

進捗状況管理表 No.8

<p>件名</p>	<p>インド津波と外部溢水（2004年12月26日のマドラス2号機停止）</p>	
<p>事象と問題点の概要</p>	<p>2004年12月26日朝スマトラ沖地震による津波はインドの東海岸を襲い、認可出力（215MWe）で運転中のマドラス2号機では海水が取水トンネルを通過してポンプハウスに入り、ポンプハウス内の水位は復水器冷却水（CCW）ポンプの途中までの水位に上昇、復水器冷却水ポンプがトリップした。これを見た制御室運転員がタービンをトリップし、結果的には原子炉熱交換機系の圧力高により原子炉がトリップ。原子炉熱交換機系は蒸気放出弁開で冷却。このポンプハウス水位上昇は、復水器冷却水全ポンプ及び1台を除くプロセス海水（PSW）ポンプを運転不能とした。運転可能であった1台のPSWポンプでプロセス水熱交換器の冷却水を供給した。非常用プロセス海水（EPSW）ポンプは海水に没水して運転不能となった。外部電源は利用可能であった。原子炉は安全停止とされた。原子炉建屋、タービン建屋及びサービス建屋への海水の侵入はなかった。その他の全ての設備には、影響がなかった。</p> <p>2. インドの津波基準（海岸沿いプラントの外部洪水事象対処）$H(DBFL) = H1 + H2 + H3$（$H1$: 満潮位、$H2$: 予想最高台風・津波高潮、$H3$: 気圧低による吸い上げ）</p> <p>3. インドの津波設計基準: AERB/SG/S-11 による推奨値（西海岸: 3m、東海岸: 2.5m）。これまで、インドでは台風高潮が支配的で津波はあまり気にしていなかった。</p> <p>（プロトタイプ高速炉での評価例: 台風による高潮: 4.7m >> 津波: 2.5m）。インド洋津波に鑑み津波のガイドライン見直しが決まっている。</p>	
<p>我が国の現状</p>	<p>「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年8月）、「指針2. 自然現象に対する設計上の考慮」あり。</p> <p>但し、津波・高潮、洪水については、発電所がそれらの影響を受けないことを示すこととしており、設計基準洪水（DSF）の考え方はなし。</p> <p>（設計上の対処: ・設計水位において原子炉の安全性が損なわれないこと→発電所敷地の水没防止、海水系の機能喪失防止、・敷地周辺の地震津波の調査による設計津波波高の推定; 被害津波、検潮記録、津波のシミュレーション解析、・具体的対策; ①敷地整地面の決定（地形・地盤条件、プラント配置、土木工事条件等も考慮）、②防波堤の設置及び必要に応じて建屋出入口に防護壁の設置、③原子炉冷却系に必要な海水確保（海水ポンプの津波時機能確保）</p>	
<p>我が国の対応方針</p>	<p>1. 規制措置; 要・否</p> <p>3. 指針・基準への反映 要・否</p> <p>5. 事業者側への調査依頼 要・否</p>	<p>2. 規制制度の変更 要・否</p> <p>4. 安全研究等の実施 要・否</p> <p>6. 事業者側への注意喚起通知 要・否</p>
<p>担当 (NISA/JNES)</p>	<p>NISA: 審査課 野中班長</p>	<p>JNES: 安全情報部 別所調査役 規格基準部 内山主事</p>
<p>対応方針に基づく対応状況</p>	<p>・NISA, JNES (規格基準部、解析評価部、安全情報部) (電力オブザー参加) の勉強会発足、第1回(H18年)1/30、第2回2/15、<u>第3回5/11、第4回5/25、BWR現場(1Fサイト)確認6/9、第5回6/13。PWR現場(泊サイト)確認6/28。</u></p> <p>・IAEAの津波・外部溢水技術会合(2005.8インド、2006.5イタリア)に出席。2003年IAEA外部溢水指針を最近の技術進歩、日本の土木学会の考えを取り込んでの全面見直し合意等の動向注視。</p> <p>・電気協会は耐震技術指針の改定に際し土木学会手法をベースに津波水位評価法も取込中。</p>	

<p>件名</p>	<p>キウオーニ発電所(PWR,591MWe)内部溢水(インターナル・フラッディング)問題</p>													
<p>事象と 問題点の概要</p>	<p>1. 事象 (EN#41496) : Kewaunee のフラッディング事象に対する設計は配管系破断の影響を緩和しないことが判明。非耐震性配管である循環水系配管の破断を仮定すると、タービン建屋の浸水後、<u>工学的安全施設 (ESF) 系及び安全停止系機器 (特に電気機器)</u> が故障することが判明。これは浸水し水位の上昇したタービン建屋から、非水密扉や逆止弁の付いていない床ドレン配管を通して逆流したり、ESF 機器の設置された室内に水が流入したりして、AFWP (補助給水ポンプ)、EDG (非常用ディーゼル発電機)、480/4160V AC 開閉器が浸水する可能性があるため。</p> <p>2. 最近の追加対策 : 仮設ポンプ・土嚢設置、人員増員。プラント機器設計変更検討中。</p> <p>3. NRC の内部溢水対策 : 1979 年 1 月に USI A-17 ” Systems Interactions in Nuclear Power Plants ” を指定。1983 年 6 月に GSI-77 ” Flooding of Safety Equipment Compartment by Back-Flow Through Floor Drain ” を指定。1988 年に GSI-77 を USI-17 に併合。1989 年 9 月に GL 89-18 の発行をもって USI-17 は解決。</p> <p>4. NRC の耐内部溢水設計要件 : ・ 10CFR50 Appendix A, GDC-2 “Design Basis for Protection against Natural Phenomena”, ・ RG 1. 59 “Design Basis Floods for Nuclear Power Plants”, RG 1. 102 “Flood Protection for Nuclear Power Plants”, ・ 標準審査指針 (SRP, NUREG-0800) 3. 4. 1 “Flood Protection”</p> <p>5. SRP 3. 4. 1 審査範囲 : ・ 外的及び内的原因浸水に対し保護すべき安全系統・構造物・機器を特定すること。・安全系機器格納構造物が、浸水の条件に耐え得るものであるか評価すること。等。</p>													
<p>我が国の現状</p>	<p>「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成 2 年 8 月)、「指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮」あり。</p> <p>但し、津波・高潮、洪水については、発電所がそれらの影響を受けないことを示すこととしており、設計基準洪水 (DSF) の考え方はなし。</p> <p>洪水については外部からこないようにしている。内部溢水は考慮していないが、安全上重要なものはおかないようにしている。</p>													
<p>我が国の 対応方針</p>	<table border="0"> <tr> <td>1. 規制措置;</td> <td>要・否</td> <td>2. 規制制度の変更</td> <td>要・否</td> </tr> <tr> <td>3. 指針・基準への反映</td> <td>要・否</td> <td>4. 安全研究等の実施</td> <td>要・否</td> </tr> <tr> <td>5. 事業者側への調査依頼</td> <td>要・否</td> <td>6. 事業者側への注意喚起通知</td> <td>要・否</td> </tr> </table> <p>(参考)内部溢水に対する施設側の対策(水密構造等)の実態を整理する。</p>		1. 規制措置;	要・否	2. 規制制度の変更	要・否	3. 指針・基準への反映	要・否	4. 安全研究等の実施	要・否	5. 事業者側への調査依頼	要・否	6. 事業者側への注意喚起通知	要・否
1. 規制措置;	要・否	2. 規制制度の変更	要・否											
3. 指針・基準への反映	要・否	4. 安全研究等の実施	要・否											
5. 事業者側への調査依頼	要・否	6. 事業者側への注意喚起通知	要・否											
<p>担当 (NISA/JNES)</p>	<p>NISA: 審査課 小野班長</p>	<p>JNES: 安全情報部 別所調査役 規格基準部 内山主事</p>												
<p>対応方針に基づく 対応状況</p>	<p>・NISA,JNES(規格基準部、解析評価部、安全情報部)(電力オブザー参加)の勉強会発足、第 1 回 H18 年 1 月 30 日、第 2 回 2/15、<u>第 3 回 5/11、第 4 回 5/25、BWR 現場(1F サイト)確認 6/9、第 5 回 6/13。PWR 現場(泊サイト)確認 6/28。</u></p> <p>・全プラントでの調査に先立ち BWR,PWR の各代表プラントで評価手法検討、評価実施。国内外の内部溢水事例調査、内部溢水指針比較調査。</p>													

内部溢水、外部溢水の対応状況、－勉強会について－

改訂 2006年 7月10日

1. 内部溢水、外部溢水に関する処理状況

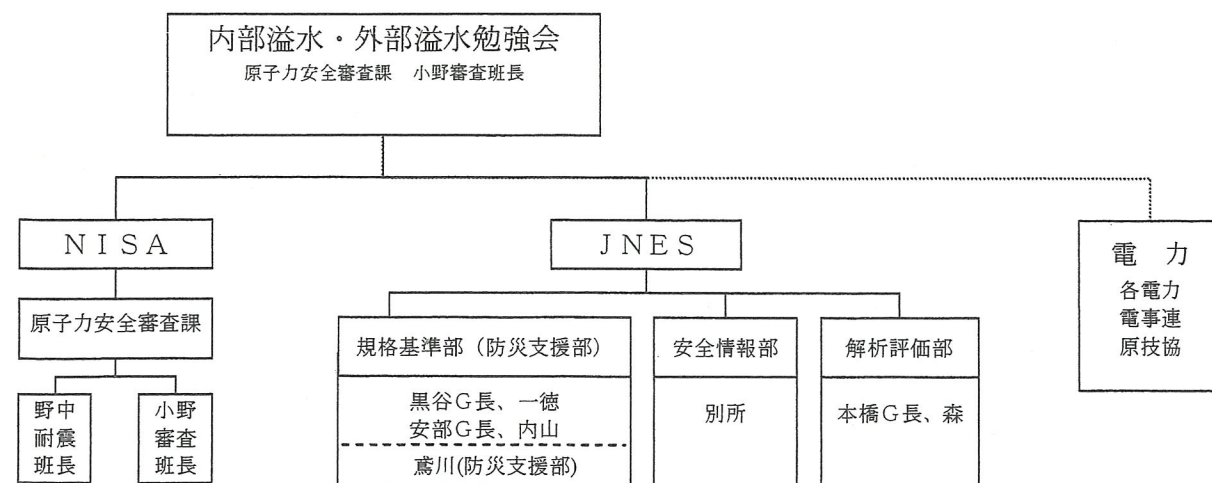
	検討対象等	担当		処理状況	緊急度
		JNES	NISA		
内部溢水	キウオーニ事象 ノジャン事象 国内調査	別所 内山	審査課 小野	勉強会立上げ NISAから電力 へ調査指示予 定	ニーズ高
	内部溢水PSA	解析部	審査課	内部事象 PSA で実施中 勉強会立上げ	－
外部溢水 (津波等)	インドネシア津波 IAEA対応	別所 内山	審査課 野中	対応中	－
	土木学会津波評価 バックチェック AM対策	別所 内山	野中	済	－
	津波PSA	解析部 本橋、森	野中	手法整備中 勉強会立上げ	中長期
	津波溢水AM (浸かったと仮 定しプラント停止、 浸水防止、冷却維持 の調査)	情報部 解析部 基準部	審査課 小野他	勉強会立上げ	ニーズ高

2. 内部溢水、外部溢水勉強会について

2.1 背景

- (a)2005.9以降、JNESで、部間で溢水に関する検討を数回実施。
- (b)2005.12にJNESで安全情報部、規格基準部、解析評価部が集まり第1回目の総合的な勉強会を実施。
- (c)2006.1からNISAとJNESで勉強会を実施。

2.2 実施体制



2.3 実施内容

2.3.1 共通事項：海外の溢水に関する指針等の調査

2.3.2 内部溢水

- ①海外の原子力発電所の内部溢水事象の調査 (キウオーニ事象等)
- ②国内プラントの調査・検討
代表プラント (BWR：東京電力福島第一原子力発電所4号機, PWR：関西電力大飯発電所3号機) について評価し、評価手法を確立する。
・安全系機器の摘出、溢水源の摘出
・溢水伝播経路の確認、溢水源からの流出量の評価等
その後、順次、全プラントに展開する方針。

③PSAの確立

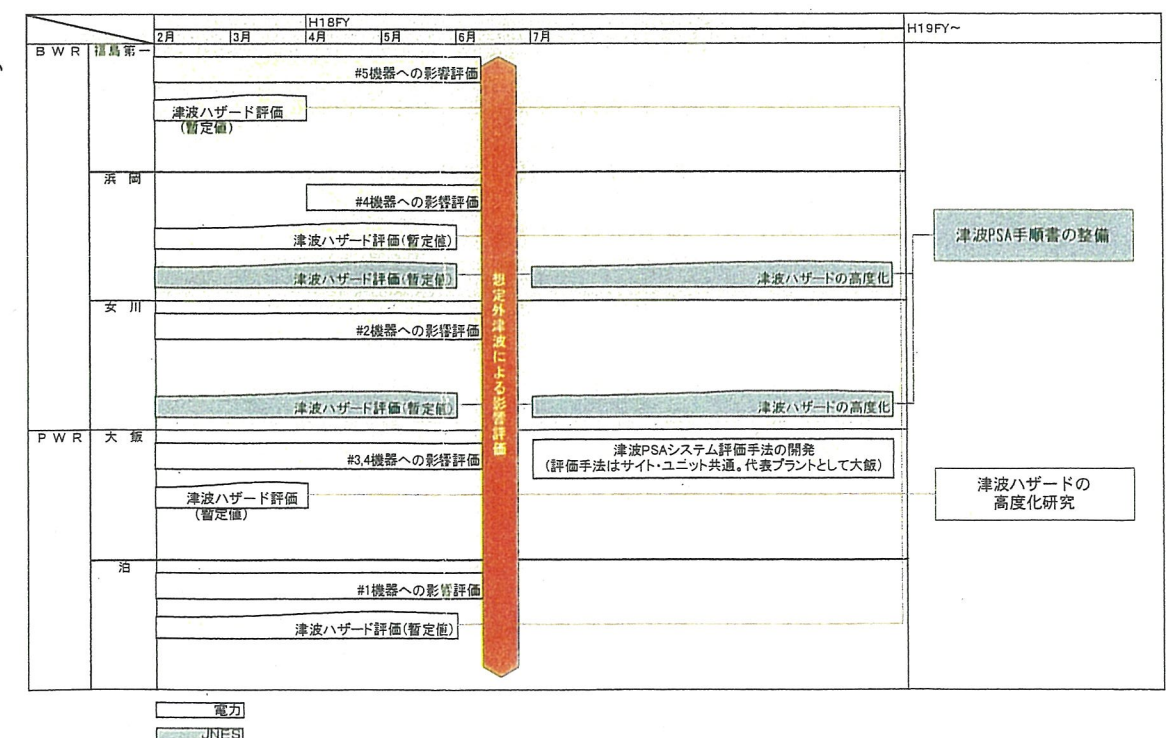
	H18 (2006) /3月	H18 (2006) /4月	H18 (2006) /5月	H18 (2006) /6月	H18 (2006) /7月
勉強会		第4回	第5回	第6回	
代表プラント評価	ステップ1 ・安全系機器の摘出 ・溢水源の摘出	ステップ2 ・溢水伝播経路の確認 ・溢水源からの流出量の評価		ステップ3 ・安全系機器の流入水位の評価 ・漏えいの検知及び隔離手段の検討 ・評価結果のまとめ	

代表プラント評価のロードマップ

2.3.3 外部溢水

想定を超える津波 (土木学会評価超) に対する安全裕度等について、代表プラントを選定 (太平洋地点：福島第一、浜岡、女川； 日本海：大飯、泊) し、以下のスタディ等を実施する。

- ① 津波ハザード評価
- ② 津波 PSA システム
評価手法の開発
- ③ 津波ハザードの
高度化研究
等



BWR内部溢水問題に関する評価手法の概要(1/2)

1. 海外の原子力発電所の内部溢水事象の調査

米国 Kewaunee (PWR) の溢水事象に対する設計では、配管系破断後の影響を緩和しないことが判明した。非耐震性配管である循環水系配管の破断を仮定すると、タービン建屋の浸水により工学的安全施設 (ESF) 系及び安全停止系機器 (特に電気機器) が故障する。浸水し水位の上昇したタービン建屋から、非水密扉や逆止弁の付いていない床ドレン配管を通過しての逆流により、ESF 機器の設置された室内に水が流入し、AFWP、EDG、480/4160V AC 開閉器が浸水する可能性がある。同様な内部溢水に関連した、米国の指摘事例を図1及び図2に示す。

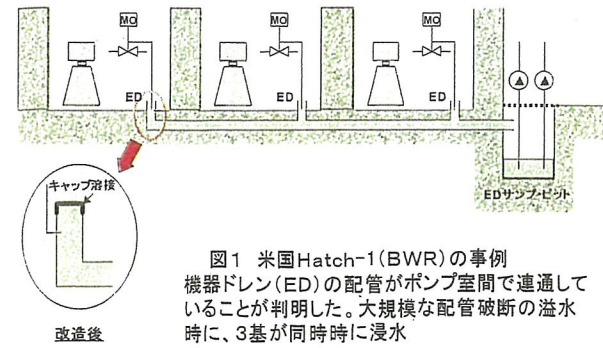


図1 米国Hatch-1(BWR)の事例
機器ドレン (ED) の配管がポンプ室間で連通していることが判明した。大規模な配管破断の溢水時に、3基が同時に浸水

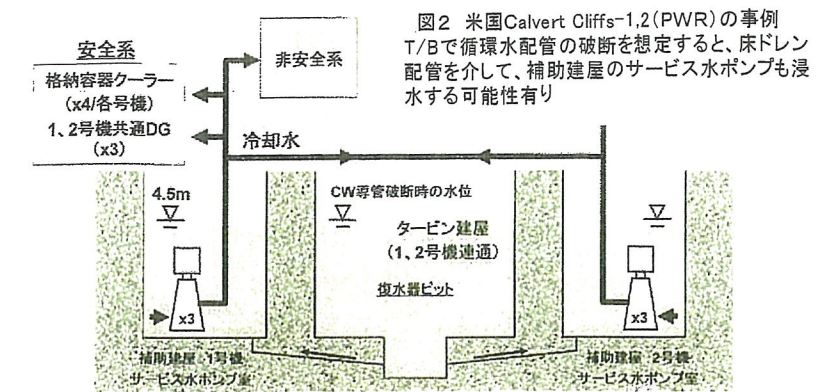


図2 米国Calvert Cliffs-1.2(PWR)の事例
T/Bで循環水配管の破断を想定すると、床ドレン配管を介して、補助建屋のサービス水ポンプも浸水する可能性あり

2. 国内 BWR プラントの調査検討

原子力プラントに対する内部溢水問題に関する評価手法として、以下に示すステップ I からステップ III に、調査・検討項目の概要を示す。

【ステップ I】

○安全系機器 (防護設備) の抽出 (表1 及び図3参照)

想定される溢水に対し、保護する必要がある安全系の系統・構造物・機器 (防護設備) を特定し、その機能、従属関係、配置を調査する。なお、溢水源の影響を受ける設備の特定は、安全停止機能を有する設備の内、安全停止に必要な設備及びその機能をサポートする設備より行う。

○溢水源 (内部要因) の特定

内部溢水評価の対象とする溢水源は、早期に溢水の検知が困難な溢水源を特定する。また、溢水源の想定において、溢水源の破損による溢水とは別な溢水要因がある場合にはこれらを考慮する。この方針を考慮すると、早期に溢水の検知が不確定な要因として、地震による容器、配管等の破損が考えられる。また、溢水源の破損による溢水とは別に、火災時の消火水による溢水が考えられる。これらの要因による影響が大きく、他の溢水要因による影響が包絡されることを考慮し、内部要因によって起こる浸水の発生源 (溢水源) を下記に特定する。

- ・ 地震 (Aクラスの地震) 時の容器、配管破損
- ・ 火災時の消火水

表1 国内BWRプラントの安全系機器とサポート設備の従属性

配置	炉停止			炉心冷却			崩壊熱除去			補機冷却系			電源系									
	RPS	SLC	RCIC	HPCI	CS(A)	CS(B)	LPCI (A)	LPCI (B)	RHR (A)	RHR (B)	RHR (A)	DGSW	RHRS (B)	EECW /AFC	非常用 DG(A)	非常用 DG(B)	非常用電気品 (A) M/C等	非常用電気品 (B) M/C等	非常用電気品 (A) P/C等	非常用電気品 (B) P/C等	D/G用電気品 (B) M/C,P/C等	
R/B	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
T/B					○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
C/B					○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共用施設																	○	○	○	○	○	○
屋外																						○

◎:機能喪失を仮定 ○:従属故障

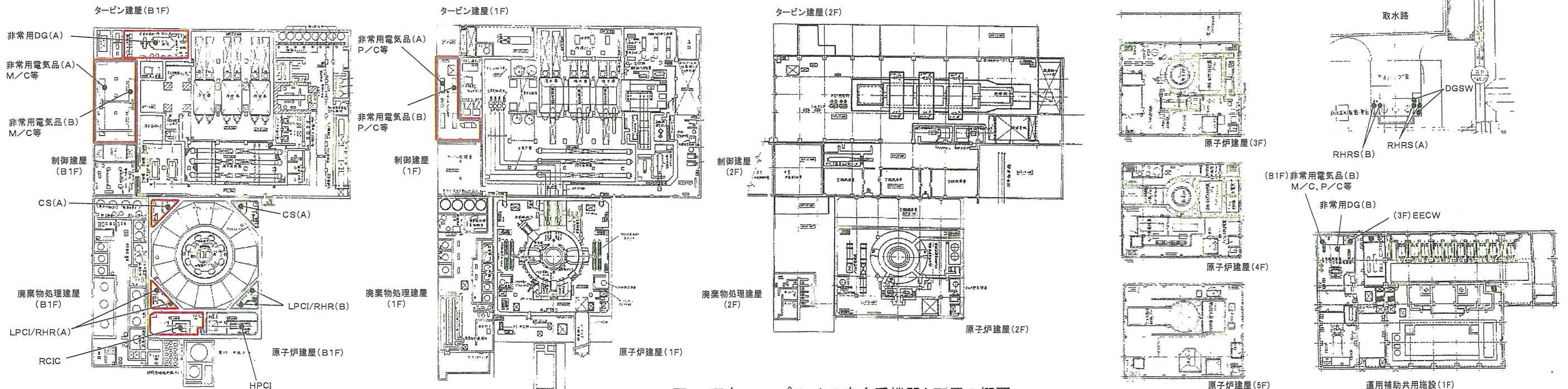


図3 国内BWRプラントの安全系機器と配置の概要

BWR内部溢水問題に関する評価手法の概要(2/2)

【ステップⅡ】

○溢水源からの流出量の設定

流出量の評価は、溢水源及び溢水源に接続されるシステムからの流出量を評価するものとし、ステップⅠの「溢水源の抽出」で抽出した溢水源からの流出量に基づき、その設置場所における溢水量を算定する。なお、溢水の起因事象として地震と火災を想定しているため、各々に区別し評価する。

○溢水伝播経路の確認 (図4及び図5参照)

ステップⅠの「溢水源の抽出」で特定された溢水源の伝播経路を検討するため、溢水の伝播経路を抽出し、最終的に溢水が集積される区画を特定する。原子カプラントでは、扉、階段、エレベータ、ハッチ、ドレン配管等、隣接された部屋及び階下への開口が伝播経路として存在する。最終的に、これらの伝播経路を介してステップⅠの「安全系機器の抽出」で設定された防護対象となる安全系機器が設置されている区画に、溢水が集積されるか特定する。

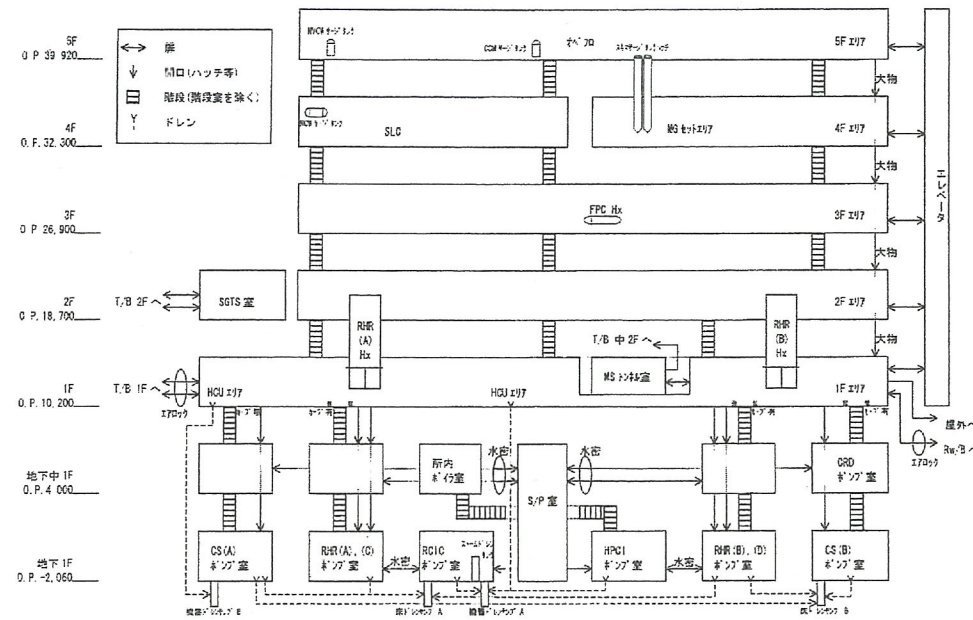


図4 代表 BWR プラントの原子炉建屋に関する溢水伝播経路

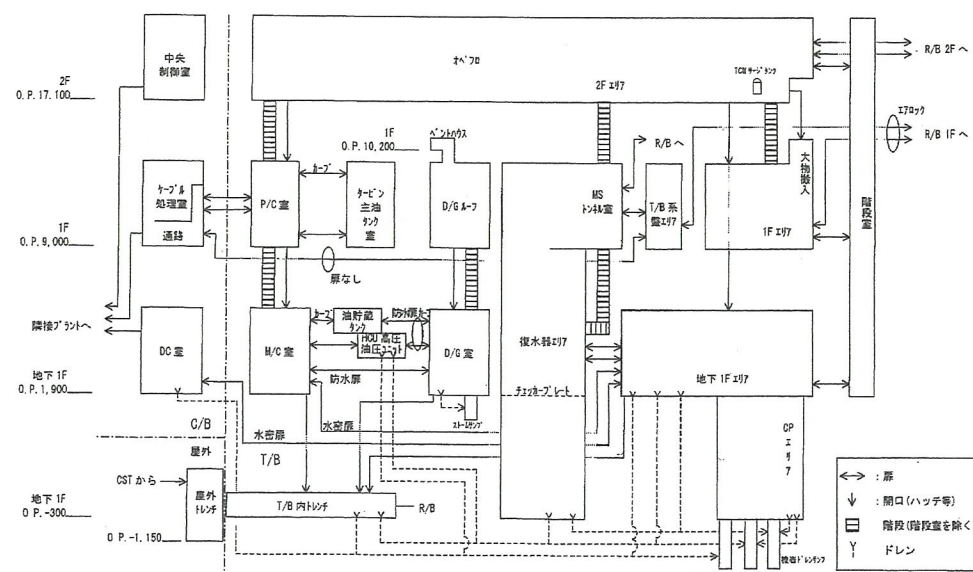


図5 代表 BWR プラントのタービン建屋に関する溢水伝播経路

【ステップⅢ】

○安全系機器の流入水位の評価(表2及び3参照)

ステップⅡで抽出された溢水源から安全系機器までの溢水伝播経路にしたがって、安全機器室へ流入する溢水量から当該安全機器室の上昇水位を評価した。また、各安全機器について安全機能上クリティカルとなる水位と前述の溢水時の上昇水位を比較し、安全上への影響を確認した結果を表2及び表3に示す。

○漏えいの検知及び隔離手段の検討

漏えいの検知手段について確認した。本評価では、溢水源の隔離に関するクレジットは採用していない。

○評価のまとめ

① 溢水による安全機能への影響

代表 BWR プラントでは、溢水事象により安全系機器が水没し、機能を喪失することが無いことを確認した。

- ・ Aクラスの地震時でも安全系機器が水没するレベルに達しない。
- ・ 火災時の消火水の放出時でも安全系機器が水没するレベルには達しない。

② 感度解析の検討(表4参照)

本評価では、大量溢水源である循環水系(CW)の配管破断の想定を復水器エリア内に溜まると仮定している。これに対し、米国 Kewaunee プラントの評価では、確率的な検討にて、循環水管からのさらに大量の溢水を想定しており、同様に循環水管からの溢水を想定した場合の感度を確認した。

流出量については、循環水管復水器入口の伸縮継手 1 箇所の破損を仮定し、さらに流出量を 1/2 及び 1/4 を仮定した。中間エリアを上回った場合には、サンプからの溢水の逆流等も考慮すれば、安全系の機器が機能喪失する可能性がある。

このように、循環水系からの溢水流量を大きく想定すれば、非常用 M/C 室、非常用 D/G 室及び DC 室へ影響を与えることになるが、そのような溢水事象の発生は極めて稀であると考えられる。

表2 安全系機器室の流入水位評価結果(R/B:地震時)

安全系設備	建屋・レベル	想定溢水量 (m ³)	溢水滞留面積 (m ²)	流入水位 (cm)	判定	備考
CS(A)ポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	43.1	50	86.2	○	ポンプ基礎高さ 90cm
CS(B)ポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	23.6	50	47.2	○	ポンプ基礎高さ 90cm
RHR(A/X)ポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	27.9	50	55.8	○	ポンプ基礎高さ 90cm
RHR(B/XD)ポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	27.9	50	55.8	○	ポンプ基礎高さ 90cm
RCICポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	28.8	130	22.2	○	計装ラック計器下端 40cm
HPICポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	27.4	140	19.6	○	計装ラック計器下端 40cm
RCIC/HPICポンプ室	R/B B1F O.P.-2,060	56.2	270	20.8	○	計装ラック計器下端 40cm

表4 感度解析評価結果
(循環水配管破断時の大量溢水による安全系機器室到達時間)

溢水源 (系統)	溢水流量 (m ³ /h)	中間エリア量 (m ³)	中間エリア	到達時間 (分)	備考
循環水配管破断	27650	2200	復水器エリア	4.8	伸縮継手1箇所
	13825	2200	復水器エリア	9.5	流出量1/2
	3456	2200	復水器エリア	38.2	流出量1/4
	27650	4060	復水器エリア,T/Bトレンチ, CPエリア	8.8	伸縮継手1箇所
	13825	4060	復水器エリア,T/Bトレンチ, CPエリア	17.6	流出量1/2
	3456	4060	復水器エリア,T/Bトレンチ, CPエリア	70.5	流出量1/4

表3 安全系機器室の流入水位評価結果(T/B:地震時)

安全系設備	建屋・レベル	想定溢水量 (m ³)	溢水滞留面積 (m ²)	流入水位 (cm)	判定	備考
非常用M/C室	T/B B1F O.P.1,900	10.4	400	2.6	○	盤基礎高さ 5cm
非常用D/G室	T/B B1F O.P.1,900	10.0	230	4.3	○	盤基礎高さ 5cm

PWR内部溢水問題に関する評価手法の概要(1/2)

1. 海外の原子力発電所の内部溢水事象の調査

米国 Kewaunee (PWR) の溢水事象に対する設計では、配管系破断後の影響を緩和しないことが判明した。非耐震性配管である循環水系配管の破断を仮定すると、タービン建屋の浸水により工学的安全施設 (ESF) 系及び安全停止系機器 (特に電気機器) が故障する。浸水し水位の上昇したタービン建屋から、非水密扉や逆止弁の付いていない床ドレン配管を通過しての逆流により、ESF 機器の設置された室内に水が流入し、AFWP、EDG、480/4160V AC 開閉器が浸水する可能性がある。同様な内部溢水に関連した、米国の指摘事例を図1及び図2に示す。

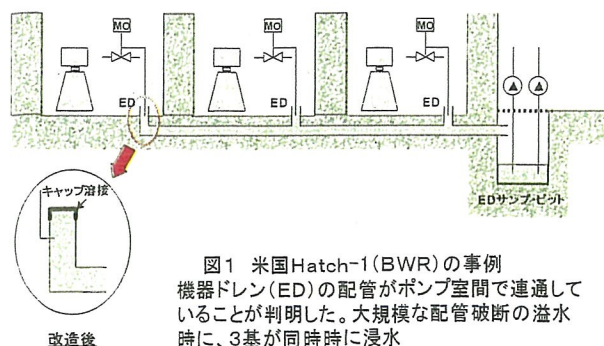


図1 米国 Hatch-1 (BWR) の事例
機器ドレン (ED) の配管がポンプ室間で連通していることが判明した。大規模な配管破断の溢水時に、3基が同時に浸水

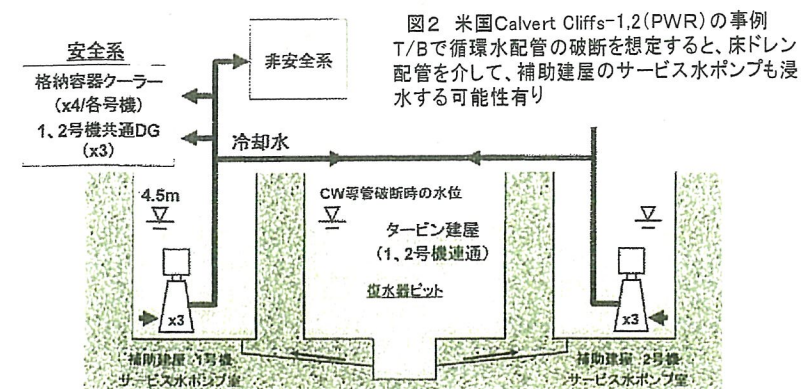


図2 米国 Calvert Cliffs-1,2 (PWR) の事例
T/Bで循環水配管の破断を想定すると、床ドレン配管を介して、補助建屋のサービス水ポンプも浸水する可能性あり

2. 国内PWRプラントの調査検討

原子力プラントに対する内部溢水問題に関する評価手法として、以下に示すステップ I からステップ III に、調査・検討項目の概要を示す。

【ステップ I】

○安全系機器 (防護設備) の抽出 (表1及び図3参照)

想定される溢水に対し、保護する必要がある安全系の系統・構造物・機器 (防護設備) を特定し、その機能、従属関係、配置を調査する。なお、溢水源の影響を受ける設備の特定は、安全停止機能を有する設備の内、安全停止に必要な設備及びその機能をサポートする設備より行う。

○溢水源 (内部要因) の特定

内部溢水評価の対象とする溢水源は、早期に溢水の検知が困難な溢水源を特定する。また、溢水源の想定において、溢水源の破損による溢水とは別な溢水要因がある場合にはこれらを考慮する。この方針を考慮すると、早期に溢水の検知が不確定な要因として、地震による容器、配管等の破損が考えられる。また、溢水源の破損による溢水とは別に、火災時の消火水による溢水が考えられる。これらの要因による影響が大きく、他の溢水要因による影響が包絡されることを考慮し、内部要因によって起こる浸水の発生源 (溢水源) を下記に特定する。

- ・ 地震 (Aクラスの地震) 時の容器、配管破損
- ・ 火災時の消火水

表1 国内PWRプラントの安全系機器とサポート設備の従属性

設置建屋	緊急停止		原子炉停止後の余熱除去機能				補機冷却系				電源系						
	RTS	CS(A)	CS(B)	RHR(A)	RHR(B)	AFW(A)	AFW(B)	CCW(A)	CCW(B)	SW(A)	SW(B)	非常用DG(A)	非常用DG(B)	安全補機開閉器 (A/MC等)	安全補機開閉器 (B/MC等)	安全補機開閉器 (A/FC等)	安全補機開閉器 (B/FC等)
RB	◎		◎														
CB		○		○		○		◎								◎	○
屋外									○	◎		○					◎

◎: 機能喪失を仮定 ○: 従属故障

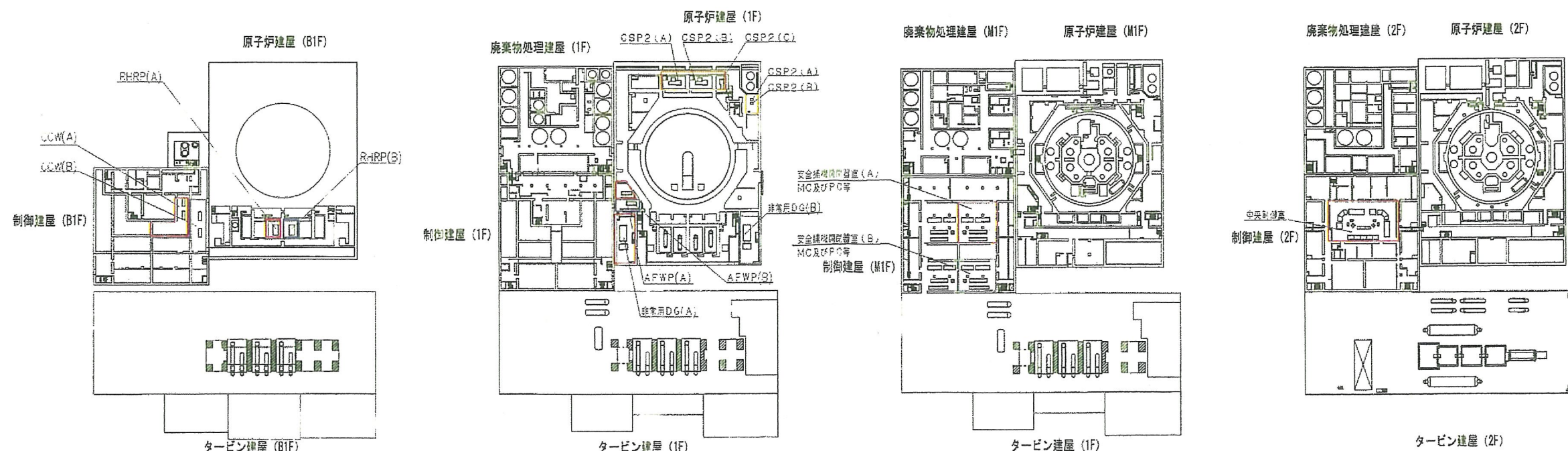


図3 国内PWRプラントの安全系機器と配置の概要

PWR内部漏水問題に関する評価手法の概要(2/2)

【ステップⅡ】

○溢水源からの流出量の設定

流出量の評価は、溢水源及び溢水源に接続されるシステムからの流出量を評価するものとし、ステップⅠの「溢水源の抽出」で抽出した溢水源からの流出量に基づき、その設置場所における溢水量を算定する。なお、溢水の起因事象として地震と火災を想定しているため、各々に区別し評価する。

○溢水伝播経路の確認(図4～図6参照)

ステップⅠの「溢水源の抽出」で特定された溢水源の伝播経路を検討するため、溢水の伝播経路を抽出し、最終的に溢水が集積される区画を特定する。原子カプラントでは、扉、階段、エレベータ、ハッチ、ドレン配管等、隣接された部屋及び階下への開口が伝播経路として存在する。最終的に、これらの伝播経路を介してステップⅠの「安全系機器の抽出」で設定された防護対象となる安全系機器が設置されている区画に、溢水が集積されるか特定する。

【ステップⅢ】

○安全系機器の流入水位の評価(表2及び表3参照)

ステップⅡで抽出された溢水源から安全系機器までの溢水伝播経路にしたがって、安全機器室へ流入する溢水量から当該安全機器室の上昇水位を評価した。また、各安全機器について安全機能上クリティカルとなる水位と前述の溢水時の上昇水位を比較し、安全上への影響を確認した結果を表2及び表3に示す。

○漏えいの検知及び隔離手段の検討

漏えいの検知手段について確認した。本評価では、溢水源の隔離に関するクレジットは採用していない。

○評価のまとめ

① 溢水による安全機能への影響

代表PWRプラントでは、溢水事象により安全系機器が水没し、機能を喪失することが無いことを確認した。

- ・ Aクラスの地震時でも安全系機器が水没するレベルに達しない。
- ・ 火災時の消火水の放出時でも安全系機器が水没するレベルには達しない。

② 感度解析の検討(表4参照)

本評価では、大量溢水源である循環水系(CW)の配管破断の想定を復水器エリア内に溜まると仮定している。これに対し、米国 Kewaunee プラントの評価では、確率的な検討にて、循環水管からのさらに大量の溢水を想定しており、同様に循環水管からの溢水を想定した場合の感度を確認した。

流出量については、循環水管復水器入口の伸縮継手1箇所の破損、流出量を1/2及び1/4を仮定した。その結果は表4に示す結果となり、安全系機器室に流れ込む可能性がある制御建屋との連絡路までの到達時間には十分な余裕があることが確認出来た。

表2 安全系機器室の流入水位評価結果(管理区域:地震時)

安全系設備	建屋・レベル	想定溢水量 (m ³)	溢水滞留面積 (m ²)	流入水位	判定	備考
充てんポンプ	R/B EL.10.0M	54.1	2048	2.6cm	○	ポンプ基礎高さ(外側)~5階) 10cm
ほう酸ポンプ	同上	同上	同上	同上	○	ポンプ基礎高さ 30cm
余熱除去ポンプ	R/B EL.3.5M	196.5	815	24.1cm	○	モータ台盤高さ 30(基礎)+45(台盤)=75cm

表3 安全系機器室の流入水位評価結果(非管理区域:地震時)

安全系設備	建屋・レベル	想定溢水量 (m ³)	溢水滞留面積 (m ²)	流入水位	判定	備考
原子炉トリップ遮断装置	R/B EL.17.1M	1.1	668	0.2cm	○	チャンネルベース 10cm
非常用ディーゼル発電機	R/B EL.10.1M	-	-	-	○	D/G室は、他のエリアと分離されているため溢水は伝播しない。
M/D補助給水ポンプ	同上	1.1	92.4	1.2cm	○	モータ台盤高さ 30(基礎)+25(台盤)=55cm
T/D動補助給水ポンプ及び非常用D/G発電機機室	R/B EL.3.5M	2.2	178	1.3cm	○	OT盤 20cm(基礎)
安全補助閉閉器(M/C,D/C,C/C)	C/B EL.15.8M	7.9	1021	0.8cm	○	チャンネルベース ≥5.0cm
原子炉補機冷却水ポンプ	C/B EL.7.0M	10.0	867	1.2cm	○	モータ基礎 170cm

表4 感度解析評価結果(循環水管破断時の大量溢水による制御建屋との連絡路までの到達時間)

想定溢水量	タービン建屋空間体積(EL.13.8mまで)	溢水到達時間	備考
24,233m ³ /h	91,500m ³	約 3.7 時間	循環水管復水器入口伸縮継手一箇所の完全破損を想定
12,117 m ³ /h	91,500m ³	後 7.5 時間	流出量を1/2で想定
6,058m ³ /h	91,500m ³	約 15.1 時間	流出量を1/4で想定

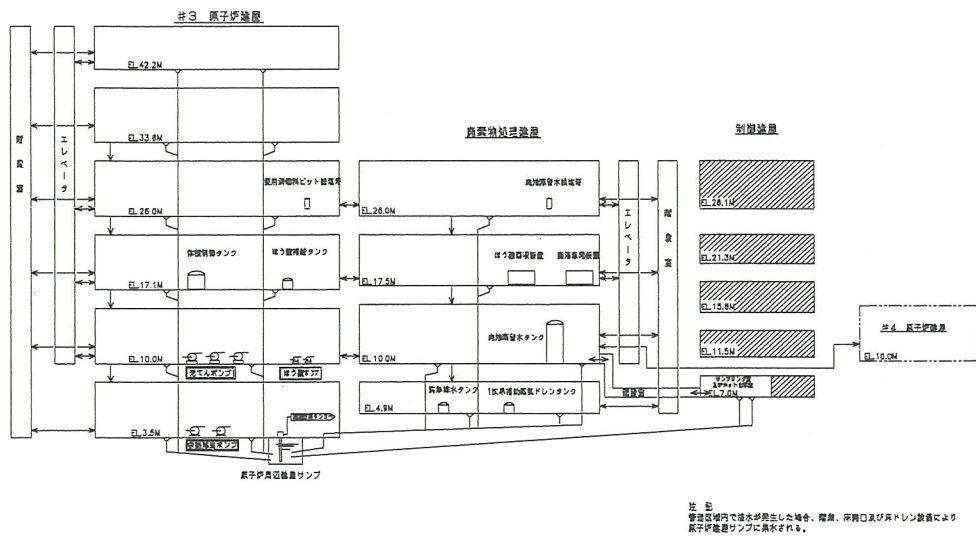


図4 代表PWRプラントの溢水伝播経路(管理区域系)の概略

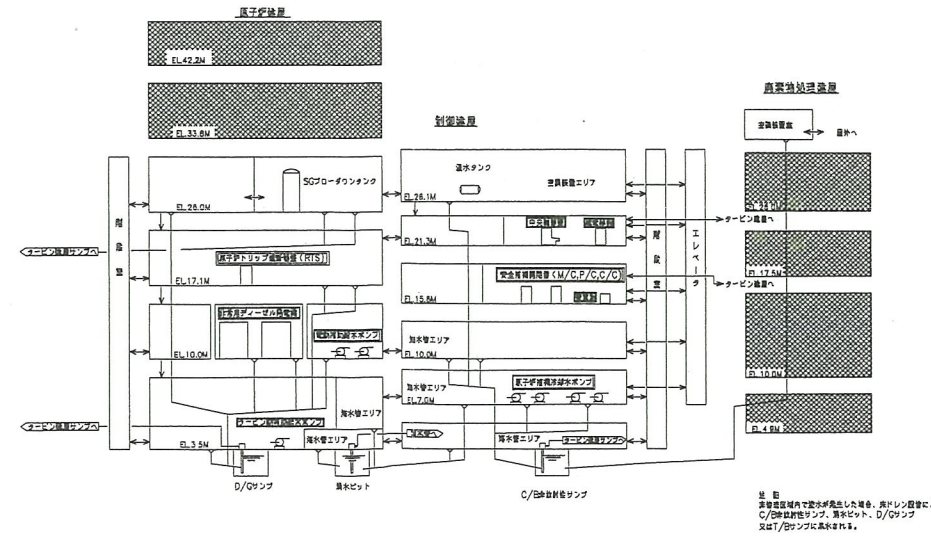


図5 代表PWRプラントの溢水伝播経路(非管理区域系)の概略

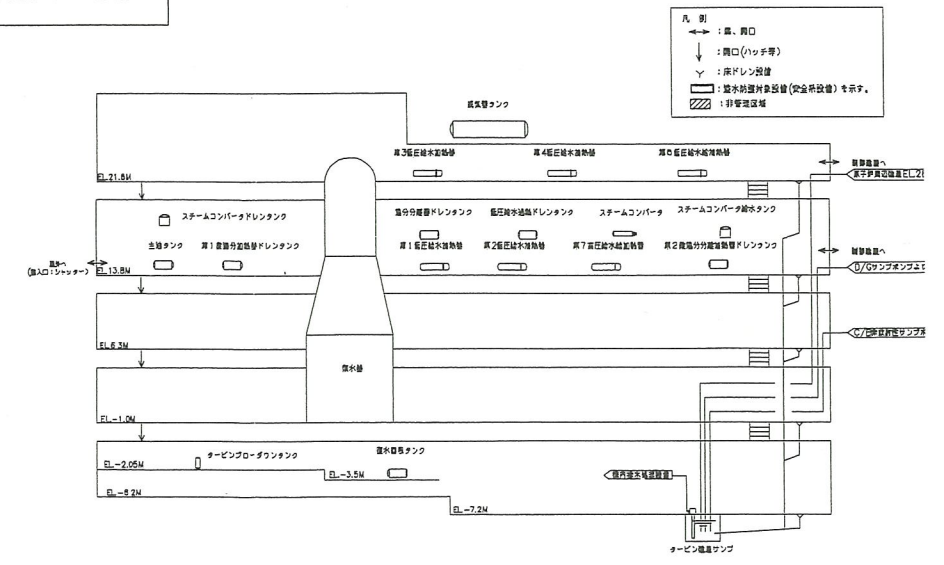


図6 代表PWRプラントの溢水伝播経路(タービン設備系)の概略