修正箇所抜粋版

PD-9-14 改2　平成29年12月11日

東海第二発電所

溢水による損傷の防止等

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

：今回提示資料

第9条：溢水による損傷の防止等

＜目　次＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(2)　安全設計方針

(3)　適合性の説明

2.　溢水による損傷の防止等

別添資料

別添資料1　東海第二発電所　内部溢水の影響評価について

別添資料2　東海第二発電所　運用，手順説明資料 溢水による損傷の防止

別添資料3　東海第二発電所　内部溢水影響評価における確認プロセスについて

＜概　要＞

1．において，設計基準対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求事項に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1.　基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について，設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条を表１に示す。また，表１において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表１　設置許可基準規則第九条及び技術基準規則第十二条　要求事項

設置許可基準規則 第9条（溢水による損傷の防止等）	技術基準規則 第12条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）	備考
安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	追加要求事項
2 設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は，当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(3)　その他の主要な構造

（ｉ）　本発電用原子炉施設は，（１）耐震構造，（２）耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a．設計基準対処施設

（ｄ）　溢水による損傷の防止

安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，安全機能を損なわない設計とする。

そのために，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，発電用原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに，使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで，これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について，これら設備が，没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。また，溢水の影響により発電用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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準

事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

溢水評価では，溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また，溢水評価に当たっては，溢水防護区画を設定し，溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

・発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）

溢水評価に当たっては，溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて，溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）及び溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，設備等の設置状況を踏まえ，評価条件を設定する。

溢水評価において，溢水影響を軽減するための壁，扉，堰等の浸水防護設備，床ドレンライン，防護カバー，ブローアウトパネル等の設備については，必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(2)　安全設計方針

1.6　溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ，安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，安全機能を損なわない設計とする。

そのために，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに，使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について，設置許可基準規則第九条及び第十二条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発 第1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）も参照し，以下のとおり選定する。

・重要度の特に高い安全機能を有する系統が，その安全機能を適切に維持するために必要な設備

・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として，発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。），消火系統等の作動並びに使用済燃料プールのスロッシングにより発生した溢水を考慮し，溢水防護対象設備が没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震，津波，竜巻，降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては，溢水防護対象設備，溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて，最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより，当該容器又は配管から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には，溢水が管理区域外へ漏えいしないよう，建屋内の壁，扉，堰等により伝播経路を制限する設計とする。

1.6.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス 1，クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物，系統及び機器とする。

この中から，溢水防護上必要な機能を有する構築物，系統及び機器を選定する。具体的には，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備，また，停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため，並びに，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる，重要度分類審査指針における分類のクラス1，2 に属する構築物，系統及び機器に加え，安全評価上その

機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ，溢水防護対象設備として，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器，並びに，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物，系統及び機器を抽出する。

なお，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，溢水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第1.6.1-1表に示す。

なお，抽出された溢水防護対象設備のうち，以下の設備は溢水影響を受けても，必要とされる安全機能を損なわないことから，溢水による影響評価の対象として抽出しない。

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから，溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器，熱交換器，フィルタ，安全弁，逆止弁，手動弁，配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても，没水，被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。

フェイルセーフ設計となっている機器であり，溢水の影響により動作機能を損なった場合においても，安全機能に影響がない機器。（フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁,空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類）

(4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし，代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（1／3）

機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	MS-1
格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線（交流）	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線（直流）	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計器用電源系	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（2／3）

機能	系統・機器	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアキュムレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系（安全保護系）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力及び原子炉水位	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及び サプレッション・プール水温	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ 排気筒モニタ	MS-3

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（3／3）

機能	系統・機器	重要度分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

1.6.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては，発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし，評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

a．溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）

b．発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）

c．地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）

d．その他の要因（地下水の流入，地震以外の自然現象，機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

溢水源となり得る機器は，流体を内包する容器及び配管とし，a.又はc.の評価において破損を想定するものは，それぞれの評価での溢水源として設定する。

a.又はb.の溢水源の想定にあたっては，一系統における単一の機器の破損，又は単一箇所での異常状態の発生とし，他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また，一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても，そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

1.6.3 溢水源及び溢水量の想定

1.6.3.1 想定破損による溢水

(1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については，単一の配管の破損による溢水を想定して，配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また，破損を想定する配管は，内包する流体のエネルギーに応じて，以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

・「高エネルギー配管」とは，呼び径25A（1B）を超える配管であって，プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9MPa[gage]を超える配管。ただし，被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。

・「低エネルギー配管」とは，呼び径25A（1B）を超える配管であって，プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で，かつ運転圧力が1.9MPa[gage]以下の配管。ただし，被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお，運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ，低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては，高エネルギー配管は，原則「完全全周破断」，低エネルギー配管は，原則「配管内径の1/2の長さと配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし，応力評価を実施する配管については，発生応力Snと許容応力Saの比により，以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また，応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減

肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

Sn≦0.8×許容応力 ※1 ⇒ 破損想定不要

※1 クラス1 配管は2.4Sm 以下，クラス2 配管は0.8Sa 以下

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

Sn≦0.4×許容応力 ※2 ⇒ 破損想定不要

0.4×許容応力 ※2＜Sn≦0.8×許容応力 ※3 ⇒ 貫通クラック

※2 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

※3 クラス1配管は2.4Sm 以下，クラス2，3又は被安全系配管は0.8Sa以下

【低エネルギー配管】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

Sn≦0.4Sa ⇒ 破損想定不要

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

Sn≦0.4×許容応力 ※4 ⇒ 破損想定不要

※4 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

ここでSn，Sm，Sa は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005)」による。

(2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし，溢水量は，異常の検知，事象の判断及び漏えい箇所の特定並

びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し，想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお，手動による漏えい停止の手順は，保安規定又はその下位規定に定める。

ここで，漏水量は，配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定する。

1.6.3.2 消火水の放水による溢水

(1) 溢水源の想定

消火水の放水による溢水については，発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては，スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが，溢水防護対象設備が設置されている建屋には，スプリンクラは設置しない設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また，原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については，格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお，格納容器スプレイ冷却系は，単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

(2) 溢水量の設定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち，消火栓からの放水量については，3時間の放水により想定される溢水量を設定する。

1.6.3.3 地震起因による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

① 地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については，溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち，基準地震動S_sによる地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。

耐震Ｓクラス機器については，基準地震動S_sによる地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また，耐震Ｂ及びＣクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により，基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

② 地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては，漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし，溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で，溢水量を算出する。また，漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は，漏えい停止までの隔離時間を考慮し，配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで，漏水量は，配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお，地震時には機器の破損が複数箇所で同時に発生する可能性があることから，漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き，

隔離による漏えい停止は期待しない。

基準地震動S_sによる地震力に対して，耐震性が確保されない循環水配管については，伸縮継手の全円周状の破損を想定し，循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。

(2) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水

① 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水源の想定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水については，基準地震動S_sによる地震力により生じる使用済燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては，基準地震動S_sによる地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し，使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。

また，施設定期検査中の使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても考慮する。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

・構造強度評価に係る応答解析は，基準地震動S_sを用いた動的解析によることとし，機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

その上で，当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い，それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

・応答解析に用いる減衰定数は，安全上適切と認められる規格及び基準，既往の振動実験，地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

・応力評価に当たり，簡易的な手法を用いる場合は，詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し，簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。

・基準地震動Ｓ$_{s}$による地震力に対する発生応力の評価基準値は，安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

・バウンダリ機能確保の観点から，設備の実力を反映する場合には，規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

1.6.3.4 その他の溢水

その他要因（地下水の流入，地震以外の自然現象，機器の誤作動等）により生じる溢水については，地下水の流入，降水，屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水，機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし，溢水防護対象設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁，扉，堰，床段差等，又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し，溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，床段差等については，現場の設備等の設置状況を踏まえ，溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井貫通部，床面貫通部，床ドレン等の連接状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ，溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には，溢水防護区画内で発生する溢水に対しては，床ドレン，貫通部，扉から他区画への流出は想定しない（床ファンネル，機器ハッチ，開口扉等，定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては，床ドレン，開口部，貫通部，扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

なお，上層階から下層階への伝播に関しては，全量が伝播するものとする。溢水経路を構成する壁，扉，堰，床段差等は，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

また，貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお，火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には，当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は，開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また，以下の火災防護対応による措置も区画分離として考慮する。

安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を３時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等で分離する。

また，施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

この場合は，仮設設備等の利用も含めた現実的な対応も考慮し，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。

具体的には，ハッチ開放時に堰の設置により，溢水経路が変わらない運用を行う。

1.6.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，溢水防護対象設備が以下に示す没水，被水及び蒸気の影響を受けて，安全機能を損なわない設計とするとともに，使用済燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能等が維持できる設計とする。

また，溢水評価において，現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて区画の溢水水位，環境の温度及び放射線量を考慮しても，運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。ただし，滞留水位が200㎜より高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。なお，必要となる操作を中央制御室で行う場合は，操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

1.6.5.1 没水の影響に対する設計方針

(1) 没水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し，溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a. 発生した溢水による水位が，溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき，溢水による水位の算出にあたっ

ては，区画の床勾配，区画面積，系統保有水量，流入状態，溢水源からの距離，人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し，保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに，人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して200㎜以上の裕度が確保されていることとする。具体的には，床勾配の考慮を一律100㎜，人のアクセス等により一時的な水位変動や流況も考慮し，一律100㎜の裕度を確保する設計とする。区画の滞留面積の算出においては，除外面積を考慮した算出面積に対して，30％の裕度を確保する。さらに，溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。系統保有水量の算定にあたっては，算出量に10％の裕度を確保する。

機能喪失高さについては，溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ，没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。機能喪失高さは実力高さ（各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが，評価高さで没水する場合には，実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の実力高さと評価高さの例を第1.6.5.1-1表に示す。

b.　溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に

ついて安全解析を行うこと。

第1.6.5.1-1表　溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも弁配管の中心高さ
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも中心高さ（配管ダクトの場合） ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは床面高さ
電源・盤	・端子台等最下部	・床面高さ

(2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し，中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

b. 溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

c. 想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

d. 地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては，漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し，溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

a．溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし，評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で，溢水防護対象設備の機能喪失高さが，発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。

b．　溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し，溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

1.6.5.2 被水の影響に対する設計方針

(1) 被水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a．　溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないよう，以下に示すいずれかの保護構造を有していること。

(a) 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。

(b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

b.　溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

c.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対

して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

d.　消火水の放水による溢水に対しては，溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより，被水の影響が発生しない設計とする。

また，水消火を行う場合には，水消火による被水の影響を最小限に止めるため，溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

② 溢水防護対象設備に対する対策

a.　「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

b.　溢水防護対象設備に対し，実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.6.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

(1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a.　溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。

b.　溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水防護区画外の蒸気放出に対して，壁，扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉等は，溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b.　溢水源となる系統を，溢水防護区画外で閉止することにより，溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

c.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，

補強工事等の実施により発生応力を低減し，破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。

d.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

e.　蒸気の漏えいを検知し，中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し，漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また，自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には，破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して，溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに，信頼性向上の観点から，防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し，蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

f.　主蒸気管破断事故時等には，建屋内外の差圧によるブローアウトパネルの開放により，溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第1.6.5.3-1表に示す。

第 1.6.5.3-1表　蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系　統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系，補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部 一般部（1B以下）	完全全周破断	手動

② 溢水防護対象設備に対する対策

a.　蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については，蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

b.　溢水防護対象設備に対し，実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

1.6.5.4 その他の要因による溢水に対する設計方針

地下水の流入，屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が，溢水防護区画に流入するおそれがある場合には，壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えいに対して，漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.5.5 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動S_sによる地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し，使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際，使用済燃料プールの初期条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が確保されるため，それらを用いることにより適切な水温（水温65℃以下）及び遮へい水位を維持できる設計とする。

1.6.6 海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

海水ポンプエリア内にある防護対象設備が海水ポンプエリア内及びエリア外で発生する溢水の影響を受けて，安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する循環水管の伸縮継手の全円周状の破損や屋外タンク破損による溢水が，海水ポンプエリアへ流入しないようにするために，壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。また，循環水管の伸縮継手については，可撓継手への交換を実施し，溢水量を削減する。

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水，消火水の放水による溢水及び降水による溢水についても，壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。さらに，海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより，没水により同時に機能を損なうことのない設計とする。海水ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。また，防護対象設備の機能喪失高さは，発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

1.6.7 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外で発生を想定する溢水が，溢水防護区画に流入するおそれがある場合には，壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，地下水に対しては，地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し，建屋外周部における壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.8 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については，壁，扉，堰等による漏えい防止対策を行うことにより，機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理されない状態で管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

1.6.9 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とし，これらの機能を維持するために必要な設備（溢水防護対象設備）が，没水，

被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

1.6.10 手順等

溢水評価に関して，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1) 配管の想定破損評価において，応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。

(2) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動S_sによる地震力により耐震Ｂ，Ｃクラスの機器が破損し溢水が発生する場合においては，隔離手順を定める。

(3) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としている設備については，運転時間管理を行う。

(4) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。

(5) 溢水防護区画において，各種対策設備の追加，資機材の持込み等により評価条件としている床面積に見直しがある場合は，予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。

(6) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し，それを防止するための運用を実施する。

(7) 施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。

(8) 水密扉については，開放後の確実な閉止操作，閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。

(9) 使用済燃料プール冷却浄化系や原子炉補機冷却系が機能喪失した場合における，残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却手順を定める。

(10) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。

(11) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。

(3)　適合性の説明

第九条　溢水による損傷の防止等

1　安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2　設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

第１項について

安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，安全機能を損なわない設計とする。

そのために，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

なお，発電用原子炉施設内における溢水として，発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。），消火系統等の作動又は使用済燃料プールのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

第２項について

設計基準対象施設は，原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容

器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

10.6.2 内部溢水に対する防護設備

10.6.2.1　概要

発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，施設内に設ける壁，扉，堰等の浸水防護設備により，溢水防護対象設備が，その安全機能を損なわない設計とする。

10.6.2.2　設計方針

浸水防護設備は，以下の方針で設計する。

(1) 浸水防止堰は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また，浸水防止堰の高さは，溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

(2) 水密扉は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

(3) 防護壁は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

(4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重

や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

10.6.2.3　試験検査

浸水防護設備は，健全性及び性能を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に，定期的に試験又は検査を実施する。

別添資料１

東海第二発電所

内部溢水の影響評価について

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

：今回提示資料

目　　次

1.　概要 ･･ 9 条-別添 1-1
1.1　溢水防護に関する基本方針 ･･････････････････････････ 9 条-別添 1-1
1.2　東海第二発電所の内部溢水影響評価に係る特徴について 9 条-別添 1-5
1.3　溢水影響評価フロー ･･････････････････････････････ 9 条-別添 1-6
2.　溢水防護対象設備の設定 ･･････････････････････････････ 9 条-別添 1-7
2.1　設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの
要求事項について ･･････････････････････････････････ 9 条-別添 1-7
2.2　防護対象設備の抽出 ･･････････････････････････････ 9 条-別添 1-28
2.3　防護対象設備の機能喪失の判定 ･･････････････････････ 9 条-別添 1-35
2.4　防護対象設備を防護するための設計方針 ･･････････････ 9 条-別添 1-36
3.　溢水源の想定 ･･････････････････････････････････････ 9 条-別添 1-41
3.1　溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により
生じる溢水 ･･････････････････････････････････････ 9 条-別添 1-41
3.2　発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために
設置される系統からの放水による溢水 ･･････････････ 9 条-別添 1-48
3.3　地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ･･････ 9 条-別添 1-48
3.4　その他の溢水 ･･････････････････････････････････ 9 条-別添 1-50
4.　溢水防護区画及び溢水経路の設定 ･･････････････････････ 9 条-別添 1-60
4.1　溢水防護区画の設定 ･･････････････････････････････ 9 条-別添 1-60
4.2　溢水経路の設定 ･･････････････････････････････････ 9 条-別添 1-60
5.　建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針 ･･････ 9 条-別添 1-100
5.1　没水の影響に対する評価及び防護設計方針 ･･････････ 9 条-別添 1-100
5.2　被水の影響に対する評価及び防護設計方針 ･･････････ 9 条-別添 1-105

：今回提示資料

5.3　蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針・・・・・・・・・・ 9条-別添1-108
6.　想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価・・・・・・・ 9条-別添1-112
6.1　溢水量の算定・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-113
6.2　想定破損による没水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-126
6.3　想定破損による被水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-170
6.4　想定破損による蒸気影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-172
6.5　想定破損による影響評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-175
7.　消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価・・・・・・・・・ 9条-別添1-177
7.1　溢水量の算定・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-177
7.2　消火水による没水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-178
7.3　消火水による被水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-179
7.4　消火水による影響評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-179
8.　地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価・・・・・・・・・ 9条-別添1-181
8.1　地震に起因する溢水源・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-181
8.2　地震により破損して溢水源となる対象設備・・・・・・・・・・ 9条-別添1-181
8.3　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-182
8.4　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量・・・・・・ 9条-別添1-191
8.5　溢水量の算定・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-192
8.6　地震時の没水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-197
8.7　地震時の被水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-241
8.8　地震時の蒸気影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-241
8.9　地震時の影響評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-241
8.10　没水対策・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-243
9.　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価
について・・ 9条-別添1-245

9.1　使用済燃料プール溢水量の評価方法・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-245
9.2　使用済燃料プール溢水量の評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-249
9.3　使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認 9条-別添1-250
10.　海水ポンプエリアの溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-252
10.1　想定破損による溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-252
10.2　消火活動による放水における溢水影響評価・・・・・・・・・ 9条-別添1-253
10.3　地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）9条-別添1-253
11.　タービン建屋における溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-258
11.1　評価条件等・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-257
11.2　循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉止インターロックについて・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-257
11.3　溢水量・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-262
11.4　溢水影響評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-265
12.　防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-268
12.1　建屋外からの溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-268
12.2　屋外タンクの溢水による影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-268
12.3　廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価9条-別添1-277
12.4　その他の地震起因による敷地内溢水影響評価・・・・・・・ 9条-別添1-279
12.5　地下水による影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-282
13.　放射性物質を内包する液体の漏えいの防止・・・・・・・・・・・・・ 9条-別添1-285

添付資料

1.　機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について
1.1　防護対象設備の機能喪失判定

：今回提示資料

1.2　抽出された防護対象設備

1.3　溢水評価の対象外とする防護対象設備の考え方について

2.　溢水源の分類及び運用について

2.1　高エネルギー配管のうち低エネルギー配管に分類できる系統について

2.2　原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について

3.　溢水源となる機器のリスト

4.　溢水影響評価において期待する設備について

4.1　伝播経路に対する溢水防護の概要

4.2　溢水防護対策

4.3　貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

5　想定破損による評価結果について

5.1　想定破損による没水影響評価結果まとめ

5.2　想定破損による被水影響評価結果まとめ

6　消火活動による溢水影響評価について

6.1　消火活動に伴う溢水の有無について

6.2　消火水による没水影響評価結果まとめ

6.3　消火活動における放水量に関する運用管理について

7.　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の評価について

7.1　耐震Ｂ，Ｃクラス配管の耐震性評価について

7.2　耐震Ｂ，Ｃクラス配管支持構造物の耐震性評価について

7.3　耐震Ｂ，Ｃクラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について

7.4　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価結果について

8.　配管の破損位置及び破損形状の評価について

8.1　応力に基づく評価

8.2　高エネルギー配管の評価

：今回提示資料

8.3　低エネルギー配管の評価

8.4　応力に基づく評価結果

9.　減肉等による評価について

9.1　配管の想定破損評価時の配管減肉の管理方針について

9.2　検討対象系統の抽出

9.3　検討対象系統の肉厚測定管理について

9.4　強度評価を行った配管の肉厚測定について

10.　鉄筋コンクリート壁の水密性について

10.1　はじめに

10.2　検討方法

10.3　検討結果

11.　東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく防護対象設備の抽出（内部溢水と火災における防護対象の比較）

参考1　新規制基準への適合状況

参考2　原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

補足説明資料-1　設置許可基準規則第十二条の要求について

補足説明資料-2　内部溢水影響評価における判定表

補足説明資料-3　内部溢水により想定される事象の確認結果

補足説明資料-4　自然現象による溢水影響の考慮について

補足説明資料-5　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有量算出要領

補足説明資料-6　系統溢水量の算出要領

補足説明資料-7　原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価において対象外とする考え方について

：今回提示資料

補足説明資料-8　滞留面積の算出について

補足説明資料-9　消火活動における放水時間設定の考え方について

補足説明資料-10　流下開口を考慮した没水高さについて

補足説明資料-11　原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の蒸気影響について

補足説明資料-12　被水影響評価における防滴仕様の扱いと評価結果について

補足説明資料-13　溢水影響評価における床勾配の考え方と評価の保守性について

補足説明資料-14　貫通部の止水対策について

補足説明資料-15　貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

補足説明資料-16　汎用熱流体解析コード STAR-CD について

補足説明資料-17　内部溢水影響評価における確認内容について

補足説明資料-18　内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について

補足説明資料-19　循環水管伸縮継手の破損対応について

補足説明資料-20　屋外タンク等の溢水による影響評価

補足説明資料-21　現場操作が必要な設備のアクセス性について

補足説明資料-22　使用済燃料プール水のダクト流入防止対策について

補足説明資料-23　過去の不具合事例への対応について

補足説明資料-24　内部溢水で考慮すべき最近のトラブル反映事例

補足説明資料-25　その他の漏えい事象に対する確認について

補足説明資料-26　現場操作の実施可能性について

補足説明資料-27　ほう酸水漏えい等による影響について

補足説明資料-28　溢水発生時における安全の考慮について

補足説明資料-29　現場へのアクセス時における評価

補足説明資料-30　ハッチ開放時における溢水影響について

：今回提示資料

補足説明資料-31　溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

補足説明資料-32　流出係数の根拠について

補足説明資料-33　油が溢水した場合の影響について

補足説明資料-34　常設物品等の現場調査結果について

補足説明資料-35　静的機器の機能喪失高さの確認について

補足説明資料-36　海水ポンプ室の防護について

補足説明資料-37　原子炉建屋地下部外壁の止水対策について

補足説明資料-38　建屋内壁貫通部について

補足説明資料-39　床貫通部について

補足説明資料-40　ファンネル部について

補足説明資料-41　重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

補足説明資料-42　溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

補足説明資料-43　原子炉建屋内の漏えい検知器設置について

補足説明資料-44　ケーブルの被水影響評価について

補足説明資料-45　火災区域設置を反映した蒸気影響評価について

補足説明資料-46　床ドレンファンネル排水における溢水検知について

補足説明資料-47　原子炉棟６階スロッシング水の伝播評価について

補足説明資料-48　設備対策の考え方について

補足説明資料-49　破損配管からの蒸気噴流の影響について

補足説明資料-50　原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について

補足説明資料-51　原子炉棟最終滞留区画における溢水発生後の復旧について

補足説明資料-52　重大事故等対処設備の追設を考慮した溢水影響評価について

補足説明資料-53　応力評価に基づくサポート等改造対策の概要について

2.2　原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について

原子炉建屋内における所内蒸気系は，廃棄物処理設備濃縮廃液処理系等の加温用熱源，主蒸気隔離弁漏えい率試験装置の温水供給用熱源及び制御棒駆動機構補修室内分解洗浄槽の加温用熱源として原子炉建屋に配管が敷設されている。

このうち，防護対象設備の存在する原子炉棟内については，実質的に所内蒸気を使用しておらず，隔離運用としているが，今後は，区画外での隔離措置及び撤去を行い，蒸気漏えいの発生防止を図ることとする。

具体的な配置を第１図に示す。

その他の原子炉建屋区画については，所内蒸気系の配管が敷設されている範囲について，アクセス性の観点より評価を行い，以下の対策を実施する。

耐震補強工事による漏えい防止及び詳細な応力評価を行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する。また，蒸気影響を緩和するための対策として，蒸気の漏えいを自動検知し，遠隔隔離を行うために自動検知・遠隔隔離システムを設置する。システムを構成するものとして，温度検出器，蒸気遮断弁，検知制御盤及び検知監視盤を設置する。さらに，自動検知・遠隔隔離対策だけでは雰囲気環境及びアクセス性が確保されない破損想定箇所については，防護カバー等を設置し，配管と防護カバーのすき間を設定することで漏えい蒸気量を抑制して，建屋内環境への温度影響を軽減する設計とする。

また，信頼性向上の観点から，防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し，蒸気の漏えいを早期に自動検知する設計とする。

所内蒸気系以外の蒸気影響範囲については，補足説明資料-11 に示す。

第１図　原子炉建屋内所内蒸気系配管配置図

内部溢水により想定される事象の確認結果

内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合にどのような事象が起こる可能性があるかについて，重畳事象を含めて分析し，発生する可能性のある事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか否か，また，安全停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。

以下に，事象の抽出プロセス，解析前提条件及び解析結果を示す。

1.　想定される事象の評価プロセス

1.1　評価前提

次の事項を前提とし，評価を行うこととする。

・内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部溢水発生により機能が喪失するが，それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。

・原子炉建屋又はタービン建屋において内部溢水が発生することを仮定し，当該建屋内の防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する（溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する）。

・原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部溢水は，当該建屋以外に影響は及ばない。

1.2　抽出プロセスの考え方

内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され，また，いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。

発生する事象の抽出に当たっては，ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し，どのような外乱が発生し得るのか，外乱発生後に事象がどのように進展するのかについて，安全停止パスの確認と同様に全ての溢水区画について評価することが考えられる。そのためには，常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し，溢水区画毎に溢水影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら，このような詳細な分析を実施することは現実的ではない。また，BWR の過渡解析においては，防護対象設備ではないクラス 3 の緩和設備に期待した評価としていることを踏まえ，内部溢水により発生する可能性のある事象をあらためて抽出した上で，防護対象設備に該当しない常用系設備等は，設置された溢水区画によらず溢水影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により，内部溢水により原子炉に外乱が及び，安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される場合に，単一故障を想定しても原子炉を安全停止することができることを評価することとする。

以上を踏まえ，原子炉建屋及びタービン建屋で内部溢水により発生すると考えられる外乱の抽出を行い，内部溢水により誘発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。さらに代表事象が重畳することも考慮する。

また，代表事象の重畳の組合せの評価については，代表事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に推定することにより，より厳しい評価結果となり得る組合せを選定し，選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。

以下に，内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。（第 1 図）

【ステップ 1】

評価事象を網羅的に抽出するため，『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』（以下「安全評価審査指針」という。）の評価事象の選定方法に従い，原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。（第 2 図参照）

【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。（第 2 図参照）

【ステップ 3】

ステップ 2 で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは，常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は，設置された溢水区画によらず，溢水影響を受ける可能性があると仮定する。その際，原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における溢水の影響は他方の建屋に及ばないとする。（第 2 図参照）

【ステップ 4】

ステップ 2 及びステップ 3 での分析を踏まえ，各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定に当たっては，溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。（例えば，再循環ポンプのトリップについては，溢水の規模により 1 台トリップ又は 2 台トリップが考えられるが，最も厳しくなる 2 台トリップを想定する。）（第 2 図参照）

【ステップ 5】

各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ，代表事象の組合せ毎に，重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い，解析の要否を整理する。

【ステップ 6】

各建屋での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。

【ステップ 7】

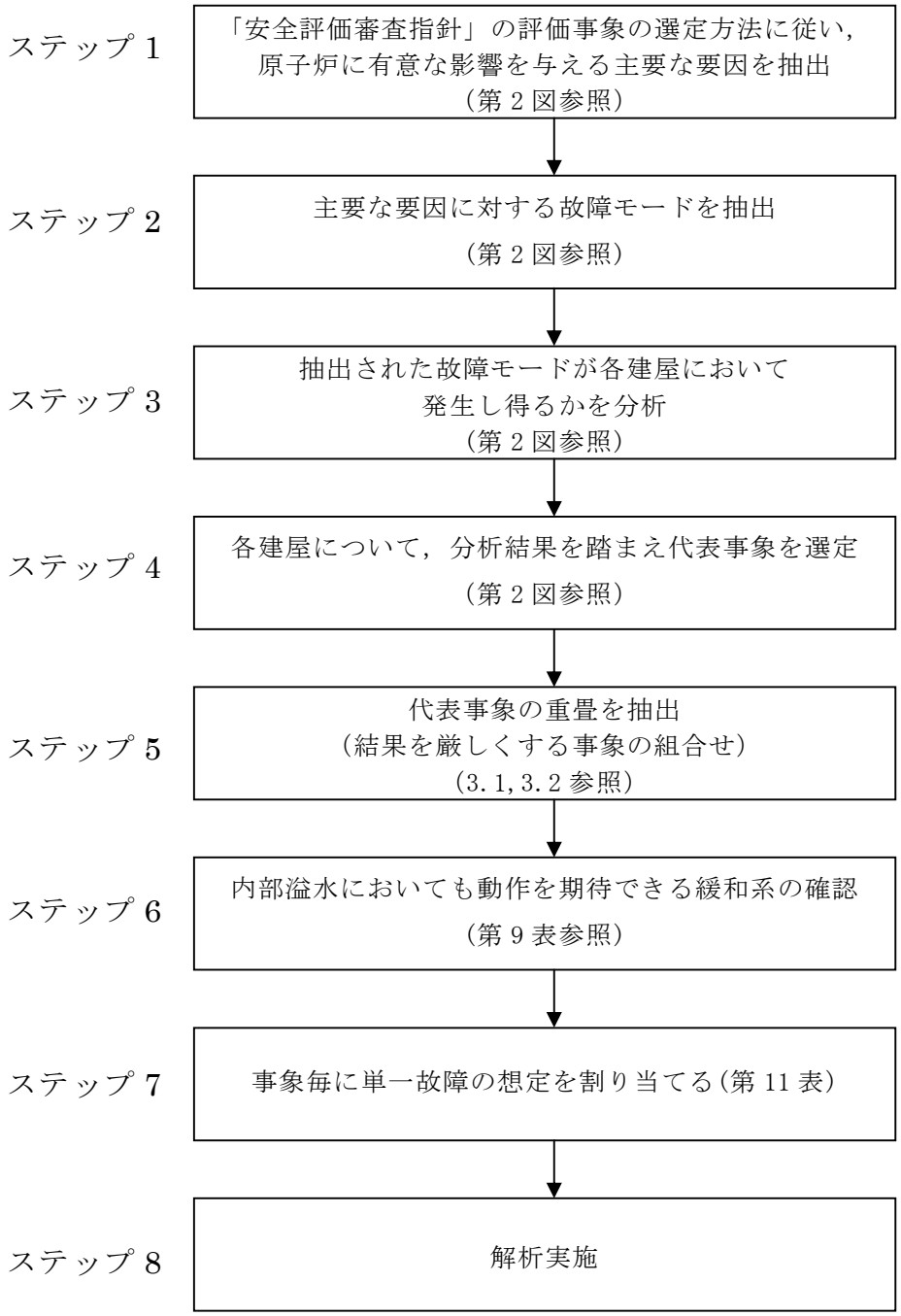
原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。

なお，ここでは，内部溢水により溢水影響を受ける設備※が機能喪失していることを前提に，溢水影響を受けない溢水区画にある設備に単一故障を更に重ねる。

※：本資料「東海第二発電所　内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

【ステップ 8】

ステップ 7 までの分析結果等を踏まえ，抽出した事象の解析を実施し，事象収束できることを確認する。


ステップ 1
「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い，
原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出
（第 2 図参照）
ステップ 2
主要な要因に対する故障モードを抽出
（第 2 図参照）
ステップ 3
抽出された故障モードが各建屋において
発生し得るかを分析
（第 2 図参照）
ステップ 4
各建屋について，分析結果を踏まえ代表事象を選定
（第 2 図参照）
ステップ 5
代表事象の重畳を抽出
（結果を厳しくする事象の組合せ）
（3.1,3.2 参照）
ステップ 6
内部溢水においても動作を期待できる緩和系の確認
（第 9 表参照）
ステップ 7
事象毎に単一故障の想定を割り当てる（第 11 表）
ステップ 8
解析実施

第 1 図　評価プロセス

2.　代表事象の抽出【ステップ 1～4】

安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い，原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第 2 図に示す。また，同図において，抽出した故障が，原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し，各建屋において抽出した代表事象を示す。

第 2 図において抽出された，原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を第 1 表に示す。

第 1 表　抽出された代表事象

抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—
原子炉冷却材流量の喪失	○	○
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—
給水流量の全喪失＋タービントリップ※1	○	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○
逃がし弁開放	○	—
給水制御系の故障（流量減少）	○	—※2
給水制御系の故障※3	○	○
HPCS の誤起動	○	—
RCIC の誤起動	○	—
給水加熱喪失	—	○
負荷の喪失	—	○
原子炉圧力制御系の故障	—	○
給水流量の全喪失	—	○

※１：原子炉の出力運転中に，原子炉水位高（レベル 8）信号の誤発信により，タービンがトリップするとともに，原子炉給水ポンプがトリップする事象

※２：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定

※３：原子炉給水制御系の誤信号等により，給水流量が増加する事象は，原子炉設置変更許可申請書に倣い，単に「給水制御系の故障」という。

ステップ１					ステップ２	ステップ３，４			
原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR） （安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）					要因に対応する故障	原子炉建屋		タービン建屋	
						発生	代表事象	発生	代表事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	反応度	反応度の増加	再循環流量の増加	流量制御弁開度の増加	流量制御器増加要求信号誤発生 主制御器増加要求信号誤発生	○ ○	≪原子炉冷却材流量制御系の誤動作≫	－ －	
			冷却材温度の低下	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止	－		○	≪給水加熱喪失≫
				給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動	○ －	≪給水制御系の故障≫	○ ○	≪給水制御系の故障≫
				ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動 RCICの誤起動	○ ○	HPCSの誤起動 RCICの誤起動	－ －	
				再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	○	≪原子炉冷却材系の停止ループの誤起動≫	－	
			圧力の上昇	弁の閉止	PLUリレー誤作動（蒸気加減弁閉止） 誤タービントリップ（主蒸気止め弁閉止） 誤発電機トリップ（主蒸気止め弁閉止） L-8信号誤発生（主蒸気止め弁閉止） 主蒸気隔離弁閉信号誤発生 圧力制御系の故障（蒸気加減弁閉止）	－ － － ○ ○ －	≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫	○ ○ ○ － ○ ○	≪負荷の喪失≫ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫
				自由空間体積の減少	原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動	○ －	≪給水制御系の故障≫	○ ○	≪給水制御系の故障≫
			制御棒	制御棒の誤引抜き	起動中の制御棒誤引抜き 出力運転中の制御棒誤引抜き	× ×		× ×	
				制御棒落下	制御棒落下	×		×	
		反応度の低下	厳しい事象にならない						
	出力分布	出力分布の異常	制御棒の引抜き	出力運転中の誤引抜き	出力運転中の制御棒誤引抜き	×		×	

○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障機器等が建屋内にない（≪≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）

第２図　外乱分析図（1/3）

ステップ１	ステップ２	ステップ３，４

○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障機器等が建屋内にない（≪ ≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）

原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR）
（安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）

要因に対応する故障	原子炉建屋 発生	原子炉建屋 代表事象	タービン建屋 発生	タービン建屋 代表事象
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化				
冷却材温度				
冷却材温度の低下				
給水温度の低下				
抽気逆止弁の誤閉止	－		○	≪給水加熱喪失≫
給水流量の増加				
原子炉給水制御系増信号誤発生	○	≪給水制御系の故障≫	○	≪給水制御系の故障≫
予備給復水ポンプの誤起動	－		○	
圧力の低下				
弁の開放				
逃がし弁開指令誤発生	○	逃がし弁開放	－	
蒸気加減弁開信号誤発生	－		○	
圧力制御装置最大出力信号誤発生	－		○	≪原子炉圧力制御系の故障≫
タービンバイパス弁の誤開放	－		○	
圧力バウンダリの破断				
原子炉冷却材喪失	×		×	
ECCS等の誤起動				
HPCSの誤起動	○	HPCSの誤起動	－	
RCICの誤起動	○	RCICの誤起動	－	
再循環ループの誤起動				
再循環ポンプの誤起動	○	≪原子炉冷却材系の停止ループの誤起動≫	－	
冷却材温度の上昇				
厳しい事象にならない				
再循環流量				
再循環流量の低下				
再循環ポンプのトリップ				
駆動電源喪失	○	≪原子炉冷却材流量の喪失≫	○	≪原子炉冷却材流量の喪失≫
再循環ポンプトリップ信号誤発生	○		○	
再循環ポンプ自体の故障				
ポンプ軸の固着	×		×	
再循環流量の増加				
流量制御弁開度の増加				
流量制御器増加要求信号誤発生	○	≪原子炉冷却材流量制御系の誤動作≫	－	
主制御器増加要求信号誤発生	○		－	

第２図　外乱分析図（2/3）

ステップ１				ステップ２	ステップ３，４			
原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR） （安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）				要因に対応する故障	原子炉建屋		タービン建屋	
					発生	代表事象	発生	代表事象
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	圧力	圧力の上昇	弁の閉止	PLUリレー誤作動（蒸気加減弁閉止）	－		○	≪負荷の喪失≫
				誤タービントリップ（主蒸気止め弁閉止）	－		○	
				誤発電機トリップ（主蒸気止め弁閉止）	－		○	
				L-8信号誤発生（主蒸気止め弁閉止）	○	≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ	－	
				主蒸気隔離弁閉信号誤発生	○	≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫	○	≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫
				圧力制御系の故障（蒸気加減弁閉止）	－		○	
			自由空間体積の減少	原子炉給水制御系増信号誤発生	○	≪給水制御系の故障≫	○	≪給水制御系の故障≫
				予備給復水ポンプの誤起動	－		○	
		圧力の低下	弁の開放	逃がし弁開指令誤発生	○	逃がし弁開放	－	
				蒸気加減弁開信号誤発生	－		○	
				圧力制御装置最大出力信号誤発生	－		○	≪原子炉圧力制御系の故障≫
				タービンバイパス弁の誤開放	－		○	
			圧力バウンダリの破断	原子炉冷却材喪失	×		×	
	インベントリ	インベントリの減少	給水流量の低下	原子炉給水ポンプのトリップ	－		○	≪給水流量の全喪失≫
				L-8信号誤発生	○	≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ	－	
				原子炉給水制御系減信号誤発生	○	給水制御系の故障（流量減少）	○	
				復水ポンプのトリップ（駆動電源喪失）	－		○	
			弁の開放	逃がし弁開指令誤発生	○	逃がし弁開放	－	
				蒸気加減弁開信号誤発生	－		○	
				圧力制御装置最大出力信号誤発生	－		○	≪原子炉圧力制御系の故障≫
				タービンバイパス弁の誤開放	－		○	
			圧力バウンダリの破断	原子炉冷却材喪失	×		×	
		インベントリの増加	給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生	○	≪給水制御系の故障≫	○	≪給水制御系の故障≫
				予備給復水ポンプの誤起動	－		○	
			ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動	○	HPCSの誤起動	－	
				RCICの誤起動	○	RCICの誤起動	－	

○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障機器等が建屋内にない（≪≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）

第２図　外乱分析図（3/3）

3.　重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ 5】

3.1　重畳を考慮すべき事象の分析

2.にて抽出した原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について，重畳を考慮した場合に，事象を厳しくする可能性について検討した。結果を第 2 表及び第 3 表に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第 4 表に示す。

第 2 表　原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由※
Ⅰ	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい
Ⅱ	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
Ⅲ	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—
Ⅳ	給水流量の全喪失＋タービントリップ	考慮	—
Ⅴ	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
Ⅵ	逃がし弁開放	—	②
Ⅶ	給水制御系の故障（流量減少）	—	③
Ⅷ	給水制御系の故障	考慮	—
Ⅸ	HPCS の誤起動	—	②（上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する）
Ⅹ	RCIC の誤起動	—	②（ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する）

第 3 表　タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由※
Ⅰ	給水加熱喪失	考慮	—
Ⅱ	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
Ⅲ	負荷の喪失	考慮	—
Ⅳ	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
Ⅴ	原子炉圧力制御系の故障	—	②
Ⅵ	給水流量の全喪失	—	③
Ⅶ	給水制御系の故障	考慮	—

※　重畳を考慮しない理由

①再循環流量が減少する事象は，BWR-5 の再循環ポンプは慣性が大きく，炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し，原子炉出力の減少が早めに作用するため，重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
②圧力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
③再循環流量の減少を伴わず，出力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。

第 4 表　抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に，再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し，原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失 ＋タービントリップ	原子炉の出力運転中に，原子炉水位高信号の誤発生により，タービンがトリップするとともに，原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に，主蒸気隔離弁が閉止し，原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に，給水制御器の誤動作等により，給水流量が急激に増加し，炉心入口サブクーリングが増加して，原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に，給水加熱器への蒸気流量が喪失して，給水温度が徐々に低下し，炉心入口サブクーリングが増加して，原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に，電力系統事故等により，発電機負荷遮断が生じ，蒸気加減弁が急速に閉止し，原子炉圧力が上昇する事象。

3.2　抽出事象に対する重畳の分析結果

3.1 で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について，スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し，これらの観点から，重畳の組合せを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて，更なる検討を行う。

この検討においては，2 つの事象の組合せについて，重畳を考慮したとしてもどちらか 1 つの事象に包絡される，重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある，又は，重畳を考慮しない（単独の事象）

方が厳しい評価となるかについて，定性的に評価を行う。

なお，重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定される場合には，更なる重畳を検討することが必要となるが，次に示すとおり，厳しくなる組合せが 2 つ以上はなかったことから，3 つ以上の事象の重畳についても 2 つの事象の重畳に包含されることを確認した。

3.2.1　原子炉建屋における代表事象の重畳

第 2 表にて抽出された事象について，スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を，第 5 表に示す。

「給水流量の全喪失＋タービントリップ」，「主蒸気隔離弁の誤閉止」，「給水制御系の故障」は，いずれも弁の閉止に伴い発生する原子炉圧力上昇事象である。これらの事象の中では，主蒸気隔離弁に比べて弁の閉止速度が速いタービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う事象であり，「給水流量の全喪失＋タービントリップ」に比べてタービントリップ時の出力が高い「給水制御系の故障」が最も厳しい結果を与える。また，「給水制御系の故障」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると，弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇に起因して大きな反応度の加わる「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与える。なお，「主蒸気隔離弁の誤閉止」については，原子炉圧力が最も高い事象となっているが，ＭＣＰＲの判断基準に対する余裕が大きく「給水制御系の故障」に比べてΔＭＣＰＲが有意に小さいこと，原子炉圧力は最高使用圧力に至らず判断基準に対する裕度が大きいこと及びスクラムのタイミングが早く他の事象との重畳を考慮した場合であっても事象を厳しくしないこ

とから，「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与えると判断した。

また，上記を踏まえ，重畳を考慮した場合について検討した結果を第7 表に示す。本表のとおり，事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。

以上のことから，原子炉建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は，「給水制御系の故障」とする。

3.2.2　タービン建屋における代表事象の重畳

第3表にて抽出された事象について，スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を，第6表に示す。これを踏まえ，重畳を考慮した場合について検討した結果を第8表に示す。

弁の閉止が最も速い事象は，タービン加減弁急速閉を伴う「負荷の喪失」であり，タービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う「給水制御系の故障」より弁の閉止速度は若干速い。ただし，「給水制御系の故障」は，弁の閉止時までの出力上昇があり，「負荷の喪失」に比べて厳しい結果を与える。また，第8表のとおり，「給水制御系の故障」については，「給水加熱喪失」との重畳が厳しい結果を与えるものと考えられ，その他の事象に比べて厳しい結果を与えるものと考える。

なお，後述のとおり，タービン建屋における内部溢水では MS-3 機能を有するタービンバイパス弁に期待できないことを考慮すると，「負荷の喪失」は他の単独事象に比べて厳しい事象となるが，「給水制御系の故障」と「給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから，「負荷の喪失」よりも厳しい

結果となると考えられる。

以上のことから，タービン建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は，「給水制御系の故障＋給水加熱喪失」とする。

第５表　解析結果（原子炉建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
Ⅲ　原子炉冷却材流量制御系の誤動作	中性子束高（約 1.5 秒後）	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力：約 172％ 圧力：約 6.66MPa[gage] ΔMCPR：0.16 （最小値 1.45）	初期条件：定格出力の59%，定格炉心流量の41%での解析
Ⅳ　給水流量の全喪失＋タービントリップ（原子炉水位高（レベル 8）誤信号）※	主蒸気止め弁閉（約 0.075 秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力：約 157％ 圧力：約 7.87MPa[gage] ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不作動時は出力約 232 ％，圧力約 8.04MPa［gage］，ΔMCPR：0.28
Ⅴ　主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉（約 0.3 秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	－	出力：約 220% 圧力：約 7.99MPa[gage] ΔMCPR：0.11	
Ⅷ　給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉（約 9 秒後）（原子炉水位高→タービントリップ→）	炉心入口サブクール増大より出力増加	－（タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下）	出力：約 207％ 圧力：約 7.91MPa［gage］ ΔMCPR：0.26	

※：給水流量の全喪失は，事象発生後約 6.3 秒で原子炉水位低スクラムに至る事象進展がタービントリップに比べ緩やかな事象であることから，タービントリップの評価で代表できる（出力／圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果）。

第６表　解析結果（タービン建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
Ⅰ　給水加熱喪失※	中性子束高（熱流束相当） （約 96 秒）	炉心入口サブクール増大により出力増加	－	出力：約 122％ 圧力：約 7.11MPa［gage］ ΔMCPR：0.17	
Ⅲ　負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 （約 0.075 秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力：約 157％ 圧力：約 7.87MPa［gage］ ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不作動時は出力約 232％，圧力約 8.04MPa［gage］，ΔMCPR：0.28
Ⅳ　主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 （約 0.3 秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	－	出力：約 220% 圧力：約 7.99MPa［gage］ ΔMCPR：0.11	
Ⅶ　給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 （約 9 秒後） 原子炉水位高→タービントリップ→）	炉心入口サブクール増大により出力増加	－ （タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下）	出力：約 207％ 圧力：約 7.91MPa［gage］ ΔMCPR：0.26	

※：給水加熱器１段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には，炉心入口サブクールの増加量が大きくなり，スクラム時刻は早くなるが，スクラムする出力点は変わらず，スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第７表　重畳を考慮した場合の事象進展の分析（原子炉建屋）

	Ⅳ　給水流量の全喪失 ＋タービントリップ	Ⅴ　主蒸気隔離弁の誤閉止	Ⅷ　給水制御系の故障
Ⅲ　原子炉冷却材流量制御系の誤動作	×	×	×
	スクラムタイミングが遅いⅢが出力上昇の観点から厳しいが，部分出力運転から始まるⅢに比べてⅣは原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しく，プラント挙動としては影響が大きい。 重畳事象はタービントリップによりただちにスクラムするため，単独事象であるⅣにより代表できる。 【抽出事象：Ⅳ】	隔離弁が閉止するⅤが部分出力から始まるⅢに比べて出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象はⅤにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅤにより代表できる。 【抽出事象：Ⅴ】	Ⅷは，給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するため，出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象はⅢに起因した炉心流量の増加による出力上昇によってタービントリップする前に短時間で中性子束高スクラムに至るため，組み合わせない方が結果を厳しくする。したがって，Ⅷにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】
Ⅳ　給水流量の全喪失 ＋タービントリップ		×	—
	—	タービンバイパス弁に期待できないⅤが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。 MCPR の観点では弁閉止速度の速いⅣが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅣの方が早期にスクラムし，かつ影響が大きいため，単独事象であるⅣにより代表できる。 【抽出事象：Ⅳ】	Ⅷは，給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するため，出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象はⅣによるタービントリップにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅧにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】
Ⅴ　主蒸気隔離弁の誤閉止			×
	—	—	タービンバイパス弁に期待できないⅤが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。 MCPR の観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止速度の速いⅧが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅤにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅧにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】

○：重畳事象が厳しい　　×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい　　－：重畳の考慮不要

第８表　重畳を考慮した場合の事象進展の分析（タービン建屋）

	Ⅲ　負荷の喪失	Ⅳ　主蒸気隔離弁の誤閉止	Ⅶ　給水制御系の故障
Ⅰ　給水加熱喪失	×	×	○
	タービン加減弁急速閉による反応度の添加速度が速いⅢが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPR の観点ではスクラムタイミングが遅いⅠが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅢにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅠにより代表できる。 【抽出事象：Ⅰ】	隔離弁閉止による反応度の添加速度が速いⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPR の観点ではスクラムタイミングが遅いⅠが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅣにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅠにより代表できる。 【抽出事象：Ⅰ】	主蒸気止め弁閉止による反応度の添加速度が速いⅦが出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象は主蒸気止め弁閉止時の出力が高くなるため，Ⅶが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。 【抽出事象：Ⅰ＋Ⅶ】
Ⅲ　負荷の喪失	―	×	×
		タービンバイパス弁に期待できないⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPR の観点では弁閉止速度の速いⅢが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象は弁の閉止速度が速いⅢにより代表できる。 【抽出事象：Ⅲ】	Ⅶは，給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するため，出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象はⅢにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅦにより代表できる。 【抽出事象：Ⅶ】
Ⅳ　主蒸気隔離弁の誤閉止	―	―	×
			タービンバイパス弁に期待できないⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPR の観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止速度の速いⅦが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅣにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅦにより代表できる。 【抽出事象：Ⅶ】

○：重畳事象が厳しい　　×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい　　―：重畳の考慮不要

4.　内部溢水発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ６】

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水において，動作を期待できる緩和機能を第 9 表に示す。

第 9 表　内部溢水発生時に期待できる緩和系

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉 停止機能	原子炉保護系 （中性子束高等のスクラム機能は多重化され，かつ２区分機能維持できる設計）	原子炉保護系 （原子炉建屋側 RPS）
炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等※	原子炉隔離時冷却系等※
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁
	逃がし安全弁（安全弁機能）	逃がし安全弁（安全弁機能）
	—	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	タービンバイパス弁	—

※：本資料「東海第二発電所　内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

5.　解析における機能喪失の仮定

5.1　内部溢水影響による機能喪失の仮定

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水により機能喪失を仮定する緩和機能を第 10 表に示す。

MS-3 機能については，内部溢水が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系（RPS）（主蒸気止め弁閉スクラム・加減弁急閉スクラム)については，タービン建屋における内部溢水に対して機能喪失すると仮定する。

第 10 表　機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	—
タービンバイパス弁	—	機能喪失を仮定
タービン系(RPS)	—	機能喪失を仮定

5.2　単一故障の仮定【ステップ７】

解析を行うに際し，安全評価審査指針に従い，想定した事象に加え，原子炉停止機能及び炉心冷却機能に対し，解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 11 表に示す。なお，原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は第 9 表のとおりである。

第 11 表　単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を 仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	・安全保護系に単一故障を仮定する。 ・安全保護系は多重化されているため，解析には影響しない。
炉心冷却機能	・内部溢水影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても，残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため，解析には影響しない。

6.　解析の実施【ステップ８】

6.1　使用する解析コード

解析に当たっては，第 12 表に示すとおり，設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード（REDY）及び単チャンネル熱水力解析コード（SCAT）を使用している。

第 12 表　解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

6.2　解析条件

プラントの初期状態などについて，設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主要な解析条件を第 13 表に示す。

第 13 表　主要な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,440 MW
炉心入口流量	41.06×10^{3} t/h
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
外部電源	あり

6.3　判断基準

内部溢水を起因として発生する代表事象に対して，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象は収束することを確認する。ここで，事象が収束することの判断基準は，「設計基準事故」の判断基準を適用することとする。

また，本評価に適用する具体的な判断基準は次のとおりである。

・炉心は著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却が可能であること（燃料被覆管の温度が 1,200℃を下回ること）。

・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]以下であること。

6.4　解析結果

解析を実施する事象について，解析結果を第 14 表及び第 15 表，第 3 図及び第 5 図に，事象推移のフローチャートを第 4 図及び第 6 図に示す。

6.4.1　原子炉建屋での内部溢水に起因する事象

原子炉建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1)　給水制御系の故障

(a)　原子炉停止状態

給水制御系故障による炉心入口サブクールの増加により，原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し，原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし，主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉信号により，原子炉はスクラムする。

(b)　炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル 8）到達により給水ポンプがトリップするため，

原子炉水位は徐々に低下するが，原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また，タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが，逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により，原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c)　安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

6.4.2　タービン建屋での内部溢水に起因する事象

タービン建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1)　給水制御系の故障＋給水加熱喪失

(a)　原子炉停止状態

給水制御系故障と給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加によって，原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し，原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし，主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため，主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし，主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。

(b)　炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル 8）到達により，給水ポンプがトリップするため，原子炉水位は徐々に低下するが，原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また，タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により，原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c)　安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

以上より，内部溢水を起因として発生する過渡的な事象に対して，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象は収束し，原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

第 14 表　解析結果まとめ表

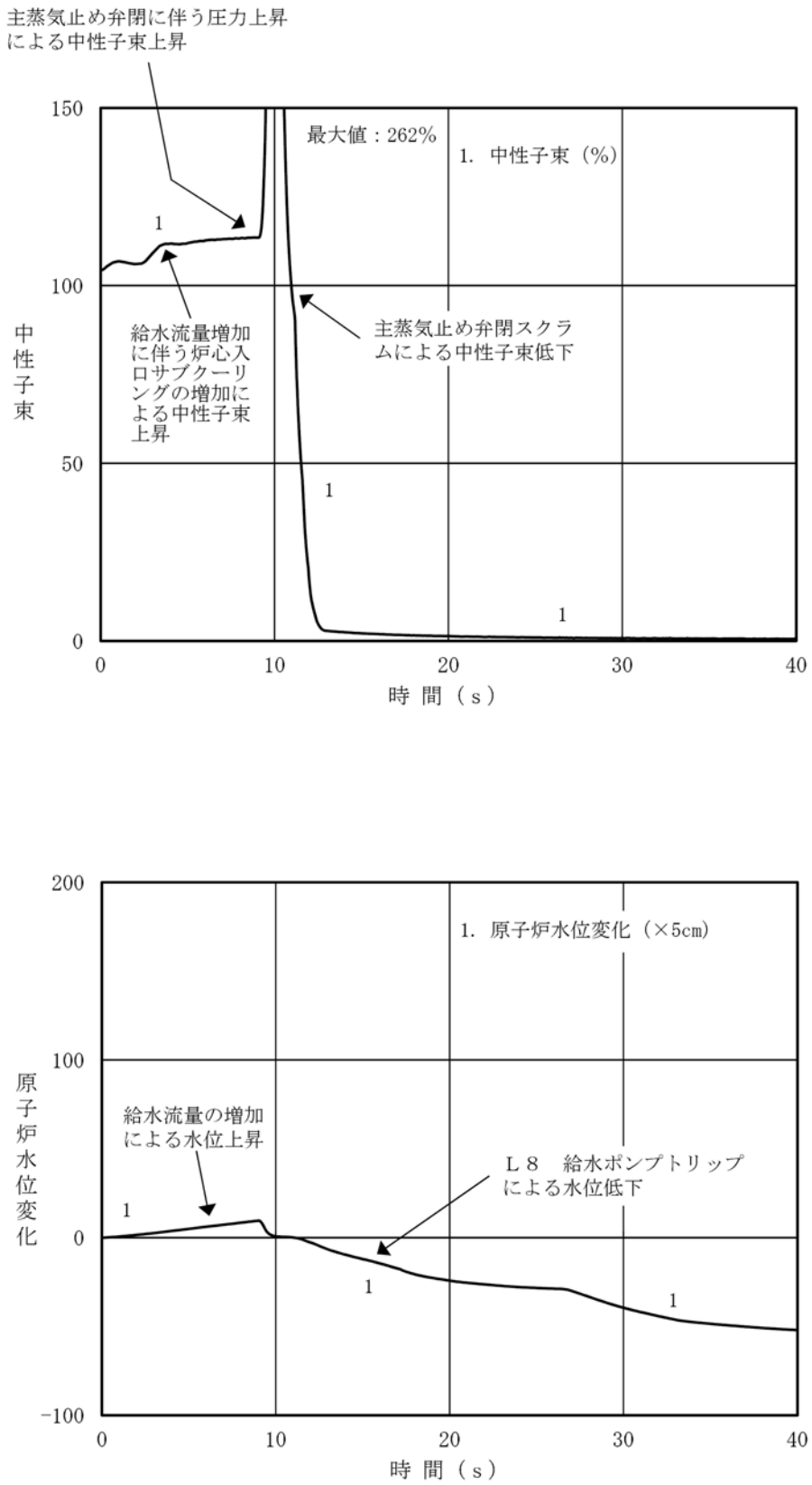
重畳事象	項目	解析結果 ( )内は判断目安
給水制御系の故障 （主蒸気止め弁閉スクラム）	中性子束(%)	262(－)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.66(10.34)
	燃料被覆管温度(℃)	約 632(1200)

発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム(主蒸気止め弁閉)	8.9
安全弁開開始	10.7

第 15 表　解析結果まとめ表

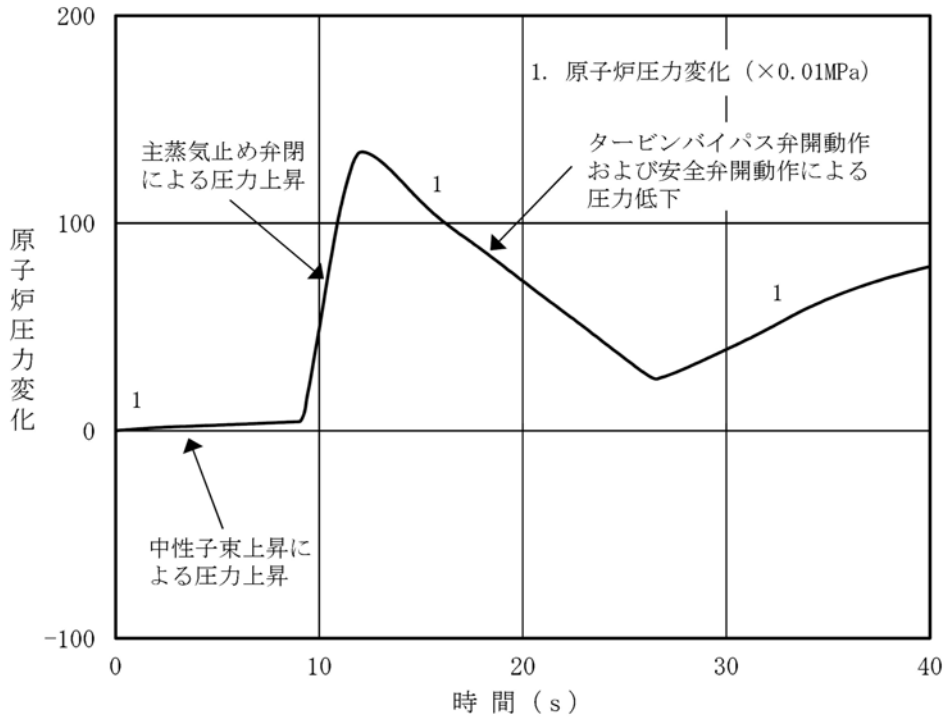
重畳事象	項目	解析結果 ( )内は判断目安
給水制御系の故障 ＋給水加熱喪失 （中性子束高スクラム）	中性子束(%)	443(－)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.45(10.34)
	燃料被覆管温度(℃)	約 662(1200)

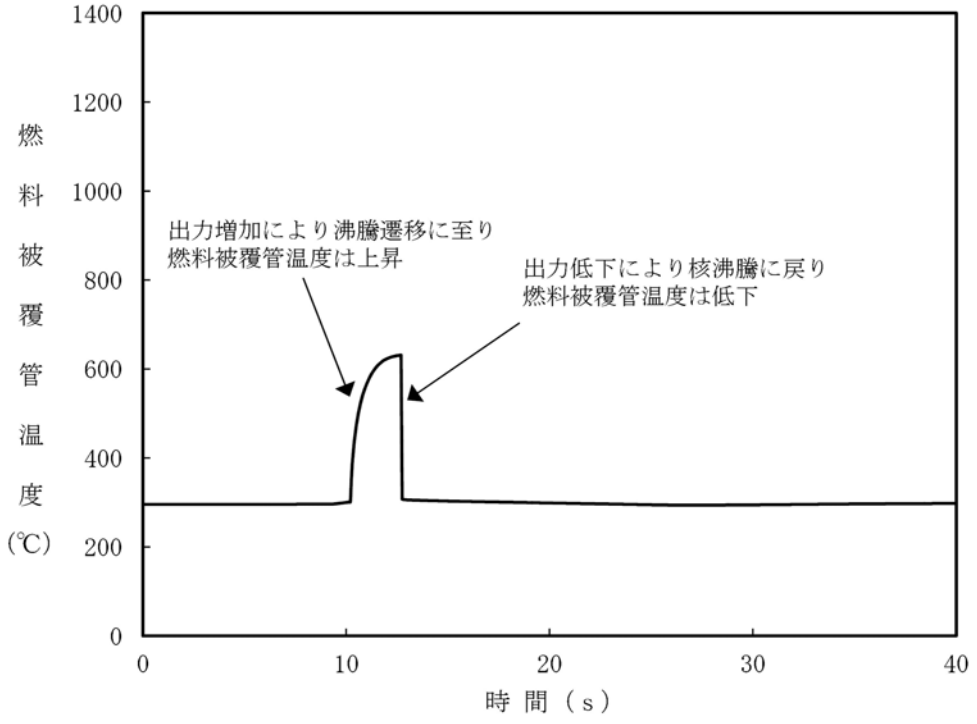
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障＋給水加熱喪失発生	0
原子炉水位 L8(給水ポンプトリップ)	9.0
原子炉スクラム(中性子束高)	9.4
逃がし弁開開始	9.9



第３図　給水制御系の故障解析結果（原子炉建屋起因）

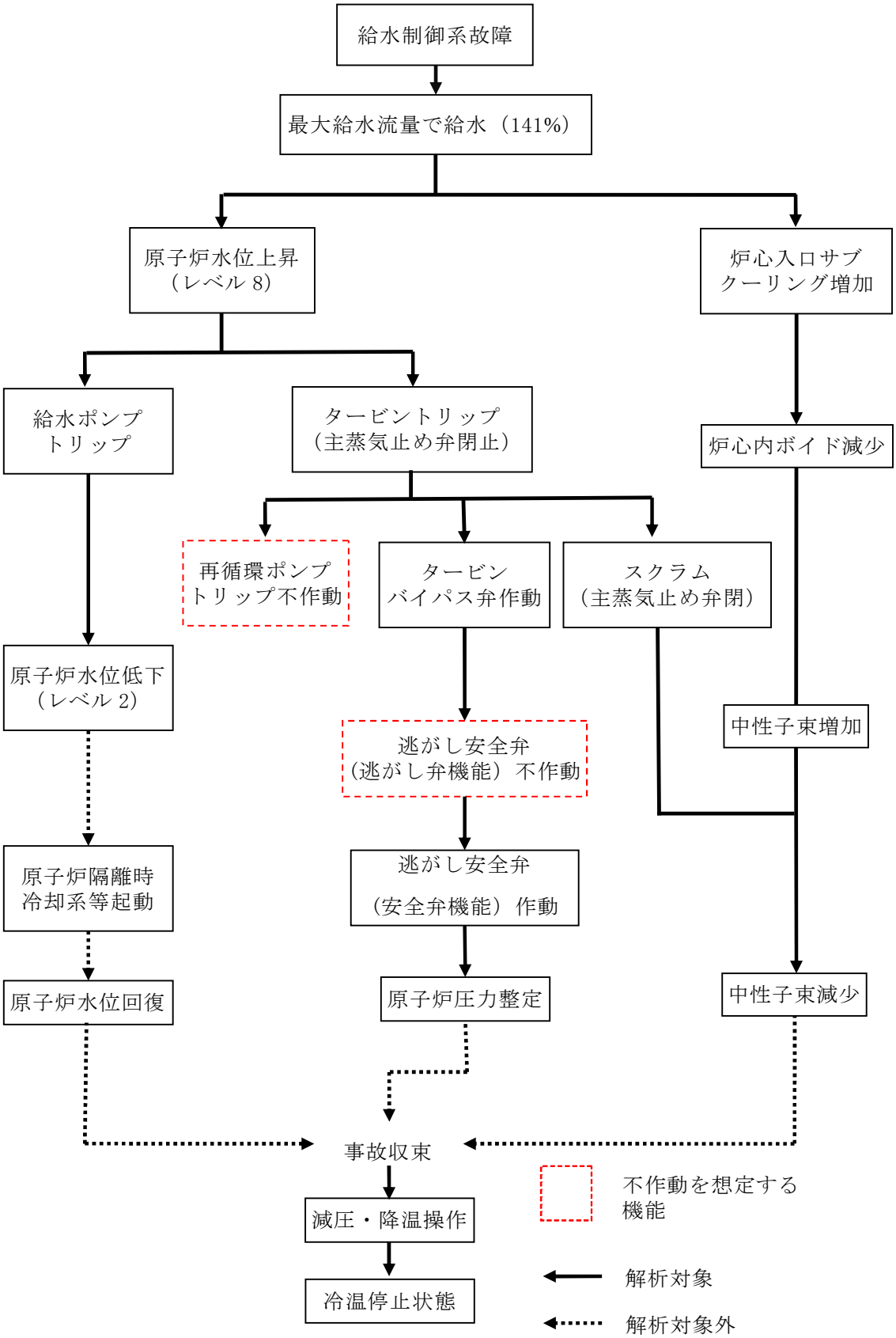
（1／2）



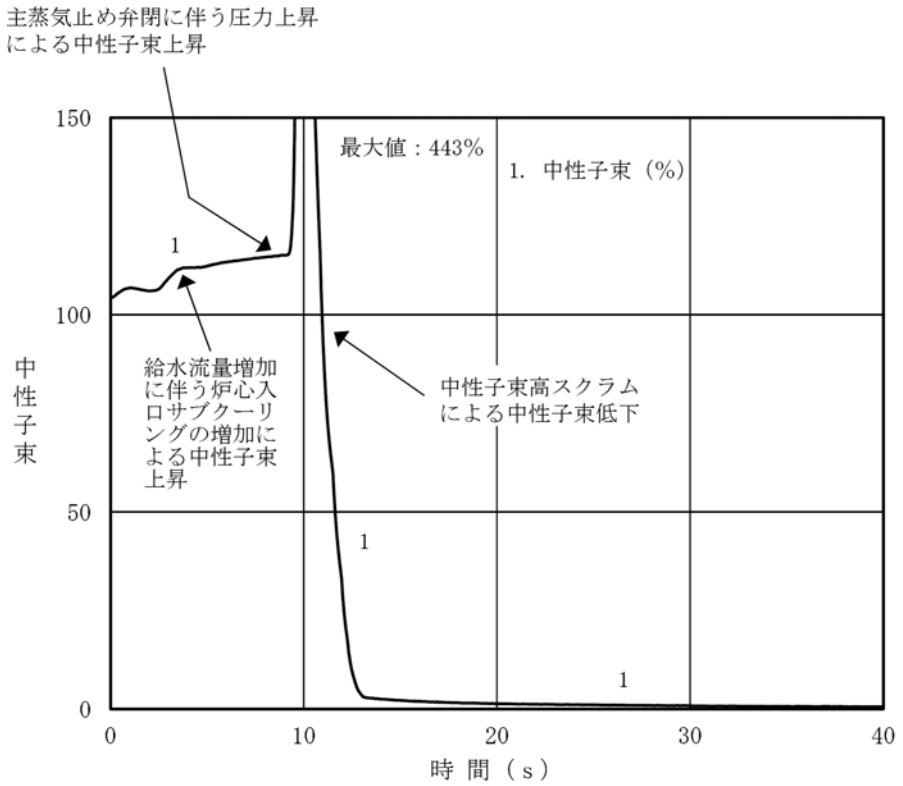


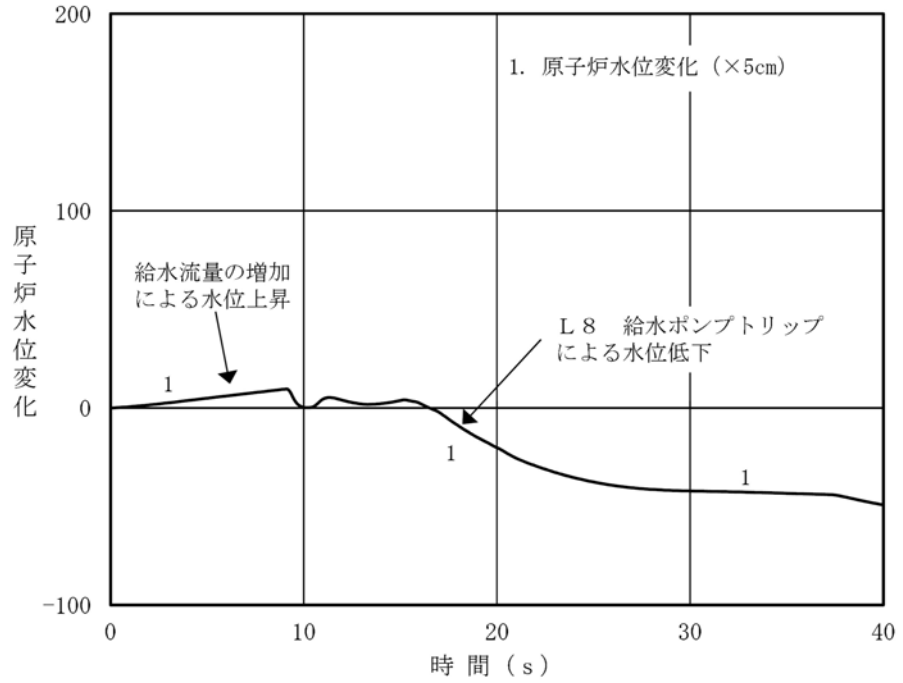
第 3 図　給水制御系の故障解析結果（原子炉建屋起因）

（2／2）



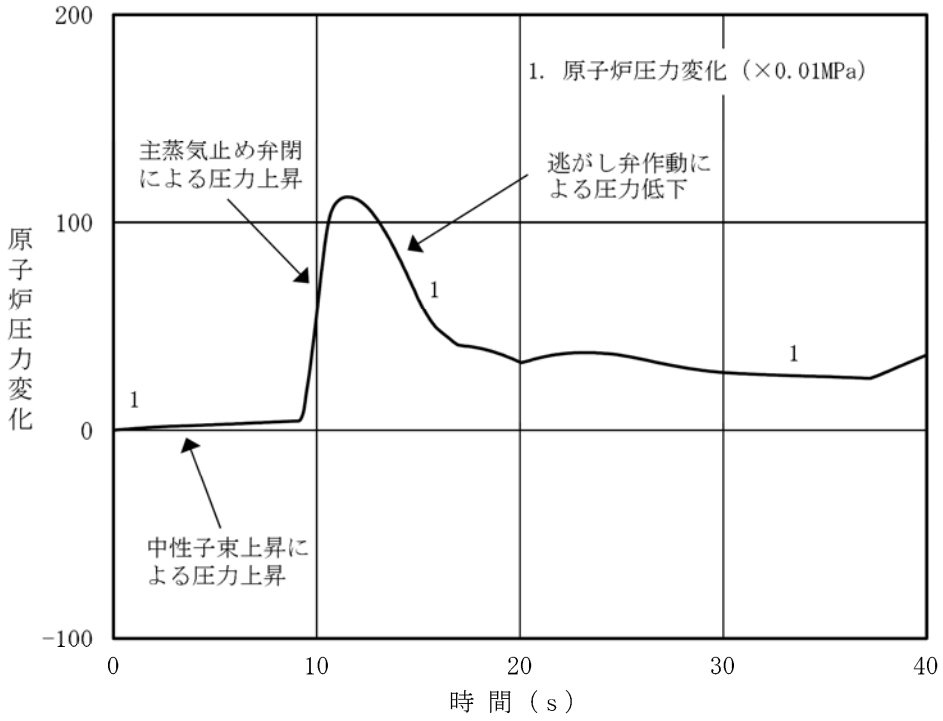
第 4 図　給水制御系の故障事象進展フロー（原子炉建屋起因）

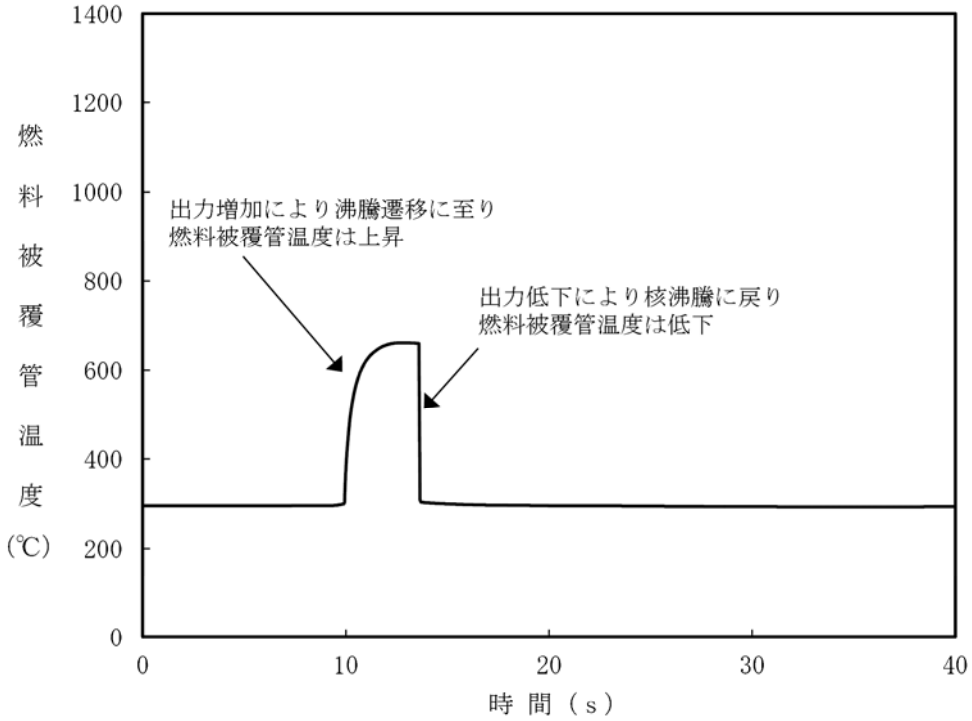




第５図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失解析結果（タービン建屋起因）

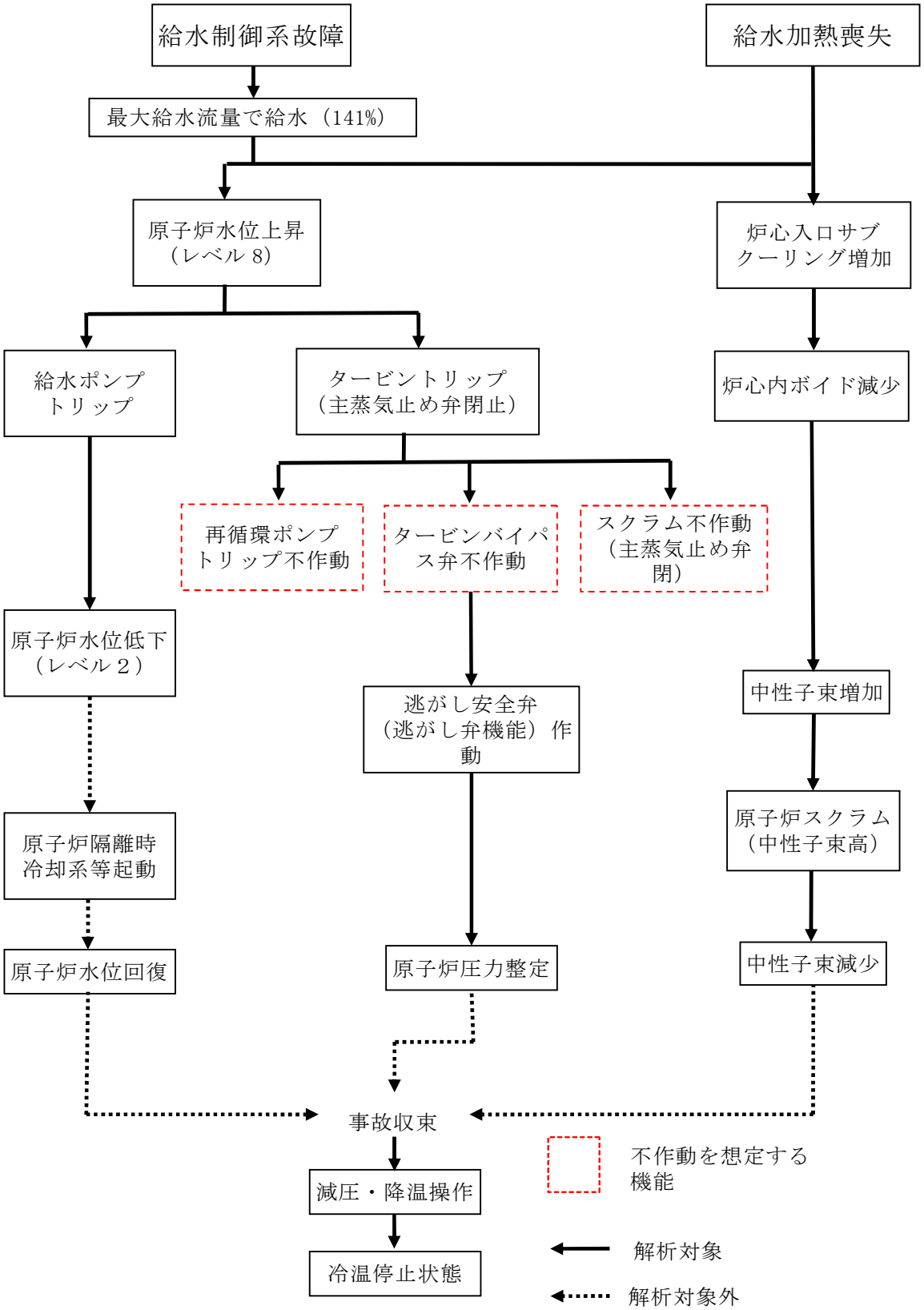
（1／2）





第５図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失解析結果（タービン建屋起因）

（2／2）



第６図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失事象進展フロー

（タービン建屋起因）

ハッチ開放時における溢水影響について

施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外やハッチ等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用及び対策をおこなう。

ここでは，影響評価上設定した溢水経路の状態の一時的な変更の一例として，施設定期検査時等でのハッチ開放を想定し，これによる溢水評価への影響について示す。

1. ハッチ開放による溢水評価への影響の確認

原子炉棟の溢水影響評価において，通常閉止されているハッチについて，施設定期検査時等で開放されることを考慮した場合，溢水評価に及ぼす影響について確認した。対象としたハッチ配置を第１図に示す。

① 6 階東側エリアハッチ開放により，東西区域エリアへ溢水伝播が発生する可能性がある。

② ハッチ開放部近傍の浸水防護設備に被水の可能性がある。

③ ハッチ開放により計画外の溢水経路が発生する可能性がある。

④ ハッチ開放により開放区域のエリア面積に影響を及ぼす可能性がある。

2.　確認結果

予想される影響を確認した結果，以下のとおり運用を行うことにより没水影響評価において問題ないことを確認した。

① 6 階面での溢水は，西側床ドレンファンネルからの排水を溢水経路としており，東側エリアハッチ開放をおこなった場合，東西区域への溢水が発生し東西の防護対象設備へ影響を及ぼす恐れがあるため，当該ハッチについては，開放時一時的な止水堰等の浸水防護対策を行う。

② 開放ハッチ下部近傍に防護対象設備が設置されているハッチについては，開口部からの溢水流下による被水の恐れがあるため，該当ハッチ部にはハッチ開放後，速やかに止水堰及び被水防護対策を行う。

③ ハッチ開放部が溢水経路となった場合でも，開放部内の設備は待機除外中であること，下層階へ到達した溢水のその後の経路は通常時から変わらないことから没水評価に影響はない。

④ ハッチ開放による開口面積の増加やコンクリートプラグ仮置きによる区画面積が減少するが，水位上昇は 6 階面で 2cm 程度であり，溢水防護対象設備が機能喪失しないことから，溢水影響評価に影響はない。

⑤ 設備点検に伴うハッチ開放においては，同じ機能をもつ異区分の安全機器のハッチを同時に開放しない運用制限を行う。

また，施設定期検査中の使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても考慮する。この場合は，仮設設備等の利用も含めた現実的な対応も考慮し，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。

以上の確認結果及びこれらを実施することにより，必要な安全機能が損なわれないよう対応することとする。なお，運用面での対策について

は保安規定に基づく規程文書に明記する。

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(1/8)

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(2/8)

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(3/8)

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(4/8)

第 2 図　原子炉建屋ハッチ配置図(5/8)

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(6/8)

第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(7/8)

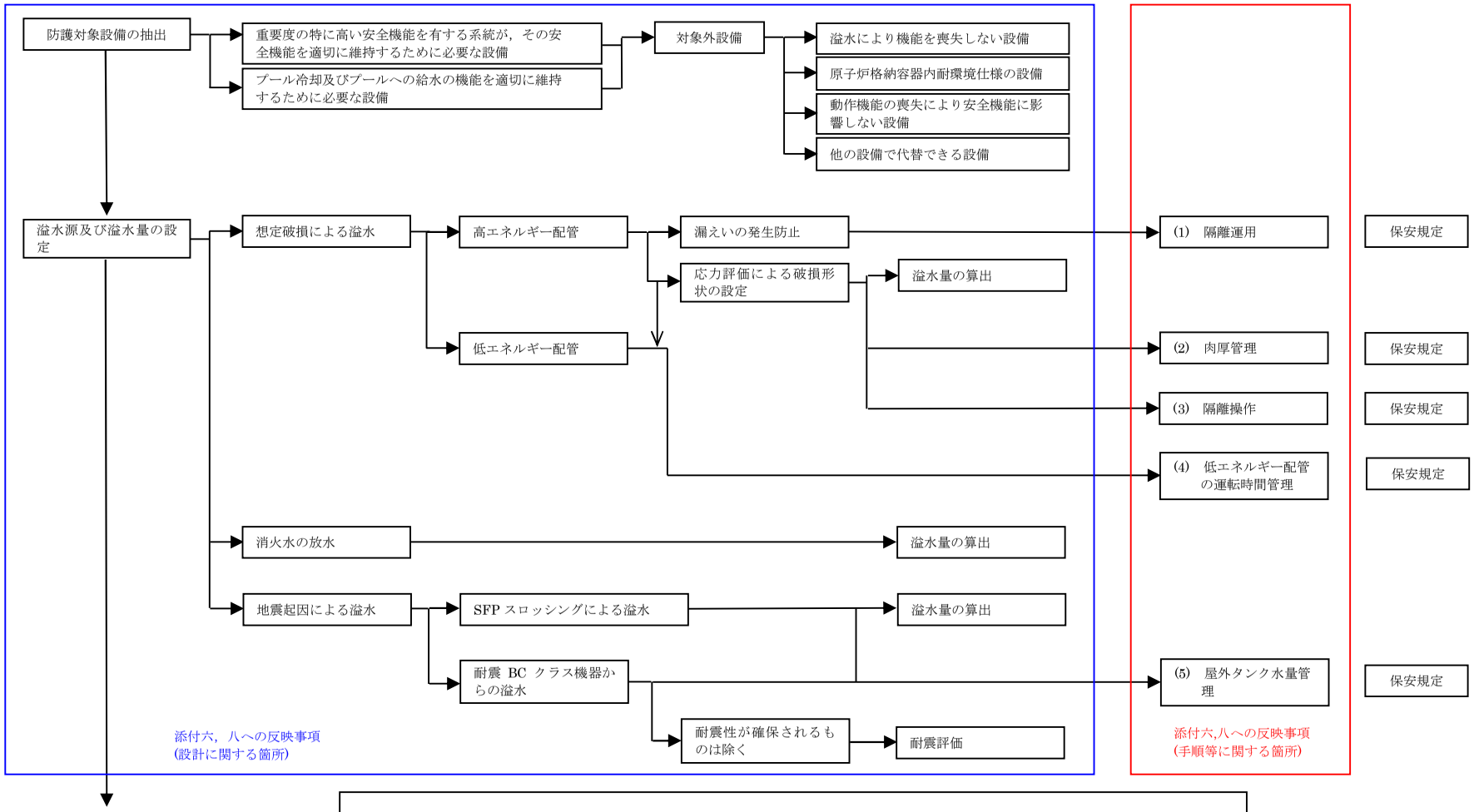
第１図　原子炉建屋ハッチ配置図(8/8)

別添資料２

東海第二発電所

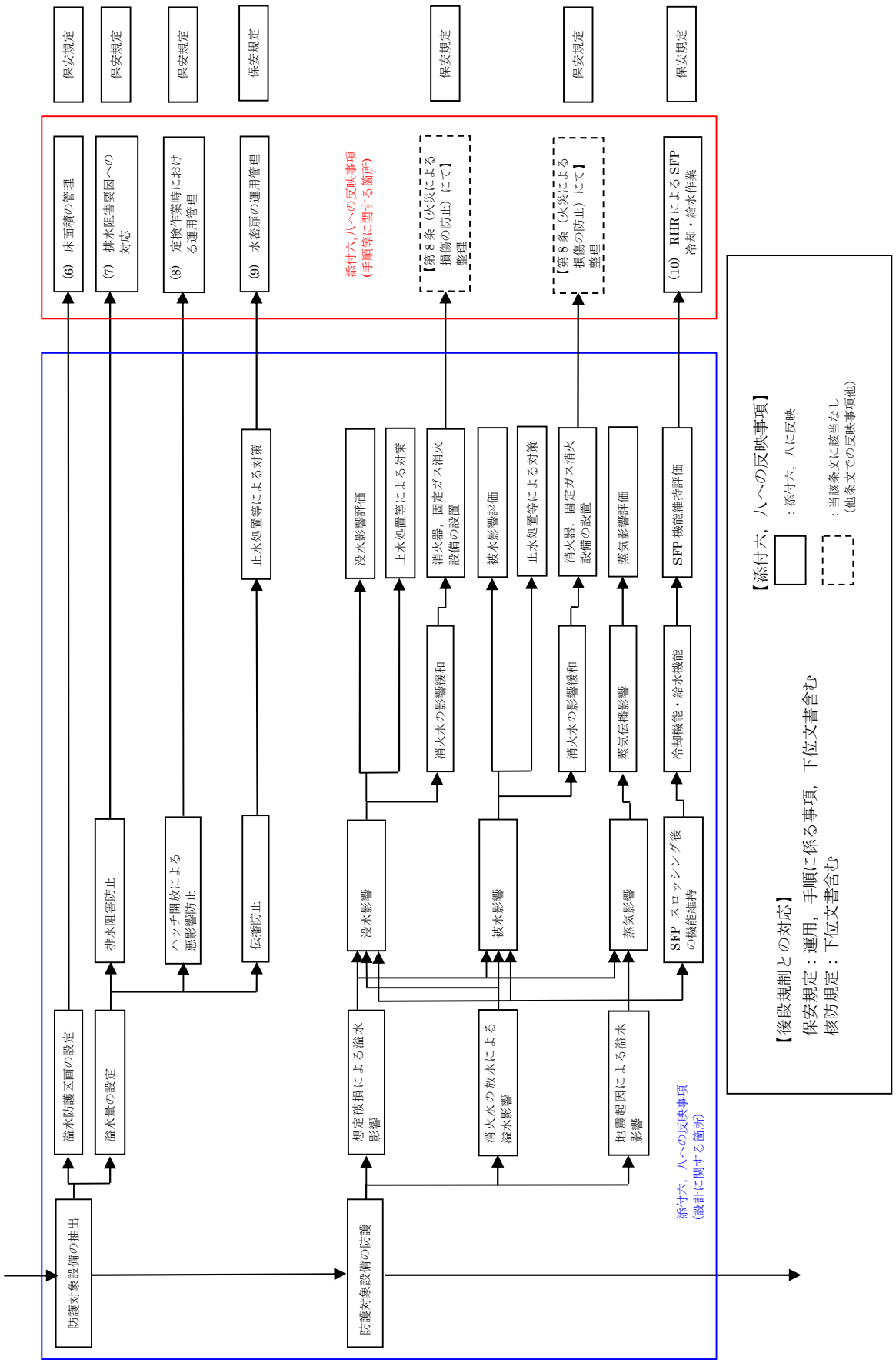
運用，手順説明資料
溢水による損傷の防止

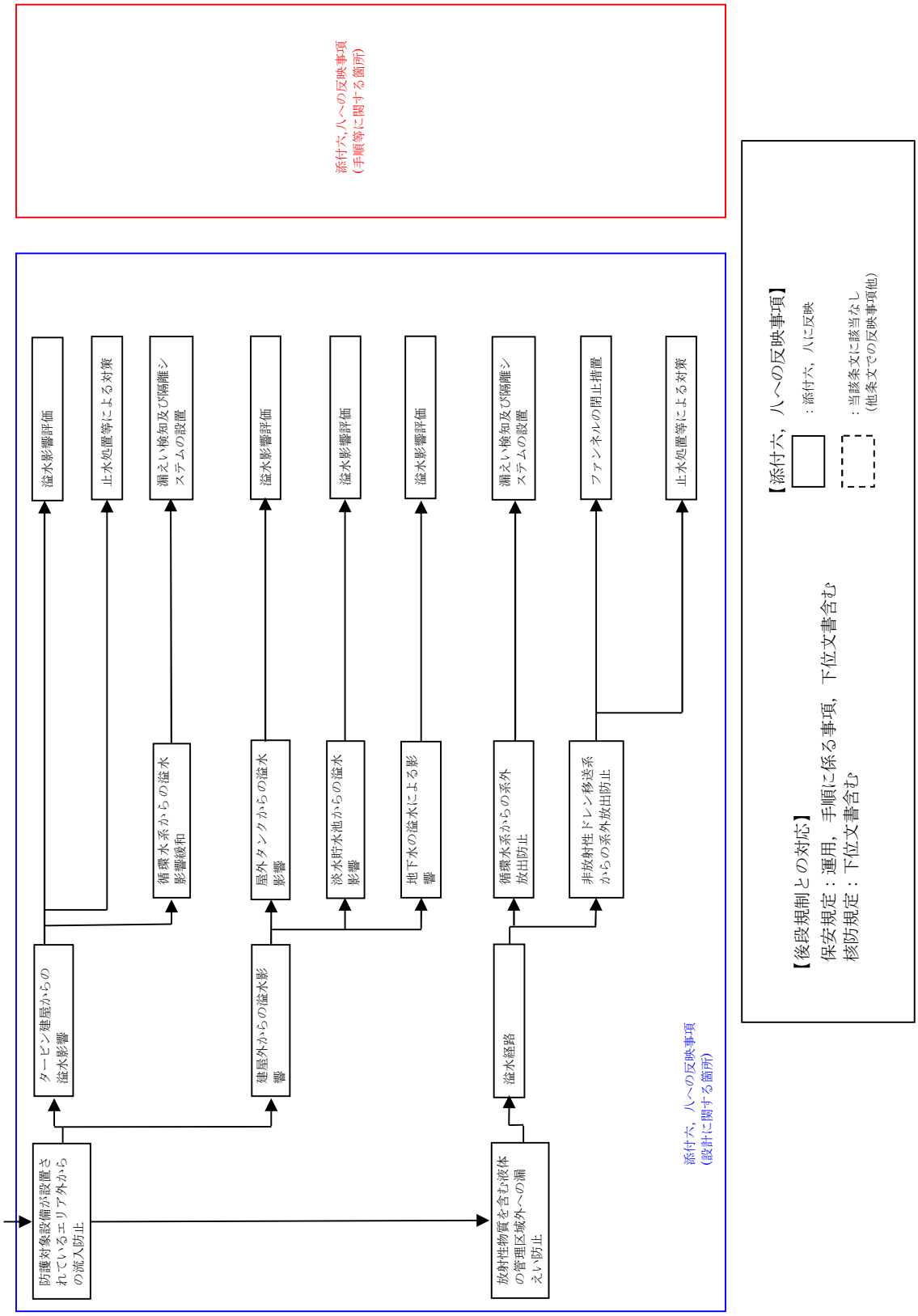
第九条　安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。



【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
（他条文での反映事項他）


保安規定
保安規定
保安規定
保安規定
保安規定
保安規定
保安規定
(6) 床面積の管理
(7) 排水阻害要因への対応
(8) 定検作業時における運用管理
(9) 水密扉の運用管理
添付六，八への反映事項
(手順等に関する箇所)
【第８条（火災による損傷の防止）にて】整理
【第８条（火災による損傷の防止）にて】整理
(10) RHR による SFP 冷却・給水作業
止水処置等による対策
没水影響評価
止水処置等による対策
消火器，固定ガス消火設備の設置
被水影響評価
止水処置等による対策
消火器，固定ガス消火設備の設置
蒸気影響評価
SFP 機能維持評価
消火水の影響緩和
消火水の影響緩和
蒸気伝播影響
冷却機能・給水機能
排水阻害防止
ハッチ開放による悪影響防止
伝播防止
没水影響
被水影響
蒸気影響
SFP スロッシング後の機能維持
溢水防護区画の設定
溢水量の設定
想定破損による溢水影響
消火水の放水による溢水影響
地震起因による溢水影響
防護対象設備の抽出
防護対象設備の防護
添付六，八への反映事項
(設計に関する箇所)
【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む
【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
(他条文での反映事項他)


防護対象設備が設置されているエリア外からの流入防止
タービン建屋からの溢水影響
建屋外からの溢水影響
放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止
溢水経路
循環水系からの溢水影響緩和
屋外タンクからの溢水影響
淡水貯水池からの溢水影響
地下水の溢水による影響
循環水系からの系外放出防止
非放射性ドレン移送系からの系外放出防止
溢水影響評価
止水処置等による対策
漏えい検知及び隔離システムの設置
溢水影響評価
溢水影響評価
溢水影響評価
漏えい検知及び隔離システムの設置
ファンネルの閉止措置
止水処置等による対策
添付六，八への反映事項
(設計に関する箇所)
添付六,八への反映事項
(手順等に関する箇所)
【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む
【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
(他条文での反映事項他)

別添２ 第１表　運用，手順に関わる対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第九条 溢水による損傷の防止	(1) 肉厚管理	運用・手順	—
		体制	（保修室員による肉厚管理）
		保守・点検	配管の破損評価において，応力評価の結果により破損の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する
		教育・訓練	—
	(2) 隔離操作	運用・手順	溢水発生時における，隔離手順を定める
		体制	（運転員による隔離操作）
		保守・点検	—
		教育・訓練	溢水発生時の対応訓練を実施する
	(3) 低エネルギー配管の運転時間管理	運用・手順	残留熱除去系（海水系含む），高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入系の低エネルギ配管としての運転時間を管理する
		体制	（運転員による運転時間管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(4) 屋外タンク水量管理	運用・手順	内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(5) 床面積の管理	運用・手順	溢水防護区画の溢水水位に影響を及ぼす資機材の持ち込み等に対して溢水評価への影響確認を実施する
		体制	（運転員，保全員による床面積管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(6) 排水阻害要因への対応	運用・手順	ハッチ等，排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し，適切な運用を実施する
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(7) 定検作業時における運用管理	運用・手順	施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(8) 水密扉の運用管理	運用・手順	水密扉の確実な閉止操作，閉止状態の確認，及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作手順等を定める
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(9) RHRによるSFP冷却・給水対応	運用・手順	燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合の，残留熱除去系による使用済燃料プールの冷却・給水操作手順を定める
		体制	（運転員による系統操作）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(10) 排水手順	運用・手順	溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	溢水発生時の対応訓練を実施する