

泊発電所 3号機
重大事故対策の有効性評価に係る
事故シーケンスグループ等の選定について

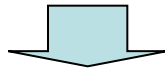
平成25年12月10日
北海道電力株式会社

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンスの選定について
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンスの選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンスの選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス選定の全体プロセスは以下のとおりである。以下に各ステップにおける実施内容を示す。

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化



② 評価事故シーケンスの選定

- ・ 確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）による炉心損傷頻度の定量評価結果を用いて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「規則解釈」という。）にて指定されている事故シーケンスグループ以外のもがないかを確認する。
- ・ 事故シーケンスグループに属する事故シーケンスを比較し、事故進展が早いものなど、より厳しくなる評価事故シーケンスを選定する。

レベル1PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー

レベル1PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー（2 / 2）

<個別プラント評価による事故シーケンスの抽出およびグループ化>

<事故シーケンスのグループの分類>

<個別プラントの確率論的リスク評価（PRA）>

内部事象

外部事象（適用可能なもの）
⇒ 地震、津波

その他の外部事象
⇒ 火災、溢水、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪等

↓

<事故シーケンス・炉心損傷頻度算出結果>

事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）			
	内部事象	地震	津波	合計
小LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	7.8E-10	—	1.1E-08
主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	2.4E-08	—	6.4E-07
過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	—	—	5.4E-06
手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	—	—	1.3E-05
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	3.8E-08	6.7E-12	1.7E-07
2次系破断+補助給水失敗	1.2E-06	5.0E-11	—	1.2E-06
2次系破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.4E-11	—	9.1E-11
SGTR+補助給水失敗	1.1E-07	—	—	1.1E-07
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	1.6E-10	—	1.6E-10
外部電源喪失+非常用所内電源喪失	3.5E-06	1.7E-06	7.9E-07	6.0E-06
補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	1.1E-08	—	2.0E-04
補機冷却水の喪失+加圧器安全弁ノシ弁LOCA	9.0E-07	—	—	9.0E-07
補機冷却水の喪失+補助給水失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08
大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	—	—	3.0E-13
大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	—	—	6.2E-12
中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	—	—	8.9E-09
中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08

規則解釈 1-1 (a) のシーケンスグループ
(必ず想定することとされているもの)

規則解釈 1-2 (a) のシーケンスグループ

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS注水機能喪失
- ・ ECCS再循環機能喪失

<炉心損傷防止対策が困難なもの>
例： 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
大LOCA+ECCS注入失敗 等

規則解釈 1-2 (b) のシーケンスグループ

- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 格納容器バイパス
(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

その他： 1-2 (a)、(b) での対応が困難なもの

- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであり、全体炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認

<評価事故シーケンスの選定>

審査ガイド 2. 2. 3に基づき各シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定し有効性評価を実施

<有効性評価へ>

<プラント個別に追加すべき事故シーケンスグループの確認>

規則解釈 1-1 (b) に基づき、「1-1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」

今回の場合、全体炉心損傷頻度に寄与する割合が小さく（約0.04%、 9.8×10^{-8} /炉年）、新しいグループとして追加不要と判断

図 事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(1/6)

- ・ 規則解釈において、重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの抽出に関し、以下のとおり記載されている。

1-1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

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

- ・ この要求事項を踏まえ、泊発電所3号機を対象としたPRAを実施し、事故シーケンスの抽出を実施した。
- ・ 今回のPRAにおいては、重大事故等対策の有効性を評価するため、設置（変更）許可済みの設備のみを評価対象とし、これまで整備してきたSA対策は考慮していない。また、内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震、津波レベル1 PRAについて評価を実施している。
- ・ 内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを網羅的に抽出し、炉心損傷頻度の定量評価を実施した。
- ・ 地震PRAや津波PRAにおいては、上記に加え、建物・構築物及び大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスについても取扱っている。具体的には、地震では大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）が発生する事象など、津波では複数の電気盤が機能喪失する事象など、地震、津波特有の事故シーケンスを抽出し、炉心損傷頻度の定量評価を実施した。

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(2/6)

- ・ PRAの定量化結果を踏まえた事故シーケンスグループの検討

抽出した事故シーケンスについて、炉心損傷状態別にカテゴリー化し、規則解釈で想定する事故シーケンスグループとの対応について検討した。

1-2

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

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

1-4

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

- ・ P. 8の表1のとおり、地震・津波特有の事象として発生する5つの事故シーケンス以外については、規則解釈に
基づき以下の事故シーケンスグループに分類することができる。

(a) に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS注水機能喪失
- ・ ECCS再循環機能喪失

(b) に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 格納容器バイパス
(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(3/6)

・ 規則解釈への対応が困難な事故シーケンス

地震・津波特有の事象として発生する以下の5つの事故シーケンスは、規則解釈1-2(a)(b)に基づく対応が困難な事故シーケンスとして抽出された。

事故シーケンス	事象の想定	CDF (/炉年)	全CDFに対する寄与割合
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	複数の蒸気発生器伝熱管破損が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効となり炉心損傷に至る	5.6-E10	<0.1%
原子炉建屋損傷	原子炉建屋が損傷することにより、格納容器内の全てあるいは多くの機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため、炉心損傷に至る	5.7E-08	<0.1%
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器が損傷することにより、格納容器内の全てあるいは多くの機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため、炉心損傷に至る	1.7E-09	<0.1%
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋が損傷することにより、建屋内の電気盤類(メタクラ等)が損傷し、全交流動力電源喪失が発生する可能性があるため、炉心損傷に至る	5.6E-09	<0.1%
複数の信号系損傷	運転コンソール等が損傷することにより、各種制御が不能となり、補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能となり、2次系からの除熱機能喪失となり、炉心損傷に至る	3.3E-08	<0.1%

これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全てを合計しても0.1%以下であり有意な頻度ではない。万一これらの事象に至った場合は炉心損傷の回避は困難であるが、今回整備する各種SA対応手順により、事故進展の緩和や格納容器破損防止を図ることに加え、格納容器の健全性が損なわれる事態に対しては、今回整備する原子炉施設の大規模損壊発生時の対応手順により格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等を図る。

以上を踏まえ、規則解釈で指定されている事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(4/6)

レベル1PRAで抽出した全ての事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因別に事故シーケンスを整理し、追加で検討すべき事故シーケンスグループがないことを確認した。

表1 炉心損傷頻度(内部事象、地震、津波)及び事故シーケンスグループとの対比

事故シーケンス	シーケンス別CDF (/炉年)				全CDFに対する割合* (シーケンス別)	炉心損傷カテゴリー	カテゴリー別 CDF (/炉年)	全CDFに 対する割合* (グループ別)	規則解釈で想定する 事故シーケンスグループ
	内部事象	地震	津波	合計					
小LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	7.8E-10	—	1.1E-08	0.0%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	2.0E-05	8.9%	2次冷却系からの 除熱機能喪失
主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	2.4E-08	—	6.4E-07	0.3%				
過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	—	—	5.4E-06	2.4%				
手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	—	—	1.3E-05	5.6%				
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	3.8E-08	6.7E-12	1.7E-07	0.1%				
2次系破断+補助給水失敗	1.2E-06	5.0E-11	—	1.2E-06	0.5%				
2次系破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.4E-11	—	9.1E-11	0.0%				
SGTR+補助給水失敗	1.1E-07	—	—	1.1E-07	0.0%				
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	1.6E-10	—	1.6E-10	0.0%				
外部電源喪失+非常用所内電源喪失	3.5E-06	1.7E-06	7.9E-07	6.0E-06	2.6%				
補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	1.1E-08	—	2.0E-04	87.1%	サポート機能 (補機冷却機能)の喪失	2.0E-04	87.5%	原子炉補機冷却機能喪失
補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/逃がし弁LOCA	9.0E-07	—	—	9.0E-07	0.4%				
補機冷却水の喪失+補助給水失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08	0.0%				
大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	—	—	3.0E-13	0.0%	格納容器からの 除熱機能喪失	8.3E-08	0.0%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失
大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	—	—	6.2E-12	0.0%				
中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	—	—	8.9E-09	0.0%				
中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08	0.0%				
小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	3.3E-10	—	2.7E-08	0.0%				
小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	—	—	3.6E-08	0.0%				
ATWS	1.2E-08	1.7E-10	—	1.3E-08	0.0%	原子炉停止機能喪失	1.3E-08	0.0%	原子炉停止機能喪失
インターフェイスLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	0.0%	漏えい箇所の隔離機能喪失	2.8E-07	0.1%	格納容器バイパス
SGTR+破損SG隔離失敗	2.8E-07	—	—	2.8E-07	0.1%				
大LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	7.6E-09	—	1.0E-08	0.0%	ECCS注水機能喪失	1.4E-06	0.6%	ECCS注水機能喪失
大LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	—	—	9.4E-09	0.0%				
中LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	—	—	2.5E-11	0.0%				
中LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	—	—	3.5E-08	0.0%				
小LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	5.9E-08	—	1.4E-06	0.6%				
Excess LOCA	—	1.2E-09	—	1.2E-09	0.0%				
大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	1.7E-08	5.9E-11	—	1.7E-08	0.0%	ECCS再循環機能喪失	2.4E-07	0.1%	ECCS再循環機能喪失
中LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	—	—	5.3E-08	0.0%				
小LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	4.3E-10	—	1.7E-07	0.1%				
複数の信号系損傷	—	6.1E-09	2.7E-08	3.3E-08	0.0%	外部事象による 大規模な損傷	3.3E-08	0.0%	※
原子炉建屋損傷	—	5.7E-08	—	5.7E-08	0.0%				
原子炉格納容器損傷	—	1.7E-09	—	1.7E-09	0.0%				
原子炉補助建屋損傷	—	5.6E-09	—	5.6E-09	0.0%				
SGTR(複数本破損)	—	5.6E-10	—	5.6E-10	0.0%				
合計	2.3E-04	1.9E-06	8.2E-07	2.3E-04	100.0%				

* 四捨五入の都合上、割合の合計は100%にならない

※：全炉心損傷頻度への寄与及び他の事故シーケンスグループとの比較から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(5 / 6)

- ・ 規則解釈の1-2(a)に分類される事故シーケンスについては、「『十分な対策が計画されている』とは国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること」とされている。P.10の表2に整理した事故シーケンスには国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスも存在する。
- ・ 以下に示すシーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスに該当する。
 - 大LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
 - 大LOCA+低圧注入失敗
 - 大LOCA+蓄圧注入失敗
 - 中LOCA+蓄圧注入失敗
 - 原子炉補機冷却水の喪失+補助給水失敗
 - 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・ PRAの定量化結果(表2)から、上記6つの事故シーケンスを対象から除いた場合でも、全炉心損傷頻度の99.9%以上を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることから、今回の評価事故シーケンスの選定対象からは除外することとした。
- ・ なお、これらの除外された事故シーケンスについて、炉心への注水や格納容器スプレイなどにより事故進展の緩和や格納容器破損防止を図る。

① 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出及びグループ化(6/6)

表2 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度(内部事象、地震、津波)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)				全CDFに対する割合* (シーケンス別)	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFに 対する割合* (グループ別)	重大事故等対策	備考
		内部事象	地震	津波	合計					
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	小LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	7.8E-10	—	1.1E-08	0.0%	2.0E-05	8.9%	フィードアンドブ リード+高圧再循環 +CVスプレイ再循環
		主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	2.4E-08	—	6.4E-07	0.3%			
		過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	—	—	5.4E-06	2.4%			
		手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	—	—	1.3E-05	5.6%			
		外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	3.8E-08	6.7E-12	1.7E-07	0.1%			
		2次系破断+補助給水失敗	1.2E-06	5.0E-11	—	1.2E-06	0.5%			
		2次系破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.4E-11	—	9.1E-11	0.0%			
		SGTR+補助給水失敗	1.1E-07	—	—	1.1E-07	0.0%			
		1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	1.6E-10	—	1.6E-10	0.0%			
		①※								
2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	3.5E-06	1.7E-06	7.9E-07	6.0E-06	2.6%	6.0E-06	2.6%	代替非常用発電機
3	原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	1.1E-08	—	2.0E-04	87.1%	2.0E-04	87.5%	2次系による1次系 強制冷却+代替格納容 器スプレイポンプ+高 圧再循環+格納容器内 自然対流冷却(海水直 接通水)
		補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/逃がし弁LOCA	9.0E-07	—	—	9.0E-07	0.4%			
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	補機冷却水の喪失+補助給水失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08	0.0%	8.3E-08	0.0%	格納容器内自然対流 冷却
		大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	—	—	3.0E-13	0.0%			
		大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	—	—	6.2E-12	0.0%			
		中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	—	—	8.9E-09	0.0%			
		中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	—	—	1.1E-08	0.0%			
		小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	3.3E-10	—	2.7E-08	0.0%			
		小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	—	—	3.6E-08	0.0%			
		ATWS	1.2E-08	1.7E-10	—	1.3E-08	0.0%			
②※										
5	原子炉停止機能喪失	ATWS	1.2E-08	1.7E-10	—	1.3E-08	0.0%	1.3E-08	0.0%	緊急ほう酸注入
6	格納容器バイパス	インターフェイスシールLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	0.0%	2.8E-07	0.1%	クーラダウン& リサーキュレーショ ン
		SGTR+破損SG隔離失敗	2.8E-07	—	—	2.8E-07	0.1%			
7	ECCS注水機能喪失	大LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	7.6E-09	—	1.0E-08	0.0%	1.4E-06	0.6%	2次系による1次系 強制冷却+低圧注入
		大LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	—	—	9.4E-09	0.0%			
		中LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	—	—	2.5E-11	0.0%			
		中LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	—	—	3.5E-08	0.0%			
		小LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	5.9E-08	—	1.4E-06	0.6%			
		Excess LOCA	—	1.2E-09	—	1.2E-09	0.0%			
8	ECCS再循環機能喪失	大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	1.7E-08	5.9E-11	—	1.7E-08	0.0%	2.4E-07	0.1%	代替再循環
		中LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	—	—	5.3E-08	0.0%			
		小LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	4.3E-10	—	1.7E-07	0.1%			
		合計	2.3E-04	1.9E-06	8.2E-07	2.3E-04	100.0%			

* 四捨五入の都合上、割合の合計は100%にならない

- ① フィードアンドブリード等により影響緩和の可能性がある。
 - ② 主給水系による代替給水により炉心損傷を回避できる可能性がある。
 - ③ 炉心への注入により炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性がある。
- (※) 格納容器破損防止対策として、代替格納容器スプレイポンプ+自然対流冷却(海水直接通水)等に期待できる。

② 評価事故シーケンスの選定(1 / 3)

- 重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては、事故シーケンスグループごとに評価事故シーケンスの選定を実施している。評価事故シーケンス選定にあたっては、以下に示す「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の4つの着眼点に沿って実施した。具体的な検討内容を表3に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 共通原因故障、系統間依存性**
共通原因故障については地震・津波による事故シーケンス抽出の際に考慮した。また、系統間の機能の依存性については、以下のように評価した。
例) 安全機能のサポート機能喪失（全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失）は、それを必要とする機器が使用できないものとして「系統間依存性大（○）」と評価した。
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間**
進展が早く、炉心損傷に至る時間が短い事象については、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が厳しくなることから、余裕時間の観点で厳しい（○）と評価した。
- 炉心損傷防止に必要な設備容量**
炉心損傷防止対策として1次系または2次系の減圧の際に必要な逃がし弁容量や流量の観点で、要求容量が大きいと考えられるものを設備容量大（○）と評価した。
- 事故シーケンスグループ内での代表性**
各事故シーケンスグループにおいて、事象の特徴や起因事象の代表性、ならびに着眼点 a. ~ c. で整理した内容を総合的に評価し、原則として着眼点が多いものを代表的な事故シーケンス（○）と評価した。

② 評価事故シーケンスの選定(2/3)

【基本的考え方】

同じ事故シーケンスグループに複数のシーケンスが含まれる場合には、事故進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを評価事故シーケンスとして選定する。

表3 評価事故シーケンス等の選定について (1/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重大事故等対策	評価事故シーケンスの選定の考え方				
			a	b	c	d	
2次冷却系からの除熱機能喪失	小LOCA + 補助給水失敗	フィードアンドブリード+高圧再循環+C/Vスプレイ再循環	×	×	×	—	2次冷却系からの除熱機能喪失の事故シーケンスとして、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「主給水流量喪失+補助給水失敗」を選定。 a. 「外部電源喪失」により常用系機器が機能喪失するため△とした。ただし、安全系の機能は損なわれないため、系統間依存性は小さい。 b. 「主給水流量喪失」については、1次系が早期に高温・高圧状態になるため余裕時間が短い。「過渡事象」「手動停止」については、ある一定期間主給水が利用できるため、その間は2次系からの除熱に期待できる。 「外部電源喪失」については、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る主給水流量喪失事象に比べ原子炉トリップに至るタイミングが早いため、補助給水喪失時点での崩壊熱が小さい。「2次系破断」については、2次冷却系の破断等により、1次系の除熱が促進される。「小破断LOCA」「蒸気発生器伝熱管破損」については、事故発生により自動でS1信号が発信することで高圧注入が開始されるとともに系外への漏えいにより1次系の減圧も促進される。 c. 余裕時間の短さが崩壊熱の大きさに関連するため、各事故シーケンス事象の厳しさの程度は着眼点b.と同じとした。
	◎ 主給水流量喪失+補助給水失敗		×	○	○	○	
	過渡事象+補助給水失敗		×	△	△	—	
	手動停止+補助給水失敗		×	△	△	—	
	外部電源喪失+補助給水失敗		△	△	△	—	
	2次系破断+補助給水失敗		×	×	×	—	
	2次系破断+主蒸気隔離失敗		×	×	×	—	
SGTR+補助給水失敗	×	×	×	—			
全交流動力電源喪失	◎ 外部電源喪失+非常用所内電源喪失	代替非常用発電機	—	—	—	○	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」のみである。なお、評価事故シーケンスとしては「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA」としてより厳しい事象を選定。
原子炉補機冷却機能喪失	◎ 補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	2次系による1次系強制冷却+代替格納容器スプレイポンプ+高圧再循環+格納容器内自然対流冷却(海水直接通水)	○	○	○	○	原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスの選定にあたり、以下の観点を考慮した。 a. 原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水が必要な機器は使用できない。 b. c. 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。 なお、評価事故シーケンスとしては「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA」としてより厳しい事象を選定。
	補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/逃がし弁LOCA		○	△	△	—	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	◎ 大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内自然対流冷却	×	○	○	○	原子炉格納容器の除熱機能喪失の事故シーケンスとして、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり格納容器内の温度・圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。 c. 破断口径の大きい方が、格納容器除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。
	大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		×	△	○	—	
	中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		×	○	△	—	
	中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		×	△	△	—	
	小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		×	○	×	—	
	小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		×	△	×	—	

◎：選定した評価事故シーケンス

審査ガイドの着眼点a, b, cに対し、厳しい順に○、△、×とした。結果、代表的な事故シーケンスを○、その他を—で記載。

また、同シーケンスグループ内で事象発生後の進展が異なるものについては※で記載。

② 評価事故シーケンスの選定(3 / 3)

表3 評価事故シーケンス等の選定について (2/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重大事故等対策	評価事故シーケンスの選定の考え方				
			a	b	c	d	備考 (a: 系統間機能依存性、b: 余裕時間、c: 設備容量、d: 代表シーケンス)
原子炉停止機能喪失	◎ ATWS	緊急ほう酸注入	-	-	-	○	事故シーケンスについては、共通要因故障対策盤による自動作動に期待する機能が多くの(主蒸気隔離、補助給水起動)、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」を選定。
ECCS注水機能喪失	◎ 中LOCA+高圧注入失敗	2次系による1次系の強制冷却+低圧注入	×	○	○	○	ECCS注水機能喪失の事故シーケンスとして、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中LOCA+高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量(1次系への注水量)が大きくなる。
	小LOCA+高圧注入失敗		×	△	△	-	
ECCS再循環機能喪失	◎ 大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	代替再循環	×	○	○	○	ECCS再循環機能喪失の事故シーケンスとして、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 1次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が高くなることを踏まえ大破断LOCAを選定 c. 破断口径の大きい方が、必要な再循環流量の観点で厳しい。
	中LOCA+高圧再循環失敗		×	△	△	-	
	小LOCA+高圧再循環失敗		×	×	×	-	
格納容器バイパス	◎ インターフェイスシステムLOCA	クールダウン&リサーキュレーション	-	-	-	※	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定。
	◎ SGTR+破損SG隔離失敗		-	-	-	※	

◎ : 選定した評価事故シーケンス

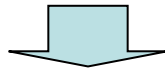
審査ガイドの着眼点a,b,cに対し、厳しい順に○、△、×とした。結果、代表的な事故シーケンスを○、その他を一で記載。また、同シーケンスグループ内で事象発生後の進展が異なるものについては※で記載。

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

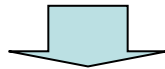
レベル1. 5PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー（1 / 2）

格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは以下のとおりである。以下に各ステップにおける実施内容を示す。

① 格納容器破損モードの抽出



② 評価事故シーケンスの選定
(評価対象PDSの選定)



③ 評価事故シーケンスの選定

- ・ 格納容器破損に至る格納容器への負荷を分析することにより、格納容器破損モードを設定し、PRAによる格納容器破損頻度の定量評価結果を用いて、規則解釈にて指定されている格納容器破損モード以外のものがないかを確認する。
- ・ 各格納容器破損モードの発生の観点で事故進展がもっとも厳しくなると考えられるプラント損傷状態（PDS）を検討し、有効性評価の対象とするPDSを選定する。
- ・ 評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、事故進展がもっとも厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、評価事故シーケンスを選定する。

レベル1. 5PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー

レベル1. 5PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー（2 / 2）

<個別プラントの確率論的リスク評価（PRA）>

内部事象
外部事象
⇒ 現段階で適用可能なものはないと判断

<各破損モードごとの格納容器破損頻度算出結果>

破損モード	記号	破損モード別CFF(/炉年)	全CFFに対する寄与割合
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)	g	6.3E-08	0.0%
蒸気発生器伝熱管破損		3.9E-07	0.2%
インターフェイスシステムLOCA	v	3.0E-11	0.0%
格納容器隔離失敗	β	1.1E-06	0.5%
原子炉容器内水蒸気爆発	α	1.7E-09	0.0%
原子炉容器外水蒸気爆発	η	1.3E-09	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	σ	2.0E-06	1.0%
溶融物直接接触	μ	2.0E-08	0.0%
水素燃焼 (事故早期)	γ	3.5E-10	0.0%
水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	3.3E-10	0.0%
		6.7E-08	0.0%

規則解釈 2-1 (a) の格納容器破損モード (必ず想定することとされているもの)

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ⇒ τモード、δモード
- ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ⇒ σモード、μモード
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ⇒ ηモード
- ・ 水素燃焼 ⇒ γモード、γ'モード、γ''モード
- ・ 格納容器直接接触 (シェルアタック) ⇒ 該当なし (PWR構造上対象外と判断)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ⇒ εモード

- ・ 格納容器バイパス ⇒ gモード (SGTR、TI-SGTR) vモード (IS-LOCA)
- ・ 格納容器先行破損 ⇒ θモード

- ・ 原子炉容器内での水蒸気爆発 ⇒ αモード
- ・ 格納容器隔離失敗 ⇒ βモード

<評価事故シーケンスの選定>

- ① 格納容器破損モードの発生の観点で事故進展がもっとも厳しいプラント損傷状態(PDS)を選定
- ② 選定されたPDSに属する事故シーケンスから格納容器破損モードの発生の観点で事故進展がもっとも厳しいものを評価事故シーケンスとして選定

<格納容器破損防止対策の有効性評価へ>

規則解釈 1-2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」

規則解釈 2-1 (b) に基づき、「有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加」

<プラント個別に追加すべき格納容器破損モードの確認>

αモード： 既往の研究成果等からリスク上の影響はないと考えられ、全CFFへの寄与も0.001%以下と極めて小さいため追加不要と判断
βモード： 重大事故の進展により格納容器機能喪失に至るものではなく、全CFFへの寄与も約0.5%と小さいため追加不要と判断

図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス

① 格納容器破損モードの抽出(1 / 5)

規則解釈において、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

2-1

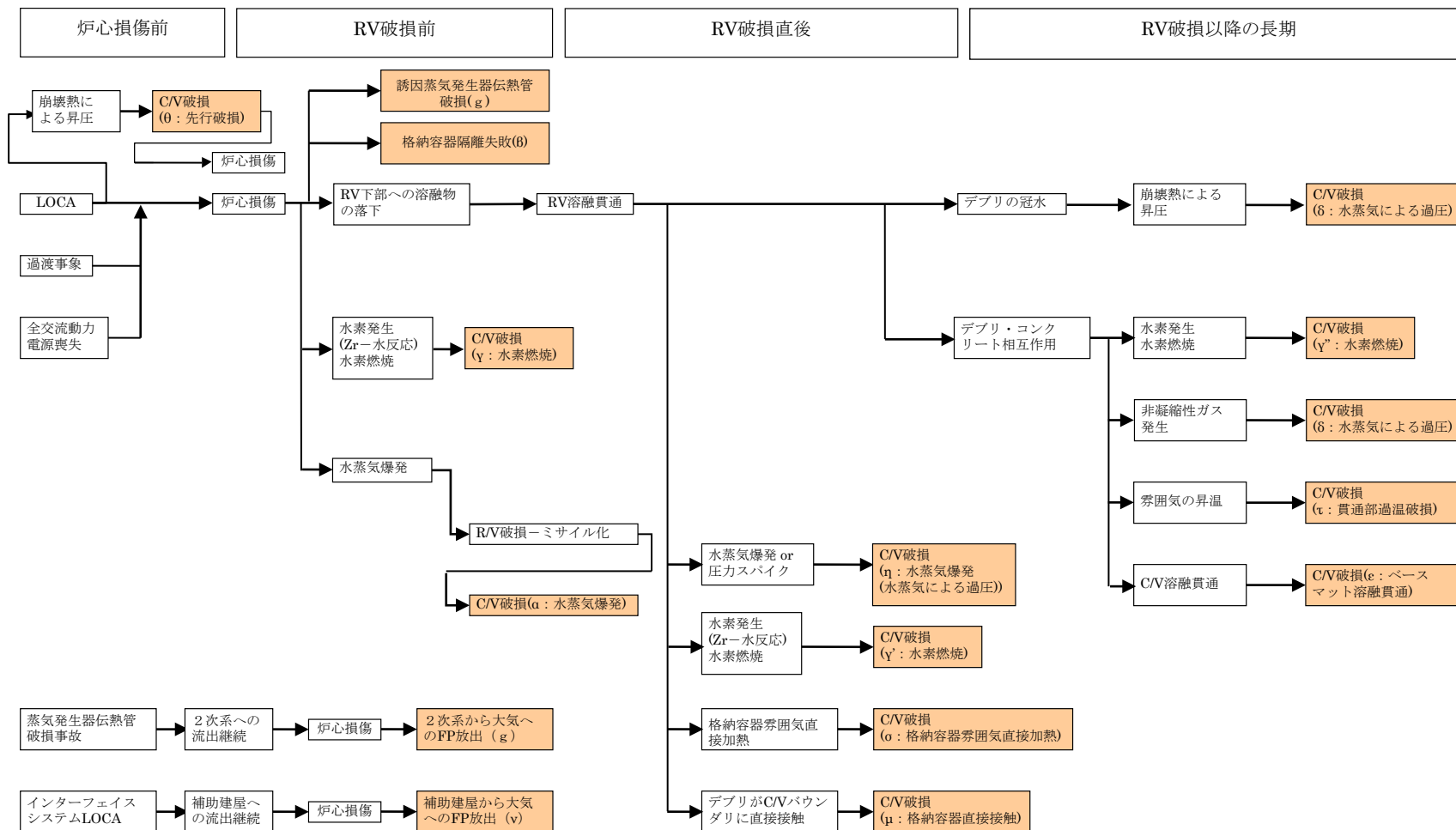
(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

- ・ この要求事項を踏まえ、泊発電所3号機のPRAの実施にあたり既往の知見等を活用して、格納容器破損モードを設定した。
- ・ なお地震レベル1.5PRAについては、具体的な評価モデルの整備段階であり、現段階では適用可能なものはないと判断した。(参考1参照)

① 格納容器破損モードの抽出(2/5)

- ・ PWRで考えられるシビアアクシデントの事故進展から、格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出する。
- ・ シビアアクシデントの進展は、原子炉容器内の事象から原子炉容器の破損を経て格納容器内の事象に拡大することから、事故進展フェーズを原子炉容器破損に着目して、事故早期（事故発生から原子炉容器破損まで）、原子炉容器破損直後、事故後期（原子炉容器破損以降の長期）の3つのフェーズに設定し、それぞれの状態で発生する負荷の種類（静的圧力荷重、熱荷重、動的圧力荷重等）から格納容器破損モードを抽出して整理する。



① 格納容器破損モードの抽出(3 / 5)

格納容器破損防止対策の有効性を確認すべき格納容器破損モードを選定するため、抽出した格納容器破損モードにおけるレベル1.5PRAの定量評価を行った。炉心損傷防止に期待できるもの等とそれ以外のものに分類し、下表の「選定」において○をつけた破損モードについては、有効性評価を行う。

格納容器状態	破損モード	記号	格納容器破損頻度(/炉年)	全CFF寄与割合*	格納容器破損モードの採否の理由	選定
格納容器健全	格納容器健全	ψ	—	—	格納容器健全であり、対策の有効性の確認は不要である。	—
格納容器バイパス	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)	g	6.3E-08	0.0%	炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない状況下で発生しうるが、当該状況においては高温側配管のクリープ破損が先に生じて1次側が減圧され、本事象の発生する可能性は低い。また、全格納容器破損頻度への寄与は十分小さい。	—
	蒸気発生器伝熱管破損		3.9E-07	0.2%		—
	インターフェイスシステムLOCA	ν	3.0E-11	0.0%		炉心損傷防止対策の有効性を確認(格納容器バイパス)している。
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	1.1E-06	0.5%	重大事故の進展により格納容器へ物理的な負荷が発生することで格納容器機能が喪失するものではないことから、格納容器破損防止対策の有効性の確認は不要である。また、全格納容器破損頻度への寄与は小さい。	—
格納容器物理的破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	1.7E-09	0.0%	各種研究により得られた知見から格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価されている(参考2参照)。また、全格納容器破損頻度への寄与は十分小さい。	—
	圧カスパイクによる格納容器破損	η	1.3E-09	0.0%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、格納容器民間ガイドライン※1において格納容器が適切な裕度を有することを評価すべき現象として取り上げられていることから、選定する。	○
	格納容器雰囲気直接加熱による破損	σ	2.0E-06	1.0%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、IAEA文献※2にて排除すべき現象として、また格納容器民間ガイドライン※1において格納容器が適切な裕度を有することを評価すべき現象として取り上げられていることから、選定する。	○
	溶融物直接接触	μ	2.0E-08	0.0%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、格納容器雰囲気直接加熱と類似の破損モードであるため、選定する。	○
	水素燃焼(事故早期)	γ	3.5E-10	0.0%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、各種研究から水素燃焼により格納容器破損に至る脅威が取り除かれていないことや、IAEA文献※2にて排除すべき現象として、また格納容器民間ガイドライン※1において格納容器が適切な裕度を有することを評価すべき現象として取り上げられていることから、選定する。	○
	水素燃焼(原子炉容器破損直後)	γ'	3.3E-10	0.0%		○
	水素燃焼(事故後期)	γ''	6.7E-08	0.0%		○
				○		

※1 財団法人 原子力安全研究協会 1999年4月 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン

※2 IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, No. NS-G-1.10

① 格納容器破損モードの抽出(4 / 5)

格納容器状態	破損モード	記号	格納容器破損頻度(/炉年)	全CFF寄与割合*	格納容器破損モードの採否の理由	選定
格納容器 物理的破損	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通	ε	1.8E-06	0.9%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、これはベースマツト溶融貫通よりも水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損が先行するためである。従って、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損を防止した上で、ベースマツト溶融貫通も防止しなければ実質的な格納容器破損防止とならないことから、過圧破損と同時に取り扱う必要がある。さらに、IAEA文献 ^{※2} にて排除すべき現象として、また格納容器民間ガイドライン ^{※1} において格納容器が適切な裕度を有することを評価すべき現象として取り上げられていることから、選定する。	○
	格納容器貫通部過温破損	τ	2.0E-06	0.9%	全格納容器破損頻度への寄与は小さいが、破損に至るまでのプラント状態は、全格納容器破損頻度への寄与の大きい水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損と同じであり、過圧破損が発生しない場合は当該破損モードが発生するため、選定する。	○
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損	δ	2.0E-04	96.4%	全格納容器破損頻度への寄与が大きいため、選定する。	○
	格納容器先行破損	θ	8.2E-08	0.0%	炉心損傷防止対策の有効性を確認(格納容器の除熱機能喪失)している。	—

* 四捨五入の都合上、割合の合計は100%にならない

※1 財団法人 原子力安全研究協会 1999年4月 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン

※2 IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, No. NS-G-1.10

① 格納容器破損モードの抽出(5 / 5)

- 規則解釈で指定されている格納容器破損モード以外に、新たな破損モードがないかを確認するため、レベル1.5PRAにより抽出した格納容器破損モードと規則解釈で指定される格納容器破損モードとの比較を行った。その結果、下表のとおり、新たな格納容器破損モードは抽出されなかった。
- 規則解釈で指定されている格納容器破損モードのうち、「格納容器直接接触（シェルアタック）」はBWRマークI型プラントに特有の事象であり、泊発電所3号機の格納容器破損モードとして考慮不要と判断した（参考3参照）。なお、PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に溶融物による原子炉容器の貫通が生じた場合に、分散放出された溶融物が格納容器の壁に接触し、格納容器の壁を侵食する事象であるため、指定の格納容器破損モードでは「格納容器直接接触（シェルアタック）」ではなく、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。

表 抽出した格納容器破損モードと規則解釈で指定する格納容器破損モード

レベル1.5PRAにより抽出した格納容器破損モード		規則解釈で想定する格納容器破損モード
τ	格納容器貫通部過温破損	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損	
μ	溶融物直接接触	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
σ	格納容器雰囲気直接加熱による破損	
η	圧カスパイクによる格納容器破損	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
γ	水素燃焼（事故早期）	水素燃焼
γ'	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	
γ''	水素燃焼（事故後期）	
—	—	格納容器直接接触（シェルアタック）
ε	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	溶融炉心・コンクリート相互作用

② 評価事故シーケンスの選定(評価対象PDSの選定)(1/3)

- 重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定する必要がある。抽出された6つの格納容器破損モードについて、審査ガイドに基づき以下の考え方で評価事故シーケンスを選定する。

規則解釈で想定する格納容器破損モード	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定
水素燃焼	水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定
格納容器直接接触(シェルアタック)	既述のとおり考慮不要
溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定

- これを踏まえ、格納容器破損モードごとに事故進展がもっとも厳しくなると判断されるPDSを選定する。レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、格納容器内事故進展を把握するために以下に示す3種類の属性を用いて炉心損傷時のPDSを定義する。

表 事故のタイプと1次系圧力

略号	事故の種類
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象: 大中破断LOCA)
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象: 小破断LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象: 過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象: 蒸気発生器伝熱管破損)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象: インターフェイスシステムLOCA)

表 炉心損傷時期

略号	炉心損傷時期
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

表 格納容器内事故進展(格納容器破損時期、デブリの冷却手段)

略号	RWSP水のCVへの持ち込み及びCV内除熱手段
D	格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系が不動作
W	格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系(再循環)が不動作
I	格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系(再循環)が作動
C	格納容器先行破損

② 評価事故シーケンスの選定(評価対象PDSの選定)(2/3)

・評価事故シーケンスの選定にあたっては、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。そして、格納容器破損モードの発生観点から、事故進展がもっとも厳しくなるPDSを選定した。選定の考え方と結果について、下表に示す。

表 各格納容器破損モードに至る最も厳しいPDSの考え方(1/2)

格納容器破損モード	破損モード別CFF	該当するPDS	破損モード内のCFFに対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象としたPDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)	2.0E-04	SED	95.1%	<ul style="list-style-type: none"> ・破断規模の大きい大中LOCA「A**」が、格納容器内の圧力上昇について厳しい。 ・格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が格納容器内の圧力上昇について厳しい。(「**W」はECCS又は格納容器スプレイによる格納容器内への注水があり、注水時には格納容器内の圧力上昇は抑制される) 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
		TED	4.8%		
		SLW	0.1%		
		AEW	0.0%		
		TEW	0.0%		
		AED	0.0%		
		SEW	0.0%		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)	2.0E-06	SED	98.5%	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が、格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・RV破損時に高圧で溶融物が格納容器内に分散し、デブリの表面積が大きくなりデブリから格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小LOCA「S**」、過渡事象「T**」が格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない「T**」が格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
		TED	1.5%		
		SLW	0.0%		
		AEW	0.0%		
		TEW	0.0%		
		AED	0.0%		
		SEW	0.0%		
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	SED	96.7%	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系の圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい過渡事象「T**」が厳しい。 ・格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
		TEI	1.8%		
		TED	1.5%		
		SEI	0.0%		
		TEW	0.0%		
		SLW	0.0%		
		SLI	0.0%		
		SEW	0.0%		

② 評価事故シーケンスの選定(評価対象PDSの選定)(3/3)

表 各格納容器破損モードに至る最も厳しいPDSの考え方 (2/2)

格納容器 破損モード	破損モード別CFF	該当する PDS	破損モード内のCFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と したPDS
原子炉压力容器外の溶融 燃料—冷却材相互作用	1.3E-09	AEW	52.1%	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融物がより高温となる観点で、事故進展が早くRV破損時の崩壊熱が高い大中LOCA「A**」が厳しい。 ・冷却水から蒸気が急激に生成するという観点で、格納容器内に水の持ち込みがあり、格納容器内の冷却がない「**W」が厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。	AEW
		AEI	25.2%		
		SEI	20.0%		
		SLW	2.5%		
		SLI	0.1%		
		SEW	0.1%		
水素燃焼	6.8E-08	TEI	99.0%	<ul style="list-style-type: none"> ・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる格納容器が除熱される状態「**I」のPDSが厳しい。 ・炉心内の金属—水反応による水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、事故進展が早く水素放出速度が大きい「A**」が厳しい。 ・事故進展が早く水素放出速度が大きい大中LOCA「A**」が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。	AEI
		SED	0.9%		
		SEI	0.1%		
		TED	0.0%		
		AEI	0.0%		
		SLW	0.0%		
		TEW	0.0%		
		AEW	0.0%		
		SLI	0.0%		
		SEW	0.0%		
		AED	0.0%		
溶融炉心・コンクリート 相互作用	1.8E-06	TEI	46.3%	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融物がより高温となる観点で、事故進展が早くRV破損時の崩壊熱が高い大中LOCA「A**」が厳しい。 ・原子炉圧力が低く溶融物の分散放出がない「A**」が、原子炉下部キャビティのデブリ量の観点で厳しい。 ・格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が、デブリを冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
		TED	41.8%		
		SED	11.9%		
		TEW	0.0%		
		AED	0.0%		
		AEI	0.0%		
		SEI	0.0%		
		SLW	0.0%		
		AEW	0.0%		
		SLI	0.0%		
SEW	0.0%				

③ 評価事故シーケンスの選定(1/2)

- ・選定した各格納容器破損モードに至る最も厳しいPDSごとに、事故進展が早く対策の時間余裕が厳しい事故シーケンスを選定する。最も厳しい事故シーケンスに対する対策の有効性を確認することで、その他の事故シーケンスの対策を包絡することが可能である。
- ・格納容器破損防止対策の有効性を確認する評価事故シーケンスについては、選定した事故シーケンスからさらに事故進展を早める観点で条件を厳しくした。評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果を下表に示す。

表 評価事故シーケンス選定の考え方 (1/2)

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	評価事故シーケンス選定の考え方	重大事故等対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)	AED	大LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	◎	AEDのうち事故進展が早い大LOCAを選定	代替格納容器スプレイポンプ、格納容器内自然対流冷却 (海水直接通水)
		中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)	TED	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗		TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物が格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考える。	代替格納容器スプレイポンプ、格納容器内自然対流冷却 (海水直接通水)
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		外部電源喪失+非常用所内電源喪失	◎		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次系破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次系破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		補機冷却水の喪失+補助給水失敗			
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	TED	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗		TEDのうち1次系圧力がより高圧となる全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考える。	加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		外部電源喪失+非常用所内電源喪失	◎		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次系破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次系破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		補機冷却水の喪失+補助給水失敗			
過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗					

③ 評価事故シーケンスの選定(2/2)

表 評価事故シーケンス選定の考え方 (2/2)





格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	評価事故シーケンス選定の考え方	重大事故等対策
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	AEW	大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		<p>AEWのうち事故進展が早い大LOCAを選定し、ECCS再循環失敗よりもRV破損までの事故進展の早いECCS注入失敗を選定する。</p> <p>上記の選定により「大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」と「大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が候補となるが、炉心への高圧注入に失敗する可能性がある「大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する（「大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」で高圧注入に失敗した場合AEDとなるため、高圧注入には必ず成功している）。</p> <p>有効性評価においては、圧カスパイクの観点ではキャビティ水温が高い方が厳しくなるため、格納容器スプレイではなく代替格納容器スプレイによる注入成功を考える。</p>	格納容器耐力にて健全性を維持可能
		大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	◎		
		大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
水素燃焼	AEI	中LOCA+高圧注入失敗		<p>AEIのうち事故進展が早い大LOCA+低圧注入失敗を選定する。</p> <p>また、事故進展を早める観点から高圧注入失敗の重量を考える。</p>	大きな格納容器自由体積、PAR
		中LOCA+高圧再循環失敗			
		大LOCA+低圧注入失敗	◎		
		大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗			
		中LOCA+蓄圧注入失敗			
		大LOCA+蓄圧注入失敗			
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	大LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	◎	<p>AEDのうち事故進展が早い大LOCAを選定する。</p>	代替格納容器スプレイポンプ
		中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			

(参考 1) PRA手法の整備状況と事故シーケンスグループ等選定に係るPRA適用範囲

PRA手法の整備状況と事故シーケンスグループ等選定にかかるPRA適用範囲を以下に示す。

現在、地震レベル1.5 PRAの具体的な評価モデルの整備段階であり、現段階では適用可能なものはない。

PRA手法の整備・活用状況		レベル1	レベル2 (1.5)	レベル3
内部事象	出力運転時	学会標準あり PSR対象	学会標準あり PSR対象	学会標準あり
	停止時	学会標準あり PSR対象		
外部事象	地震	学会標準あり	学会標準に一部記載あり	
	津波	学会標準あり		
	溢水	学会標準あり		
	火災	学会標準策定中		
	上記以外の外部事象	学会にて考え方の議論を開始		

-  評価手順が整備されており、**実プラント評価実績あり**
-  評価手順が整備されており、**実プラント評価への適用性検討段階**
-  **評価手順が未整備**
-  **事故シーケンスグループ、格納容器破損モード抽出の際に**定量評価または机上検討にて検討対象範囲としたもの****

	今回の審査での位置づけ	今後の方向性
レベル1 PRA	炉心損傷防止対策の有効性評価に活用 内部事象（出力運転時・停止時）、地震、津波⇒ 定量化実施 溢水、火災、その他外部事象⇒検討中知見から定性的評価	今回定性的評価とした各PRAについても、実機適用可能となった段階で順次安全性向上評価、設置変更許可申請に活用する。
レベル2 PRA (レベル1.5)	格納容器破損防止対策の有効性評価に活用 内部事象（出力運転時）⇒ 定量評価 地震、津波⇒レベル1実績、検討中知見から定性的評価 溢水、火災、その他外部事象⇒現段階では対象外	地震PRAは、実機適用性検討を早期に進め、適用可能となり次第、安全性向上評価、設置変更許可申請に活用する。 地震以外は必要性も含め順次検討する。
レベル3 PRA	事故シーケンスグループ等選定に使用していない。	実機適用検討を進め新規立地等の際に活用する。

(参考2)原子炉容器内の水蒸気爆発 (α モード) について

α モードの除外理由について

α モードについては、学会標準に以下の記載があり、米国での研究において発生頻度は非常に低いと評価されている。米国WH社プラントと構造の類似している国内PWRでも、同様に α モード破損は無視しうると考える。

【学会標準7.4.1項抜粋】

a)原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって格納容器バウンダリが破損する可能性がある。WASH-1400の評価においては、特に、後者が α モード破損として、早期格納容器破損モードとして指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、 α モード破損はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

【NUREG】

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

- ①水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量に限られる。（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）
- ②高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガーが起きにくい。
- ③原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝播爆発することが物理的に起きにくい。
- ④機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によるエネルギー吸収等）がある。

注) 日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月

(参考3) 格納容器直接接触 (シェルアタック) について (1/2)

格納容器直接接触 (シェルアタック) の除外理由について

・現象の概要 (審査ガイドの記載)

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

- ・ NUREG/CR-6025 では格納容器直接接触 (シェルアタック) について、BWRマーク I 型プラントに対する検討が行われている。BWRマーク I 型プラントでは原子炉圧力容器から流出した溶融炉心がペDESTALと呼ばれる台座で囲われたエリアに落下するが、ペDESTALに切れ込みがあり、溶融炉心デブリが広がった際に格納容器の壁面に接触するという事象があることを示している。
- ・ このような事象が発生しやすいプラント構造は、BWRマーク I 型プラントに特有であり、PWR では格納容器が大きく、溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティから格納容器壁面へ溶融炉心が流れる構造にはなっていない。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触するような事象 (シェルアタック) の発生の可能性はない。
- ・ よって、必ず想定する格納容器破損モードであるが、PWR の格納容器の構造上、発生の可能性がないため想定する格納容器破損モードから除外した。

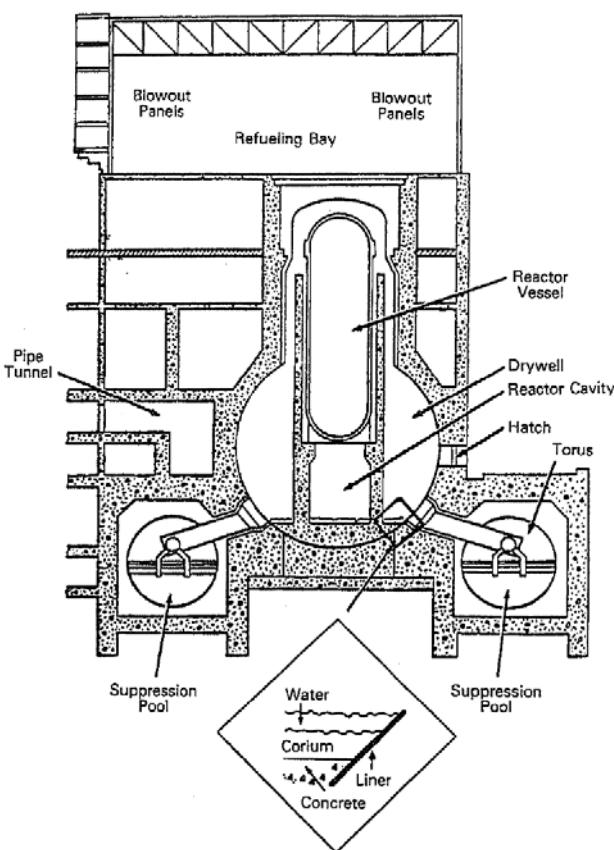


図1 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触

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

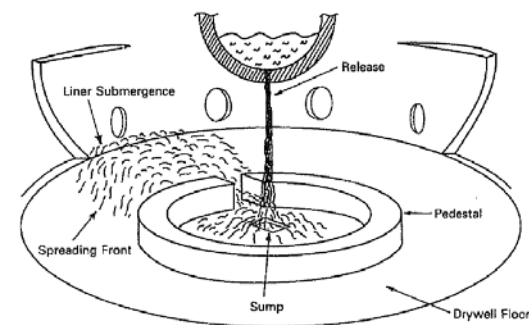


図2 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触の物理現象図

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

(参考3) 格納容器直接接触 (シェルアタック) について (2/2)

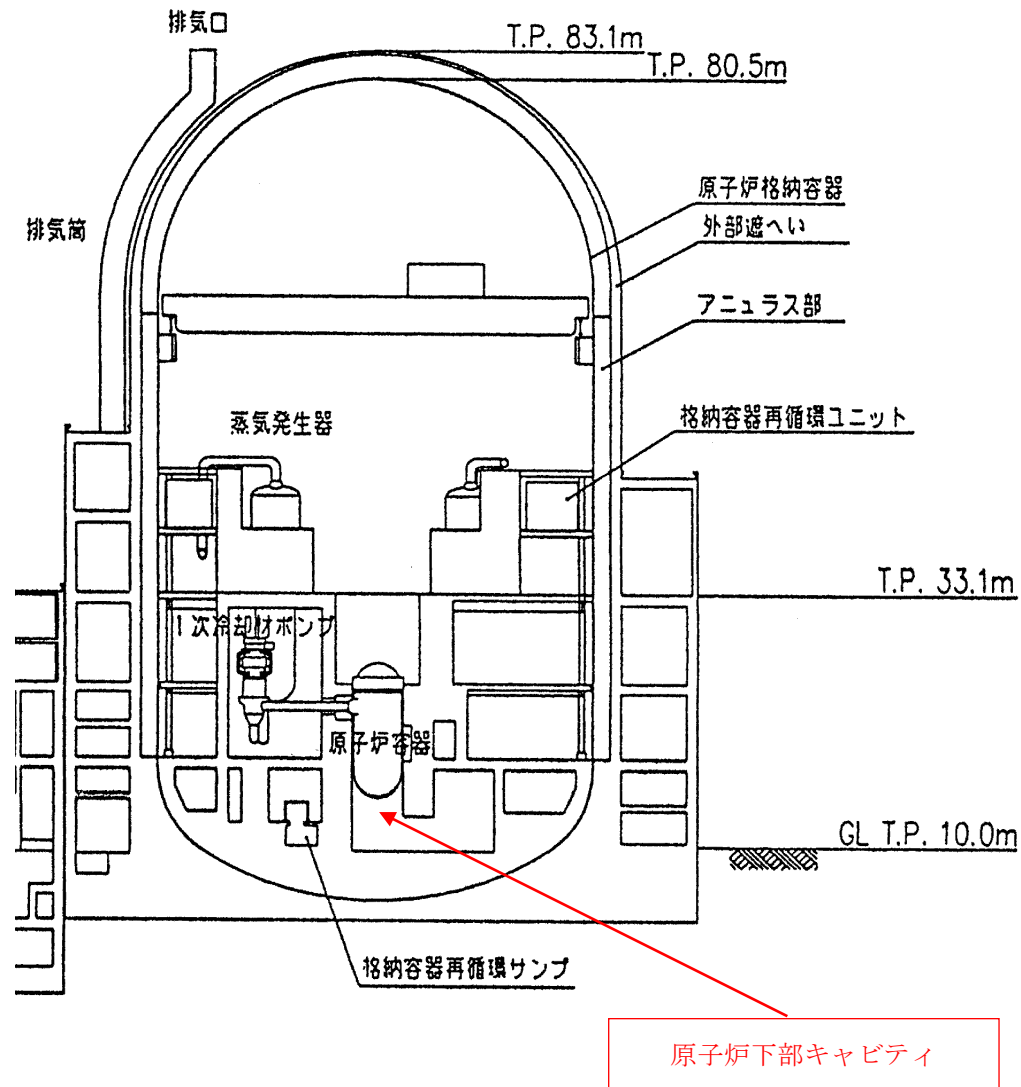


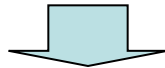
図 泊発電所3号機の原子炉下部キャビティ (設置許可申請書 主要建屋断面図から抜粋)

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンスの選定について

運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス選定の全体プロセスは以下のとおりである。以下に各ステップにおける実施内容を示す。

① 運転停止中事故シーケンスの抽出
及びグループ化

- ・ PRAによる炉心損傷頻度の定量評価結果を用いて、規則解釈にて指定されている事故シーケンスグループ以外のものがないかを確認する。



② 評価事故シーケンスの選定

- ・ 事故シーケンスグループに属する事故シーケンスを比較し、事故進展が早いものなど、厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、評価事故シーケンスを選定する。

停止時レベル1PRAを利用した事故シーケンス検討のフロー

① 運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理(1 / 3)

- ・ 規則解釈において、運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価に係る、運転停止中事故シーケンスグループの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

4-1

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

- ・ この要求事項を踏まえ、泊発電所3号機を対象とした停止時PRAの実施にあたり既往の知見等を活用して、運転停止中事故シーケンスグループを設定した。
- ・ 今回のPRAにおいては、重大事故等対策の有効性を評価するため、設置（変更）許可済みの設備のみを評価対象とし、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策等は考慮していない。

① 運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理(2/3)

- ・ 停止時PRAにおいては、運転停止中の各プラント状態における炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至るすべての事故シーケンスを抽出した。
- ・ 抽出した事故シーケンスと規則解釈で指定されている事故シーケンスグループの対応関係を整理するため、炉心損傷に至る安全機能の喪失等の要因を分析し、規則解釈で定める事故シーケンスグループへの分類を行った。
- ・ その結果、規則解釈で指定されている事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

表 炉心損傷頻度及び事故シーケンスグループとの対比

停止時PRAで抽出した事故シーケンス	シーケンス別CDF (/炉年)	炉心損傷に至る主要因	規則解釈で想定する 事故シーケンスグループ
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	5.1E-04	1次冷却材の喪失(流出)	原子炉冷却材の流出
水位維持失敗	8.2E-06		
オーバードレン	8.2E-06		
余熱除去システムの故障	3.6E-05	余熱除去機能の喪失	崩壊熱除去機能の喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失)
外部電源喪失+余熱除去による冷却失敗	1.1E-05		
外部電源喪失+非常用所内電源喪失	1.4E-05	電源機能の喪失	全交流動力電源喪失
補機冷却水の喪失	1.4E-05	余熱除去機能の喪失	崩壊熱除去機能の喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失)
反応度の誤投入	3.1E-08	反応度の誤投入	反応度の誤投入

① 運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理(3/3)

・事故シーケンスグループごとに炉心損傷頻度を分析、整理を行った結果を以下に示す。
原子炉冷却材の流出が約9割を占める。

表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重大事故等対策	シーケンス別CDF (/炉年)	全CDFに対する割合* (シーケンス別)	グループ別CDF (/炉年)	全CDFに対する割合* (グループ別)	備考
崩壊熱除去機能喪失 (RHRの故障による停止時冷却機能喪失)	余熱除去システムの故障	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入	3.6E-05	約6%	6.1E-05	約10%	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー
	外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗		1.1E-05	約2%			
	補機冷却水の喪失		1.4E-05	約2%			
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入	1.4E-05	約2%	1.4E-05	約2%	
原子炉冷却材の流出	1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てんポンプによる炉心注入	5.1E-04	約85%	5.3E-04	約87%	
	水位維持失敗		8.2E-06	約1%			
	オーバードレン		8.2E-06	約1%			
反応度の誤投入	反応度の誤投入	純水注入停止操作	3.1E-08	<0.1%	3.1E-08	<0.1%	
合計			6.0E-04	100%	6.0E-04	100%	

* 四捨五入の都合上、割合の合計は100%にならない

② 評価事故シーケンスの選定

- ・ 重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては、運転停止中事故シーケンスグループごとに評価事故シーケンスを選定した。
- ・ 評価事故シーケンス選定にあたっては、以下に示す審査ガイド記載の3つの着眼点に沿って実施している。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

- ・ 以下に示す4つの事故シーケンスグループごとの評価事故シーケンスを選定結果及び検討内容を以下に示す。

表 評価事故シーケンス（運転停止中）の選定について

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重大事故等対策	評価事故シーケンスの選定の考え方			
			a	b	c	備考（a:余裕時間、b:設備容量、c:代表シーケンス）
崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去システムの故障	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入	○	○	○	余熱除去系又は原子炉補機冷却水系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象は、進展が同じである。電源喪失、補機冷却水の喪失の影響は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で評価するため、代表としては余熱除去機能が喪失する事象を選定した。対策実施の時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中の余熱除去システムの機能喪失を選定した。
	外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗		○	○	－	
	補機冷却水の喪失		△	○	－	
全交流動力電源喪失	◎ 外部電源喪失＋非常用所内電源喪失	代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入	－	－	－	対策実施の時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中の全交流動力電源喪失を選定した。従属的に発生する補機冷却水の喪失の重量を考慮する。
原子炉冷却材の流出	◎ 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てんポンプによる炉心注入	○	○	○	いずれの事故シーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」が特に流出量が多く、時間余裕が短いと考えられる。また、充てんポンプによる炉心注入を開始した時点での水位が低いと考えられるため、高温再循環による安定した冷却が可能になるレベルまでに迅速に水位を回復させるためには、充てんポンプの流入流量を多くする必要がある。以上より、各事象は「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」に包絡される。対策実施の時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中に原子炉冷却材が流出する事象を選定した。
	水位維持失敗		△	△	－	
	オーバードレン		△	△	－	
反応度の誤投入	◎ 反応度の誤投入	純水注入停止操作	－	－	－	定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じるため、発生の可能性が考えられる原子炉起動時における弁の誤動作等による純水注入事象を選定した。

◎：選定した評価事故シーケンス

審査ガイドラインの着眼点a,bに対し、厳しい順に○、△、×とした。結果、代表的な事故シーケンスを○、その他を一で記載。