

“原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：201\*（案）”

公衆審査 内田剛志様ご意見への回答

2014. 6. 26

一般社団法人日本原子力学会  
標準委員会

頂きましたご意見についての回答を以下に示します。また、ご意見を反映しました標準中での箇所を添付資料1として添付しました。

ご意見		内容	回答
ご意見箇所	ご意見番号		
附属書W (参考) 起因事象の分類の考え方 W-2	1	・「二次冷却系などの破断無し」でNoと判定された場合の行き先にSGTRが記載されている。SGTRは原子炉冷却材圧力バウンダリ（SG伝熱管）の破損であり、2次系破断とは全く異なる。格納容器バイパスに含まれる事象である。	ご指摘のとおり、SGTRは原子炉冷却材圧力バウンダリの破損に相当しますが、内的事象PRAを含め、起因事象の分類においては、事象収束シナリオの違いに着目し、SGTRはLOCAとは区別して考えることとしております。 また、二次冷却系の破断とは別ものであることもご指摘のとおりですが、ここでは「などの破断」という記載で、構造的なバウンダリ破損が原因となるLOCA以外の起因事象としてSGTRを含むように表現したものです。現状の記載どおりとします。 なお、格納容器バイパスとSGTRの区別の考え方については、次のご意見への回答に示します。
	2	・同様に「格納容器バイパス無し」でNoとされた場合の行き先がSG損傷とあるが、これはSGTRと記載すべきではないか。「SG損傷」とはSGの倒壊を意味するのであれば、格納容器バイパスではないのではないか。	従来SGの損傷に関しては、簡易的に全て格納容器バイパスとして取り扱う場合が一般的で、図W.2もこれまではそのような評価の例を示しておりました。今回の改定では、炉心損傷の防止、格納容器破損の回避の可能性のあるシーケンスを評価し、その対応策を検討するために地震PRAを活用することが必要になる場合を考慮して、SGの損傷を以下のように分類した場合の例とすることを意図しておりました。

		<p>a. 一次冷却系バウンダリが損傷した場合： <b>LOCA</b></p> <p>b. 二次冷却系バウンダリが損傷した場合：二次冷却系の破断</p> <p>c. SG 細管が損傷した場合：  ① 損傷の規模が小さく（破損した SG 及び細管本数が限定的等）、炉心が健全な状態で破損 SG の隔離（主蒸気隔離弁の閉止、作動した主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁の再閉止等により、破損 SG の二次側から格納容器外への放出経路を隔離）に期待できると評価した場合：<b>SGTR</b>  ② 損傷の規模が大きく、早期に炉心損傷し、破損 SG の隔離にも期待できないと評価した場合：格納容器バイパス事象</p> <p>d. SG の倒壊等の大規模な損傷により、一次冷却系バウンダリと二次系バウンダリが同時に損傷して、早期に炉心損傷し、さらに格納容器外への放出経路が形成されると評価した場合：格納容器バイパス事象</p> <p>ご指摘のあった分岐の行き先「格納容器バイパス事象（SG 損傷）」は、このうち c.②と d.が該当します。また、SGTR に到る分類は c.①が該当します。</p> <p>ただし、ご指摘のとおり、図 W.2 の記載が一部不適切で説明も不十分であったために誤解を与えたものと考えます。</p> <p>図 W.2 については表現を適正化するとともに、図中の注記等では説明が不十分と考え、付属書 W の W.1 に、SG 損傷を起因事象の観点で分類する際の図 W.2 での考え方の例として追記することとします。</p>
3	<p>・格納容器破損が附属書 U で独立して項目立てされているのに、図 W-2 では格納容器破損が明示されるべきではないか。</p>	<p>図 W.2 は、格納容器破損を原子炉建屋損傷に包含させた場合を例として示したものですが、ご指摘のとおり、付属書 U との不整合は混乱を招く懸念が考えられますので、原子炉建屋破損と並べて「格納容器破損」を追記することとしま</p>

			す。
--	--	--	----

## 附属書 W (参考) 起因事象の分類の考え方

### 序文

この附属書は、起因事象の分類の考え方を記載する。

### W.1 起因事象の分類の考え方

起因事象分類の基本的考え方を図 W.1 (BWR の例) 及び図 W.2 (PWR の例) に基づき述べる。図 W.1 及び図 W.2 に示すように、まず、地震 PRA で評価対象とする地震動強さの範囲及び地震特有な要因による事象分類に大別する。

地震動強さに対する安全上重要な機器の損傷の程度に着目して、地震 PRA で評価対象とする地震動強さの範囲に対応する起因事象を選定する。いずれの評価例においても、原子炉が自動停止する地震動強さ以上を地震 PRA の評価対象とするとともに、損傷時に起因事象が発生する SSCs の地震動強さに対する損傷の程度を考慮して、地震 PRA の評価対象とする地震動強さの範囲を設定している。図 W.1 には外部電源喪失事象を、図 W.2 には PCS 機能喪失 (主給水喪失) を例として示している。

地震特有な要因による事象分類については、さらに、次の a), b) のように分類する。

#### a) 大型静的機器の損傷が要因となる起因事象

- 1) 原子炉建屋の損傷
- 2) 格納容器及び原子炉圧力容器の損傷
- 3) LOCA
- 4) PWR に特有な SG 損傷又は二次冷却系バウンダリの損傷

このうち SG 損傷については、損傷部位、及び損傷の規模に応じて、例えば以下のよう

- 一次冷却系バウンダリが損傷した場合：LOCA
- 二次冷却系バウンダリが損傷した場合：二次冷却系の破断
- SG 細管が損傷した場合：
  - ① 損傷の規模が小さく (破損した SG 及び細管本数が限定的等)、炉心が健全な状態で破損 SG の隔離 (主蒸気隔離弁の閉止、作動した主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁の再閉止等により、破損 SG の二次側から格納容器外への放出経路を隔離) に期待できると評価した場合：SGTR
  - ② 損傷の規模が大きく、早期に炉心損傷し、破損 SG の隔離にも期待できないと評価した場合：格納容器バイパス事象
- SG の倒壊等の大規模な損傷により、一次冷却系バウンダリと二次冷却系バウンダリが同時に損傷して、早期に炉心損傷し、さらに格納容器外への放出経路が形成されると評価した場合：格納容器バイパス事象

#### b) 安全機能への広範な影響があるサポート系機器の損傷が要因となる起因事象 サポー

ト系機能喪失としての起回事象以外に、サポート系機能喪失による緩和機能への影響として、フロントライン系への影響を考慮する。

これらのうち、上記 a) 3) の分類について国内での分類例の概要及び米国の例を W.2 に、上記 b) の留意事項について W.3 に示す。

## W.2 LOCA の分類

a) **国内での分類例の概要** 地震動による原子炉冷却材圧力バウンダリ配管などの破損によって生じる LOCA の分類は、LOCA 時に必要な緩和系の成功基準に着目して、破断の規模で、大、中、小 LOCA に分類し、さらに、ECCS 性能を上回る一次冷却材の流出を生じる E-LOCA を炉心損傷に直結する事象として個別に分類する。また、地震動による損傷の相関性を考慮すると破断の規模による分類が厳密には難しいことも考慮して、炉心損傷に直結する E-LOCA で代表させてもよい。

b) **米国の例** LOCA の分類は、米国規格協会（ANSI : American National Standard Institute）標準規格によると、原子炉圧力容器などの大規模機器の損傷、各種規模の LOCA などが考慮すべき起回事象のリストの例として挙げられている。また、起回事象の階層構造の中で、大規模 LOCA を小規模 LOCA より上位に位置づけることの必要性が指摘されている。

さらに、IPEEE などの米国の地震 PRA における LOCA 関連起回事象の取扱いの状況の概要を表 W.1 に示す。これらは次のように整理される。

Diablo Canyon, DC Cook, Seabrook では、配管破損によって ECCS 性能を上回る一次冷却材の流出を生じる LOCA (E-LOCA) を考慮している。ただし、Seabrook は感度解析で考慮している。

Surry, DC Cook, Seabrook では、大中小 LOCA を考慮している。ただし、Seabrook は感度解析で確認している。

上記 4 プラントのほとんどでは、原子炉圧力容器などの大規模機器の損傷による炉心損傷直結事象を考慮しているとともに、これと格納容器機能喪失が同時に発生するものとして評価している。

## W.3 サポート系機能喪失の取扱いにおける留意事項

地震動によるサポート系の機能喪失は、起回事象として独立に分類する方法と、起回事象とはせずにサポート系の損傷としてモデル化する方法がある。また、サポート系の機能喪失による事故シナリオ及びフロントライン系への従属性を適切に考慮することによって、いずれの方法も適用可能である。

地震動によるサポート系機能喪失を起回事象として分類する場合には、起回事象として定義することに加えて、全起回事象に対して当該サポート系の機能喪失が緩和系（フロントライン系）の機能に影響する従属性を考慮してモデル化することが重要となる。また、

影響が広範囲にわたるサポート系については、保守的に炉心損傷に直結する事象として評価してもよいが、評価の保守性が解析結果に大きく影響を与えないことを確認することが重要となる。

地震動によるサポート系機能喪失を起因事象とはせずにサポート系の損傷としてモデル化する場合には、従属性を有する緩和系（フロントライン系）の機能喪失の原因として当該サポート系の損傷を適切にモデル化することに加えて、当該サポート系の機能喪失によるシナリオ展開（例：PWRにおける補機冷却水喪失によるRCPシールLOCAなど）を適切にモデル化することが重要となる。

#### W.4 起因事象の簡略化及びスクリーニングアウトの考え方

事故シナリオを詳細に区別したとしても評価結果に有意に影響しないことが明確な場合には、保守的にグルーピングするなどの簡略化を行う。また、損傷の可能性が非常に小さく、起因事象の発生確率が無視できると判断される場合にはスクリーニングアウトするなどの処理を行う場合もある。原子炉冷却材小漏えいに対する取扱いの例を次に示す。

- a) **国内での取扱い例の概要** 原子炉冷却材小漏えいを独立の起因事象として分類して評価する方法が最も厳密であるが、該当する配管の損傷の可能性及びLOCAに分類した事象の成功基準との比較などを検討する、又は、感度解析を実施することによって、影響が軽微であることが確認できれば、起因事象から除外することも可能である。また、地震動下において保守的に原子炉冷却材の小漏えいが必ず発生するとして充てん機能を必須とする評価も可能であり、その場合には、評価の保守性が解析結果に大きな影響を与えないことを確認するなどの対応を行う。
- b) **米国での取扱いの例** ANSI標準規格では、地震動による原子炉冷却材の小漏えいについて言及している。また、米国のIPEEEでは次のような評価例が示されている。

##### 1) Surry 炉

- 1.1) 1/2in以下の破断として考慮している。
- 1.2) 事象固有のイベントツリーを展開しているが、定量化内容は記載されていない。
- 1.3) 高圧注入系（HPI）注入モードの期間が長い。
- 1.4) 運転員が減圧操作をして漏えい流量を低下させれば、再循環モードに移行する前に冷温停止状態に到達すると示されている。

##### 2) Diablo Canyon 炉

- 2.1) 充てんポンプの補給能力（約150gpm）を超えるLOCAの発生確率の計算には極小の原子炉冷却材バウンダリ配管（破断時の漏えい量が充てんポンプの補給能力の範囲内）の損傷確率は含まれていない。
- 2.2) 原子炉冷却材の小漏えいを保守的に評価するために、地震動による起因事象は、炉心水位の維持に充てんポンプを必要とするものとしている。
- 2.3) 充てんポンプのFV重要度は $1.3E-2$ となっている。

以上のことから、Surryのように原子炉冷却材小漏えいを独立の起因事象として分類して

評価する方法が最も厳密であるが、該当する配管の損傷の可能性及び LOCA に分類した事象の成功基準との比較などを検討、又は感度解析を実施することによって、影響が軽微であることが確認できれば、起回事象から除外する場合もある。また、Diablo Canyon のように地震 PRA で対象とする地震動強さにおいて保守的に原子炉冷却材の小漏えいが必ず発生すると仮定して充てん機能を必須とする評価もあり、その場合には、評価の保守性が解析結果に過剰な影響を与えないことを確認するなどの対応がなされている。

なお、地震により複数の小口径原子炉冷却材バウンダリ配管が同時に損傷して LOCA になり得ることに留意する必要がある。

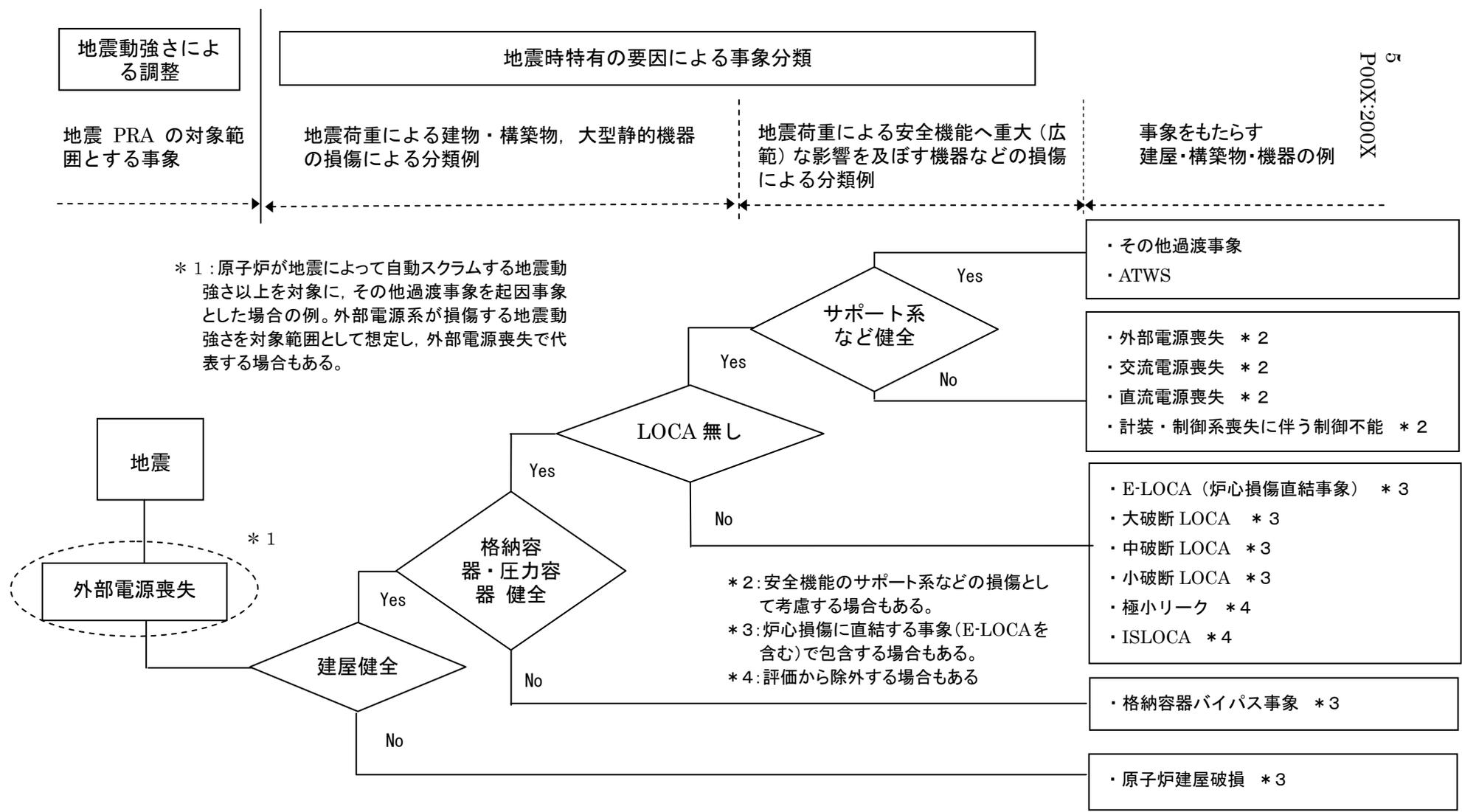


図 W.1—起因事象分類の例（BWR）

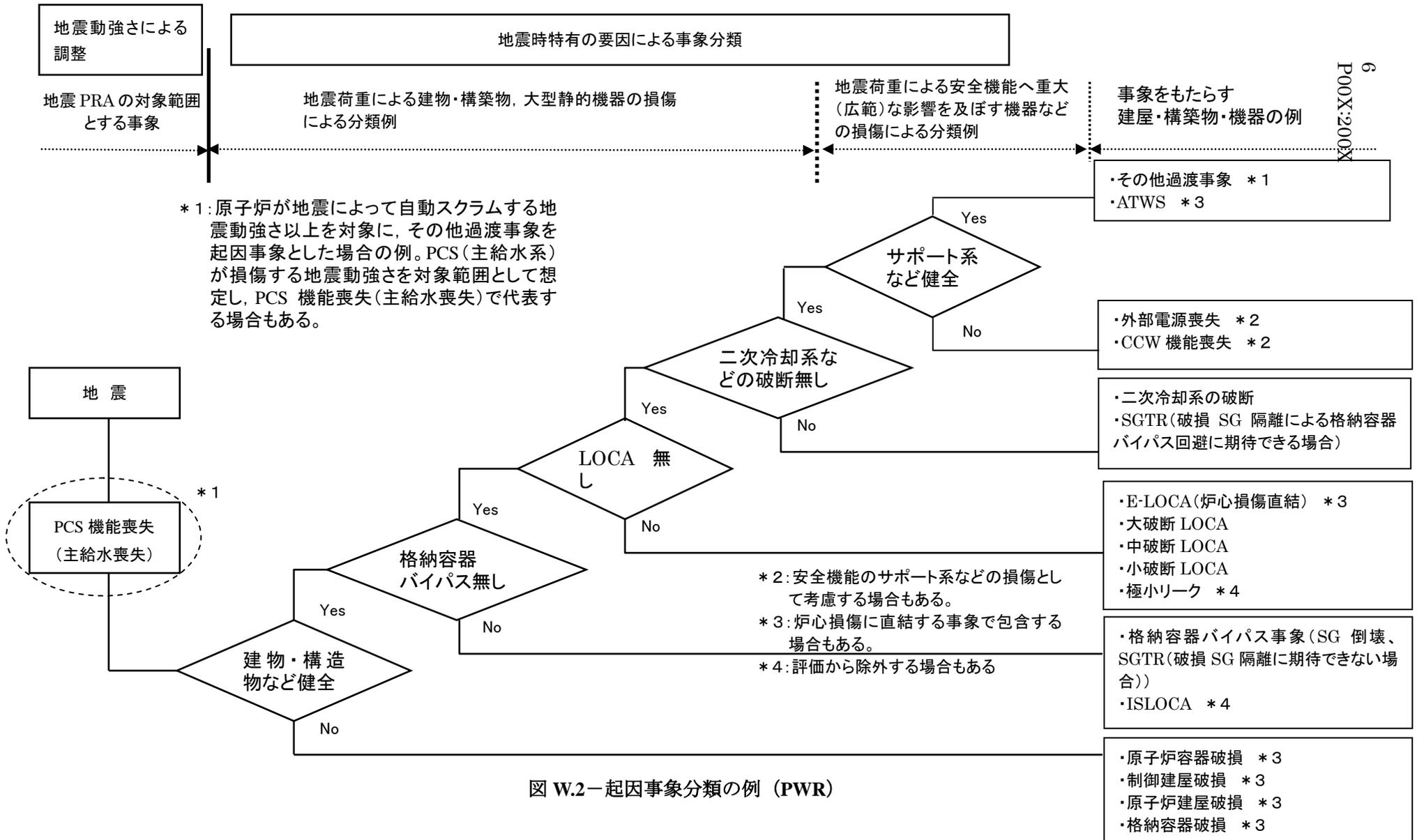


図 W.2—起因事象分類の例 (PWR)

表 W.1—IPEEE などにおける LOCA の分類の取扱い (1/2)

(注) Surry は NUREG/CR-4550, 他は IPEEE によって調査

発電所名	原子炉容器破損/ E-LOCA	LLOCA	M/SLOCA	CDF 寄与割合 <sup>a)</sup>
Surry (南東部)	①3 ループ中 2 ループ以上で蒸気発生器 (SG) 又は原子炉冷却材ポンプ (RCP) の同時損傷で原子炉容器破損。E-LOCA はなし。	② 1 ループでの蒸気発生器 (SG) 又は原子炉冷却材ポンプ (RCP) の単独損傷	原子炉冷却系 (RCS) 関連配管の損傷確率に基づき計算 (SSMRP の Zion 解析を引用) ③中 LOCA (2~6 i n) ④小 LOCA (1/2~2 i n)	全 CDF : 1.16E-4/ 炉年 (LLNL ハザード), 2.50E-5 (EPRI ハザード) ①3% ②7% ③1% ④6% 最ドミナントは外部電源喪失シーケンスの 73%
Diablo Canyon (西部)	①蒸気発生器 (SG) サポートと原子炉冷却系 (RCS) 及び蒸気発生器 (SG) 接続配管の損傷 (炉心損傷かつ格納容器機能喪失) ②原子炉冷却系 (RCS) 大規模破損による E-LOCA	考慮せず	・中 LOCA は考慮せず ・小 LOCA として以下を考慮 ③加圧器逃がし弁の地震損傷による PORV_LOCA ④RCP の地震損傷によるシール LOCA	全 CDF : 4.0E-5/ 炉年 (プラント固有ハザード) <sup>b)</sup> ・CDF 上位 100 シーケンス (4.5E-8/ 炉年以上) 内は, ③の 2 つのシーケンスのみ。 ①1.93% 最ドミナントは全交流電源喪失シーケンスの 40%
DC Cook (中部北)	①格納容器機能喪失又は蒸気発生器 (SG) 破損 (炉心損傷かつ格納容器機能喪失) ②原子炉圧力容器 (RPV) 破損又は原子炉冷却系 (RCS) 配管損傷 (全ループでの両端ギロチン破断, 炉心損傷で格納容器健全) による E-LOCA	③加圧器, 同サポート及び原子炉冷却ポンプ (RCP) サポートの損傷による大 LOCA	④中 LOCA, ⑤小 LOCA : Surry と同様	全 CDF : 3.07E-4/ 炉年 (LLNL ハザード), 1.83E-5/ 炉年 (プラント固有ハザード) <sup>c)</sup> ①3%, ②≒0%, ③~⑤ : 記載なし。 最ドミナントは外部電源喪失シーケンスの約 90%

表 W.1—IPEEE などにおける LOCA の分類の取扱い (2/2)

(注) Surry は NUREG/CR-4550, 他は IPEEE によって調査

発電所名	原子炉容器破損/ E-LOCA	LLOCA	M/SLOCA	CDF 寄与割合 <sup>a)</sup>
Seabrook (北東部)	考慮せず (起因事象は大 LOCA, スクラム不能過渡事象 (ATWS), 過渡事象のみを考慮)	①蒸気発生器 (SG) 又は原子炉冷却材ポンプ (RCP) 損傷による大 LOCA	考慮せず	全 CDF: 1.10E-5/炉年 (プラント固有ハザード) <sup>b)</sup> ①1.4% 最ドミナントは過渡事象シーケンスの約 90% 感度解析 ・ E-LOCA 有り: +36% ・ 中小 LOCA 有り: +4.7%
Kewaunee (中部北)	①格納容器機能喪失又は蒸気発生器 (SG) 破損 (炉心損傷かつ格納容器機能喪失) ② “原子炉容器, 原子炉冷却系 (RCS) 配管破損 (全ループでの両端破断) 又は建屋破損” ①, ②は耐力中央値 0.64g (PGA ベース) のサロゲート事象として解析。	③ “原子炉冷却系 (RCS) 機器破損” ・ 加圧器, 同サポート ・ 原子炉冷却材ポンプ (RCP), 同サポート	④中 LOCA, ⑤小 LOCA: Surry と同様	全 CDF: 1.15E-5/炉年 (LLNL ハザード), 1.10E-5/炉年 (EPRI ハザード) ①約 33% (最ドミナント) ②約 16% (3 位), ③, ⑤: 約 2%, ④は小さい。
Point Beach (中部北)	①建屋破損 (格納容器, 補助建屋, 制御建屋, 配管室, 燃料油ポンプ建屋, CW ポンプ建屋) を HCLPF 耐力 0.3g のサロゲート事象として解析	② HCLPF 耐力 0.3g のサロゲート事象として解析	③MLOCA: HCLPF 耐力 0.3g のサロゲート事象として解析 ④小 LOCA: 起因事象として考慮	全 CDF 1.31E-5/炉年 (LLNL ハザード), 1.40E-5/炉年 (EPRI ハザード) ①~③約 16% (2 位)。 ・ 最ドミナントはケーブル損傷シーケンスの約 62%

注<sup>a)</sup>: 寄与割合は, 特に断らない限り, LLNL ハザードによる CDF に対して示す。

注<sup>b)</sup>: 地震ハザードはプラント固有の評価値を採用 (LLNL でも EPRI でもない)

注<sup>c)</sup>: 地震ハザードはプラント固有の評価値と LLNL ハザードを採用 (EPRI ハザードはない)。