

泊発電所 3 号機

静的機器の単一故障に係る設計について  
(コメント回答)

平成 26 年 2 月 4 日

北海道電力株式会社

- 泊発電所3号機の静的機器の単一故障に係る設計について、平成25年12月19日の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合にて説明したところ、格納容器スプレイ配管の単一設計箇所の評価について、基準適合の考え方について再整理するようご意見をいただいた。
- 本資料は、これに対する弊社の見解をまとめたものである。

## 2. 格納容器スプレイ配管について(DB条件での信頼性)

### ✓ 破損について

- 耐震設計上はSクラス、構造設計上はクラス2。工認における強度計算、耐震評価上もSs地震に対して十分な裕度がある(設計基準事故での損傷は考えられない)
- 原子力規制委員会「原子力発電所の内部溢水評価ガイド附属書A」に基づき、貫通き裂考慮の要否を評価したところ、長期的にも破損せず、貫通き裂すら想定されない結果。
- 通常時は、常温・大気圧状態であり、供用期間中、内圧・温度による応力の発生はなく、過渡変化もないので、材料疲労は考えられない。
- 事故時、これらの環境に大きな変化はなく、長期的にも信頼性が低下することはない。(再循環移行時の内部流体温度は68.2℃以下であり、圧力は1.9MPa以下)

### ✓ 閉塞について

- 米国プラントではほう酸析出によるノズルの閉塞の実績があるが、国内プラントではほう酸の析出による閉塞の可能性は無く、国内プラントでも閉塞の実績は無い。
- 再循環運転においても、CV内のデブリで当該系統に侵入するものについては、サンプスクリーン(メッシュ1.59mm)を通過したあとであり、ノズル(10mm)で閉塞することはない。
- 当該系統関連設備の点検作業時においては、嚴重な異物管理を徹底しており、異物が残ることがない。

設計想定においてスプレイ系統の信頼性は充分であると考える。

### 3. 格納容器スプレイ配管について(SA条件での信頼性について(1/2))

#### 1. 限界温度、限界圧力での強度評価

重大事故時の格納容器内温度・圧力条件として、格納容器の限界圧力・限界温度において発生する応力に対しても、配管の強度上の耐力は余裕を有していることを確認している。

#### ○評価方法

原子炉格納容器が200°C、2Pdとなった場合の格納容器スプレイ配管について、3次元梁モデルを用いた解析を実施し、1次+2次応力が制限値を満足することを確認する。評価は設計・建設規格PPC-3530に基づき実施する。許容値は設計引張強さ(Su)以下であれば、破壊には至らないと考えられ、Suとする。

#### ○評価条件

- ✓ 格納容器内雰囲気温度: 200°C
- ✓ 格納容器内圧力: 0.566 MPa
- ✓ 内部流体温度: 30°C

#### ○評価結果

- ✓ 発生応力(1次+2次応力): 323 MPa (< 許容値 402MPa)

#### 2. 2Ss地震に対する耐震評価

大地震発生時の健全性を確認するため、格納容器スプレイ配管(CV内)通水前の条件で、2Ss地震による評価を実施する。

#### 3. 通水後2Ss地震に対する耐震評価

事故後の余震での健全性を確認するため、格納容器スプレイ配管(CV内)について、通水後の状態での2Ss地震による評価(一部1.86Ssでの評価)を実施する。

##### <評価内容>

- 許容応力状態 $IV_A S$ の内圧・自重及び2Ss地震による1次応力が $S_u$ (設計引張強さ)の0.9倍を超えないことを確認
- 2Ss地震による1次応力+2次応力が $S_y$ (設計降伏点)の2倍を超えないことを確認
  - ✓超えた場合は、疲労評価を実施し、疲労累積係数 $\leq 1.0$ を確認

##### <評価結果>

- 通水前の条件の2Ss地震、通水後の1.86Ssでの立上り配管、スプレイリング健全性を確認
- サポートについても、代表部位について、2Ssの荷重で評価した結果、健全性が確保されることを確認した。

SA条件下においてもスプレイシステムの信頼性は充分であると考え

### ○ 従来の考え方

安全設計審査指針9.「信頼性に関する設計上の考慮」で、これを仮定しても所定の安全機能を達成できることを要求されていた、考慮すべき頻度で発生する静的機器の単一故障については、それぞれの故障モードと故障確率とを考えた上で、破断のみならずき裂も想定し難いものとして、フランジ部等からのリークを想定し、指針の要求を満たすものと評価していた。

なお、安全解析においては、より厳しい評価結果を与える動的機器の単一故障想定の結果を示している。



### ○ 今回の考え方

設計想定はもちろん、設計想定以上の条件においてもスプレイシステムの信頼性は十分に高く、故障は想定し難いが、新規制基準策定時の静的機器への単一故障の想定を厳密に適用するとの考えに従い、静的機器の単一設計箇所について、より厳しい単一故障を想定して所定の安全機能を達成できることを示すこととし、米国SRP BTP3-4のB.C.(iii)(3)\*に規定のある、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックからのリークを「想定される」静的機器の単一故障とすることとした。

\* Standard Review Plan Branch Technical Position 3-4 「Postulated rupture locations in fluid system piping inside and outside containment」。配管破損影響評価に用いる配管系の想定破損と位置についての規定であり、原子力規制委員会「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」でも引用されている。

## 5. 格納容器スプレイ配管について(スプレイ系統喪失時のSAシーケンスについて(1/2))

### ○ 格納容器除熱機能喪失

＜大LOCA＋低圧再循環機能喪失＋格納容器スプレイ機能喪失＞

格納容器スプレイ、代替スプレイに期待せずとも、事象は収束している。

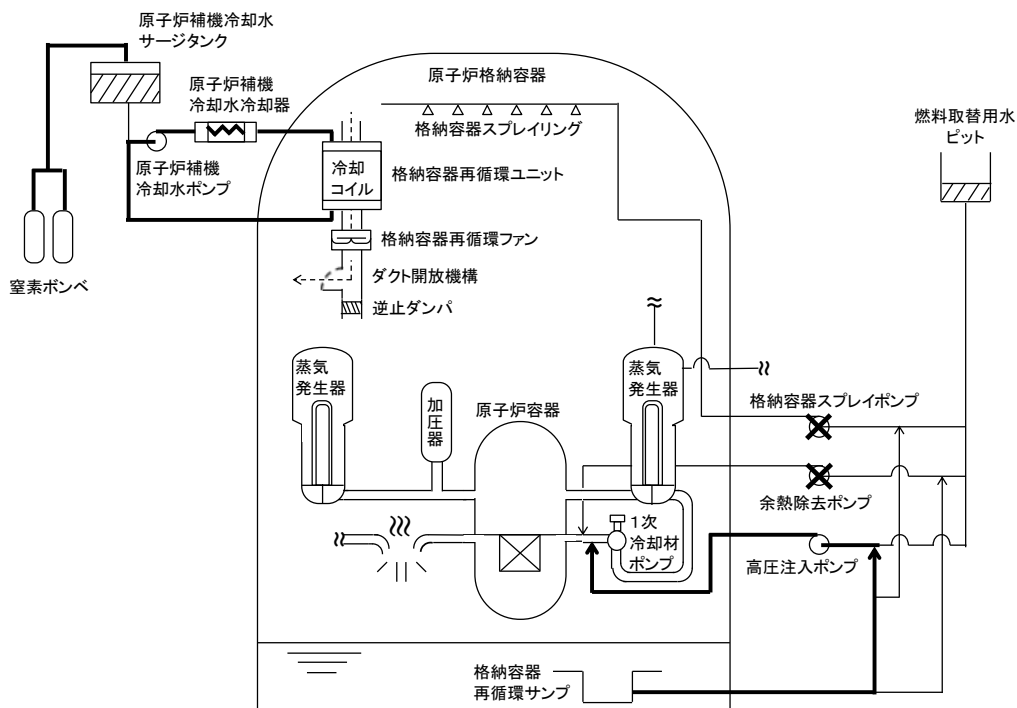


図 重大事故対策概要図(長期対策)

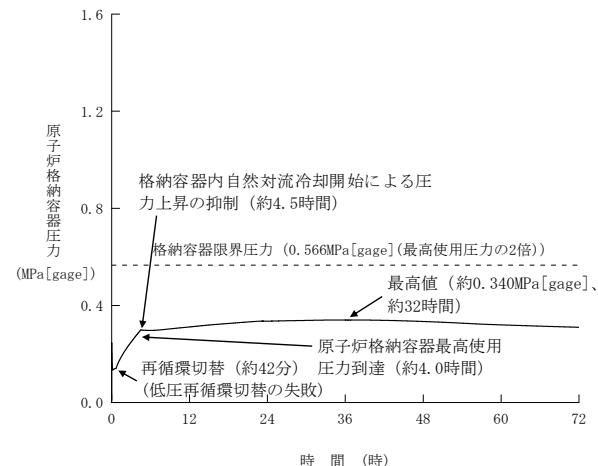


図 原子炉格納容器圧力の推移

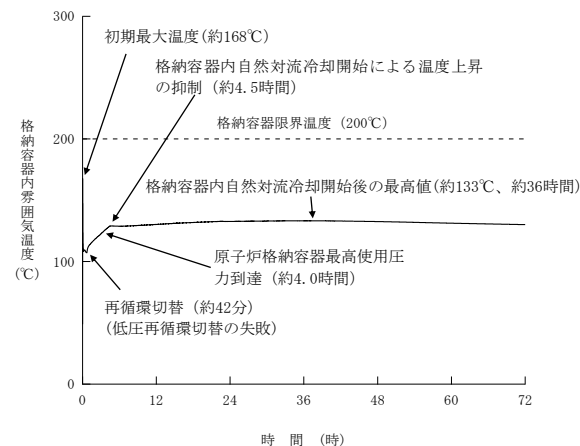


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

## 5. 格納容器スプレイ配管について(スプレイ系統喪失時のSAシーケンスについて(2/2))

### ○ 格納容器加圧破損(原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用) <大LOCA+ECCS注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失>

本シーケンスでは事象発生後24時間まで代替スプレイポンプによる注水を期待しているが、RWSPの水が枯渇するのは24時間後以降であり、長期(24時間後以降)における配管機能喪失のみを想定した場合、CV内への注水、冷却は達成できる。

このような条件で、本シーケンスではその後自然対流冷却により事象は収束している。

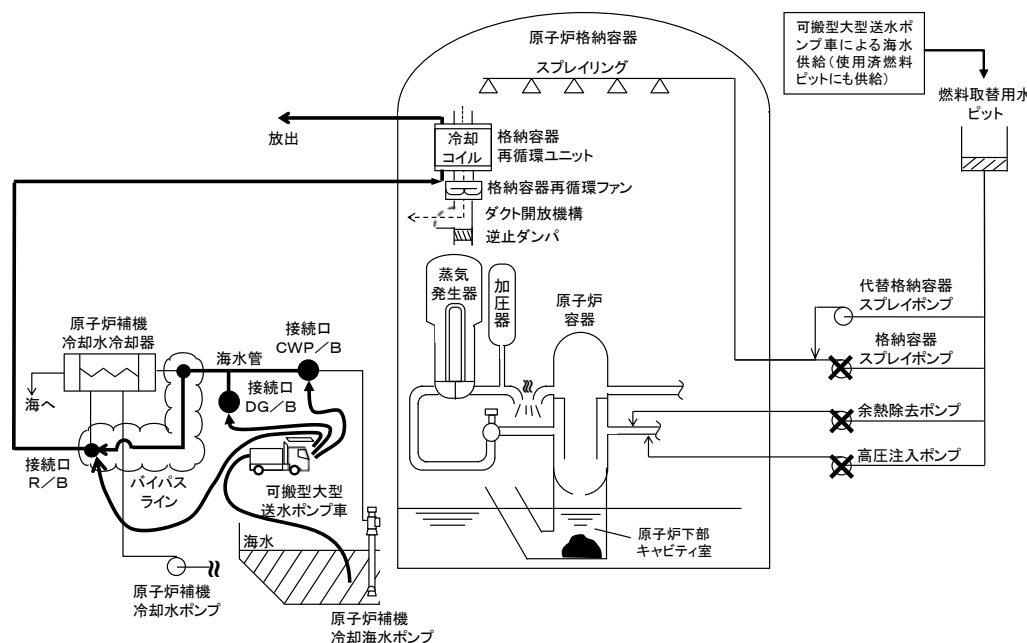


図 重大事故対策概要図(長期対策)

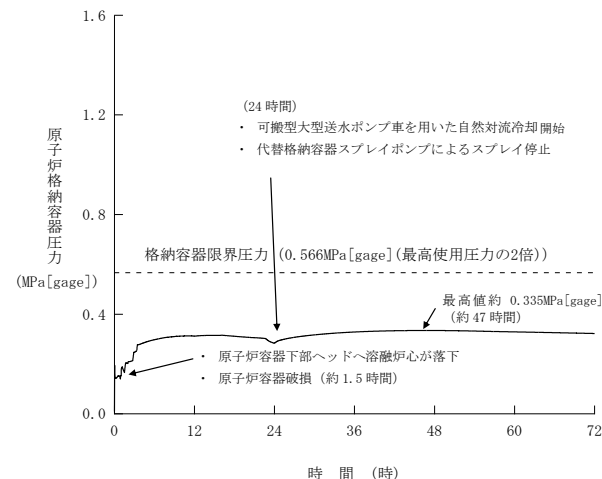


図 原子炉格納容器圧力の推移

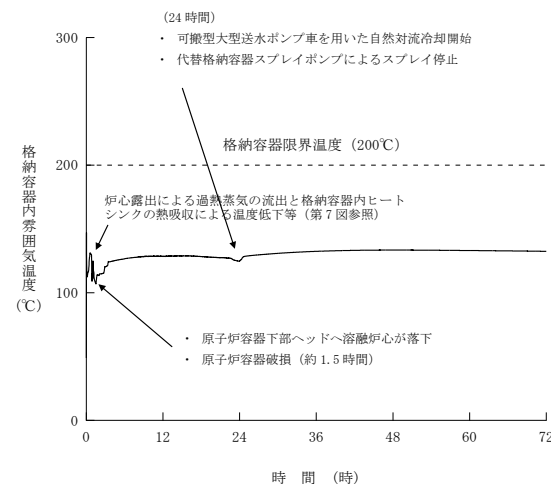


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



## 6. 新規制基準に関する検討チームでの議論

### ○ 「想定される」※の定義について

安全設計審査指針「解説」における記載を基にして

- 「『想定される静的機器の単一故障』について、安全設計の観点から考慮すべき頻度で発生すると考えられることとされており、考慮すべき頻度が明確でない。」(第4回資料2-1、8ページ)
- 「『想定される静的機器の単一故障』について、安全設計の観点から考慮すべき頻度の明確化が必要ではないか」?(同、15ページ)  
と問題提起している。

### ○ 「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」 が適用できる条件について

- 「その単一故障の発生頻度が極めて小さいことが合理的に説明できる場合として、原子炉圧力容器、非常用ガス処理系配管の支持機能としての排気筒 等」(同、16ページ)  
と例示している。

※ 安全設計審査指針9. 信頼性に関する設計上の配慮において、「重要度の特に高い安全機能を有するシステムは、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。」とされている。

## 7. 設置許可基準及び解釈において

設置許可基準	設置許可基準の解釈
<p>第12条（安全施設） 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は<u>想定される</u>静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。</p> <p>5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。</p> <p>また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。</p> <p>さらに、<u>単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合</u>、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p>

単一故障の想定に関する記載について安全設計審査指針の記載がそのまま踏襲されており、多重性の要求に対する「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」等を除外規定として定めている

## 8. 設置許可基準及び解釈に対する意見募集において

実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及びその設備の基準を定める規則及び同規則の解釈に対するご意見への考え方(平成25年6月)

ご意見の概要	考え方
<p><b>【静的機器の単一故障】</b> 静的機器の信頼性について、長期間で想定される静的機器の単一故障の要求は従来の安全設計指針の要求内容と同一の規制内容ですから実際の適用も従来と同一とするべきと考えます。この考えを適用し、福島を事故を教訓として、新たに「想定される」静的機器の単一故障が抽出された場合にはそれを想定するという一貫性のある考え方で適用をお願いします。「長期における静的機器の仮定については、原則すべての機器に適用する。」という考えは誤りです。従来どおり、また、今回の条文の解釈にあるように安全設計上「<u>想定される静的機器の単一故障</u>」を仮定するようにお願いします。</p>	<p><b>【静的機器の単一故障】</b> 今回の規定では、<u>静的機器について長期間使用される場合にあっては単一故障を想定することについて、厳密に適用することとします。</u>なお、「原則すべての機器に適用する」については、静的機器全てについて求めるものではなく、解釈において、「<u>上記の動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。</u>」、「<u>単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</u>」としており、<u>適用しない場合を示しています。</u></p>

「静的機器について長期間使用される場合にあっては単一故障を想定することについて、厳密に適用する」と示されているが、一方で「単一故障の発生の可能性が極めて小さい事が合理的に説明できる場合(中略)、当該機器に対する多重性の要求は適用しない」としている。



この除外規定についてはどの程度可能性の小さいことを示せば適用できるのか事業者として判断できない。

### ○設置許可基準規則の解釈 第12条(安全施設) 第4項

「重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。」

なお、「単一故障」とは、「単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことを(従属要因に基づく多重故障を含む)」とされている。



これらについては、安全設計審査指針の記載と変わらない

この「想定される」については、前述の通り安全設計審査指針において、

「原子炉施設の安全設計の観点から考慮すべき頻度で発生すると考えられること」

と定義されている。



静的機器の故障には、例えば配管であれば、破断、き裂、リークと多様な故障に対し各々発生頻度が異なるものであることから、指針においてはこのうち考慮すべき頻度で発生すると考えられるものを想定することを求めていたものと考えられる。

なお、海外においても、機器の信頼性を考慮した単一故障想定となっており、想定し難い故障モードを想定するものとはなっていない。米国においても、配管の故障はリークとなっており、この考え方と整合が取れている。



「想定される」の定義については、新規制基準においては記載がなく、前述の単一故障の想定に関する考え方に変更がないことから、従来の安全設計審査指針の記載の考え方がそのまま踏襲されており、完全機能喪失のみを「単一故障」としているものではないと考えている。

- 格納容器スプレイ配管の信頼性は十分に高く、DB条件のみならず、SA条件においても健全性が維持される。このような故障可能性が極めて低い設備の「想定される」静的機器の単一故障は完全機能喪失とはならないと考える。
- 単一故障の想定に関する考え方は新規制基準と従来の安全設計審査指針の記載は同じ。「想定される」の定義は、新規制基準において記載がなく、従来の安全設計審査指針に記載がある。よって、従来の安全設計審査指針の「想定される」の記載の考え方が踏襲されており、完全機能喪失のみを「単一故障」としているものではないものと考ええる。
- 格納容器スプレイ配管の信頼性は十分に高く、故障は想定し難いが、新規制基準策定時の静的機器への単一故障の想定を厳密に適用するという考えに従い、「想定される」静的機器の単一故障として、 $1/4Dt$ クラックを想定した。その場合でも、所定の安全機能が達成できることから、事業者としては格納容器スプレイ配管は1系統で新規制基準を満足しているものと考ええる。
- 格納容器スプレイ配管は1系統でも安全性は充分満足するが、新規制基準制定に伴い設備の頑健性等の観点で多重化を要求することになったのであれば、弊社としても、新規制基準に適合するように対応していく。



## (参考) 海外の状況(1/2)

### [ 米国規制 ]

#### ○ 10CFR50 Appendix A (General Design Criteria)<2013>

- ・ 流体システムの静的機器に関して、「単一故障に耐えるシステムを設計する際に、流体システムにおける静的機器の単一故障を考慮すべき条件は、現在検討中である。」と記されている。

#### ○ NUREG-0800 “Standard Review Plan” - 6.3 EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM※<2007>

- ・ 流体システムの静的単一故障は、流体の圧力境界におけるき裂(breach)または流路に悪影響を与える機械故障であるとし、SECY-94-084を引用している。

※ 6.2.2 Containment Heat removal Systems には、このような静的単一故障の定義についての記載はない

#### ○ SECY-94-084 "Policy and Technical Issues Associated with the Regulatory Treatment of Non-Safety Systems in Passive Plant Design"

- ・ 静的故障の定義の中でSECY-77-439を引用している。

#### ○ SECY-77-439 “Information report by the office of nuclear regulation on the single failure criterion”

- ・ 単一故障基準の適用においては、あらゆる故障の発生を想定を要求するものではない。例えば、原子炉容器やまたはシステム内の特定の構造物は、他の発生確率の低い事象と組み合わせられる時に、破損すると想定されない。これは、それらの複数の故障の重ね合わせた確率が十分低く、考慮する必要がないと見なされるため。
- ・ LOCA後長期冷却モード(事象発生後24時間以降)時における1台のポンプまたは1個の弁のシール完全破損によるリークを想定するが、配管破損は想定しないのが慣例である。これは、LOCA後に起こりえる他(ポンプ、弁以外)の静的故障の発生確率は十分小さく、それを考慮しなくともシステム全体の信頼性に影響することはないため。

## (参考) 海外の状況(2/2)

### [ IAEA ]

#### ○ SSR-1/2 "Safety of Nuclear Power Plants : Design"<2012>

- ・ 機器故障の発生確率が極めて低く、その機能が起因事象の影響を受けずに維持されることが高い信頼度で示された場合を除き、静的機器の故障を考慮すべきである。

➡ 必ずしも決定論的に最も厳しい静的単一故障の想定は要求せず、信頼性の高い静的機器については単一故障想定からの除外を認めている。

#### ○ SSG-2 "Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide"<2009>

- ・ (故障一般として)深層防護の適切な程度を保障するために、異なる障壁について、起こることが確実に想定されるすべての故障メカニズムを分析すべきである。

### [ 海外の状況のまとめ ]

海外においても、機器の信頼性を考慮した単一故障想定となっており、想定しがたい故障モードを想定するものとはなっていない。

米国においても、配管の故障はリークとなっており、泊3号機で想定した単一故障の考え方と整合がとれている。