

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改73
提出年月日	平成30年2月26日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成30年2月
日本原子力発電株式会社

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。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設に係る火災区域の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容（抜粋）

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性に関する補足説明資料

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

共-9 自主対策設備の悪影響防止について

共-10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について

共-11 共用に関する設計上の考慮について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

44-10 S A バウンダリ系統図（参考図）

共－ 2 類型化区分及び適合内容

■設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号

常設重大事故等対処設備の容量等について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するに当たり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故等**対処**設備の容量等の適合性を確認するための区分及び操作方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段として必要な容量等を有する系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

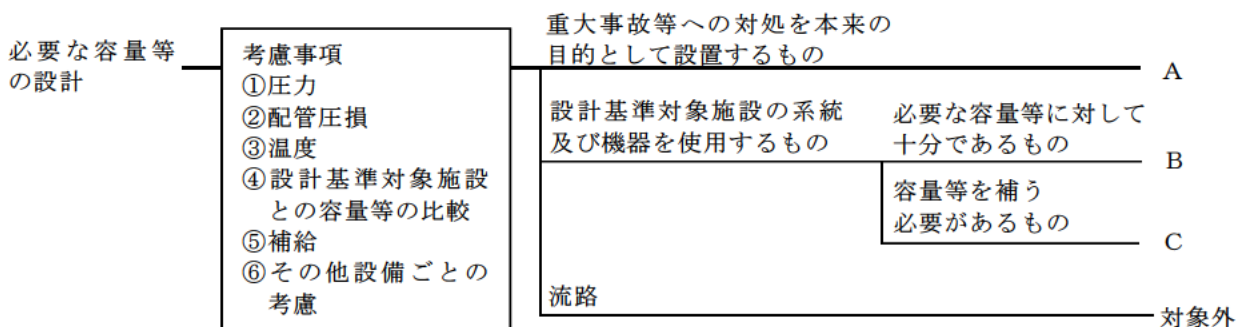
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・ 必要な容量等
 - ① 圧力, ② 配管圧損, ③ 温度について, 設計仕様により考慮する。
- ・ ④ 設計基準対象施設との容量等の比較
- ・ ⑤ 補給による追加手段
- ・ その他, 設備ごとの考慮事項があれば, 必要により個別設備の設計方針に加える。

b. 類型化

- ・ 常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器は, 「A」と分類する。
- ・ 常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので, 設計基準対象施設の容量等の仕様が, 系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であるものについては, 「B」, 重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては, 「C」に分類する。
- ・ 流路として期待する配管, ストレーナ等は, 対象外とする。(これら設備の圧力損失は, 詳細設計段階でポンプ流量の設定において考慮する。)



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料
A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	常設重大事故等対処設備は、 <u>系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>	容量設定根拠
B	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	<u>設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。</u>	
C	設計基準対象施設の容量等を補うもの	重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、 <u>その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>	
対象外	流路、その他設備	詳細設計の段階でポンプ流量の設定において、圧力損失を考慮する。弁（逃がし弁、安全弁以外）、制御設備、遮蔽等は容量等の設定がないため対象外とする。	—

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

■設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号

発電用原子炉施設での共用の禁止について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するに当たり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、共用の禁止を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、常設重大事故等対処設備は共用しない。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・敷地内に二以上の発電用原子炉施設はない。

b. 類型化

- ・なし

2. 設計方針について

【要求事項：二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りではない。】

設計方針について、以下の表にまとめた。

設計方針	備考
敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、常設重大事故等対処設備は共用しない。	

■設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号

常設重大事故防止設備の共通要因故障について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するに当たり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故防止設備の共通要因故障防止に関する健全性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネルの計器を除く。）による推定を重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、

洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的的事象，森林火災及び高潮を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），積雪及び火山の影響による組合せを考慮する。

外部人為事象については，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋等及び地中の配管トレンチについては，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

サポート系の故障については，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水，水源を考慮する。

重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性を有し，位置的分散する設計とする。

環境条件に対しては，重大事故等時の温度，放射線，荷重その他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については，「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して常設重大事故防止設備は，「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上に設置するとともに，地震，津波（敷地に遡上

る津波を含む。) 及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」, 「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

地震による共通要因故障の特性は、地震力により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

津波（敷地に遡上する津波を含む。）による共通要因故障の特性は、没水、被水、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）、竜巻により発生の可能性のある火災、溢水及び外部電源喪失により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであるから、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物による共通要因故障の特性は、電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮による共通要因故障の特性は、没水、被水により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

外部火災による共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわ

れないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

溢水による共通要因故障の特性は、没水、被水、蒸気の流出により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであるから、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることで、想定する水位に対して同時に機能を損なうことのない設計とする。

内部火災による共通要因故障の特性は、熱損傷により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

なお、自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

サポート系の故障に対して、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源を有する設計とする。

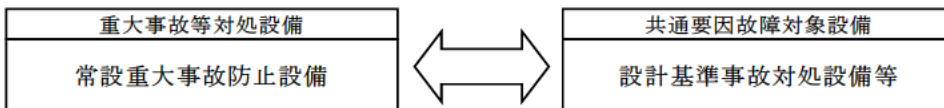
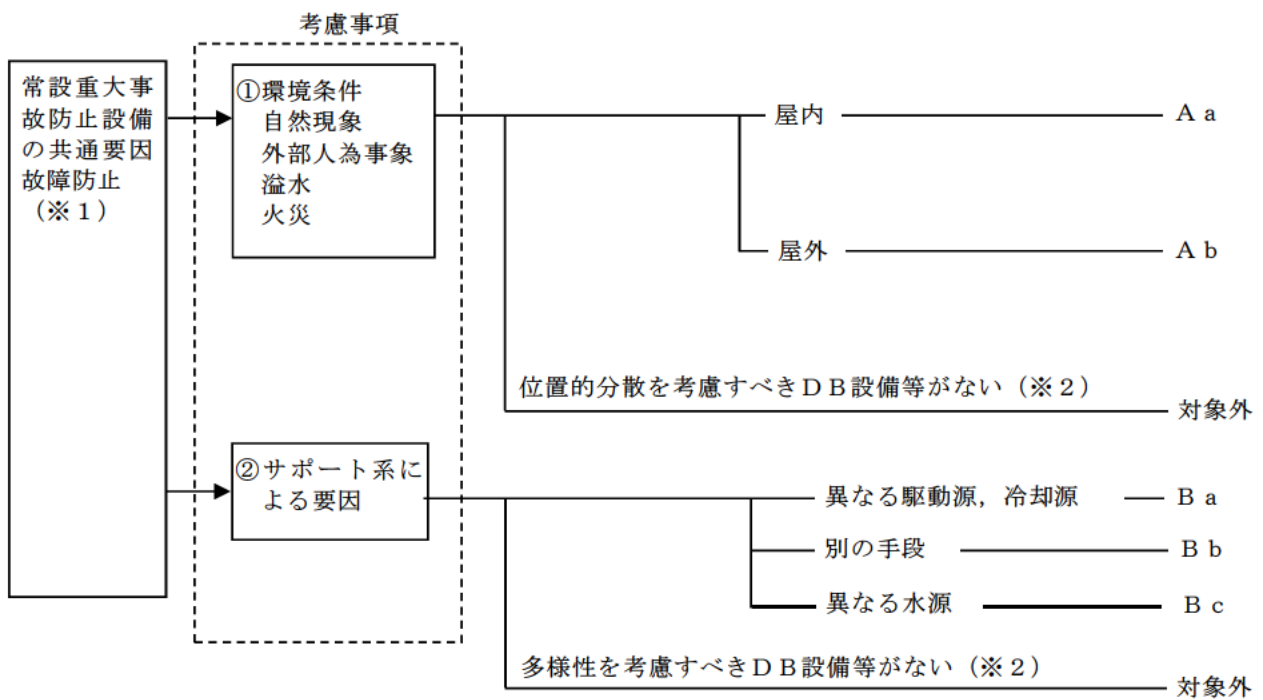
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ①環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災
- ②サポート系による要因：系統又は機器に供給される電力，油，空気，冷却水，水源

b. 類型化

- ①環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災については，屋内設備と屋外設備に分類する。
- ②サポート系による要因については，設備ごとに考慮する。



※1 常設重大事故緩和設備についても，可能な限り多様性を有し，位置的分散を図る設計とする。
 ※2 常設重大事故防止設備のうち重大事故等時においても使用する設計基準事故対処設備等は，共通要因による機能喪失を想定しないことから，多様性，位置的分散の対象外とする。

2. 設計方針について

【要求事項：常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

①環境条件，地震，津波，その他自然現象，外部事象，溢水，火災

項目	DB設備		常設SA設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第12条（安全施設）に基づく設計とする。		第43条第1項第1号の環境条件として健全性を確認している。		
地盤	第3条（設計基準対象施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第38条（重大事故等対処施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		
自然現象	地震	第4条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		第39条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。	
		位置的分散（2項）			
	津波	第5条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		第40条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。	
		位置的分散（2項）			
	洪水	立地的要因により設計上考慮する必要はない。			
	風（台風） 竜巻	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		—	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。
		位置的分散（2項）			
	凍結 降水 積雪	環境条件にて考慮する。			
	落雷	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。
		位置的分散（2項）			
	火山の影響	環境条件にて考慮する			
	生物学的 事象	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		ネズミ等の小動物に対して、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。 クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。 クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
位置的分散（2項）					
高潮	影響を受けない敷地高さに設置する（非常用取水設備は除く）				
外部火災	森林火災	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		—	
		位置的分散（2項）			

項目		DB設備		常設SA設備		
		屋外	屋内	屋外	屋内	
外部人為事象	外部火災 爆発 近隣工場等の火災 有毒ガス 船舶の衝突	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		—	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）の基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2項）				
	飛来物 （航空機落下）	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		—		
		位置的分散（2項）				
ダムの崩壊		立地的要因により設計上考慮する必要はない。				
電磁的障害		環境条件にて考慮する。				
溢水		第9条（溢水による損傷の防止等）に基づく設計とする。		想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。		
		位置的分散（区画）（2項）				
火災		第8条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		第41条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		
		位置的分散（区画）（2項）				

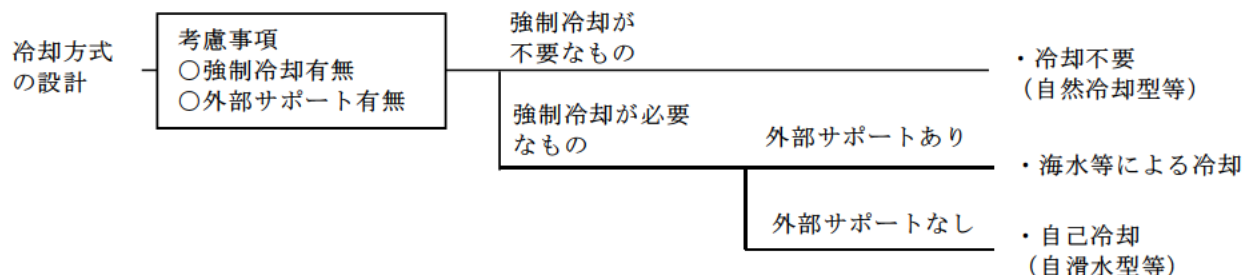
②サポート系

共通要因	ポンプ等	発電機	弁	パラメータ
電源	・電源の多様性[常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備(⇔非常用ディーゼル発電機)]	—	・電源の多様性[常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 所内常設代替直流電源設備(⇔非常用ディーゼル発電機)]	・電源の多重性 [直流 125V 蓄電池 (2A)] [直流 125V 蓄電池 (2B)] 重大事故等対処設備のみに使用するパラメータは, 緊急用直流 125V 蓄電池より給電可能 ・電源の多様性[常設代替直流電源設備, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 可搬型代替直流電源設備(⇔直流電源設備, 非常用ディーゼル発電機)]
燃料油	—	・燃料移送の多重性 [常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ (⇔非常用ディーゼル発電機用燃料移送ポンプ)]	—	—
空気	—	—	・駆動方式の多様性 [高圧窒素ガスポンベ(⇔アキュムレータ)]	—
冷却方式	・冷却方式の多様性 [自己冷却(⇔残留熱除去系海水系)]	・冷却方式の多様性 [空気冷却(⇔非常用ディーゼル発電機海水系)]	—	—
水源	・異なる水源[代替淡水貯槽, 淡水貯水池, 海水(⇔サプレッション・プール)]	—	—	—

※弧内の設備は, 多様性, 多重性等の対象となる設計基準対象施設を表す

○ポンプサポート系 (冷却水) の分類について

ポンプ等のサポート系 (冷却水) の分類方針を以下に示す。



- ・「冷却不要」について（常設代替注水系ポンプの例）

常設代替注水系ポンプは、汎用型の横置きポンプで、ポンプケーシングと軸受は分離されており内部流体の温度上昇等の影響は受けない構造である。また、冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから、冷却水としては、「冷却不要」と整理する（電動機は含まず）。

なお、常設低圧代替注水系ポンプについては、常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており、当該格納槽内の環境条件で運転することから「（自然冷却）」を付記するものとし、それぞれの設備の環境に応じて記載要否を判断する。

- ・「海水等による冷却」について（残留熱除去系ポンプの例）

残留熱除去系ポンプは、メカニカルシール冷却用クーラの冷却水として、残留熱除去系海水ポンプからの海水（強制冷却，外部サポート）を必要とすることから、その旨記載する。それぞれの設備に応じた内容を記載する。

- ・自己冷却（常設高圧代替注水系ポンプの例）

常設高圧代替注水系ポンプの軸受等は、ポンプ吐出水の一部を冷却水として使用し強制冷却を行うが、自己完結型の冷却方式であることから「自己冷却」と整理する。

(2) 各区分における設計方針については、以下の表にまとめた

類型化区分		設計方針	関連資料	
①環境条件 自然現象 外部人為事象 溢水 火災	共通（屋内・屋外）	<ul style="list-style-type: none"> 地震に対して常設重大事故防止設備は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。 地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図る設計とする。 高潮に対しては、影響を受けない敷地高さに設置する（非常用取水設備は除く。）。 飛来物（航空機落下）に対しては、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。 海生生物からの影響に対しては、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。 	配置図 系統図	
	屋内	A a		<ul style="list-style-type: none"> 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する設計とする。
	屋外	A b		<ul style="list-style-type: none"> 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び電磁的障害に対して、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する設計とする。 落雷に対して常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。 生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対しては、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
	位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備等がないもの	—		・（対象外）
②サポート系の故障	異なる駆動源又は冷却源	B a	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。 	系統図
	別の手段	B b	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備等と駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする 	
	異なる水源	B c	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。 	
	多様性を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備等がないもの	—	・（対象外）	

※1 個別条文で記載する事項を「下波部」で示す。

※2 別の手段には、異なる作動論理を用いることも含まれる。

共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

東海第二発電所における，重大事故等対処設備を対象とした内部溢水についての基本的な防護方針を以下に示す。

1. 溢水防護の基本方針

1.1 基本的な防護方針の整理

内部溢水が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。なお，想定する内部溢水は，設置許可基準規則第九条及び内部溢水影響評価ガイドにて定められる内部溢水と同等とする。さらに，運転員等による各種対応操作^{*1}に関しても，溢水による影響を考慮の上，期待することとする。またスロッシングに伴う溢水の影響に関しては，以下の方針とは独立に重大事故等対処設備の安全機能を損なわない方針とする。

方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は，内部溢水によって対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれのないこと

方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって，重大事故防止設備でない設備は，修復性等も考慮の上，できる限り内部溢水に対する頑健性を確保すること

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部溢水が発生した場合においても，設計基準対象施設の機能に期待せず，重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な

機能^{*2}が損なわれるおそれのないこと

- ※1 対応操作例:溢水の影響により一時的に電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に、現場の環境状況を考慮の上、運転員等が現場へアクセスし、手動にて弁操作を実施する、等
- ※2 主要な機能:「未臨界移行」, 「燃料冷却」, 「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能とする

1.2 方針への適合性確認の流れ

1.1にて示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第四十三条～六十二条の各条文に該当する重大事故等対処設備を抽出し、それらを「防止設備」、「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

(a) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は、「防止設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の防止設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、同一の溢水により対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

(b) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は、「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の緩和設備又は防止でも緩和でもない設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

(c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：溢水による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備、それらの分類、及び対応する設計基準対象施設を第1.3-1表に整理する。なお本表には、重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ、方針への適合性確認フローを補足第1.4-1図に示す。

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (1/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
43	アクセスルートの確保	※2	なし	なし
44	代替制御棒挿入機能	防止	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能			
	ほう酸水注入系			
45	高压代替注水系	防止	炉心冷却機能(高压注水)	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系
	高压代替注水系の機能回復			
	ほう酸水注入系			
46	逃がし安全弁	防止	炉心冷却機能(自動減圧)	自動減圧系
	過渡時自動減圧機能			
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)			
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)			
47	低压代替注水系(常設)	防止	炉心冷却機能(低压注水)	残留熱除去系(低压注水系)
	低压代替注水系(可搬型)			
	非常用取水設備			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (2/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
48	緊急用海水系	防止	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系海水系 残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却系）
	S/Pへの蓄熱補助			
	耐圧強化ベント系			
	格納容器圧力逃がし装置			
	非常用取水設備			
49	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	防止	放射性物質の閉じ込め機 能，放射線の遮蔽及び放 出低減機能	残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却系）
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）			
	非常用取水設備			
50	格納容器圧力逃がし装置	緩和	なし	なし
	代替循環冷却系			
	S/Pへの蓄熱補助			
	非常用取水設備			
51	格納容器下部注水系（常設）	緩和	なし	なし
	格納容器下部注水系（可搬型）			
	溶融炉心の落下遅延及び防止			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (3/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
52	格納容器内の水素濃度監視設備	緩和	事故時のプラント状態の把握機能	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度
	格納容器圧力逃がし装置			
53	静的触媒式水素再結合器	緩和	なし	なし
	原子炉建屋内の水素濃度監視設備			
54	代替燃料プール注水系 (可搬型)	防止	燃料プール水の補給機能	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
	代替燃料プール注水系 (常設)			
	代替燃料プール冷却系 (常設)			
	非常用取水設備			
	大気への放射性物質の拡散抑制			
	使用済燃料プールの監視設備			
55	大気への放射性物質の拡散抑制	緩和	なし	なし
	海洋への放射性物質の拡散抑制			
	航空機燃料火災への泡消火			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (4/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{*1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
56	水源の確保	防止	必要な水の供給機能	(サプレッション・プール)
	水の移送手段			
57	常設代替交流電源設備	防止	安全上特に重要な関連機能(非常用所内電源系)(直流電源系)	非常用ディーゼル発電機 M/C 2C, 2D 直流125V蓄電池2A, 2B ±24V中性子モニタ用蓄電池 2A, 2B 非常用MCC(2C, 2D)
	可搬型代替交流電源設備			
	所内常設直流電源設備			
	常設代替直流電源設備			
	可搬型代替直流電源設備			
	代替所内電気設備			
	燃料補給設備			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (5/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	原子炉圧力容器内の温度	防止	事故時のプラント状態の把握機能	原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力(SA)
	原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位(広帯域)
	原子炉圧力容器への注水量			原子炉水位(燃料域)
	原子炉格納容器への注水量			原子炉水位(SA広帯域)
	原子炉格納容器内の温度			原子炉水位(SA燃料域)
	原子炉格納容器内の圧力			残留熱除去系熱交換器入口温度
	原子炉格納容器内の水位			原子炉圧力容器温度
				原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉圧力容器温度 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 サプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (6/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	原子炉格納容器内の水素濃度	防止	事故時のプラント状態の把握機能	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	原子炉格納容器内の酸素濃度			ドライウェル雰囲気温度
	原子炉格納容器内の放射線量率			低压代替注水系格納容器スプレイ流量
	未臨界の維持又は監視			低压代替注水系格納容器下部注水流量
	最終ヒートシンクの確保			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)
	格納容器バイパスの監視			格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)
	水源の確保			平均出力領域計装
	原子炉建屋内の水素濃度			起動領域計装
				常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
				代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
				原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
				高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力
				低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (7/8)

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	使用済燃料プールの監視	防止	事故時のプラント状態の把握機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 使用済燃料プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
	発電所内の通信連絡			
	必要な情報の把握			
	温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視			

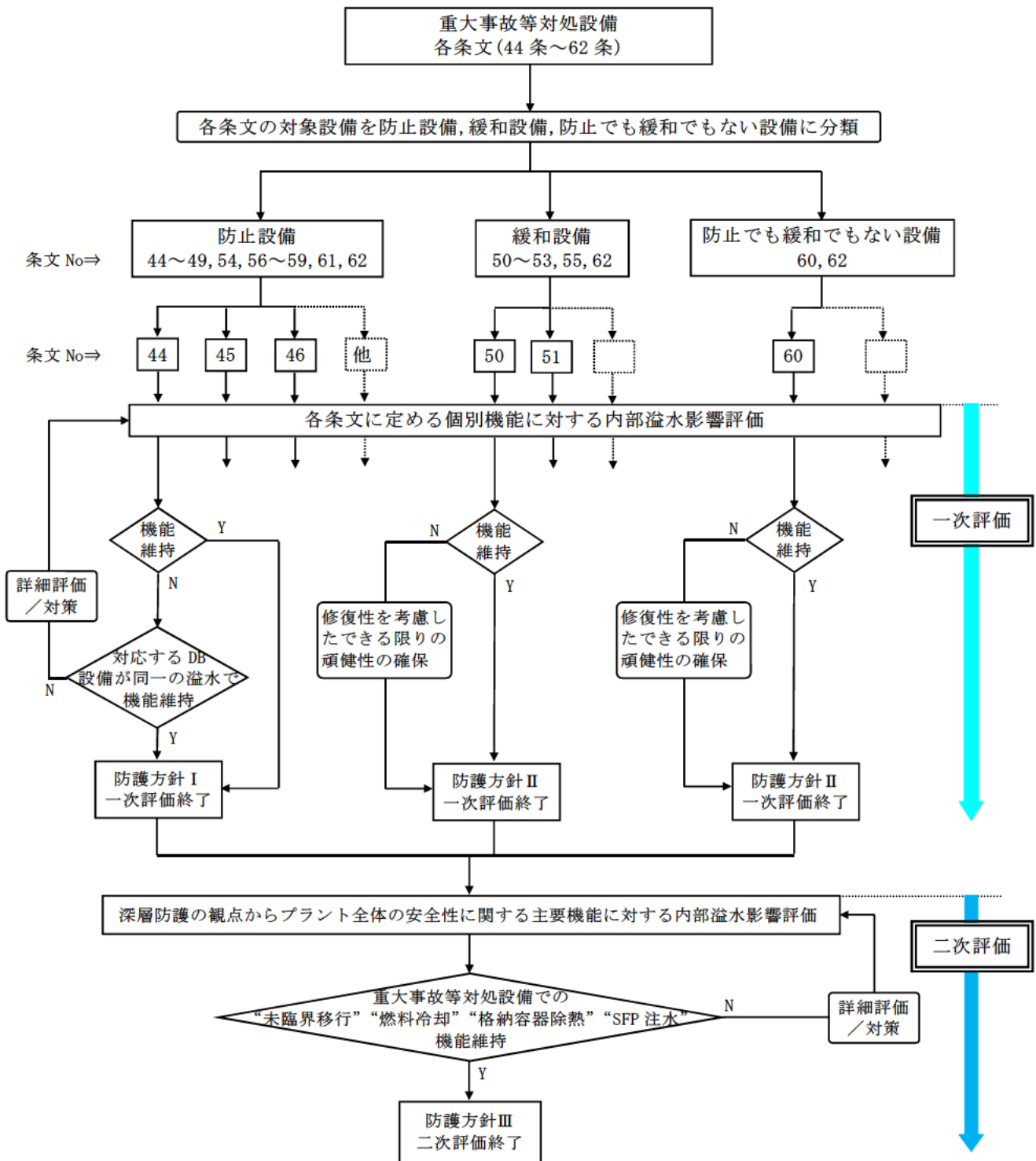
第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理 (8/8)

条文	対象施設(設備)	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
59	居住性の確保	防止	安全上特に重要な関連機能	(中央制御室換気系) 中央制御室照明
	汚染の持ち込み防止			
60	放射線量の測定	※2	なし	モニタリング・ポスト 放射能観測車 気象観測設備
	放射能観測車の代替測定装置			
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器			
	風向・風速その他気象条件の測定			
	電源の確保			
61	居住性の確保	防止	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	送受信器(ページング), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及びFAX)
	必要な情報の把握			
	通信連絡			
	電源の確保			
62	発電所内の通信連絡	防止	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能	送受信器(ページング), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及びFAX)
	発電所外の通信連絡			

※1 防止:重大事故防止設備 緩和:重大事故緩和設備

※2 防止でも緩和でもない設備

※3 主要設備の計測が困難になった場合の代替監視パラメータ



第1.4-1図 方針への適合性確認フロー

2. 溢水評価

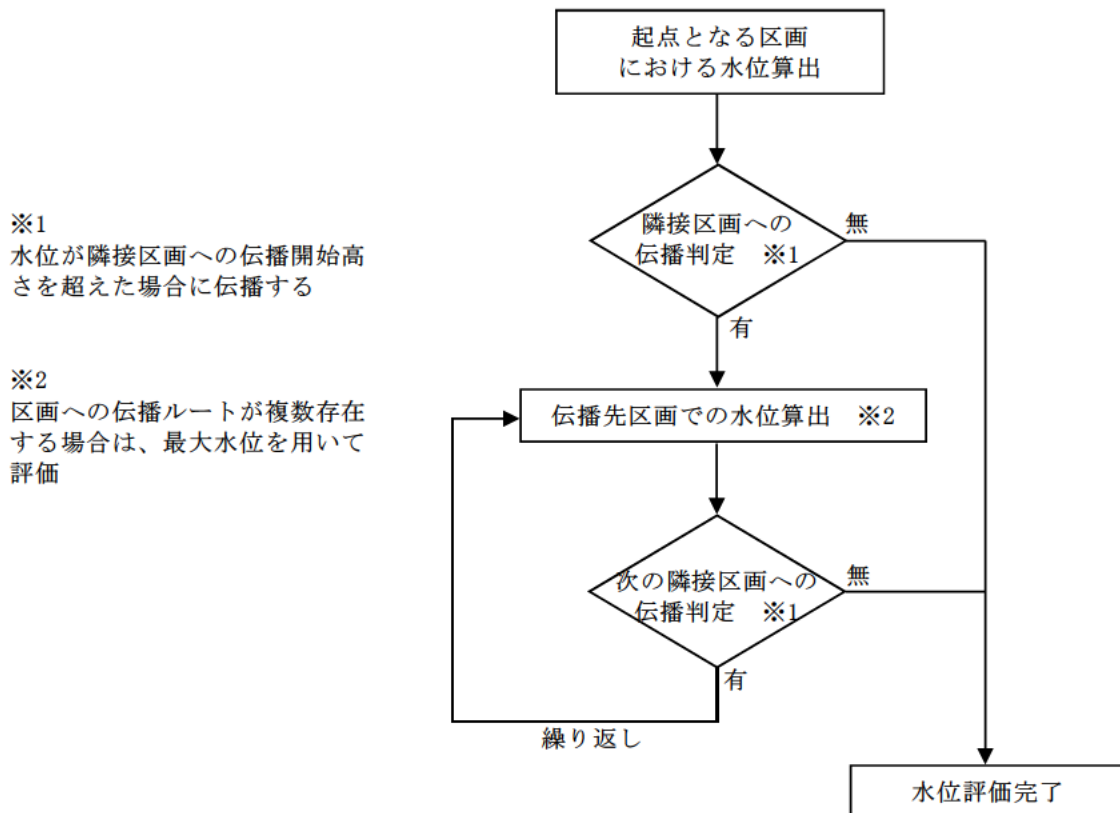
2.1 重大事故等対処設備を対象とした溢水評価について

重大事故等対処設備に対する溢水評価方法を以下に示す。

2.2 想定破損による没水影響評価

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を経由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め、溢水経路に位置する全ての溢水防護区画における溢水水位を算定した。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより、当該設備の機能への影響を評価し、1. 溢水防護の基本方針が確保されるかを判定した。

第2.2-1図に溢水伝播における水位の算定フローを示す。



第2.2-1図 溢水伝播における水位の算定フロー

2.2.1 評価結果

東海第二発電所における評価の詳細を以下に示す。

- 溢水発生区画：原子炉棟内95区画での溢水発生を想定し、99ケースの評価を実施
- 溢水源：各区画で想定される全ての系統からの溢水発生を評価

各区画で発生を想定する溢水について、評価した具体例を以下に示す。

溢水発生区画：原子炉建屋 1階 通路 (RB-1-1)

溢水源：RB-1-1内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下にまとめる。

想定する溢水源の中で最も溢水量の大きい残留熱除去系を評価例として示す。

存在する溢水源	溢水量 (m ³)
屋内消火系	92
低圧炉心スプレイ系	300
原子炉隔離時冷却系	288
残留熱除去系	382 (最大)
原子炉補機冷却系	298
復水・純水移送系	325

※重大事故等対処設備については、設計中のため今後反映する。

2.2.2 溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて2.2.1の評価における最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水区画を起点とし、隣接する区画への伝播評価を段階的に進め、それを最終滞留区画まで実施する。

2.2.3 重大事故等対処設備の防護対象設備の機能喪失判定

2.2.2で実施した溢水伝播評価の結果を基に、各防護対象設備の機能喪失判定を実施する。評価例の結果を第2.2.3-1表に示す。

第2.2.3-1表 没水影響評価結果 (RB-1-1におけるRHRが溢水源の場合)

溢水防護区画	溢水防護対象設備		溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
	機器名称	機器番号			没水	被水 ^{※1}
RB-1-1	—	—	0.10	—	—	—
RB-1-6	—	—	0.10	—	—	—
RB-B1-1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	FT-SA11-403	0.10	※2	×	×
	常設高圧代替系注水系ポンプ吐出圧力	—		※2	×	×
	高圧代替注水系蒸気供給弁 (M0弁)	—		3.26	○	○
	RHR DIV- I 計装ラック	H22-P018		0.42	○	○
	RCIC DIV- I 計装ラック	H22-P017		0.38	○	○
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○	○
RB-B2-13	高圧代替注水系系統流量	—	4.99	1.40	×	○
	常設高圧代替系注水系ポンプ	—		0.51	×	○
	高圧代替注水系注入弁 (M0弁)	—		0.75	×	○
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	4.99	2.48	×	○
	LPCS ポンプ入口弁 (M0弁)	E21-F001 (M0)		1.30	×	○
RB-B2-11	—	—	4.99	—	—	—

※1 上階からの溢水伝播がある場合は、被水による影響も評価する。(無い場合は評価不要とし、「—」で示す。)

※2 設置高さが未調査の機器のため、設置区画に浸水した時点で機能喪失として評価している。

2.2.4 判定

2.2.1にて示した評価ケースについて、1. 溢水防護の基本方針にて定めた方針を踏まえ、重大事故等対処施設の没水影響評価結果の判定を実施する。

設置許可基準規則第43条～第62条の条文ごとに溢水による影響でその安全機能が維持できるか、また維持できない場合の対応について判定する。(第

2.2.4-1表参照)

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(1/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
43	アクセスルート確保	○	○	※3	なし					○
44	代替制御棒挿入機能	○	○	防止	原子炉緊急停止系	○	○			○
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	○			原子炉緊急停止系 制御棒	○				
	ほう酸水注入系	○			制御棒駆動系 水圧制御ユニット	○				
45	高圧代替注水系	×	×	防止	高圧炉心スプレイ系	○	○			○
	高圧代替注水系の機能回復	○			原子炉隔離時冷却系 (直流125V蓄電池2A, 2B)	○				
	ほう酸水注入系	○			なし					
46	逃がし安全弁	○	○	防止	(主蒸気逃がし安全弁) (アキュムレータ) (主蒸気逃がし安全弁排気管)	○	○			○
	過渡時自動減圧機能	○			自動減圧系	○				
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)	○			(直流125V蓄電池2A, 2B)	○				
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○			(アキュムレータ)	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(2/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
47	低圧代替注水系(常設)	○	○	防止	残留熱除去系(低圧注水系)	○	○			○
	低圧代替注水系(可搬型)	○			残留熱除去系(低圧注水系)	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							
48	緊急用系海水系	○	○	防止	残留熱除去系海水系	○	○			○
	S/Pへの蓄熱補助	○			(真空破壊弁(S/C→D/W))	○				
	耐圧強化ベント系	○			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系海水系	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系海水系	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
(取水ピット)			○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(3/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
49	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	○	○	防止	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	○	○			○
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	×			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○	緩和	なし	—	○	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系, サプレッション・プール冷却系)は機能維持している。	○	○
	代替循環冷却系	○※4			なし	—				
	S/Pへの蓄熱補助	○			(真空破壊弁(S/C→D/W))	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

※4 A系, B系で多重化されることから同時に機能喪失しない

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(4/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
51	格納容器下部注水系(常設)	○	○	緩和	なし	—	—	・溢水による影響なし		○
	格納容器下部注水系(可搬型)	○			なし	—				
	溶融炉心の落下遅延及び防止	○			高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系	○				
		○			なし	—				
		○			残留熱除去系(低圧注水系)	○				
		○								
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○	緩和	(格納容器内水素濃度)	○	○	・溢水による影響なし	○	○
					(格納容器内酸素濃度)	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○	なし	—						
53	静的触媒式水素再結合器	○	○	緩和	なし	—	—	・溢水による影響なし		○
	原子炉建屋内の水素濃度監視設備	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(5/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
54	代替燃料プール注水系(可搬型)	○	○	防止	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給)	○	○			○
					燃料プール冷却浄化系	○				
	代替燃料プール注水系(常設)	○			残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給)	○				
					燃料プール冷却浄化系	○				
	代替燃料プール冷却系(常設)	○			燃料プール冷却浄化系	○				
					(貯留堰)	※2				
	非常用取水設備	○			(取水路)	○				
					(取水ピット)	○				
	大気への放射性物質の拡散抑制	○			なし	—				
					使用済燃料プール水位	○				
使用済燃料プールの監視設備	○			燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	○					
				使用済燃料プール温度	○					
				燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	○					
				原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	○					
		原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(6/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判定	頑健性の有無等	判定	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○	緩和	なし	—	—	溢水による影響なし	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○			なし	—				
	航空機燃料火災への泡消火	○			なし	—				
56	水源の確保	○	○	防止	(サブプレッション・プール)	○	○			○
	水の移送手段	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(7/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
57	常設代替交流電源設備	○	○	防止	非常用ディーゼル発電機	○	○			○
	可搬型代替交流電源設備	○			非常用ディーゼル発電機	○				
	所内常設直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 A	○				
					直流125V蓄電池 2 B	○				
					±24V中性子モニタ用蓄電池 2 A	○				
					±24V中性子モニタ用蓄電池 2 B	○				
					直流125V蓄電池 2 A	○				
	常設代替直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 B	○				
	可搬型代替直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 A	○				
					直流125V蓄電池 2 B	○				
	代替所内電気設備	○			非常用MCC(2C, 2D)	○				
					M/C 2C	○				
					M/C 2D	○				
燃料補給設備	○	(軽油貯蔵タンク) (燃料移送ポンプ)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(8/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○	防止	原子炉圧力	○	○	■		○
					原子炉圧力 (SA)	○				
					原子炉水位 (広帯域)	○				
					原子炉水位 (燃料域)	○				
					原子炉水位 (SA広帯域)	○				
					原子炉水位 (SA燃料域)	○				
					残留熱除去系熱交換器入口温度	○				
	原子炉圧力容器内の圧力	○	○	防止	原子炉圧力	○				
					原子炉圧力 (SA)	○				
					原子炉水位 (広帯域)	○				
					原子炉水位 (燃料域)	○				
					原子炉水位 (SA広帯域)	○				
					原子炉水位 (SA燃料域)	○				
	原子炉圧力容器内の水位	○	○	防止	原子炉圧力容器温度	○				
					原子炉水位 (広帯域)	○				
原子炉水位 (燃料域)					○					
原子炉水位 (SA燃料域)					○					

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(9/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉圧力容器内の水位	○	○	防止	高圧代替注水系系統流量	×	○	■	■	○
					低圧代替注水系原子炉注水流量	○				
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					高圧炉心スプレイ系系統流量	○				
					残留熱除去系系統流量	○				
					低圧炉心スプレイ系系統流量	○				
	原子炉圧力	○								
	原子炉圧力 (SA)	○								
	サプレッション・チェンバ圧力	○								
	サプレッション・プール水位	○								
	代替淡水貯槽水位	○								
	西側淡水貯水設備水位	○								
	原子炉水位 (広帯域)	○								
	原子炉水位 (燃料域)	○								
	原子炉水位 (SA広帯域)	○								
	原子炉水位 (SA燃料域)	○								
原子炉圧力容器への注水量	○									

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(10/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉格納容器内への注水量	○	○	防止	代替淡水貯槽水位	○	○	-	-	○
					西側淡水貯水設備水位	○				
					サブプレッション・プール水位	○				
					格納容器下部水位	○				
	原子炉格納容器内の温度	○			ドライウエル圧力	○				
					サブプレッション・チェンバ圧力	○				
					サブプレッション・プール水温度	○				
					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○				
	原子炉格納容器内の圧力	○			サブプレッション・チェンバ圧力	○				
					ドライウエル圧力	○				
					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○				
					ドライウエル雰囲気温度	○				
	原子炉格納容器内の水位	○			低圧代替注水系原子炉注水流量	○				
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	×				
					低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○				
					代替淡水貯槽水位	○				
西側淡水貯水設備水位			○							
ドライウエル圧力			○							
サブプレッション・チェンバ圧力			○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(11/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉格納容器内の水素濃度	○	○	防止	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	○	○			○
					格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○				
					ドライウエル圧力	○				
	原子炉格納容器内の放射線量率	○			サブプレッション・チェンバ圧力	○				
					格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	○				
					格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○				
	未臨界の維持又は確認	○			平均出力領域計装	○				
					起動領域計装	○				
	最終ヒートシンクの確保	○			原子炉圧力容器温度	○				
					ドライウエル雰囲気温度	○				
					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○				
					サブプレッション・プール水温度	○				
					ドライウエル圧力	○				
	格納容器バイパスの監視	○			サブプレッション・チェンバ圧力	○				
					ドライウエル雰囲気温度	○				
ドライウエル圧力			○							
原子炉水位(広帯域)			○							
原子炉水位(燃料域)			○							
				原子炉水位(SA広帯域)	○					

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(12/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	格納容器バイパスの監視	○	○	防止	原子炉水位 (S A燃料域)	○	○	■	○	
	水源の確保	○			原子炉圧力	○				
					原子炉圧力 (S A)	○				
					高圧代替注水系系統流量	×				
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					高圧炉心スプレイ系系統流量	○				
					残留熱除去系系統流量	○				
					低圧炉心スプレイ系系統流量	○				
					常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○				
					代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○				
					原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○				
					高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○				
					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○				
					低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○				
					低圧代替注水系原子炉注水流量	○				
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	×				
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○									

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(13/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定	
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定		
58	水源の確保	○	○	防止	原子炉水位(広帯域)	○	○	■	■	○	
					原子炉水位(燃料域)	○					
					原子炉水位(SA広帯域)	○					
					原子炉水位(SA燃料域)	○					
					サブプレッション・プール水位	○					
					常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○					
	原子炉建屋内の水素濃度	○	○		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○					
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/S)	○					
					格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○					
					ドライウェル圧力	○					
					サブプレッション・チェンバ圧力	○					
					使用済燃料プールの監視	○					使用済燃料プール温度(SA)
			使用済燃料プール水位・温度(SA広域)								○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	○										
使用済燃料プール監視カメラ	○										

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(14/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
59	居住性の確保	○	○	防止	(中央制御室)	○	○			○
					(中央制御室遮蔽)	○				
					(中央制御室換気系)	○				
					中央制御室照明	○				
	汚染の持ち込み防止	○			なし	—				
60	放射線量の測定	○	○	※3	モニタリング・ポスト	○	○	・溢水による影響なし	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○			放射能観測車	○				
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○			なし	—				
	風向・風速その他気象条件の測定	○			気象観測設備	○				
	電源の確保	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ(15/15)

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
61	居住性の確保	○	○	防止	なし	—	○			○
	必要な情報の把握	○			なし	—				
	通信連絡	○			送受話器, 電力保安通信用電話設備	○				
	電源の確保	○			なし	—				
62	発電所内の通信連絡	○	○	防止	送受話器,	○	○			○
	発電所外の通信連絡	○			電力保安通信用電話設備	○				
					電力保安通信用電話設備(固定電話機, P H S 端末及びF A X)	○				
					加入電話設備(加入電話及び加入F A X)					
					専用電話設備(専用電話(ホットライン) (地方公共団体向))					
未臨界移行	○	—							○	
燃料冷却	○	—							○	
格納容器除熱	○	—							○	
使用済燃料プール注水	○	—							○	

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

2.2.4.1 重大事故防止設備の独立性について

2.2.1のケースでは、重大事故防止設備のうち第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の高圧代替注水系の設備が機能喪失する。しかし、同様の機能を有する設計基準対象施設である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能維持できている。

したがって、設計基準対象施設と重大事故防止設備が同時に機能喪失しないことが確認でき、重大事故防止設備は1.の方針Ⅰ「独立性」に適合していることが確認できる。

2.2.4.2 重大事故等対処設備による安全機能の確保について

1.の方針Ⅲの観点から、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか判断し、内部溢水事象が発生した場合でも、主要な安全機能が重大事故等対処設備によって確保されることを確認する。

未臨界移行機能：第44条の設備（代替制御棒挿入，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系）により当該機能が維持される。

燃料冷却機能：第46条の設備（代替自動減圧機能，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給））による原子炉減圧，及び第47条の設備（低圧代替注水系（可搬型））による注水機能が確保されるため当該機能は維持される。

格納容器除熱機能：上記の燃料冷却機能と第48条の設備（耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置）により格納容器に対する除熱機能が確保され

るため、当該機能は維持される。

使用済燃料プール注水機能：第54条の設備(燃料プール代替注水系(可搬型))により使用済燃料プールへの注水機能が確保されるため、当該機能は維持される。

以上より主要安全機能が重大事故等対処設備によって維持されていることから、1.方針Ⅲに適合していることが確認できる。

2.3 例示評価以外の影響評価プロセスについて

2.2にて示した想定破損による没水評価以外のケースについても同様の評価プロセスで1. 溢水防護の基本方針の方針に適合していることを今後確認していく。

3. スロッシングに伴う溢水による重大事故等対処設備への影響について

スロッシングが発生した場合の重大事故等対処設備への影響についても評価し、安全機能に影響のないことを確認する。(第3-1表参照)

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果(1/4)

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
43	アクセスルート確保	○	○
44	代替制御棒挿入機能	○	○
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	○	
	ほう酸水注入系	○	
45	高圧代替注水系	(○)	(○)
	高圧代替注水系の機能回復	(○)	
	ほう酸水注入系	○	
46	逃がし安全弁	○	(○)
	過渡時自動減圧機能	(○)	
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)	(○)	
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○	
47	低圧代替注水系(常設)	(○)	(○)
	低圧代替注水系(可搬型)	(○)	
	代替循環冷却系	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
48	緊急用系海水系	(○)	(○)
	S/Pへの蓄熱補助	○	
	耐圧強化ベント系	○	
	格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
49	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	(○)	(○)
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	(○)	
	代替循環冷却系	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
50	格納容器圧力逃がし装置	(○)	(○)
	代替循環冷却	(○)	
	S/Pへの蓄熱補助	○	
	非常用取水設備	(○)	
51	格納容器下部注水系(常設)	(○)	(○)
	格納容器下部注水系(可搬型)	(○)	
	熔融炉心の落下遅延及び防止	(○)	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果(2/4)

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
52	格納容器内の水素濃度監視設備	(○)	(○)
	格納容器圧力逃がし装置	(○)	
53	静的触媒式水素再結合器	(○)	(○)
	原子炉建屋内の水素濃度監視	(○)	
54	代替燃料プール注水系(可搬型)	(○)	(○)
	代替燃料プール注水系(常設)	(○)	
	代替燃料プール冷却系(常設)	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
	大気への放射性物質の拡散抑制	(○)	
	使用済燃料プールの監視設備	(○)	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	(○)	(○)
	海洋への放射性物質の拡散抑制	(○)	
	航空機燃料火災への泡消火	(○)	
56	水源の確保	(○)	(○)
	水の移送手段	(○)	
57	常設代替交流電源設備	(○)	(○)
	可搬型代替交流電源設備	(○)	
	所内常設直流電源設備	○	
	常設代替直流電源設備	(○)	
	可搬型代替直流電源設備	(○)	
	代替所内電気設備	(○)	
	燃料補給設備	(○)	

※1 ○ : 当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○) : 今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果(3/4)

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
58	原子炉压力容器内の温度	(○)	(○)
	原子炉压力容器内の圧力	(○)	
	原子炉压力容器内の水位	(○)	
	原子炉压力容器への注水量	(○)	
	原子炉格納容器への注水量	(○)	
	原子炉格納容器内の温度	(○)	
	原子炉格納容器内の圧力	(○)	
	原子炉格納容器内の水位	(○)	
	原子炉格納容器内の水素濃度	(○)	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	(○)	
	原子炉格納容器内の放射線量率	(○)	
	未臨界の維持又は監視	(○)	
	最終ヒートシンクの確保	(○)	
	格納容器バイパスの監視	(○)	
	水源の確保	(○)	
	原子炉建屋内の水素濃度	(○)	
	使用済燃料プールの監視	(○)	
	発電所内の通信連絡	(○)	
必要な情報の把握	(○)		
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	(○)		
59	居住性の確保	○	○
	汚染の持ち込み防止	○	
60	放射線量の測定	(○)	(○)
	放射能観測車の代替測定装置	(○)	
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	(○)	
	風向・風量その他気象条件の測定	(○)	
	電源の確保	(○)	

※1 ○ : 当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○) : 今後, 当該設備の有する安全機能が維持されるよう, 評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果(4/4)

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
61	居住性の確保	(○)	(○)
	放射線量の測定	(○)	
	必要な情報の把握	(○)	
	通信連絡	(○)	
	電源の確保	(○)	
62	発電所内の通信連絡	(○)	(○)
	発電所外の通信連絡	(○)	

※1 ○ : 当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○) : 今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

常設高圧代替注水系ポンプ機能喪失ケースについて

1. 第9条内部溢水影響評価における防護の基本方針

原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護の基本方針としては、防護対象設備を守るために、火災防護対応による区画分離を考慮し、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・隔壁等で分離し、溢水評価上もこの境界による区分を実施する。具体的には、建屋内を東西に分離する隔壁を設置することで、発生を想定する火災や溢水の影響が他の安全区分に影響を及ぼすことがない設計とする。

また、通常運転時に各エリアで発生を想定する溢水は、階段開口や大物搬入口の開口等を利用して下階に流下させ、最下層に滞留させる。このため、最下層の安全上重要な設備が設置される区画については、その一部を水密扉や壁等で水密区画とし、溢水の影響を受けない設計としている。

2. 没水評価での機能喪失想定

第9条の評価で実施した以下の機能喪失ケースについて評価を行った。

<評価条件>

- ・常設高圧代替注水系ポンプ設置場所

RB-B2-13（低圧炉心スプレイポンプ室）

- ・没水評価において影響を受ける最終滞留エリアの構成区画

RB-B2-11, 12, 13（低圧炉心スプレイポンプ室及び東側サン

プエリア)

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ設置床高さ EL. -4.0m
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ基礎高さ + ポンプ架台高さ
641mm (機能喪失高さ)

(1) 「想定破損評価」

溢水発生源は機器等の単一箇所破損を想定し、評価を実施する。

評価としては、原子炉棟での想定破損による溢水発生区画 95 箇所の評価において、常設高圧代替注水系ポンプ設置エリアが最終滞留となる 24 のケースにおける評価水位が、ポンプ基礎高さを越える 22 箇所での溢水時に機能喪失となる。(別紙-1 参照)

この場合は、機能を代替する防護対象設備が安全区分の異なる別区画に設置されていることから、没水により同時に機能を喪失することはない。

(2) 「火災時評価」

原子炉棟内での屋内消火栓使用による溢水評価では、2 箇所で 3 時間の放水と想定し、溢水量は一定となる。

(溢水量：46.8m³，エリアの水位：620mm)

評価としては、ポンプ設置エリアの滞留水位が基礎高さを越えることはなく、機能喪失しない。また、ポンプ設置エリアに影響のある上層階での火災を想定した場合でも溢水量は上記の理由より同一と評価できる。

この場合は、機能を代替する防護対象設備が安全区分の異なる

別区画に設置されていることから、火災の発生とこれに伴う消火水等の溢水を想定した場合でも同時に機能喪失しない。

(3) 「地震時評価」

基準地震動 S_s におけるスロッシングや低耐震設備の破損による溢水を想定する。また、機器の単一故障も想定する。

(溢水量： 0.5m^3 ，エリアの水位 10mm) (別紙-2 参照)

評価としては、ポンプ設置エリアの水位が基礎高さを越えることはなく、機能喪失することは無い。

また、原子炉棟 6 階で発生するスロッシングによる溢水については、6 階から西側区画にのみ流下させる対策をとることから、常設高圧代替注水系ポンプ設置エリア及び区域には流下させない。西側区画と区画を分離することで機能喪失しない。

対して、スロッシング水を流下させる西側の溢水滞留区画については、水位が 640 mm となるが、防護対象機器を浸水から守る止水板やアクセス性を考慮する箇所に溢水水位を超える高さの歩廊を設置する対策を講ずることによって、区画内の安全機能を維持する。

3. SA 設備を溢水源とした常設高圧代替注水系ポンプの機能喪失想定

常設高圧代替注水系ポンプは、サプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレー系配管より分岐し、ポンプにて昇圧後、原子炉隔離時冷却系配管（注水系）を介し、炉心注入となる。また、駆動蒸気系配管については、原子炉隔離時冷却系配管（蒸気供給側）より分岐し、駆動部のタービンを介した後、原子炉隔離時冷却系配

管（排気側）に戻り，サブプレッション・プールに戻される。系統構成を第1図に示す。

このため，第9条における想定破損評価では，設計基準事故対処設備の蒸気系共用ラインのターミナルエンド部を破損想定とすることから，共用ライン破断時に常設高圧代替注入系ポンプが機能喪失する。

なお，この際の炉心冷却機能（高圧炉心スプレー），（高圧炉心注入）については，設計基準対処設備にて代替系統構成が可能である。（原子炉隔離時冷却系（注水系），高圧炉心スプレー系）対応構成を以下の第1表に示す。

上記を踏まえた重大事故等対処設備の溢水評価を別紙-3に示す。

4. ポンプ吸込側手動弁の設置位置及びラインの破損評価について

常設高圧代替注水系ポンプのサブプレッション・プールからの吸込ライン手動弁については，ポンプ起動時に操作を必要としないことから，電動駆動としていない。これは，高圧炉心スプレー系ポンプの起動時及び切替え時についても同様である。

既設高圧炉心スプレー系配管の分岐箇所から，常設高圧代替注水系ポンプの吸込配管については，SA設備の新設範囲であることから破損想定をしない範囲となる。サブプレッション・プールからの吸込側は西側区画への配置となるが，分岐配管は分離壁を貫通し東側区画へ通じ，その先に手動弁が設置される。

上述した破損評価の想定では，安全区分上も溢水源となる機器に対して影響のない配置となっていることから，手動弁とポンプの安全区分を分離する必要はない。

5. 常設高圧代替注水系ポンプ設置位置に係る設計上の考慮事項について

(1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ室へ設置する理由

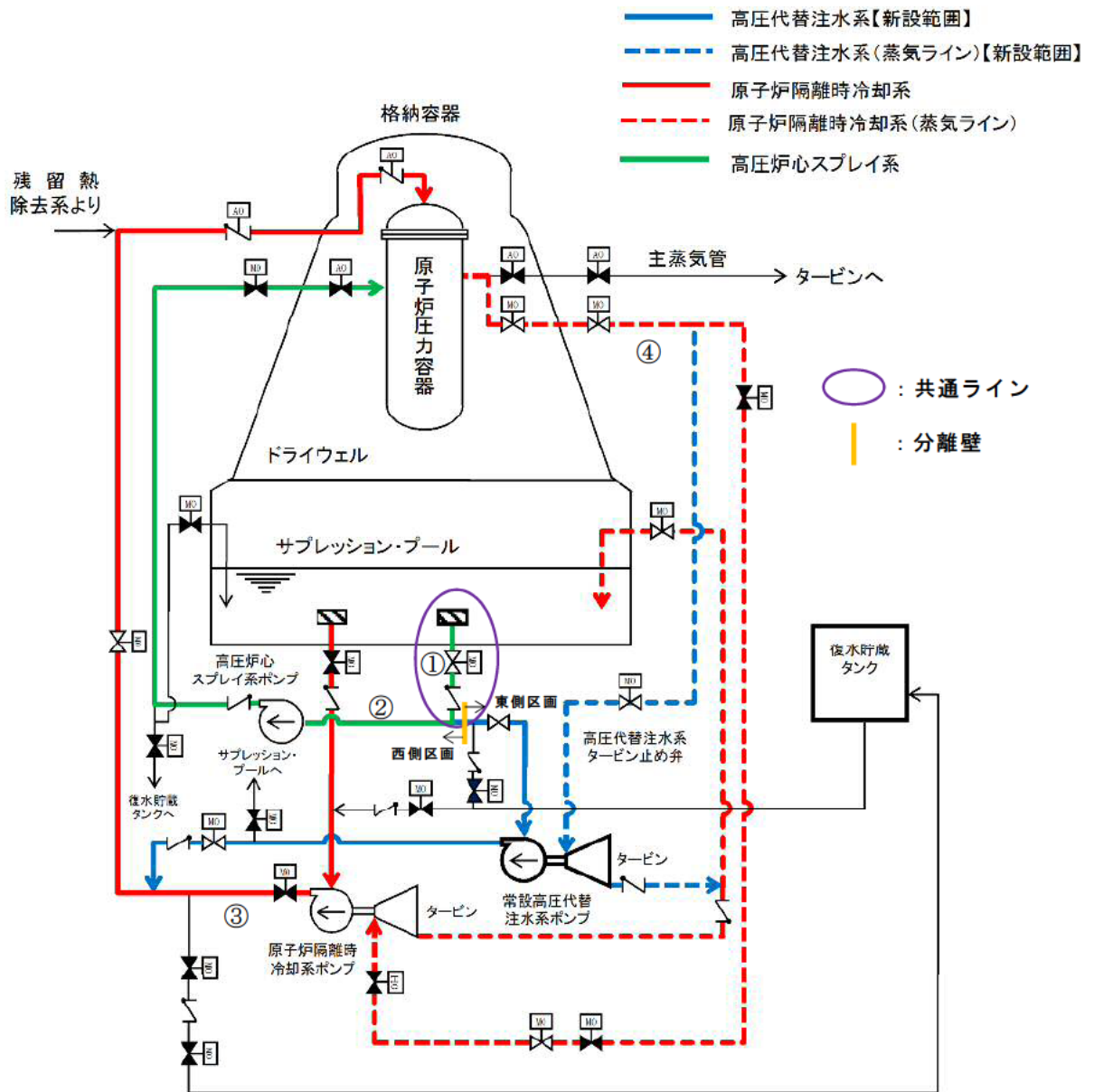
常設高圧代替注水系ポンプの設置場所は、以下の設計上の観点より選定を行った。

- ・ポンプ N P S Hを確保するため原子炉棟地下2階を選定
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプとの独立性の観点から R C I C 室及び東側の安全区分 I エリアを除外
- ・物理的な設置可能スペース及び、R C I C との兼用ラインへの接続性、H P C S からの分岐への接続性から、中間位置となる低圧炉心スプレイ系ポンプ室が最適であると判断

(2) 原子炉棟以外の配置考慮について

常設高圧代替注水系ポンプの設置場所は、以下の観点より原子炉棟以外の建屋を選定することは現実的でないと判断した。

- ・常設高圧代替注水系ポンプは、駆動用蒸気を主蒸気ラインからの分岐となる R C I C 系と接続し、待機状態においても通気する設計である。また、排気側をサブプレッション・チャンバに接続するため、配管の破断・漏えい等のリスクを考慮すると原子炉棟以外での設置は現実的ではない。
- ・同様に接続する配管が、ポンプ吸込・吐出、駆動タービン給気・排気と4ラインであり、複数の系統に跨ることから複雑であり、それぞれが原子炉、サブプレッション・チャンバと繋がるため、配管経路を長距離に設定する必要が生じ、物理的な配置が困難である。



第1図 高圧注水系関連系統概要図 (TWL, HPCS, RCIC)

第1表 機能判定表

重大事故等 対処設備	対応する 設計基準事故対処施設 (設備)の機能 (防止機能のみ)	設計基準対処設備	重大事故等対処設備 系統構成	評価における 想定破損箇所 ※1	機能喪失 機器	代替系統 構成	想定破損 除外箇所※2	代替系統 (機能維持)
常設高圧代 替注水系	炉心冷却機能 (高圧炉心スプレイ) (高圧炉心注入)	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	S/P⇒HPCS⇒ TWL⇒RCIC	①HPCS配管 (S/P～分岐)	HPCS TWL	S/P⇒RCIC	HPCS配管 (S/P～分岐) DB/SA 共用	RCIC
				②HPCS配管 (分岐～ポンプ)	HPCS TWL	S/P⇒RCIC	TWL配管 (分岐～ポンプ) 新設 SA	RCIC
				③RCIC配管 (注入側)	RCIC TWL	S/P⇒HPCS	TWL配管 (TWL～RCIC分岐) 新設 SA	HPCS
				④RCIC配管 (蒸気供給側)	RCIC TWL	S/P⇒HPCS	TWL配管 (分岐～TWL) 新設 SA	HPCS

※1 表中の番号は第1図中の対象箇所を示す

※2 新設SA及びDB/SA共用範囲は破損除外の対象とする

「第9条 溢水による損傷の防止等」より抜粋

想定破損評価結果

6. の想定破損評価方針より実施した評価内容の溢水源，最終滞留区画及びその最終滞留水位について第1表に，評価において考慮した区画分離図を第1図に示す。没水による防護対象設備の機能維持の確認及びプラントの安全機能維持が確保されていることを確認した結果を第2表に示す。

また，被水における各防護対象機器の影響結果を第3表に示す。

第1表 想定破損没水影響評価纏め(1/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{**1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{**2} (m)	他区画への影響
RB-6-1	西側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	西側サンブ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	127	MUW			
RB-5-1	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンブ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	144	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
RB-5-2	西側エリア	ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンブ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-5-3	西側エリア	ほう酸水注入系	22	SLC	西側サンブ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	124	MUW			
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-5-4	西側エリア	ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンブ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-6	西側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	西側サンブ	0.69	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-5-7	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-8	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	0.28	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-9	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	0.28	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-10	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-11	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンブ	1.74	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
RB-5-12	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンブ	1.74	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-13	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-14	東側エリア	復水・純水移送系	138	MUW	東側サンブ	1.81	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-15	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-1	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンブ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		残留熱除去系	190	RHR(A)			
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	144	MUW			

 : LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

第1表 想定破損没水影響評価纏め(2/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{*1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{*2} (m)	他区画への影響
RB-4-2	西側エリア	ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンブ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
		原子炉冷却材浄化系(復水・純水移送系)	128	CUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
RB-4-3	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンブ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-4	西側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	—	—	—
RB-4-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-6	西側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	西側サンブ	0.43	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-7	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンブ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-8	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンブ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-9	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-10	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンブ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-11	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-12	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-13	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-14	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-15	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-16	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンブ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-17	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-18	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンブ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-4-19	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-20	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンブ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-21	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	—	—	—
RB-4-22	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-23	東側エリア	屋内消火系	33	FP	東側サンブ	0.44	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-24	東側エリア	復水・純水移送系	130	MUW	東側サンブ	1.7	西側エリアへの 伝播影響無し。

機能喪失しない

 : LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

第1表 想定破損没水影響評価纏め(3/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-3-1	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプル	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	50	FP			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-3-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプル	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
RB-3-3	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	東側サンプル	1.66	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
RB-3-4	西側エリア	残留熱除去系	119	RHR(A)	西側サンプル	0.66	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
RB-3-5	西側エリア	制御棒駆動系	68	CRD	西側サンプル	最大0.07	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	119	RHR(A)			
		復水・純水移送系	127	MUW			
RB-3-6	東側エリア	原子炉再循環系	1	PLR	東側サンプル	最大0.06	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉再循環系	1	PLR			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-3-7	西側エリア	復水・純水移送系	154	MUW	西側サンプル	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
RB-3-8	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
		給水系	289	FDW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-3-9	西側エリア	タービン補機冷却系	223	TCW	西側サンプル	1.5	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉再循環系	1	PLR			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-2-1	西側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプル	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
RB-2-2	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプル	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
RB-2-3	西側エリア	残留熱除去系	324	RHR(B)	西側サンプル	1.68	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
		残留熱除去系	324	RHR(B)			

機能喪失しない

: LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

第1表 想定破損没水影響評価纏め(4/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-2-4	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-2-5	東側エリア	残留熱除去系海水系	267	RHRS(B)	東側サンブ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-2-6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-2-7	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-2-8	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンブ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-2-9	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		屋内消火系	50	FP			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
RB-2-10	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-2-11	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-2-12	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-1-1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンブ	4.99	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-1-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		屋内消火系	50	FP			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			

詳細評価例の
溢水源エリア

 :LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

第1表 想定破損没水影響評価纏め(5/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{**1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{**2} (m)	他区画への影響
RB-1-3	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	144	MUW			
RB-1-4	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-7	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
RB-B1-1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンブ	4.99	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	92	FP			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		補助系	9	—			
RB-B1-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	325	MUW			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		屋内消火系	92	FP			
		高圧炉心スプレイ系	287	HPCS			
		補助系	9	—			
RB-B1-3	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
RB-B1-4	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
RB-B1-5	東側エリア	復水・純水移送系	144	MUW	東側サンブ	3.56	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-B1-6	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-B1-7	東側エリア	無し	0	—	—	—	—

 : LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

第1表 想定破損没水影響評価纏め(6/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-B1-8	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		屋内消火系	92	FP			
		補助系	9	—			
		復水・純水移送系	163	MUW			
RB-B1-9	西側エリア	制御棒駆動系	68	CRD	西側サンブ	1.96	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	163	MUW			
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		残留熱除去系海水系	359	RHR(A),(B)			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
RB-B2-1	西側エリア	補助系	9	—	HPCSポンプ室	5.19	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		高圧炉心スプレイ系	131	HPCS			
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	62	HPCS-DGSW			
RB-B2-2	西側エリア	高圧炉心スプレイ系	287	HPCS	西側サンブ	1.49	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		補助系	9	—			
RB-B2-3	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(B)			
		高圧炉心スプレイ系	287	HPCS			
RB-B2-4	西側エリア	復水・純水移送系	131	MUW	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
RB-B2-5	西側エリア	屋内消火系	33	FP	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
RB-B2-6	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
RB-B2-7	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系	382	RHR(A)			
RB-B2-8	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	183	RCIC	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			


: 西側エリア


第1表 想定破損没水影響評価纏め(7/7)


発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-B2-9	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-10	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	288	RCIC	RCICポンプ室	4.76	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-11	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンブ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		補助系	9	—			
RB-B2-12	東側エリア	低圧炉心スプレイ系	300	LPCS	東側サンブ	3.92	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-B2-13	東側エリア	低圧炉心スプレイ系	300	LPCS	東側サンブ	3.92	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	69	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-B2-14	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(B)			
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	131	MUW			
RB-B2-15	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-B2-16	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-B2-17	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	183	RCIC	RCICポンプ室	3.02	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-18	西側エリア	高圧炉心スプレイ系	378	HPCS	HPCSポンプ室	全没水	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	62	HPCS-DGSW			
RB-B2-19	西側エリア	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	52	HPCS-DGSW	HPCSポンプ室	1.01	東側エリアへの 伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイ系	40	HPCS			
		補助系	9	—			

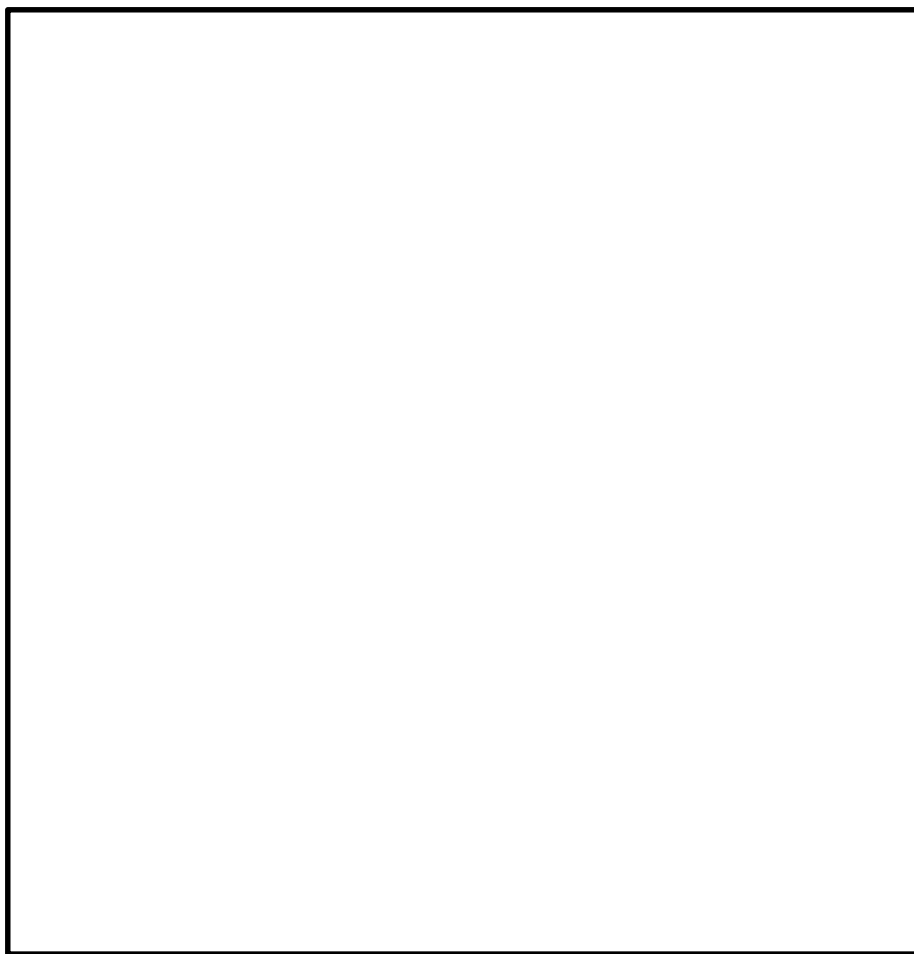
※1：溢水水量については、各区画内布設配管最大口径より算定。

※2：最終滞留水位算定において、想定破損系統（黒枠部）の溢水量より算定。

 : LPCSエリア(TWL)の没水想定ケース

 : 東側エリア

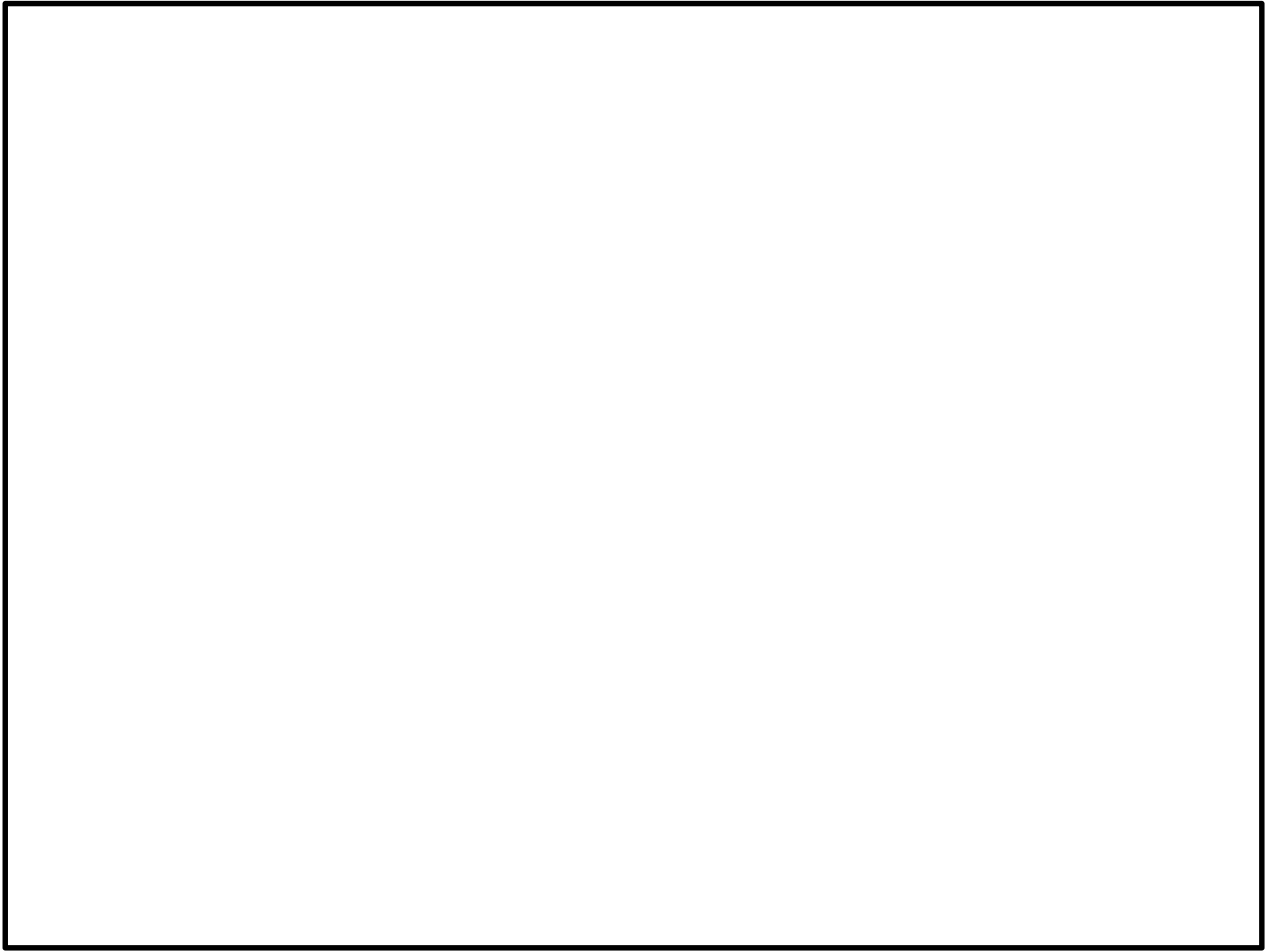
 : 西側エリア



— : 西側エリア

補足：当該エリアでの溢水は，西側床ファンネルが伝播経路となるため，当該
エリアは，西側エリアとする。

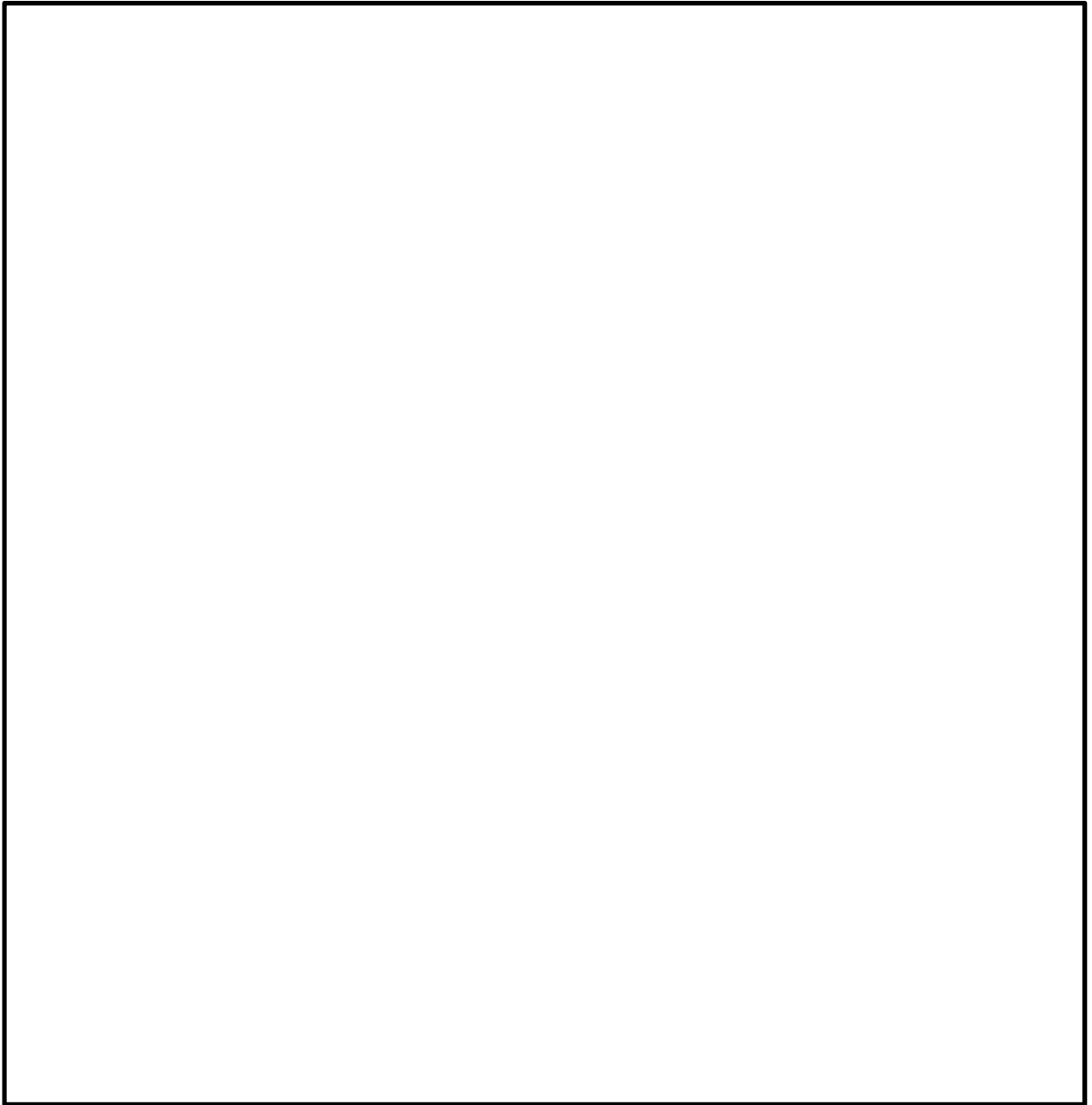
第 1 図 区画分離図(1/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

第 1 図 区画分離図 (2/10)



— : 東側エリア
— : 西側エリア

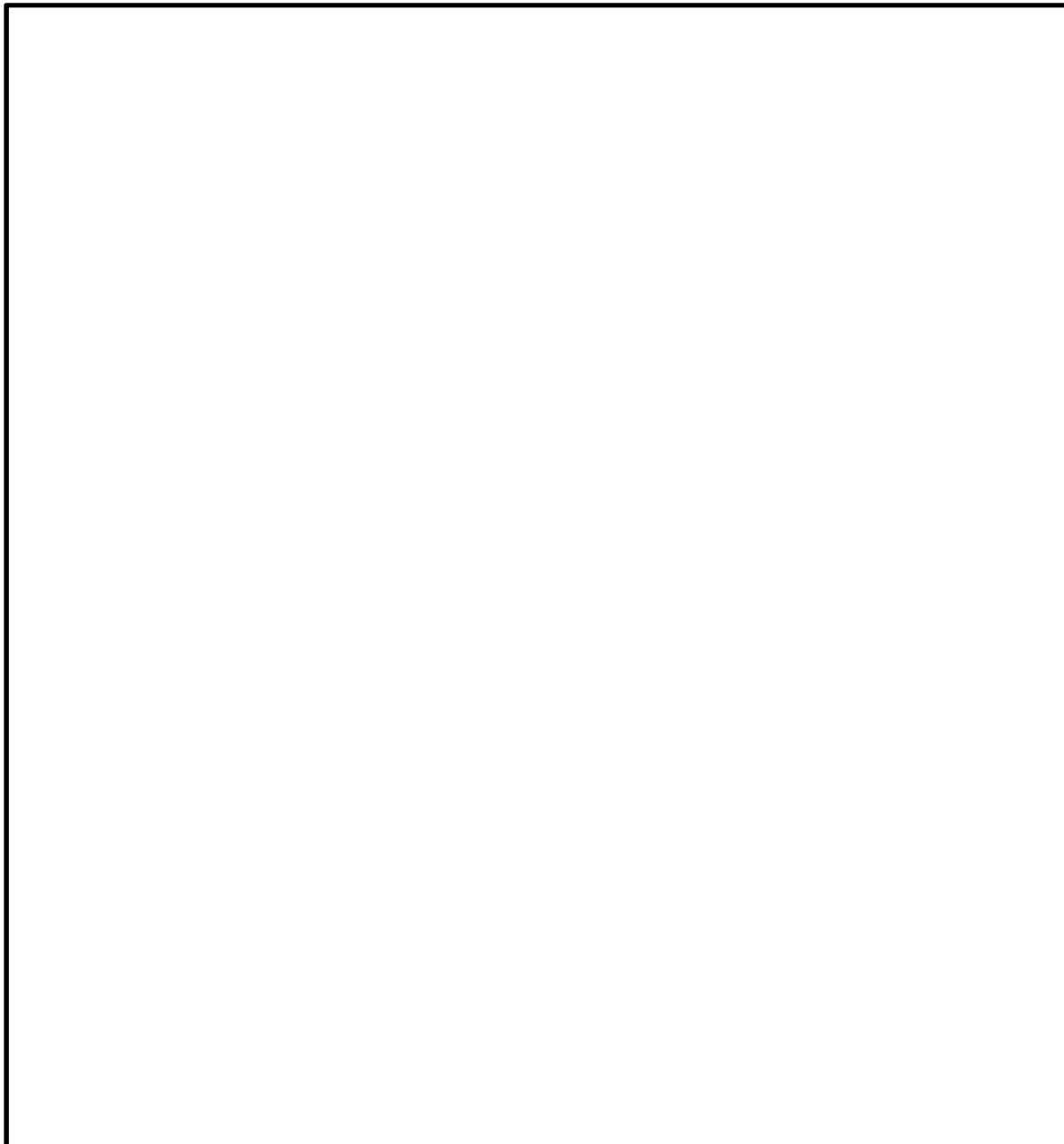
第 1 図 区画分離図(3/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

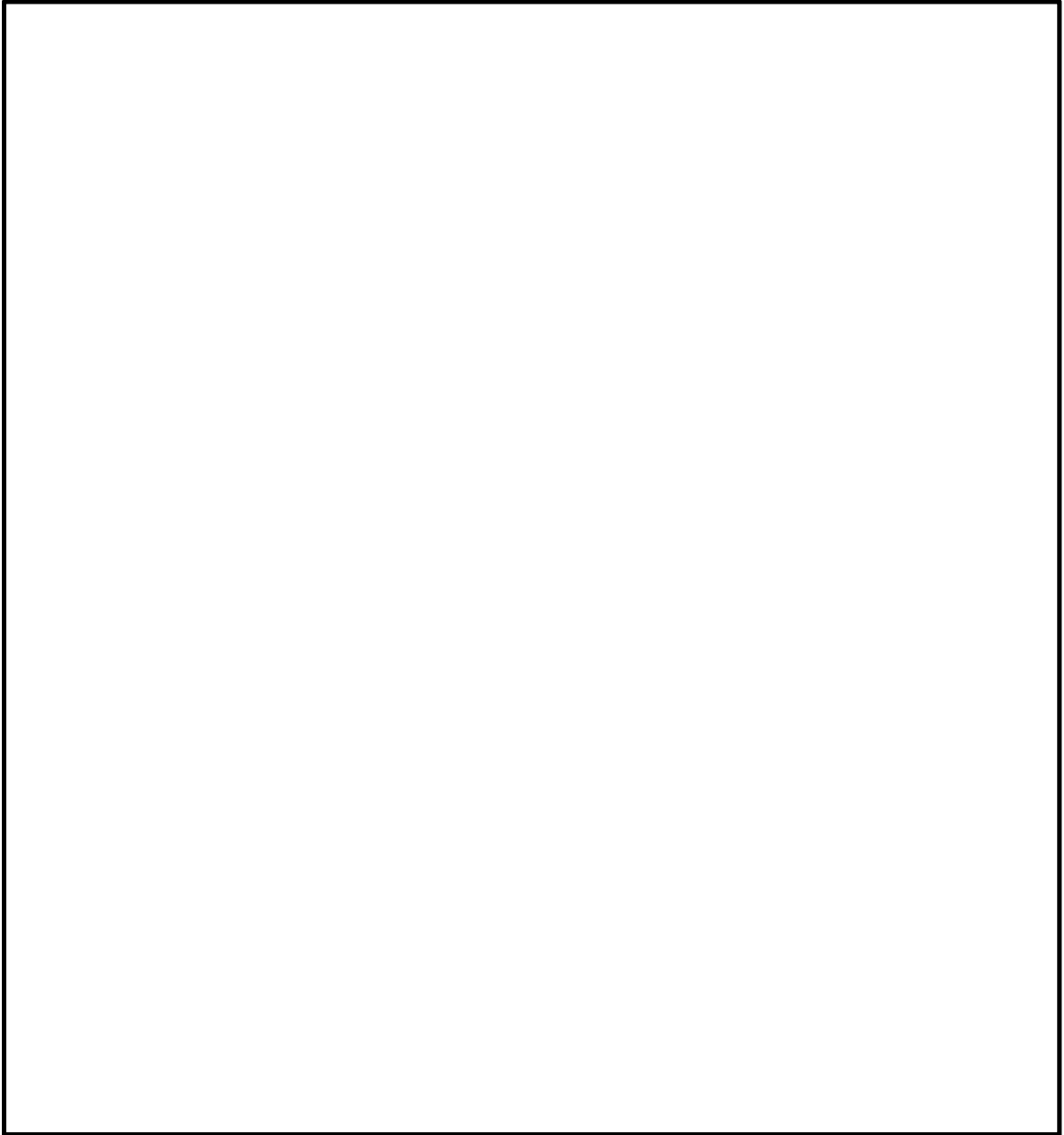
第 1 図 区画分離図(4/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

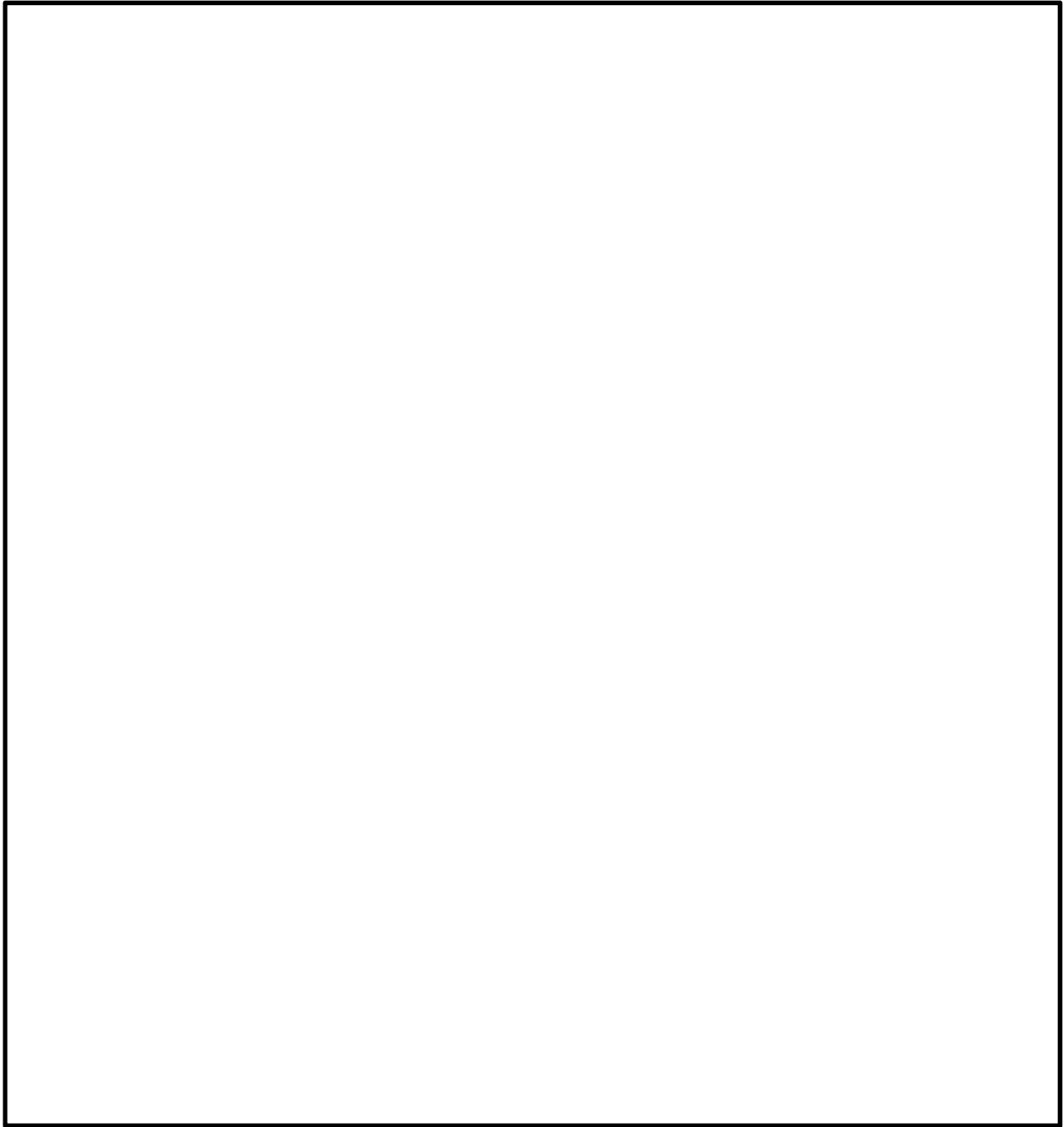
第 1 図 区画分離図(5/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

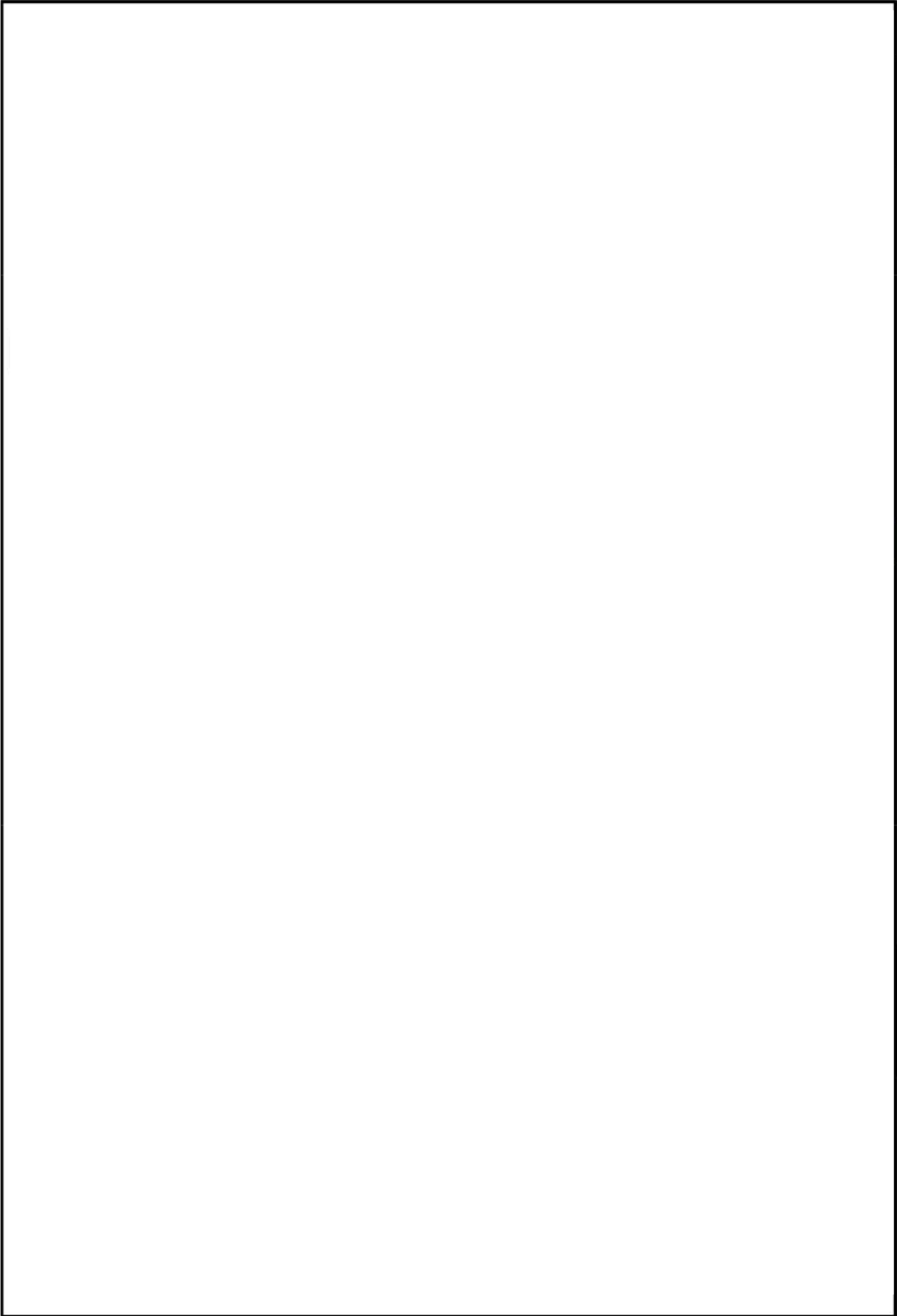
第 1 図 区画分離図(6/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

第 1 図 区画分離図(7/10)

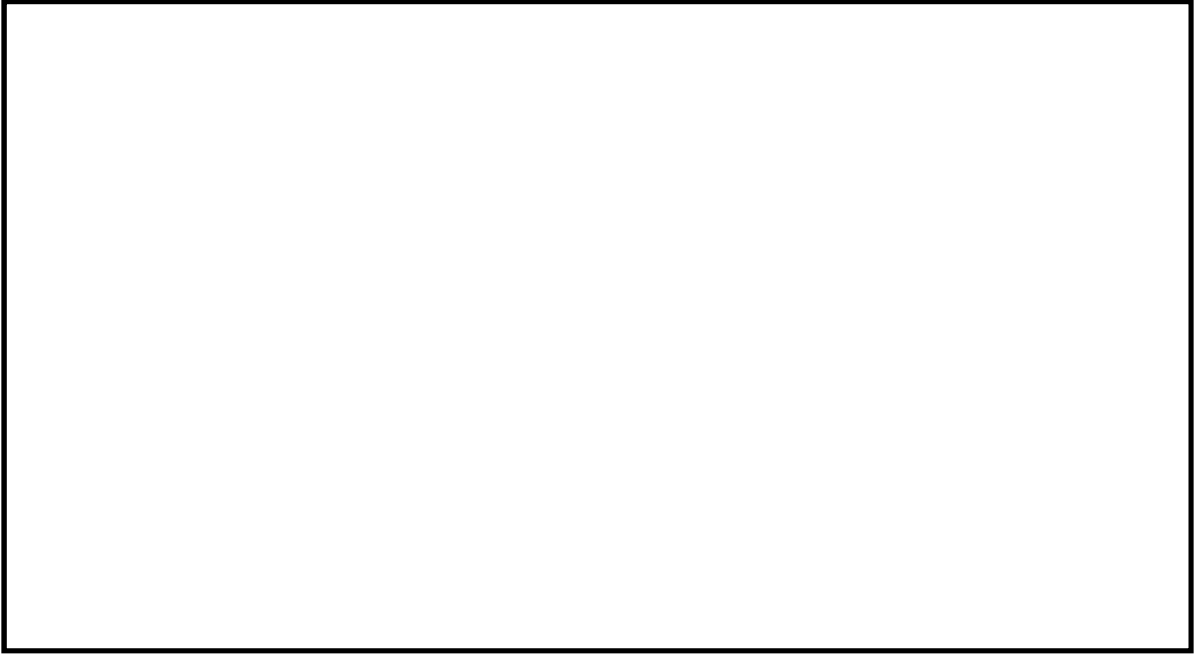


第 1 図 区画分離図(8/10)





第 1 図 区画分離図(9/10)

-  : 東側エリア
-  : 西側エリア



第1図 区画分離図(10/10)

 : 東側エリア

 : 西側エリア

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (81/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-1
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：
HPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)				機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (82/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-2
 溢水源：HPCS
 溢水量：287(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (83/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-3
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)			
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (84/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-4
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (85/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-5
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (86/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-6
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (87/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-7
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (88/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-8
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室			
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能			
機能判定	○		○				○				○			○			○			
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)				
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)			
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																			

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (89/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-9
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (90/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-10
 溢水源：RCIC
 溢水量：288(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価
RCICポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (91/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-11
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価
LPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (92/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-12
 溢水源：LPCS
 溢水量：300(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価
LPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (93/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-13
 溢水源：LPCS
 溢水量：300(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価
LPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能			未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○			○				○						○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		
	機能維持 2区分以上																	

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (94/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-14
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (95/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-15
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレー系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレー系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレー系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
 ②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (96/99)

評価種別：想定

溢水発生区画：RB-B2-16

溢水源：無し

溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)				機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (97/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-17
 溢水源：RCIC
 溢水量：183(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価
RCICポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能			給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○			○			○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (98/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-18
 溢水源：HPCS
 溢水量：378(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価
HPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)		高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
	機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)				機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (99/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-19
 溢水源：HPCS-DGSW
 溢水量：52(m³)

総合判定	○
評価方法 ※1	①

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価
HPCSポンプエリア

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)			
系列 (安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}				機能維持 ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			機能維持 ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			
機能維持 2区分以上																			

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能		
機能判定	○		○				○				○				○		○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)				機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		
機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																			

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

「第9条 溢水による損傷の防止等」より抜粋

第8.6.2-2表 地震に起因する各階層における溢水量評価

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m ³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +46.50m)	89.64	0.00
地上5階 (E. L. +38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E. L. +29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E. L. +20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E. L. +14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E. L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E. L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E. L. -4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50

配管の破損位置及び破損形状の評価について

溢水評価ガイド「2.1.1 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」の評価（以下、「想定破損」という。）においては、高エネルギー配管は完全全周破断、低エネルギー配管は貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の配管については、「溢水評価ガイド附属書A 流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」（以下「溢水評価ガイド附属書A」という。）の規定を適用するため、本資料にて当該評価について説明する。

8.1 応力に基づく評価

想定破損を除外する配管については「溢水評価ガイド附属書A」の規定に基づき応力評価を実施し、当該規定の要求を満足することを確認する。

8.2 高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施する。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については、完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが、一部の高エネルギー配管の評価対象（25Aを超える※）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づきターミナルエンドは完全全周破断、ターミナルエンド以外（一般部）は、許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを第1図及び、第2図に示す。

8.3 低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については、貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の低エネルギー配管の評価対象（25Aを超える）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを第3図に示す。

※ 蒸気による影響評価の対象となる配管は25A 以下も対象

8.4 重大事故等対処設備を含めた溢水対応方針

重大事故等対処設備を含めた溢水影響評価を行い、配管の破損位置及び破損形状の評価を行う上での対応方針を以下とする。

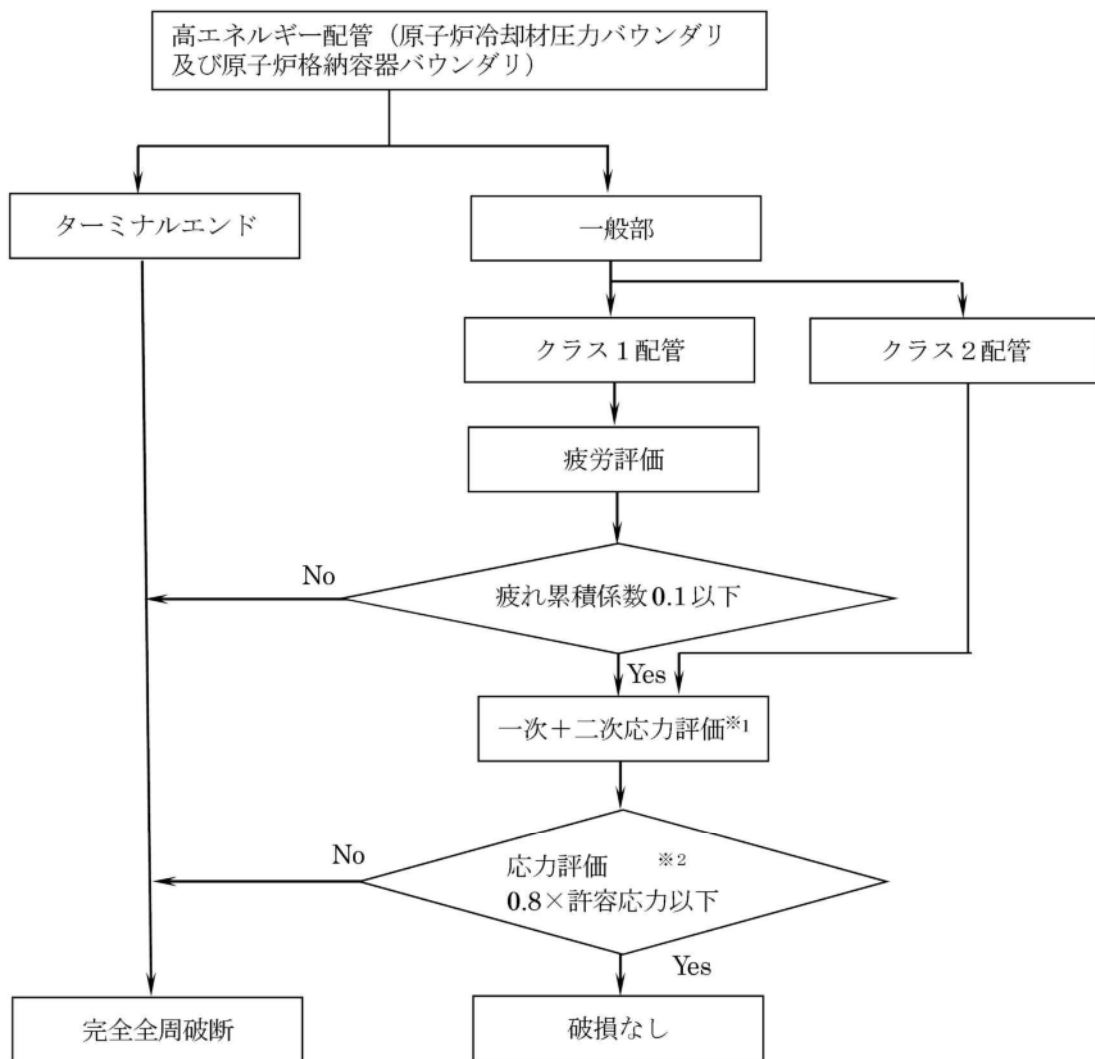
【新設範囲】

- ・重大事故等対処設備について、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」の考えを適用する方針とし、これを満足する設計を行う。

【既設範囲】

- ・重大事故等対処設備と既設システムの共用ラインのうち、単一の破損を想定した場合に、代替の設備、システムにより機能が維持されない場合は、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」の考えを適用する方針とし、これを満足する対策（応力評価及び必要な補強対策）を行う。



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

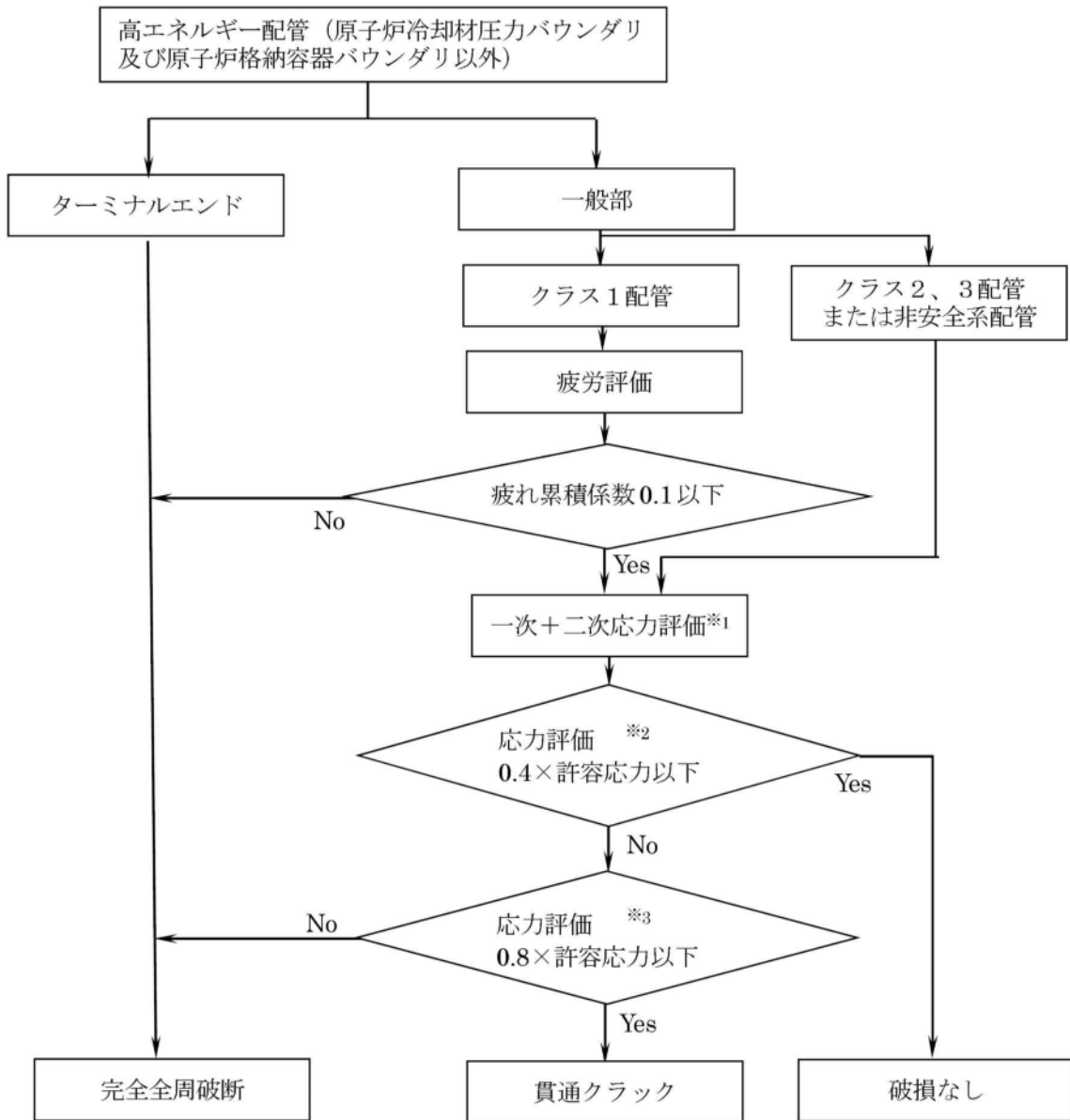
※2 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2配管は $0.8S_a$ 以下

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（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）」PPC-3530）

第1図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（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）



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

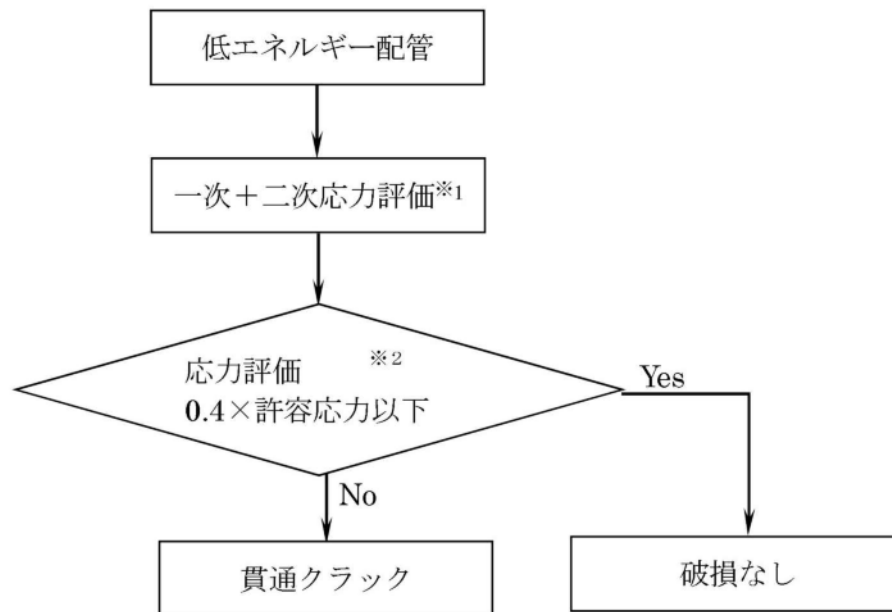
※3 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.8S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (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)」PPC-3530)

第2図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

(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)



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 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は $0.4S_a$ 以下
それ以外の配管のうち、クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3 又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (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)」 PPC-3530)

第3図 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

8.4 応力に基づく評価結果

8.1, 8.2 にて説明した「溢水評価ガイド附属書A」の規定を満たす配管については、溢水影響評価における破損は想定しない。評価の対象となる配管系統は、原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び廃棄物処理棟の所内蒸気系配管とする。