

緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表1 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断するEAL」

略称		原子力災害対策指針	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(1)	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。	(解説) 当該状態においては、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。 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。	(1)「運転中」とは原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」をいう。 (2)「原子炉保護系の1チャンネルからスクラム信号が発信され」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。 (5)以下の場合に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またはLCO逸脱を宣言し原子炉停止操作を開始した場合
(2)	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。	(解説) 非常用炉心冷却装置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。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (2)「保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材漏えいが起こること」とは、保安規定の(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(0.23m <sup>3</sup> /h)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)	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。	(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。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (2)「全ての給水機能」は、常用の給水機能が対象であり、RCICの起動は含まない。 (3)「給水機能の喪失」とは、常用の給水系が使用できない場合をいう。 (4)送電線事故等により、原子炉がスクラムし、全ての常用の給水機能が喪失した場合も対象となる。
(4)	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。	(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するとは、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。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (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、以下の何れかの状態をいう。 ①復水器内圧力が77.6kPa abs(582mmHg abs)まで低下 ②同一ラインの主蒸気隔離弁2基を「開」にすることが不能、かつ主蒸気ドレン弁2基を「開」にすることが不能 (3)「残留熱を除去する場合の一部の機能喪失」とは、利用できる残留熱除去系が何れか1系統のみになる場合をいう。
(5)	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1系統のみとなった場合で当該母線への電気の供給が1つの電源のみとなり、その状態が15分以上継続すること、又は外部電源喪失が3時間以上継続すること。	(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になることから、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、交流電源の喪失につながる可能性があることから、これについても警戒事態の判断基準とする。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「全ての非常用交流母線からの電気の供給が1系統のみとなった場合で当該母線への電気の供給が1つの電源のみ」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、非常用のディーゼル発電機(新規基準に適合した場合は、さらに恒設電源設備)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。 (3)「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。 (4)所内単独運転になった場合、発電している号機は上記(3)のように外部電源がない状態となるため、3時間経過すると警戒事態となる。
(6)	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水位低設定値まで低下すること。	(解説) 原子炉停止中に原子炉水位が低下した場合には通常直ちに原子炉への注水操作が実施され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。	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」または「燃料交換」における照射済み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、L-2(ABWRはL-1.5)の水位相当をいう。
(7)	燃料プールに関する異常	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。	(解説) 通常直ちに貯蔵槽への注水操作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。	「水位が一定の水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵槽の水位がオーバーフロー付近であることを満足できず、かつ、速やかに保安規定で定められた措置を完了できない場合をいう。

緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表1 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断するEAL」

略称		原子力災害対策指針	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(8)	原子炉制御室等に関する異常	原子炉制御室その他の箇所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。	(解説) 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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室その他の箇所」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。 (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。
(9)	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。	(解説) 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以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。	(1)すべ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、原子力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種類のみになる場合を言う。
(10)	火災又は溢水の発生	重要区域において、火災又は溢水が発生し、防災業務計画等命令第2条第2項第8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。	(解説) 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。 なお、重要区域及び安全機器等の範囲については、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省令(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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「重要区域」「安全上重要な構築物、系統又は機器」とは、原子力事業者防災業務計画に定めるものをいい、添付表に示す。 (3)「安全機器等の機能に支障が生じるおそれがある」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)。
(11)	障壁の喪失	燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失するおそれがあること、又は、燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。	(解説)以下の4つのケースが考えられる。 1)燃料被覆管障壁の喪失するおそれ 2)原子炉冷却系障壁の喪失するおそれ 3)燃料被覆管障壁の喪失 4)原子炉冷却系障壁の喪失 なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01Methodology for Development ofEmergency Action Levels”を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」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、添付表で判断する。
(12)	地震	当該原子炉施設等立地道府県において、震度6弱以上の地震が発生した場合。	原子力規制委員会委員長又は委員長代行が警戒本部の設置が必要か否か判断する。	—
(13)	津波	当該原子炉施設等立地道府県において、大津波警報が発令された場合。	原子力規制委員会委員長又は委員長代行が警戒本部の設置が必要か否か判断する。	—
(14)	外部事象	当該原子炉施設において新規制基準で定める設計基準を超える外部事象が発生した場合(竜巻、洪水、台風、火山)	原子力規制委員会委員長又は委員長代行が警戒本部の設置が必要か否か判断する。	新規制基準による審査が終了したプラントが対象になる。

## 緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表2 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(1)	原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(1) 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。	(解説) 上記の場合にも非常用炉心冷却装置が作動して原子炉は冷却されるが、原子炉冷却材漏えいに伴う原子炉冷却能力の低下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。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (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、原子炉冷却材の漏えいと判断した場合も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信号が作動した状態をいう。
(2)	原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失)	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(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した場合において、全ての非常用の炉心冷却装置(当該原子炉へ高圧で注水する系に限る。)による注水ができないこと。	(解説) 上記の場合にも蒸気逃がし弁等により原子炉を減圧して非常用低圧注水系(低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系)によって原子炉は冷却されるが、全ての給水機能喪失及び非常用炉心冷却装置の一部及び原子炉隔離時冷却系の不作動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。 原子炉への全ての給水機能が喪失とは、常用の給復水系が使用できない場合をいい、非常用の炉心冷却装置(原子炉へ高圧で注水する系に限る。)とは、非常用高圧注水系(高圧炉心注水系、高圧炉心スプレイ系又は高圧注水系)及び原子炉隔離時冷却系をいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (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)	原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(3) 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全ての機能が喪失すること。	(解説) 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とは、真空度の一定以上の低下あるいは同一ラインの主蒸気隔離弁2基を「開」にすることが不能等をいう。 当該原子炉から残留熱を除去する機能の喪失とは、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ることをいう。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (2)「主復水器による熱を除去する機能が喪失」とは、以下の何れかの状態をいう。 ①復水器内圧力が77.6kPa abs(582mmHg abs)まで低下 ②同一ラインの主蒸気隔離弁2基を「開」にすることが不能、かつ主蒸気ドレン弁2基を「開」にすることが不能 (3)「残留熱を除去する機能の喪失」とは、残留熱除去系の以下のモードが全て使用不能になる場合を言う。 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蒸気凝縮モード(設備があるプラントのみ) ④格納容器スプレイモード
(4)	電源供給機能の異常(その1: 交流電源喪失)	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(4) 全ての交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が三十分以上(原子炉及びその附属施設(以下「原子炉施設」という。))に設ける電源設備が実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第五号)第五十七条第一項及び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(平成二十五年原子力規制委員会規則第六号)第七十二条第一項の基準に適合しない場合には、五分以上)継続すること。	(解説) 上記の場合、原子炉隔離時冷却系など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。 全ての常用及び非常用の交流母線からの電気の供給が停止とは、外部電源が喪失し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機(常設代替電源設備を含む。)からの受電に失敗することをいう。 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)において求められる常設の非常用発電機が30分以内に接続され、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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「全ての交流母線からの電気の供給が停止」とは、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、恒設電源設備(新規制基準に適合した恒設の非常用発電機に限る)からも供給されないこと等により、全ての所内高圧系の母線が使用不能になることをいう。
(5)	電源供給機能の異常(その2: 直流電源喪失)	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(5) 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五分以上継続すること。	(解説) 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、非常用直流母線からの電気の供給が停止するという深刻な状態になることから、施設敷地緊急事態の判断基準とする。	【BWR-5】 (1)すべ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。  【ABWR】 (1)すべ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。

## 緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表2 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(6)	停止中の原子炉に関する異常	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(6) 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系に限る。)が作動する水位まで低下すること。	(解説) 原子炉停止中に原子炉水位が低下した場合には通常直ちに原子炉への注水操作が実施され水位の回復が図られるが、当該原子炉容器内の水位が異常低設定値(低圧注水系の作動する水位)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ることから、施設敷地緊急事態の判断基準とする。	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」または「燃料交換」における照射済み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系に限る。)」が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。
(7)	燃料プールに関する異常	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(7) 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。	(解説) 通常直ちに貯蔵槽への注水操作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、このような状態が疑われる状況において、当該貯蔵槽の水位を測定できない状況にあることは、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該当する事象とする。	(1)「水位を維持できていない」とは、漏えいまたは蒸発などにより使用済燃料貯蔵槽の水位低下が「水位低警報」水位を超えて更に継続し、恒設設備による貯蔵槽への水補給を行っても水位低下傾向が止まらない状態をいう。 (2)「水位を測定できない」とは、直接的または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。
(8)	原子炉制御室等に関する異常	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(8) 原子炉制御室の環境が悪化し、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。	(解説) 火災等により原子炉制御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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室の環境が悪化」とは、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槽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及びその付属施設の状態を表示する装置若しくは原子炉及びその附属施設(以下「原子炉施設」という。)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系統のみとなった状態をいう。(ただしBWR5においてはHPCS系の区分を除く)
(9)	事業所内通信設備又は外部への通信設備	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(9) 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。	(解説) 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ことから施設敷地緊急事態の判断基準とする。 なお、事業所内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。	(1)すべ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言う。
(10)	火災又は溢水の発生	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(10) 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。	(解説) 上記の場合、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、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省令(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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「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。 (3)「安全機器等」とは、原子力事業者防災業務計画に定めるものをいい、別表1の添付表に示す。
(11)	原子炉格納容器機能の異常	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(11) 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。	(解説) 上記の様な状態が一定時間継続する場合は、その事態の重要性に鑑み施設敷地緊急事態の判断基準とする。 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。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」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、LOCAが発生し、格納容器内圧力がD.W圧力高設定点(13.7kPa)以上又は原子炉の停止が必要となる格納容器内温度(D.W温度90℃(BWR-5)、103℃(ABWR))に達する状態をいう。 (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。

緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表2 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(12)	原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(12) 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。	(解説) 原子炉格納容器の圧力を降下させることにより、炉心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状況の重大性に鑑み施設敷地緊急事態の判断基準とする。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」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)を指す。
(13)	障壁の喪失	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ(13) 燃料被覆管の障壁が喪失した場合において原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、又は燃料被覆管の障壁若しくは原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがある場合において原子炉格納容器の障壁が喪失すること。	(解説)以下の4つのケースが考えられる。 1)燃料被覆管障壁が喪失 + 原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ 2)燃料被覆管障壁が喪失するおそれ + 原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ 3)燃料被覆管障壁が喪失するおそれ + 格納容器障壁が喪失 4)原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ + 格納容器障壁が喪失 なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01Methodology for Development of Emergency ActionLevels”を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」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1の添付表で判断する。
(14)	放射線量等の検出	原子力災害対策指針 表2「各緊急事態を判断するEALの枠組みについて」 原子力事業所の区域の境界付近等において原災法第10条に基づく通報の判断基準として政令等で定める基準以上の放射線量又は放射性物質が検出された場合(事業所外運搬に係る場合を除く。)	—	具体的事象については(14)-1～3の通り。
(14)-1	敷地境界放射線量上昇	政令第4条第4項第1号 第一項に規定する基準以上の放射線量が第二項又は前項の定めによるところにより検出されたこと。	—	(1)放射線測定設備について、単位時間(2分以内のものに限る。)ごとのガンマ線の放射線量を測定し1時間あたりの数値に換算して得た数値が5 $\mu$ Sv/h以上の放射線量を検出すること。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、当該数値は検出されなかったこととする。 (a)排気筒および指定エリアモニタに示す測定設備により検出された数値に異常が認められないものとして、原子力規制委員会に報告した場合 (b)当該数値が落雷の時に検出された場合 (2)放射線測定設備のすべてについて5 $\mu$ Sv/hを下回っている場合において、当該放射線測定設備の数値が1 $\mu$ Sv/h以上であるときは、当該放射線測定設備における放射線量と原子炉の運転等のための施設の周辺において、中性子線が検出されないことが明らかになるまでの間、中性子線測定用可搬式測定器により測定した中性子の放射線量とを合計して得た数値が、5 $\mu$ Sv/h以上のものとなっているときは通報対象となる。 「ガンマ線の放射線量を測定」とは、吸収線量(Gy/h)によって検出する場合にあつては一を乗じて得た数値を放射線量(Sv/h)とする。(通報すべき事象等に関する省令第8条第3号イ)

## 緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表2 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化（事業者解釈）																																																																
(14)–2	放射性物質通常経路放出	政令第4条第4項第2号 当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排気筒、排水口その他これらに類する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が第一項に規定する放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。	—	「5 μ Sv/hの放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと」とは、具体的に次に掲げる方法によるものとする。 a. 排気（排気筒モニタ） ・設置許可申請書添付9記載の希ガス漏えい率と実効エネルギーにおける30分減衰値欄の核種組成を通報基準時の組成と仮定する。 ・排気筒からの放出を仮定した核種についての組成割合に応じて放出したと仮定し、その放出率を通報すべき事象等に関する省令別表(1)で定めるところの係数で除した値を敷地境界での濃度とする。この核種毎の濃度を実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（以下、「告示」という。）別表第2第5欄の濃度限度に対する濃度比を求め、その濃度比の分数和が1を超える値となるような放出率を検出することとする。 ・求めた放出率に対し、排気筒モニタの換算係数を乗じた後、バックグラウンドを加算する。 ・具体的な通報基準の値は次の表のとおり。 <table><tr><td>福島第一原子力発電所</td><td>1,2MS</td><td>3,4MS</td><td>5,6MS</td><td>2TS</td><td>3TS</td><td>4TS</td><td>集中 RW</td><td>共用 P</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>1,160</td><td>1,060</td><td>380</td><td>1,060</td><td>840</td><td>1,410</td><td>1,300</td><td>380</td></tr></table> <table><tr><td>福島第二原子力発電所</td><td>1u</td><td>2u</td><td>3u</td><td>4u</td><td colspan="4">集中 RW</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>230</td><td>680</td><td>930</td><td>780</td><td colspan="4">290</td></tr></table> <table><tr><td>柏崎刈羽原子力発電所</td><td>1u</td><td>2u</td><td>3u</td><td>4u</td><td>5u</td><td>6u</td><td>7u</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>4,000</td><td>4,000</td><td>4,800</td><td>5,100</td><td>4,000</td><td>1,000</td><td>1,200</td></tr></table> b. 排水（放水口モニタ又は海水モニタ） ・設置許可申請書添付9記載の液体廃棄物中の放射性物質による被ばく線量の計算におけるトリチウムを除く放射性物質の核種組成を通報基準時の組成と仮定する。但し、 <sup>89</sup> Sr、 <sup>90</sup> Srは純β核種であることから算出にあたっては除外する。 ・液体廃棄物についてはその防災通報基準を濃度限度の50倍の値と規定している。従って、想定核種それぞれについて濃度限度の50倍の通報基準濃度を求め、その組成割合を乗じた値を防災通報基準濃度として計算する。 ・放水口モニタの換算係数が、核種毎に設定されておらず、Cs-137換算値しかない場合には、エネルギーとγ線放出率を用いて規格化してcps換算することとする。 ・具体的な通報基準の値は次の表のとおり。 <table><tr><td></td><td>福島第一原子力発電所 1u～6u</td><td>福島第二原子力発電所 1u～4u</td><td>柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u</td></tr><tr><td>放水口モニタ基準(cps)</td><td>17,000</td><td>13,000</td><td></td></tr><tr><td>海水モニタ基準(cpm)</td><td></td><td></td><td>2.7×10<sup>6</sup></td></tr></table>	福島第一原子力発電所	1,2MS	3,4MS	5,6MS	2TS	3TS	4TS	集中 RW	共用 P	排気筒モニタ基準(cps)	1,160	1,060	380	1,060	840	1,410	1,300	380	福島第二原子力発電所	1u	2u	3u	4u	集中 RW				排気筒モニタ基準(cps)	230	680	930	780	290				柏崎刈羽原子力発電所	1u	2u	3u	4u	5u	6u	7u	排気筒モニタ基準(cps)	4,000	4,000	4,800	5,100	4,000	1,000	1,200		福島第一原子力発電所 1u～6u	福島第二原子力発電所 1u～4u	柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u	放水口モニタ基準(cps)	17,000	13,000		海水モニタ基準(cpm)			2.7×10 <sup>6</sup>
福島第一原子力発電所	1,2MS	3,4MS	5,6MS	2TS	3TS	4TS	集中 RW	共用 P																																																												
排気筒モニタ基準(cps)	1,160	1,060	380	1,060	840	1,410	1,300	380																																																												
福島第二原子力発電所	1u	2u	3u	4u	集中 RW																																																															
排気筒モニタ基準(cps)	230	680	930	780	290																																																															
柏崎刈羽原子力発電所	1u	2u	3u	4u	5u	6u	7u																																																													
排気筒モニタ基準(cps)	4,000	4,000	4,800	5,100	4,000	1,000	1,200																																																													
	福島第一原子力発電所 1u～6u	福島第二原子力発電所 1u～4u	柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u																																																																	
放水口モニタ基準(cps)	17,000	13,000																																																																		
海水モニタ基準(cpm)			2.7×10 <sup>6</sup>																																																																	
(14)–3	火災爆発等による放射性物質放出	政令第4条第4項第3号 当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域（その内部において業務に従事する者の被ばく放射線量の管理を行うべき区域として原子力規制委員会規則で定める区域をいう。）外の場所（前号に規定する場所を除く。）において、次に掲げる放射線量又は放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。 イ 50 μ Sv/h以上の放射線量 ロ 当該場所におけるその放射能水準が5 μ Sv/hの放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質	—	—																																																																
(15)	外的な事象による原子力施設への影響	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（14）その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあること等放射性物質又は放射線が原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び防護措置の一部の実施を開始する必要がある事象が発生すること。	（解説） 放射性物質又は放射線が異常な水準ではないものの、原子力事業所外へ放出され、又は放出するおそれがあり、原子炉施設周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び施設敷地緊急事態要避難者の避難を開始する必要があることから施設敷地緊急事態の判断基準とする。	(1)「その他原子炉施設以外に起因する事象」とは、破壊妨害行為等、プラントの安全を維持する機能に不具合を引き起こすような事象をいう。 (2)「原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあること等放射性物質又は放射線が原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び防護措置の一部の実施を開始する必要がある事象」とは、原子力施設に影響を及ぼすおそれにより放射線又は放射性物質が放出されうる状況であると原子力防災管理者が判断した事象をいう。																																																																

緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表2 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(16)	原子炉外臨界蓋然性	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第2号 原子炉の運転等のための施設の内部(原子炉の内部を除く。)において、核燃料物質の形状による管理、質量による管理その他の方法による管理が損なわれる状態その他の臨界状態の発生の蓋然性が高い状態にあること。	—	「形状による管理、質量による管理その他の方法による管理が損なわれる状態」とは、具体的には、核燃料物質の濃縮度を調整する工程や核燃料物質を混合する工程が何らかの理由で複合的に故障するなどし、臨界条件を生み出してしまうような状態をいう。



緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表3 原子力災害対策特別措置法第15条第1項の原子力緊急事態宣言発令の基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)																								
(1)	原子炉停止機能の異常	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(1) 原子炉の非常停止が必要な場合において、制御棒の挿入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。	(解説) 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。 「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。 「原子炉を停止することができないこと又は停止が確認できないこと」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操作によっても制御棒が挿入されず、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。	(1)「制御棒の挿入」とは、手動スクラムボタンによるスクラム、原子炉モードスイッチによるスクラム、手動代替制御棒挿入ボタンによるスクラム(設備があるプラントのみ)、シングルロッドスクラム、常駆動による制御棒挿入(未挿入制御棒が数本であり、速やかに原子炉を停止可能な場合に限る。)をいう。 (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」とは、原子炉の状態のうち、「運転」、「起動」において全制御棒の挿入に成功したのか確認できず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。																								
(2)	原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(2) 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、全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。	(解説) 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、炉心の損傷に発展す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。 非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。とは、非常用炉心冷却装置及び原子炉隔離時冷却系のポンプが起動しない、あるいは注入弁が開とならないこと等の状態である。 また、1系統以上の非常用炉心冷却装置あるいは原子炉隔離時冷却系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。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (2)「全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと」とは、以下に示す非常用の炉心冷却装置(RCIC含む)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、非常用の炉心冷却装置(RCIC含む)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高圧炉心スプレイ系、②高圧炉心注水系、③低圧炉心スプレイ系、④低圧注入系、⑤低圧注水系、⑥RCIC [ABWR ①高圧炉心注水系、②低圧注水系、③RCIC]																								
(3)	原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(3) 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、全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。	(解説) 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、炉心の損傷に発展する可能性が高いことから、全面緊急事態を判断する事象とする。 また、1系統以上の非常用の炉心冷却装置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><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</td><td>高圧炉心スプレイ系</td><td>高圧注水系</td></tr><tr><td></td><td>原子炉隔離時冷却系</td><td>原子炉隔離時冷却系</td><td>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></td><td></td><td></td><td>(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	高圧炉心スプレイ系	高圧注水系		原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系	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	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (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。
	ABWR	BWR－5	BWR－2～4																									
高圧注水系	高圧炉心注水系	高圧炉心スプレイ系	高圧注水系																									
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系	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																									
(4)	原子炉格納容器機能の異常	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(4) 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。	(解説) 最高使用圧力又は最高使用温度に達した後、更に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。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」において適用する。 (2)「最高使用圧力」は、下表を参照。 (※1F-5; 427kPa、1F-6、2F-1～4、KK-1～7; 310kPa) (3)「最高使用温度」は、D/W温度171℃をいう。																								
(5)	原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(5) 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全ての機能が喪失したときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること。	(解説) 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が低下する可能性があるため、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失した状態(サブレー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状態等)を、全面緊急事態の判断基準とする。	(1)「原子炉の運転中」とは、原子炉の状態が「高温停止」、「起動」および「運転」である場合をいう。 (2)「主復水器による熱を除去する機能が喪失」とは、以下の何れかの状態をいう。 ①復水器内圧力が77.6kPa abs(582mmHg abs)まで低下 ②同一ラインの主蒸気隔離弁2基を「開」にすることが不能、かつ主蒸気ドレン弁2基を「開」にすることが不能 (3)「残留熱を除去する機能の喪失」とは、残留熱除去系の以下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サブレーションプール冷却モード ③蒸気凝縮モード(設備があるプラントのみ) ④格納容器スプレイモード (4)「原子炉格納容器内の圧力抑制機能が喪失」とは、次の何れかの状態をいう。 ①サブレー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に達した場合																								



緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表3 原子力災害対策特別措置法第15条第1項の原子力緊急事態宣言発令の基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)
(6)	電源供給機能の異常(その1: 交流電源喪失)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(6) 全ての交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が一時間以上(原子炉施設に設ける電源設備が実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第五十七条第一項及び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第七十二条第一項の基準に適合しない場合には、三十分以上)継続すること。	(解説) 炉心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。 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)において求められる恒設の非常用発電機が1時間以内に接続され、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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「全ての交流母線からの電気の供給が停止」とは、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、恒設電源設備(新規制基準に適合した恒設の非常用発電機に限る)からも供給されないこと等により、全ての所内高圧系の母線が使用不能になる事をいう。
(7)	電源供給機能の異常(その2: 直流電源喪失)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(7) 全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が五分以上継続すること。	(解説) 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非常用炉心冷却装置等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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「全ての非常用直流電源からの電気の供給が停止」とは、125V DC母線A及びB(ABWR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。
(8)	原子炉冷却機能の異常(炉心損傷の検出)	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(8) 炉心の損傷の発生を示す原子炉格納容器内の放射線量を検知すること。	(解説) 原子炉冷却材の漏えいや原子炉への給水喪失による冷却能力の低下等により炉心損傷に至る可能性のある事象については、事前にその兆候を検知し必要な措置をとることとなっているが、不測の事象から炉心損傷に発展した場合に備え、炉心損傷を検知した場合を全面緊急事態に該当する事象とする。 炉心の損傷を示す原子炉格納容器内の放射線量とは、原子炉格納容器雰囲気モニタ系ガンマ線線量率等によって判断することとなる。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」において適用する。 (2)「炉心の損傷の発生を示す原子炉格納容器内の放射線量」とは、ドライウェルもしくはサプレッションチェンバのどちらか一方の格納容器雰囲気モニタ系ガンマ線線量計が、原子炉停止後の時間経過に応じて炉心損傷と判断する基準値(被覆管損傷1%(追加放出相当の10倍))を超えた場合をいう。
(9)	停止中の原子炉に関する異常	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(9) 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系に限る。)が作動する水位まで低下し、当該非常用炉心冷却装置が作動しないこと。	(解説) 原子炉の停止中に原子炉容器内に照射済燃料集合体がある場合において、当該原子炉内の水位が異常低設定値(低圧注水系の作動する水位)まで低下した場合でも、直ちに炉心損傷に至るというものではない。しかし、そのような水位まで水位の低下が継続し続ける状態は、原子炉施設に何らかの異常が発生しており、更に水位が低下し続ける状態になれば、炉心損傷に至る可能性が高くなる。このような事象の重大性に鑑み、全面緊急事態の判断基準とする。	(1)「原子炉の停止中」とは、原子炉の状態のうち、「冷温停止」または「燃料交換」における照射済み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系に限る。)が作動する水位」とは、L-1の水位相当をいう。 (3)「非常用炉心冷却装置が作動しないこと」とは、原子炉の停止中に作動可能な非常用炉心冷却装置について、作動信号が入ったにもかかわらず全ての装置が作動失敗すること进行をいう。
(10)	燃料プールに関する異常	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(10) 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二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。	(解説) 上記の場合、直ちに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、水位が低下し続け遮蔽能力の低下が起こり、現場へのアクセスが困難にな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、これらの事態が疑われる状況において、当該貯蔵槽の水位を測定できない状態にあることは、上記と同様の状況にあることが否定できないこと及び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該当する事象とする。	(1)「照射済燃料集合体の頂部から上方2mの水位まで低下すること」とは、使用済燃料貯蔵槽の水位計監視カメラ等により「燃料集合体頂部から上方2mの水位まで低下」を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、使用済燃料ピット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、直接的または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。
(11)	原子炉制御室等に関する異常	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(11) 原子炉制御室が使用できなくなることにより、原子炉制御室からの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施設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。	(解説) 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。	(1)すべての原子炉の状態において適用する。 (2)「原子炉制御室が使用できなくなる」とは、放射線レベルや室温の異常な上昇等により中央制御室から退避する場合をいう。 (3)「原子炉施設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、使用済燃料貯蔵槽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、記録計が消失する等によりすべての安全設備の運転・監視ができなくなった状態をいう。
(12)	障壁の喪失	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(12) 燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失した場合において、原子炉格納容器の障壁が喪失するおそれがあること。	(解説)以下のケースが考えられる。 燃料被覆管障壁が喪失 + 原子炉冷却系障壁が喪失 + 原子炉格納容器障壁が喪失するおそれ なお、本規定については、原子力事業者が”NEI 99-01Methodology for Development of Emergency ActionLevels”を参考として原子力事業者防災業務計画等に詳細を定めるものとする。	(1)原子炉の状態が、「高温停止」、「起動」および「運転中」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1の添付表で判断する。

# 緊急時活動レベル(EAL)について

社内文書抜粋「別表3 原子力災害対策特別措置法第15条第1項の原子力緊急事態宣言発令の基準」

略称		法令	規制庁解説	運用の明確化(事業者解釈)																																																										
(13)	放射線量等の検出	原子力災害対策指針 表2「各緊急事態を判断するEALの枠組みについて」 原子力事業所の区域の境界付近等において原災法第15条に基づく緊急事態宣言の判断基準として政令等で定める基準以上の放射線量又は放射性物質が検出された場合(事業所外運搬に係る場合を除く。 )。	—	具体的事象については(13)–1～3の通り。																																																										
(13)–1	敷地境界放射線量異常上昇	法第15条第1項第1号 第10条第1項前段の規定により内閣総理大臣及び原子力規制委員会が受けた通報に係る検出された放射線量又は政令で定める放射線測定設備及び測定方法により検出された放射線量が、異常な水準の放射線量の基準として政令で定めるもの以上である場合。	—	発電所の周辺住民に対する防護対策を行うことを考慮し、発電所敷地境界における放射線量が5 μ Sv/h以上(これらの放射線量が2地点以上において検出された場合又は10分間以上継続して検出された場合に限る。)を検出することにより原子力緊急事態宣言(以下、「緊急事態宣言」という。)を行う。																																																										
(13)–2	放射性物質通常経路異常放出	政令第6条第4項第1号 第四条第四項第二号に規定する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が前項第一号に定める放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。	—	10条の通報基準と同一であるため、別表2(14)–2の通報と同時に本事象の報告を行うものとする。 <table><tr><td>福島第一原子力発電所</td><td>1,2MS</td><td>3,4MS</td><td>5,6MS</td><td>2TS</td><td>3TS</td><td>4TS</td><td>集中 RW</td><td>共用 P</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>1,160</td><td>1,060</td><td>380</td><td>1,060</td><td>840</td><td>1,410</td><td>1,300</td><td>380</td></tr></table> <table><tr><td>福島第二原子力発電所</td><td>1u</td><td>2u</td><td>3u</td><td>4u</td><td>集中 RW</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>230</td><td>680</td><td>930</td><td>780</td><td>290</td></tr></table> <table><tr><td>柏崎刈羽原子力発電所</td><td>1u</td><td>2u</td><td>3u</td><td>4u</td><td>5u</td><td>6u</td><td>7u</td></tr><tr><td>排気筒モニタ基準(cps)</td><td>4,000</td><td>4,000</td><td>4,800</td><td>5,100</td><td>4,000</td><td>1,000</td><td>1,200</td></tr></table> <table><tr><td></td><td>福島第一原子力発電所 1u～6u</td><td>福島第二原子力発電所 1u～4u</td><td>柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u</td></tr><tr><td>放水口モニタ基準(cps)</td><td>17,000</td><td>13,000</td><td></td></tr><tr><td>海水モニタ基準(cpm)</td><td></td><td></td><td>2.7×10<sup>6</sup></td></tr></table>	福島第一原子力発電所	1,2MS	3,4MS	5,6MS	2TS	3TS	4TS	集中 RW	共用 P	排気筒モニタ基準(cps)	1,160	1,060	380	1,060	840	1,410	1,300	380	福島第二原子力発電所	1u	2u	3u	4u	集中 RW	排気筒モニタ基準(cps)	230	680	930	780	290	柏崎刈羽原子力発電所	1u	2u	3u	4u	5u	6u	7u	排気筒モニタ基準(cps)	4,000	4,000	4,800	5,100	4,000	1,000	1,200		福島第一原子力発電所 1u～6u	福島第二原子力発電所 1u～4u	柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u	放水口モニタ基準(cps)	17,000	13,000		海水モニタ基準(cpm)			2.7×10 <sup>6</sup>
福島第一原子力発電所	1,2MS	3,4MS	5,6MS	2TS	3TS	4TS	集中 RW	共用 P																																																						
排気筒モニタ基準(cps)	1,160	1,060	380	1,060	840	1,410	1,300	380																																																						
福島第二原子力発電所	1u	2u	3u	4u	集中 RW																																																									
排気筒モニタ基準(cps)	230	680	930	780	290																																																									
柏崎刈羽原子力発電所	1u	2u	3u	4u	5u	6u	7u																																																							
排気筒モニタ基準(cps)	4,000	4,000	4,800	5,100	4,000	1,000	1,200																																																							
	福島第一原子力発電所 1u～6u	福島第二原子力発電所 1u～4u	柏崎刈羽原子力発電所 1u～7u																																																											
放水口モニタ基準(cps)	17,000	13,000																																																												
海水モニタ基準(cpm)			2.7×10 <sup>6</sup>																																																											
(13)–3	火災爆発等による放射性物質異常放出	政令第6条第3項 法第15条第1項第1号の政令で定める基準は、次の各号に掲げる検出された放射線量の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める放射線量とする。 一 (略) 二 第4条第4項第3号イに規定する検出された放射線量5mSv/h 三 (略)  政令第6条第4項第2号 第4条第4項第3号に規定する場所において、当該場所におけるその放射能水準が500 μ Sv/hの放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。	—	—																																																										
(14)	外的な事象による原子力施設への影響	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項イ(13) その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすこと等放射性物質又は放射線が異常な水準で原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺の住民の避難を開始する必要がある事象が発生すること。	(解説) 原子炉施設周辺の住民の避難等を開始する必要があることから全面緊急事態の判断基準とする。	(1)「その他原子炉施設以外に起因する事象」とは、破壊妨害行為等、プラントの安全を維持する機能に不具合を引き起こすような事象をいう。 (2)「原子炉施設に影響を及ぼすこと等放射性物質又は放射線が異常な水準で原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び防護措置の一部の実施を開始する必要がある事象」とは、原子力施設への影響により放射線又は放射性物質が放出されうる状況であると原子力防災管理者が判断した事象をいう。																																																										
(15)	原子炉外臨界	令第6条第4項第3号 原子炉の運転等のための施設の内部(原子炉の本体の内部を除く。)において、核燃料物質が臨界状態(原子核分裂の連鎖反応が継続している状態をいう。)にあること。	—	—																																																										

添付表【福島第一】安全上重要な構築物，系統又は機器等の一覧及びこれら機器等の位置と重要区域  
(防災業務計画等命令第2条第2項第8号関係)

1. 福島第一 1～4号機

要求される機能	安全機器等	機器	重要区域
原子炉注水機能	常用高台炉注水ポンプ	ポンプ	[屋外]事務本館海側駐車場
	非常用高台炉注水ポンプ		[屋外]事務本館海側駐車場
	純水タンク脇炉注水ポンプ		[屋外]純水タンク脇
	タービン建屋内炉注水ポンプ		[1号機 T/B 1F]HTR エリア
			[2号機 T/B 1F]TCW Hx エリア
			[3号機 T/B 1F]TCW Hx エリア
	CST 炉注水ポンプ		[1号機 T/B 1F]HTR エリア
			[2号機 T/B 1F]HTR エリア
[3号機 T/B 1F]HTR エリア			
交流電源（非常用母線）	所内共通 D/G (A) M/C, 所内共通 D/G (B) M/C	盤	[運用補助共用建屋 B1F] 電気品室
交流電源（D/G）	共通 D/G (A) 共通 D/G (B)	発電機	[運用補助共用建屋 1F]
燃料プール水補給	FPC(A), (B)	ポンプ 熱交換器	[1号機 R/B 3F]FPC ポンプ室
	使用済燃料プール設備一次系ポンプ		[屋外]2号機 RW/B 大物搬入口付近
			[屋外]3号機 RW/B 大物搬入口付近
	使用済燃料プール設備二次系ポンプ		[屋外]1号機 RW/B 大物搬入口付近
			[屋外]2号機 RW/B 大物搬入口付近
			[屋外]3号機 RW/B 大物搬入口付近
			[屋外]運用補助共用建屋付近

## 2. 福島第一5号機

要求される機能	安全機器等	機器	重要区域
高圧の非常用炉心冷却	RCIC	ポンプ	[R/B B1F]RCIC ポンプ室
	HPCI		[R/B B1F]HPCI ポンプ室
残留熱除去	RHR(A)	ポンプ 熱交換器	[R/B B1F]RHR ポンプ(A)室 [R/B 1F]RHR 熱交換器(A)室
	RHR(B)		[R/B B1F]RHR ポンプ(B)室 [R/B 1F]RHR 熱交換器(B)室
低圧の非常用炉心冷却	RHR(A)	ポンプ	[R/B B1F]RHR ポンプ(A)室
	RHR(B)		[R/B B1F]RHR ポンプ(B)室
	CS(A)		[R/B B1F]CS ポンプ(A)室
	CS(B)		[R/B B1F]CS ポンプ(B)室
原子炉停止	HCU	ユニット	[R/B 1F]HCU(A), (B)エリア
	CRD(A), (B)	ポンプ	[R/B MB1F]CRD ポンプ室
直流電源（充電器）	125V 充電器盤(A), 125V 充電器盤(B), 125V 予備充電器盤	盤	[C/B MB1F]電気品室
直流電源（バッテリー）	直流 125V 系蓄電池(A)	バッテリー	[C/B MB1F]125V バッテリー(A)室
	直流 125V 系蓄電池(B)		[C/B MB1F]125V バッテリー(B)室
交流電源（非常用母線）	M/C 5C, 5D P/C 5C, 5D	盤	[T/B B1F]スイッチギア室
交流電源（D/G）	D/G(A)	発電機	[T/B B1F]D/G(A)室
	D/G(B)		[T/B B1F]D/G(B)室
中央制御室		盤	[S/B 2F]中央制御室
燃料プール水補給	FPC(A), (B)	ポンプ 熱交換器	[R/B 3F]FPC ポンプ室, [R/B 3F]FPC 熱交換器室
	MUW(DTr) (A), (B)	ポンプ	[T/B B1F]MUW ポンプエリア
	MUW(CTr) (A), (B)	ポンプ	

### 3. 福島第一6号機

要求される機能	安全機器等	機器	重要区域
高圧の非常用炉心冷却	RCIC	ポンプ	[R/B B2F]RCIC ポンプ室
	HPCS		[R/B B2F]HPCS ポンプ室
残留熱除去	RHR(A)	ポンプ 熱交換器	[R/B B2F]RHR ポンプ(A)室 [R/B 1F]RHR 熱交換器(A)室
	RHR(B)		[R/B B2F]RHR ポンプ(B)室 [R/B 1F]RHR 熱交換器(B)室
低圧の非常用炉心冷却	RHR(A)	ポンプ	[R/B B2F]RHR ポンプ(A)室
	RHR(B)		[R/B B2F]RHR ポンプ(B)室
	LPCS		[R/B B2F]LPCS ポンプ室
原子炉停止	HCU	ユニット	[R/B 3F]HCU(A), (B)エリア
	CRD(A), (B)	ポンプ	[R/B B1F]CRD ポンプ室
直流電源（充電器）	125V 充電器盤(A), 125V 充電器盤(B), 125V 予備充電器盤	盤	[C/B MB1F]電気品室
	HPCS 125V 充電器盤, HPCS 125V 予備充電基盤		[C/S 1F]電器品室
直流電源（バッテリー）	直流 125V 系蓄電池(A)	バッテリー	[C/B MB1F]125V バッテリー(A)室
	直流 125V 系蓄電池(B)		[C/B MB1F]125V バッテリー(B)室
	HPCS 直流 125V 系蓄電池		[C/S 1F]HPCS 125V バッテリー室
交流電源（非常用母線）	M/C 6C, 6D P/C 6C, 6D	盤	[C/S B1F]非常用スイッチギア室
	HPCS M/C		[C/S 1F]電気品室
交流電源（D/G）	D/G(A)	発電機	[C/S B1F]D/G(A)室
	D/G(B)		[DG/B 1F]D/G(B)室
	HPCS D/G		[C/S B1F]HPCS D/G 室
中央制御室		盤	[S/B 2F]中央制御室
燃料プール水補給	FPC(A), (B)	ポンプ 熱交換器	[R/B 4F]FPC ポンプ室, [R/B 4F]FPC 熱交換器室  [T/B B1F]MUW ポンプエリア
	MUW(DTr)(A),(B)	ポンプ	
	MUW(CTr)(A),(B)	ポンプ	

添付表【福島第二】安全上重要な構築物，系統又は機器等の一覧及びこれら機器等の位置と重要区域  
(防災業務計画等命令第2条第2項第8号関係)

要求される機能	安全上重要な構築物， 系統又は機器等	機器	重要区域
高圧の非常用炉心 冷却	原子炉隔離時冷却 ポンプ	ポンプ	原子炉建屋地下2階原子炉隔離時冷却ポ ンプ室（1～4号機）
	高圧炉心スプレイ ポンプ		原子炉建屋地下2階高圧炉心スプレイポ ンプ室（1～4号機）
残留熱除去	残 留 熱 除 去 ポ ン プ (A)(B)	ポンプ	原子炉建屋地下2階残留熱除去ポンプ室 （1～4号機）
		熱交換器	原子炉建屋地下2階残留熱除去熱交換器 室（1～4号機）
低圧の非常用炉心 冷却	残留熱除去ポンプ (A)(B)(C)	ポンプ	原子炉建屋地下2階残留熱除去ポンプ室 （1～4号機）
	低圧炉心スプレイ ポンプ		原子炉建屋地下2階低圧炉心スプレイポ ンプ室（1～4号機）
原子炉停止	制御棒駆動水ポンプ	ユニット	原子炉建屋地下2階制御棒駆動水ポンプ エリア（1，3，4号機） 原子炉建屋地下1階制御棒駆動水ポンプ エリア（2号機）
	水圧制御ユニット		原子炉建屋3階水圧制御ユニットエリア （1～4号機）
直流電源（充電器）	直流125V系充電機盤 (A)(B)	盤	コントロール建屋2階電気品 （1号機）（2号機） コントロール建屋1階電気品室 （3号機）（4号機）
直流電源（バッテ リ）	直流電源設備 （バッテリー）	배터리	サービス建屋2階電気品室（1号機） コントロール建屋2階電気品室（2号機） コントロール建屋1階電気品室 （3号機）（4号機）
交流電源（非常用 母線）	M/C(C)，P/C(C)	盤	原子炉建屋地下1階電気品（C）室
	M/C(D)，P/C(D)		原子炉建屋地下1階電気品（D）室
	M/C(H)		原子炉建屋地下1階電気品（H）室
中央制御室	中央制御室 主盤， 副盤等	盤	中央制御室
交流電源（非常用 ディーゼル発電設 備）	非常用ディーゼル 発電設備(A)(B)(H)	発電機	原子炉建屋附属棟地下2階非常用ディー ゼル発電設備室（1～4号機）
燃料プール水補給	燃料プール冷却浄化 ポンプ	ポンプ	原子炉建屋5階燃料プール冷却浄化ポン プ室（1～4号機）
	補給水ポンプ		タービン建屋地下1階復水移送ポンプ室 （1，2号機） タービン建屋地下1階復水移送ポンプ室 （3，4号機）



添付表【柏崎刈羽】安全上重要な構築物，系統又は機器等の一覧及びこれら機器等の位置と重要区域  
(防災業務計画等命令第2条第2項第8号関係)

要求される機能	安全機器等	機器	重要区域
高圧の非常用炉心冷却	RCIC	ポンプ	R C I C ポンプ室 [R/B B5F] (1～4号機) [R/B B4F] (5号機) [R/B B3F] (6～7号機)
	HPCS (1～5号機)		H P C S ポンプ室 [R/B B5F] (1～4号機) [R/B B4F] (5号機)
	HPCF (6～7号機)		H P C F ポンプ室 [R/B B3F] (6～7号機)
残留熱除去	RHR(A)	ポンプ 熱交換器	R H R ポンプ室 [R/B B5F] (1～4号機) [R/B B4F] (5号機) [R/B B3F] (6～7号機 (熱交換器含)) R H R 熱交換器室 [R/B B2F] (1～4号機) [R/B B1F] (5号機)
	RHR(B)		
低圧の非常用炉心冷却	RHR(A)	ポンプ	R H R ポンプ室 [R/B B5F] (1～4号機)
	RHR(B)		[R/B B4F] (5号機)
	RHR(C)		[R/B B3F] (6～7号機)
	LPCS (1～5号機)		L P C S ポンプ室 [R/B B5F] (1～4号機) [R/B B4F] (5号機)
原子炉停止	HCU	ユニット	H C U エリア [R/B B1F] (1～4号機) [R/B 1F] (5号機) [R/B B3F] (6～7号機)
	CRD(A),(B) (1～5号機)	ポンプ	C R D ポンプエリア [R/B B4F] (1, 5号機) [R/B B5F] (2～4号機)
	FMCRD (6～7号機)	盤	F M C R D 制御盤室 [R/B M3F]
直流電源 (充電器)	125V 充電器盤(A)	盤	計測用電源室 [R/B B1F] (1～4号機) [R/B 2F], [R/B 3F] (5号機) [C/B B1F] (6～7号機)
	125V 充電器盤(B)		
	125V 充電器盤(H) (1～5号機)		
	125V 充電器盤(C) (6～7号機)		
	125V 充電器盤(D) (6～7号機)		
直流電源 (バッテリー)	125V 蓄電池(A)	バッテリー	バッテリー室 [R/B B1F] (1～4号機) [R/B 2F], [R/B 3F] (5号機) [C/B B1F] (6～7号機)
	125V 蓄電池(B)		
	125V 蓄電池(H) (1～5号機)		
	125V 蓄電池(C) (6～7号機)		
	125V 蓄電池(D) (6～7号機)		

要求される機能	安全機器等	機器	重要区域
交流電源（非常用母線）	M/C(C),P/C(C)	盤	非常用電気品室 [R/B B3F], [R/B B1F]（1号機） [R/B B2F], [R/B B1F] （2～4号機） [R/B B1F], [R/B 1F]（5号機） [R/B B1F]（6～7号機）
	M/C(D) ,P/C(D)		
	M/C(H)（1～5号機）		
	M/C(E) ,P/C(E)（6～7号機）		
交流電源（D／G）	D/G(A)	発電機	非常用ディーゼル発電設備室 [R/B B1F]（1～4号機） [R/B 1F]（5～7号機）
	D/G(B)		
	D/G(H)（1～5号機）		
	D/G(C)（6～7号機）		
中央制御室		盤	中央制御室 [R/B B1F]（1～4号機） [R/B 1F]（5～7号機）
燃料プール水補給	FPC(A),(B)	ポンプ 熱交換機	F P C ポンプ室 [R/B 1F]（1～4号機） [R/B 2F]（5～7号機） F P C 熱交換器室 [R/B B1F]（1～4号機） [R/B 1F]（5号機） [R/B 2F]（6～7号機）
	SPCU（6～7号機）	ポンプ	S P C U ポンプ室 [R/B B3F]（6～7号機）
	MUWC(A),(B),(C)		MUWC ポンプ室 [R/B B5F]（1～4号機） [R/B B4F]（5号機） [RW/B B3F]（6～7号機）

添付表 3つの障壁喪失または喪失の可能性判断マトリクス（基準値は代表BWR 5プラントの例）  
（警戒事態事象(11)、第10条事象(13)、第15条事象(12)）

障壁喪失の可能性を示す

障壁喪失を示す

プラントパラメータ		燃料被覆管障壁	原子炉冷却系障壁	格納容器障壁
一次系	原子炉水位	有効燃料長上端未満	有効燃料長上端未満	－
		水位不明	水位不明	－
		L-0 未満	－	－
	原子炉圧力	－	－	減圧禁止領域（S/P 水温との関係） （具体的な判断基準は各社の運転操作 手順書による。）
	その他	－	非常用原子炉減圧操作の実施	－
PCV	格納容器圧力	－	13.7kPa[g]以上 （D/W 圧力高設定点）	0.427MPa[g]以上 （最高使用圧力）
	格納容器温度	－	－	171℃（最高使用温度）以上
	サプレッションプ ール水温	－	－	減圧禁止領域（RPV 圧力との関係） （具体的な判断基準は各社の運転操作 手順書による。）
	格納容器放射線モ ニタ	燃料被覆管損傷と判断する基準値を 超えた場合。 （具体的な判断基準は各社の運転操 作手順書による。）	指示値の有意な上昇	－
	格納容器雰囲気 （ガス）モニタ	－	－	燃焼が発生するガス濃度以上 （水素 4%,酸素 5%以上）
	その他	－	－	非常用格納容器ベントの実施
－		－	隔離失敗により環境に繋がる経路の形 成	
建屋	建屋雰囲気モニタ	－	基準温度（系統隔離温度）以上で隔離 失敗または 隔離後に基準温度以上で温度上昇継続	基準温度（系統隔離温度）以上で隔離 失敗または 隔離後に基準温度以上で温度上昇継続