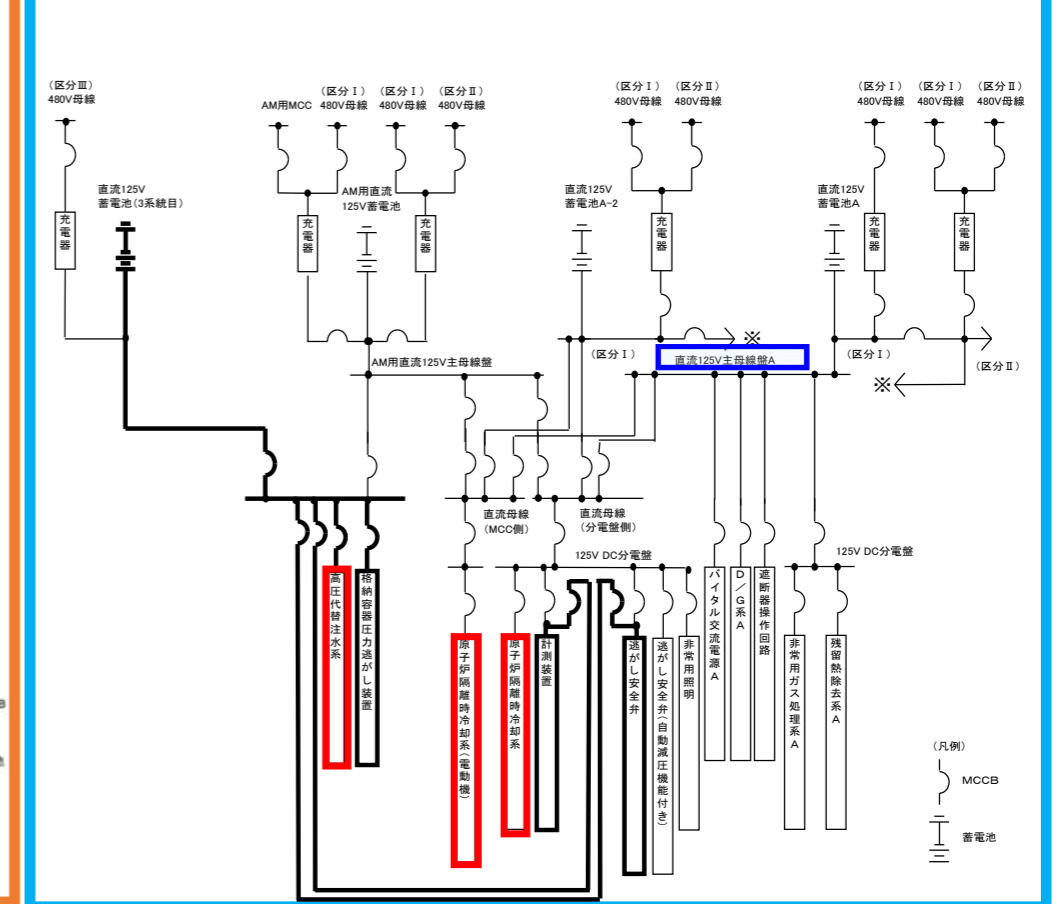
RCIC(HPAC)による原子炉注水が成功した場合でも、特重設備により格納容器冷却を行うことから、非常用交流母線回復を優先することは考え難い。

以上により、特重の交流母線を非常用交流母線に追加の方が現実的と考える。
 なお、PWRの特重EALの変更との整合性の観点から、PWRと同じEALの見直しを行うことは考えられる。

新規基準設置許可申請時直流電源構成



蓄電池(3系統目)設置後の代替直流電源設備からの電源



■: EAL27において非常用直流母線と位置付けている母線

非常用直流母線を経由しなくても原子炉隔離時冷却系や高圧代替注水系に直流電源供給可能

区分	設備	数	SE判断条件	GE判断条件
DB	非常用直流母線(A~C)	3	非常用直流母線が1系統となり、供給電源が1つとなった状態が5分間以上継続	全ての非常用直流母線が使用不能となった状態が5分間以上継続
	蓄電池(A~C)	3		
	充電器(A~C, 予備)	5		
SA	蓄電池(A-2)	1	-	(非常用直流母線を経由しないSA設備への給電方法が許容されればGEの判断条件に追加可能)
	蓄電池(AM)	1	-	
	蓄電池(3系統目)	1	-	
	可搬型直流電源設備(電源車)	8	-	
自主	直流給電車	(2)	-	-
	号炉間融通ケーブル	2	-	-
特重	該当なし	-	-	-

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み, ○:追加可能, △:条件付き追加可能, ×:追加不可)
 パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

設備	設備容量	EAL反映検討	
非常用直流母線	-	●	
蓄電池(A)	約6000Ah	●	非常用直流母線の状態で行うため、設備状態は包含される
蓄電池(B, C)	約3000Ah	●	非常用直流母線の状態で行うため、設備状態は包含される
蓄電池(A-2)	約4000Ah	△	非常用直流母線を経由せずに、RCIC又はHPACを直流電源により起動可能な場合はGE27には該当しないとすることができればEALに追加可能
蓄電池(AM)	約3000Ah		
蓄電池(3系統目)	(約3000Ah)		
可搬型直流電源設備(電源車)	-	●	非常用直流母線の状態で行うため、設備状態は包含される
直流給電車	約400Ah	×	電源容量が少ないため、非常用直流母線に供給する電源とは位置付けない

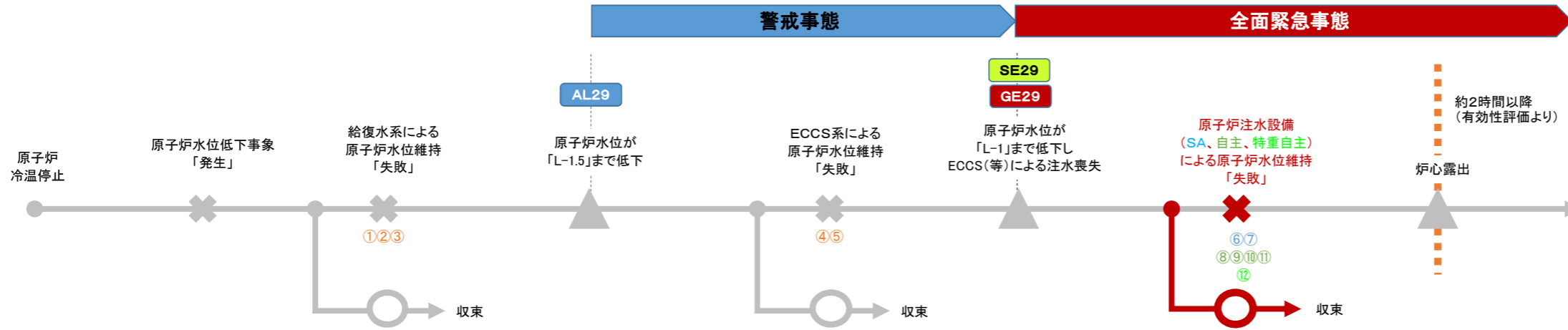
【凡例】 ■: EALへの反映可と評価した設備

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

EAL29 (停止中の原子炉冷却機能の喪失)

EAL判断基準への特重施設の追加可否: 否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、漏えい量及び崩壊熱によってはSA設備及び特重設備をEALに追加することが可能
- SA設備の注水量は崩壊熱相当を超えているため、漏えい量が少なければ原子炉水位を回復することは可能
- [特重設備]の機能は冷温停止以降、自主管理とする方針。自主管理として維持されていれば原子炉水位を回復することは可能

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	原子炉給水ポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ	2	-	-	-
	復水ポンプ	高圧復水ポンプ	3	-	-	-
		低圧復水ポンプ	3	-	-	-
	ECCS	高圧炉心注水系	2	-	原子炉水位が「L-1」まで低下した場合において、全てのECCSによる注水ができないこと	原子炉水位が「L-1」まで低下した場合において、全てのECCS等による注水ができないこと
残留熱除去系		3	-	-	-	
SA	低圧注水	復水移送ポンプ	3(1)	-	-	
自主	高圧注水	ほう酸水注入系	2(1)	-	-	
		制御棒駆動系	2	-	-	
特重	低圧注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	1	-	-	
		-	-	-	-	
特重(自主)	低圧注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	[-]	-	-	
	循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	-	-	

主な炉心注水関係設備

【凡例】

機能ベース (●: 現状のEALで追加済み、○: 追加可能、△: 条件付き追加可能、×: 追加不可)
 パラメータベース (×: 設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

【DB設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量 揚程		準備時間	EAL反映検討
①	原子炉給水ポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ	2台	-	-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
②	復水ポンプ	高圧復水ポンプ	3台	3300m ³ /h	-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
		低圧復水ポンプ	3台	2700m ³ /h	-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
④	高圧注水	高圧炉心注水系	2台	-	速やかに(中操操作)	●	SE29(非常用炉心冷却装置の1つ)、GE29(非常用炉心冷却装置の1つ)
⑤	低圧注水	残留熱除去系	3台	-	速やかに(中操操作)	●	SE29(非常用炉心冷却装置の1つ)、GE29(非常用炉心冷却装置の1つ)

【SA設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量 揚程		準備時間	EAL反映検討
⑥	低圧代替注水(常設)	復水移送ポンプ	2台	-	約12分	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑦	低圧代替注水(可搬)	消防車	4台	-	約120分	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない

【自主対策設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量 揚程		準備時間	EAL反映検討
⑧	ほう酸水注入	ほう酸水注入系	1台	-	約65分	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑨	制御棒駆動水圧注入	制御棒駆動系	1台	-	約20分	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑩	消火水注入	ディーゼル駆動消火ポンプ	1台	-	約30分	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない

【特重設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量 揚程		準備時間	EAL反映検討
-	-	-	-	-	-	-	-

【特重設備(自主)】

No.	系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量 揚程		準備時間	EAL反映検討
⑪	炉心注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	×	原子炉水位+1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑫	循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	×	特重設備(自主)による炉心注水の後に使用する設備であるため判断基準に含めない

凡例
 ●:機能ベースのEALにおいて、各設備を既に追加済み。
 ○:機能ベースのEALにおいて、各設備を追加可能。
 ×:機能ベースのEALにおいて、各設備を追加不可。
 (×):パラメータベースのEALにおいて、各設備の動作状況がEAL判断を遅延又は防止できる。

赤字:2020年9月1日第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合 参考1-1 高浜3,4との考え方の相違箇所
 青字:2020年9月1日第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合 参考1-1 高浜3,4と概ね同じ考え方の箇所

EAL毎の特重施設の反映検討(原電・東海第二)

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否	
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否			
放射線量・放射性物質放出	01	—	SE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	これらのEALは線量・濃度基準であるため、特重施設等は考慮しない。 事故シナリオによっては、特重施設等の使用により、当該EALの回避又は遅延させられる可能性がある。	×	
	02	—	SE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)		×	
	03	—	SE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)		×	
	04	—	SE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)		×	
	05	—	SE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段)	SE(×) GE(×)		×	
	06	—	SE06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE06	施設内(原子炉外)での臨界事故	パラメータベース	なし	—	なし	—	なし	—		特重施設では事象発生防止や緩和が期待できないため、考慮しない。	×
止める	11	AL11	原子炉停止機能の異常又は異常のおそれ	—	GE11	全ての原子炉停止操作の失敗	パラメータ(炉出力)&機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 制御棒挿入(選択制御棒挿入機構) 制御棒挿入(スクラム個別スイッチ) 制御棒挿入(スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き) 制御棒挿入(手動操作) 制御棒挿入(スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気) 	AL● GE●(×)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉手動スクラム 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ほう酸水注入 	AL● GE●(×)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御棒挿入(自主対策設備) 	AL× GE○(×)	特重施設(自主対策設備)の使用により原子炉を停止させることができる。	○:必要	
	21	AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 減圧の自動化(過渡時自動減圧機能) 手動操作による減圧(逃がし安全弁) 非常用逃がし安全弁駆動系による減圧 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 	AL× SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系による進展抑制 制御棒駆動水圧系による進展抑制 手動操作による減圧(タービンバイパス弁) 消火系による発電用原子炉の冷却 補給水系による発電用原子炉の冷却 	AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替炉心注水 特重施設による代替循環冷却 	AL× SE× GE×	特重施設による減圧と注水は、有効性評価で想定している最も厳しいVLOCA時に炉心損傷を防止できる性能はないことから、EAL判断基準に追加しない。	○:必要
冷やす	22	AL22	原子炉給水機能の喪失	SE22	原子炉注水機能喪失のおそれ	GE22	原子炉注水機能の喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 減圧の自動化(過渡時自動減圧機能) 手動操作による減圧(逃がし安全弁) 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 	AL× SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系による進展抑制 制御棒駆動水圧系による進展抑制 手動操作による減圧(タービンバイパス弁) 消火系による発電用原子炉の冷却 補給水系による発電用原子炉の冷却 	AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替炉心注水 特重施設による代替循環冷却 	AL× SE× GE○	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替炉心注水で原子炉水位を回復できるため、EAL判断基準に追加可能。 また、SA設備のうち、低圧代替注水系(常設)については、EAL判断基準に追加可能。 一方で、特重施設による代替循環冷却は即応性がなく、性能面でもECCSと同等でないことから、EAL判断基準に含めない。 	○:必要
	23	AL23	原子炉除熱機能の一部喪失	SE23	残留熱除去機能の喪失	GE23	残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	パラメータ(S/C水温, PCV圧力)&機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却 	AL× SE× GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 消火系による原子炉格納容器内の冷却 補給水系による原子炉格納容器内の冷却 	AL× SE× GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替格納容器スプレイ 特重施設による代替循環冷却 	AL× SE× GE×(×)	特重施設等を使用してもパラメータベースでGE23を回避できないため追加しない。	○:必要
	25	AL25	非常用交流高圧母線喪失又は喪失のおそれ	SE25	非常用交流高圧母線の30分以上喪失	GE25	非常用交流高圧母線の1時間以上喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による給電 可搬型代替交流電源設備による給電 	AL● SE● GE●	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策建屋ガスタービン発電機による給電 	AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設の電源による非常用高圧母線への給電 	AL○ SE○ GE○	特重施設の電源は設計上はプラント側の非常用交流母線へ電源供給が可能だが、特重施設の電源が機能する場合は特重施設を使用することが実運用において可能性の高い手順であり、これにより炉心損傷を回避できる。よって、プラント側の非常用交流母線へ特重施設の電源により給電することをEAL判断基準に加えるよりも、特重施設の交流母線を非常用交流母線の対象としてEAL判断基準に加える方針の方がよい。	○:必要

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否	
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否			
閉じ込める	27	—	SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の5分間以上喪失	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備による給電 可搬型代替直流電源設備による給電 蓄電池(3系統目)による給電 	SE× GE×	なし	—	なし	SE× GE×	SA設備の蓄電池(3系統目)及び可搬型直流電源設備については、DBの非常用直流母線への電源供給が可能なことから、EAL判断基準に追加可能。 なお、SA及び特重の直流母線については、DB設備の非常用直流母線が有する機能を全て満たすことはできず、非常用直流母線の対象としていないため、それらの母線への供給電源はEAL判断基準に追加しない。	○:必要	
	28	—	—	—	GE28	炉心損傷の検出	パラメータベース	(各炉心冷却手段)	GE(×)	(各炉心冷却手段)	—	なし	GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、特重施設の故障で直接的にEALに影響するものではないが、炉心損傷に至る過程において、特重設備による効果が影響するもの。	×	
	29	AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失	パラメータ(水位)&機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 	AL(×) SE×(×) GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 消火系による発電用原子炉の冷却 補給水系による発電用原子炉の冷却 	AL(×) SE×(×) GE×(×)	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替炉心注水 特重施設による代替循環冷却 	AL(×) SE×(×) GE×(×)	・低圧ECCSが作動する水位まで低下した場合にECCS等が動作しなかったケースを想定しており、特重施設等を使用しても、炉心露出を回避できるとは言えない。	○:必要
	30	AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(新基準炉)	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(新基準炉)	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(新基準炉)	パラメータベース	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水 常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイ 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイ 	AL(×) SE(×) GE(×)	<ul style="list-style-type: none"> 消火系による使用済燃料プールへの注水 	AL(×) SE(×) GE(×)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室からの操作による使用済燃料プールへのスプレイ(自主対策設備) 	AL(×) SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備による効果が影響するもの。	×
	31	AL31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(旧基準炉)	SE31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(旧基準炉)	GE31	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(旧基準炉)	パラメータベース	なし	—	<ul style="list-style-type: none"> 消火系による使用済燃料プールへの注水 	AL(×) SE(×) GE(×)	なし	—	旧基準炉のため、本EALを適用しない。	×
その他脅威	41	—	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	パラメータベース	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却 	SE(×) GE(×)	<ul style="list-style-type: none"> ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 消火系による原子炉格納容器内の冷却 補給水系による原子炉格納容器内の冷却 	SE(×) GE(×)	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による代替格納容器スプレイ 特重施設による代替循環冷却 	SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備、特重施設による効果が影響するもの。	○:必要	
	42	AL42	単一障壁の喪失または喪失の可能性	SE42	2つの障壁の喪失または喪失の可能性	GE42	2つの障壁喪失および1つの障壁の喪失または喪失の可能性	パラメータベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段)	AL(×) SE(×) GE(×)	このEALは、パラメータベースであり、SA設備、自主対策設備、特重施設による効果が影響するもの。	×
	43	—	—	SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	—	—	パラメータベース	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	—	なし	—	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	—	特重施設による原子炉格納容器内の減圧及び除熱も本EALの条件に該当する。ただし、ベント機能の維持ではなく「ベント実施」が判断基準であるため、EAL判断基準への反映不要。	×
その他脅威	51	AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失	機能ベース	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与)	AL× SE× GE×	(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与)	AL× SE× GE×	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室(各炉心冷却手段, PCV冷却手段, SFP冷却手段が放射線量上昇の抑制に寄与) 	AL× SE× GE○	特重施設の緊急時制御室は、原子炉の制御・運転ができないためAL51及びSE51に追加できないが、原子炉の停止及び冷温停止が可能であるため、GE51の判断基準に追加できる。	×
	52	AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失	—	—	機能ベース	<ul style="list-style-type: none"> 発電所内の通信連絡 衛星電話設備(固定型) 衛星電話設備(携帯型) 無線連絡設備(携帯型) 携帯型有線通話装置 安全パラメータ表示システム(SPDS) 	AL● SE●	<ul style="list-style-type: none"> 発電所内の通信連絡 送受話器(ベージング) 電力保安通信用電話設備 無線連絡設備(固定型) 	AL● SE●	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室で使用される通信連絡設備 	ALO SE○	特重施設の通信連絡設備は所内外に連絡が取れることから、EAL判断に追加できる。	×
	53	AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	—	—	機能ベース	(各原子炉停止手段, 炉心冷却手段, PCV冷却手段, 電源供給手段, 中央制御室)	ALO SE○	なし	—	(各原子炉停止手段, 炉心冷却手段, 電源供給手段, 緊急時制御室)	ALO SE○	本EALは、重要区域内の安全機器等が火災・溢水により安全機能を喪失し、当該安全機能が残る1系統となった場合AL、残り0系統となった場合SEに該当することを定めている。 安全機器等は、安全上重要な構造物、系統又は機器を原子力事業者防災業務計画に定めているが、特重施設等により炉心損傷を回避可能としてEALに考慮する設備としたものについては安全機器等に位置付ける。	×

EAL区分	警戒事象(AL)		原災法第10条第1項に基づく特定事象(SE)		原災法第15条第1項に関する緊急事態事象(GE)		分類	SA設備のEAL検討		自主対策設備のEAL検討		特重施設のEAL反映検討		検討における考え方	イベントツリーの要否
	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称	EAL番号	EAL略称		SA設備で関連する対応手順	EAL判断基準へのSA設備の追加可否	自主対策設備で関連する対応手順	EAL判断基準への自主対策設備の追加可否	特重施設(自主対策設備を含む)で関連する対応手順	EAL判断基準への特重設備の追加可否		
55	-	-	SE55	防護措置の準備および一部実施が必要な事象発生	GE55	住民の避難を開始する必要がある事象発生	その他	なし	-	なし	-	なし	-	このEALは、その他必要な防護措置を要求する基準であり、特重施設の故障で直接的にEALに影響するものではないが、本判断に至る過程において、特重施設による効果が影響するもの。	×
その他	-	(所在市町村において震度6弱以上の地震が発生した場合)	-	-	-	-	その他	なし	-	なし	-	なし	-	外部事象のため、対象外	×
	-	(所在市町村において大津波警報が発表された場合)	-	-	-	-	その他	なし	-	なし	-	なし	-	外部事象のため、対象外	×
	-	(新規基準で定める設計基準を超える外部事象(竜巻、洪水、台風、火山等)が発生した場合)	-	-	-	-	その他	なし	-	なし	-	なし	-	外部事象のため、対象外	×
	-	(原子力規制庁より警戒本部設置の連絡を受けた場合)	-	-	-	-	その他	なし	-	なし	-	なし	-	具体的な判断基準がないため、対象外	×
事業所外	-	-	XSE61	事業所外運搬での放射線量率の上昇	XGE61	事業所外運搬での放射線量率の異常上昇	パラメータベース	なし	-	なし	-	なし	-	事業所外運搬のため、対象外	×
	-	-	XSE62	事業所外運搬での放射性物質漏えい	XGE62	事業所外運搬での放射性物質の異常漏えい	パラメータベース	なし	-	なし	-	なし	-	事業所外運搬のため、対象外	×

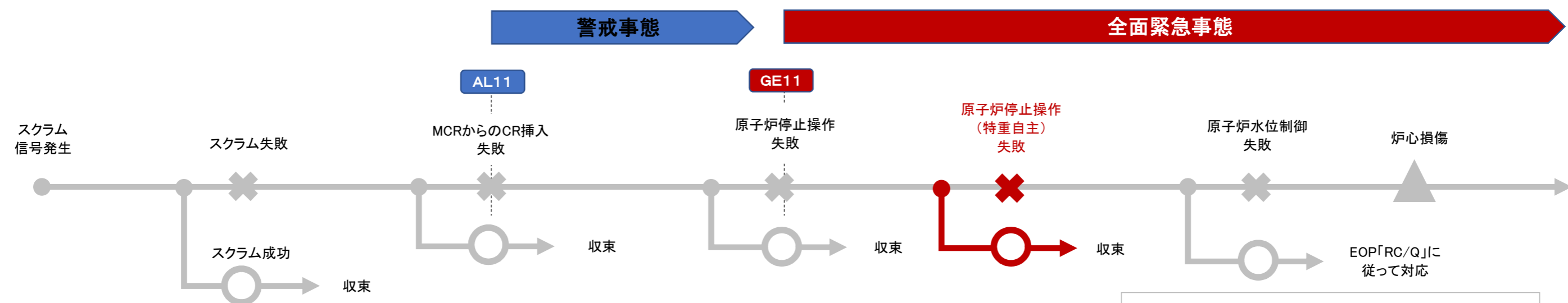
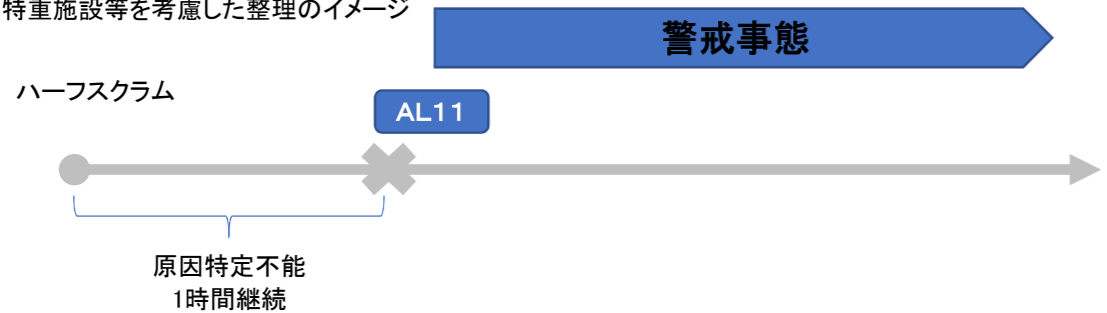
■: 網掛けした項目は、電離放射線障害防止規則第7条の2第2項の規定に基づき厚生労働大臣が定める事象(緊急時被ばく250mSvが適用される事象)を示す。

日本原子力発電・東海第二 特重施設等を考慮したEALの検討

EAL11 原子炉停止機能喪失

EAL判断基準への特重施設の追加可否:可

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

AL11は判断に即応性が求められるため、緊急時制御室への指示に要する時間のタイムロスがあり、考慮することは難しいが、GE11については、EALに考慮することが可能。
 特重事象(航空機衝突、テロ)を想定しない場合は、災害対策本部からの指示により緊急時制御室にて操作は可能である。AL11の判断は即応性が求められるため、緊急時制御室への指示から操作までの時間だけ判断が遅れることとなるが、GE11の判断には十分に時間的余裕があるため、緊急時制御室からの原子炉停止操作(特重自主)を含めることができる。

「パラメータ」として検討した場合
 緊急時制御室からの原子炉停止操作が成功した場合は、定格出力0.1%未満になるためGE11の判断条件は成立しないことから、機能ベースとして追加しなかったとしても結果的にパラメータベースでEALに該当しないこととなる。

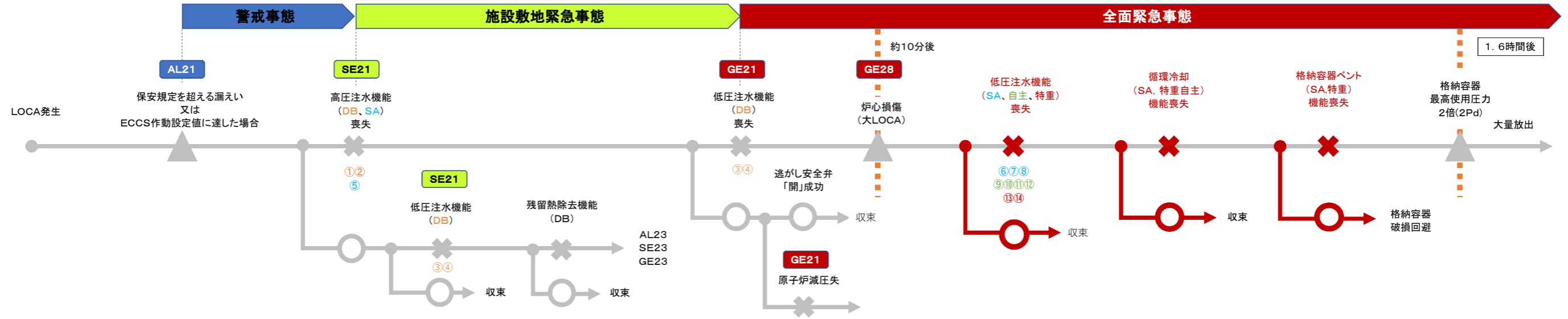
区分	設備	数	AL判断条件	GE判断条件
DB	自動スクラム	-	CR挿入不可(確認不可)	CR挿入不可(確認不可)
SA	ARI	-	CR挿入不可(確認不可)	
	SLC (RPT作動含む)	-	-	注水失敗(確認不可)
自主	手動スクラム	-	CR挿入不可(確認不可)	CR挿入不可(確認不可)
	制御棒挿入(スクラム個別スイッチ)		-	
	制御棒挿入(スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き)		-	
	制御棒挿入(手動操作)		-	
特重自主	制御棒挿入(スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気)	-	-	CR挿入不可(確認不可)
	[制御棒挿入(特重)機能]		-	

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

EAL21 (原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい))

EAL判断基準への特重施設の追加可否: 否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、LOCA時の炉心冷却機能として、EALに追加する特重設備は無い
- [特重設備]による炉心注水は、大LOCA時において、炉心損傷を防止する性能はない
- 漏えい量によっては、炉心損傷を回避することができる(可能性はある)
- 発災時のLOCAの規模に応じたEAL判断は現場の混乱に繋がることから、最も厳しい大LOCAシーケンスでEAL判断基準への追加を検討する

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	ECCS	HPCS	1	-	非常用炉心冷却装置等のうち高圧または低圧で注水するもののいずれかによる注水が直ちにできない	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
		RCIC	1	-		
		LPCS	1	-		
		RHR	3	-		
SA	高圧注水	HPAC	1	-	-	-
	低圧注水	低圧代替	2(2)	-		
		大型ポンプ(可搬型)	3	-		
		中型ポンプ(可搬型)	5	-		
循環冷却	代替循環冷却	2	-	-	-	
特重	低圧注水	[注水(特重)ポンプ]	[-]	-	-	-
	循環冷却	[注水(特重)ポンプ]	[-]	-	-	-
自主	高圧注水	SLC	2	-	-	-
	低圧注水	CRD	2	-	-	-
		CST	2	-	-	-
	D/D FP	1	-	-	-	-

主な炉心注水関係設備

【凡例】機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、×:追加不可)
 パラメータベース (×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

DB設備	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
①	高圧注水	HPCS	1台	1,440m ³ /h	257m	速やかに(中操操作)	●	SE21(高圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
		RCIC	1台	142m ³ /h	869m~186m	速やかに(中操操作)	●	SE21(高圧注水系の1つ)、GE21
		LPCS	1台	1,440m ³ /h	205m	速やかに(中操操作)	●	SE21(低圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
④	低圧注水	RHR	3台	1,690m ³ /h	85m	速やかに(中操操作)	●	SE21(低圧注水系の1つ)、GE21(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)

SA設備	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑤	高圧代替注水	HPAC	1台	136.7m ³ /h	900m	速やかに(中操操作)	●	SE21,GE21(RCICと同等の機能)
⑥	低圧代替注水(常設)	低圧代替	2台	200m ³ /h/台	200m	速やかに(中操操作)	×	なし(大LOCA時において、炉心損傷を防止できない)
		代替循環冷却	2台	250m ³ /h/台	120m	約90分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑧	低圧代替注水(可搬)	大型ポンプ(可搬型)	3台	1,320m ³ /h/台	140m	約140分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
		中型ポンプ(可搬型)	5台	210m ³ /h/台	100m	約140分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)

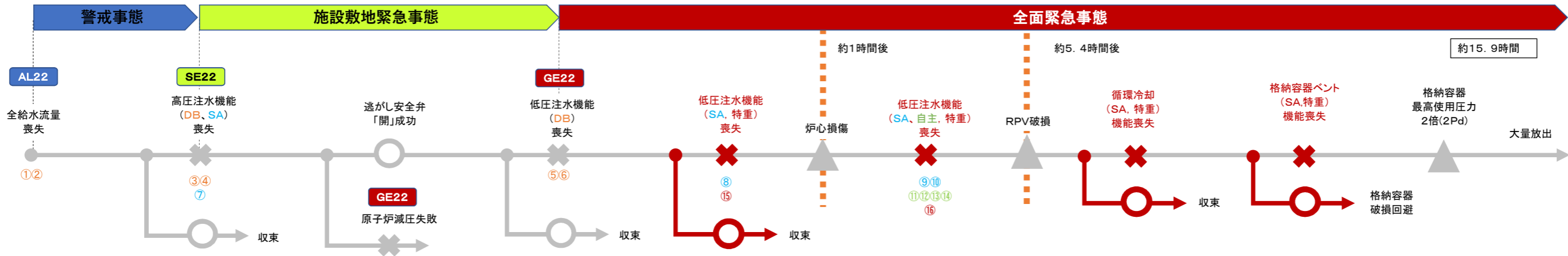
自主対策設備	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑨	ほう酸水注入系	SLC	2台	9.78m ³ /h	870m	約60分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑩	制御棒駆動水圧系	CRD	2台	-	-	速やかに(中操操作)	×	なし(性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑪	補給水系	CST	2台	145.4m ³ /h	85.4m	約110分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑫	消火系	D/D FP	1台	261m ³ /h	90m	約56分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)

特重設備	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑬	代替炉心注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	[即応性なし]	×	なし(大LOCA時において、炉心損傷を防止できない)
⑭	代替循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	[即応性なし]	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)

EAL22(原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否:可

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、給水機能喪失時の炉心冷却機能としてSA設備及び特重設備をEALに追加することが可能
- 低压代替注水(常設)により炉心損傷防止が可能であることを、有効性評価において示している
- [特重設備]による炉心注水により炉心損傷防止が可能であることを、効果の評価において示している

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	原子炉給水ポンプ T/D RFP	2	原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失すること	-	-
	M/D RFP	2		-	-
	HPCS	1		非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高压で注水するものによる注水が直ちにできないこと	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
	RCIC	1		-	
	LPCS	1		-	
RHR	3	-			
SA	高压注水 HPAC	1	-	非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高压で注水するものによる注水が直ちにできないこと	-
	低压注水 低压代替	2(2)	-	-	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
	代替循環冷却	2	-	-	-
	大型ポンプ(可搬型)	3	-	-	-
特重	中型ポンプ(可搬型)	5	-	-	-
	低压注水 [(特重)ポンプ]	(-)	-	-	全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできない
自主	循环冷却 [(特重)ポンプ]	(-)	-	-	-
	高压注水 SLC	2	-	-	-
	CRD	2	-	-	-
	低压注水 CST	2	-	-	-
	D/D FP	1	-	-	-

主な炉心注水関係設備

【凡例】機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、×:追加不可) パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

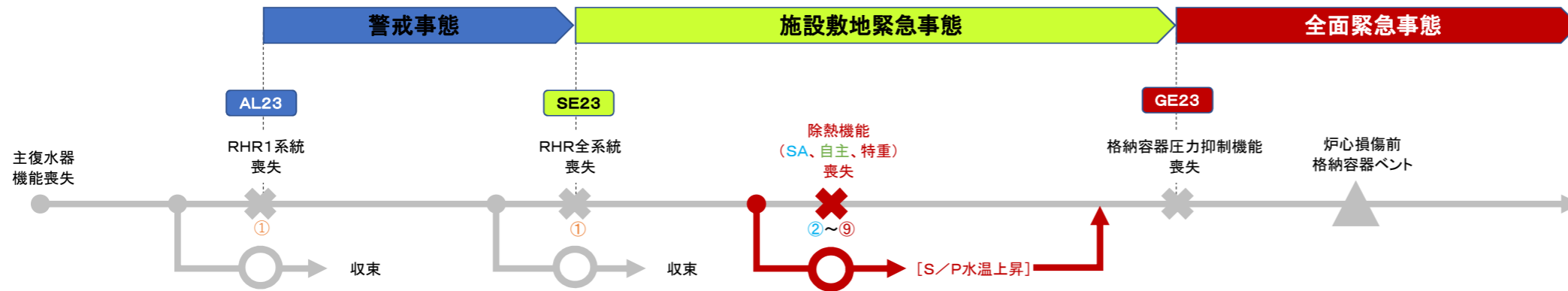
系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
		台数	容量	揚程			
【DB設備】							
① ② 原子炉給水ポンプ	T/D RFP	2台			常時運転 自動	●	AL22(給水機能の1つ)
	M/D RFP	2台				●	AL22(給水機能の1つ)
③ ④ 高压注水	HPCS	1台	1,440m ³ /h	257m	速やかに(中操操作)	●	SE22(高压注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
	RCIC	1台	142m ³ /h	869m~186m		●	SE22(高压注水系の1つ)、GE22
⑤ ⑥ 低压注水	LPCS	1台	1,440m ³ /h	205m	速やかに(中操操作)	●	SE22(低压注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
	RHR	3台	1,690m ³ /h	85m		●	SE22(低压注水系の1つ)、GE22(全ての非常用炉心冷却装置の1つ)
【SA設備】							
⑦ 高压代替注水	HPAC	1台	136.7m ³ /h	900m	速やかに(中操操作)	●	SE22,GE22(RCICと同等の機能)
⑧ ⑨ ⑩ 低压代替注水(常設) 循環冷却 低压代替注水(可搬)	低压代替 代替循環冷却 大型ポンプ(可搬型) 中型ポンプ(可搬型)	2台 2台 3台 5台	200m ³ /h/台 250m ³ /h/台 1,320m ³ /h/台 210m ³ /h/台	200m 120m 140m 100m	速やかに(中操操作) 約90分 約140分 約140分	○	SE22,GE22(TQUVシナリオにおいて炉心損傷防止が可能であることを示している)
【自主対策設備】							
⑪ ほう酸水注入系	SLC	2台	9.78m ³ /h	870m	約60分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑫ 制御棒駆動水圧系	CRD	2台			速やかに(中操操作)	×	なし(性能面でもECCSと同等でない)
⑬ 補給水系	CST	2台	145.4m ³ /h	85.4m	約110分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
⑭ 消火系	D/D FP	1台	261m ³ /h	90m	約56分	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)
【特重設備】							
⑮ 代替炉心注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	(-)	(-)	(-)	[即応性あり]	○	SE22,GE22(「効果の評価」において炉心損傷防止が可能であることを示している)
⑯ 代替循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	(-)	(-)	(-)	[即応性なし]	×	なし(即応性がなく、性能面でもECCS, RCICと同等でない)

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

EAL23(原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否: 否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、残留熱除去機能として、EALに追加する特重設備は無い
- [特重設備]による代替格納容器スプレイは、S/P水平平均水温100℃を下回ることができない
- [特重設備]による循環冷却は、S/P水平平均水温100℃を下回ることができない
- 外部水源による格納容器スプレイは、S/C水位制限により継続することができないため格納容器最高使用圧力を下回ることができない

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件	
DB	ECCS RHR	2	当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること	残留熱除去系装置等により当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないこと	残留熱除去系装置等によって当該原子炉から残留熱を直ちに除去できないときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること	
SA	スプレイ	低圧代替	2(2)	-	-	-
		大型ポンプ(可搬型)	3	-	-	-
		中型ポンプ(可搬型)	5	-	-	-
特重	循環冷却	代替循環冷却	2	-	-	-
		スプレイ	[(特重)ポンプ]	[-]	-	-
自主	スプレイ	CST	2	-	-	-
		D/D FP	1	-	-	-
		気体冷却	DWC	5	-	-

主な格納容器冷却関係設備

【凡例】機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、×:追加不可)
 パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
① 残留熱除去系	RHR	2台	1,690m ³ /h	85m	速やかに(中操操作)	● AL23、SE23(残留熱除去系)

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
② 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	低圧代替	2台	200m ³ /h/台	200m	速やかに(中操操作)	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができなくRHRと同等でない)
③ 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬)	大型ポンプ(可搬型)	3台	1,320m ³ /h/台	140m	約140分	×(×) サプレッション・プール水温で判断されるため、設備の運転結果がGE23
	中型ポンプ(可搬型)	5台	210m ³ /h/台	100m	約140分	×(×) のEAL判断に影響する
④ 代替循環冷却系	代替循環冷却	2台	250m ³ /h/台	120m	約90分	×(×)

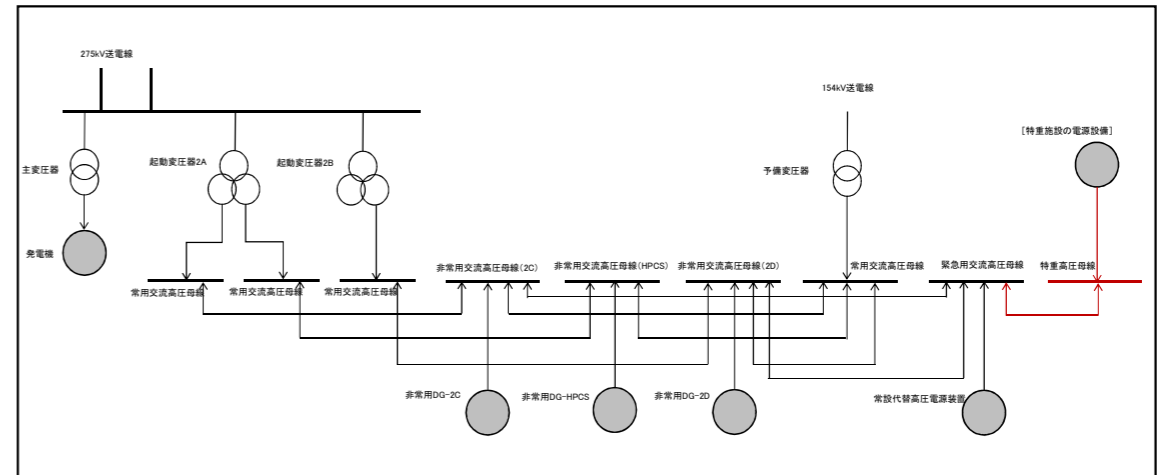
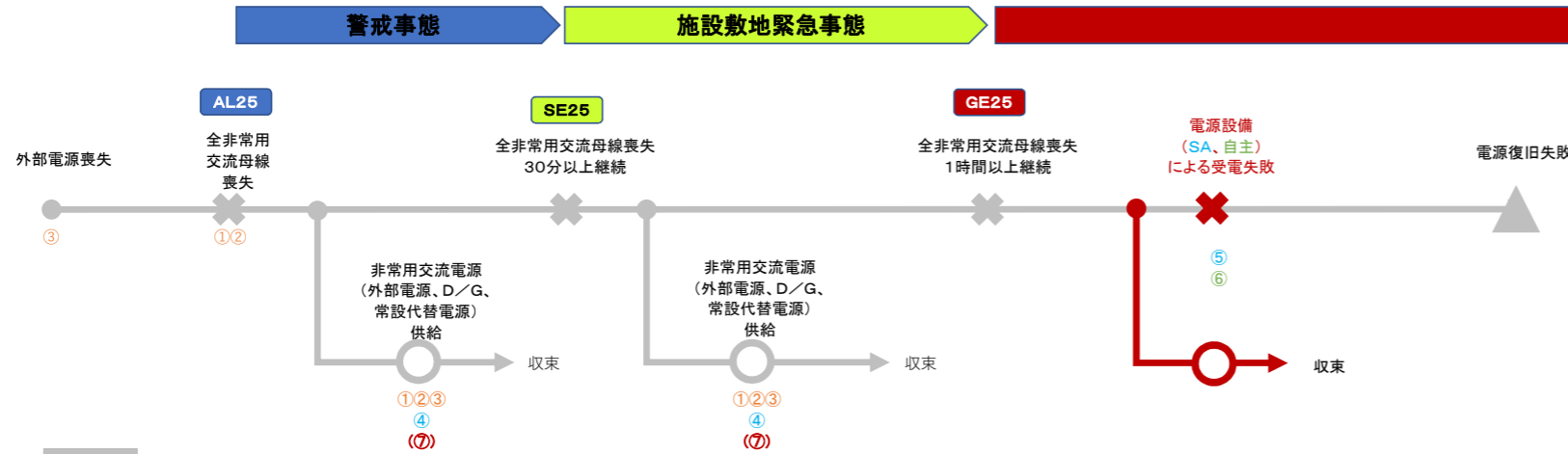
系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
⑤ 補給水系スプレイ	CST	2台	145.4m ³ /h	85.4m	約111分	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができなくRHRと同等でない)
⑥ 消火系スプレイ	D/D FP	1台	261m ³ /h	90m	約58分	×(×) サプレッション・プール水温で判断されるため、設備の運転結果がGE23
⑦ ドライウェル冷却系	DWC	5台	-	-	約10分	×(×) のEAL判断に影響する

系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討
		台数	容量	揚程		
⑧ 代替格納容器スプレイ	[格納容器スプレイ(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	[即応性あり]	×(×) なし(圧力抑制機能喪失を回避することができなくRHRと同等でない)
⑨ 代替循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	[-]	[-]	[-]	[即応性なし]	×(×) サプレッション・プール水温で判断されるため、設備の運転結果がGE23

EAL25(電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否:可(条件付き)

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

【特重施設】

・特定重大事故等対処施設の電源設備から非常用交流母線への給電は可能な設計となっているが、特重設備のみで炉心損傷を回避することができることから優先する操作とはならない
 ・全非常用交流母線喪失の条件に高圧母線(特重)を含める(高圧母線(特重)の電圧が確立していれば、当該プラントを全非常用交流母線喪失とみなさないことが可能

【SA設備】

・現状のEALにおいても、既にEAL判断条件として原子炉の冷却等に必要電源を確保でき、即応性を有するSA設備を考慮した判断となっている(常設代替高圧電源装置)
 【自主対策設備】
 ・即応性の観点から新たに追加する自主対策設備はない

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	外部電源	起動変圧器、予備変圧器	-	外部電源喪失が3時間以上継続	-
	非常用交流母線	非常用交流高圧母線2C、2D	-	全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止	非常用交流母線の30分以上喪失
	D/G	非常用D/G(2C、2D) 非常用D/G(HPCS)	2 1	非常用交流母線が一となった場合において供給する電源が一となる状態が15分以上継続	-
SA	非常用交流母線	緊急用M/C	-	全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止	非常用交流母線の30分以上喪失
	代替電源	常設代替高圧電源装置	6	非常用交流母線が一となった場合において供給する電源が一となる状態が15分以上継続	-
	低圧電源車	5	-	-	-
特重	交流母線	「特重高圧母線」	[-]	全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止 非常用交流母線が一となった場合において供給する電源が一となる状態が15分以上継続	非常用交流母線の30分以上喪失 非常用交流母線の1時間以上喪失
	代替電源	[特重設備発電機]	[-]	-	-
自主	代替電源	緊急時対策建屋ガスタービン発電機	2	-	-

主な電源関係設備

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、×:追加不可)
 パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

【DB設備】

系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
		台数	容量			
①	交流電源	非常用D/G(2C、2D)	2台	5500kW	自動	●
②	交流電源	非常用D/G(HPCS)	1台	3050kW	自動	●
③	外部電源	起動変圧器、予備変圧器	1	-	常時	●

【SA設備】

系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
		台数	容量			
④	代替電源	常設代替高圧電源装置	6台	1540kW/台	速やかに(中操操作)	●
⑤		低圧電源車	5台	500kVA/台	約180分	×

【自主対策設備】

系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
		台数	容量			
⑥	代替電源	緊急時対策建屋ガスタービン発電機	-	-	約160分	×

【特重設備】

系統名	設備名	主な仕様		準備時間	EAL反映検討	
		台数	容量			
⑦	代替電源	[特重設備発電機]	[-]	[-]	[即応性あり]	○

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

特重設備からの非常用交流母線への電源供給について

SBOが発生し、RCIC(HPAC)による原子炉注水が不可の場合は、特重からの原子炉注水を優先するため、1時間以内に非常用交流母線への電源供給を行うことは考え難い。また、容量の関係で特重設備を使用しつつ非常用交流母線に供給できるか不明。

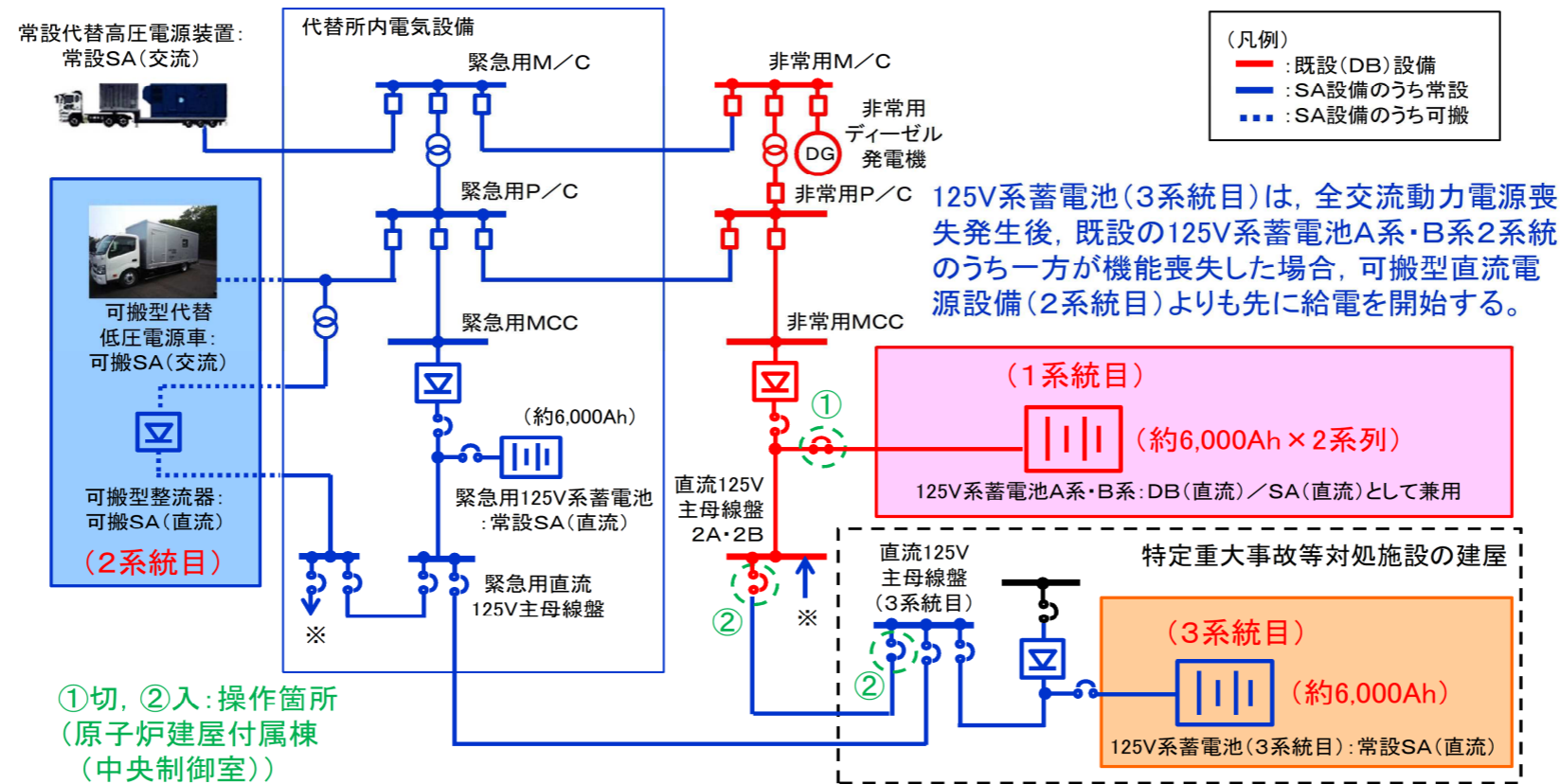
RCIC(HPAC)による原子炉注水が成功した場合でも、特重設備により格納容器冷却を行うことから、非常用交流母線回復を優先することは考え難い。

以上により、特重の交流母線を非常用交流母線に追加する方が現実的と考える。

なお、PWRの特重EALの変更との整合性の観点から、PWRと同じEALの見直しを行うことは考えられる。

EAL27(電源供給機能の異常(その1:直流電源喪失))

EAL判断基準への特重施設の追加可否: 否(ただし, SAとして可)



区分		設備	数	SE判断条件	GE判断条件
DB	非常用直流母線	直流125V主母線盤	-	非常用直流母線が1系統となり, 供給電源が1つとなった状態が5分間以上継続	全ての非常用直流母線が使用不能となった状態が5分間以上継続
	直流電源	充電器, 予備充電器 蓄電池(A, B)	3 2		
SA	直流母線	緊急用直流125V主母線盤	-	-	-
	直流電源	緊急用蓄電池	1	-	-
		蓄電池(3系統目) 可搬型直流電源設備(電源車)	1 5	非常用直流母線が1系統となり, 供給電源が1つとなった状態が5分間以上継続	全ての非常用直流母線が使用不能となった状態が5分間以上継続 全ての非常用直流母線が使用不能となった状態が5分間以上継続
自主	-	該当なし	-	-	-
特重	-	該当なし	-	-	-

【凡例】 機能ベース (●:現状のEALで追加済み, ○:追加可能, ×:追加不可)
 パラメータベース ((×):設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

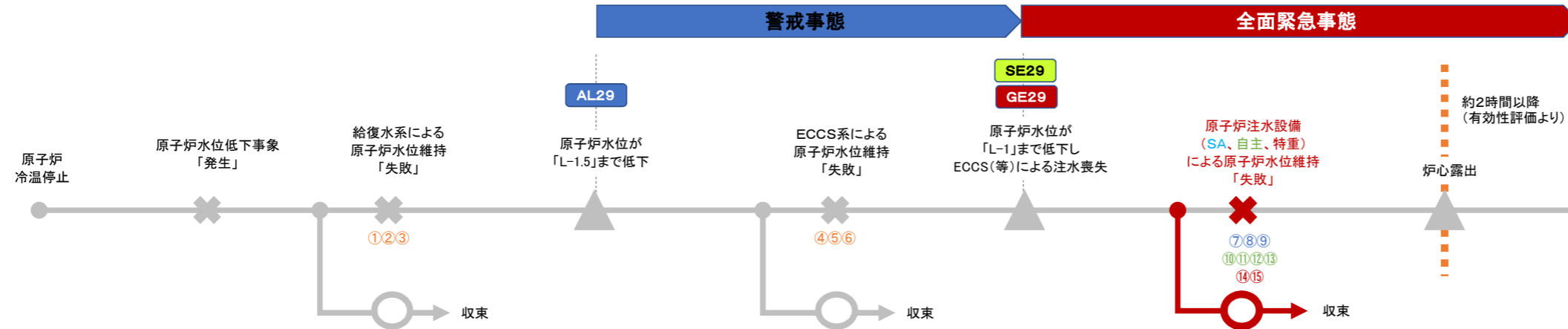
設備	設備容量	EAL反映検討	
充電器, 予備充電器	-	●	現状EALで追加済み
蓄電池(A, B)	約6000Ah	●	現状EALで追加済み
緊急用蓄電池	約6000Ah	×	(非常用直流母線の対象に「緊急用直流125V主母線盤」を追加する場合、EALに追加可能)
可搬型直流電源設備	-	○●	SE27(EALに追加可能)、GE27(現状EALで追加済み)
蓄電池(3系統目)	約6000Ah	○	EALに追加可能

【凡例】 : EALへの反映可と評価した設備

EAL29(停止中の原子炉冷却機能の喪失)

EAL判断基準への特重施設の追加可否:否

■特重施設等を考慮した整理のイメージ



検討結果

- 以下の検討を踏まえ、停止中の原子炉冷却機能として、EALに追加する特重設備は無い
- [特重設備]による停止中の炉心注水は、原子炉水位L-1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
- [特重設備]による注水量は崩壊熱相当を超えているため、原子炉水位を回復することは可能

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	原子炉給水ポンプ	M/D RFP 2	-	-	-
	復水ポンプ	HPCP 3	-	-	-
		LPCP 3	-	-	-
	ECCS	HPCS 1	-	原子炉水位が「L-1」まで低下した場合において、全てのECCSによる注水ができないこと	原子炉水位が「L-1」まで低下した場合において、全てのECCS等による注水ができないこと
		LPCS 1	-		
RHR 3		-			
SA	低圧注水	低圧代替 2(2)	-	-	-
		代替循環冷却 2	-	-	-
		大型ポンプ(可搬型) 3	-	-	-
		中型ポンプ(可搬型) 5	-	-	-
特重	低圧注水	[(特重)ポンプ] 2	-	-	-
		[(特重)ポンプ] 2	-	-	-
自主	高圧注水	SLC 2	-	-	-
		CRD 2	-	-	-
	低圧注水	CST 2	-	-	-
		D/D FP 1	-	-	-

主な炉心注水関係設備

【凡例】機能ベース (●:現状のEALで追加済み、○:追加可能、×:追加不可)
 パラメータベース (×:設備の動作状況によりEAL判断を遅延又は防止)

【DB設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
①	原子炉給水ポンプ	M/D RFP	2台			-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
②	復水ポンプ	HPCP	3台			-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
③		LPCP	3台			-	×	AL29発生前に機能喪失している設備であるため
④	高圧注水	HPCS	1台	1.440m ³ /h	257m	速やかに(中操操作)	●	SE29(非常用炉心冷却装置の1つ)、GE29(非常用炉心冷却装置の1つ)
⑤	低圧注水	LPCS	1台	1.440m ³ /h	205m	速やかに(中操操作)	●	SE29(非常用炉心冷却装置の1つ)、GE29(非常用炉心冷却装置の1つ)
⑥		RHR	3台	1.690m ³ /h	85m	速やかに(中操操作)	●	SE29(非常用炉心冷却装置の1つ)、GE29(非常用炉心冷却装置の1つ)

【SA設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑦	低圧代替注水(常設)	低圧代替	2台	200m ³ /h/台	200m	速やかに(中操操作)	×	原子炉水位L-1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑧		代替循環冷却	2台	250m ³ /h/台	120m	約90分	×	
⑨	低圧代替注水(可搬)	大型ポンプ(可搬型)	3台	1.320m ³ /h/台	140m	約140分	×	
		中型ポンプ(可搬型)	5台	210m ³ /h/台	100m	約140分	×	

【自主対策設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑩	ほう酸水注入系	SLC	2台	9.78m ³ /h	870m	約60分	×	原子炉水位L-1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑪	制御棒駆動水圧系	CRD	2台			速やかに(中操操作)	×	
⑫	補給水系	CST	2台	145.4m ³ /h	85.4m	約110分	×	
⑬	消火系	D/D FP	1台	261m ³ /h	90m	約56分	×	

【特重設備】

No.	系統名	設備名	主な仕様			準備時間	EAL反映検討	
			台数	容量	揚程			
⑭	代替炉心注水	[炉心注水(特重)のためのポンプ]	(-)	(-)	(-)	[即応性あり]	×	原子炉水位L-1到達から操作して炉心露出を回避できるとは言えない
⑮	代替循環冷却	[循環冷却(特重)のためのポンプ]	(-)	(-)	(-)	[即応性なし]	×	