

〈案〉

溢水ワーキングチーム第5回ミーティング議事要旨

1. 日 時：平成19年12月26日（水） 10：30～12：30
2. 場 所：原子力安全基盤機構本館 9階 9D会議室
3. 出席者：
 - 【NISA】 武山審査班長、津金安全審査官（以上、原子力発電安全審査課）
佐久間基準班長（原子力安全技術基盤課）
福富運転管理係長（原子力発電検査課）
 - 【JNES】 木口特任参事（企画部）
栗原調査グループ長、多田調査役、一徳上席研究員（以上、規格基準部）
釘宮情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）
安澤次長、小倉調査役、宇井主任研究員（以上、解析評価部）
 - 【オブザーバー】 ■■■■■、■■■■■（以上、東京電力）、■■■■■、■■■■■、■■■■■（以上、関西電力）
役職、敬称略 ■■■■■（日本原子力発電）
■■■■■（東芝）、■■■■■（日立GE）、■■■■■、■■■■■（以上、三菱重工業）
4. 議 題：
 - (1) 単一故障の仮定について
 - (2) 破断形状の想定について
 - (3) 被水に関する海外の規制情報
5. 議事概要：
 - (1) 単一故障の仮定について
起因事象（原子炉の外乱）及び単一故障の想定の考え方については、JNESと産業界とでまとめたもので良いが、改訂中の「火災防護審査指針」の今後の見直し動向を反映させていくこととした。ただし、第3回WTで示された方針に従い、地震については溢水マニュアルでは当面は触れない。将来的には、地震について確率論的評価等も必要になると思われるとのコメントもあった。
火災は安全評価審査指針上の「事故」の起因事象とはならないが、溢水については防護策が施されない限りは「事故」の起因事象となり得るものと考え、LOCA 時の溢水も考慮する（格納容器内事象であり、防護措置が為されていることを確認する）。また、溢水事象を短期的と限定できない場合は、安全設計審査指針9. 解説に従って動的・静的機器の単一故障を仮定することが適切であるとの意見があった。

〈案〉

(2) 破断形状の想定について

漏えい量算定にあたっての破断形状の想定について、産業界の考え方が説明された。低エネルギー配管では、耐震、非耐震に係わらず、1/4Dt スリット状漏えいを仮定。高エネルギー配管については、無条件に完全両端破断を想定することは厳しいので、SRP に準じた除外規定等を検討中である。循環水系伸縮継手部については、バタフライ弁駆動部構造に基づくウォーターハンマーの影響に応じて、1/4Dt スリット状漏えいもしくは伸縮部のリング状漏えいを使い分けることを検討しているとともに、国内外の損傷事例等を調査・整理中である。配管に想定する 1/4Dt の根拠については、ASME に照会してみることも検討する。また、漏えい事象に対する検出方法としては、巡視点検等で確認できると考えている。タンクについては、省令 62 号第 30 条の放射性廃棄物の漏えい拡大防止及び施設外の漏えい拡大防止対策を参照し、ノズル部配管の 1/4Dt 破損から漏えいすると仮定している。タンクのうち高エネルギー流体を内包するものについては、格納容器の内/外でどのような機器があるか抽出した上で、別途検討を加えることとした。以上の破断形状の想定は、最新のプラント設計の考え方に等しい。これらが、過去の損傷事例を包絡していることを確認する。

(3) 被水に関する海外の規制情報

被水に関する仏・米国の規制文書について報告された。仏国 RCC-P には被水に関する規定は特にないものの、消火水や格納容器スプレイによる機能喪失防止の要求があり、被水については 1 系統にのみにその影響を抑えることが要求されていると考えられること、また、米国の例として Brunswick 発電所の FSAR には、水滴落下に対する耐性やドリップシールに関する記述が見られることが紹介された。

被水の影響評価は、防護対象設備から直視できる溢水源からの被水について、飛散範囲を検討した上で判定することとする。

また、盤等の電気品に対する防水仕様について、現状を確認する。

本日の議事については NISA で持ち帰り山本 WT 主査に報告し、今後の指示を仰ぐ。内規化するか民間規格とするかは未定であるが、手続きの概略を NISA から示す。また、今回のマニュアルでは地震について明示的に触れないにせよ、規格化手続きの過程では中越沖地震事象に対しても溢水防護評価マニュアル(案)の有効性が問われることになると考えられるため、回答を検討しておく必要がある。

なお、基盤課で技術評価する際には、破断形状の想定等について技術的根拠が要求される。

6. 配布資料：

5-1 溢水ワーキングチーム第4回ミーティング議事要旨

〈案〉

- 5-2 起因事象(原子炉の外乱)及び単一故障の想定のおえ方
- 5-3 配管・タンクの破損想定
- 5-4 被水防護評価マニュアルについて
- 5-5 被水の影響評価のおえ方(案)

溢水ワーキングチーム第5回ミーティング

1. 日 時： 平成19年12月26日（水） 10:30～12:00
2. 場 所： 原子力安全基盤機構本館9階 9D会議室
3. 議 題：
 - (1) 単一故障の仮定について
 - (2) 破断形状の想定について
 - (3) 被水に関する海外の規制情報

〈案〉

溢水ワーキングチーム第4回ミーティング議事要旨

1. 日 時：平成19年12月11日（火） 10:00～15:30
2. 場 所：原子力安全基盤機構本館 7階 7B会議室
3. 出席者：
 - 【NISA】 山本統括安全審査官（WT 主査）、武山審査班長、江藤建設班長、河本建設係長（以上、原子力発電安全審査課）
北原基準専門官（原子力安全技術基盤課）
 - 【JNES】 木口特任参事（企画部）
栗原調査グループ長、多田調査役、一徳上席研究員（以上、規格基準部）
釘宮情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）
安澤次長、小倉調査役、宇井主任研究員（以上、解析評価部）
 - 【オブザーバー】 ■■■、■■■（以上、東京電力）、■■■、■■■、■■■（以上、関西電力）
役職、敬称略 ■■■（日本原子力発電）、■■■（日本原子力技術協会）
■■■、■■■（以上、東芝）、■■■、■■■（以上、日立GE）、■■■（三菱重工業）
4. 議 題：
 - (1) 溢水防護評価マニュアルによる試評価結果
 - (2) 溢水防護評価マニュアルについて
 - (3) その他
5. 議事概要：
 - (1) 溢水防護評価マニュアルによる試評価結果
産業界から、溢水防護評価マニュアルを適用した試評価結果が示された。今回の試算は一例であり、実際には数十ケースについて明示した中から、最も厳しい影響を与える溢水源を選定する。
試評価の結果、没水については評価マニュアルの適用性が確認された。被水の影響評価については、溢水量に係わらず、防護対象設備から直視できる範囲の溢水源からの被水を考慮すべきであると指摘されたので、マニュアルに解説を加える。また、被水に関する海外の基準について再確認する。⁽³⁾
漏えい量算定にあたっての破断形状は、高エネルギー配管は完全両端破断、低エネルギー配管は1/4t スリット状漏えいを仮定している。循環水系伸縮継手部は、1/4t スリット状漏えい、またはキウォーニ発電所 PRA に倣った伸縮部のリング状漏えいを仮

〈案〉

定している。また、タンクについては、省令 62 号第 30 条の放射性廃棄物の漏えい拡大防止及び施設外の漏えい拡大防止対策と同様に、ノズル部配管の 1/4t 破損から漏えいすると仮定している。それぞれの破断形状の考え方について整理し、次回 WT で産業界から提示する。⁽²⁾ 破断形状の想定について、WT で結論が出なければ、機器部会に諮ることになる。

(2) 溢水防護評価マニュアルについて

前項の試評価も取り込み、マニュアルをより詳細なものにしていく。また、屋外の配管・タンクも溢水源として考慮することを具体的に記載する。ただし、屋外に設置されている機器への影響を見るだけで、建屋内への流入は考えない。

前回 WT で溢水の発生要因については議論せず地震に起因する場合でも他の要因と同様に単一溢水源を想定して評価するという結論になったが、地震に起因する溢水を一切排除するものではない。同時に、耐震 As クラスの配管からの溢水も仮定する。

単一故障の仮定については、安全評価指針に適合するよう JNES で整理して次回 WT で示す。⁽¹⁾

(3) その他

次回 WT 会合は 12/26 午前。

6. 配布資料：

- 4-1 内部溢水評価マニュアルにおける試評価結果 (BWR)
- 4-2 内部溢水評価マニュアルにおける試評価結果 (PWR)
- 4-3 原子力発電所の溢水防護評価マニュアル (検討案)
- 4-4 溢水防護評価マニュアルの確認事項

起因事象（原子炉の外乱）及び単一故障の想定の方（表2）

	安全設計審査指針	安全評価審査指針	火災防護審査指針	溢水評価マニュアルへの反映骨子案
指針本文	<p>[単一故障関連] 指針9.に「信頼性に対する設計上の考慮」として、重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる設計であることを要求している。しかしながら、単一故障の仮定に加えて、同一系統に別の故障（起因事象）を想定する要求はない。</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] 「安全設計評価の目的」として、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化(過渡)」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要としている。ここで、「過渡」とは、機器の単一故障、誤操作等により、異常な状態に至る事象であり、原子炉施設が制御されずに放置されると炉心或いは原子炉冷却材バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象としている。また、「事故」とは、更に原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象としている。</p> <p>[単一故障関連] 「事故」の解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、結果の最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならないとしている。(以下、安全設計指針9.解説と同様の記述あり。)</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] [単一故障関連] 原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災に対しても、この火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、単一故障を仮定しても、原子炉を高温停止できる設計であること。低温停止に必要な系統は、原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災によっても、その機能を失わない設計であること。</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] [単一故障関連] 原子炉施設内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、この溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、単一故障を仮定しても、原子炉を高温停止できる設計であること。低温停止に必要な系統は、原子炉施設内のいかなる場所の想定される溢水によっても、その機能を失わない設計であること。</p>
指針解説	<p>[単一故障関連] 同指針9.解説において「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。上記の動的機器の単一故障又は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、その単一故障が安全上支障がない期間内に除去また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。」ことが規定されている。</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] ここでいう、「過渡」及び「事故」は、その原因が原子炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす。・・・これらの内部事象は多岐にわたるが、おおむね「重要度分類指針」にいう異常発生防止系（PS）に属する系統、機器等の故障、破損或いはこれに係る運転員の誤操作等によるものである。これらの内から、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものを「設計基準事象（DBE）」と呼ぶ。・・・一つのDBEと、これに関連する主として異常影響緩和系（MS）に属する系統、機器等の動作の状況、電源の状況等を組み合わせたものが、安全設計評価における「評価すべき事象」である。</p> <p>[単一故障関連] (本文とほぼ同等の記載あり) ・・・単一故障を仮定する対象となる安全機能を果たすべき系統、機器には、「重要度分類指針」でいう「当該系」のみならず、当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含まなければならない。ただし、事象発生前から機能しており、かつ、事象の過程でも機能し続ける、いわゆる“on-duty”の機器等については、故障の仮定から除外することができる。</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] 「想定される火災」とは、原子炉施設の設計の妥当性を評価する観点から、安全評価上考慮すべき頻度で発生する火災、例えば油等の引火性材料の火災、又は、電気機器及び電気ケーブルの電気火災等をいう。</p> <p>[単一故障関連] 「単一故障を仮定」とは、想定される火災により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要がある場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に動的単一故障を仮定することを要求するものであって、作動状態に変更がない当該系統の機器の単一故障を仮定することを要求するものではない。例えば、作動状態にあるポンプの機能喪失は仮定しなくてもよい。</p> <p>「高温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>	<p>[起因事象（原子炉の外乱）関連] 「想定される溢水」とは、原子炉施設の設計の妥当性を評価する観点から、安全評価上考慮すべき頻度で発生する溢水、例えば配管の単一の破損に起因した溢水をいう。</p> <p>[単一故障関連] 「単一故障を仮定」とは、想定される溢水により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要がある場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に動的単一故障を仮定することを要求するものであって、作動状態に変更がない当該系統の機器の単一故障を仮定することを要求するものではない。例えば、作動状態にあるポンプの機能喪失は仮定しなくてもよい。</p> <p>「高温停止できる」とは、想定される溢水の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>
単一故障を仮定した具体的な評価事例	<p>(「安全設計審査指針」に述べられている原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化(過渡)」及び「事故」について解析し、評価を行うことが求められており、その評価方法、基準については、「安全評価指針」で規定されている。)</p>	<p>LOCA事象に対しては、一次冷却材配管（PS）の単一の破断を想定し、炉心損傷防止の観点からはECCS設備（MS）の単一故障を想定している。</p>	-	-

配管・タンクの破損想定 (表1)

破損想定部位		米国基準 (評価想定、判断基準)			産 業 界	
		米国原子力学会基準 (溢水設計基準) ANSI/ANS-56.11.1988	SRP 3.6.2 (配管破断防護)	SRP 3.4.1 (内部溢水防護)	溢水評価マニュアル 破損想定 (案)	検討状況・課題等
耐震設備	高エネルギー配管*1	破断箇所 ANSI/ANS-58.2-1988 を引用し、完全破断を仮定	完全破断を仮定	S.R.P-3.6.2 を引用して完全破断想定	SRP に準じた「破損想定除外の考え方」などについて詳細検討中	・無条件に完全破断とするのは影響が大きく、「除外規定」and/or「破壊力学等を用いた詳細評価に基づく破損想定」の許容などについて、その適用性、妥当性に係る検討を実施中。
	低エネルギー配管*1	破断箇所 ANSI/ANS-58.2-1988 を引用し、スリット状 (Dt/4) の損傷を仮定	スリット状 (Dt/4) の損傷を仮定	S.R.P-3.6.2 を引用して、スリット状 (Dt/4) の損傷を仮定	スリット状 (Dt/4) の損傷を仮定	
	タンク	真空破壊装置を有しない耐震クラス I のタンクの破損	— (記載無し)	破損想定不要 — (記載無し)	・タンク本体には損傷を考えない。 ・タンク接続配管にスリット状 (Dt/4) の損傷を仮定	・省令 62 号第 30 条、31 条での考え方を参照。 ・タンク損傷事例を調査/整理中
非耐震設備	高エネルギー配管*1	耐震クラス I 以外又は、耐震解析未実施の単一配管の破断	耐震設備と同様	耐震設備と同様	耐震設備と同様	
	低エネルギー配管*1	同上	通常時：スリット状 (Dt/4) の損傷を仮定 地震時：完全破断を仮定	地震時には円周破断 (完全破断) を考慮	耐震設備と同様	
	循環水管エキスパンションジョイント	特別な検討を行う	— (記載無し)	— (記載無し)	・損傷は伸縮部に想定する。 ・開口形状 (案) スリット状 (Dt/4) もしくはリング状破損	・バタフライ弁駆動部構造に基づくウォーターハンマーの影響の大小に応じて、2 種類の開口形状を使い分けできるよう検討中。 ・損傷事例、弁や伸縮部の形式、メンテナンスの考え方などについて、国内外の情報を調査・整理中。
	タンク	破損を想定	— (記載無し)	非耐震タンクの破損 (最悪ケースとなる単一の破断)	耐震設備と同様	
溢水評価手法		— (記載無し)	— (記載無し)	審査者は、SRP の 19 章確率論的安全評価にそって溢水リスクを評価*2 するとの記載有り	—	

*1 高エネ配管、低エネ配管区分は、S.R.P-3.6.1 による。

*2 確率論的安全評価手法を添付に示す。

内部溢水に関する確率論的安全評価手法

確率論的安全評価では、内部溢水の発生を起因として、安全系の多重故障を想定し炉心損傷を発生させる頻度を求めている。この炉心損傷頻度が、安全目標（例えば、炉心損傷頻度であれば $1E-5$ / 炉年）に対して十分に小さいことを示して、安全性を確認している。この内部溢水に関する確率論的安全評価手法では、大きく以下に示すような二つの手法を用いて炉心損傷頻度を定量化している。

1. スクリーニング解析 内部溢水の影響の大きな溢水シナリオを抽出するために実施する評価で、溢水源に対し保守的な仮定に基づき概略的な溢水量（例えば、全内包水量放出）により安全系機器の機能喪失を仮定し、条件付炉心損傷頻度を求める。このような各溢水源に対する複数の溢水シナリオを構築する。その各溢水シナリオの条件付炉心損傷頻度を評価し、条件付炉心損傷頻度の大きな溢水シナリオを炉心損傷頻度への寄与の大きいシナリオとして抽出する。
2. 詳細解析 スクリーニング解析で抽出された溢水シナリオに対し、溢水発生頻度の評価を実施する。具体的には、溢水源となる機器の破損頻度を定量化することになる。次に、この溢水を緩和するための隔離操作を検討し、安全系機器が水没して機能喪失するまでの時間余裕の間に隔離が失敗する確率を評価する。また、溢水により機能喪失しない安全系機器に多重故障を仮定して、炉心損傷頻度を求める。

$$\text{炉心損傷頻度} = \sum_i (\text{溢水源破損頻度} \times \text{溢水隔離失敗} \times \text{溢水時の安全系ランダム故障})$$

i : 溢水シナリオ

溢水防護評価マニュアルについて

【仏国】：仏の系統設計に関する民間規格 RCC-P（非公開）の中に内部溢水に関する規定はありますが、「降りかかり」についての規定は特にありません。

強いて言えば、消火水や格納容器スプレイによるスプレイによっても機能喪失しないことが求められています。これは今問題にしている「降りかかり」とは別かと思いますが、これらスプレイも含め内部溢水に対しては以下のように複数トレインのうちの 1 トレインに影響を限定することを要求しており、「降りかかり」についても 1 トレインだけの影響であれば問題ないと解釈されます。

3.1.4.4.3 構造上の防護措置

.....

内部溢水に対する防護措置を以下に記す。

.....

c) 溢水拡大領域を単一の安全系動力トレインのみに限定する構造上の措置（出入り口高さの引き上げ、低い壁、床の勾配、等々）

なお、仏においては「降りかかり」事象の発生も報告されていますが、特に「降りかかり」対策の記載はなく、RCC-P の規定は満足されているとの判断ではないかと思われます。

【米国】：規制側文書としては、NUREG-1174「原子力発電所における系統間相互作用の評価」p. 37 に以下のような記載があります。「・・・溢水には、大量の水による（機器が冠水してしまうほど）装置の溢水の他に、その他の形態による水の浸入、たとえば感受性の高い設備へのスプレイ、ドリップ、あるいはスプラッシュがある。これらの事象の例は、NRC から Info Notice など数多く通知されている。これらの事象で重要なことは、水の量が必ずしも問題の指標ではなく、水の位置がはるかに重要であることである。例えば、少量の漏えいによる電気設備への水滴のほうが、ポンプ室内での 8 フィート高さの溢水よりも重要になりうる。」民間規格 ANSI/ANS-56.11 においては、仏国と同様に消火水や格納容器スプレイによっても機能喪失しないことが求められています。

事業者側文書として FSAR を調べたところ、Brunswick では、原子炉建屋の電気機器は MCC 及び表示パネル以外は「降りかかり」に耐性のある機器であり、また必要な場所にはドリップシールドを設置したとの記述があります。

Beaver Valley では、直接溢水に関連する箇所ではありませんが、RHR 系ポンプの説明部分に、配管破損に備えてモーターにスプラッシュバリアを設置しているとの記載があります。

Brunswick 発電所(BWR/4)UFSAR 3.4.2 項翻訳(内部溢水関連部分)

3.4.2 内部溢水からの防護

3.4.2.1 原子炉建屋の内部溢水防護

原子炉建屋内のエレベーション-17フィートの部屋のみが、水の蓄積による影響を受けやすい。溢水の影響を受ける領域では、ハッチ及び階段吹き抜け部を通じた、上部からの排水経路を設定するために、床貫通部はシールされ、床の開口部周囲には堰が設置されている。これらの機能は、上部での水の蓄積を防止し、下部の機器への放水 (deluge) を制限する。モーター制御センター (MCC) 及び照明パネルを除いた電気機器は、水滴落下に耐性がある (resistant to falling water) 設計となっている。MCC は階段吹き抜け部の下には設置されていない。床ドレン容量を超過した水が機器を冠水しないように、上部の機器は高さ 4~6 インチの台座上に設置されている。各炉心スプレイ室は+20 フィートまで完全に隔離されている (図 6-1)。RHR 及び CS ポンプ室の間の配管チェイスは、横断的な溢水を防止するためにシールされている。RHR 及び HPCI ポンプ室はエレベーション+5 フィートまでの壁で分離されている。必要な系統の冗長区域 (division) は分離されており、単一の破損が両区域に直接影響することはない。

原子炉建屋内の大多数の補助系統は、一つのポンプ室に水が蓄積したとしても、重要な機器を損傷させるほどの水を含んでいない。サプレッションプールからの RHR ポンプ吸い込み配管の破損を考慮しても、ポンプ室の機械的分離により冗長性が確保される。サービス水系といった大規模な溢水ハザードであっても、隣接区画にオーバーフローする前に漏えい箇所を検出し、位置を探して隔離する時間があるため、冗長性を脅かすことはない。

RHR 及び HPCI ポンプ室の機器は床上 14 インチに位置しており、必要な系統の喪失までの溢水のスペースがある。水位検知用及びサンプポンプ用の計装により、RHR 及び HPCI ポンプ室における溢水の早期検出が可能である。

サプレッションプール吸い込み配管、及び復水、サービス水、脱塩水、給水系の一部 (直接または床ドレン経由で溢水を引き起こす可能性のあるもの) は、ESF 系統への損傷を防止するために、耐震カテゴリ I 基準で性能保証されている。

水スプレイ源付近のクラス IMCC と計装ラックを評価し、必要な場所にはドリップシールドを設置した。

タービン建屋の壁から蒸気室にある逆止隔離弁へ到る給水配管は、北西の CS 室にある CS 計装ラック、再循環系ラック、CS ポンプ及び隔離弁への影響を最小限に抑えるため、耐震カテゴリ I 基準で解析済である。蒸気室における漏えい検出系及び、その後で作動する原子炉低水位警報並びに CS サンプ漏えい検出警報を考慮して、このような給水の漏えいの隔離には最低 2 分を要すると仮定している。漏えいの想定流路は 3 インチの床ドレンであ

る。蒸気室で溢水が発生した場合、CS室への壁を通じた漏えいが観察される可能性がある。

E41-F011 弁と原子炉建屋壁との間の HPCI/RCIC 戻り配管は、吸い込み配管からの逆流による溢水を避けるため、耐震カテゴリ I 標準で耐震解析済であり、HPCI 室へのオーバーフローは少なくとも 1 時間後であると予想される。

3.4.2.2 ディーゼル発電機建屋の内部溢水防護

内部溢水防護のため、ディーゼル発電機への各サービス水供給配管を除き、運転床の配管トレンチに設置されたドレン系は、いかなる配管の破損による溢水も処理できる。タンク区画、放水ピット (deluge pit) 及び配管トレンチには水位計が設置されている。トレンチ内のサービス水配管が破損し、ドレン系が水流を処理不可能な場合、トレンチ水位がトレンチ上部に達すると、ディーゼル発電機建屋外のピットにある供給弁が自動的に閉止する。ディーゼル発電機建屋基底部の電気機器 (PT、CT 及び接地変圧器) は、溢水から機器を部分的に防護するため、床から 5 フィート高い位置に設置されている。

3.4.2.3 ディーゼル燃料オイルタンク室の内部溢水防護

タンク区画内の脱塩水配管及び燃料オイル移送配管はカテゴリ I 要件で耐震解析済である。放水弁ピット (deluge valve pit) は、タンク区画から物理的に遮断されている。

3.4.2.4 サービス水取水構築物の内部溢水防護

内部溢水を考慮して、MCC はエレベーション 20 フィートの位置から更に約 1 フィート上に設置されている。

MCC 付近の非クラス 1 配管には、スプレイドフレクター (spray deflector) が設置されている。

エレベーション 20 フィートの位置の格子、床ドレン及び階段吹き抜け部により、建屋の下部への迅速な排水が可能になっている。エレベーション 4 フィートの位置の床ドレン及び梯子により、建屋のエレベーション最下部への迅速な排水が可能である。これらの要素の効果により、エレベーション-13 フィート 4 インチの位置以外には、溢水の大量蓄積が防止されている。

取水構築物下部への浸水を運転員に知らせるため、エレベーション-13 フィート 4 インチの位置に水位計が設置されている。取水構築物の下部は水 252,105 ガロンの容量があるため、上部での大規模な溢水が発生するまでに、どの配管が破損したかを決定して適切なポンプを停止するため、運転員には約 25 分の猶予がある。

3.4.2.5 放射性廃棄物処理建屋の内部溢水防護

運転員に溢水を知らせ、位置の特定を助けるため、エレベーション-3 フィートの位置に水位計が設置されている。このシステムに併せて、放射性廃棄物建屋のエレベーション 12 フィート未満の部分に通じる開口部はすべて施栓されている。配管にはリンクシールが設置されており、トンネルからのドアを通じた漏えいはサンプポンプ容量に合わせて制限されている。200,000 ガロンを超過する溢水を検出するため、3 インチ、及び 1 フィート 6 インチの 2 箇所警報が設定されている。1、2 号機のトンネルを分離するために、高さ 2 フィートの敷居 (sill) が設置されている。

3.4.2.6 タービン建屋の内部溢水防護

循環水復水器ピット内の異なる溢水水位用の警報は、異常状態が発生し、水がピットに浸入したことを運転員に警告する。また、ピット底面から 9 フィートに設置された 3 つの水位計が作動すると、自動的に循環水ポンプが停止する。水の浸入を防止するため、4kV 開閉装置の周辺には高さ 2 フィートの敷居 (sill) が設置されている。また、タービン建屋全体で、MCC は床から 4~6 インチ高い位置に設置されている。

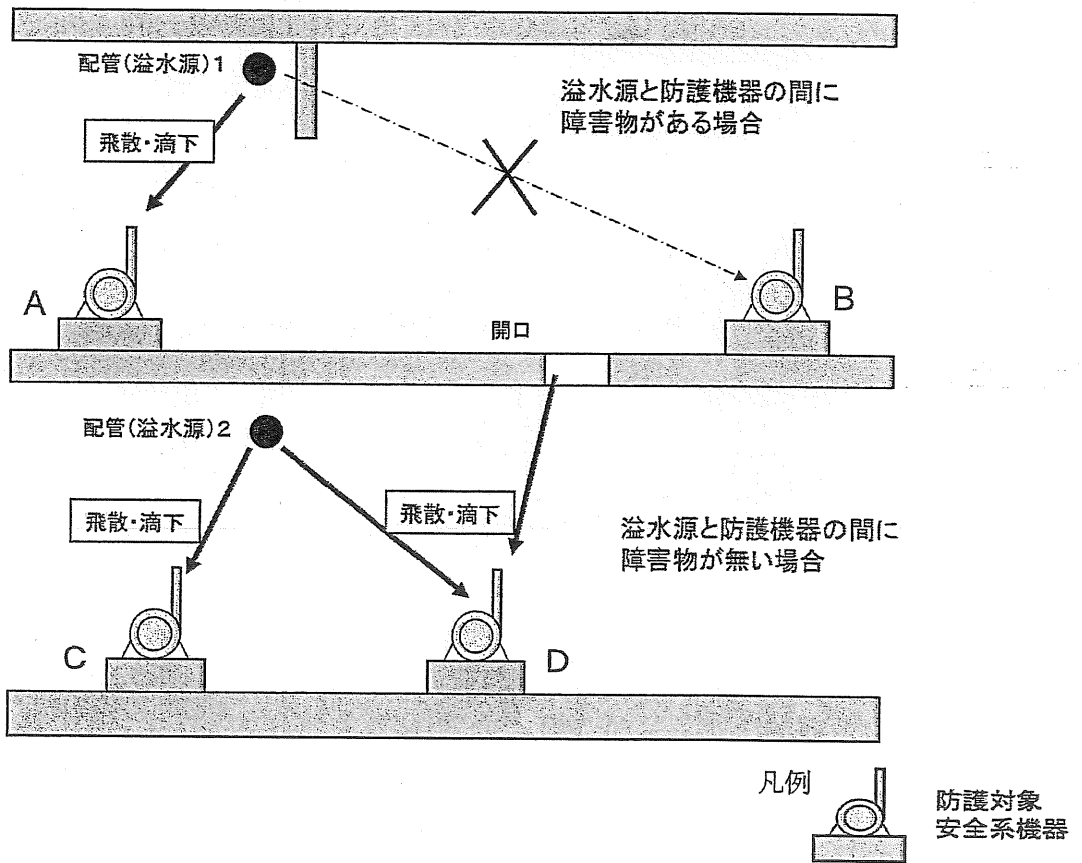
3.4.2.7 コントロール建屋の内部溢水防護

コントロール建屋のケーブル処理室を経由する CFD 及び CDD 復水供給及び戻り配管は、耐震性能保証されている。

被水の影響評価の考え方 (案)

被水については、下図の如く評価を実施することで、マニュアル上解説に折り込む。

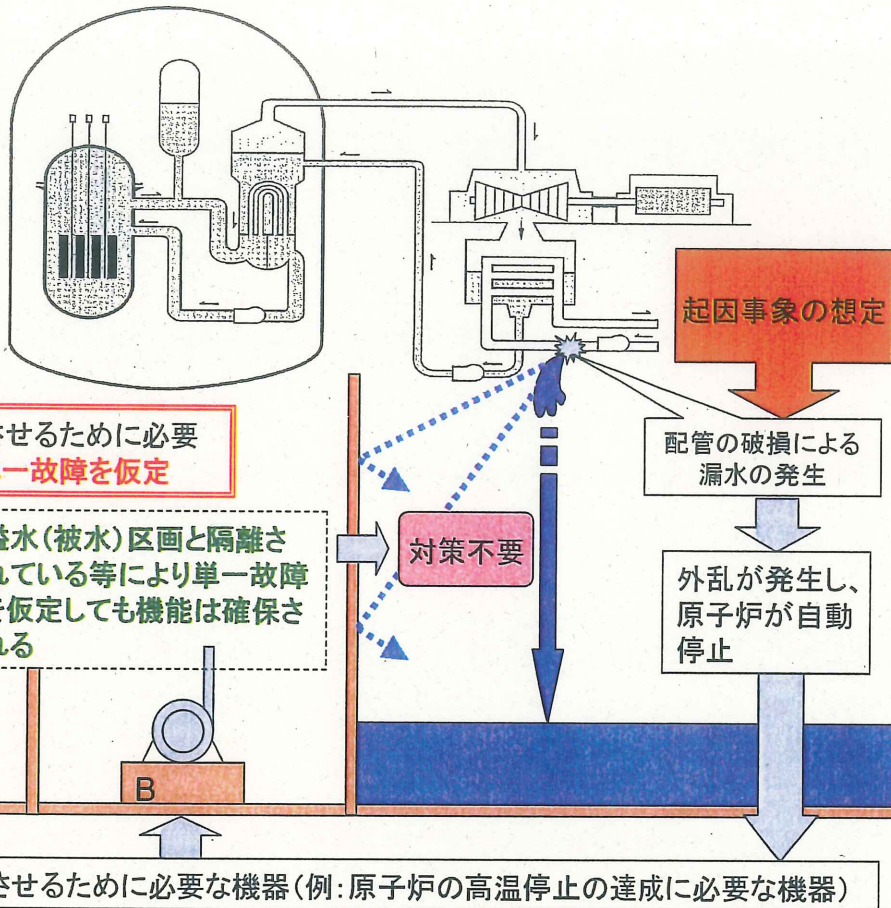
防護機器	溢水源 1	溢水源 2	備考
A	評価	不要 (上階)	
B	不要 (傷害物有り)	同上	
C	不要 (直下に無い)	評価	
D	評価	評価	



(解説の文案)

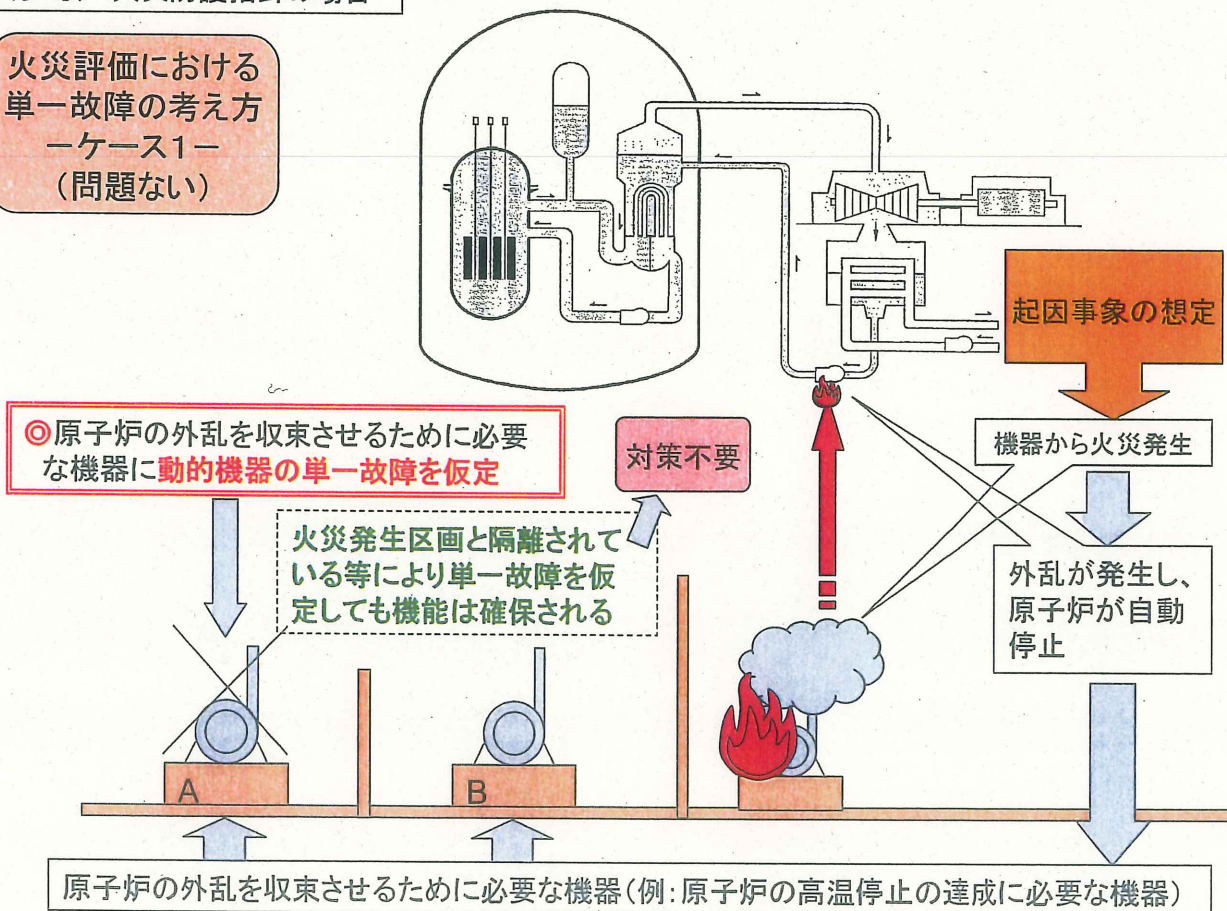
“防護対象設備から溢水源となる配管が直視出来る場合に、飛散範囲を検討し、その影響を判定する”

溢水(被水)評価における
単一故障の考え方
—ケース1—
(問題ない)

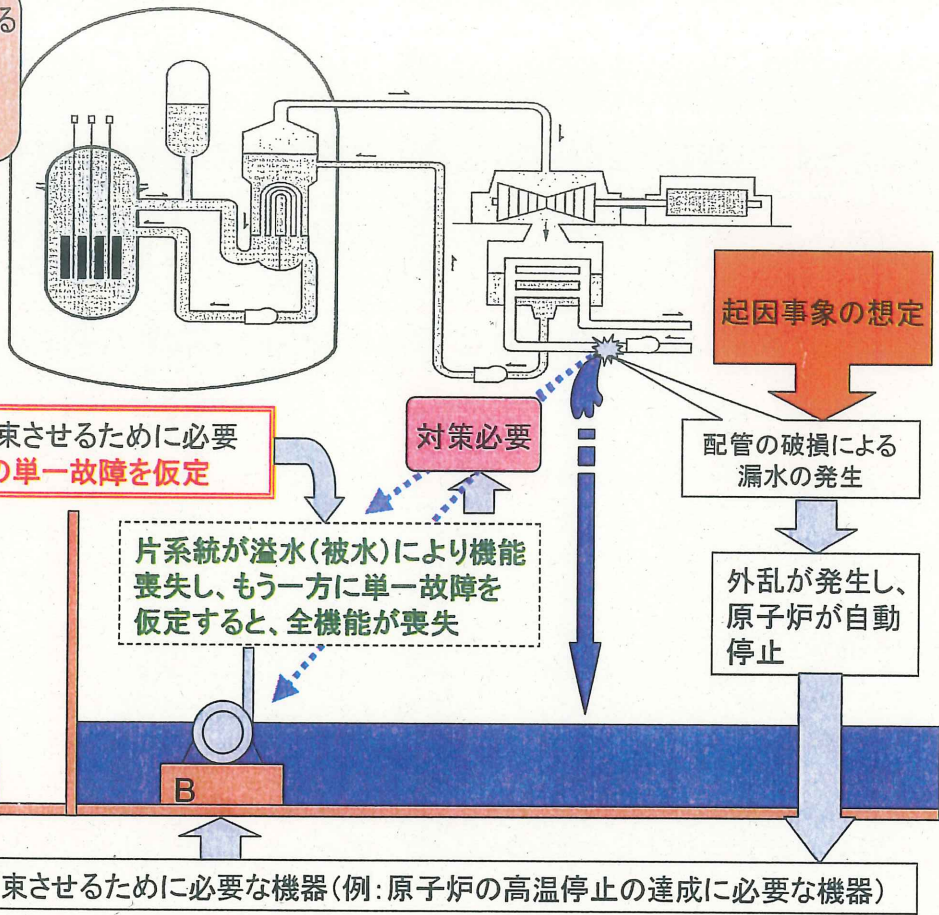


(参考) 火災防護指針の場合

火災評価における
単一故障の考え方
—ケース1—
(問題ない)



溢水(被水)評価における
単一故障の考え方
-ケース2-
(問題あり)



(参考) 火災防護指針の場合

火災評価における
単一故障の考え方
-ケース2-
(問題あり)

