

女川原子力発電所 2 号炉  
内部溢水の影響評価について  
審査会合における指摘事項の回答

平成 27 年 5 月 14 日

東北電力株式会社

## 目 次

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会合日	回答資料
1	共通	152-1	選定されている8つの自然現象が、想定される自然現象を網羅していることを説明すること。(降雨が津波により考慮されていること等)	H26. 10. 28	回答(1)
2	共通	152-2	内部溢水時の過渡解析及び事故解析(添付十)において、単一故障の想定の方を明確に文書で示すこと。	H26. 10. 28	回答(2)
3	個社	152-3	所内補助蒸気の運用について、運転時及び隔離時における運用を整理して説明すること。	H26. 10. 28	対象外
4	共通	152-4	各安全上重要な機器について、内部溢水に対する多様性や多重性の判断する際のプロセスを説明すること。	H26. 10. 28	回答(3)
5	共通	152-5	フェイルセーフ機能(フェイルオープン、フェイルクローズ)が、内部溢水に対して喪失しないことを説明すること。	H26. 10. 28	回答(4)
6	個社	152-6	防護対象設備の選定において、代替性で除外する設備については、設備毎に代替となる設備を明記し、代替可能な理由を示すこと。また、静的機器や格納容器耐環境仕様の設備など、その他の理由で除外する場合についても具体的な評価内容を説明すること。(二次格納施設内の設備の耐環境仕様の説明もあわせて説明)	H26. 10. 28	対象外
7	共通	152-7	防護対象設備の評価対象の除外理由として、図面からの確認だけでなく現場調査も実施していることを示すこと。	H26. 10. 28	回答(5)
8	共通	152-8	溢水源や溢水経路の抽出において、現場調査の方針と方法(過去のトラブル事例も踏まえた)について説明すること。	H26. 10. 28	回答(6)
9	共通	152-9	溢水源としては、水・蒸気以外も考慮すること。	H26. 10. 28	回答(7)
10	個社	152-10	飲料水系を溢水源に考慮していることを明示すること。	H26. 10. 28	対象外

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
11	共通	152-11	運転時及び定期検査時の施設の状況（機器ハッチの開閉状態など）に応じた溢水伝播ルートの設定について、アクセス性も考慮（隔離時間が遅延することによる溢水量の増加の懸念など）した場合分けも検討すること。（施設状況に応じ、溢水状況が厳しくなるものが違う（溢水総量なのか、伝播していく水量なのか等）と考えられるので、必要に応じケース分けして考慮すべき）	H26. 10. 28	回答(8)
12	共通	152-12	機器搬出ハッチ等の大開口部からの流出について、定量的な確認の考え方を示すこと。	H26. 10. 28	回答(9)
13	個社	152-13	区画への流入と流出の収支で水位が決まるのであれば、ある区画の止水対策が他区画に影響を及ぼし得ると考えるため、止水対策施工後の状態（最終仕上がり状態）に対し溢水評価を実施すること。（対策による影響の有無や、追加対策の必要性について見定めること）。	H26. 10. 28	対象外
14	共通	152-14	各防護区画について、溢水箇所（破損箇所）の特定とアクセス性を含めた隔離作業の成立性を説明すること。	H26. 10. 28	回答(10)
15	共通	152-15	機能喪失高さの裕度の考え方について、浸水時の揺らぎ等を考慮して説明すること。	H26. 10. 28	回答(11)
16	個社	152-16	各区画の溢水高さを算出する際、浸水部分面積を各区画面積の0.7倍にしていることの妥当性を示すこと。	H26. 10. 28	対象外
17	共通	152-17	建設時の耐環境試験結果と定期検査時の劣化確認（気中絶縁抵抗試験）により、ケーブルが被水した場合でも機能喪失しないと判断できる根拠を説明すること。	H26. 10. 28	対象外
18	共通	152-18	重要な安全機能を有する系統の作動にあたり、現場操作が必要な設備へのアクセス通路に関する影響評価の結果を示すこと。	H26. 10. 28	回答(10)

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
19	共通	152-19	ほう酸水が水と異なる影響を与える可能性について検討すること。評価不要の場合は、その根拠を示すこと（分析用の劇薬等についても調査すること）	H26. 10. 28	回答(12)
20	個社	152-20	消火水の影響評価において、防護対象設備の機能が火災で喪失していると仮定するのか、火災対策により維持されていると考えるのかを明確にすること。	H26. 10. 28	対象外
21	個社	152-21	地震時の蒸気影響が想定破損によるものに包含されているとしている根拠を説明すること。	H26. 10. 28	対象外
22	個社	152-22	溢水伝播評価における溢水量 Xa1, Xa2等の考え方や相互関係について説明すること。	H26. 10. 28	対象外
23	共通	152-23	スロッシング解析による溢水量評価の保守性について、解析モデルの不確かさや解析条件設定の観点も含めて説明すること。	H26. 10. 28	回答(13)
24	個社	152-24	6号炉と7号炉のスロッシング解析コードの妥当性を同じレベルで説明すること。	H26. 10. 28	対象外
25	個社	152-25	解析メッシュの切り方の考え方を示すこと。6号炉と7号炉とで違いがあれば説明すること。	H26. 10. 28	対象外
26	個社	152-26	循環水管からの溢水量評価において使用した損失係数(0.82)の根拠を示すこと。	H26. 10. 28	対象外
27	個社	152-27	循環水管からの溢水量評価において、ポンプ停止時の水の慣性力による寄与分について考え方を示すこと。	H26. 10. 28	対象外
28	個社	152-28	インターロック回路の動作に関し、漏えい検知に失敗した場合の悪影響について検知器の仕組みを併せて説明すること。	H26. 10. 28	対象外
29	共通	152-29	屋外タンクのうち、影響を考慮する対象から軽油タンクを除外する理由について、タンクの構造等を併せて説明すること。	H26. 10. 28	回答(14)
30	共通	152-30	苛性ソーダ、硫酸のタンクについては化学的影響の検討結果も示すこと	H26. 10. 28	回答(15)



No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会合日	回答資料
31	個社	152-31	S/B を経由した溢水防護区画への浸水がないとしていることについて、地上部の止水措置を含めて、根拠を説明すること。	H26. 10. 28	対象外
32	個社	152-32	雨水流入事象に関し、建屋間接合部のエキスパンションジョイント止水板の性能（許容負荷，耐震性）について説明すること。	H26. 10. 28	対象外
33	共通	154-1	内部溢水を起因として原子炉に外乱が発生した場合の防護の考え方を説明すること。	H26. 10. 30	回答(2)
34	共通	154-2	溢水によって多重故障が想定されるが、溢水によって安全保護機能が喪失しないことを説明すること。	H26. 10. 30	回答(2)
35	共通	154-3	溢水により機能を喪失しないとして評価の対象外としている設備のうち、手動弁については、作業員による手動操作が必要ないことを説明すること。	H26. 10. 30	回答(10)
36	共通	154-4	動作機能喪失により安全機能に影響しないとして評価の対象外としている設備のうち、状態監視のみの現場指示計については、操作等での確認の必要がないことを説明すること。	H26. 10. 30	回答(10)
37	共通	154-5	動作機能により安全機能に影響しないとして評価の対象外としている設備について、プラント停止中も含め、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備が除外されないことがわかる記載とすること。（記載の適正化）	H26. 10. 30	回答(16)
38	個社	154-6	被水評価では飛散の直線的な軌道モデルだけではなく、溢水源と対象設備の間に障害物があった場合の飛散の評価についても説明すること。	H26. 10. 30	対象外
39	共通	154-7	安全上重要な機器については多重性又は多様性及び独立性が求められ、同時に機能喪失してはならない事が許可基準要求である。該当溢水によって作動が要求されないので安全上重要な機器について溢水でも壊れないことを説明すること。	H26. 10. 30	回答(3)

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
40	個社	154-8	低エネルギー配管に分類した非常用ディーゼル系について、系統の水温の管理を示した上で低エネルギー配管に分類することの妥当性を説明すること。	H26. 10. 30	対象外
41	共通	154-9	油系，配管破損を含めた溢水評価を行うこと。※既出	H26. 10. 30	回答(7)
42	共通	154-10	溢水により原子炉に外乱が及ぶ事象の選定について、網羅的に検討すること。また、当該事象に対して、単一（ランダム）故障と溢水による故障の2つの故障を想定しても、緩和系の機能が失われないことを説明すること。	H26. 10. 30	回答(2)
43	共通	154-11	循環水系におけるインターロックの設置について、必要性を再度検討し、説明すること。	H26. 10. 30	回答(17)
44	共通	154-12	自社の他ユニットや他社の溢水事象も含め溢水影響評価に反映が必要な過去のトラブルを整理して説明すること。	H26. 10. 30	回答(6)
45	共通	154-13	基準津波による海水系ポンプエリアからの海水の流入を考慮しても、ドライサイトが維持され、建屋内への浸水が生じないとしていることについて、具体的な評価を津波防護の項目で示すこと。→（第5条の議論）	H26. 10. 30	対象外
46	個社	154-14	復水貯蔵タンク等は重大事故対策の水源になるので、復水貯蔵タンク等に設置する大型タンク遮断弁の有無を念頭におき、重大事故対策の成立性を確認する。→（SA時の議論）	H26. 10. 30	対象外
47	個社	154-15	溢水伝播フローについて、積極的に溢水先を管理するのであれば、溢水源，溢水のメインストリーム，溢水フローコントロール箇所，溢水の最終貯留場所等をわかりやすく表現すること。	H26. 10. 30	回答(18)
48	共通	154-16	溢水影響評価を基に溢水対策が網羅的に講じられていること，当該対策が溢水影響に対する防護として妥当であることを説明すること。	H26. 10. 30	回答(19)

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会合日	回答資料
49	個社	154-17	屋外タンク等を水源とする溢水評価について、局所的な水位上昇の評価を検討すること。	H26. 10. 30	回答(20)
50	共通	154-18	サブドレン等を地下水の排水ポンプが停止した場合、地盤不均衡による建屋地下の配管貫通・接続部等からの地下水浸水について、影響の有無を説明すること。	H26. 10. 30	回答(21)
51	個社	—	溢水による機能を喪失しないとして評価対象外とする設備のうち、外力に弱いと考えられるダンパについても、評価結果を説明すること。	H26. 10. 30	対象外
52	個社	—	格納容器内耐環境仕様であるとして評価対象外とする設備の被水評価について、試験を実施している場合はその結果を含め、具体的に説明すること。	H26. 10. 30	対象外
53	個社	—	格納容器内耐環境仕様であるとして評価対象外とする設備について、保全と機能維持の考え方を説明すること。	H26. 10. 30	対象外
54	個社	—	溢水経路に関し、原子炉建屋内の貫通部止水対策等について現場調査の結果を踏まえて説明すること。	H26. 10. 30	対象外
55	個社	—	溢水防護区画の水位評価において、区画からの流出量算出に使用した流出係数や堰高さ等を示すとともに、その評価の保守性について説明を追加すること。	H26. 10. 30	対象外
56	個社	—	溢水防護区画に設置する排水設備としての通水扉が常に排水が期待でき、その排水量を定量的に評価できることを説明すること。	H26. 10. 30	対象外
57	個社	—	過去のトラブルの検討事例として、10月27日に発生した原子炉補機海水系熱交換器出口配管からの海水漏えい事象も考慮すること。	H26. 10. 30	対象外
58	個社	—	各防護区画について、溢水箇所（破損箇所）の特定とアクセス性を含めた隔離作業の成立性を説明すること。	H26. 10. 30	対象外

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
59	個社	—	内部溢水評価に係る有効数字と、考慮されている保守性の関係を整理し、説明すること。	H26. 10. 30	対象外
60	個社	—	耐震性の評価のうち配管の強度評価において、原子炉安全基盤機構の配管系終局強度試験による疲労線図を適用することを適切と判断した根拠を説明すること。	H26. 10. 30	対象外
61	個社	—	プール周りのダクトのチャンバについて、地震の揺れによる水の動的荷重も考慮し、チャンバの板接合部からの漏れについても評価すること。(静荷重や水頭圧だけではなく、動的な荷重も考慮して、水が流入するダクト、チャンバ等の強度評価をするべき)	H26. 10. 30	対象外
62	個社	—	プール周りのダクトの評価について、想定される事象を定義した上でどのような対策（逆流防止ダンパ、立ち上がり配管等）を行ったのか整理して説明すること。	H26. 10. 30	対象外
63	個社	—	地震の振れによりチャンバから建屋空調系ダクトへ水が越流する可能性もあるので、そのダクトに越流した水の定量的な評価をすること。(建屋空調ダクトに水が入ると、水が地震により移動するので、これまでの溢水箇所や溢水量の評価が変わる可能性があるため。)	H26. 10. 30	対象外
64	個社	—	プール周囲のダクトについては、事業者として必要かどうか評価した上で使用するかどうかも含め対策を検討した上で適切な管理を行うこと。	H26. 10. 30	対象外
65	個社	—	チャンバが壊れないで下階に水が流れた方が望ましくない場合があるので、チャンバが壊れた場合と壊れない場合について、どのような問題があってどのような対策が必要になるか整理すること。	H26. 10. 30	対象外
66	個社	—	海水ポンプエリアの海水ポンプエリア防水壁ならびに分離壁高さを整理すること。	H26. 10. 30	対象外

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
67	個社	—	想定破損による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間について、実際に漏えい検知に要する時間の見積りを示した上で、評価で用いた検知時間5分に保守性があることを示すこと。	H26. 10. 30	対象外
68	個社	—	放射性物質を内包する液体の漏えい防止に関し、設置許可基準第9条通りに、漏えいした液体が管理区域外へ漏えいしないことを示すこと。	H26. 10. 30	対象外
69	個社	154-19	開口部等からの流下を期待する区画を網羅的に挙げた上で、開口部等の性状に応じた流出量の定量的な評価方法について説明すること。	H26. 10. 30	回答(9)
70	個社	154-20	1号機DGダイタンク室からの油漏出事象に鑑み、溢水評価上、建屋内の壁面のクラックの影響の有無、対応等について考え方をまとめておくこと。(最終貯留先だけではなく、上流の防護区画の壁についての考え方も含む)	H26. 10. 30	回答(6)
71	共通	175-1	防護対象を抽出するプロセスにおいて、放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能の取り扱いについて明確にすること。	H26. 12. 16	対応済
72	共通	175-2	自然現象による溢水について、自然現象の波及的影響だけでなく、自然現象そのものによる影響評価も示すこと。	H26. 12. 16	回答(1)
73	共通	175-3	考慮すべき自然現象が漏れなく検討されていることを、地震・津波評価との関係も含めて説明すること。 ※6条で説明。(重畳も含む)	H26. 12. 16	—
74	共通	175-4	溢水に対する安全上重要な機器の独立性の確保(第12条)や溢水起因で異常な過渡変化や設計基準事故が発生した場合の単一故障の考え方など、防護対象機器の抽出の過程を整理して説明すること。 (SA機器も溢水源として抽出すること。)	H26. 12. 16	回答(2)

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会合日	回答資料
75	共通	175-5	動作機能の喪失により安全機能に影響しないとして、溢水影響評価の対象外とする理由について、プラント停止後の維持も含むのか明確にすること。	H26. 12. 16	回答(16)
76	共通	175-6	重大事故等対処設備の溢水影響についても説明すること。	H26. 12. 16	別途回答
77	共通	175-7	耐震 B、C クラスの配管について、どのように抽出したのかを説明すること。溢水源の抽出等に図面や CAD 等を使用しているが、現場の確認も併用することでの確に抽出すること。	H26. 12. 16	回答(22)
78	共通	175-8	溢水経路について、その経路に期待できるとする根拠を説明すること。	H26. 12. 16	対応済
79	共通	175-9	現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、溢水防護区画として設定し、影響評価を実施すること。	H26. 12. 16	回答(10)
80	共通	175-10	使用済燃料プールのスロッシング評価におけるプール内構造物のモデル化の考え方について、評価の保守性を含めて説明すること。	H26. 12. 16	回答(13)
81	共通	175-11	溢水源については、水以外も考慮した上で網羅的に抽出すること。	H26. 12. 16	回答(7)
82	個社	175-12	設計方針として複数挙げられている要件は全て満たすように設計されるのか、溢水そのものを防止するのか、溢水を前提として影響評価し対策を講じるのか、基準を満たすための要件を明確にすること。	H26. 12. 16	対象外
83	個社	175-13	ファンネルを止水すると、床ドレンサンブ等で溢水検知する場合には溢水が検知できないことになる。ファンネルは元々排水経路として設計されているとも考えられるので、代替の検知方法など、ファンネル止水に伴う悪影響とその対策について説明すること。	H26. 12. 16	対象外
84	個社	175-14	没水評価について、水面の波打ち等も考慮し、機能喪失高さに対して、実際の機器の高さに余裕があることを示すこと。	H26. 12. 16	対象外

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
85	個社	175-15	R/Bの6FLと5FLで溢水したものについては、滞留・保持する対応をすることであるが、滞留水の処理や人の立ち入り等も考慮した対策等を検討すること。	H26. 12. 16	対象外
86	個社	175-16	スロッシングによるダクトへのプール水流入に関し、ダクトのチャンバのドレンラインの破損による溢水だけでなく、地震に伴う水の水圧によるダクトの破損、他のダクトへの流出も考慮した溢水評価を行うこと。	H26. 12. 16	対象外
87	個社	175-17	溢水量の算定において作業員により溢水を隔離の場合、溢水の検出時間は一律10分としているが、検知器の設置高、溢水区画面積、溢水流量によって検出時間が場合によっては10分を超えることがないのか説明すること。	H26. 12. 16	対象外
88	共通	175-18	高エネルギー配管のうち運転時間の短いものを低エネルギー配管としているが、特定期間のみの実績ではなく運転開始からの実績で1%を超えないことを示すこと。	H26. 12. 16	対応済
89	個社	175-19	屋外タンクの溢水想定に関して、自然現象のうち竜巻飛来物による溢水の可能性については、地震起因による屋外タンク破損に包絡されるとしているが、地震起因のタンク破損評価では耐震Sクラスのタンクは除外されていることから、竜巻防護設計において、屋外の耐震Sクラスのタンクが竜巻飛来物から確実に防護されることを示すこと。	H26. 12. 16	対象外
90	個社	175-20	屋外タンク等の溢水影響評価に関して、保有水量が大きい淡水貯水池を溢水源としてその周囲の局所的な浸水水位評価の要否も検討の上、防護対象施設への影響を評価すること。	H26. 12. 16	対象外

No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
91	個社	175-21	使用済燃料プールのスロッシング評価について、プール内構造物の状態等の前提条件が変更された場合に適切に再評価がなされることを担保すること。	H26. 12. 16	対象外
92	個社	175-22	建屋境界からの伝播に対する止水対策について地下ダクトも含めた上で網羅的に説明すること。	H26. 12. 16	対象外
93	個社	175-23	循環水系配管伸縮継ぎ手部からの溢水対策について、地震を伴わないこと等によりインターロックが作動しない場合も含めて説明すること。	H26. 12. 16	対象外
94	個社	175-24	原子炉建屋内の消火活動では消火栓からの放水による方法は採らないことの妥当性を（内部火災の審査で）説明の上、消火水の放水による溢水影響評価を説明すること。そもそも、建屋内にある消火栓は使用しないのか、考え方を示すこと。	H26. 12. 16	対象外
95	個社	175-25	タービン建屋からの溢水量評価について、溢水／漏えい検知までの時間の設定の考え方を整理して説明すること。	H26. 12. 16	対象外
96	個社	175-26	CWP 系の溢水に関し、例えば T/B と R/B 間の連絡部、配管貫通部など、止水対策が必要な箇所の抽出及びその部分への具体的な対策について整理し、説明すること。その際には、過去のトラブルの反映事項も含めて説明すること。	H26. 12. 16	対象外
97	個社	175-27	プールのスロッシング解析について、プール水の挙動は 3 次元であるところ、2 次元（揺れを 2 方向考慮）にて方向の違う 2 ケースにて評価しているが、その適切性について説明すること。	H26. 12. 16	対象外
98	個社	175-28	溢水区画の滞留面積の算出においてロッカーなど CAD に含まれない設置物も考慮すること。	H26. 12. 16	対象外
99	個社	175-29	腰部防水扉の設置位置毎に要求される水密性能を有することを、検証結果等を用いて説明すること。	H26. 12. 16	対象外



No.	種別	番 号	コメント内容	審 査 会 合 日	回答資料
100	個社	175-30	補強すべき耐震B、Cクラス配管の選定の考え方とその根拠を説明すること（全ての耐震B、Cクラス配管をSクラス相当に補強しないのであれば、基準地震動に対して溢水を許容する区画があるはずであり、その区画における安全機能を有する設備の有無、当該設備が設置されているのであればどのように機能が維持されるのかについては個別に説明が必要）。	H26.12.16	対象外

【指摘事項：152-1】

選定されている8つの自然現象が、想定される自然現象を網羅していることを説明すること。(降雨が津波により考慮されていること等)

【指摘事項：175-2】

自然現象による溢水について、自然現象の波及的影響だけでなく、自然現象そのものによる影響評価も示すこと。

1. 回答

第154回の審査会合(H26.10.30)、資料2(本文P1)及び補足説明資料22「別のハザードからの溢水影響について」において説明実施済であるが、自然現象を網羅的に示していなかった(一部記載を省略していた)ことから、補足説明資料を修正した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料22「別のハザードからの溢水影響について」

## 別のハザードからの溢水影響について

## 1. はじめに

設置許可基準第9条第1項には、溢水が発生した際に安全施設の安全機能を損なわないことが要求事項であり、地震による屋外タンクの破損、津波、降水などの自然現象による屋外の溢水事象について評価を実施している。

本資料は、設置許可基準第6条の検討「自然現象および故意によるものを除く人為による事象の選定について」において、抽出された事象に対して溢水の影響有無を検討したものである。

## 2. 検討結果

## (1) 溢水影響の検討要否

抽出された事象に対して溢水影響の検討要否について、検討した結果を表1に示す。

## (2) 溢水影響評価

溢水影響評価が必要な事象については、表2に示すとおり検討を実施しており、新たに評価が必要な事象がないことを確認した。

表1 別のハザードからの溢水影響の検討要否

事象	検討要否	理由
洪水	×	原子炉施設周辺に河川はないことから、洪水による溢水は考慮しない。
風（台風）	×	瞬間最大風速は設計竜巻以下であり竜巻評価に包絡される。
竜巻	○	
凍結	×	最低気温は-14.6℃であり、かつ、屋外機器で凍結の恐れがあるものに対しては凍結防止対策を施しているため、凍結により屋外機器が破損することはない。なお、仮に屋外タンクが凍結により破損したとしても、地震時の評価に包絡される。
降水	○	
積雪	×	最深積雪量は43cmであり、積雪による屋外タンクの破損は考えられない。なお、仮に屋外タンクが積雪荷重により破損したとしても、地震時の評価に包絡される。
落雷	×	落雷防止対策として、建築基準法に基づき高さ20mを超える原子炉建屋等へ日本工業規格（JIS）に準拠した避雷設備等を設置しており、落雷による溢水は発生しない。なお、仮に屋外タンクが落雷により破損したとしても、地震時の評価に包絡される。
地すべり	×	原子炉施設の設置位置及びその付近の地盤は、地形、地質、地質構造等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地すべりが生じることはない。なお、仮に屋外タンクが地すべりにより破損したとしても、地震時の評価に包絡される。
火山の影響	×	降下火砕物の層厚は敷地内の地質調査等の結果から10cm程度であり、屋外タンクの破損の恐れはない。なお、仮に屋外タンクが降下火砕物により破損したとしても、地震時の評価に包絡される。
生物学的事象	×	想定される海生生物の襲来により溢水は発生しない。また、小動物の侵入により屋外タンクの破損が考えられるが、地震時の評価に包絡される。
森林火災	×	森林火災については、消火活動による溢水が想定されるが、土壌への浸透及び発電所に設置している排水管により排水可能であることから降水評価に包絡される。

事象	検討要否	理由
航空機落下	×	航空機落下確率評価結果は、約 $5.0 \text{ 年} \times 10^{-8} \text{ 回/炉} \cdot \text{年}$ であり、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7} \text{ 回/炉} \cdot \text{年}$ を超えないため、航空機落下による溢水は考慮しない。
ダムの崩壊	×	発電所の近くには、安全施設に影響を及ぼすようなダムは存在しないことから、ダムの崩壊による溢水は発生しない。
爆発	×	発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はないことから、爆発による溢水は考慮しない。
近隣工場の火災	×	発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないことから、近隣工場の火災による溢水は考慮しない。
有毒ガス	×	原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、陸上輸送等の可動施設についても主要な幹線道路や航路から原子炉施設は十分離れていることから、事故等による発電所への有毒ガスの影響はなく、溢水は発生しない。
船舶の衝突	×	原子炉施設は、主要な航路から十分に離れていることから、船舶の衝突による発電所への影響はなく、溢水は発生しない。
電磁的障害	×	計測制御回路を構成する安全保護計装盤及びケーブルは、日本工業規格(JIS)等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージノイズの侵入を防止する等の設計をしており、電磁的障害により溢水は発生しない。

表 2 溢水影響評価が不要な説明

事象	説明
竜巻	内部溢水影響評価においては，発電所内に設置される屋外タンクの破損に伴う溢水影響を評価しており，基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されない耐震 B，C クラスの屋外タンク全数が破損した場合の影響について評価を実施している（耐震補強工事を実施する屋外タンクはない）ことから，設計竜巻による飛来物により，屋外タンクが破損した場合に発生する溢水量は，地震時に発生を想定する溢水量と同様であり，地震時評価に包絡されることを確認。
降水	最大 1 時間降水量は，地震による屋外溢水水位以下であり，地震時評価に包絡されることを確認。

【指摘事項：152-2】

内部溢水時の過渡解析及び事故解析（添付十）において、単一故障の想定の方考え方を明確に文書で示すこと。

【指摘事項：154-1】

内部溢水を起因として原子炉に外乱が発生した場合の防護の方考え方を説明すること。

【指摘事項：154-2】

溢水によって多重故障が想定されるが、溢水によって安全保護機能が喪失しないことを説明すること。

【指摘事項：154-10】

溢水により原子炉に外乱が及ぶ事象の選定について、網羅的に検討すること。また、当該事象に対して、単一（ランダム）故障と溢水による故障の2つの故障を想定しても、緩和系の機能が失われないことを説明すること。

【指摘事項：175-4】

溢水に対する安全上重要な機器の独立性の確保（第12条）や溢水起因で異常な過渡変化や設計基準事故が発生した場合の単一故障の方考え方など、防護対象機器の抽出の過程を整理して説明すること。

1. 回答

内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合について重畳事象も含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析した。また、発生する事象に対して単一故障を想定した場合の事象収束及び安全停止の可否について解析的に確認を行い、原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 24 「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ついて重畳事象も含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析し、発生す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、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. 想定される事象の抽出

## (1) 評価前提

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ・原子炉建屋（以下 R/B）又はタービン建屋（以下 T/B）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機能喪失を仮定する。
- ・R/B 又は T/B において発生した内部溢水は、当該の建屋以外に影響は及ばない。

## (2) 抽出プロセスの考え方

内部溢水に起因する外乱として様々な故障や誤動作及びそれらの組合せが発生し得る。

ここでは、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したがい、異常状態のカテゴリ一別に要因分析・外乱分析を行い、各区画において起こり得る事象を選定する。

さらに、内部溢水に起因する外乱として重畳事象の組合せを抽出する。

評価事象選定から解析評価までのプロセスを図 1.1 に示す。また、図 1.2 に異常状態のカテゴリ一別に要因分析・外乱分析を行い、各区画において起こり得る事象を選定した結果を示す。



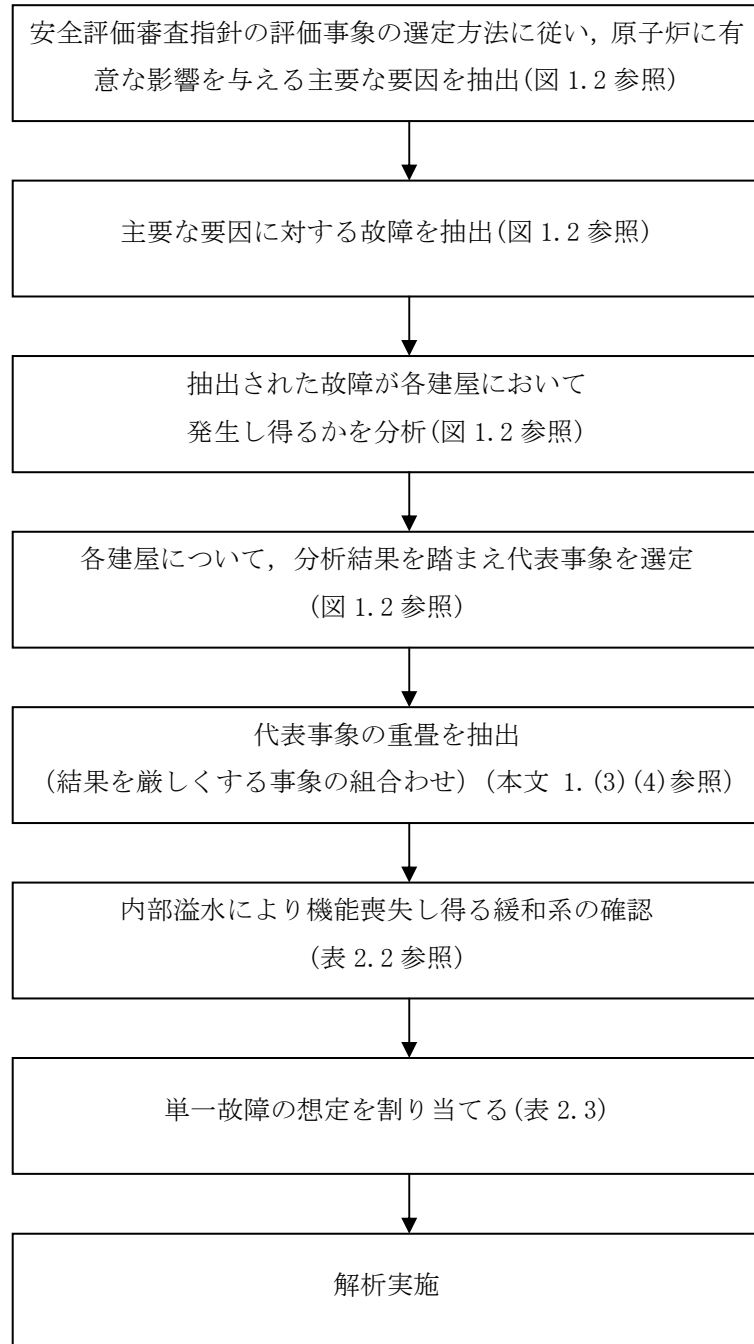


図 1.1 評価プロセス

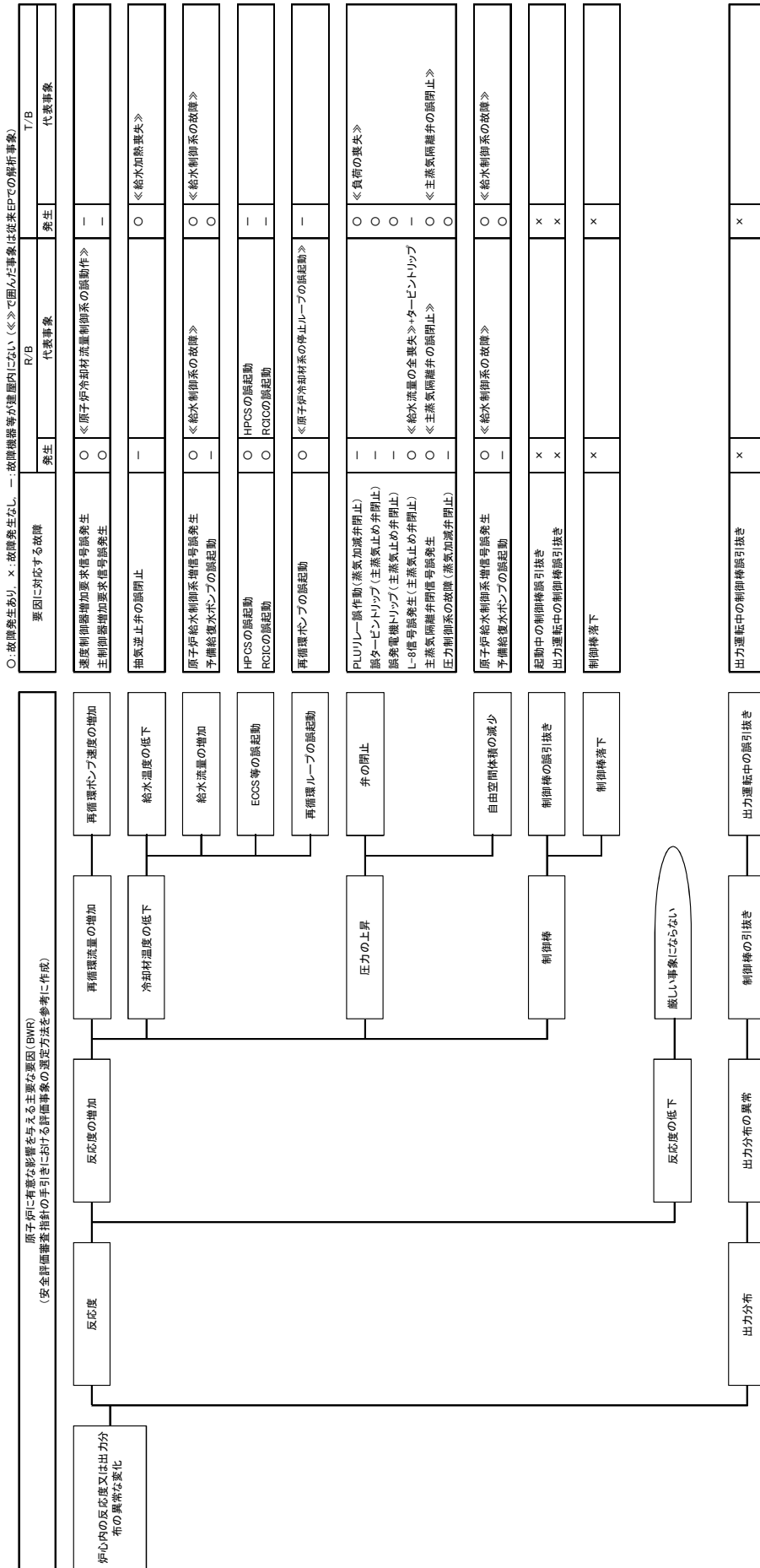


図 1.2 外乱分析図 (1/3)

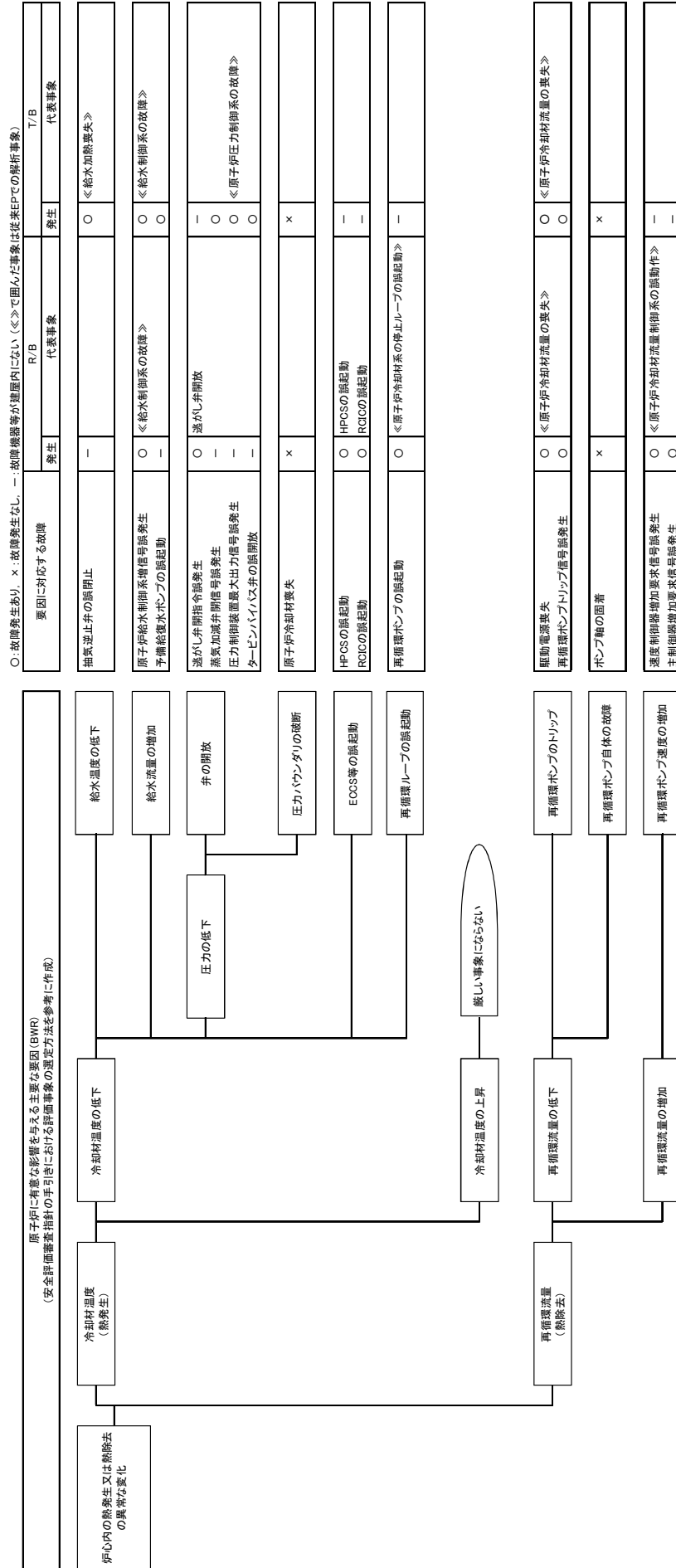


図 1.2 外乱分析図 (2/3)

○:故障発生あり, x:故障発生なし, -:故障機器等が履歴内にない(《>》で囲んだ事象は従来EPでの解析事象)

原因に対応する故障		R/B	T/B
発生	代表事象	発生	代表事象
PLUリレー動作(蒸気加速弁閉止) 蒸タービントリップ(主蒸気止め弁閉止) 蒸気減速トリップ(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(蒸気加速弁閉止)	《負荷の喪失》 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○		
原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給水ポンプの誤起動	《給水制御系の故障》 ○ ○		
逃がし弁閉指令誤発生 蒸気加速弁閉信号誤発生 圧力制御装置蔵本出力信号誤発生 タービンハイス弁の誤開放	○ 逃がし弁開放 ○ ○ ○		《原子炉圧力制御系の故障》
原子炉冷却材喪失	x	x	
原子炉給水ポンプのトリップ L-8信号誤発生 原子炉給水制御系減信号誤発生 復水ポンプのトリップ	○ ○ ○ ○		《給水流量の全喪失》
逃がし弁閉指令誤発生 蒸気加速弁閉信号誤発生 圧力制御装置蔵本出力信号誤発生 タービンハイス弁の誤開放	○ 逃がし弁開放 ○ ○ ○		《原子炉圧力制御系の故障》
原子炉冷却材喪失	x	x	
原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給水ポンプの誤起動	○ ○		《給水制御系の故障》
HPGSの誤起動 ROICの誤起動	○ ○		○ -

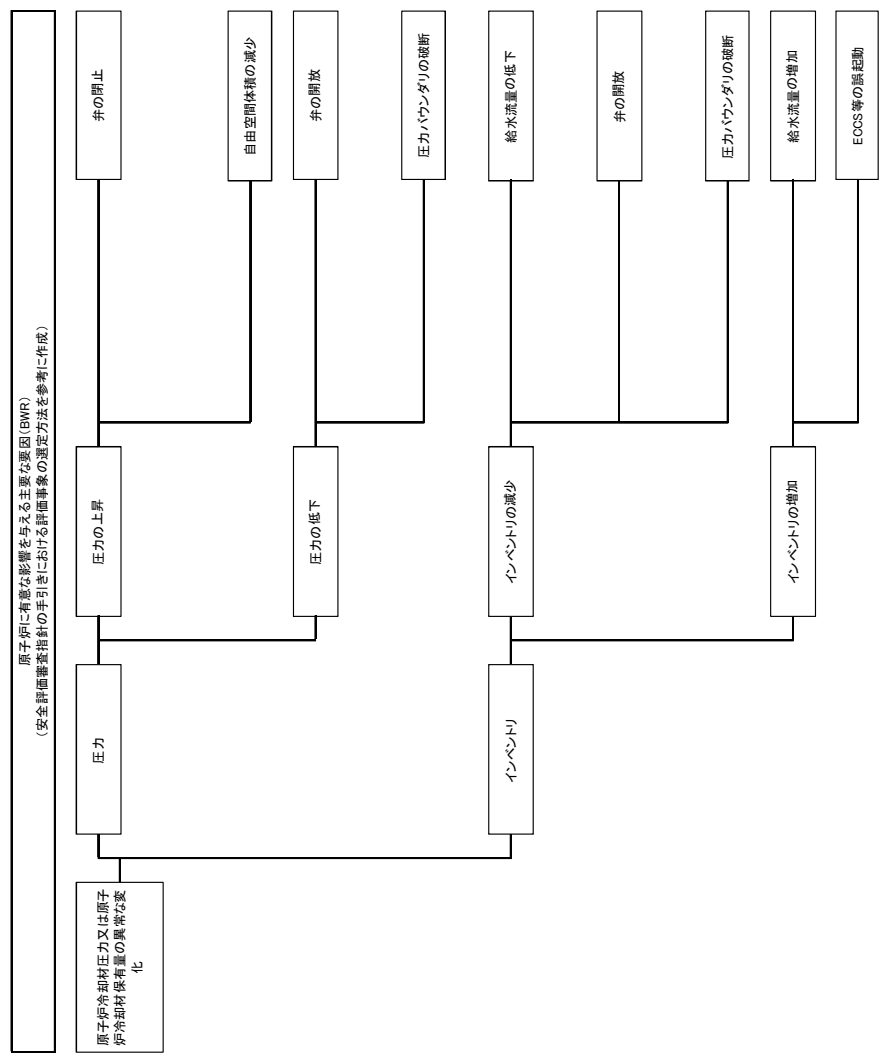


図 1.2 外乱分析図 (3/3)  
回答(2)-6

(3) 抽出された事象

R/B 及び T/B 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、重畳を考慮すべき事象を判別した結果を表 1.1 及び表 1.2 に示す。

表 1.1 R/B 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*
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
原子炉冷却材流量の喪失	—	①
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—
給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
逃がし弁開放	—	②
給水制御系の故障（流量減少）	—	③
給水制御系の故障（流量増加）	考慮	—
HPCS の誤起動	—	②（上部プレナムへの注水）
RCIC の誤起動	考慮	—

表 1.2 T/B 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*
給水加熱喪失	考慮	—
原子炉冷却材流量の喪失	—	①
負荷の喪失	考慮	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
原子炉圧力制御系の故障	—	②
給水流量の全喪失	—	③
給水制御系の故障（流量増加）	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 では再循環ポンプの慣性が大きく、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、重畳しても結果は厳しくならない。
- ② 圧力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。
- ③ 出力低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。

#### (4) 抽出事象に対する重畳の分析結果

##### a. R/Bにおける代表事象の重畳

「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(流量増加)」はいずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。

「給水制御系の故障(流量増加)」と「主蒸気隔離弁の誤閉止」を比較すると、「給水制御系の故障(流量増加)」の方が弁の閉止速度が速いため、厳しい結果となる。また、「給水制御系の故障(流量増加)」と「給水流量の全喪失+タービントリップ」を比較すると「給水制御系の故障(流量増加)」の方が弁閉止時の出力が高くなるため厳しい結果となる。

これらの事象のうち、「給水制御系の故障(流量増加)」が最もスクラム信号発生が遅い事象であるため、「主蒸気隔離弁の誤閉止」と「給水流量の全喪失+タービントリップ」とは組み合わせない方が結果を厳しくする。

「給水制御系の故障(流量増加)」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると、「給水制御系の故障(流量増加)」の方が厳しい結果となる。また、「給水制御系の故障(流量増加)」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」が重畳した場合、炉心流量の増加による出力上昇に伴い、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、「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」とほぼ同様の事象になるため、組み合わせない方が結果を厳しくする。

「RCICの誤起動」による注水流量の増加分は定格給水流量に対して約2%程度であり、「給水制御系の故障(流量増加)」による外乱としての増加分である約36%と比べると、注入量が小さいため、結果に大きな影響はない。

以上より、R/Bにおける内部溢水により発生する可能性のある事象の評価事象として、「給水制御系の故障(流量増加)」を評価する。

##### b. T/Bにおける代表事象の重畳

「負荷の喪失」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」、「給水制御系の故障(流量増加)」はいずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。

「給水制御系の故障(流量増加)」と「主蒸気隔離弁の誤閉止」を比較すると、「給水制御系の故障(流量増加)」の方が厳しい結果となる。また、「給水制御系の故障(流量増加)」と「負荷の喪失」を比較すると、タービンバイパス弁の不作動を仮定した場合、「給水制御系の故障(流量増加)」の方が弁閉止時の出力が高くなるため厳しい結果となる。

これらの事象のうち、「給水制御系の故障(流量増加)」が最もスクラム信号発生が遅い事象であるため、「負荷の喪失」と「主蒸気隔離弁の誤閉止」とは組み合わせない方が結果を厳しくする。

「給水制御系の故障(流量増加)」と「給水加熱喪失」は事象開始時に同時に発生すると、「給水制御系の故障(流量増加)」が単独で発生した場合よりは出力が高い状態でタービントリップに至ると考えられる。

以上から、T/Bにおける内部溢水により発生する可能性のある事象の評価事象として、「給水制御系の故障（流量増加）」と「給水加熱喪失」の重畳事象を評価する。

## 2. 解析コード及び解析条件

### (1) 使用する解析コード

解析に当たっては、表 2.1 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。

表 2.1 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 ・原子炉圧力 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

### (2) 解析条件

#### a. 喪失を仮定する緩和機能

R/B 又は T/B 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表 2.2 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、T/B における内部溢水に起因し機能喪失すると仮定する。

表 2.2 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	R/B 内で内部溢水	T/B 内で内部溢水
再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—
タービンバイパス弁	—	喪失を仮定
タービン系 RPS	—	喪失を仮定

## b. 単一故障

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、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、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表 2.3 に示す。

表 2.3 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影響はない。
炉心冷却機能	・内部溢水により 1 区分、単一故障により更に 1 区分の炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの区分により炉心冷却が可能であるため解析には影響しない
放射能閉じ込め機能	・評価事象において燃料は破損しない。

## c. 主要な解析条件

プラントの初期状態などを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。主な解析条件を表 2.4 に示す。

表 2.4 主な解析条件

項目	解析条件
原子炉熱出力	2,540 MW
炉心入口流量	$30.3 \times 10^3$ 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

## 3. 判断基準

内部溢水を起因として発生する可能性のあ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する。

## 4. 解析結果

R/B 及び T/B での事象、それぞれの結果について事象推移のフローチャート (図 4.1, 図 4.2), 解析結果を表 4.1, 図 4.3~図 4.10 に示す。

### (1) R/B での内部溢水に起因する事象

#### a. 給水制御系の故障

##### (a) 原子炉停止状態

給水流量の増加による炉心入口サブクールの増加によってボイドが減少し、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。主蒸気止め弁の閉止により、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、高圧炉心スプレイ系等により注水は維持される。また、原子炉圧力はタービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに上昇するが、逃がし安全弁(安全弁機能)の作動により抑制が可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(2) T/Bでの内部溢水に起因する事象

b. 給水加熱喪失+給水制御系の故障

(a) 原子炉停止状態

給水流量の増加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ボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。また、給水流量の増加により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が、タービン系RPSの機能喪失を仮定するため、この時点ではスクラムしない。主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、炉心内のボイドの減少により原子炉出力が上昇するため、中性子束高信号が発生し、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、高圧炉心スプレイ系等により注水は維持される。また、原子炉圧力はタービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに上昇するが、逃がし安全弁(安全弁機能)の作動により抑制が可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心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可能性のあ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。

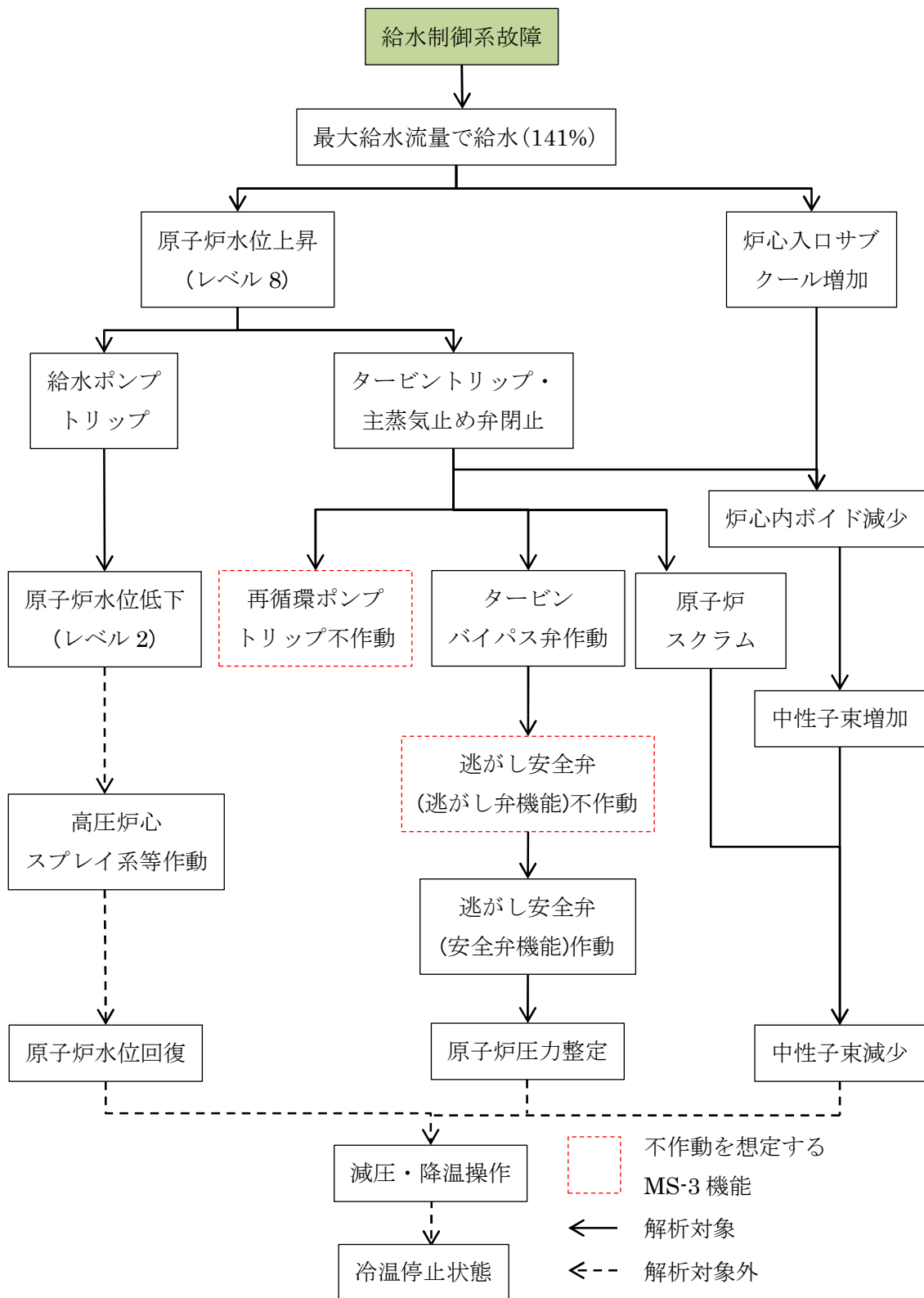


図 4.1 R/B における事象推移のフローチャート

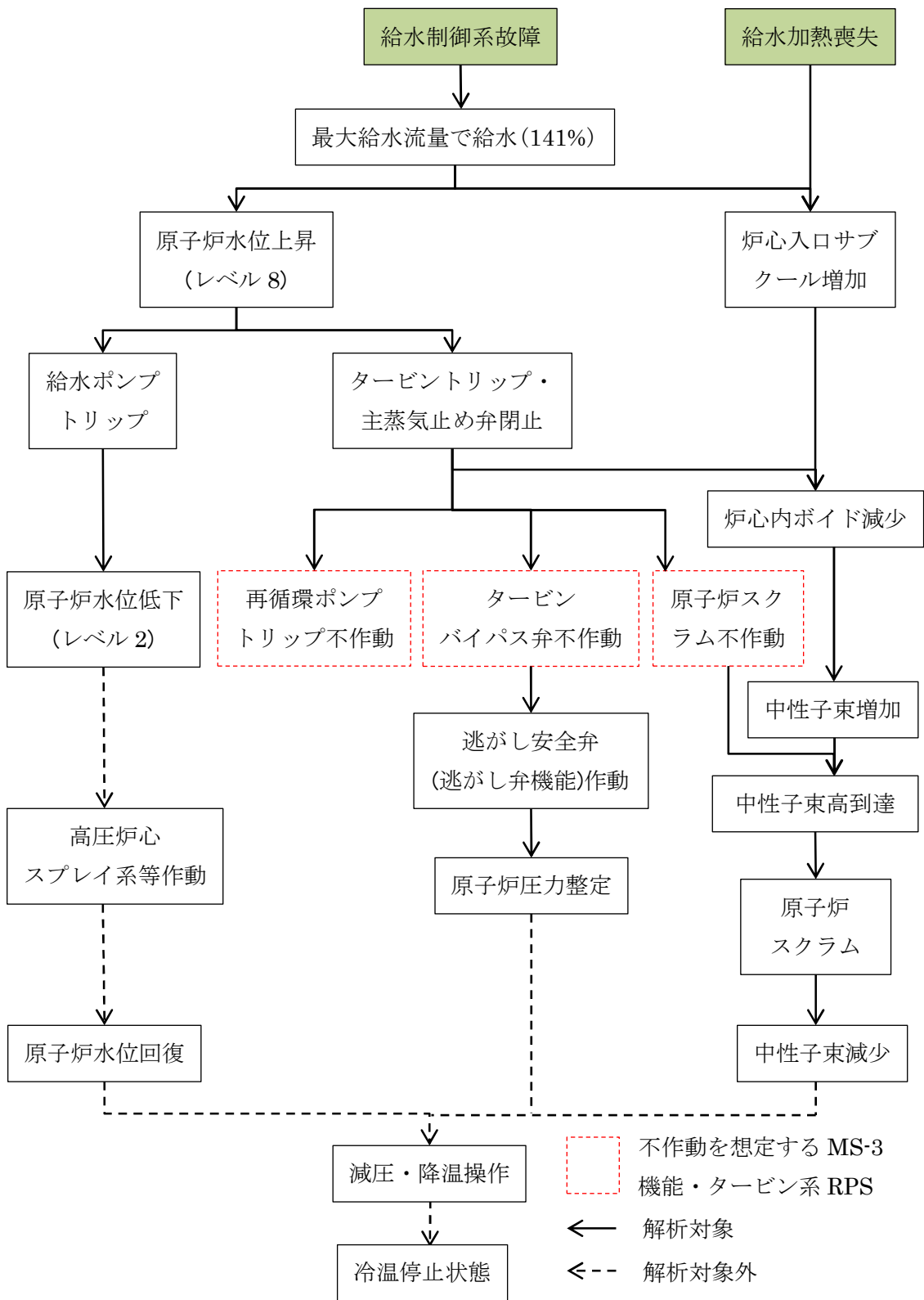


図 4.2 T/B における事象推移のフローチャート

表 4.1 R/B, T/B における内部溢水発生時の解析結果

項目	単位	R/B での事象 給水制御系の故障	T/B での事象 給水加熱喪失 + 給水制御系の故障	判断の 目安
不作動を仮定 する緩和機能		RPT 逃がし弁	RPT バイパス弁 タービン系 RPS	
中性子束	%	146	369	—
燃料被覆管温度 ピーク値	℃	沸騰遷移しない	615	1,200 以下
原子炉冷却材圧 力バウンダリ 圧力ピーク値	MPa [gage]	8.29	8.38	10.34 以下

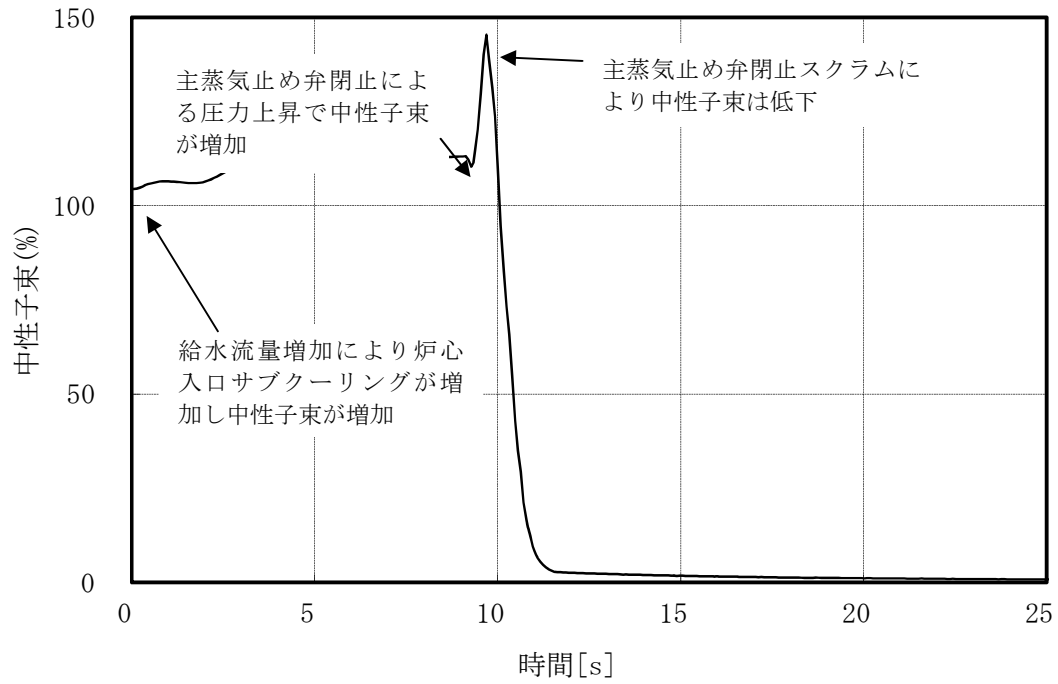


図 4.3 R/B における内部溢水による事象変化 (中性子束)

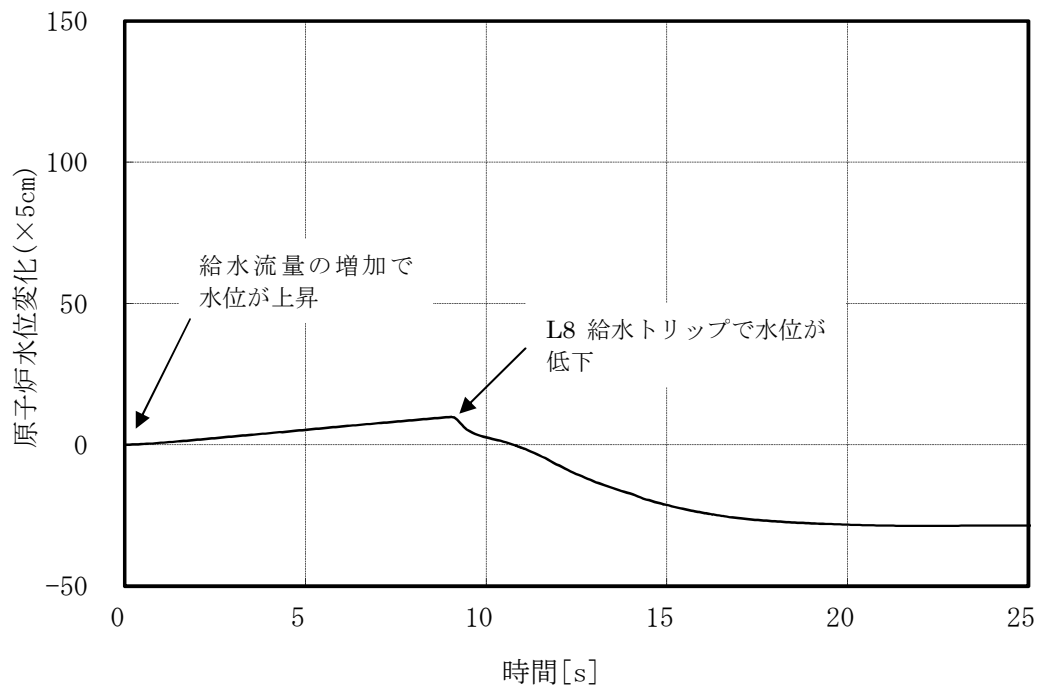


図 4.4 R/B における内部溢水による事象変化 (原子炉水位)

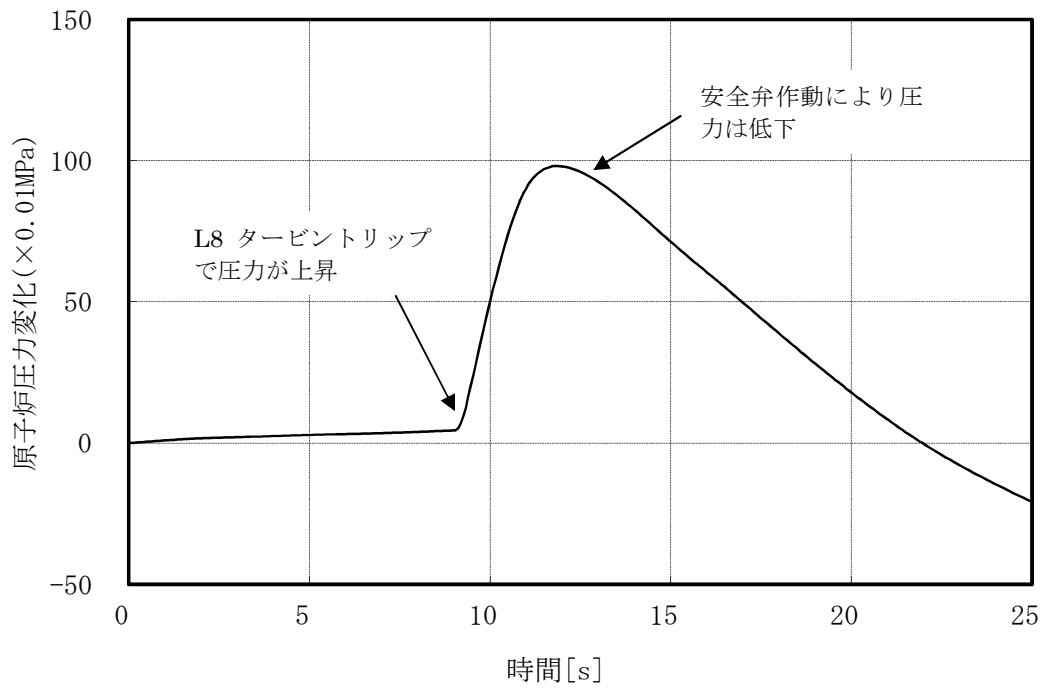


図 4.5 R/B における内部溢水による事象変化 (原子炉圧力)

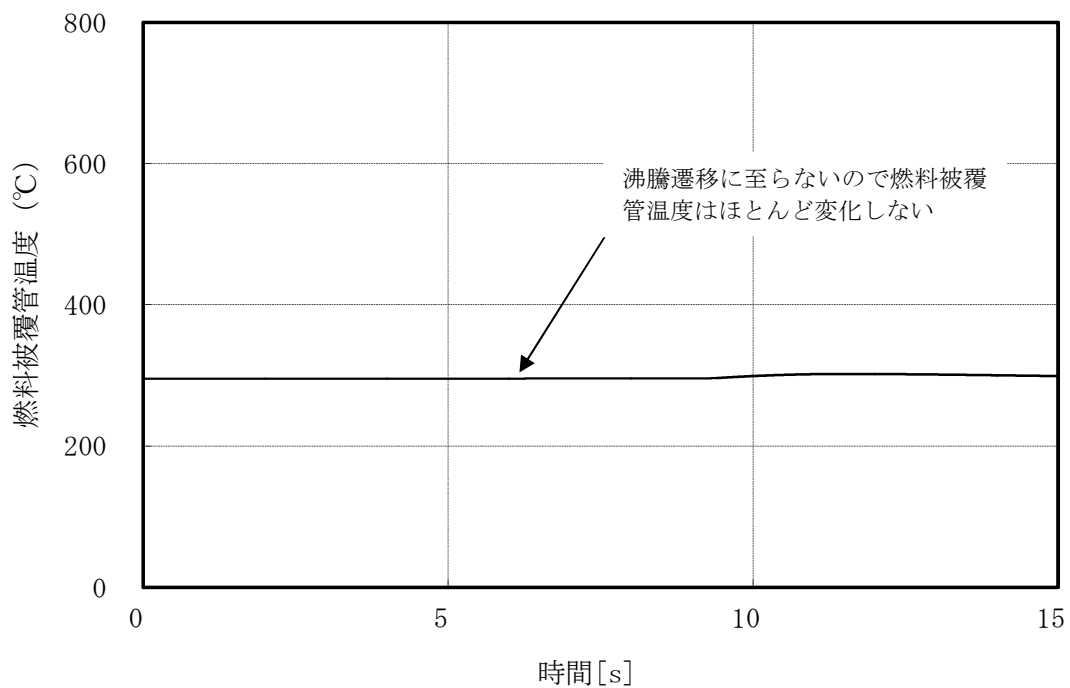


図 4.6 R/B における内部溢水による事象変化 (燃料被覆管温度)

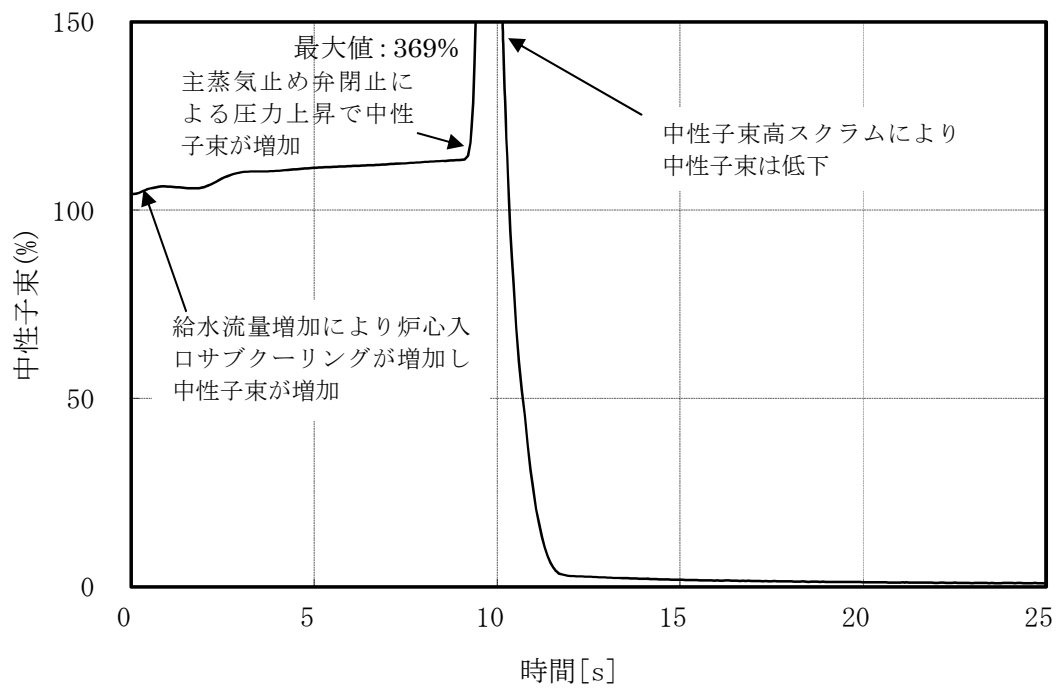


図 4.7 T/B における内部溢水による事象変化（中性子束）

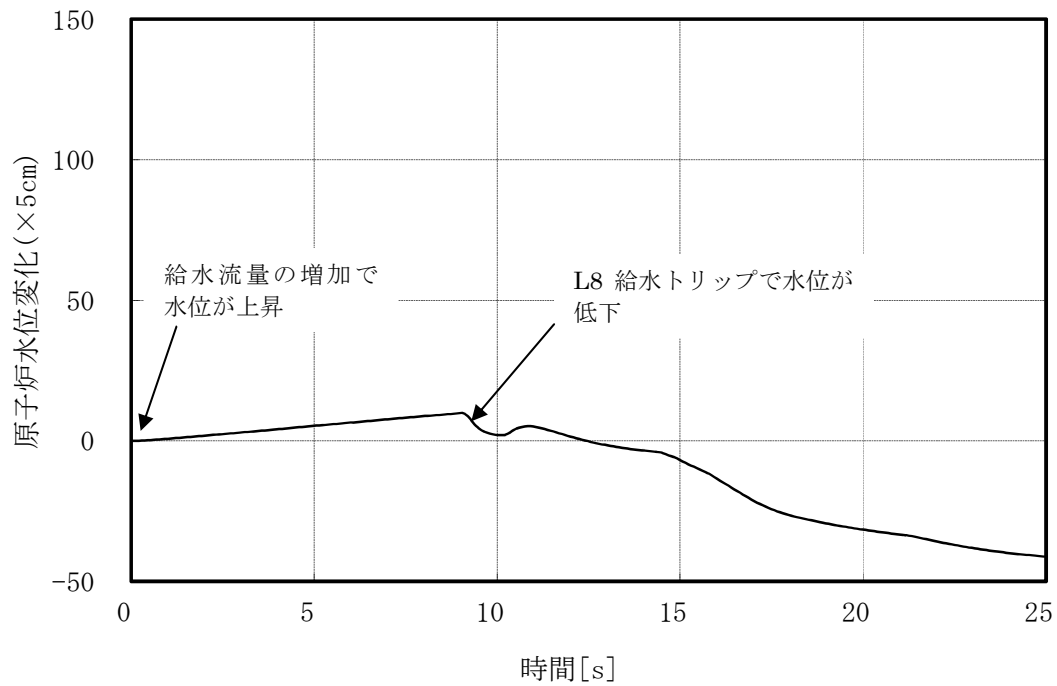


図 4.8 T/B における内部溢水による事象変化（原子炉水位）

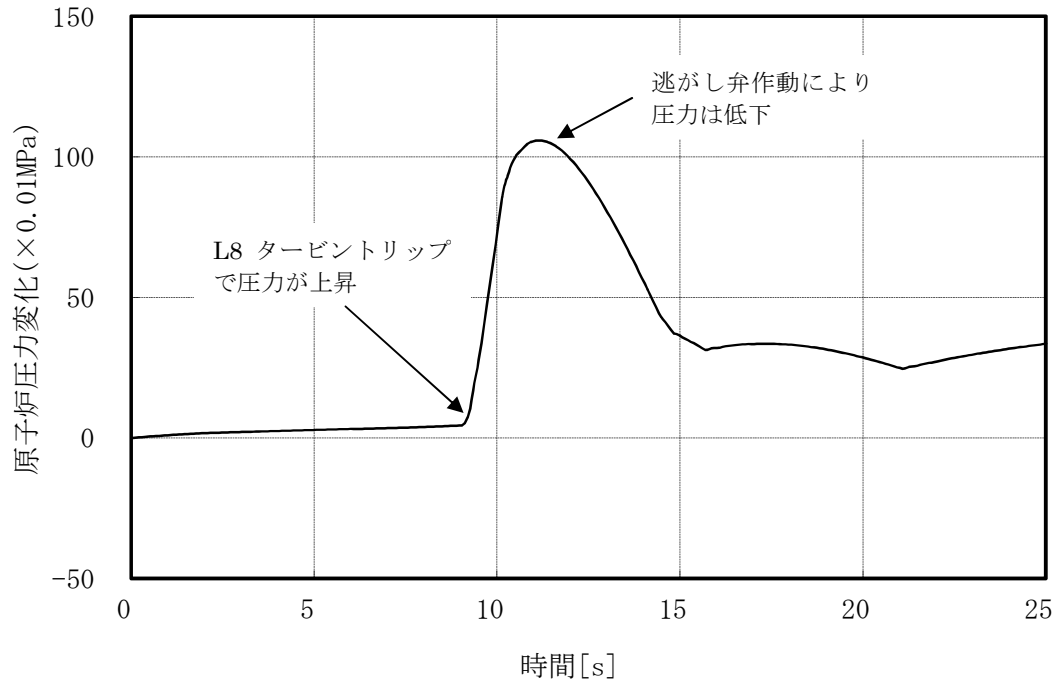


図 4.9 T/B における内部溢水による事象変化 (原子炉圧力)

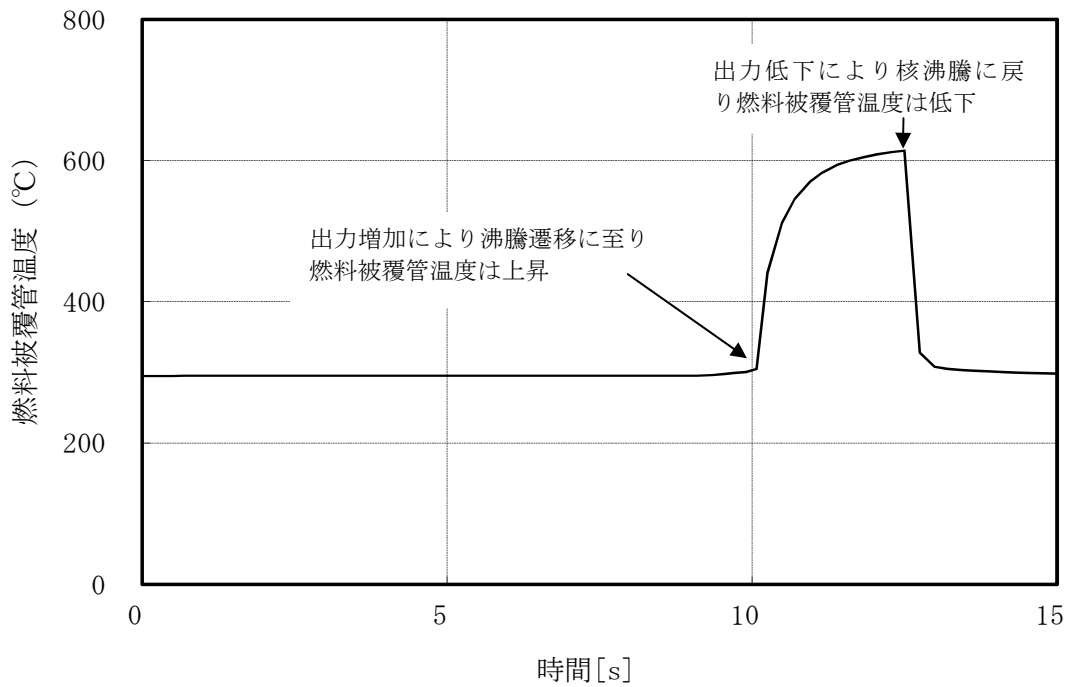


図 4.10 T/B における内部溢水による事象変化 (燃料被覆管温度)



【指摘事項：152-4】

各安全上重要な機器について、内部溢水に対する多様性や多重性の判断する際のプロセスを説明すること。

【指摘事項：154-7】

安全上重要な機器については多重性又は多様性及び独立性が求められ、同時に機能喪失してはならない事が許可基準要求である。該当溢水によって作動が要求されないの  
で安全上重要な機器について溢水でも壊れないことを説明すること。

1. 回答

補足説明資料 25「内部溢水影響評価における判定表」に基づき、安全施設がその安全機能を喪失しないことを確認している。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 25「内部溢水影響評価における判定表」

## 内部溢水影響評価における判定表

### 1. はじめに

本資料は、内部溢水影響評価における防護対象設備がその安全機能を喪失しないことを確認するために用いた判定表についてまとめたものである。

### 2. 安全機能整理表

添付資料4「重要度の特に高い安全機能を有する系統及び使用済燃料プールの冷却・給水機能を有する系統」に基づき、内部溢水影響評価における要求事項を表1～5の安全機能整理表に整理した。

内部溢水影響評価の判定としては、3項から13項の判定基準により、防護対象設備の機能が維持されていることを確認した。

表 1 安全機能整理表(1/5)

原子炉施設			
緊急停止機能		未臨界維持機能 (HCU 又は SLC)	
○		○	
水圧制御ユニット		ほう酸水注入系	
○		○	
A 系 (Ⅰ系)	B 系 (Ⅱ系)	A 系	B 系
○	○	○	○

3. 緊急停止機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能が維持されていること。

4. 未臨界維持機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能またはほう酸水注入系の機能が維持されていること。

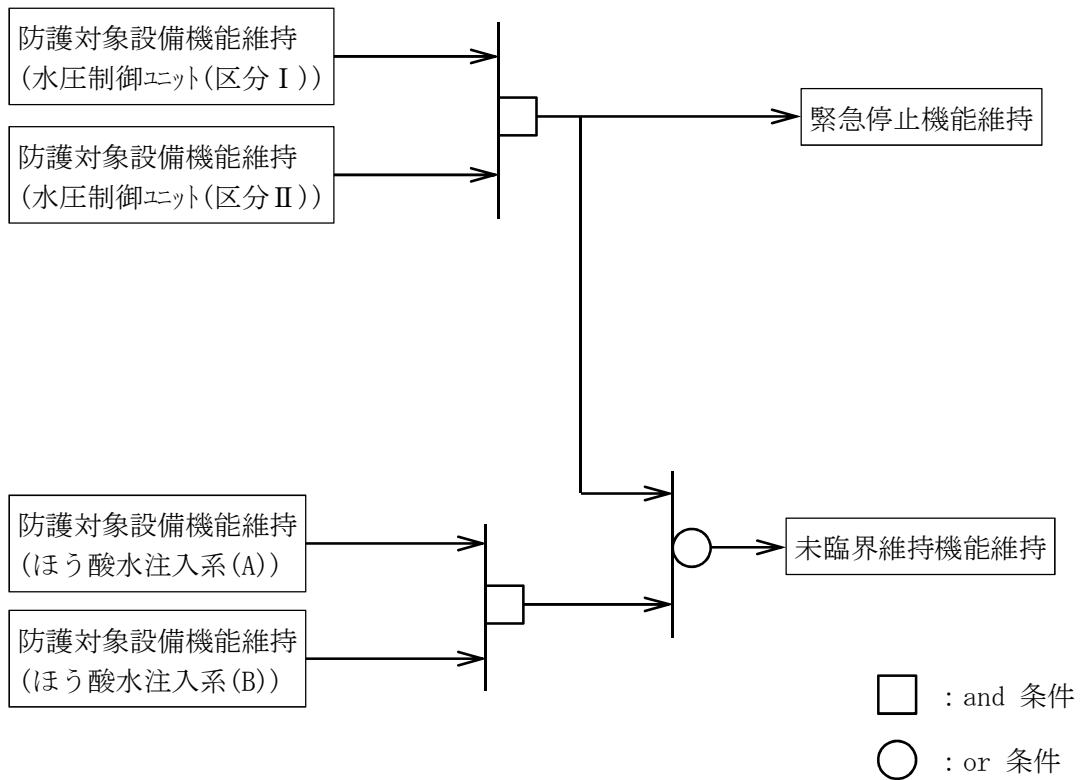


表2 安全機能整理表(2/5)

原子炉施設						
高温停止機能 (2 区分以上)						
○						
区分Ⅰ ADS (A) and {RHR (A) or LPCS}			区分Ⅱ ADS (B) and {RHR (B) or RHR (C)}			区分Ⅲ HPCS
○			○			○
自動減圧系	残留熱除去系	低圧炉心スプレイ系	自動減圧系	残留熱除去系		高圧炉心スプレイ系
A系	A系	A系	B系	B系	C系	H系
○	○	○	○	○	○	○

5. 高温停止機能

【判定基準】

区分Ⅰ～Ⅲの高温停止機能のうち2区分以上の機能が維持されていること。

(区分Ⅰ)

自動減圧系(A)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系(低圧注水モード)(A)または低圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

(区分Ⅱ)

自動減圧系(B)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系(低圧注水モード)(B)または(C)の機能が維持されていること。

(区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

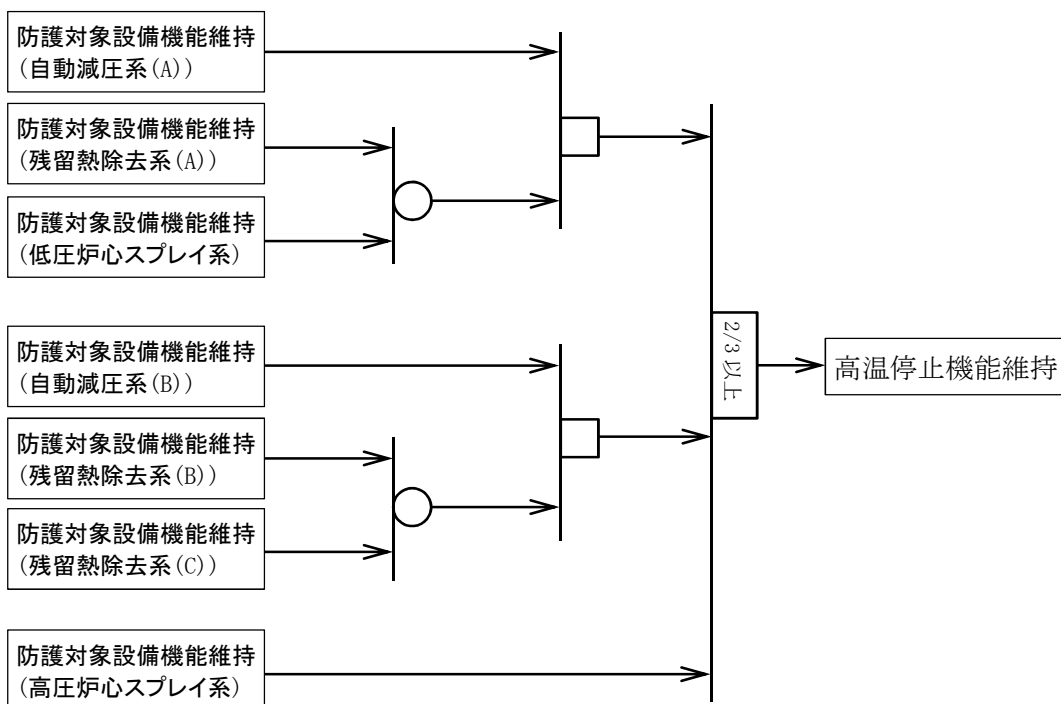


表3 安全機能整理表(3/5)

原子炉施設						
原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			低温停止機能	
○		○			○	
原子炉隔離時冷却系	高压炉心スプレイ系	逃がし安全弁	自動減圧系		残留熱除去系	
○	○	○	○		○	
-	H系	-	A系	B系	A系	B系
○	○	○	○	○	○	○

6. 原子炉隔離時注水機能

【判定基準】

原子炉隔離時冷却系または高压炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

7. 手動逃がし機能

【判定基準】

逃がし安全弁機能または、自動減圧系(A)または(B)の機能が維持されていること。

8. 低温停止機能

【判定基準】

残留熱除去系（停止時冷却モード）(A)または(B)の機能が維持されていること。

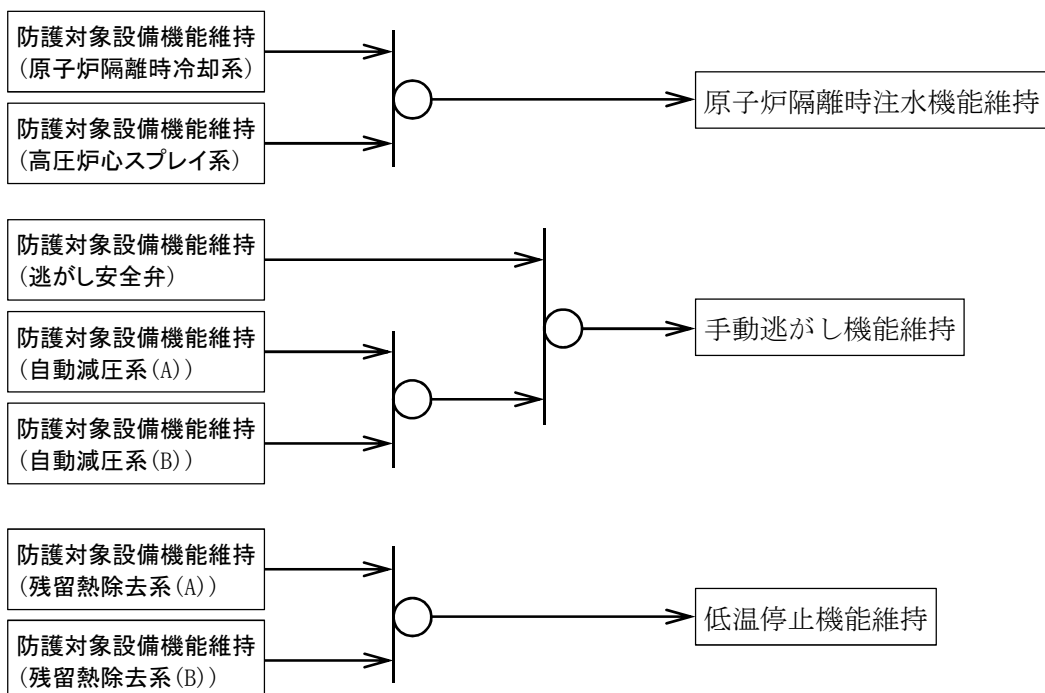


表4 安全機能整理表(4/5)

原子炉施設							
閉じ込め機能						監視機能	
○						○	
隔離弁機能		非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		事故時計装系	
○		○		○		○	
A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系	B系	A系	B系
○	○	○	○	○	○	○	○

9. 閉じ込め機能

【判定基準】

下記に示す全ての機能が維持されていること。

(隔離弁機能)

区分Ⅰまたは区分Ⅱの隔離弁機能が維持されていること。

(非常用ガス処理系)

非常用ガス処理系(A)または(B)の機能が維持されていること。

(可燃性ガス濃度制御系)

可燃性ガス濃度制御系(A)または(B)の機能が維持されていること。

10. 監視機能

【判定基準】

A系またはB系の事故時計装系の機能が維持されていること。

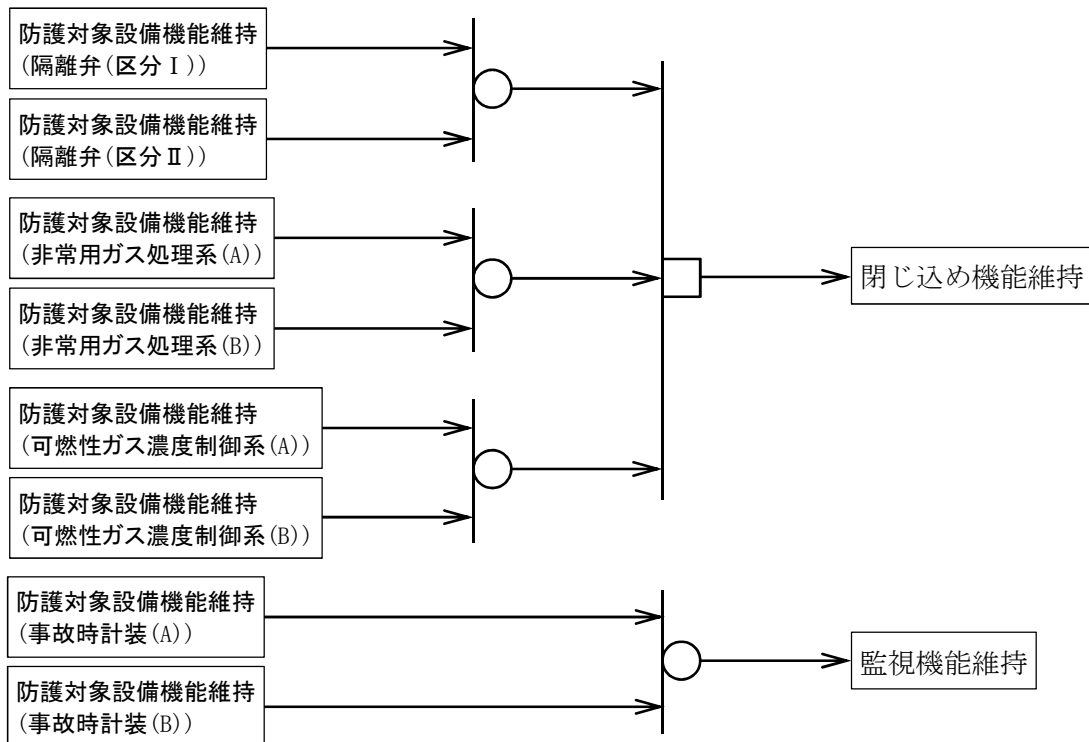


表5 安全機能整理表(5/5)

使用済み燃料プール								中央制御室	
冷却機能				給水機能					
○				○				○	
燃料プール 冷却浄化系		残留熱除去系		燃料プール 補給水系		残留熱除去系		中央制御室 換気空調系	
○		○		○		○		○	
A系	B系	A系	B系	-	A系	B系	A系	B系	
○	○	○	○	○	○	○	○	○	

11. 使用済燃料プールの冷却機能

【判定基準】

燃料プール冷却浄化系(A)または(B), または残留熱除去系(FPCモード)(A)または(B)の機能が維持されていること。

12. 使用済燃料プールの給水機能

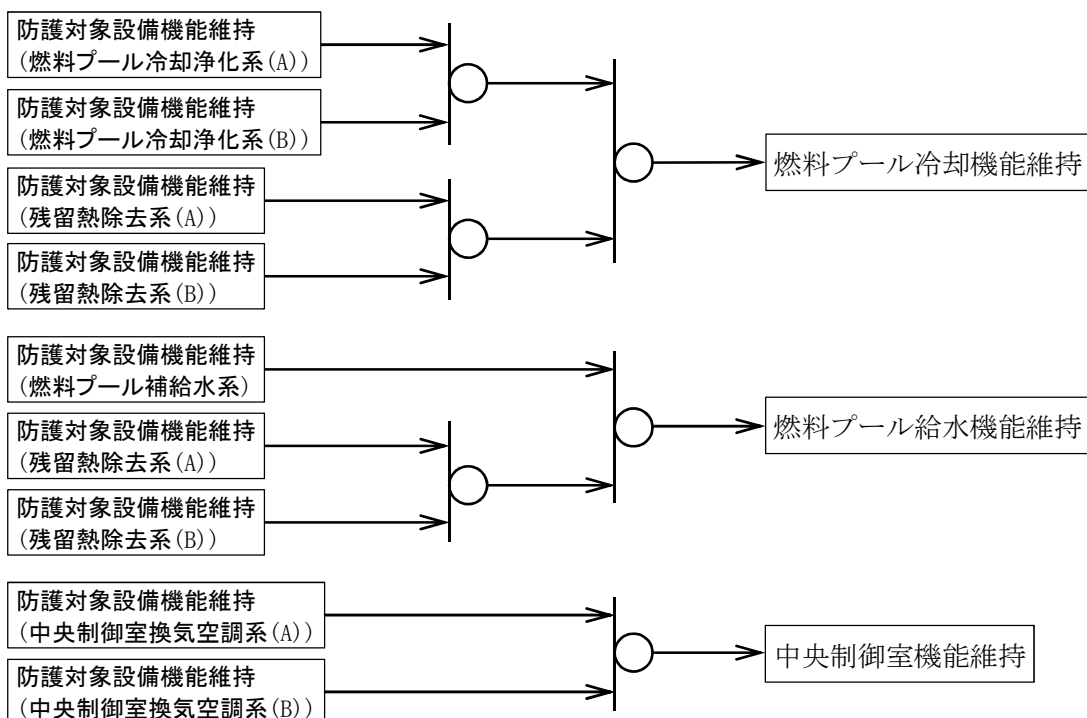
【判定基準】

燃料プール補給水系, または残留熱除去系(FPCモード)(A)または(B)の機能が維持されていること。

13. 中央制御室

【判定基準】

中央制御室換気空調系(A)または(B)の機能が維持されていること。



【指摘事項：152-5】

フェイルセーフ機能（フェイルオープン，フェイルクローズ）が，内部溢水に対して喪失しないことを説明すること。

1. 回答

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備について，その機能が内部溢水により喪失しないことを，補足説明資料 26「フェイルセーフ設計設備の構造について」に示す。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 26「フェイルセーフ設計設備の構造について」



## フェイルセーフ設計設備の構造について

## 1. はじめに

本資料は、フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備について、その機能が内部溢水により喪失しないことをまとめたものである。

## 2. フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備を表1に示す。これらは空気作動のもの（A0）と電磁石によるもの（S0）に分類される。次項以降でそれぞれその構造を示す。

表1 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備

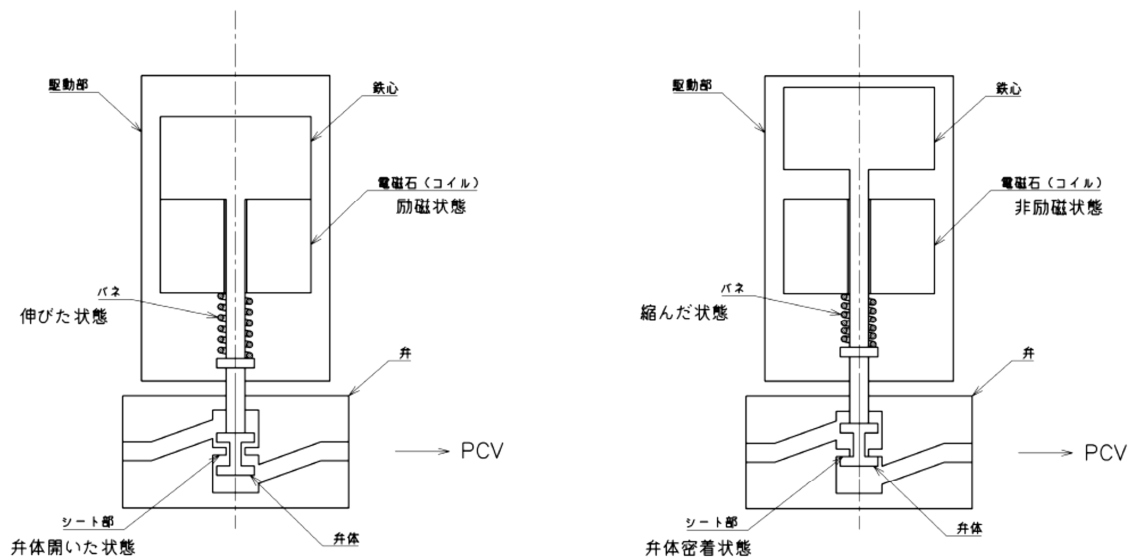
系統	機器番号	設備	分類
AC	T48-F001	パージ用空気供給側隔離弁	A0
AC	T48-F002	D/Wパージ用入口隔離弁	A0
AC	T48-F003	S/Cパージ用入口隔離弁	A0
AC	T48-F005A	格納容器外真空逃がし隔離弁(A)	A0
AC	T48-F005B	格納容器外真空逃がし隔離弁(B)	A0
AC	T48-F010	補給用窒素ガス供給側第二隔離弁	A0
AC	T48-F011	D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	A0
AC	T48-F012	S/C補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	A0
AC	T48-F016	パージ用窒素ガス供給側第二隔離弁	A0
AC	T48-F019	D/Wベント用出口隔離弁	A0
AC	T48-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	A0
AC	T48-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	A0
AC	T48-F022	S/Cベント用出口隔離弁	A0
AC	T48-F023	D/Wベント用出口隔離弁バypass弁	A0
AC	T48-F024	S/Cベント用出口隔離弁バypass弁	A0
AC	T48-S0-F042A	真空破壊弁(A)計装用空気配管隔離弁	S0
AC	T48-S0-F042B	真空破壊弁(B)計装用空気配管隔離弁	S0
AC	T48-S0-F042C	真空破壊弁(C)計装用空気配管隔離弁	S0
AC	T48-S0-F042D	真空破壊弁(D)計装用空気配管隔離弁	S0
AC	T48-S0-F042E	真空破壊弁(E)計装用空気配管隔離弁	S0
AC	T48-S0-F042F	真空破壊弁(F)計装用空気配管隔離弁	S0

系統	機器番号	設備	分類
AC	T48-S0-F708	LS015 D/W 冠水水位計装配管(H)側隔離弁	SO
AC	T48-S0-F710	LS015 D/W 冠水水位計装配管(L)側隔離弁	SO
AC	T48-S0-F721	露点サンプリング入口第一隔離弁	SO
AC	T48-S0-F722	露点サンプリング入口第二隔離弁	SO
AC	T48-S0-F723	露点サンプリング戻り第二隔離弁	SO
AC	T48-S0-F724	露点サンプリング戻り第一隔離弁	SO
AC	T48-S0-F727	漏えい検出系放射線モニタ入口第一隔離弁	SO
AC	T48-S0-F728	漏えい検出系放射線モニタ入口第二隔離弁	SO
AC	T48-S0-F729	漏えい検出系放射線モニタ戻り第二隔離弁	SO
AC	T48-S0-F730	漏えい検出系放射線モニタ戻り第一隔離弁	SO
AC	T48-S0-F733	格納容器内雰囲気モニタ系(A)D/W サンプル入口隔離弁	SO
AC	T48-S0-F734	格納容器内雰囲気モニタ系(A)D/W サンプル戻り隔離弁	SO
AC	T48-S0-F737	格納容器内雰囲気モニタ系(B)D/W サンプル入口隔離弁	SO
AC	T48-S0-F738	格納容器内雰囲気モニタ系(B)D/W サンプル戻り隔離弁	SO
AC	T48-S0-F741	格納容器内雰囲気モニタ系(A)S/C サンプル入口隔離弁	SO
AC	T48-S0-F742	格納容器内雰囲気モニタ系(A)S/C サンプル戻り隔離弁	SO
AC	T48-S0-F744	格納容器内雰囲気モニタ系(A)ドレン隔離弁	SO
AC	T48-S0-F747	格納容器内雰囲気モニタ系(B)S/C サンプル入口隔離弁	SO
AC	T48-S0-F748	格納容器内雰囲気モニタ系(B)S/C サンプル戻り隔離弁	SO
AC	T48-S0-F750	格納容器内雰囲気モニタ系(B)ドレン隔離弁	SO
AC	T48-S0-F772	T48-LS025 D/W 水位計装配管(L)側隔離弁	SO
AC	T48-S0-F774	T48-LS025 D/W 水位計装配管(H)側隔離弁	SO
CRD	C12-D001-126	スクラム入口弁	AO
CRD	C12-D001-139	スクラムハット弁	SO
FDW	B21-F052A	FDW 第二隔離弁(A)	AO
FDW	B21-F052B	FDW 第二隔離弁(B)	AO
HECW	P25-F007A	中央制御室給気冷却コイル(A)温度調節弁	AO
HECW	P25-F007B	中央制御室給気冷却コイル(B)温度調節弁	AO
HECW	P25-F018A	計測制御電源(A)室給気冷却コイル温度調節弁	AO
HECW	P25-F018B	計測制御電源(B)室給気冷却コイル温度調節弁	AO
HECW	P25-F024A	原子炉補機(A)室給気冷却コイル温度調節弁	AO
HECW	P25-F024B	原子炉補機(B)室給気冷却コイル温度調節弁	AO

系統	機器番号	設備	分類
HVAC	V10-D201A	CAMS (A) 室非常用給気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-D201B	CAMS (B) 室非常用給気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-D202A	CAMS (A) 室非常用排気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-D202B	CAMS (B) 室非常用排気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-D203	DC-MCC 2A 室非常用給気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-D204	DC-MCC 2A 室非常用排気隔離ダンプ	AO
HVAC	V10-F001A	R/A 給気隔離弁 (A)	AO
HVAC	V10-F001B	R/A 給気隔離弁 (B)	AO
HVAC	V10-F002A	R/A 排気隔離弁 (A)	AO
HVAC	V10-F002B	R/A 排気隔離弁 (B)	AO
HVAC	V10-F522A	原子炉棟給気隔離弁 (A) 用アキュムレータ (電磁弁)	SO
HVAC	V10-F522B	原子炉棟給気隔離弁 (B) 用アキュムレータ (電磁弁)	SO
HVAC	V10-F530A	原子炉棟排気隔離弁 (A) 用アキュムレータ (電磁弁)	SO
HVAC	V10-F530B	原子炉棟排気隔離弁 (B) 用アキュムレータ (電磁弁)	SO
MS	B21-F003A	主蒸気第二隔離弁 (A)	AO
MS	B21-F003B	主蒸気第二隔離弁 (B)	AO
MS	B21-F003C	主蒸気第二隔離弁 (C)	AO
MS	B21-F003D	主蒸気第二隔離弁 (D)	AO
PLR	B32-F014	PLR サンプ ライン第二隔離弁	AO
RCW	P42-F006A	RCW 冷却水供給温度熱交換器 (A) 側調節弁	AO
RCW	P42-F006B	RCW 冷却水供給温度熱交換器 (B) 側調節弁	AO
RCW	P42-F010A	RCW 冷却水供給温度ポンプ (A) 側調節弁	AO
RCW	P42-F010B	RCW 冷却水供給温度ポンプ (B) 側調節弁	AO
RCW	P42-F089A	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (A)	AO
RCW	P42-F089B	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (B)	AO
RCW	P42-F089C	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (C)	AO
RCW	P42-F089D	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (D)	AO
SGTS	T46-F001A	非常用ガス処理系入口弁 (A)	AO
SGTS	T46-F001B	非常用ガス処理系入口弁 (B)	AO
TIP	C51-F083	TIP パージ隔離弁	SO

### 3. 電磁弁 (SO) への影響

代表例としてT I Pパーズ隔離弁の動作概要を図1に示す。当該隔離弁を開動作させる場合は電磁石を励磁させる。これにより弁閉状態を維持するばね力に打ち勝って鉄心が電磁石に吸着し、弁開となり、またその状態を保持する。溢水によって当該隔離弁の動作機能が喪失した（電磁石が非励磁になった）場合、ばね力により鉄心は電磁石から離れて弁閉になり、また閉状態が維持される。当該弁に要求される安全機能は閉じ込め機能であることから、溢水により当該弁の動作機能が喪失した場合においても安全機能に影響はない。



#### 弁“開”状態図

電磁石が励磁すると、鉄心が電磁石に吸着し、弁体が押し下げられて、弁体はシート部より離れる。このときバネは伸びられ、常に弁「開」側にバネ力が加わった状態となる。

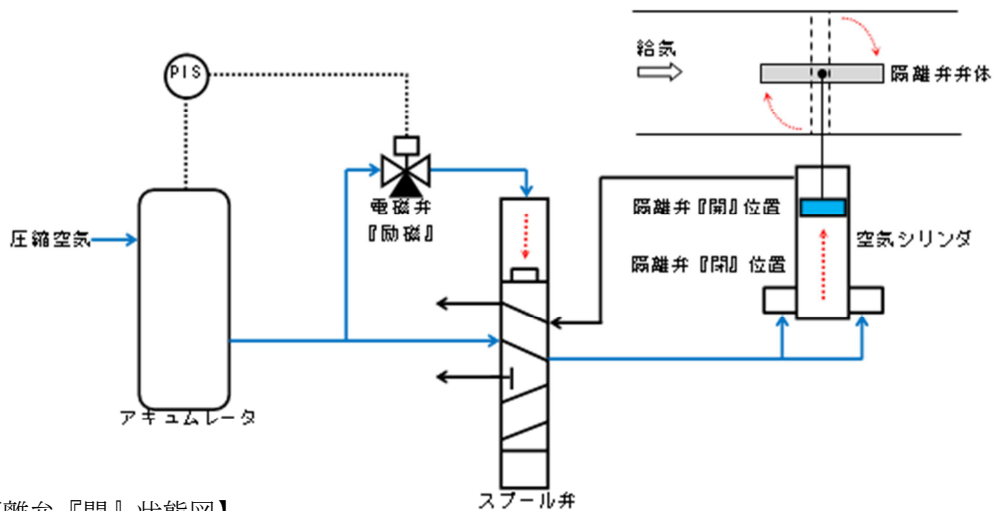
#### 弁“閉”状態図

電磁石が非励磁となると、鉄心は電磁石から釈放され、バネが縮みバネ力にて弁体がシート部に密着する。

図1 T I Pパーズ隔離弁の動作概要図

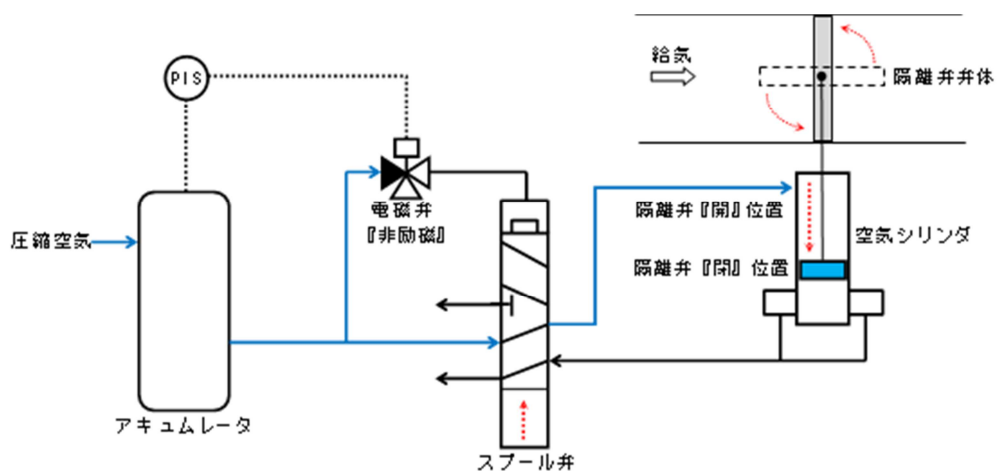
#### 4. 空気作動弁（AO）への影響

代表例として原子炉棟給気隔離弁の動作概要を図2に示す。当該隔離弁を開動作させる場合は、電磁弁を励磁させ、圧縮空気によりスプール弁を動作させる。これにより圧縮空気供給ループの構成が変化して隔離弁開となり、また開状態が保持される。溢水によって当該弁の動作機能が喪失した（電磁弁が非励磁となった）場合、スプール弁は通常位置に復帰する。これにより圧縮空気供給ループが変化し、隔離弁閉となり、また閉状態が維持される。当該弁に要求される安全機能は閉じ込め機能であることから、溢水により当該弁の動作機能が喪失した場合においても安全機能に影響はない。



【隔離弁『開』状態図】

電磁弁が励磁した状態においては、空気シリンダが隔離弁『閉』位置となる側から空気を排出し、隔離弁『開』位置となる側に圧縮空気を供給するよう、スプール弁が空気供給ループを構成することにより隔離弁を『開』させる。



【隔離弁『閉』状態図】

電磁弁が非励磁の状態においては、空気シリンダが隔離弁『閉』位置となる側に圧縮空気を供給し、隔離弁『開』位置となる側から空気を排出するよう、スプール弁が空気供給ループを構成することにより隔離弁を『閉』させる。

図2 原子炉棟給気隔離弁の動作概要図

## 5. 没水によるフェイルセーフ動作への影響

以下に示すとおり、没水によりフェイルセーフ機能への影響はないと考える。

- (1) 基本的には端子箱が没水した時点で電源が遮断され、電磁弁が作動し、弁のフェイル動作が完了する（電源が落ちれば誤作動はしない）。
- (2) 没水により電源が遮断されない場合は遠隔操作が可能である。
- (3) 没水により無励磁の箇所が誤って励磁される事象は考えられない。
- (4) 駆動部が没水状態となったとしても、その時点で空気排出を阻害するほどの水頭圧にならないため、空気排気・弁作動は可能である。  
(例 I A系系統圧：約 0.7MPa⇒水頭約 70m)

【指摘事項：152-7】

防護対象設備の評価対象の除外理由として、図面からの確認だけではなく現場調査も実施していることを示すこと。

1. 回答

補足説明資料 20「内部溢水影響評価における確認内容について」および補足説明資料 27「大気に開放されているタンクの溢水影響評価」に示すとおり、現場調査を実施した上で、溢水の影響を受けないことを確認している。

2. 参照資料

- (1) 補足説明資料 20「内部溢水影響評価における確認内容について」
- (2) 補足説明資料 27「大気に開放されているタンクの溢水影響評価」

## 内部溢水影響評価における確認内容について

## 1. はじめに

本資料は、女川原子力発電所 2 号炉における内部溢水防護に係る評価内容の概要をまとめたものである。

内部溢水防護評価に係る要求事項は以下のとおりである。

## 2. 基準要求

## 【第 9 条】

設置許可基準第 9 条（溢水による損傷の防止等）にて、安全施設は発電用原子炉施設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よう要求されている。また解釈により、「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、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こと、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ことをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。」と規定されている。

また、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061913 号 原子力規制委員会決定）」（以下、「溢水ガイド」という。）の要求事項に基づき、発電用原子炉施設内に設置された機器の破損、消火系統の作動、地震に起因する機器の破損（使用済燃料プールのスロッシングを含む）により発生する溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられていることを確認する。

溢水ガイドに基づき、防護の考え方は以下のとおりである。

- ・ 想定する機器の破損等により生じる溢水に対し、影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。
- ・ 想定される消火水の放水による溢水に対し、影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。
- ・ 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を含む）については、機器の耐震性能を評価するとともに、溢水源とした設備の破損により生じる溢水影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。



### 3. 内部溢水影響評価における確認内容

内部溢水影響評価においては、プラントメーカーへ評価委託を実施するとともに、併せて当社で現場確認、図面、設計資料の確認を実施している。具体的には、溢水影響評価に係る溢水源、溢水経路、防護対象設備の機能喪失高さ等を現場状況も含めて確認している。確認のプロセスを図1に、確認内容を表1に示す。

なお、今後、当社において溢水影響評価に変更を及ぼす恐れのある各種工事ならびに資機材管理についてルール化を実施する。

### 4. 今後の対応

#### (1) 資機材の持込み等に対する管理

溢水評価区画において、資機材の持込み等により評価条件としている滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。

#### (2) 水密扉に対する管理

水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における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予め整備し、的確に実施する。

#### (3) 改造工事による溢水源の追加，変更の対応

改造工事の実施により、溢水源が追加，変更となる場合は、溢水評価への影響確認を行う。

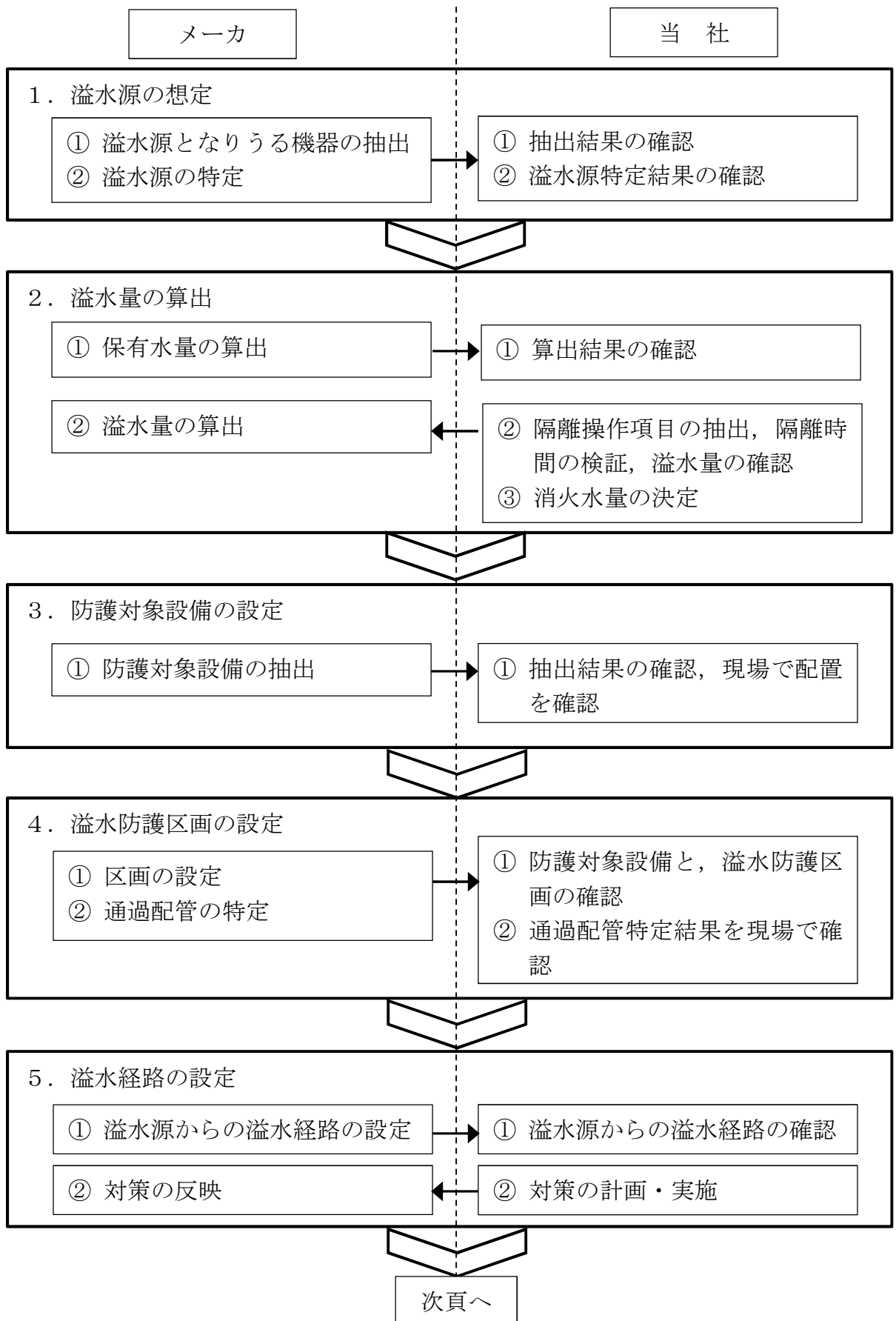


図 1-1 内部溢水影響評価内容の確認プロセスフロー

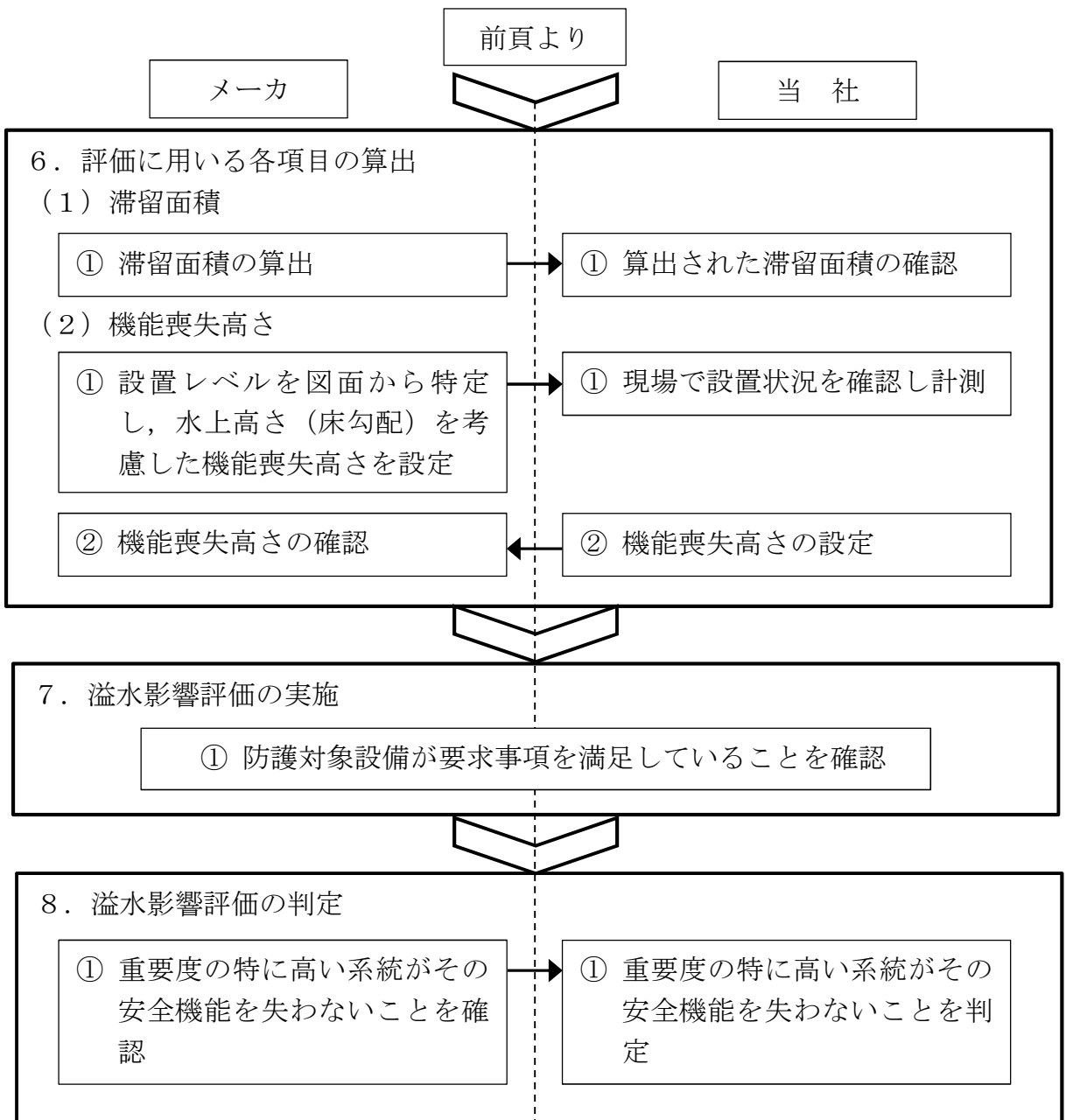


図 1-2 内部溢水影響評価内容の確認プロセスフロー

表 1-1 内部溢水影響評価の具体的な確認内容

	項目	メーカーでの実施内容	当社での実施内容
1	溢水源の想定	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 溢水源となりうる機器を系統図より抽出しリスト化</li> <li>② 想定破損および地震起因による溢水源となりうる機器の強度および耐震評価により溢水源を特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 抽出された溢水源となりうる機器のリストと系統図の確認</li> <li>② 特定された溢水源の確認</li> </ul>
2	溢水量の算出	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 溢水源となる機器について設計図面(機器)及び配管図面より保有水量を算出。</li> <li>② 漏えい検知から隔離操作完了までを80分と設定した場合の溢水量を算出。(手動隔離)</li> <li>③ 漏えいを検知するまでの時間を算出</li> <li>④ 溢水検知から隔離までを自動で実施する場合の溢水量を算出。(自動隔離)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 算出された保有水量の確認</li> <li>② 隔離操作項目を抽出し,必要となる隔離時間を確認(検証)</li> <li>③ 消火栓からの放水試験を実施し,実放水量から消火水量を設定</li> </ul>
3	防護対象設備の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉の高温停止及び低温停止に必要な系統,溢水に起因する原子炉外乱に対処するために必要な系統及び使用済燃料プールの冷却・給水機能に必要な系統について,系統図により防護対象設備を抽出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 系統図において抽出された防護対象設備を確認するとともに現場の配置を確認</li> <li>② 評価対象外とした設備についても,必要に応じ現場の設置状況を確認</li> </ul>
4	溢水防護区画の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 設計図書より,障壁,堰,又はそれらの組み合わせによって,他の区画と分離され,溢水防護の観点から一つの単位と考えられる区画を設定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 防護対象設備と溢水防護区画を確認</li> </ul>
5	溢水経路の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 溢水源からの溢水経路を設定</li> <li>② 必要な対策を反映した溢水経路の設定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 溢水経路に関わる階段入口および防護対象設備が設置されている部屋の入口堰(カーブ高さ)等を現場で計測</li> <li>② 溢水経路を形成するために設置が必要な堰等の検討および設置の計画,実施。</li> </ul>

表 1-2 内部溢水影響評価の具体的な確認内容

	項目	メーカーでの実施内容	当社での実施内容
6	滞留面積の算出	① 床躯体図を用いて躯体寸法（壁，柱等で囲まれた範囲）を読み取り床面積を算出。	① 算出された滞留面積を確認
	機能喪失高さ	① 設置レベルを図面から特定し，水上高さ（床勾配）を考慮した機能喪失高さ（設計値）を設定 ② 現場計測結果の確認	① 現場で設置状況を確認し，水上高さ（床勾配）を考慮した機能喪失高さ（計測値）を計測，設定 ② 機能喪失高さ（設計値）および機能喪失高さ（計測値）を比較し，より低い方を機能喪失高さとして設定
7	溢水影響評価の実施	① 発電所内で発生した溢水に対して，防護対象設備が要求事項を満足することを確認	① 防護対象設備が要求事項を満足することを確認（水面の揺らぎを考慮した対策を実施）
8	溢水影響評価の判定	① 重要度の特に高い系統がその安全機能を失わないこと（多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認	① 重要度の特に高い系統がその安全機能を失わないこと（多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を判定

※ 代表例として機能喪失高さの確認状況を参考資料に示す。

## 機能喪失高さの確認状況

### 1. 弁

- (1) 設置レベルを図面から特定し、水上高さ（床勾配）を考慮した機能喪失高さを設定



- (2) 現場計測結果の確認



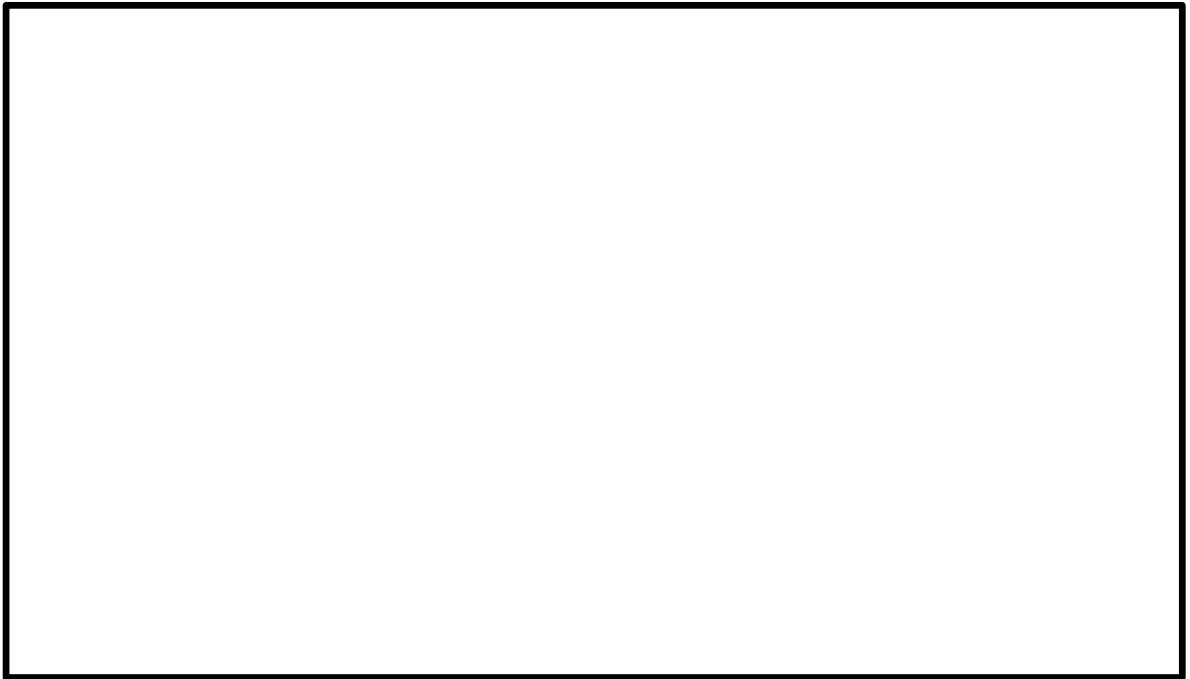
現場ウォークダウンにより、防護対象設備の機能喪失高さ（計測値）を確認した。

（機能喪失高さ（計測値）＝現場計測値－水上高さ）機能喪失高さ（設計値）および機能喪失高さ（計測値）を比較し、より低い方を機能喪失高さとして設定

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 2. 計器

(1) 設置レベルを図面から特定し、水上高さ（床勾配）を考慮した機能喪失高さを設定



(2) 現場計測結果の確認

現場ワークダウンにより、防護対象設備の機能喪失高さ（計測値）を確認した。

（機能喪失高さ（計測値）＝現場計測値－水上高さ）  
機能喪失高さ（設計値）および機能喪失高さ（計測値）を比較し、より低い方を機能喪失高さとして設定



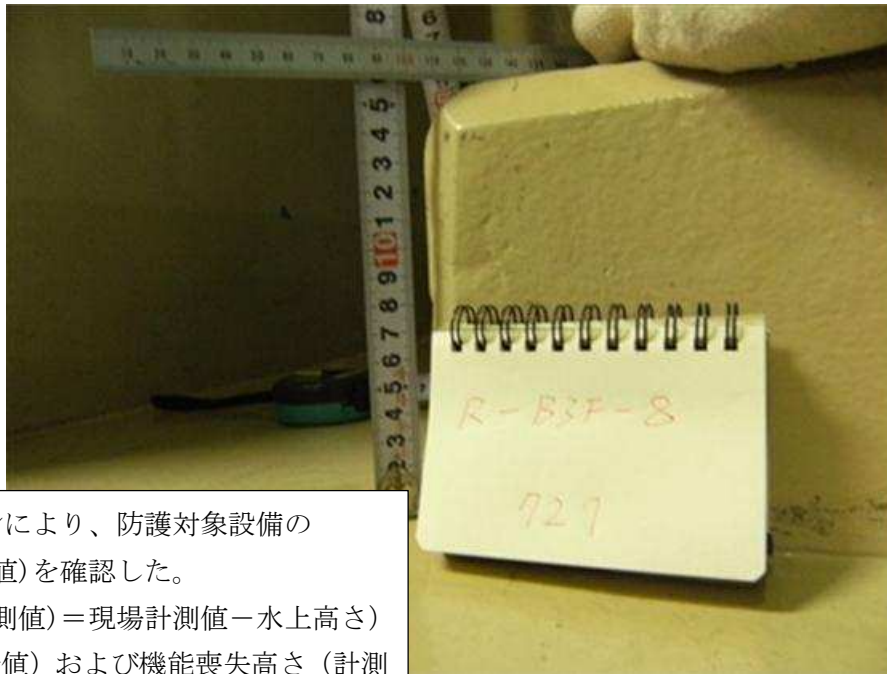
枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 3. 空調機

(1) 設置レベルを図面から特定し、水上高さ（床勾配）を考慮した機能喪失高さを設定



(2) 現場計測結果の確認



現場ウォークダウンにより、防護対象設備の機能喪失高さ（計測値）を確認した。

（機能喪失高さ（計測値）＝現場計測値－水上高さ）  
機能喪失高さ（設計値）および機能喪失高さ（計測値）を比較し、より低い方を機能喪失高さとして設定

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



大気に開放されているタンクの溢水影響評価について

1. はじめに

本資料は防護対象設備のうち評価対象外とした設備の中で、大気に開放されているタンクが溢水により影響を受けないことを確認したものである。

2. 確認対象

溢水影響評価対象外とした大気開放タンクを表1に示す。

表1 溢水影響評価対象外とした大気開放タンク

名称 (機器番号)	大気開放箇所
清水膨張タンク(A) (R43-A001A)	曲がり管 (タンク上面)
清水膨張タンク(B) (R43-A001B)	曲がり管 (タンク上面)
燃料デ iTank(A) (R43-A201A)	曲がり管 (屋上)
燃料デ iTank(B) (R43-A201B)	曲がり管 (屋上)
換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(A) (P25-A002A)	曲がり管 (タンク上面)
換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(B) (P25-A002B)	曲がり管 (タンク上面)
清水膨張タンク (R44-A001)	曲がり管 (タンク上面)
燃料デ iTank (R44-A201)	曲がり管 (屋上)
高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク (P47-A001)	曲がり管 (タンク上面)
原子炉補機冷却水サージタンク(A) (P42-A001A)	曲がり管 (タンク上面)
原子炉補機冷却水サージタンク(B) (P42-A001B)	曲がり管 (タンク上面)
ほう酸水注入系貯蔵タンク (C41-A001)	曲がり管 (タンク上面)

### 3. 確認事項

#### (1) 大気開放箇所の構造について

図面および現場確認により,対象タンクの大気開放箇所が想定する溢水が進入しない位置であることを確認した。図1および2に確認結果の例を示す。

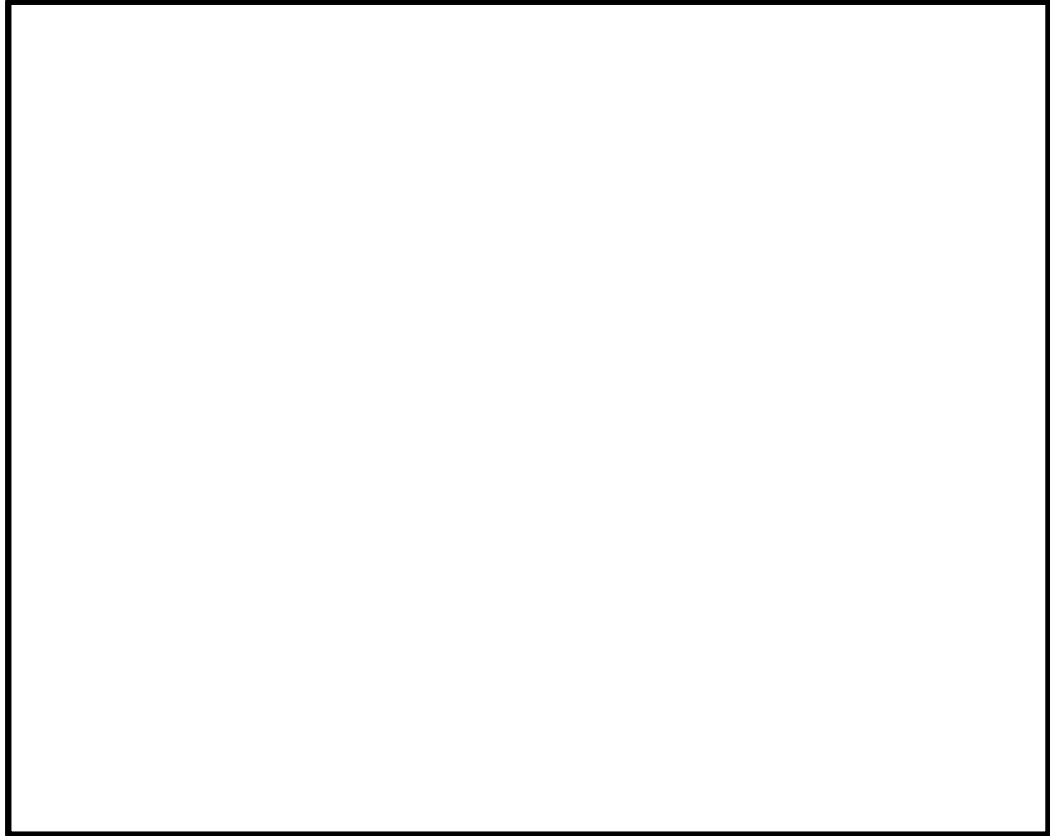


図1 図面による確認



図2 現場調査

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 大気開放部からの溢水浸入有無について

溢水発生時に、大気開放部からタンク内に浸水しないことを以下により確認した。

- a. タンクオーバーフローライン中心高さを確認した。
- b. a. が大気開放部より下方にあることを確認した。
- c. タンクが設置されている区画の最大浸水深を確認した。
- d. a. と c. を比較し、c. の方が低いことを確認した。

表2 大気開放タンクの没水影響評価

名称 (機器番号)	大気開放部高さ※1	タンク設置区画の最大浸水深	判定
清水膨張タンク(A) (R43-A001A)	6121mm	1700mm	○
清水膨張タンク(B) (R43-A001B)	6121mm	1700mm	○
換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(A) (P25-A002A)	1700mm	300mm	○
換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(B) (P25-A002B)	1700mm	300mm	○
清水膨張タンク (R44-A001)	6421mm	1600mm	○
高圧炉心スプレ補機冷却水サージタンク (P47-A001)	2305mm	300mm	○
原子炉補機冷却水サージタンク(A) (P42-A001A)	3425mm	300mm	○
原子炉補機冷却水サージタンク(B) (P42-A001B)	3425mm	300mm	○
ほう酸水注入系貯蔵タンク (C41-A001)	4009mm	700mm	○

※1 オーバーフローライン中心高さを示す。

(オーバーフローライン中心高さ) = (床下からの高さ) - (最大水上高さ 55mm)

【指摘事項：152-8】

溢水源や溢水経路の抽出において、現場調査の方針と方法（過去のトラブル事例も踏まえた）について説明すること。

【指摘事項：154-12】

自社の他ユニットや他社の溢水事象も含め溢水影響評価に反映が必要な過去のトラブルを整理して説明すること。

【指摘事項：154-20】（個社コメント）

1号機DGダイタンク室からの油漏出事象に鑑み、溢水評価上、建屋内の壁面のクラックの影響の有無、対応等について考え方をまとめておくこと。（最終貯留先だけではなく、上流の防護区画の壁についての考え方も含む）

1. 回答

溢水事象に係る過去の不具合事象の抽出を実施した上で、内部溢水影響評価への反映要否について検討した結果、いずれの事象についても、既に評価に盛り込まれている、若しくは、必要となる対策を講ずることとなっていることから、評価内容および評価結果への影響がないことを確認した。

2. 参照資料

- (1) 補足説明資料 20 「内部溢水影響評価における確認内容について」
- (2) 補足説明資料 23 「過去の不具合事例への対応について」

## 過去の不具合事例への対応について

## 1. はじめに

溢水事象に係る過去の不具合事象の抽出を行い、内部溢水影響評価への反映要否について、検討を実施した。

## 2. 過去の不具合事例の抽出

内部溢水影響評価に反映が必要となる溢水事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- ① プラントの配置設計がほぼ同様となる、同じ炉型における不具合事象
- ② 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」および各社のホームページ情報）を対象
- ③ キーワード検索（漏れ、溢水、水溜り、スロッシング等）により幅広く抽出

## 3. 内部溢水影響評価への反映が必要となる事象の選定

内部溢水影響評価への反映が必要となる事象について、図1（内部溢水影響評価への反映要否判断フロー）に基づき抽出した。抽出された事象に対する、内部溢水影響評価における対応状況を別紙（不具合事象に対する内部溢水影響評価での対応状況について）に示す。

## 4. 不具合事例への対応について

不具合事例を抽出し、内部溢水影響評価への反映要否について検討を実施した結果、いずれの事象についても、既に評価に盛り込まれている、若しくは、必要となる対策を講ずることとなっていることから、評価内容および評価結果への影響がないことを確認した。

今後、新たな不具合情報を入手した場合は、内部溢水影響評価への反映要否を確認する。

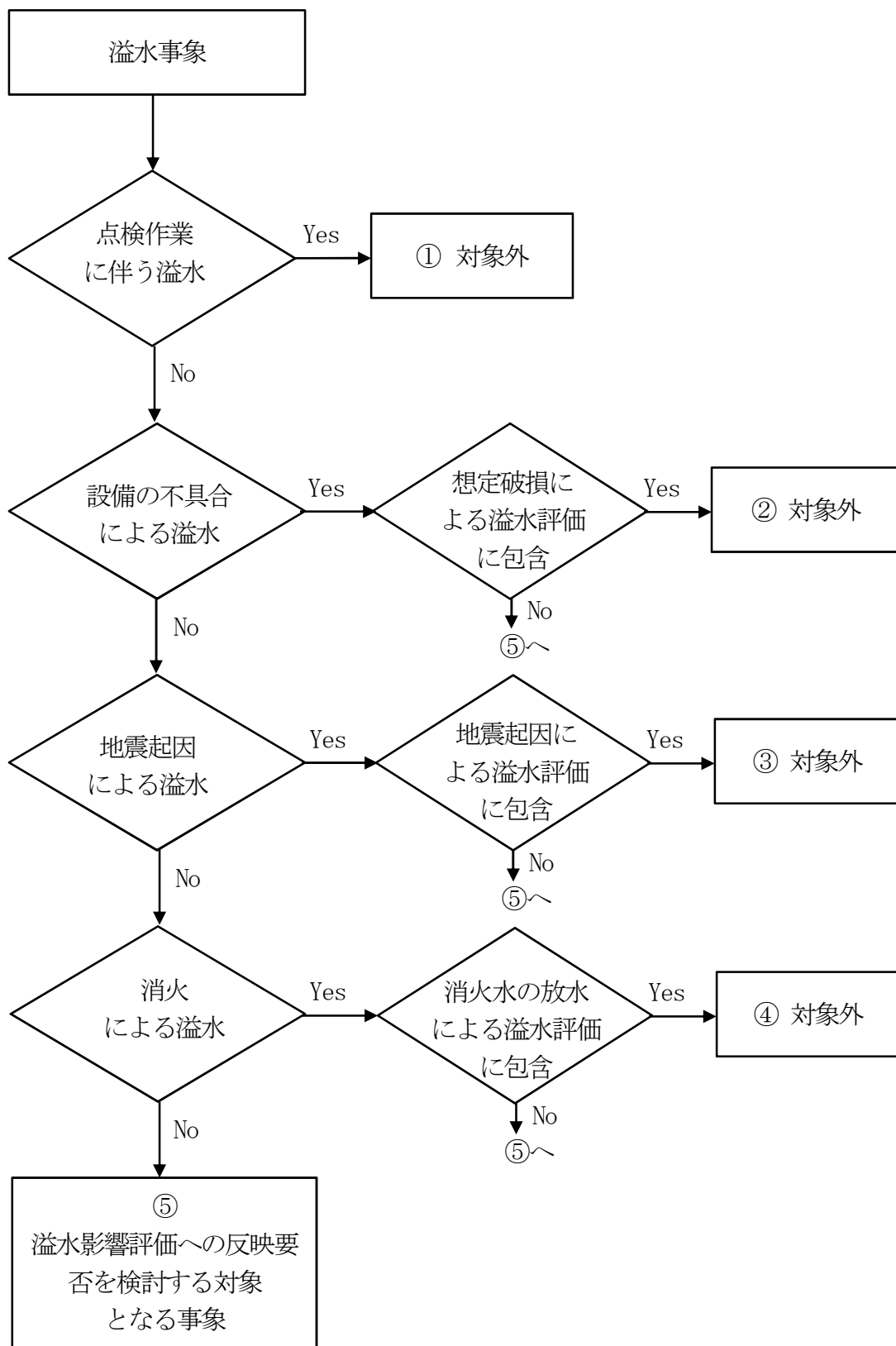


図1 内部溢水影響評価への反映要否判断フロー

表1 溢水影響評価への反映を不要とする理由

各ステップの項目	理由
① 点検作業に伴う溢水	<p>点検に伴い開放・分解を実施している箇所からの内部流体の漏えいについては、作業手順、作業管理等の要因によるものであり、溢水影響評価への影響はないとした。</p> <p>また、運転手順に起因する溢水事象についても、本項目に整理した上で、同様に溢水影響評価への影響はないとした。</p>
② 設備の不具合による溢水	<p>腐食や浸食等による溢水事象（保守不完全含む）については、設備対策により再発防止を図ることが基本であること、また、想定破損による溢水評価に包含されるものと考えられるため、溢水影響評価への影響はないとした。</p> <p>また、ファンネルからの溢水事象についても、建屋内排水系に期待した評価とはしていないことから、本項目に整理した上で、同様に溢水影響評価への影響はないとした。</p>
③ 地震起因による溢水	<p>使用済燃料プールのスロッシングによる溢水および耐震性が確保されていない設備の破損による溢水については、地震起因による溢水評価に包含されることから、溢水影響評価への影響はないとした。</p>
④ 消火による溢水	<p>消火水の放水による溢水評価に包含されることから、溢水影響評価への影響はないとした。</p>

## 不具合事象に対する内部溢水影響評価での対応状況について

件名①	復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブの不具合について
事象発生日等	1984. 10. 17 福島第一2号
事象の概要	<p>2号機は第7回定期検査中であり、定検終了後起動時の高圧注水系手動起動試験を実施したところ、復水貯蔵タンク外側のしゃへい壁内の高圧注水系戻り弁（V-18-46）付近からの水漏れ音を確認したため、高圧注水系ポンプを停止するとともに、同弁を全閉したところ、水漏れ音は停止した。</p> <p>しかし、同タンクのしゃへい壁下部に雨水口があいていたことから、管理区域外への漏洩が考えられたためサーベイを実施した。</p> <p>高圧注水系テストライン戻り弁のボンネットフランジ部のパッキンがずれた原因は、経年劣化したパッキンに高圧注水系ポンプ起動時の水圧が加わったことによるものと考えられる。</p> <p>また水漏れによる漏水カバーの一部が変形し、外れたため水が流出し、この水がしゃへい壁の雨水口を経て管理区域外へ漏出したものと推定される。</p>
再発防止対策	<p>(1) 復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブ不具合に伴う対策</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. ポンプ吐出圧による圧力変動がかかる可能性のある弁について、パッキン取替を実施した。</li> <li>b. パッキン取替え対象弁の漏水防止カバーを鋼板製のものに取替えた。</li> <li>c. 復水貯蔵タンクしゃへい壁内に漏洩検出器を設置した。</li> <li>d. 復水貯蔵タンクしゃへい壁の雨水口はモルタル、シーリング剤を充填した。</li> <li>e. 復水貯蔵タンク廻りの汚染土壌を削土し、ドラム詰処理した。</li> </ol> <p>(2) 恒久的漏洩防止対策</p> <p>復水貯蔵タンクしゃへい壁内の漏洩水をタービン建屋まで導けるようトレンチを設置する。またトレンチ内、しゃへい壁内に床漏洩検出器を設置する</p>
内部溢水影響評価への影響	<p>放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり、以下の対策を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 建屋境界からの伝播に対して、溢水防護措置（水密扉の設置、配管等の貫通部への止水対策等）を実施する。</li> <li>2. 循環水系配管破損部からの系外放出対策として、 <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 復水器室への漏えい検知器の設置</li> <li>(2) 復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加</li> <li>(3) 循環水ポンプのトリップインターロックの追加</li> <li>(4) 上記に関する電源系の強化（非常用電源への接続）</li> </ol> </li> </ol>



件名②	タービン建屋地下1階雨水について
事象発生日等	2003. 8. 15 浜岡3号
事象の概要	3号機タービン建屋地下1階の通路（放射線管理区域内）において、水たまり（約2.3m×5m×5mm：約600リットル）を発見。この水は、タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト（配管を通すための空間）内に雨水が溜まり、配管貫通部より建屋内に入り込んだもの。建屋内に入り込んだ水は収集し処理。また、ダクト内の溜まり水については、排水を実施。
再発防止対策	（1）ダクト内に滞留した雨水は、発電所の消防車及びエンジン付排水ポンプにより排水を行い、その後既設排水ポンプの新品取替を行った。作動確認結果：良好 （2）建屋内は手作業にて通路の水たまりの抜取り処置等を実施した。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名③	サービス建屋地下1階における火災報知器の作動（誤報）
事象発生日等	2004. 10. 9 浜岡3号
事象の概要	サービス建屋地下1階（放射線管理区域内）において、火災報知器が作動した。直ちに現場の確認を行い、火災ではないことを確認した。火災報知器が作動した原因は、台風22号通過に伴い、サービス建屋出入口（1階）より侵入した雨水が、地下1階の天井に取り付けられている当該感知器に入ったため、作動したものと考えられる。
再発防止対策	当該感知器を取り替えることとした。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。また、屋外からの溢水影響については、屋外タンクからの溢水影響評価結果に包含される。

件名④	【中越沖地震】T/B B2F T/BHCWサブ(B)・LPCP(A)～(C) 室雨水流入
事象発生日等	2007. 7. 26 柏崎刈羽1号
事象の概要	タービン建屋B2Fの低圧復水ポンプ室付近に水たまりを確認した。Tトレンチで発生した漏水がタービン建屋に流入したものと推定される。1号タービン建屋～海水熱交換器建屋・補助ボイラ建屋・ランドリー建屋・ランドリー建屋ダクト（Tトレンチ）で発生した漏水が当該トレンチ近傍のファンネルへ大量に流入し、目詰まりを起こしたことにより、このファンネルより設置高の低い高電導度廃液サンプから溢水したものと推定される。
再発防止対策	Tトレンチのファンネル清掃、Tトレンチの止水処理を実施し、現状復旧する。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑤	【中越沖地震】T/BT/BB1F（管）南側壁上部5m（ヤードHT r奥ノンセグ室）より雨水流入
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽3号
事象の概要	タービン建屋地下1階南側通路で、壁面部から水が流入していることを確認した。タービン建屋に隣接したピットに水がたまり電線管貫通部を通過してタービン建屋内に流入したと推定される
再発防止対策	電線管貫通部の止水と漏出化、所内用変圧器奥ノンセグ室の復旧を実施し、現状復旧する。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑥	【中越沖地震】Ax/B B1F 北西側壁面亀裂部より雨水漏えい
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽
事象の概要	補助建屋地下1階の壁亀裂部から水の流入を確認した。中越沖地震の影響により、連絡通路が建屋と衝突したことによりコンクリートが損傷し、建屋の壁面に亀裂が生じ、雨水が流入しているものと推定される。
再発防止対策	建屋外にディープウェル及び建屋内に堰を設置し、壁面はコンクリート補修を行い止水処理し現状復旧する。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。 なお、建屋外壁についても評価を実施しており、地震時のひび割れを考慮した場合でも、建屋内への溢水は生じない。

件名⑦	海水熱交換器建屋（非管理区域）における水漏れ（雨水）について
事象発生日等	2008.10.27 柏崎刈羽1号
事象の概要	定期検査中の1号機において、ケーブル張替え作業を行っていた協力企業作業員が海水熱交換器建屋地下2階熱交換器室（非管理区域）の天井から水が漏れていることを確認した。調査の結果、海水熱交換器建屋外壁に接しているケーブルトレンチ内に溜まった雨水が、建屋壁面の電線貫通部から建屋内に流入し、ケーブルトレイを通じて地下2階熱交換器室に至ったことがわかった。海水熱交換器建屋は放射性物質が存在しないエリアであり、流入した水は雨水のため放射能を含んでいない。
再発防止対策	ケーブルトレンチ内に雨水が溜まった原因は、新潟県中越沖地震の影響により陥没したケーブルトレンチの養生が不十分であったためと推定している。海水熱交換器建屋（非管理区域）に流入した雨水は、常設している排水口から排水するとともに、床面の拭き取りを実施した。また、トレンチ内に溜まった雨水は仮設ポンプにより排水した。今後、屋外の陥没部等に雨水が流入しないよう養生の方法を改善する。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑧	タービン建屋内への海水の浸入
事象発生日等	2009. 10. 8 浜岡3号
事象の概要	タービン建屋地下1階の空調機器冷却海水ポンプエリア（放射線管理区域）で、タービン建屋の配管貫通部から水が浸入していることを発見した。現場を確認したところ、タービン建屋地下1階の空調機器冷却海水ポンプエリアの床面に水溜まり（約5m×約50m）があり、この水を分析したところ、放射性物質は含まれておらず、また、海水であることを確認した。配管貫通部外側には、放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクトがあり、ダクト内に大量の海水が浸入したため、貫通部を通じてタービン建屋内に浸入したものであった。
再発防止対策	海水の浸入があった配管貫通部の点検・補修を行い、配管貫通部に防水効果が期待できる隙間材を追加充填するとともに、貫通部周囲にシール材を塗布し、当該配管貫通部のシール性を向上した。また、放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクト内に放水路から海水が浸入しないための恒久的な対策として、当該配管ダクトと放水路の連絡部に閉止板を設置することとした。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑨	【東日本大震災関連】原子炉補機冷却水系熱交換器（B）室、高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器室および海水ポンプ室への浸水
事象発生日等	2011. 3. 11 女川2号
事象の概要	2011. 3. 11の地震において発生した津波により、原子炉建屋地下3階のRCW熱交換器（A）（B）室およびHPCW熱交換器室に流入し、各室が浸水に至った。 浸水の原因は、屋外海水ポンプ室RSWポンプ（B）エリア床面に設置されていた循環水ポンプ自動停止用水位計収納箱上蓋が開き、津波による海水が流入し、ケーブルトレイおよび配管貫通部等の隙間、水密扉、排水系配管から漏れ出し、トレンチを経由して建屋内へ浸水したものと推定される。
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該水位計を取外し、開口部に閉止板を設置し密閉化するとともに、架構による補強を実施し止水処理を行った。（6箇所）なお、当該水位計については、海水による浸水防止を考慮したエリアへ移設した。</li> <li>・海水ポンプ室からトレンチへの配管およびケーブルトレイ貫通部について止水処理を行った。</li> <li>・津波による浸水防止対策である建屋扉の水密性向上や防潮堤、防潮壁の設置を実施する。</li> </ul>
内部溢水影響評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策（防潮堤、防潮壁等を設置）を講ずることから、内部溢水影響評価への影響はない。</li> <li>・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</li> </ul>

件名⑩	【東日本大震災関連】福島第二原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について
事象発生日等	2011. 3. 11 福島第二1, 2, 3, 4号
事象の概要	当発電所1号機から4号機の全号機は定格熱出力一定運転中のところ、三陸沖を震源とする当該地震により、同日14時48分、全号機とも「地震加速度大トリップ」で原子炉が自動停止した。原子炉自動停止直後に全制御棒全挿入及び原子炉の未臨界を確認し、原子炉の冷温停止及び使用済燃料プール(以下、「SFP」という。)の冷却に必要な設備は、健全で安定した状態であることを確認した。しかし、当該地震後の津波(同日15時22分、第一波到達目視確認)により、1号機、2号機及び4号機において、原子炉の冷温停止及びSFPの冷却に必要な設備が被水するなどし使用不能となった。これにより原子炉の除熱ができなくなったことから、同日18時33分に原災法第10条該当事象(原子炉除熱機能喪失)と判断した。
再発防止対策	想定を大きく超える津波による浸水により原子炉除熱機能、圧力抑制機能が喪失したことを踏まえ、浸水防止策として、当該地震の際、津波が集中的に遡上した当発電所南側海岸アクセス道路を土嚢及び盛土にて築堤を配備、原子炉建屋内への浸水防止として土嚢及び防潮堤の配備、海水熱交換器建屋内への浸水防止として、扉・ハッチまわりに土嚢を配備、ポンプ廻りに土嚢を配備し、浸水による電源や除熱機能の喪失を防止した。
内部溢水影響評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(防潮堤、防潮壁等を設置)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。</li> <li>・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</li> </ul>

件名⑪	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について
事象発生日等	2011. 3. 11 東海第二
事象の概要	東日本大震災(震度6弱)発生に伴い発生した津波により、ポンプエリアが浸水し、非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプが水没、自動停止した。 津波対策として、仕切り壁を設置済であったが、以下の浸水経路の止水施工が未であった。 (1) 北側ポンプ槽と補機冷却海水系ストレナエリア間の排水溝用の開口。 (2) ケーブルピット。
再発防止対策	浸水経路となった、2箇所について、コンクリート打設による閉塞措置を実施した。
内部溢水影響評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(防潮堤、防潮壁等を設置)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。</li> <li>・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</li> </ul>

件名⑫	【東日本大震災関連】 1 2 5 V蓄電池 2 B室における溢水について
事象発生日等	2011. 3. 11 東海第二
事象の概要	東日本大震災（震度6弱）発生に伴う、外部電源喪失によるサービス建屋実験室サンプポンプの停止と、床ファンネルを閉止していた蓋の外れとにより、サービス建屋実験室サンプ（管理区域）から原子炉建屋バッテリー室（非管理区域）へのサンプ水の流入が発生した。常用系電源の停電により開となった実験室サンプポンプシール水電磁弁から供給された消火水（停電により自動起動した、ディーゼルエンジン駆動消火ポンプにより供給）が当該サンプに流入し続け、当該サンプ内水位が上がった。それに加え、停電による当該サンプの制御電源喪失で、サンプ水位高信号が発信されなかったこと、ファンネルを閉塞していたゴム栓が外れたことで、当該サンプとの僅かな水頭差により、非管理区域側の当該ファンネルへの逆流による溢水が発生した。
再発防止対策	<p>当該ファンネルについては実験室サンプとの恒久的な隔離措置として、鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。</p> <p>また、当該ファンネルと当該サンプの接続配管につながる複合建屋1階と中1階の他のファンネル8箇所（この内1箇所は当該ファンネル同様に逆流の可能性があった）を含め、鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。</p> <p>なお、サンプポンプシール水電磁弁が停電により開となること、および制御電源の喪失で水位高信号が発信されなくなる点について、改善を検討する。</p> <p>水平展開として、管理区域からのドレンファンネル、ベント・ドレン配管などで、非管理区域において開口を有し、溢水を生じる可能性があるものの抽出と逆流の可能性の有無の確認を実施し、対象となったファンネル14箇所（既に閉止措置済みの1箇所を含む）について閉止措置を実施した。</p>
内部溢水影響評価への影響	<p>放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり、以下の対策を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 建屋境界からの伝播に対して、溢水防護措置（水密扉の設置、配管等の貫通部への止水対策等）を実施する。</li> <li>2. 循環水系配管破損部からの系外放出対策として、 <ol style="list-style-type: none"> <li>（1）復水器室への漏えい検知器の設置</li> <li>（2）復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加</li> <li>（3）循環水ポンプのトリップインターロックの追加</li> <li>（4）上記に関する電源系の強化（非常用電源への接続）</li> </ol> </li> </ol> <p>なお、管理区域から非管理区域へ繋がるファンネルは設置されていない。</p>

件名⑬	1号機 原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室照明用分電盤からの発火について
事象発生日等	2011. 5. 27 福島第二1号
事象の概要	<p>停止中の1号機原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室にある照明用分電盤より発火したことから、協力企業作業員が消火し、当社当直員が消火を確認した。消防署に通報し、その後の消防署の現場確認により鎮火が確認され、建物火災によるぼやと判断された。本事象によるけが人の発生はなく、外部への放射能の影響はなかった。</p> <p>調査した結果、以下のことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発火による損傷の著しい箇所は、照明用分電盤内最下部の配線用しゃ断器（予備）であったこと。</li> <li>・焼損した配線用しゃ断器の絶縁抵抗測定を実施し、健全であることを確認していたこと。</li> <li>・分電盤が設置してある高圧炉心スプレイ系電源室内は、津波による海水の流れ込み（床上5cm程度の浸水）があったこと。</li> <li>・作業当日、同室内は浸水していなかったが、津波により空調機が停止していたため室内湿度が高く、分電盤の設置環境としては良い状態ではなかったこと。</li> <li>・焼損した配線用しゃ断器の近傍にある配線用しゃ断器を分解点検した結果、しゃ断器内部の接触金具に塩分が付着していたこと。</li> <li>・津波後の当該分電盤点検時、盤内部の配線用しゃ断器等の機器を確認していなかったこと。</li> </ul> <p>当該分電盤の盤内部の確認を行っていなかったため、海水の浸水の影響で当該配線用しゃ断器内への塩分の付着を確認できず、その後、室内で発生した結露水が吸着しました。このことから、しゃ断器の絶縁抵抗が低下し、この状態で電源を投入したため漏電・発火に至ったものと推定した。</p>
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波により浸水した電気品については、原則交換または修理を実施する。</li> <li>・津波により浸水したエリアにある電気品を使用する場合は、塩分による汚損がないことを確認する。</li> <li>・津波の後に初めて通電する電気品については、設置環境を確認した上で、通電直前に絶縁抵抗を測定し健全性を確認する。</li> <li>・上記3項目について、当社監理員および協力企業作業員に周知する。</li> </ul>
内部溢水影響評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策（防潮堤、防潮壁等を設置）を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。</li> <li>・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</li> </ul>

件名⑭	女川原子力発電所1号機 台風15号によるタービン建屋への雨水の流入について
事象発生日等	2011.9.21 女川1号
事象の概要	1号機タービン建屋地下1階に雨水が流入していることを確認し、その後タービン建屋地下2階および配管スペースにも雨水が流入していることを確認した。 調査の結果、台風15号による雨水がタービン建屋に接続されているトレンチの開口部、建屋貫通部等を通じてタービン建屋に流入していることを確認した。また、一部のトレンチにおいて、作業により開口部の蓋を取り外している状況だった。
再発防止対策	(1) ハッチ開口から浸水した場合であっても、建屋および非常用電源盤などの安全上重要な機器への浸水がし難いよう、遮水壁を設置するなどの対策を実施した。 (2) トレンチのハッチ、マンホールなどの開口部、配管、電線管、ケーブルトレイ貫通部について、シール性向上対策を実施した。 (3) 類似事象を防止するため、トレンチ等のハッチカバー開放の際に大雨等が懸念される場合は、事前に浸水防止対策を講じる旨、当社QMS文書へ反映すると共に、請負者へ周知した。
内部溢水影響評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑮	柏崎刈羽原子力発電所6号機タービン建屋（管理区域）における水溜まり（雨水）の発見について
事象発生日等	2013. 6. 19 柏崎刈羽6, 7号
事象の概要	<p>定期検査中の6号機において、協力企業作業員からタービン建屋地下2階配管トレンチ室（管理区域）に水溜まりを発見したとの連絡を受けた。当社運転員が現場を確認したところ、当該箇所の水溜まりを確認するとともに上階のタービン建屋中地下2階配管トレンチ室（管理区域）において約800リットルの水溜まりを発見した。（以下、「事象①」と記す。）上記事象①の水平展開として当社運転員が現場確認を実施したところ、定期検査中の7号機タービン建屋地下2階（管理区域）において、約350リットルの水溜まりを確認した。（以下、「事象②」と記す。）発見した水溜まりは測定の結果、放射性物質を含んでおらず、雨水と推定した。平成25年6月19日に実施した屋外調査の結果、6号機原子炉建屋とコントロール建屋の間にあるトランスヤード周辺に水溜まりが生じていることを確認した。事象発生当時は屋外排水設備工事に伴い排水路を切断していたため仮設ポンプによる排水を行っていたが、夜間は仮設ポンプを停止する運用としていたことから、前日の降雨が排水されずトランスヤード周辺に水溜まりが生じたものと思われる。当該トランスヤードは人造岩盤（以下、「MMR」と記す。）で埋め戻されているため、地表面に溜まった雨水は土中に浸透しにくいことから、建屋とMMRの間の隙間に流入し、エキスパンションジョイント止水板（以下、「止水板」と記す。）内側へ流入したものと考えられる。事象①では、壁立ち上りの入隅部においてコンクリート躯体と止水板の密着不良箇所が確認され、この密着不良箇所から雨水が流入していることを確認した。また、事象②ではコントロール建屋と廃棄物処理建屋の間に設置している止水板を介して事象①の止水板と繋がっていることから、トランスヤード周辺に溜まった雨水が事象①の止水板とコントロール建屋と廃棄物処理建屋の止水板を経由して事象②の止水板に雨水が流入したものと考えられる。</p>
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・更に隙間ゲージ（0. 05mm）を用いて止水板と躯体が密着していることを確認する。</li> <li>・なお、上記作業にあたっては、当社監理員が立ち会いにより確認する。</li> <li>・締め付けトルク値の確認 応力緩和試験により得られた知見と津波影響を考慮し、締め付けトルク値を確認し、新たに200N・mで増し締めを行う。締め付けトルク値の確認については、全てのボルトに対し計測記録を作成し、抜き取りにより当社監理員が確認する。また、締め付け忘れ防止のため、締め付けは返し締めを行うこととし、再締め付け後ナットにマーキングを実施する。</li> </ul>
内部溢水影響評価への影響	<p>溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p>



件名⑯	C/B 2F 非常用D/G 発電機 燃料デイトンク (B) 室軽油漏れ
事象発生日等	2014. 9. 19 女川1号
事象の概要	燃料移送ポンプ試運転実施中のところ、本来自動停止すべきデイトンク液位にて停止せず、オーバーフローした油が躯体のひびより、他区画に伝播した（1号機制御建屋1階階段室（約0.1㎡）および地下3階機非常用ディーゼル発電設備（B）潤滑油ユニット付近（約0.5㎡））。
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・油面計が固着しないよう、分解点検要領を見直し、関係者へ周知、教育実施した。</li> <li>・類似計器についても同様の動作不良がないか、確認試験を実施する。</li> <li>・躯体のひび割れを補修した後、水張りによる漏えい確認により、漏えいがないことを確認した。</li> <li>・類似の躯体ひび割れ箇所について、今後、補修を実施することとした。</li> </ul>
内部溢水影響評価への影響	<p>溢水経路（最終貯留区画）の設定に関する事象である。</p> <p>本事象は、壁厚が比較的薄い（20cm）場所において、壁内を貫通した微細なひび割れから、堰内に滞留している流体が滲み出した事象である。内部溢水評価では、上階で発生した溢水については、最地下階に導き貯留することとしていること（上階等に長時間貯留されることはなく、仮に微細なひび割れから滲み出る場合を考慮しても、その量は僅かであり、内部溢水評価への影響はない）、また、最終貯留区画となる躯体については、地震時のひび割れを考慮しても、溢水経路とはならないことを評価している。</p>

件名⑰	タービン建屋への雨水の浸入について
事象発生日等	2014. 10. 6 浜岡3号
事象の概要	タービン建屋地下1階の通路（放射線管理区域内）において、水溜まりを発見した。タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト（配管を通すための空間）内に雨水が溜まり、配管貫通部より建屋内に入り込んだものであると推定した。また、浸入した雨水の量は、合計で約8m <sup>3</sup> であることを確認した。
再発防止対策	<p>屋外地下ダクト内に雨水が溜まらないようにするため、排水ポンプをビニール片等の影響を受けにくいフロート式センサで起動するポンプに取り替える。加えて、排水ポンプが停止した場合にも、雨水が排水ラインから屋外地下ダクト内に逆流しないよう、逆止弁を取り付ける。</p> <p>また、ブーツラバーがずれた配管貫通部について、ずれの修正を行う。当該箇所の対策のほか、同様の屋外地下ダクトについても、配管等貫通部の施工状態及び排水ポンプの排水状況に問題のないことを確認する。</p>
内部溢水影響評価への影響	<p>溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間（地下トレンチ部含む）の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p>

【指摘事項：152-9】

溢水源としては、水・蒸気以外も考慮すること。

【指摘事項：154-9】

油系、配管破損を含めた溢水評価を行うこと。

【指摘事項：175-11】

溢水源については、水以外も考慮した上で網羅的に抽出すること。

1. 回答

溢水源として、水・蒸気以外に油系機器・配管を考慮した溢水影響評価について参照資料に示す。油系機器・配管が破損した場合の溢水影響評価においても、防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

2. 参照資料

- (1) 本文（防護対象区画の追加，タービン建屋の溢水量修正）
- (2) 添付資料 1 「発生要因及び評価項目毎に想定する溢水源」
- (3) 添付資料 2 「溢水源となりうる機器のリスト」
- (4) 添付資料 5 「防護対象設備と機能喪失高さ」
- (5) 添付資料 6 「溢水防護区画図」
- (6) 添付資料 7 - 2 「溢水伝播フロー図（白図）」
- (7) 添付資料 8 「溢水伝播経路図（平面図）」
- (8) 添付資料 9 「溢水影響評価において止水を期待できる設備」
- (9) 添付資料 10 「溢水源となる対象系統について」
- (10) 添付資料 13 「想定破損による没水影響評価結果」
- (11) 添付資料 15 「想定破損による被水影響評価結果」
- (12) 添付資料 21 「耐震 B, C クラス機器の耐震評価」
- (13) 補足説明資料 1 「保有水量算出要領」
- (14) 補足説明資料 2 「系統溢水量の算出要領と系統別溢水量」
- (15) 補足説明資料 3 「溢水評価の対象とする防護対象設備の考え方について」
- (16) 補足説明資料 5 「想定破損評価における隔離時間の妥当性について」
- (17) 補足説明資料 7 「防護区画内の溢水源となりうる系統」
- (18) 補足説明資料 21 「タービン建屋からの溢水影響評価に用いる溢水量について」
- (19) 補足説明資料 28 「運転員のアクセス性」

本文修正箇所（抜粋）

【本文（P5）の追記箇所】

## 2 溢水源の想定

溢水源は原子炉建屋（原子炉棟、附属棟、廃棄物処理エリア）、制御建屋（1、2号機）、海水ポンプ室、復水貯蔵タンク（CST）エリア、軽油タンク（LOT）エリア、タービン建屋、補助ボイラー建屋及び屋外にある。

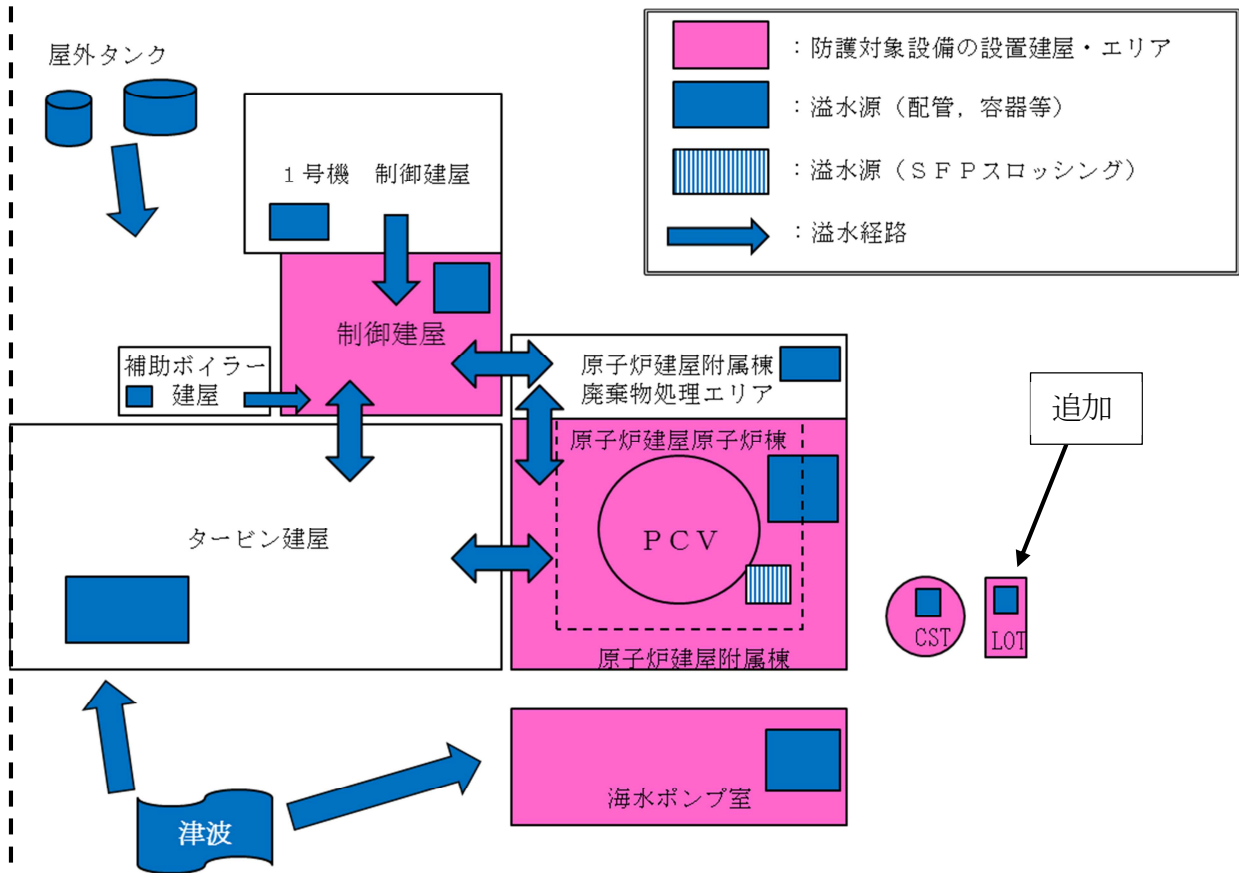


図 2-2 溢水源の全体像

【指摘事項：152-11】

運転時及び定期検査時の施設の状況（機器ハッチの開閉状態など）に応じた溢水伝播ルート of 想定について，アクセス性も考慮（隔離時間が遅延することによる溢水量の増加の懸念など）した場合分けも検討すること。（施設状況に応じ，溢水状況が厳しくなるものが違う（溢水総量なのか，伝播していく水量なのか等）と考えられるので，必要に応じケース分けして考慮すべき）

1. 回答

溢水評価において流下を考慮していないハッチ（流下経路としていないハッチ）について，定期検査時等においてハッチが開放されることを考慮し，溢水評価に及ぼす影響について確認した結果，ハッチ開放時のルールを明確化することで，溢水影響評価への影響がないことを確認した。

2. 参照資料

（1）補足説明資料 36 「ハッチ開放時における溢水影響について」

## ハッチ開放時における溢水影響について

溢水評価において流下を考慮していないハッチ（流下経路としていないハッチ）について、定期検査時等においてハッチが開放されることを考慮し、溢水評価に及ぼす影響について確認した。その結果、表1に示すとおりハッチ開放時のルールを明確化することで、溢水影響評価に影響がないことを確認した。

なお、ハッチ開放時のルールについては、女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づく規定文書として制定する「内部溢水対応要領書（仮称）」に明記する。

表1 ハッチ開放による溢水影響評価

設置建屋	設置レベル	設置エリア	ハッチ No.	ハッチ開放による影響	対策
原子炉建屋 原子炉棟	1F	バルブラッピング室	HR-405	なし	—
	1F	バルブラッピング室	HR-404	地下3階共通通路およびトラス室が没水（現場アクセス困難）	ハッチ開放時に堰設置
	MB1F	RHRバルブ室(B)	HR-315	なし	—
	B1F	共通エリア	HR-311	HPCS系機能喪失	不要 <sup>※1</sup>
	B1F	共通エリア	HR-310	なし	—
	B1F	共通エリア	HR-308	なし	—
	B1F	共通エリア	HR-307	LPCS系機能喪失	不要 <sup>※1</sup>
	B2F	RHRポンプ(B)室 上部ハッチ	HR-208	RHR(B)および RHR(C)系機能喪失	運用による制限 <sup>※2</sup>
	B2F	共通エリア	HR-207		
	B2F	共通エリア	HR-203	RCIC系および RHR(A)系機能喪失	
B2F	共通エリア	HR-202			
原子炉建屋 附属棟	2F	HECW冷凍機 (A)(C)室	HR-502	なし	—
制御建屋	1F	入退域エリア	HC-502	異区分の安全機能喪失	ハッチ開放時に堰設置

※1：ハッチ開放により下階へ溢水伝播した場合でも、安全機能は維持できるため対策不要。

※2：異区分の安全機能が同時に喪失しないよう、同時にハッチを開放しない運用とする。また、同時にハッチを開放する場合は機能喪失させないようハッチ廻りに堰を設置する。

【指摘事項：152-12】

機器搬出ハッチ等の大開口部からの流出について、定量的な確認の考え方を示すこと。

【指摘事項：154-19】

開口部等からの流下を期待する区画を網羅的に挙げた上で、開口部等の性状に応じた流出量の定量的な評価方法について説明すること。

1. 回答

開口部からの流出に関する定量的な評価については、第154回審査会合(H26.10.30)で説明済みであるが、大物搬入口の開口や吹抜け部の評価等について、一部示していない箇所があったため、流下を期待する開口部を網羅的に示した上で、定量的な評価を実施した結果を盛り込み、補足説明資料10「流下開口を考慮した没水高さについて」を修正した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料10「流下開口を考慮した没水高さについて」

## 流下開口を考慮した没水高さについて

## 1. はじめに

没水高さが高くなるようなエリアについて、扉開運用などにより流下開口を設置し、ある没水高さ以上とならないよう対策を実施している。ここでは、流下開口を設置しているエリアについて、流下開口からの流出流量が想定破損による系統流量を上回ることを確認する。

## 2. 流下開口設置エリア

流下開口が設置してある区画を、表 1-1, 表 1-2 に示す。

表 1-1 流下開口設置エリア

建屋	区画番号	流下開口	数量
原子炉建屋（原子炉棟）		扉（開運用）	2
		扉（開運用）	2
		扉（開運用）	2
		ハッチ（開運用）	1
		ハッチ（大物搬入口）	1
		ハッチ（グレチング）	1
		ハッチ（グレチング）	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 1-2 流下開口設置エリア

建屋	区画番号	流下開口	数量
原子炉建屋（附属棟）		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		扉（開運用）	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		吹抜	1
		制御建屋	
床開口	1		
床開口	3		
吹抜	1		
床開口	3		
吹抜	1		
吹抜	1		

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



### 3. 流下開口（扉）からの流出量

#### (1) 扉からの流出量

常時開の扉開口を想定し、カーブを乗り越えて溢水が伝播する際の越流水深と越流量との関係式について、「第四版土木工学ハンドブック I，土木学会編，技報堂出版」の長方堰の流量算出式を参照し，以下の式を利用した。

$$Q = C \times B \times h^{\frac{3}{2}} \quad \dots\dots \text{①式}$$

ここで， $0.4 \leq h/L \leq (1.5 \sim 1.9)$ ； $C = 1.444 + 0.352 \left( \frac{h}{L} \right)$

Q：越流量(m<sup>3</sup>/s)

B：堰の幅(m)

h：越流水深(m)

C：流量係数(m<sup>1/2</sup>/s)

L：堰長さ(m)

W：堰高さ(m)

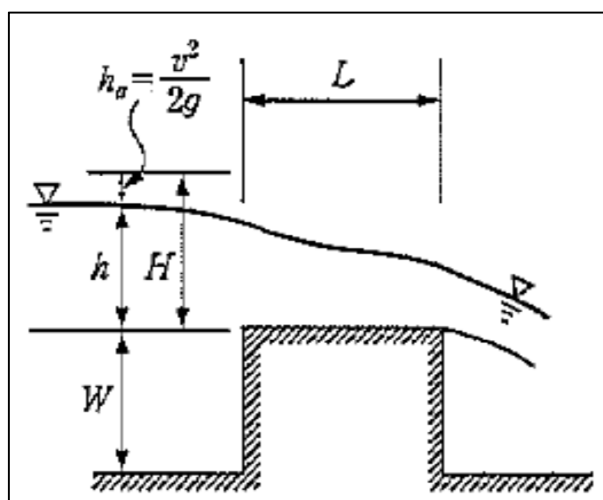


図1 長方堰の越流量

#### (2) 算出結果

前述の式から，没水高さ 0.3m の場合，扉（1箇所）での越流水深は 0.17m となり，越流量は 331m<sup>3</sup>/h となる。原子炉建屋，制御建屋について，扉からの排出を期待する系統のうち，最大漏えい流量 263m<sup>3</sup>/h（原子炉建屋内 HPCS 系）であり，扉からの流出量が上回っているため，没水高さ 0.3m 以上に達することはない。

表2 扉の諸言と越流量算出結果（没水高さ 0.3m の場合）

W：堰高さ【カーブ高さ】(m)	0.13
L：堰長さ【カーブ奥行き】(m)	0.3
h：越流水深(m)	0.17
B：堰の幅【開口幅】(m)	0.8
Q：越流量(m <sup>3</sup> /h)	331

#### 4. 流下開口（床開口）からの流出量

建屋内の床面に開口を設置する対策について、開口部からの流出流量が想定破損時による系統流量を上回ることを確認する。

##### (1) 評価条件

- ・床開口は満水流れとして評価を実施する。
- ・下記に示す評価式の通り、流量は落差が大きいほど大きくなるため、スラブ上の滞留深さは考慮せず、落差としてはスラブ厚さを考慮する。
- ・床開口は円形とし、 $\phi 100\text{mm}$  と設定する。

$$Q = A \sqrt{\frac{2gH}{\lambda \frac{L}{d} + \xi + 1}} \dots\dots \text{②式}$$

- A : 断面積 ( $\text{m}^2$ )
- H : 落差 (m)
- d : 内径 (m)
- L : 直管長 (m)
- $\xi$  : 損失係数
- $\lambda$  : 摩擦係数

##### (2) 算出結果

表3の結果より、床開口1箇所あたりの流出流量は  $52.8\text{m}^3/\text{h}$  となった。この条件をもとに、想定破損時の系統流量が排出可能な必要開口数を表4に示す。必要開口数を設置することにより、床面からの開口から系統流量が排出可能であることを確認した。

表3 床開口1箇所あたりの流出量結果

項目	記号	値	備考
内径 (m)	d	0.10	
摩擦係数	$\lambda$	0.06	粗度 0.03 のコンクリート管
直管長 (m)	L	0.3	スラブ厚さ
損失係数	$\xi$	0.5	管路入口における損失
重力加速度 ( $\text{m}/\text{s}^2$ )	g	9.80665	
落差 (m)	H	0.3	
流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	Q	52.8	開口部1箇所からの流下量

表4 必要開口数の検討結果

区画番号	区画内系統漏えい流量(m <sup>3</sup> /h)	床開口数	床開口からの流出流量(m <sup>3</sup> /h)
	20.1(消火系)	1	52.8
	9.1(所内用水)	1	52.8
	155(HNCW)	3	158.4

5. 流下開口(ハッチ, 吹抜)からの流出量

(1) 流下開口(ハッチ, 吹抜)からの流出量評価の前提条件

ハッチ, 吹抜からの流出量について, ①式を使用して算出する。

一部, 開口周囲にカーブがない箇所もあるが, ここでは保守的にカーブ高さ, カーブ幅を仮定した場合の流出量を算出する。

また, ハッチについては, 開口4辺のうち, 2辺から流出していくこととして算出する。

表5-1, 表5-2にハッチ, 吹抜の開口条件を示す。

表5-1 ハッチ, 吹抜の開口条件

区画番号	開口数	開口幅(m)	カーブ高さ(m)	カーブ幅(m)
	1	6.5×5.5	0.13	0.25
	1	6.5×5.5	0.13	0.25
	1	3.0×3.0	0.13	0.25
	1	3.1×3.1	0.13	0.25
	1	11.1×2.2×2.2	0.13	0.2
	1	—※1	—※1	—※1
	1	3.3×1.05×3.3	0.13	0.25
	1	3.9	0.13	0.2
	1	—※1	—※1	—※1
	1	6.5以上	0.13	0.25
	1	2.7	0.13	0.25
	1	3.1(4.4)※2	0.13	0.2
	1	9.1以上	0.13	0.2
	1	2.5(4.4)※2	0.13	0.2
	1	5.6	0.13	0.2
1	—※1	—※1	—※1	

※1 床なし区画

※2 開口が2辺のため, 小さいほうの値で評価

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表5-2 ハッチ, 吹抜の開口条件

区画番号	開口数	開口幅 (m)	カーブ高さ (m)	カーブ幅 (m)
	1	2.7 (5.1) ※ <sup>1</sup>	0.13	0.2
	1	2.7 (3.0) ※ <sup>1</sup>	0.13	0.2
	1	6.1	0.13	0.2
	1	3.85	0.13※ <sup>2</sup>	0.30※ <sup>2</sup>
	1	4.1×1.6×4.1	0.13	0.15
	1	4.7×1.5	0.13	0.15
	1	4.1×1.6×4.1	0.13	0.15
	1	4.0以上	0.13	0.25
	1	3.9	0.13	0.25
	1	4.4×1.2	0.13	0.25
	1	6.5以上	0.13※ <sup>2</sup>	0.30※ <sup>2</sup>

※1 開口が2辺のため, 小さいほうの値で評価

※2 保守的に設定

(2) 算出結果

流下開口 (ハッチ, 吹抜) からの流出量に関して, 越流水深を0.17mと仮定 (没水高さ0.3m) した場合の算出結果を表6-1, 表6-2に示す。

越流量は十分に大きく, 没水高さは0.3mを超えないことを確認した。

表6-1 ハッチ, 吹抜からの越流量算出結果

区画番号	種別	越流量 (m <sup>3</sup> /h)
	ハッチ	4672※ <sup>1</sup>
	ハッチ	4672※ <sup>1</sup>
	ハッチ	2548※ <sup>1</sup>
	ハッチ	2633※ <sup>1</sup>
	吹抜	4882
	吹抜	1401
	吹抜	1715
	吹抜	2761
	吹抜	1146
	吹抜	1363
	吹抜	4002
	吹抜	1099

※1 開口4辺のうち, 小さい2辺からの流出を想定

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表6-2 ハッチ, 吹抜からの越流量算出結果

区画番号	種別	越流量 (m <sup>3</sup> /h)
	吹抜	2463
	吹抜	1187
	吹抜	1187
	吹抜	2683
	吹抜	1596
	吹抜	1906
	吹抜	1395 <sup>※1</sup>
	吹抜	1906
	吹抜	1699
	吹抜	1656
	吹抜	1019 <sup>※1</sup>
	吹抜	2695

※1 開口4辺のうち, 小さい2辺からの流出を想定

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

【指摘事項：152-14】

各防護区画について、溢水箇所（破損箇所）の特定とアクセス性を含めた隔離作業の成立性を説明すること。

【指摘事項：152-18】

重要な安全機能を有する系統の作動にあたり、現場操作が必要な設備へのアクセス通路に関する影響評価の結果を示すこと。

【指摘事項：154-3】

溢水により機能を喪失しないとして評価の対象外としている設備のうち、手動弁については、作業員による手動操作が必要ないことを説明すること。

【指摘事項：154-4】

動作機能喪失により安全機能に影響しないとして評価の対象外としている設備のうち、状態監視のみの現場指示計については、操作等での確認の必要がないことを説明すること。

【指摘事項：175-9】

現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、溢水防護区画として設定し、影響評価を実施すること。

1. 回答

溢水発生系統の漏えい停止操作に関して、運転員による手動操作に期待していることから、漏えい停止（隔離操作）操作の手順書類への反映について明記した。

また、漏えい停止操作、系統切替操作等を実施する場合の運転員のアクセス性（水位、温度、薬品、放射線、漂流物、照明、感電）を検討した結果について、補足説明資料 28「運転員のアクセス性」に整理した。

2. 参照資料

- (1) 本文（P9, 4 溢水防護区画及び溢水経路の設定）
- (2) 補足説明資料 5 「想定破損評価における隔離時間の妥当性について」
- (3) 補足説明資料 28 「運転員のアクセス性」

#### 4 溢水防護区画及び溢水経路の設定

防護対象設備が設置されている、壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせによって、他の区画と分離されている区画、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を溢水防護区画として設定した。全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、設置許可基準規則第十二条（安全施設）で要求される重要度の特に高い安全機能を有する系統及び使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を有する系統について、系統図(P&ID)から設備（機器）を抽出するとともに、それらの機器の配置状況を示す図書（配管施工図や機器配置図等）から溢水防護区画を設定した。溢水防護区画については設計図書（壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせ）を用いて設定し、この中でアクセス通路については、図面等で図示されていることを確認した。

防護対象設備が設置されている建屋において、床開口部（機器ハッチ、階段等）及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い、溢水経路を設定した。溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいを想定して設定した。

## 想定破損評価における隔離時間の妥当性について

## 1. はじめに

溢水の発生後、溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を手動隔離及び自動隔離について以下の通り設定した。

## 2. 隔離までの時間設定

## 2.1 自動隔離

以下の系統については、配管破断を検知し、各種インターロック等により自動隔離が期待できることから、溢水発生から隔離までの所要時間を個別に設定した。

## (1) 給復水系(C\_FD W)

主蒸気トンネル室内の給水系配管が破断すると、主蒸気トンネル室内に蒸気が充満し、『主蒸気トンネル室漏えい』警報が発信し、インターロックにより主蒸気隔離弁が自動閉止する。そのため、隔離時間は『主蒸気トンネル室漏えい』警報が発信するまでの時間(4秒)及び主蒸気隔離弁が閉止するまでの時間(5秒)の合算値に余裕を見て20秒とした。

## (2) 原子炉冷却材浄化系(CUW)

原子炉冷却材浄化系の配管が破断すると、系統の入口と出口の差流量を検出し『CUW系 流量大』警報を発信し、インターロックによりポンプ吸込側隔離弁が自動閉止する。そのため、隔離時間は、差流量検出までの時間(15秒)及び隔離弁全閉時間(30秒)の合算値に余裕を見て60秒と設定した。

## 2.2 手動隔離

手動隔離に期待する隔離時間については、溢水ガイドを参考に、80分として評価を行っているが、漏えい検知、漏えい箇所特定および弁操作等により、下記(1)～(4)を組合せて算定し、実際の隔離時間について確認を行った。なお、(2)～(4)については現場での確認を行った。

## (1) 漏えい発生から漏えい検知までの時間

漏えい検知器がある場合は、漏えい検知に要する時間を算出し、漏えい検知器が無い場合は、ドレンサンプの警報により検知するまでの時間を算出した。



(2) 現場への移動時間

中央制御室から現場への移動時間について確認を行った。また、管理区域の場合は着替えの時間を考慮した。

(3) 漏えい箇所特定に要する時間

漏えい箇所特定に要する時間は、当該エリア全域確認に要する時間とした。

(4) 隔離操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間、現場での隔離箇所特定に要する時間および現場での隔離操作に要する時間を確認した。なお、隔離対象となる弁等について、実操作が出来ない場合は、同口径、同型式の類似弁にて確認を行った。

3. 漏えい停止（隔離操作）の手順書類への反映

女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づく規定文書として制定する「内部溢水対応要領書（仮称）」に、運転員の隔離操作について明記することとする。

4. 漏えい箇所の隔離に必要な時間例（手動隔離）

隔離時間は、上記の漏えい検知の有無、漏えい箇所特定および弁操作等により確認し、ガイドの記載である80分として評価を行っている。

以下に、原子炉建屋内の残留熱除去系(A) (RHR(A)) の隔離時間の評価例を示す。

(1) 漏えい発生から漏えい検知までの時間

漏えい発生から漏えい検知までの時間については、建屋内排水系のサンプル警報発信までの時間を算定する。サンプル仕様を表1に、警報発信までの算出時間を表2に示す。

表1 サンプルおよびサンプルポンプ仕様

	放射性ドレン移送系
サンプルポンプ <sup>※1</sup> 定格流量(m <sup>3</sup> /h)	10
サンプル容量(水位低～水位高) (m <sup>3</sup> )	2.49
サンプル容量(水位高～水位高高) (m <sup>3</sup> )	0.25

※1 サンプル水位高でサンプルポンプ1台起動

表2 漏えい検知までの時間

系統	漏えい流量 (m <sup>3</sup> /h)	床ドレン排水流量 (m <sup>3</sup> /h)	漏えい検知(水位高警報発信) までの時間(分)
RHR(A)	143 <sup>*1</sup>	26 <sup>*2</sup>	6.7 <sup>*3</sup>

※1 漏えい流量算出値については、「6. 個別の設定根拠について」を参照

※2 80A 配管 1 本あたりの排水量（「6. 個別の設定根拠について」参照）

※3 警報発生までの時間は以下の合計値

水位低～水位高  $2.49\text{m}^3 \div 26\text{m}^3/\text{h} \times 60 \text{分} = 5.75 \text{分}$

水位高～水位高高  $0.25\text{m}^3 \div (26-10)\text{m}^3/\text{h} \times 60 \text{分} = 0.94 \text{分}$

(2) 現場への移動時間

建屋内排水系サンプ警報の発生により、中央制御室にて原子炉建屋内で漏えいを検知してから中央制御室から原子炉建屋までの移動時間について確認を行った。また、当該エリアは管理区域のため着替えの時間を考慮した。

表3 現場への移動時間

	中央制御室から漏えい現場 までの移動時間(分)	着替えに要する時間(分) (管理区域内の場合)
原子炉建屋 (原子炉棟)	2	5

(3) 漏えい箇所特定に要する時間

漏えい箇所特定手段がないとし、ドレンサンプ流入区画である原子炉建屋（原子炉棟）の全域確認を実施した。

表4 漏えい箇所特定に要する時間

	漏えい箇所特定に要する 時間(分)	備考
原子炉建屋 (原子炉棟)	35	原子炉建屋（原子炉棟）の 全域確認に要する時間

(4) 弁操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間，隔離対象箇所確認までの時間および隔離の操作時間について確認した。なお，隔離操作時間について，実操作ができない場合は，代替での検証で隔離操作時間を確認した。(例：同じ口径型式の弁にて閉操作を実施)

- (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間：6分 (2弁)
- (b) 現場での漏えい箇所隔離弁の特定に要する時間：2分 (1弁)
- (c) 現場での弁操作に要する時間：1分 (1弁)

(5) 評価結果

(1)～(4)より，RHR(A)の原子炉建屋内の想定破損時における隔離時間は，58分であり，評価として使用している80分の隔離時間以内であることを確認した。

<原子炉建屋 RHR(A)系の例>

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間：7分
- ②漏えい検知から現場への移動時間：7分
- ③漏えい箇所特定に要する時間：35分
- ④隔離操作時間：9分
  - (a)中央制御室での隔離操作に要する時間：(6分)
  - (b)現場での隔離箇所特定に要する時間：(2分)
  - (c)現場での隔離操作に要する時間：(1分)
- ⑤循環水ポンプ停止時間：一分

合計：58分

5. 各系統の漏えい箇所の隔離に必要な時間

上記と同様に、各系統の想定破損における漏えい箇所の隔離に必要な時間を纏めた結果を以下に示す。

表 5-1 原子炉建屋（原子炉棟）の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④			⑤	合計
				(a)	(b)	(c)		
CRD	8	7	35	2	15	6	-	73
SLC	13	7	35	-	4	1	-	60
RHR (A)	7	7	35	6	2	1	-	58
RHR (B)	7	7	35	6	2	1	-	58
RHR (C)	7	7	35	6	2	1	-	58
LPCS	7	7	35	4	5	1	-	59
HPCS	7	7	35	4	5	1	-	59
RCIC	7	7	35	4	-	-	-	53
FPC	7	7	35	4	3	2	-	58
MUWP	8	7	35	2	16	10	-	78
MUWC	7	7	35	2	12	15	-	78
FW	7	7	35	-	17	6	-	72
FPMUW	12	7	35	-	8	2	-	64
HNCW	7	7	35	4	6	1	-	60
HECW (A)	7	7	35	4	3	1	-	57
HECW (B)	7	7	35	4	3	1	-	57
RCW (A)	7	7	35	2	3	1	-	55
RCW (B)	7	7	35	2	3	1	-	55
HPCW	7	7	35	2	4	1	-	56
HWH	7	7	35	4	3	1	-	57
FP	17	7	35	-	19	2	-	80
DGDO (A)	17	7	35	-	12	1	-	72

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間（分）  
 ②漏えい検知から現場への移動時間（分）  
 ③漏えい箇所特定に要する時間（分）  
 ④隔離操作時間（分）  
 (a)中央制御室での隔離操作に要する時間  
 (b)現場での隔離箇所特定に要する時間  
 (c)現場での隔離操作に要する時間  
 ⑤循環水ポンプ停止時間（分）

表 5-2 原子炉建屋（附属棟）の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④			⑤	合計
				(a)	(b)	(c)		
RSW (A)	6	-	22	2	14	2	-	46
RSW (B)	6	-	22	2	14	2	-	46
HPSW	6	-	22	2	11	1	-	42
DGCW(A)	5	-	22	-	6	2	-	35
DGCW(B)	5	-	22	-	6	2	-	35
DGCW(H)	5	-	22	-	6	2	-	35
DGDO(A)	17	-	22	-	5	1	-	45
DGDO(B)	17	-	22	-	5	1	-	45
DGDO(H)	17	-	22	-	5	1	-	45

表 5-3 制御建屋の想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④			⑤	合計
				(a)	(b)	(c)		
MUWP	8	-	22	-	6	4	-	40
HNCW	6	-	22	4	13	1	-	46
HECW (A)	6	-	22	4	10	1	-	43
HECW (B)	6	-	22	4	10	1	-	43
HWH	6	-	22	4	12	1	-	45
FP	8	-	22	-	37	10	-	77
所内用水 <sup>※1</sup>	-	-	22	-	5	2	-	-

※1 系統漏えい流量(9.1m<sup>3</sup>/h)に対して、サンプルポンプ（排水流量10m<sup>3</sup>/h）により排水され、防護対象設備への影響はないが、隔離時間80分として評価を実施する。

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間（分）
- ②漏えい検知から現場への移動時間（分）
- ③漏えい箇所特定に要する時間（分）
- ④隔離操作時間（分）
- (a)中央制御室での隔離操作に要する時間
- (b)現場での隔離箇所特定に要する時間
- (c)現場での隔離操作に要する時間
- ⑤循環水ポンプ停止時間（分）

表 5-4 海水ポンプエリア，CST エリアの想定破損における隔離時間

対象系統	①	②	③	④			⑤	合計
				(a)	(b)	(c)		
CW	19	10	10	-	-	-	15	54
FW <sup>※1</sup>	178	10	10	-	6	2	-	206
TCW <sup>※2</sup>	-	10	10	-	11	2	-	-
RSW (A)	8	10	10	2	6	2	-	38
RSW (B)	23	10	10	2	6	2	-	53
TSW	12	10	10	2	-	-	-	34
HPSW	8	10	10	2	6	2	-	48
MUWC	7	7	5	2	4	6	-	31

※1 FWについては，隔離時間 206 分として，評価を実施する。

※2 系統漏えい流量(13.9m<sup>3</sup>/h)に対して，開口から取水槽へ排水されるため(9m<sup>3</sup>/h×3箇所)，防護対象設備への影響はないが，隔離時間 80 分として評価を実施する。

表 5-5 軽油タンクエリア<sup>※1</sup>の想定破損における隔離時間

対象系統	① <sup>※2</sup>	②	③	④			⑤	合計
				(a)	(b)	(c)		
DGDO (A)	30	5	6	-	20	2	-	63
DGDO (B)	30	5	6	-	20	2	-	63
DGDO (H)	30	5	6	-	20	2	-	63

※1 軽油タンクは地下化工事実施中のため，既設の軽油タンクで隔離時間の確認を実施したため，所要時間の変更も在り得る。

※2 計画値（軽油タンク地下化に伴い漏えい検知器を設置予定）

- ①漏えい発生から漏えい検知までに要する時間（分）
- ②漏えい検知から現場への移動時間（分）
- ③漏えい箇所特定に要する時間（分）
- ④隔離操作時間（分）
  - (a) 中央制御室での隔離操作に要する時間
  - (b) 現場での隔離箇所特定に要する時間
  - (c) 現場での隔離操作に要する時間
- ⑤循環水ポンプ停止時間（分）

6. 個別の設定根拠について

(1) 残留熱除去系 (RHR(A)) の漏えい流量について

漏えい流量については、以下の計算式より求める。なお、低エネルギー配管のため貫通クラックを想定した。

$$Q \text{ (流出流量)} = A \times C \times \sqrt{2 \times g \times H} \times 3600$$

(A : 破断面積 (m<sup>2</sup>), C : 損失係数, g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>), H : 水頭 (H))

表 6 漏えい流量算出結果 (RHR(A))

A : 破断面積 (m <sup>2</sup> )	9.25 × 10 <sup>-4</sup> (口径 350A, Sch40)
C : 損失係数	0.82
g : 重力加速度 (m/s <sup>2</sup> )	9.80665
H : 水頭 (m)	140 (復水補給水系の最高使用圧力)
Q : 漏えい流量 (m <sup>3</sup> /h)	143

(2) 床ドレン配管 1 本あたりの排水流量

想定破損時には、ドレン配管は満水流れに近くなるとし、満水時の流量を評価した。下記に示す評価式の通り、流量は落差が大きくなるほど大きく、圧力損失が大きいかほど小さくなる。これより、落差が最も小さくなる原子炉建屋地下 3 階で漏えいが発生した場合 (表 7) と配管長が最も長くなる地上 3 階で漏えいが発生した場合 (表 8) について流量評価を実施した。算出結果より、いずれの場合でも 26m<sup>3</sup>/h 以上流れる結果となった。

$$\text{流量 } Q = A \sqrt{\frac{2gH}{\lambda \frac{L}{d} + \Sigma \xi + 1}}$$

A : 配管断面積 (m<sup>2</sup>), d : 配管内径 (m), L : 配管長 (m),

ξ : 各要素の損失係数, λ : 摩擦損失係数

表 7 排水流量（原子炉建屋地下 3 階 (O. P. -8, 100)）

d : 内径 (m)	0.0781	80A, Sch40
$\lambda$ : 摩擦係数	0.03	
L : 配管長 (m)	30	代表の配管で算出
$\Sigma \xi$ : 損失係数	4.88	代表の配管で算出 (エルボおよび合流箇所数より算出)
g : 重力加速度	9.80665	
H : 落差 (m)	2.43	床レベルとサンプルノズル レベル (O. P. -10, 530) との差
Q : 流量 (m <sup>3</sup> /h)	28.53	

表 8 排水流量（原子炉建屋地上 3 階 (O. P. +33, 200)）

d : 内径 (m)	0.0781	80A, Sch40
$\lambda$ : 摩擦係数	0.03	
L : 配管長 (m)	180	代表の配管で算出
$\Sigma \xi$ : 損失係数	14.48	代表の配管で算出 (エルボおよび合流箇所数より算出)
g : 重力加速度	9.80665	
H : 落差 (m)	43.73	床レベルとサンプルノズル レベル (O. P. -10, 530) との差
Q : 流量 (m <sup>3</sup> /h)	54.88	

以 上



## 運転員のアクセス性

### 1. 運転員のアクセスが必要となる溢水事象

女川2号炉の内部溢水影響評価では、以下のとおり評価を実施しており、運転員のアクセス性に関して評価が必要となるのは、想定破損による溢水影響評価のみである。

#### (1) 想定破損による溢水

溢水発生時に現場の温度を上昇させるような高温の溢水源としては、給復水系、原子炉冷却材浄化系があるが、これらについては、漏えい検知・隔離するインターロックが作動し自動的に隔離されるため、運転員の手動操作は必要ない。

一方、低エネルギー系統の破損を想定した場合は、漏えい箇所の確認（特定）と隔離操作について、運転員による対応が必要となる。

#### (2) 消火水の放水による溢水

火災発生時における消火水放水（3時間放水）を考慮した評価としており、運転員のアクセス性の検討は不要。

#### (3) 地震起因による溢水

運転員による手動隔離には期待しない評価としている。

### 2. 運転員のアクセス性を検討する際の評価項目

内部溢水発生時における運転員のアクセス性を検討する際の評価項目を表1に示す。

表1 運転員のアクセス性に係わる評価項目

項目	内容
水位	歩行に影響しないこと
温度	溢水温度が歩行に影響しないこと
薬品	化学反応により歩行に影響しないこと
放射線	被ばくによる現場確認、操作作業に支障のないこと
漂流物	歩行に影響する障害物がないこと
照明	歩行に影響しないこと
感電	感電がないこと

内部溢水影響評価において運転員のアクセス性の評価を実施する場合、漏えい箇所の確認に対する評価と隔離操作に対する評価、および系統の切替操作を伴う場合、操作対象弁までのアクセス性に関する評価が必要となる。

表2に漏えい箇所の確認・隔離操作における運転員のアクセス性評価結果、表3に系統の切替操作が必要となるケースを整理した結果を示す。

表2 漏えい箇所の確認・隔離操作における運転員のアクセス性評価結果

	想定破損					
対象建屋・エリア	原子炉建屋 原子炉棟	原子炉建屋 附属棟	制御建屋	海水ポンプ エリア	C S T エリア	軽油タンク エリア
検知方法	サンプ検知, 漏えい検知, 水位検知					
現場へ行く理由 <sup>※1</sup>	①, ②, ③	①, ②	①, ②	①, ②	①, ②	②
隔離操作を実施する 建屋・エリア <sup>※2</sup>	Ri, Ro, Rw, T	Ri, Ro, 海P, Rw, T	Ri, C, T	海P	CST	LOT
アクセス通路の 溢水水位 <sup>※3</sup>	0~0.4m	0~0.3m	0~0.3m	0m	0m	0m
温度(気温)	~40℃程度 <sup>※4</sup>	~40℃程度	~40℃程度 <sup>※5</sup>	~30℃程度	~40℃程度 <sup>※5</sup>	~40℃程度
薬品	想定破損評価時において, 薬品タンクが影響を及ぼすことはない <sup>※6</sup>					
実効線量	約 $5.0 \times 10^{-1}$ mSv <sup>※7</sup>	— (管理区域外)			約 $6.5 \times 10^{-4}$ mSv <sup>※7</sup>	— (管理区域外)
漂流物対策	実施済み <sup>※8</sup>			— (漂流物なし)		
照明	非常用照明または可搬型照明により対応可能					
感電	上流側の遮断器がトリップするため影響はない					

※1 ①漏えい箇所の特定, ②漏えい箇所の隔離, ③系統切替操作

※2 Ri : 原子炉棟, Ro : 附属棟, C : 制御建屋, 海P : 海水ポンプエリア, CST : C S Tエリア, LOT : 軽油タンクエリア  
Rw : 廃棄物処理エリア, T : タービン建屋

※3 系統隔離および系統切替操作におけるアクセス性の確認を別紙1に示す

※4 高温溢水源である給復水系, 原子炉冷却材浄化系は, 漏えい検知・自動隔離, 加熱蒸気系については, 想定破損除外を適用

※5 高温溢水源である加熱蒸気系は, 想定破損除外を適用

※6 薬品によるアクセス性への影響について別紙2に示す

※7 現場操作時の線量影響の考え方を別紙3に示す

※8 固縛対策の実施例を別紙4に示す

表3 系統の切替操作が必要となるケース

	機能	系統	手動弁 の操作	現場指示計 の確認※1
原子炉施設	緊急停止機能	水圧制御ユニット	—	—
	未臨界維持機能	ほう酸水注入系	—	—
	高温停止機能	残留熱除去系	—	—
		自動減圧系	—	—
		低圧炉心スプレイ系	—	—
		高圧炉心スプレイ系	—	—
	原子炉隔離時注水 機能	原子炉隔離時冷却系	—	—
		高圧炉心スプレイ系	—	—
	手動逃がし機能	逃がし安全弁	—	—
		自動減圧系	—	—
	低温停止機能	残留熱除去系 (停止時冷却モード)	—	—
	閉じ込め機能	隔離弁機能	—	—
		非常用ガス処理系	—	—
		可燃性ガス濃度制御系	—	—
監視機能	事故時計装系	—	—	
使用済燃料 プール	冷却機能	燃料プール冷却浄化系	—	—
		残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○※2	—
	給水機能	燃料プール補給水系	—	—
		残留熱除去系 (燃料プール補給モード)	○※3	—
中央制御室	—	中央制御室換気空調系	—	—

凡例 ○：操作または確認が必要な場合 —：操作または確認が無い場合

※1 状態監視のみの現場指示計について、系統切替操作時に必要か否かの確認を実施

※2 燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した場合、残留熱除去系への切替操作が必要

※3 燃料プール補給水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系への切替操作が必要

※4 系統切替操作時のアクセス通路における溢水水位について、別紙1に示す

### 3. 運転員のアクセス性に関する検討結果

現場操作が必要な設備のアクセス通路にあつては、歩行に影響のない水位であること、及び環境の温度、放射線量、薬品による影響、漂流物の影響、照明並びに感電を考慮してもアクセス性への影響がないことを確認した。

### 4. その他

#### (1) 被水によるアクセス性への影響について

対象システムの隔離作業に影響がある被水は考えられないが、万が一隔離作業に支障がある場合には、隔離弁の変更、アクセスルートの変更等による対応が可能であるため、アクセス性への影響はない。

#### (2) 蒸気によるアクセス性への影響について

加熱蒸気系の漏えいについては、現場での隔離作業がないため、アクセス性への影響はない。

## 系統隔離および系統切替操作におけるアクセス性の確認

## 1. 系統隔離操作におけるアクセス性の確認

## (1) 隔離操作時のアクセス通路の溢水水位

漏えい箇所の隔離操作を実施する場合に、操作対象となる現場手動弁までのアクセス通路の設定を行う場合は、以下の観点を考慮した。溢水を想定する系統（想定破損させる系統）とその隔離操作時にアクセスが必要となる区画について、表 1-1 に示す。

- (a) 積極的な流下経路に設定している階段室を通過しないこと。
- (b) 最終的な溢水の貯留エリアを通過しないこと。

表 1-1 隔離操作時のアクセス性（隔離弁までのアクセス性）(1/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水評価高さ (m)	アクセス 可否
CRD		0	可
		0	可
		0	可
		0.3	可
		0	可
		0	可
SLC		0.3	可
		0.3	可
RHR (A)		0.3	可
RHR (B)		0.3	可
RHR (C)		0.3	可
LPCS		0	可
		0.3	可
		0	可
		0.3	可
HPCS		0	可
		0.3	可
		0.3	可
FPC		0.3	可
		0.3	可
		0.3	可

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 1-1 隔離操作時のアクセス性 (隔離弁までのアクセス性) (2/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水評価高さ (m)	アクセス 可否
MUWP		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
MUWC		0.3	可
		0	可
		0	可
		0.3	可
		0.3	可
		0.4 <sup>※1</sup>	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
FW		0	可
		0	可
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
FPMUW	0.3	可	
	0.3	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0.3	可	
	0.3	可	
	0.3	可	
HNCW	0.3	可	
	0.3	可	
HECW(A)	0.3	可	
	0.3	可	

※1 設置する堰 (高さ 0.4m) を考慮

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 1-1 隔離操作時のアクセス性 (隔離弁までのアクセス性) (3/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水評価高さ (m)	アクセス 可否
HECW(B)		0.3	可
		0.3	可
RCW(A)		0.3	可
		0.3	可
RCW(B)		0.3	可
		0.3	可
HPCW		0.3	可
		0.3	可
HWH		0.3	可
		0.3	可
FP		0	可
		0.3	可
		0	可
		0	可
DGCW(A)		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
		0	可
	0.3	可	
	0.3	可	
DGCW(B)	0	可	
	0	可	
	0.2	可	
	0.2	可	
DGCW(H)	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0	可	
	0.3	可	
	0.2	可	
	0.2	可	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

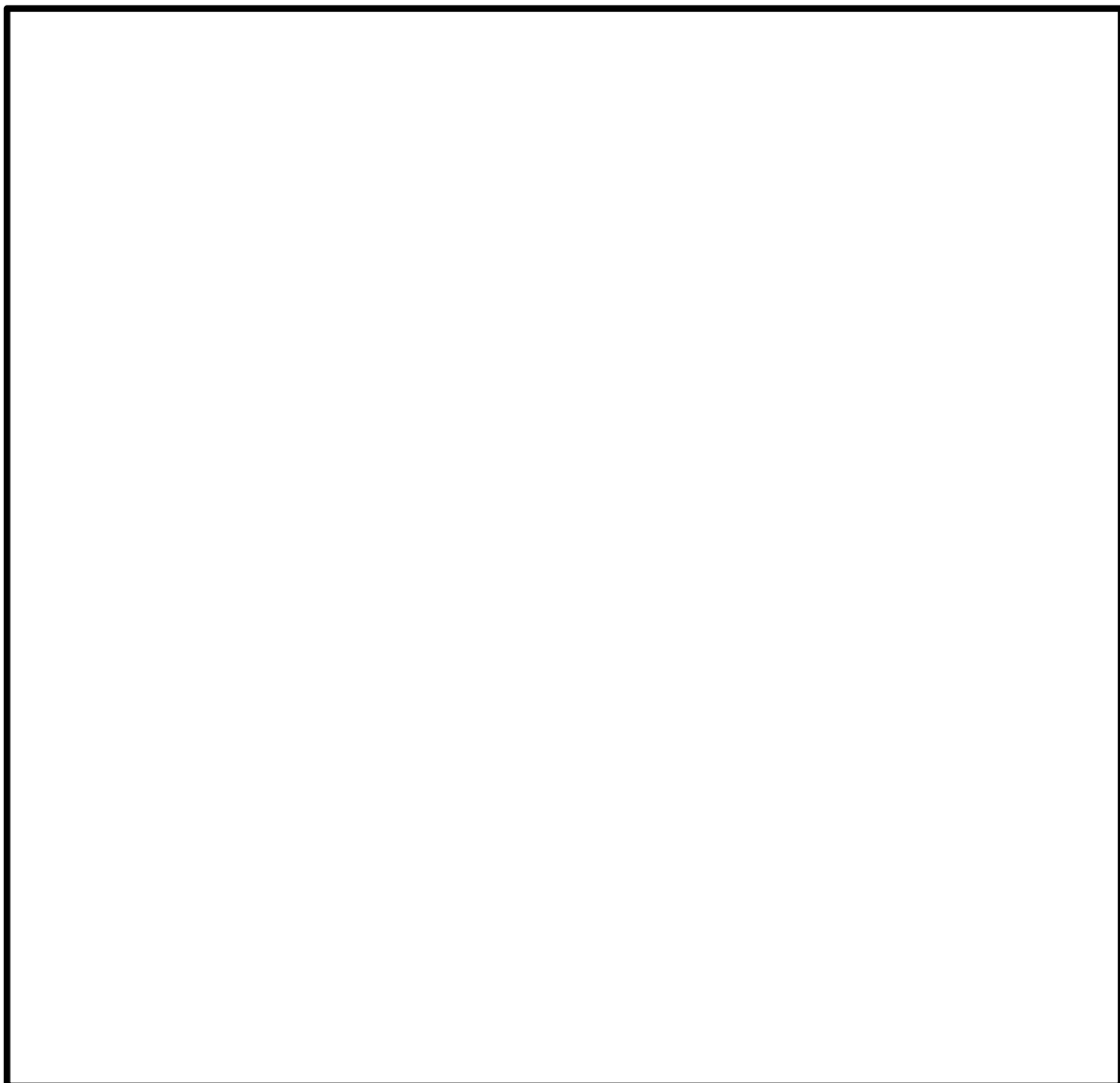
(2) 隔離操作時に操作が必要となる弁（現場確認）

漏えい箇所の隔離操作を実施する場合に、操作対象となる現場手動弁までのアクセス通路と操作が必要となる弁について確認を行っている。以下に、代表例（溢水系統 CRD）を示す。

a. CRDの隔離操作対象弁リスト

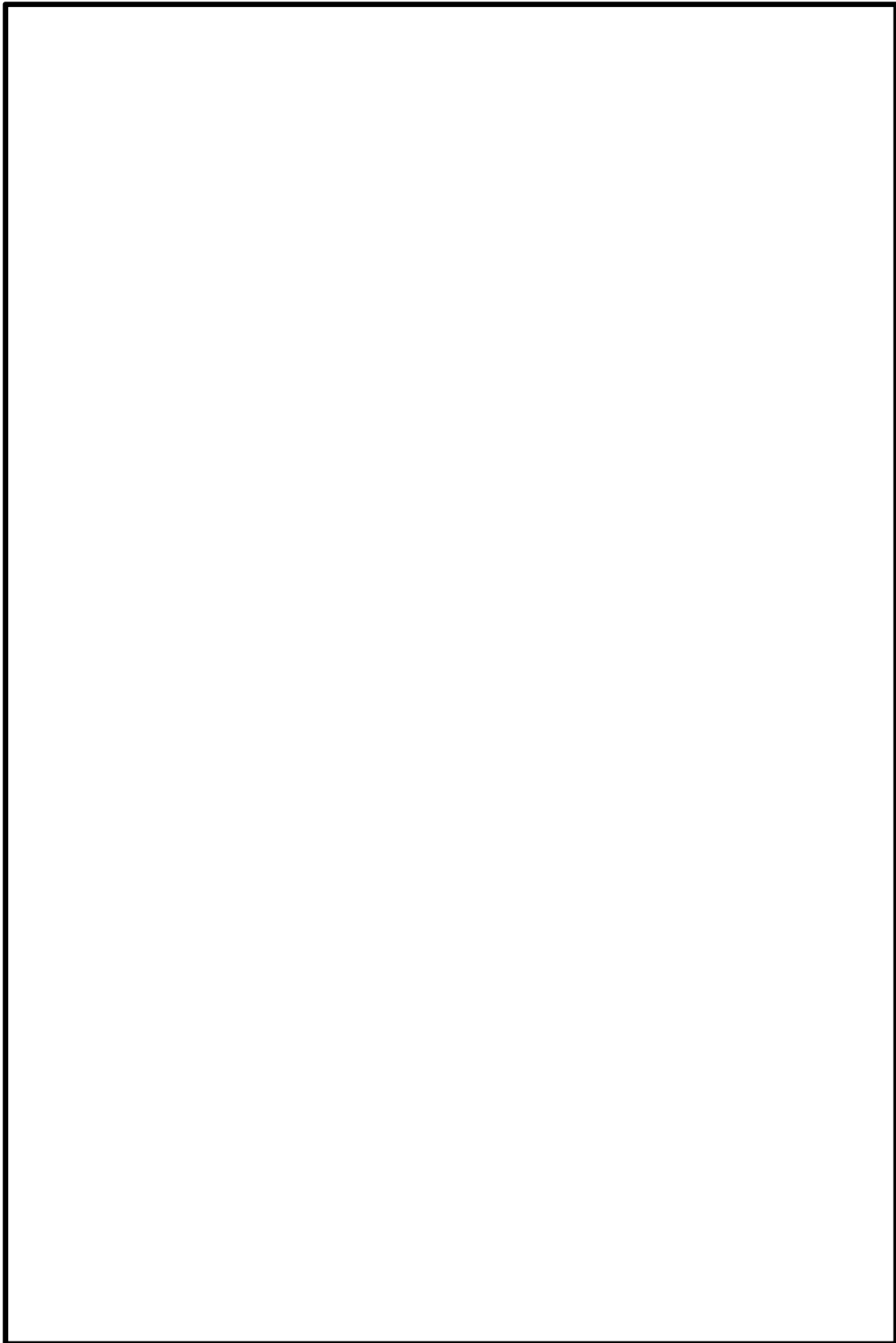
操作対象弁			
弁番号	弁名	設置場所	区画
P13-F010	CRD 復水入口弁	CRD ハルブ室	
N21-F045	CRD 復水積算流量計出口弁	T/B B1F グラント 蒸気復水器室	
N21-F046	CRD 復水積算流量計バypass弁	T/B B1F グラント 蒸気復水器室	

b. CRDの隔離操作時におけるアクセス通路



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。





枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2. 系統切替操作時のアクセス通路における溢水水位

(1) 燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した場合（冷却機能喪失時）

- a. 残留熱除去系への切替時に操作が必要となる弁とアクセス通路及びアクセス通路における溢水水位について

(a) 操作対象弁リスト

表 2-1 残留熱除去系 A 系の操作対象弁

操作対象弁			
弁番号	弁名	設置場所	防護区画
E11-F025A	RHR A 系封水入口弁		
E11-F029A	RHR A 系 FPC 吸込連絡弁		
E11-F030A	RHR A 系 FPC 供給連絡弁		
E11-F503AX	RHR 熱交換器 (A) 管側入口第一ベント弁		
E11-F503AY	RHR 熱交換器 (A) 管側入口第二ベント弁		
E11-F506AX	RHR A 系停止時冷却吸込ライン第一ベント弁		
E11-F506AY	RHR A 系停止時冷却吸込ライン第二ベント弁		
E11-F512AX	RHR A 系格納容器スプレライン第一ベント弁		
E11-F512AY	RHR A 系格納容器スプレライン第二ベント弁		
E11-F513X	RHR ヘッドスプレイ注込ライン第一ベント弁		
E11-F513Y	RHR ヘッドスプレイ注込ライン第二ベント弁		
G41-F022	FPC RHR 供給連絡弁		
G41-F023	FPC RHR 戻り連絡弁		
G41-F520	FPC RHR 供給連絡ラインベント弁		
G41-F523	FPC RHR 戻り連絡ラインベント弁		

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 2-2 残留熱除去系 B 系の操作対象弁

操作対象弁			
弁番号	弁名	設置場所	防護区画
E11-F025B	RHR B 系封水入口弁		
E11-F029B	RHR B 系 FPC 吸込連絡弁		
E11-F030B	RHR B 系 FPC 供給連絡弁		
E11-F503BX	RHR 熱交換器 (B) 管側入口 第一ベント弁		
E11-F503BY	RHR 熱交換器 (B) 管側入口 第二ベント弁		
E11-F506BX	RHR B 系停止時冷却吸込 ライン第一ベント弁		
E11-F506BY	RHR B 系停止時冷却吸込 ライン第二ベント弁		
E11-F512BX	RHR B 系格納容器スプレライン 第一ベント弁		
E11-F512BY	RHR B 系格納容器スプレライン 第二ベント弁		
G41-F022	FPC RHR 供給連絡弁		
G41-F023	FPC RHR 戻り連絡弁		
G41-F520	FPC RHR 供給連絡ライン ベント弁		
G41-F523	FPC RHR 戻り連絡ライン ベント弁		

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(b) 残留熱除去系への切替時におけるアクセス通路

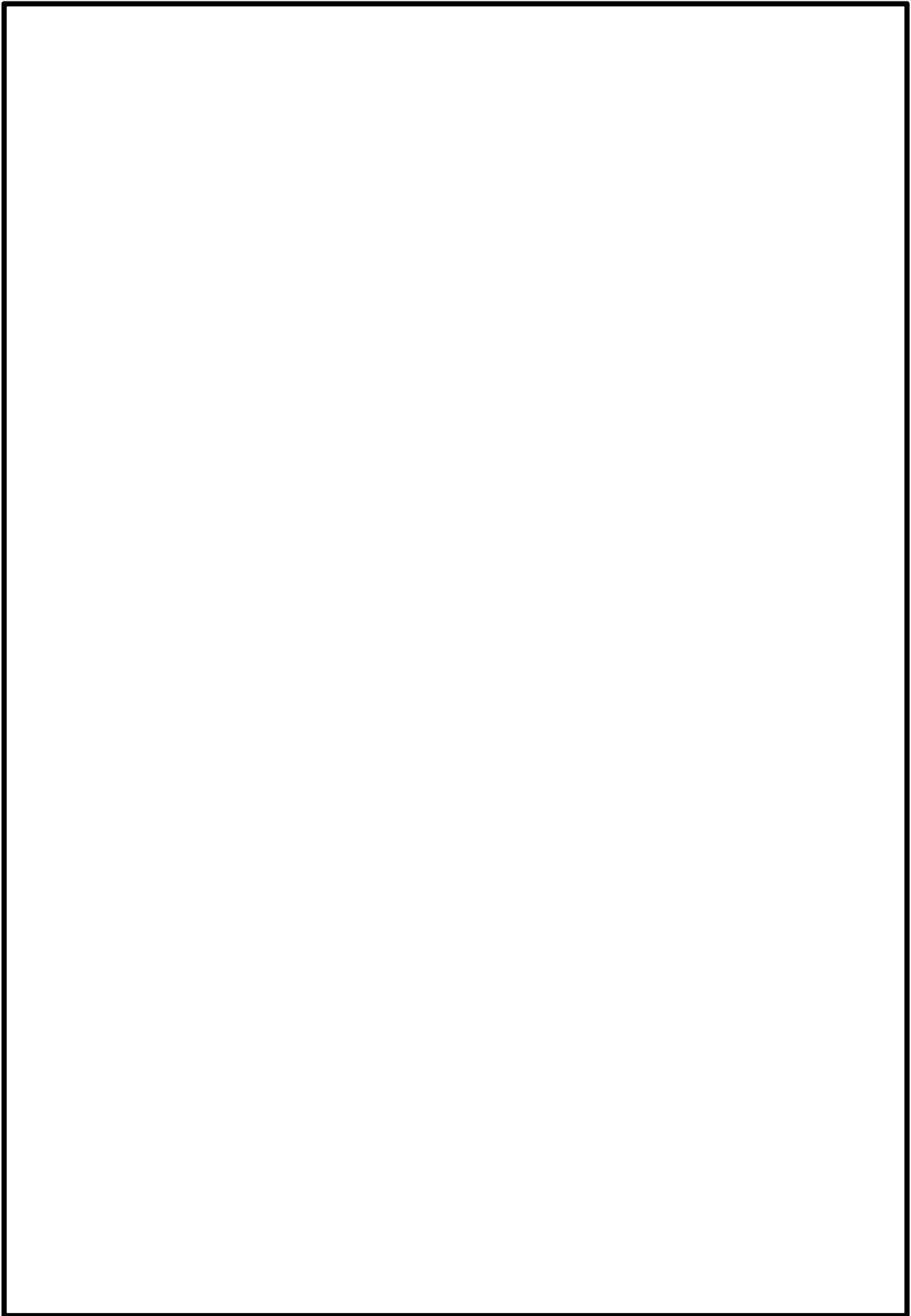


図 2-1 残留熱除去系 A 系への切替操作時におけるアクセス通路

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

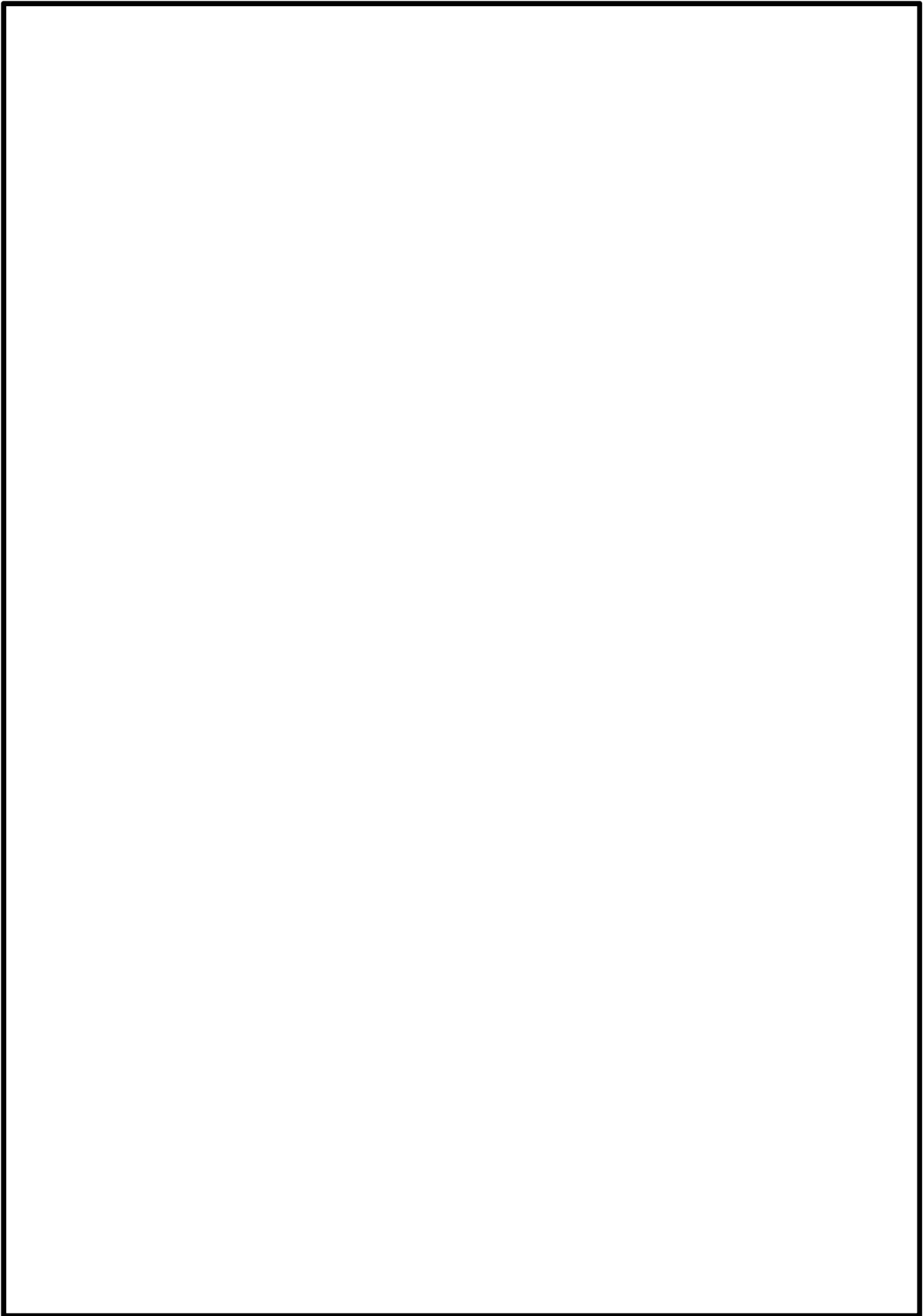


図 2-2 残留熱除去系 B 系への切替操作時におけるアクセス通路

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(c) 残留熱除去系への切替時におけるアクセス通路の溢水水位

表 2-3 RHR への切替時におけるアクセス通路の溢水水位 (冷却機能喪失時)

発生区画	想定破損	使用済み燃料プール				アクセス 通路上の 最大水位 (m)	アクセス 可否
		冷却機能					
		FPC		RHR			
		A系	B系	A系	B系		
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	RCW(A)	×	×	×	○	0.3	可
	RCW(B)	×	×	○	×	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0.3	可
	FPC	×	×	○	○	0	可
	FPC	×	×	○	○	0.2	可
	FPC	×	×	○	○	0.2	可
	FPC	×	×	○	○	0.2	可
	FPC	×	×	○	×	0.2	可
	FPC	×	×	○	○	0.2	可

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 燃料プール補給水系の機能が喪失した場合（補給機能喪失時）

a. 残留熱除去系への切替時に操作が必要となる弁とアクセス通路及びアクセス通路における溢水水位について

(a) 操作対象弁リスト

表 2-4 残留熱除去系 A 系の操作対象弁

操作対象弁			
弁番号	弁名	設置場所	防護区画
E11-F030A	RHR A 系 FPC 供給連絡弁		
G41-F023	FPC RHR 戻り連絡弁		

表 2-5 残留熱除去系 B 系の操作対象弁

操作対象弁			
弁番号	弁名	設置場所	防護区画
E11-F030B	RHR B 系 FPC 供給連絡弁		
G41-F023	FPC RHR 戻り連絡弁		

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(b) 残留熱除去系への切替時におけるアクセス通路

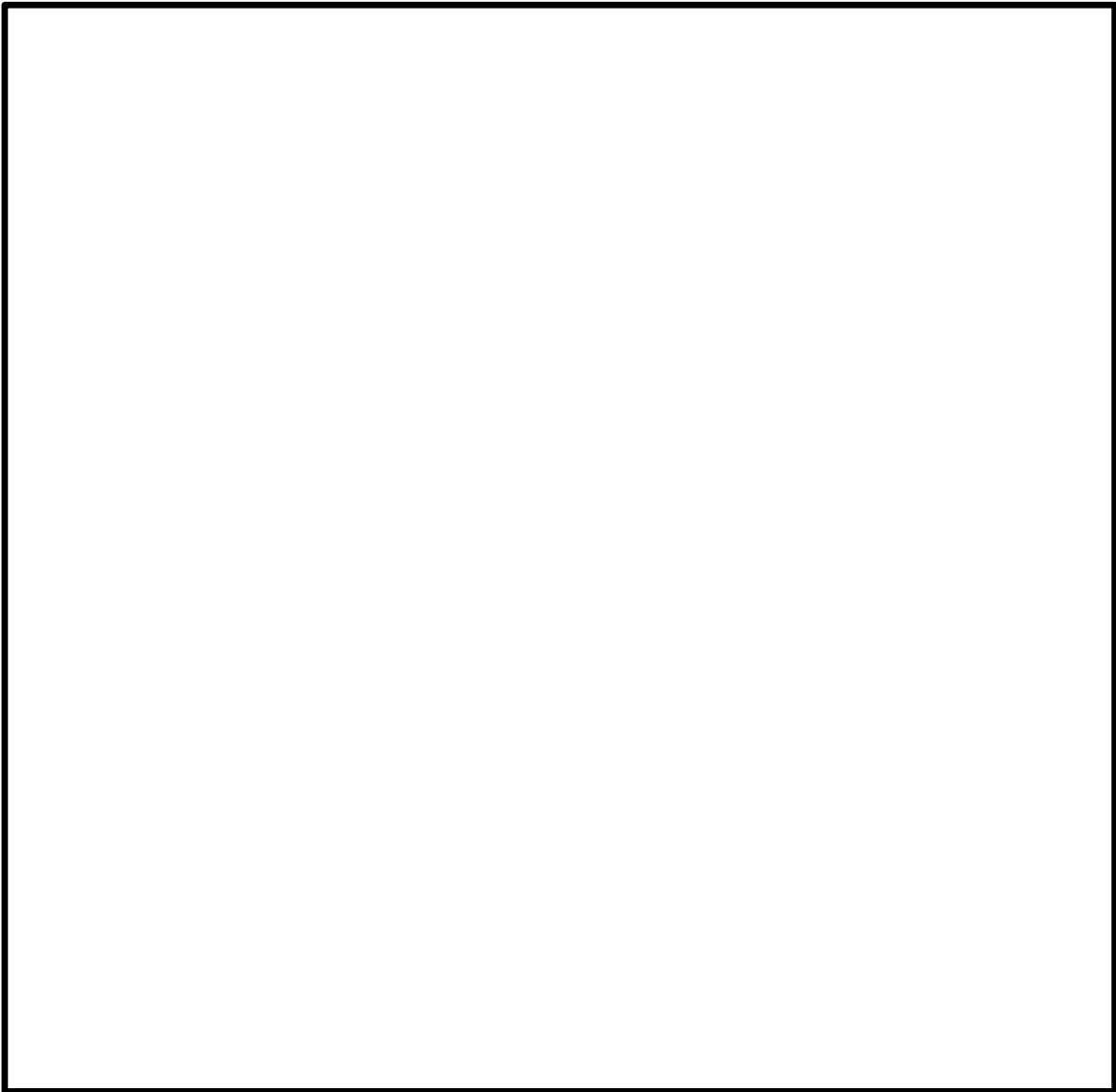


図 2-3 残留熱除去系 A 系への切替操作時におけるアクセス通路

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



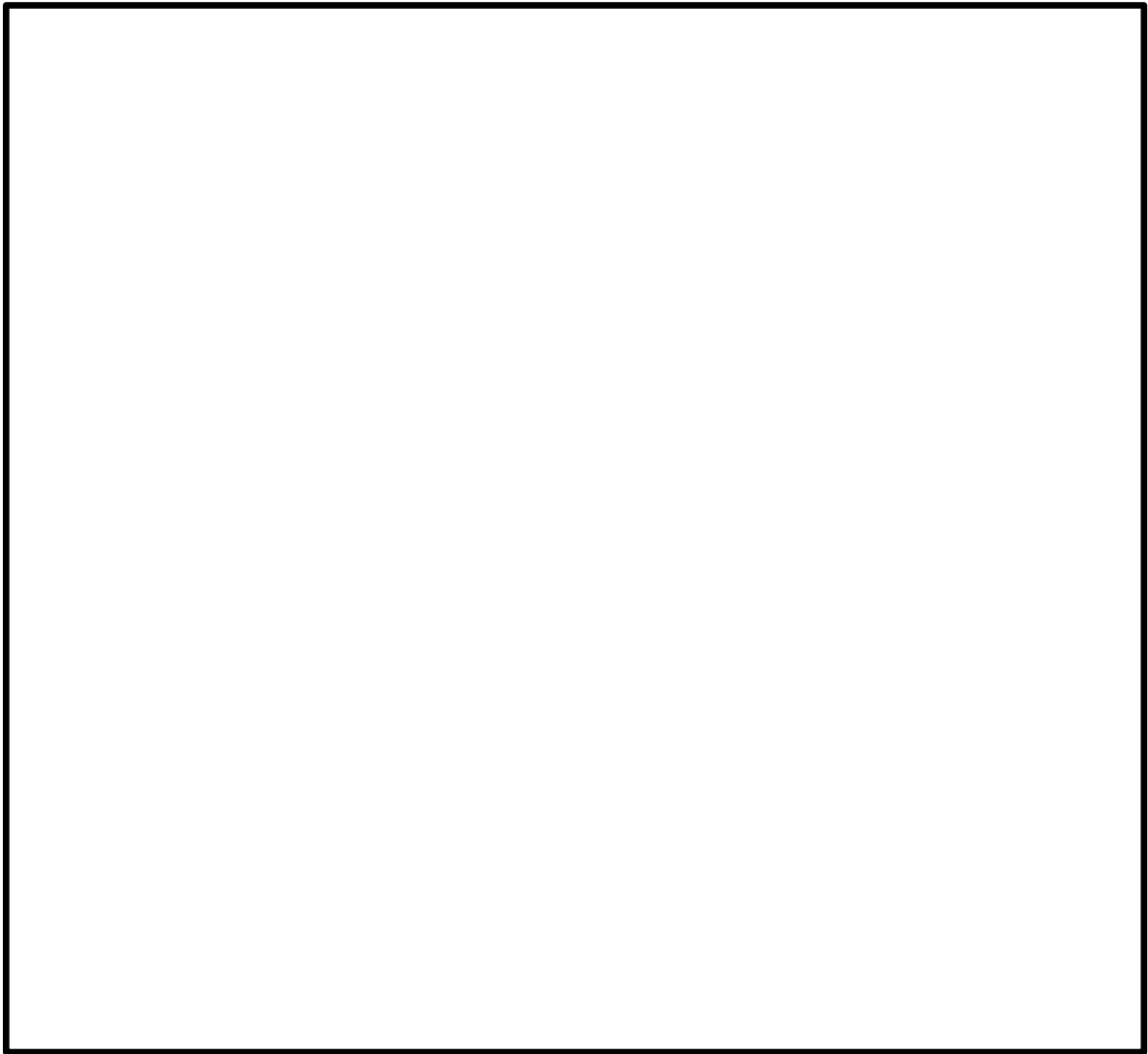


図 2-4 残留熱除去系 B 系への切替操作時におけるアクセス通路

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(c) 残留熱除去系への切替時におけるアクセス通路の溢水水位

表 2-6 RHR への切替時におけるアクセス通路の溢水水位(給水機能喪失時)(1/2)

発生区画	想定破損	使用済燃料プール			アクセス 通路上の 最大水位 (m)	アクセス 可否
		給水機能				
		FPMUW	RHR			
			A 系	B 系		
	FPMUW	×	○	○	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	HECW(B)	×	○	×	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	FPMUW	×	○	○	0.3	可
	HECW(B)	×	○	×	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	HPCW	×	○	○	0.3	可
	FPMUW	×	○	○	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 2-6 RHR への切替時におけるアクセス通路の溢水水位(給水機能喪失時)(2/2)

発生区画	想定破損	使用済燃料プール			アクセス 通路上の 最大水位 (m)	アクセス 可否
		給水機能				
		FPMUW	RHR			
			A 系	B 系		
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	FPMUW	×	○	○	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	HPCW	×	○	○	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	RCW(B)	×	○	×	0.3	可
	RHR(B)	×	○	×	0.3	可

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 薬品によるアクセス性への影響

溢水源の中で、アクセスルートに影響を与える可能性があり、かつ、薬品等を含むことで化学的な特性を持ち、人体に影響を与える可能性のあるものとして以下が抽出される。

- (1) ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）
- (2) 防食剤

この内、ほう酸水注入系はほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）を内包するが、当該溶液はほう酸水タンク内に貯留されており、その周囲にはタンク内の全容量分を滞留可能な堰が設置されている。これにより、万が一、ほう酸水溶液が漏えいした場合においても、その影響範囲を堰内に制限できる。（補足説明資料 29 参照）

防食剤については、原子炉補機冷却系のような閉ループとなっている系統に注入されているが、濃度は十分に低いことから、アクセス性への影響はない。

なお、中和装置には苛性ソーダ及び硫酸が存在するが、いずれも廃棄物処理エリアに設置されており、隔離操作に伴うアクセスにおいて、これらが影響を及ぼすことはない。

また、現在想定している溢水源中の薬品の他に、個別の容器等の形で保管されている薬品が存在するが、アクセスルートに影響のある場所に保管されておらず、またプラスチック容器に保管されており、万が一、漏えいが発生した場合においても、ごく少量であることからアクセス性への影響はない。

## 現場操作時の線量影響について

現場操作に期待する溢水源の中で、漏えい時に作業環境が線量の観点から厳しくなる溢水源としては、使用済燃料プール水またはサプレッションプール水が考えられる。これら溢水源が内包する放射能濃度は、表 1 に示すとおり約  $1.1 \sim 3.7 \times 10^2$  Bq/cm<sup>3</sup> であり、実効線量としては約  $6.5 \times 10^{-4} \sim 5.0 \times 10^{-1}$  mSv となる。評価結果は、緊急作業時における許容実効線量である 100mSv を下まわっており、隔離操作等において支障がないことを確認した。

なお、放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい時に環境中の線量率が最も厳しくなる系統は、原子炉冷却材浄化系であるが、本系統は自動隔離が可能であり現場での操作が不要であることから対象外としている。

表 1 実効線量評価結果

溢水源	使用済燃料プール水 (FPC)	サプレッションプール水 (RHR)
放射能濃度	約 $1.1 \text{ Bq/cm}^3$	約 $3.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$
現場操作時間	漏えい箇所の特定期間：35 分 <sup>※1</sup> 漏えい箇所の隔離時間：20 分 <sup>※2</sup>	
	系統切替操作時間：15 分 <sup>※3</sup>	—
実効線量	約 $6.5 \times 10^{-4} \text{ mSv}$	約 $5.0 \times 10^{-1} \text{ mSv}$

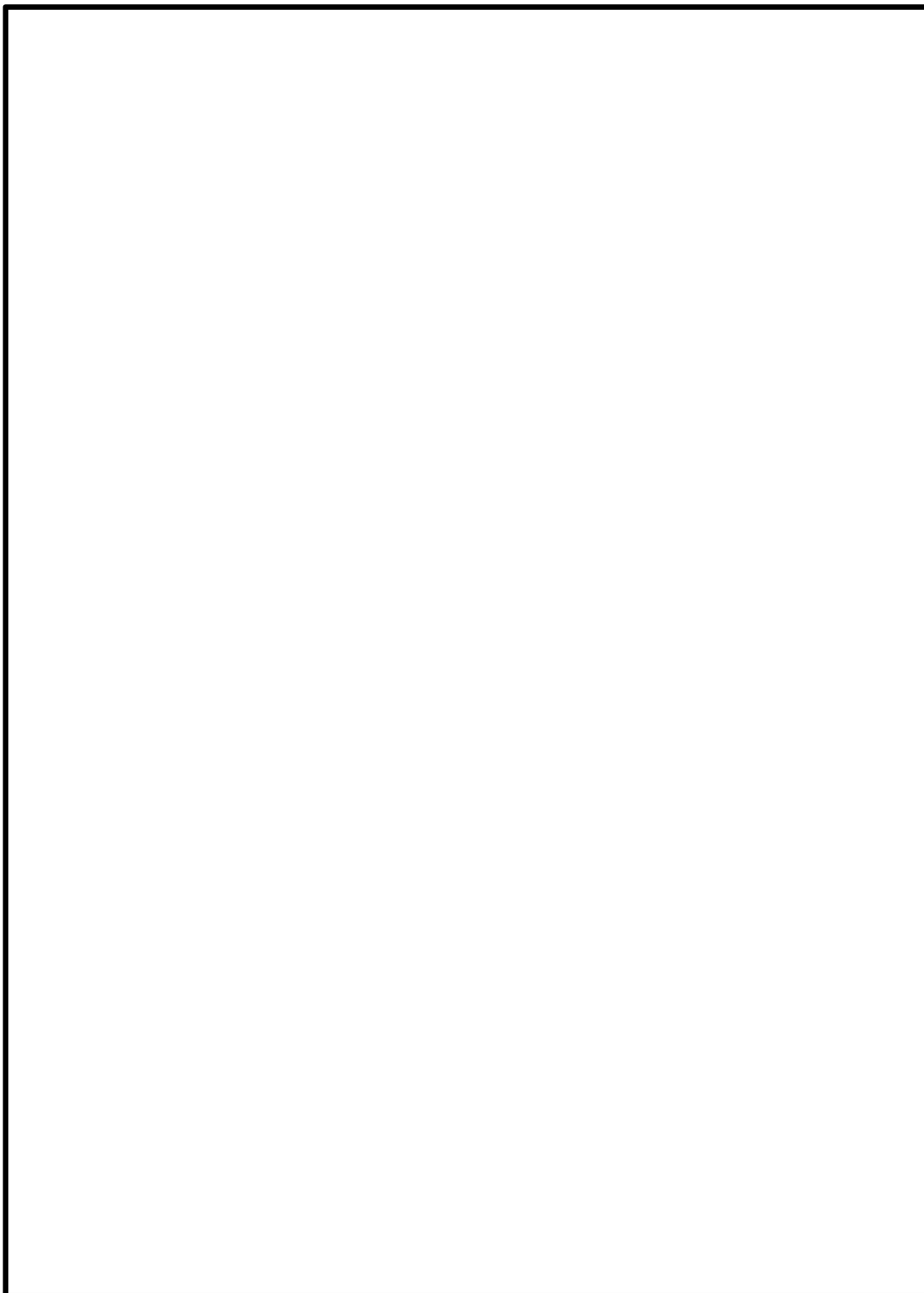
※ 1 原子炉建屋原子炉棟全域の確認に要する時間（補足説明資料 5 参照）

※ 2 溢水ガイドに記載されている目安時間（検証時間は、補足説明資料 5 参照）

※ 3 使用済燃料プールの冷却機能・給水機能喪失時における、現場での残留熱除去系への切替操作時間

アクセス通路上における漂流物対策状況について

代表例として、残留熱除去系A系への切替操作時におけるアクセス通路上の漂流物対策状況を以下に示す。



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 【指摘事項：152-15】

機能喪失高さの裕度の考え方について、浸水時の揺らぎ等を考慮して説明すること。

## 1. 回答

防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合のゆらぎ影響評価結果については、既に説明済みであるが、機能喪失高さの設定を以下のとおり見直したため、補足説明資料13「防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合のゆらぎ影響評価」についても修正を実施した。

## (1) 前回説明時（第154回：H26.10.30）における機能喪失高さの設定方法

- a. 設計図書から機能喪失高さを読み取り、その値から最大水上高さである55mmを差し引いた値を機能喪失高さ（設計値）として設定
- b. 現場ウォークダウンにて、実際の機能喪失高さを計測（実測）し、機能喪失高さ（計測値）として設定
- c. 機能喪失高さ（設計値）が機能喪失高さ（計測値）より低い（小さい）ことを確認した上で、溢水影響を判定する際の機能喪失高さとしては、基本的に機能喪失高さ（設計値）を使用

## (2) 見直し後の機能喪失高さの設定方法

- a. 設計図書から機能喪失高さを読み取り、その値から最大水上高さである55mmを差し引いた値を機能喪失高さ（設計値）として設定
- b. 現場ウォークダウンにて、実際の機能喪失高さを計測（実測）し、その値から最大水上高さである55mmを差し引いた値を機能喪失高さ（計測値）として設定
- c. 機能喪失高さ（設計値）と機能喪失高さ（計測値）の低い（小さい）方を溢水影響を判定する際の機能喪失高さとして設定。

## 2. 参照資料

- (1) 補足説明資料13「防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合のゆらぎ影響評価」

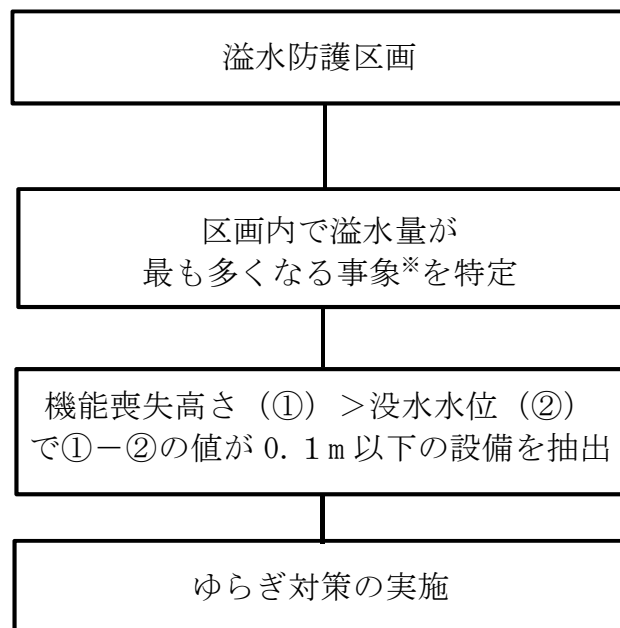
## 防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合のゆらぎ影響評価

## 1. はじめに

没水影響評価において、判定基準（機能喪失高さ＞溢水水位）は満足しているが裕度が少ない防護対象設備があるため、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、想定される消火水の放水による溢水、地震による機器の破損等により生じる溢水による影響評価結果から、裕度が少ない対象機器を抽出し、水面の揺らぎによる影響を検討する。

## 2. 検討手順

図1に示す手順にて対象設備の抽出を実施した。



※ 区画内での溢水を除く

図1 ゆらぎ影響評価の対象設備抽出手順



### 3. 影響評価

#### (1) 想定する機器の破損等により生じる溢水による影響評価

想定する機器の破損等により生じる溢水による影響評価において、溢水の伝播に伴う水面のゆらぎによる影響を検討した。

判定基準（機能喪失高さ > 溢水水位）に対して余裕が少ない防護対象設備への伝播について、概ね共通通路部等を通じ当該エリアに伝播することから、溢水の伝播による水面のゆらぎの影響は小さいと考えられるが、更なる安全性向上対策として水面のゆらぎ対策を実施する。

表 1 に想定する機器の破損等により生じる溢水による影響に対して、余裕が小さい防護対象設備と実施するゆらぎ対策を示す。

表 1 想定破損による影響に対する対策を実施する防護対象設備

区画番号	防護対象設備 (機器番号)	没水水位 (m) ①	機能喪失 高さ(m) ②	余裕(m) ②－①	対策
	CAMS 電磁弁 (サブ°ル切替弁) (D23-F001A)	0.3	0.385	0.085	堰設置※ <sup>1</sup>
	CAMS 電磁弁 (サブ°ル切替弁) (D23-F004A)		0.375	0.075	
	HECW (A) 往還差圧調節弁 (P25-F014A)		0.395	0.095	—※ <sup>2</sup>

※<sup>1</sup> 区画入口に堰を設置する。設置する堰は、止水性能試験により、その有効性が確認されたものを設置する

※<sup>2</sup> 図 2 に示すとおり、設定している機能喪失高さは相当の余裕を有していることから、ゆらぎ対策が不要であることを確認

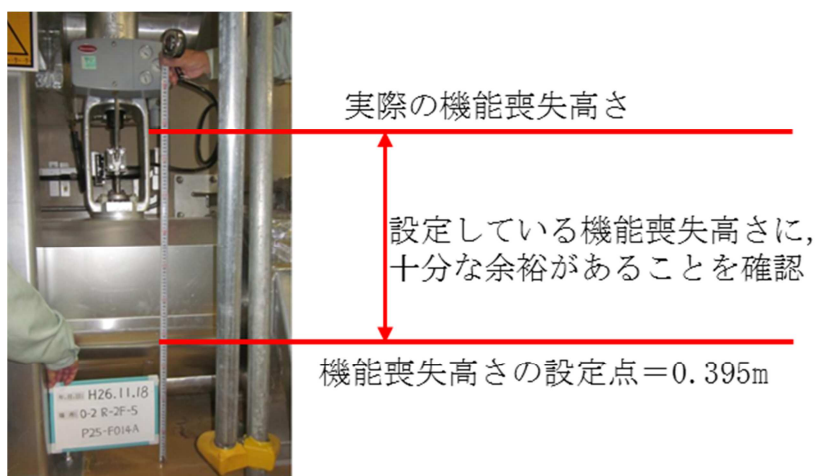


図 2 HECW (A) 往還差圧調節弁の機能喪失高さ

(2) 想定される消火水の放水による溢水による影響評価

想定される消火水の放水による溢水による影響評価において、溢水の伝播に伴う水面のゆらぎによる影響を検討した。

その結果、想定する機器の破損等により生じる溢水による影響評価の結果に全て包含されることから、消火水の放水による影響に対するゆらぎ対策は不要であることを確認した。

(3) 地震による機器の破損等により生じる溢水による影響評価

地震による機器の破損等により生じる溢水による影響評価において、溢水の伝播に伴う水面のゆらぎによる影響を検討した。

その結果、想定する機器の破損等により生じる溢水による影響評価の結果に全て包含されることから、地震による機器の破損等により生じる溢水による影響に対するゆらぎ対策は不要であることを確認した。

4. 没水影響評価における保守性について

- (1) 溢水量を算出する際に、配管口径、配管長から算出される計算値に対して、10%のマージンを確保している。
- (2) 機能喪失高さの設定にあたっては、床勾配分を考慮している。
- (3) 溢水防護区画内に設置されている床ドレンについては、溢水水位が高くなるように他の区画へ流出しない設定としている。

没水影響評価においては、以上のように保守性を確保しているが、表1に記載したとおり、ゆらぎ対策を実施する。

**【指摘事項：152-19】**

ほう酸水が水と異なる影響を与える可能性について検討すること。評価不要の場合は、その根拠を示すこと。(分析用の劇薬等についても調査すること)

1. 回答

ほう酸水が漏えいした場合の影響，分析用の劇薬等が漏えいした場合の影響について評価を実施し，その影響がないことを確認した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 29 「ほう酸水漏えい等による影響について」

## ほう酸水漏えい等による影響について

## 1. ほう酸水の漏えいによる影響

ほう酸水注入系（以下、「SLC」という）からの溢水は以下のように設定しており、ほう酸水漏えいによる影響については、考慮する必要はない。

- (1) SLCからの溢水量算出にあたっては、待機状態を想定している。（常時「閉」の弁にてほう酸水注入系貯蔵タンクとは隔離されている）
- (2) SLCは待機状態において純水により封水されていることから、純水の漏えいを想定している。
- (3) ほう酸水注入系貯蔵タンクは、最高使用圧力が静水頭であるため、破損を想定する必要はない。（想定破損は除外）
- (4) SLC系は耐震Sクラスであるため、地震時溢水は考慮不要である。
- (5) 万一、ほう酸水注入系貯蔵タンクが破損した場合においても、タンク容量を貯留可能な堰が設置されていること、また、当該区画には床ドレン系が設置されていないことから、他区画にほう酸水が拡散することはない。
- (6) なお、SLC系の系統保有水量には、保守的にほう酸水注入系貯蔵タンクの容量（20.2m<sup>3</sup>）を含めて算出している。

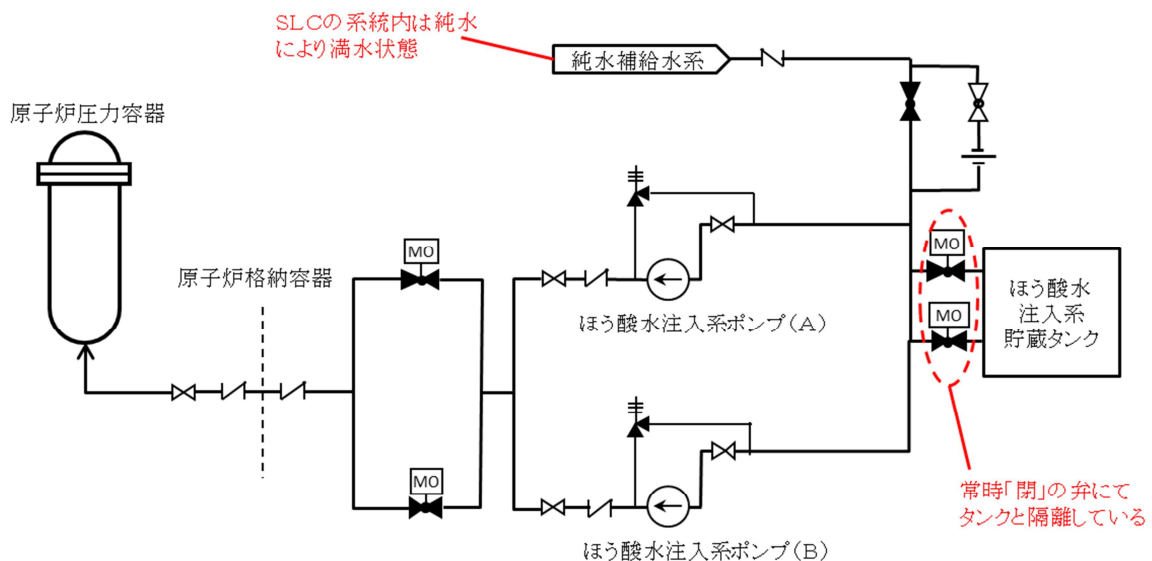


図1 ほう酸水注入系概略系統図

## 2. 分析用の薬品漏えいによる影響

女川2号炉に化学分析室はなく、分析用の薬品による影響はない。

【指摘事項：152-23】

スロッシング解析による溢水量評価の保守性について、解析モデルの不確かさや解析条件設定の観点も含めて説明すること。

【指摘事項：175-10】

使用済燃料プールのスロッシング評価におけるプール内構造物のモデル化の考え方について、評価の保守性を含めて説明すること。

1. 回答

使用済燃料プールのスロッシング評価における溢水量の保守性については、解析コードの検証結果を補足説明資料 19「スロッシング評価に用いた汎用熱流体解析コードの概要」の別紙「汎用熱流体解析コード「FLUENT」の検証の概要」、解析モデル、解析条件、溢水量の取扱いおよび地震力を3方向組み合わせた場合の影響確認結果を補足説明資料 31「使用済燃料プールのスロッシング評価における溢水量の保守性について」に示す。

2. 参照資料

- (1) 補足説明資料 19「スロッシング評価に用いた汎用熱流体解析コードの概要」
- (2) 補足説明資料 31「使用済燃料プールのスロッシング評価における溢水量の保守性について」

## 汎用熱流体解析コード「FLUENT」の検証の概要

使用済燃料プールのスロッシング解析は、汎用流体解析コード「FLUENT」(Ver14.5) (以下 FLUENT という。)を用いて実施している。この汎用熱流体解析コードの検証として、矩形プールのスロッシング試験結果について本解析コードで解析した結果、プール内部の液面変動及び溢水量が試験とほぼ一致する。

### 検証の概要

矩形プールのスロッシング試験結果\*を基に、スロッシング解析に対する FLUENT コードの適用性を検証した。

\*)矩形プールのスロッシング抑制法(3) 水平抑制板の溢水量低減効果 M34 (株)東芝 ○渡邊 和、丹羽 博志、露木 陽、藁科 正彦(日本原子力学会「2013年春の年会」2013年3月26～28日、近畿大学 東大阪キャンパス)

### 水流動試験

#### (1) 試験装置

矩形プールを模擬した試験体を図-1に示す。

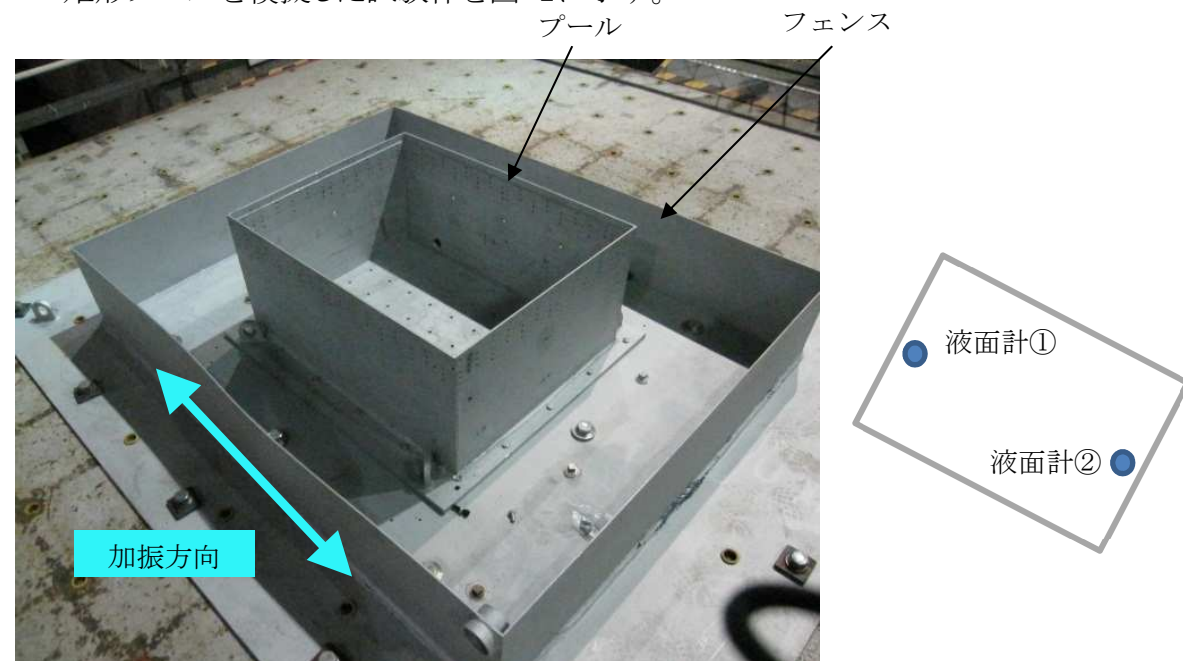


図-1 試験体形状

#### (2) 試験体寸法

プール寸法は 900mm×700mm×413mm、基準水位は 350mm(水量約 0.22m<sup>3</sup>)である。

#### (3) 加振条件

プール長辺方向のスロッシング 1 次固有振動数は 0.85Hz である。この時の共振振動数による正弦 5 波で長辺方向に加振する。

#### (4) 計測項目

- 液面変動:試験体短辺の中心付近に設置した液面計により計測
- 溢水量;加振後の水位低下量を計測

### 検証解析

#### (1) 解析モデル

試験体プールの形状を模擬した 3 次元モデルを作成した。解析モデルの概要を図-2に示す。

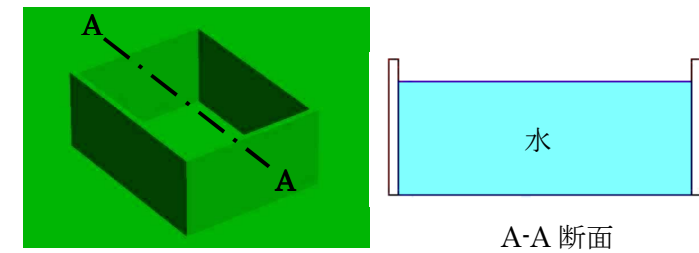


図-2 解析モデル概要

#### (2) 解析結果

##### ○ 液面変動の比較

プール長辺方向の液面変動について、試験と解析を比較した結果を図-3に示す。解析は試験とほぼ同じ液面変動を示す。

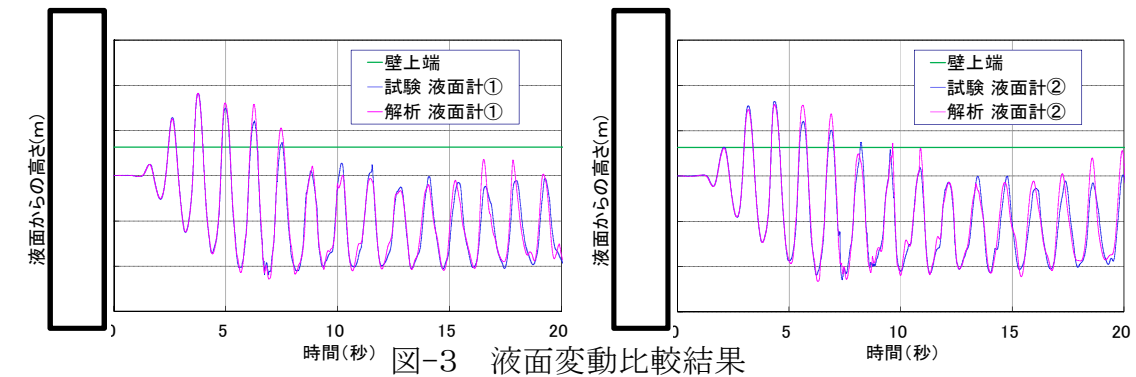


図-3 液面変動比較結果

##### ○ 溢水量比較

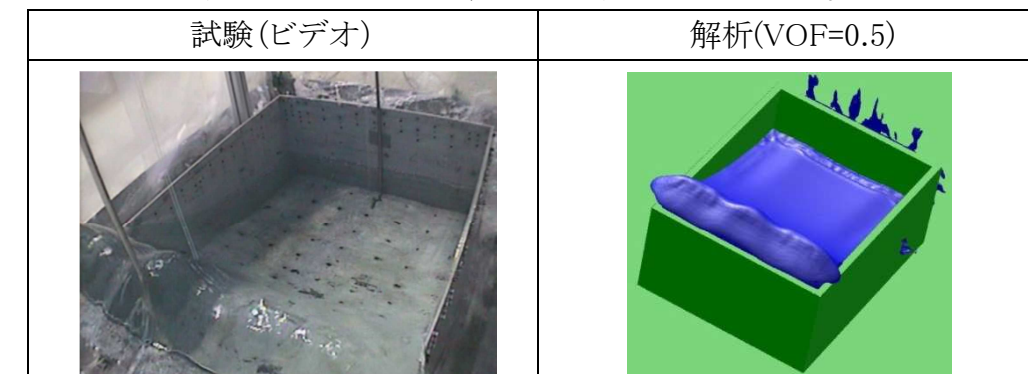
試験と解析の溢水量を比較した結果を表-1に示す。解析の溢水量は、試験の約 97%である。

表-1 溢水量比較

試験	0.079m <sup>3</sup>
解析	0.077m <sup>3</sup>

##### ○ スロッシング挙動比較

液面挙動の比較を以下に示す(液位がほぼ最高を示す時点)。



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 使用済燃料プールのスロッシング評価における保守性について

## 1. 溢水評価における保守性

女川2号炉の使用済燃料プールスロッシング評価で用いた汎用熱流体解析コード「FLUENT」は、自由表面の大変形を伴う複雑な3次元流体现象を精度良く計算することができるものであり、本解析コードについては、小型の矩形容器を用いた加振試験結果による検証を行った結果、溢水量は試験結果とほぼ一致しており、妥当と判断している。<sup>※1</sup>

また、スロッシング評価における解析モデルは、スロッシング挙動を抑制する方向に働くプールの内部構造物や止水板をモデル化しないこと、解析条件としては、一度プール外に流出した溢水の戻りを考慮しないこととし、評価結果が保守的な評価となるようにしている。

更に、溢水影響評価に適用する溢水量の取扱いとして、スロッシング評価結果を10%割増しすることによって、トータル的にも十分に保守性を持たせるように配慮している。

※1 補足説明資料19 「スロッシング評価に用いた汎用熱流体解析コードの概要」

表1 スロッシング評価における各項目での保守性

項目	内容	
解析モデル	内部構造物：使用済燃料ラック，制御棒貯蔵ハンガ等（図1の①）	使用済燃料プールの内部構造物については，スロッシング挙動を抑制する方向に働くが，内部構造物をモデル化しないことによって保守的な評価とする。
	止水板（図1の②）	使用済燃料プール廻りに設置された止水板については，スロッシングによる溢水を抑制する効果があるが，モデル化しないことによって，保守的な評価とする。
解析条件	スロッシングによって一度プール外に流出した溢水については，プール内に戻る場合も想定されるが，保守的な扱いとしてプール内への戻りを考慮しない。	
溢水量	スロッシング評価結果を10%割増しすることで，溢水影響評価に適用する溢水量を保守的に設定する。	

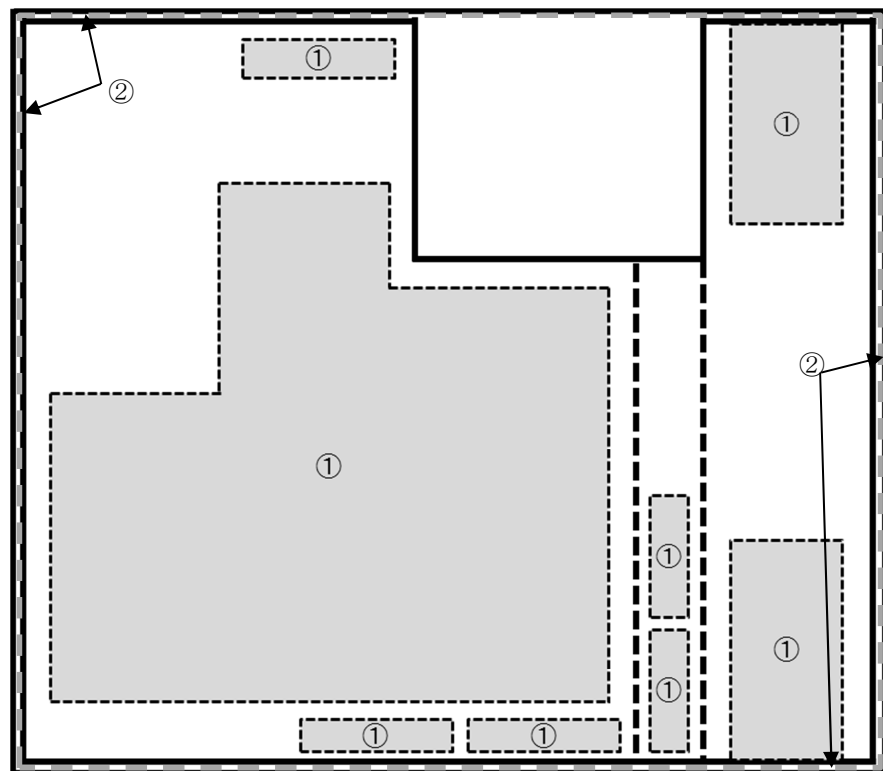


図1 使用済燃料プール平面概略図



## 2. スロッシング評価における地震力の組合せ

スロッシング評価における評価用地震動は、使用済燃料プールのスロッシング周期(3~5秒)で応答が卓越する基準地震動  $S_s - 2$  とし、原子炉建屋の水平方向 (NS, EW) および鉛直方向 (UD) に対する地震応答解析結果から得られた地震力 (加速度時刻歴) を NS + UD 方向および EW + UD 方向と組み合わせ、三次元スロッシング解析を 2 ケース実施し、溢水量の大きいケースを溢水影響評価に適用している。

なお、評価用地震動である基準地震動  $S_s - 2$  は、特定の方向性を持たない応答スペクトル手法に基づき策定された地震動であるため、スロッシング評価においては、原子炉建屋の応答軸である水平方向 (NS および EW の 1 方向) と鉛直方向 (UD) の地震力を組み合わせているものであるが、水平 2 方向と鉛直方向の地震力を組み合わせた場合の溢水影響評価に与える影響について検討を行う。

ここで、水平 2 方向および鉛直方向の地震力を組み合わせた場合の溢水量としては、簡便な取扱いとして、NS + UD 方向 (ケース①: 溢水量  $14 \text{ m}^3$ ) と EW + UD 方向 (ケース②: 溢水量  $14 \text{ m}^3$ ) の溢水量を足し合せ、保守的に  $30 \text{ m}^3$  (ケース③) とし、溢水影響評価に与える影響を確認した。

影響確認結果として、ケース③の溢水量が原子炉建屋原子炉棟 3 階 (オペフロ) に流出した場合、没水影響評価で用いる評価高さは、表 2 に示すとおり同一となり、溢水影響評価に与える影響はない。

また、表 3 に示すとおり、使用済燃料プールの水位低下の差は 10cm 程度であることから、使用済燃料プールの冷却機能および遮へい機能への影響は、表 4, 5 に示すとおり、僅かであり問題ないものと判断できる。

表 2 没水影響評価への影響確認結果

評価ケース	計算値	没水影響評価で用いる評価高さ	評価結果
ケース①, ② (溢水量 $14 \text{ m}^3$ )	$14 (\text{m}^3) / 830.1 (\text{m}^2)$ $= 0.0169 \text{ m}$	0.1m	○
ケース③ (溢水量 $30 \text{ m}^3$ )	$30 (\text{m}^3) / 830.1 (\text{m}^2)$ $= 0.0362 \text{ m}$	0.1m	○
(参考) 原子炉建屋原子炉棟 3 階 (オペフロ) において、最も機能喪失高さが低い防護対象機器は、RCW サージタンク(A)水位差圧伝送器(0.105m)である。			

表3 スロッシング後の使用済燃料プール水位

初期プール水位 (m)		11.515 (O. P. +32.895)
地震後のプール水位 (m)	ケース①, ② (溢水量 14m <sup>3</sup> )	11.415 <sup>*1</sup> (O. P. +32.795)
	ケース③ (溢水量 30m <sup>3</sup> )	11.315 <sup>*2</sup> (O. P. +32.695)

※1 溢水量 14m<sup>3</sup> に対する結果

※2 溢水量 30m<sup>3</sup> に対する結果

表4 使用済燃料プールの冷却機能維持の確認結果

評価ケース	地震後のプール水位 (m)	プール冷却に必要な 水位 (m) <sup>*1</sup>	評価結果
ケース①, ② (溢水量 14m <sup>3</sup> )	11.415 (O. P. +32.795)	11.515 (O. P. +32.895)	○ <sup>*2</sup>
ケース③ (溢水量 30m <sup>3</sup> )	11.315 (O. P. +32.695)	11.515 (O. P. +32.895)	○ <sup>*2</sup>

※1 保安規定で定められている、水温 (65℃以下) が保たれるために必要な水位として、保守的にオーバーフロー水位を設定した。

※2 地震後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による補給が可能であり、冷却機能維持への影響はない。(地震起因の溢水影響評価において、残留熱除去系の機能が維持されることを確認している)

表5 使用済燃料プールの遮へい機能への影響確認結果

評価ケース	地震後のプール水位 (m)	遮へいに必要な 水位 <sup>*1</sup> (m)	評価結果
ケース①, ② (溢水量 14m <sup>3</sup> )	11.415 (O. P. +32.795)	7.958 (O. P. +29.338)	○
ケース③ (溢水量 30m <sup>3</sup> )	11.315 (O. P. +32.695)	7.958 (O. P. +29.338)	○

※1 使用済燃料プール水面の設計基準線量率 (≦0.05 mSv/h) を満足する水位

## 【指摘事項：152-29】

屋外タンクのうち、影響を考慮する対象から軽油タンクを除外する理由について、タンクの構造等を併せて説明すること。

## 1. 回答

屋外の溢水影響評価に影響を及ぼす大型の水源（1000m<sup>3</sup>以上の大型タンク）については、最高使用圧力が静水頭であり、想定破損による評価が除外できる。このため、屋外タンクによる溢水影響評価においては、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されないタンクについて、複数同時破損を想定した溢水影響評価を実施している。

軽油タンクおよび復水貯蔵タンクは、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保される耐震Sクラス（Sクラス相当含む）のタンクであるため評価から除外している。

## 2. 参照資料

- (1) 本文 13(2)「屋外タンクからの溢水影響評価」

## 本文（抜粋）

## 13 屋外タンクからの溢水影響評価

## (1) はじめに

屋外タンク（屋外にあり溢水源となりうる設備を含む）自体は防護対象ではないが、屋外タンクの破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋（廃棄物処理エリアを除く）、制御建屋、海水ポンプ室、復水貯蔵タンク(CST)エリア及び軽油タンク(LOT)エリアに及ぼす影響を確認する。

## (2) 屋外タンクの抽出

女川原子力発電所にある屋外タンクの配置を図 13-1 に、タンク容量を表 13-1 に示す。

ただし、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるタンク（軽油タンクおよび復水貯蔵タンク）は抽出対象から除外する。

【指摘事項：152-30】

苛性ソーダ，硫酸のタンクについては化学的影響の検討結果も示すこと。

1. 回答

屋外に設置されている薬品タンクが地震により転倒（損傷）した際のアクセス性への影響について検討した結果，以下の理由によりアクセス性への影響ないことを確認した。

- (1) 地震起因により屋外薬品タンクから溢水した場合，大部分は防液堤内に流下する。
- (2) 仮に防液堤外に漏えいした場合でも，給排水処理建屋等の外周の側溝に流入することからアクセスルート上に流出する可能性は低い。さらに防護具を携帯することによりアクセスが可能である。
- (3) 地震起因で発生する屋外タンク溢水量の総量に対して，薬品タンクの容量はわずかであり，有毒ガスは発生しない。

2. 参照資料

- (1) 補足説明資料 32 「屋外薬品タンク漏えい時の影響について」

## 屋外薬品タンク漏えい時の影響について

屋外薬品タンクが地震により転倒（損傷）した場合について、大部分は防液堤内に流下するが、防液堤外に漏えいした際のアクセス性への影響について検討した。

## 1. 対象となる薬品タンク

女川原子力発電所にある屋外タンクのうち、評価が必要な薬品タンクを表1に示す。

表1 屋外薬品タンク

タンク名称	基数	設置高さ(m)	容量(m <sup>3</sup> )	評価に用いる容量(m <sup>3</sup> )
1号復水浄化系復水脱塩装置硫酸貯槽	1	O.P. +16.1	5.4	5.4
1号復水浄化系復水脱塩装置苛性ソーダ貯槽	1	O.P. +16.2	20	20
硫酸貯槽	1	O.P. +17.3	3.9	3.9
苛性ソーダ貯槽	1	O.P. +15.7	7	7
H塔再生用硫酸貯留槽	1	O.P. +16.8	0.3	0.3

## 2. 漏えい時の影響

屋外薬品タンクが地震により転倒（損傷）した場合でも以下の理由によりアクセス性への影響はない。

- (1) 地震起因により屋外薬品タンクから溢水した場合、大部分は防液堤内に流下する。
- (2) 仮に防液堤外に漏えいした場合でも、給排水処理建屋等の外周の側溝に流入することからアクセスルート上に流出する可能性は低い。さらに防護具を携帯することによりアクセスが可能である。
- (3) 地震起因で発生する屋外タンク溢水量の総量に対して、薬品タンクの容量はわずかであり、有毒ガスは発生しない。

以上

【指摘事項：154-5】

動作機能により安全機能に影響しないとして評価の対象外としている設備について、プラント停止中も含め、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備が除外されないことがわかる記載とすること。(記載の適正化)

【指摘事項：175-5】

動作機能の喪失により安全機能に影響しないとして、溢水影響評価の対象外とする理由について、プラント停止後の維持も含むのか明確にすること。

1. 回答

防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フローにおいて、溢水影響評価の対象外とする理由の記載を以下のとおり修正した。

溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由	
	修正後	修正前
① 溢水により機能を喪失しない	容器, 熱交換器, 安全弁, 逆止弁, 手動弁, 配管等の静的機器は, 外部からの電源供給等が不要であることから, 溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失はしないため, 溢水影響がないと評価した。	容器, 熱交換器, 安全弁, 逆止弁, 手動弁, 配管等の静的機器は, 構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから, 溢水により機能喪失はしない。
② PCV 内耐環境仕様の設備	PCV 内設備のうち, 重要度の特に高い安全機能を有する系統設備は, 原子炉冷却材喪失 (LOCA) 時の原子炉格納容器内の状態 (温度・圧力条件及び溢水影響) を考慮した耐環境仕様としているため, 溢水影響はないと評価した。 なお, 対象設備が耐環境仕様であることの確認は, メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行った。	PCV 内設備のうち, 温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は, 溢水により機能喪失しない。 なお, 対象設備が耐環境仕様であることの確認は, メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。

各ステップの項目	理由	
	修正後	修正前
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない	状態監視のみの現場指示計, フェイルアズイズでも安全機能に影響しない電動弁, 或いはフェイルポジションでも安全機能に影響しない空気作動弁など, 動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備は, 溢水影響がないと評価した。	状態監視のみの現場指示計, プラント停止操作時に動作要求のない電動弁及び動作機能喪失によりフェイルポジションとなる空気作動弁等は, 機能喪失しても安全機能に影響しない。 なお, 空気作動弁が機能喪失時にフェイルポジションとなることの確認は, 系統図または, 弁仕様書の記載より確認した。
④ 他の設備で代替できる	変更無し 〔他の設備により機能が代替できる設備は, 機能喪失しても安全機能に影響しない。〕	

## 2. 参照資料

- (1) 本文 P8 表 3-1 溢水影響評価の対象外とする理由
- (2) 補足説明資料 3 溢水評価の対象とする防護対象設備の考え方について

【指摘事項：154-11】

循環水系におけるインターロックの設置について、必要性を再度検討し、説明すること。

1. 回答

タービン建屋（管理区域）からの放射性物質を含んだ流体の漏えい防止対策としては、運転員の手動操作による対応と自動化（インターロック）による対応が可能であるが、基準地震動発生直後の状況下（スクラム対応中の状況）において、確実に運転操作（弁の閉止操作が必要であり、CSを全閉保持（1分程度）する必要がある等）を実施することは困難と考えられることから、自動化（インターロック）による対応が必要と判断した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 30 「循環水系におけるインターロックの追加について」



## 循環水系におけるインターロックの追加について

### 1. タービン建屋（管理区域）における地震時溢水評価について

女川2号炉の管理区域内において、海水系配管が敷設されている建屋として該当するものは、タービン建屋のみであり、対象となる系統は循環水系の一系統である。循環水系配管がタービン建屋（管理区域）で破断した場合、以下に示すとおり、放射性物質を含んだ流体が、循環水系配管を通じて、外洋（非管理区域）に流出する可能性があるため、何らかの対応が必要となる。（図1参照）

- (1) 基準地震動が発生し、耐震B、Cクラス設備が機能喪失（耐震B、Cクラス設備が損傷し、保有水全量が瞬時に漏えい）
- (2) 漏えいした流体（微量な放射性物質を含む）は、最地下階に貯留
- (3) 循環水ポンプについては、耐震Cクラスであり、機能喪失するものと考えられるが、保守的に通常運転状態が継続されるものとして評価
- (4) 循環水ポンプの運転継続を仮定した場合、最地下階では溢水水位が上昇
- (5) この状況で津波来襲を想定した場合、引き波時において、放射性物質を含んだ流体が、循環水系配管（伸縮継手破損部）を通じて、外洋（非管理区域）に流出する可能性がある。

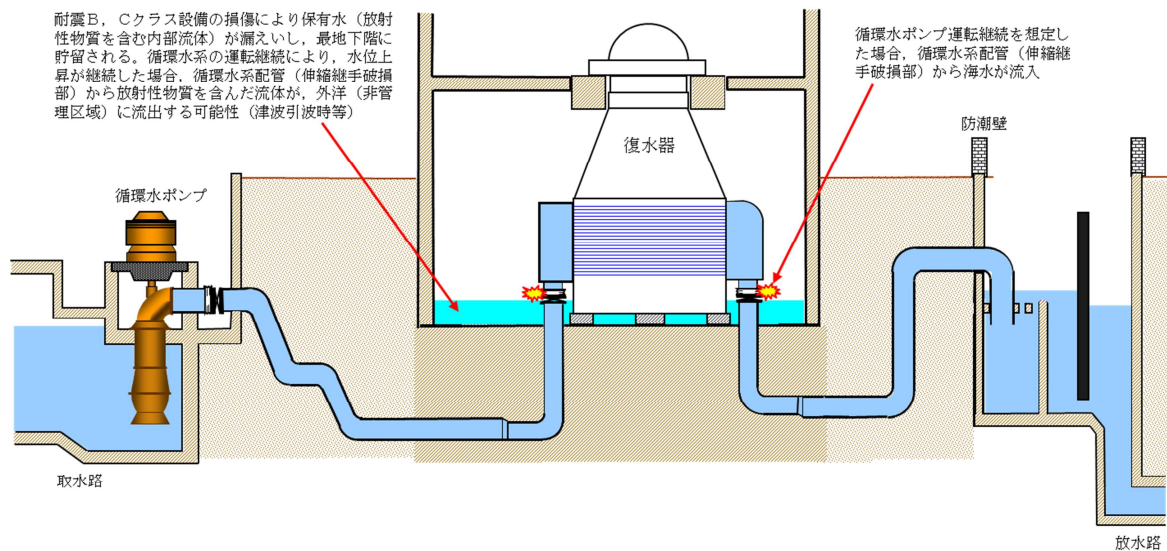


図1 タービン建屋（管理区域）における地震時溢水（イメージ）

## 2. タービン建屋（管理区域）からの放射性物質を含んだ流体の漏えい防止対策の検討

### (1) 運転員の手動操作による対応

運転員の手動操作による対応が可能であるが、基準地震動発生直後の状況下（スクラム対応中の状況）において、確実に運転操作（弁の閉止操作が必要であり、CSを全閉保持（1分程度）する必要がある等）を実施することは困難と考えられることから、自動化（インターロック）による対応が必要と判断した。

### (2) 自動化（インターロック追加）による対応

循環水系に以下の対策を実施する。（図2参照）

- a. 復水器室に漏えい検知器を設置
- b. 復水器出入口弁の「全閉」インターロック追加
- c. 循環水ポンプのトリップインターロック追加
- d. 上記に関する電源系の強化（非常用電源への接続）

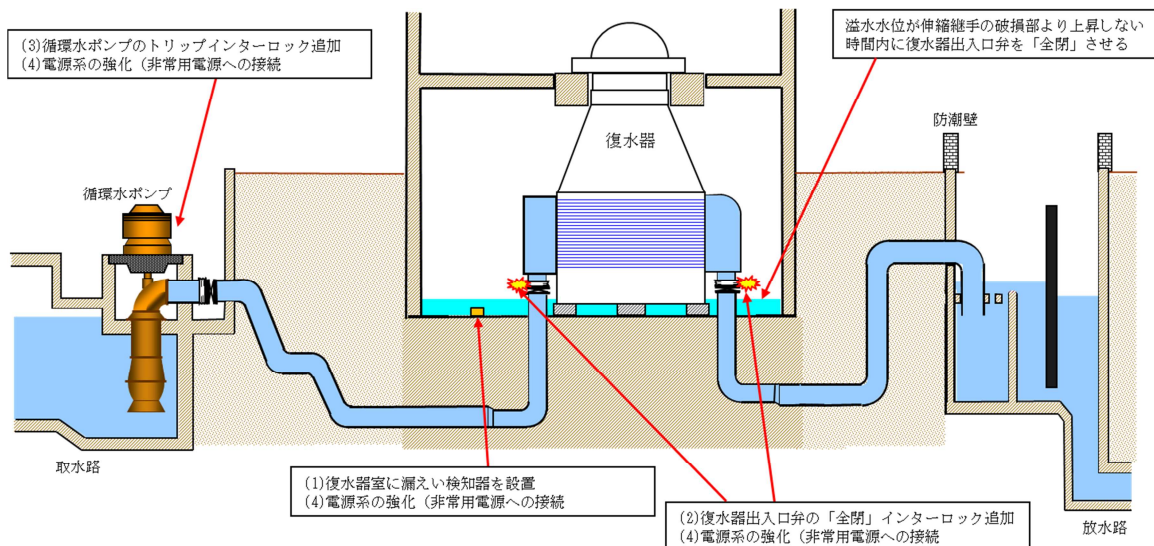


図2 循環水系における対策内容

## 3. 循環水系に追加するインターロックについて

追加するインターロックは以下のとおり設定する。（図3参照）

- (1) 基準地震動 ( $S_s$ ) 発生により、循環水配管（伸縮継手部）が破断し、溢水開始
- (2) 溢水開始 20 秒後に復水器室で漏えいを検知し、循環水ポンプトリップ
- (3) 循環水ポンプトリップは、誤動作を防止する観点から、「地震スクラム信号」との and 条件を設定
- (4) 循環水ポンプトリップの 120 秒後（仮設定）から、復水器出入口弁（全 8 弁）が閉動作開始

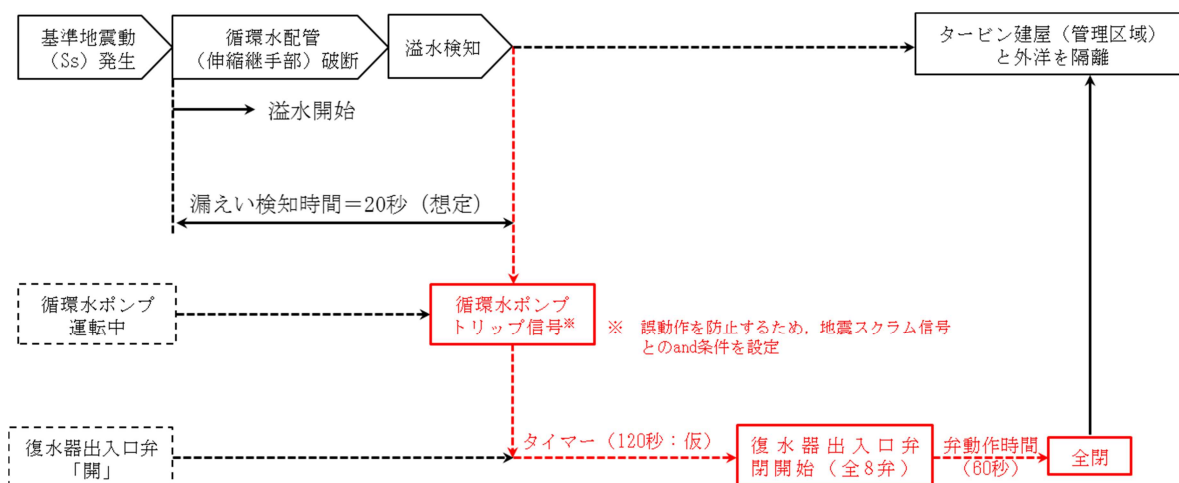


図3 インターロックの概要

4. 漏えい検知までの時間設定 (20 秒) について

循環水系からの漏えい発生 20 秒後におけるタービン建屋 (管理区域) 最地下階の浸水深から、漏えい検出器の設置高さを設定する。

(1) 評価に必要な前提条件の整理

表 1 及び表 2 に漏えい検知までの時間算出に必要なとなる諸条件を示す。

表 1 諸条件 (ポンプ吐出流量)

項目	吐出流量 (m <sup>3</sup> /min/台)	設置 台数	流量 (m <sup>3</sup> /min)	備考
循環水ポンプ	1662	2	3324	循環水系配管 (伸縮継手破損部) からの漏えい流量
T/B 床ドレン サンプポンプ	0.17	4 <sup>※1</sup>	0.68	床ドレンポンプが運転することを保守的に仮定

※1 タービン建屋高電導度ドレンサンプポンプ (2 台) を含む

表 2 タービン建屋 (管理区域) 最地下階の床面積

区画	床面積 (m <sup>2</sup> )
復水器エリア	1621.5
復水器エリア以外	1140.4
復水器廻りの掘込部	840 <sup>※2</sup>

※2 復水器廻りの掘込部における貯留容量 (m<sup>3</sup>)

(2) 溢水発生 20 秒後の浸水深

a. 復水器エリアに貯留を仮定した場合

復水器エリアは床上 130mm のカーブにより囲われており、循環水系配管（伸縮継手破損部）からの漏えい流量は、建屋内配水系の排水容量（ここでは保守的に建屋内排水系による排水を考慮する）より大きいため、復水器エリアにて床上 130mm まで貯留された後、最地下階全体へ浸水していくものと考えられる。

20秒後の没水高さ(m)

$$\begin{aligned} &= \left[ (\text{漏えい流量}(\text{m}^3/\text{min}) - \text{排水流量}(\text{m}^3/\text{min})) \times \frac{20(\text{s})}{60(\text{s})} - \text{復水器廻りの掘込部貯留容量}(\text{m}^3) \right] \\ &\quad \div \text{復水器エリアの滞留面積}(\text{m}^2) \\ &= \left[ (3324 - 0.68) \times \frac{1}{3} - 840 \right] \div 1621.5 \\ &= 0.16(\text{m}) \quad (\text{小数第3位切り捨て}) \end{aligned}$$

b. 最地下階（全域）に貯留されることを仮定した場合

復水器エリアのカーブを考慮せず、循環水系配管（伸縮継手破損部）からの漏えい水が最地下階全域に浸水すると仮定した場合でも、96mm の浸水深となる。

20秒後の没水高さ(m)

$$\begin{aligned} &= \left[ (\text{漏えい流量}(\text{m}^3/\text{min}) - \text{排水流量}(\text{m}^3/\text{min})) \times \frac{20(\text{s})}{60(\text{s})} - \text{復水器廻りの掘込部貯留容量}(\text{m}^3) \right] \\ &\quad \div \text{タービン建屋（管理区域）最地下階の滞留面積}(\text{m}^2) \\ &= \left[ (3324 - 0.68) \times \frac{1}{3} - 840 \right] \div (1621.5 + 1140.4) \\ &= 0.096(\text{m}) \quad (\text{小数第4位切り捨て}) \end{aligned}$$

(3) 漏えい検知器の設定高さについて

溢水発生 20 秒後の浸水深から、漏えい検知器は、タービン建屋（管理区域）最地下階の基準床面（O. P. +800）から 90mm 以下の高さで漏えい検知が可能のように設置する。

具体的には、漏えい検知器の精度（今回設置する電極式レベルスイッチでは、 $\pm 10\text{mm}$ ）を考慮し、タービン建屋（管理区域）最地下階の基準床面（O. P. +800）から 80mm 以下の高さに設置する。

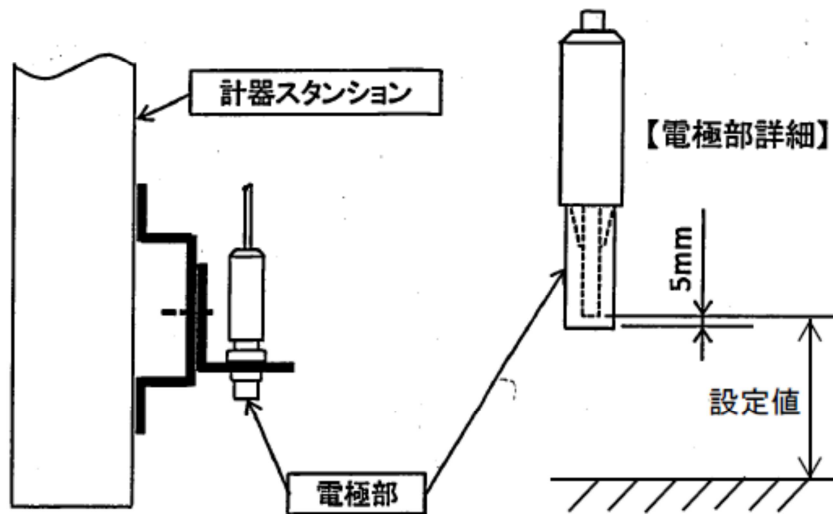


図4 漏えい検知器概略図

【指摘事項：154-15】（個社コメント）

溢水伝播フローについて、積極的に溢水先を管理するのであれば、溢水源、溢水のメインストリーム、溢水フローコントロール箇所、溢水の最終貯留場所等をわかりやすく表現すること。

1. 回答

R/B管理区域 溢水伝播フロー図（白図）に、溢水の主経路、溢水の最終滞留場所を明確に示した。

また、R/B非管理区域 溢水伝播フロー図（白図）、C/B溢水伝播フロー図（白図）に、溢水の最終貯留区画を明確に示した。

2. 参照資料

（1）添付資料7-2「溢水伝播フロー図（白図）」



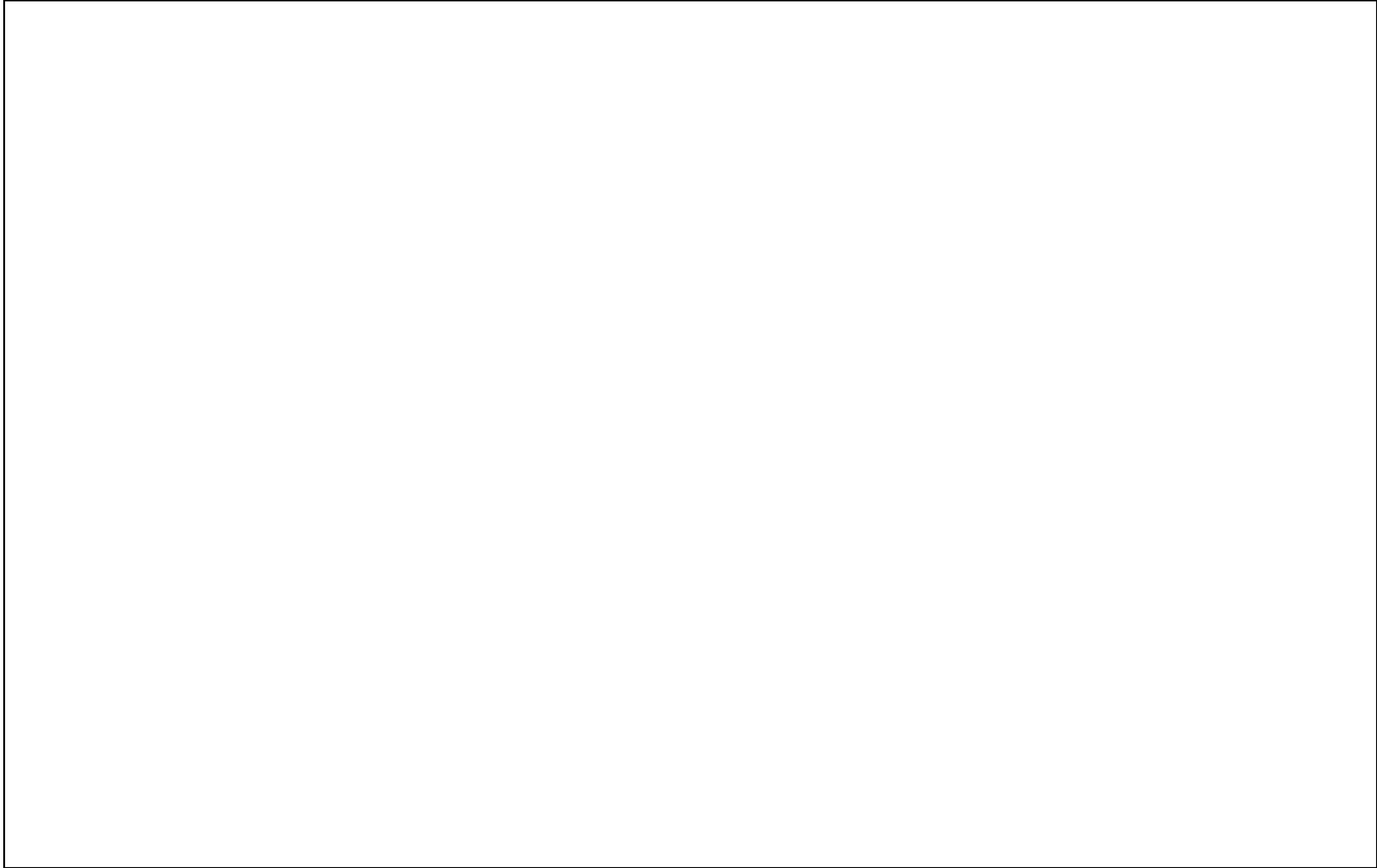
枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



C/B 溢水伝播フロー図



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

【指摘事項：154-16】

溢水影響評価を基に溢水対策が網羅的に講じられていること、当該対策が溢水影響に対する防護として妥当であることを説明すること。

1. 回答

女川2号炉内部溢水影響評価については、必要となる浸水防止対策および設備対策を実施することで、安全施設がその安全機能を喪失しないことを確認している。

また、内部溢水影響評価で前提とした止水性能を満足するような対策を実施することとしている。

2. 参照資料

- (1) 添付資料 13 「想定破損による没水影響評価結果」
- (2) 添付資料 14 「想定破損による没水影響評価結果から必要となる設備対策について」
- (3) 添付資料 15 「想定破損による被水影響評価結果」
- (4) 添付資料 16 「想定破損による被水影響評価結果から必要となる設備対策について」
- (5) 添付資料 17 「想定破損による蒸気影響評価結果と対策一覧」
- (6) 添付資料 18 「消火栓からの放水による溢水影響評価結果」
- (7) 補足説明資料 14 「貫通部の止水対策について」
- (8) 補足説明資料 33 「止水を期待する設備の止水性能等について」

想定破損による没水影響評価結果から必要となる設備対策について

表 設備対策一覧（没水対策）

建屋	フロア	対象機器		区画 番号	対策内容	
		名称	機器番号			
原子炉建屋 原子炉棟	B3F	RHRポンプ(C)出口圧力伝送器	E11-PT004C-1			
			E11-PT004C-2			
		RHR(C)系LPCI注入隔離弁差圧伝送器	E11-dPT008C			
		RHRポンプ(C)出口流量差圧伝送器	E11-FT006C			
		FPMUWポンプ入口圧力伝送器	P15-PT001			
		FPMUWポンプ出口流量差圧伝送器	P15-FT005			
		RCICポンプ出口流量差圧伝送器	E51-FT004			
		RCICポンプ入口圧力伝送器	E51-PT001B			
		RCICポンプ出口圧力伝送器	E51-PT003			
		RCICポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力伝送器	E51-PT007			
	B1F	CAMS配管ヒータ(B)	D23-HB1, HB2			配管スリーブの延長
	1F					
	2F	HPCWサージタンク水位差圧伝送器	P47-LT008			設置レベルの見直し 周囲への堰設置※ 1
		CAMS(A)室空調機	V10-D112			
		CAMS(B)室空調機	V10-D113			
		FCS除湿ヒータ(A)用変圧器	R47-TR008			
		FCS除湿ヒータ(B)用変圧器	R47-TR009			
	3F	RCWサージタンク(A)水位差圧伝送器	P42-LT011A			設置レベルの見直し
		RCWサージタンク(A)水位差圧伝送器	P42-LT011C			
		RCWサージタンク(A)水位差圧伝送器	P42-LT011E			
RCWサージタンク(B)水位差圧伝送器		P42-LT011B				
RCWサージタンク(B)水位差圧伝送器		P42-LT011D				
RCWサージタンク(B)水位差圧伝送器		P42-LT011F				

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

建屋	フロア	対象機器	区画 番号	対策内容
制御建屋	B2F	中央制御室再循環フィルタ装置		周囲への堰設置 ※2

※1 区画番号 R-2F-3 には積極的に流下させる開口があり、堰設置による没水高さへの影響はない。(補足説明資料 10 参照)

※2 堰設置により滞留面積の見直しが必要となる場合には、評価への反映を実施する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 想定破損による被水影響評価結果から必要となる設備対策について

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)	T46-F003B	電線管接続部等にコーキング処理
FCS A系入口隔離弁	T49-F001A	
RCIC タービン入口蒸気ライン第二隔離弁	E51-F008	
HPCS 注入隔離弁	E22-F003	
HNCW 戻りライン第二隔離弁	P24-F108	
RCIC ポンプミニマムフロー弁	E51-F015	
FCS A系出口隔離弁	T49-F003A	
FCS B系出口隔離弁	T49-F003B	
RHR A系 S/C スプレイ隔離弁	E11-F011A	
RHR A系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-F016A	
RHR A系停止時冷却注入隔離弁	E11-F018A	
RHR ポンプ(A)ミニマムフロー弁	E11-F024A	
RHR B系 S/C スプレイ隔離弁	E11-F011B	
RHR B系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-F016B	
RHR B系停止時冷却注入隔離弁	E11-F018B	
RHR ポンプ(B)ミニマムフロー弁	E11-F024B	
HPCS ポンプ CST 側ミニマムフロー第一弁	E22-F011	
HPCS ポンプ CST 側ミニマムフロー第二弁	E22-F012	
HPCS ポンプ S/C 側ミニマムフロー弁	E22-F013	
RCIC 注入弁	E51-F003	
RCIC タービン排気ライン隔離弁	E51-F011	
RCIC 真空ポンプ吐出ライン隔離弁	E51-F029	
CUW 入口ライン第二隔離弁	G31-F003	
RCW 戻り側第二隔離弁(A)	P42-F116A	
RCW 戻り側第二隔離弁(B)	P42-F116B	
D/W LCW サンプ第二隔離弁	K11-F004	
D/W HCW サンプ第二隔離弁	K11-F104	

対象機器		対策内容
名称	機器番号	
非常用ガス処理系フィルタ装置	T46-D002	電線管接続部等にコーキング処理
中央制御室再循環フィルタ装置	V30-D201	
CAMS(A)室空調機	V10-D112	ダクト接続部等にコーキング処理
CAMS(B)室空調機	V10-D113	
中央制御室少量外気取入ダンパ(B)	V30-D301B	電線管接続部等へのコーキング処理および被水防護用カバー設置
中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパ	V30-D302B	
中央制御室外気取入ダンパ(後)	V30-D304	

※ 実機における被水状況を考慮した被水試験等を実施し、対策内容（被水防護対策）の有効性を別途確認する。

想定破損による蒸気影響評価結果から必要となる設備対策について

建屋	フロア	対象機器		区画 番号	対策内容
		名称	機器番号		
原子炉建屋 原子炉棟	2F	FCS 除湿ヒータ (A) 用変圧器	R47-TR008		〇〇〇〇へ移設 隔離ダンパ設置
		FCS 除湿ヒータ (B) 用変圧器	R47-TR009		〇〇〇〇へ移設 隔離ダンパ設置
		非常用ガス処理系排風機 (A)	T46-C001A		隔離ダンパ設置
		非常用ガス処理系排風機 (B)	T46-C001B		
		非常用ガス処理系空気乾燥装置 (A)	T46-D001A		
		非常用ガス処理系空気乾燥装置 (B)	T46-D001B		
		非常用ガス処理系フィルタ装置	T46-D002		
		空気乾燥装置 (A) 電気ヒータ入口温度	T46-TE003A		
		空気乾燥装置 (B) 電気ヒータ入口温度	T46-TE003B		
		フィルタ装置チャコールエアフィルタ 入口温度 (A) (B)	T46-TE006A/B		
		フィルタ装置チャコールエアフィルタ 入口温度 (A) (B)	T46-TE008A/B		
		フィルタ装置チャコールエアフィルタ 温度 (A) (B)	T46-TE009A/B		
		フィルタ装置チャコールエアフィルタ 出口温度 (A) (B)	T46-TE011A/B		
		フィルタ装置チャコールエアフィルタ 出口温度 (A) (B)	T46-TE012A/B		
	原子炉建屋外気間差圧 (北側, 西側, 東 側)	T46-dPT014A/ B/D	耐環境仕様品へ の取替		
	3F	燃料プール状態表示盤	H21-P577	現場表示機能を 不使用化	
		原子炉建屋外気間差圧 (南側)	T46-dPT014C	耐環境仕様品へ の取替	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 壁貫通部の止水対策について

壁貫通部については、止水対策が必要となる箇所に対して、シール材施工及びブーツラバー施工を実施することとしており、これらの止水対策が所定の耐水圧性能を有することを確認している。

### 1. 止水対策の種類と止水性能

#### (1) シール材施工（シリコンシールタイプ）

シリコンシールの場合、シリコンシール厚さ、押え板の有無により以下の通り区分している。

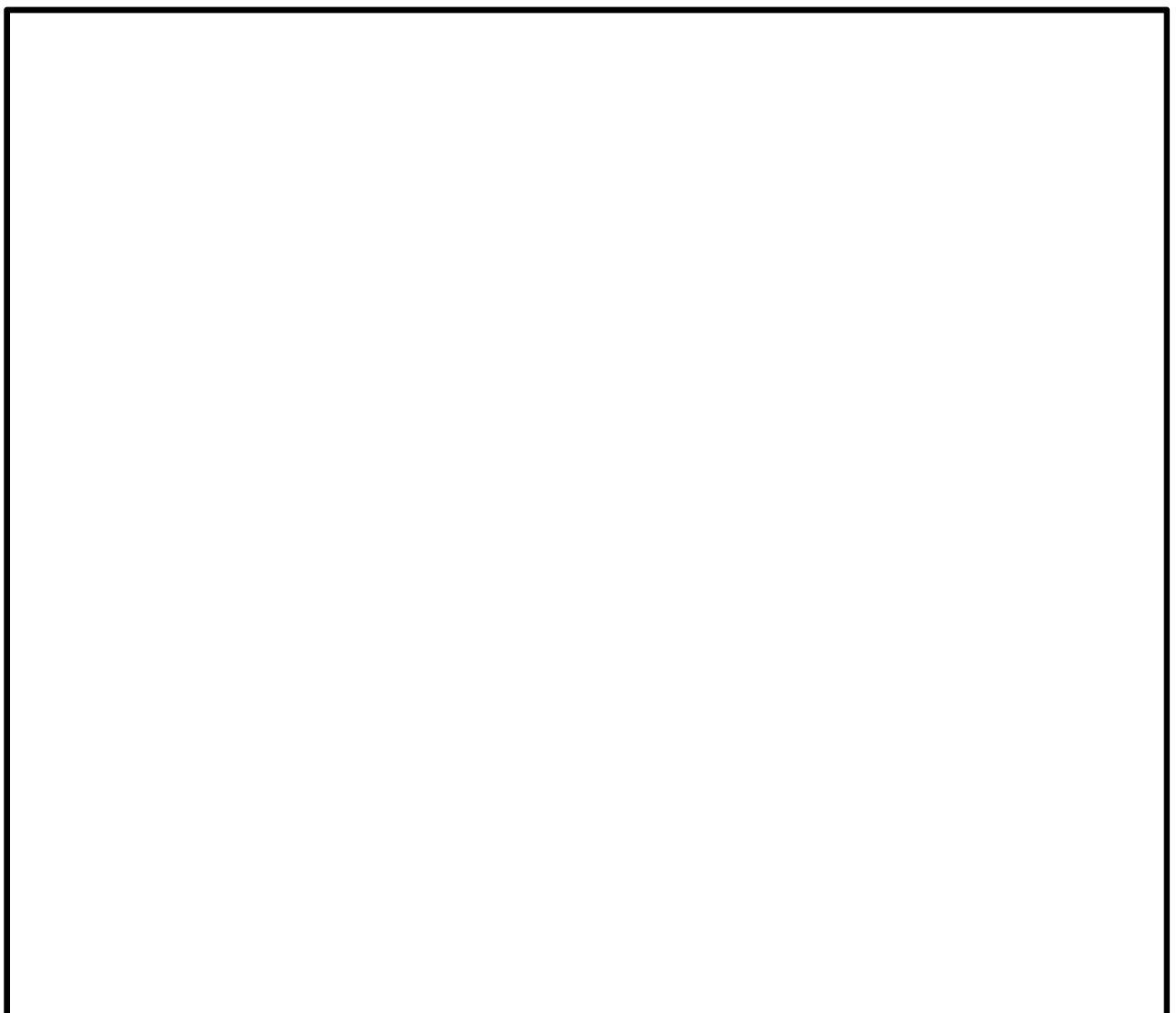


図 1 - 1 シリコンシールの構造（例）（押え板有り）

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。





施工前



施工後

貫通口寸法：400A

図1-2 シリコンシール（押え板有り）の施工例



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

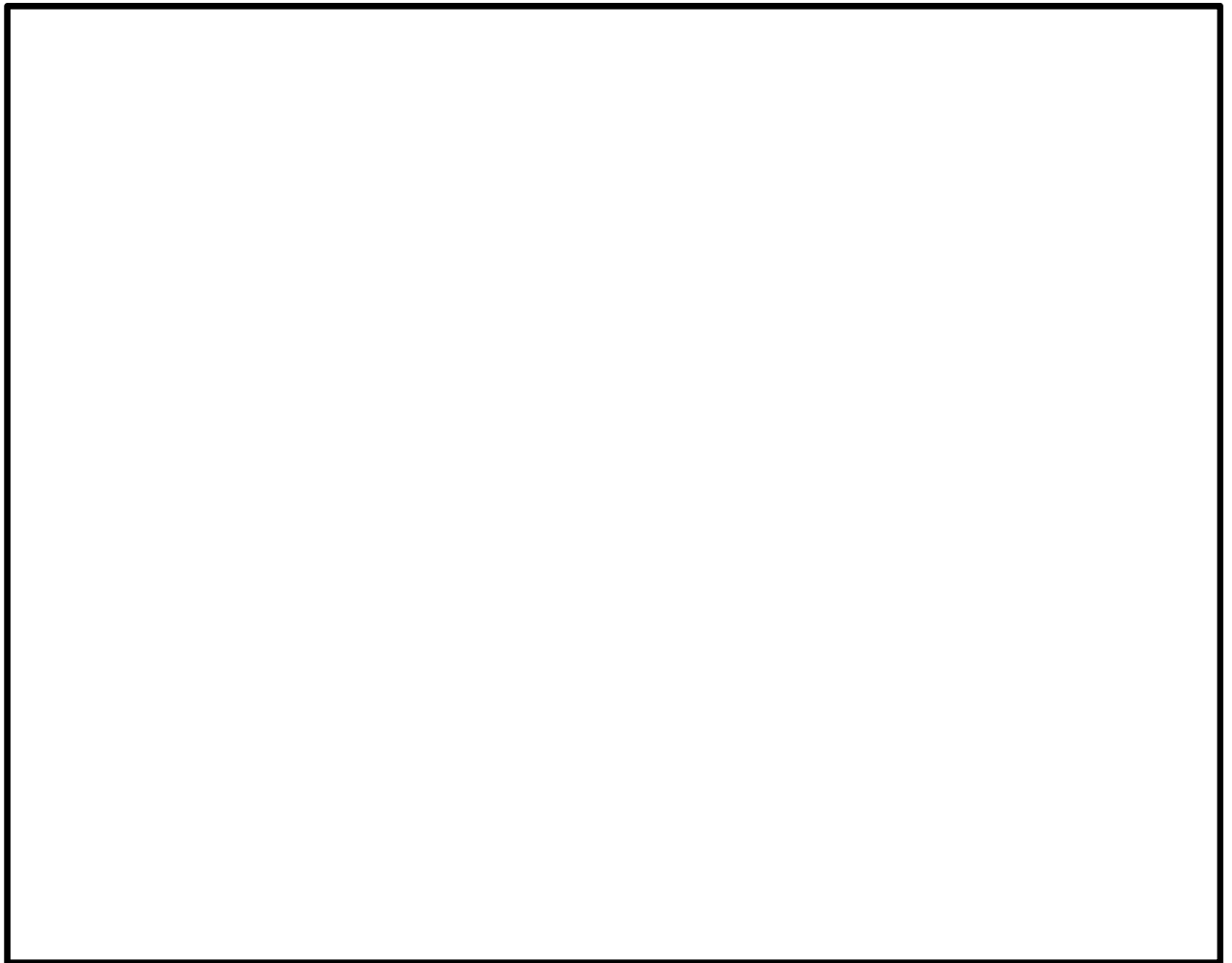
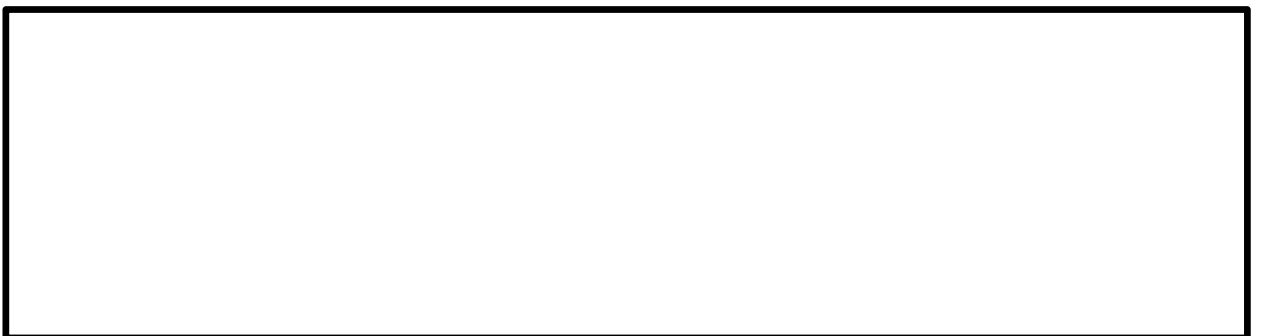


図2 シリコンシールの構造（例）（押え板無し）

(2) ブーツラバー施工

ブーツラバーの場合，貫通孔スリーブ径毎に，以下の通り区分している。

なお，ブーツラバーについては，熱変位のある高温配管（運転温度 120℃を超えるもの）に設置することとしている。



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

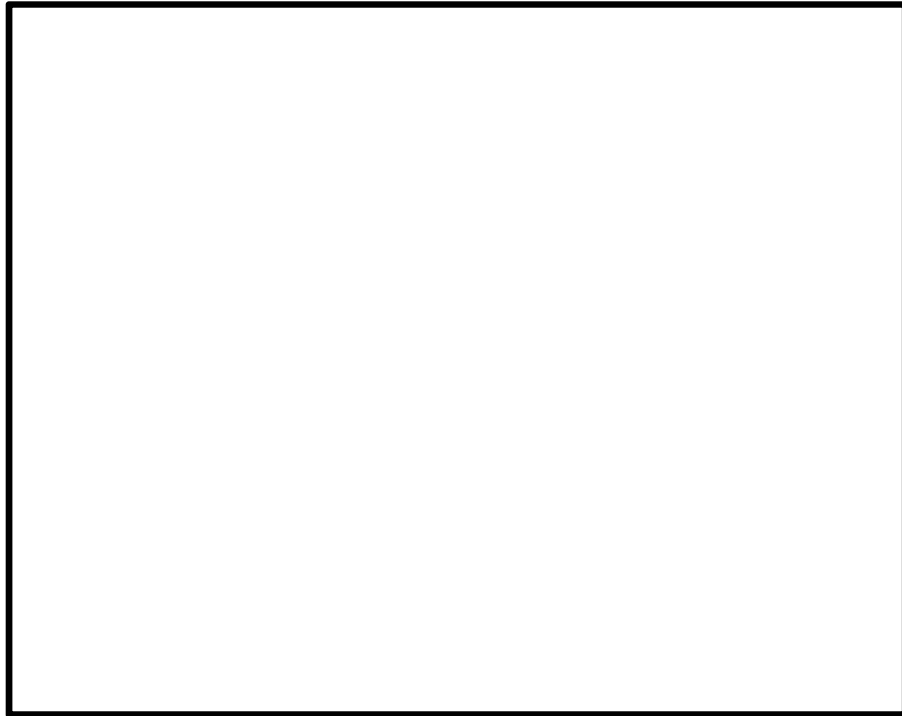


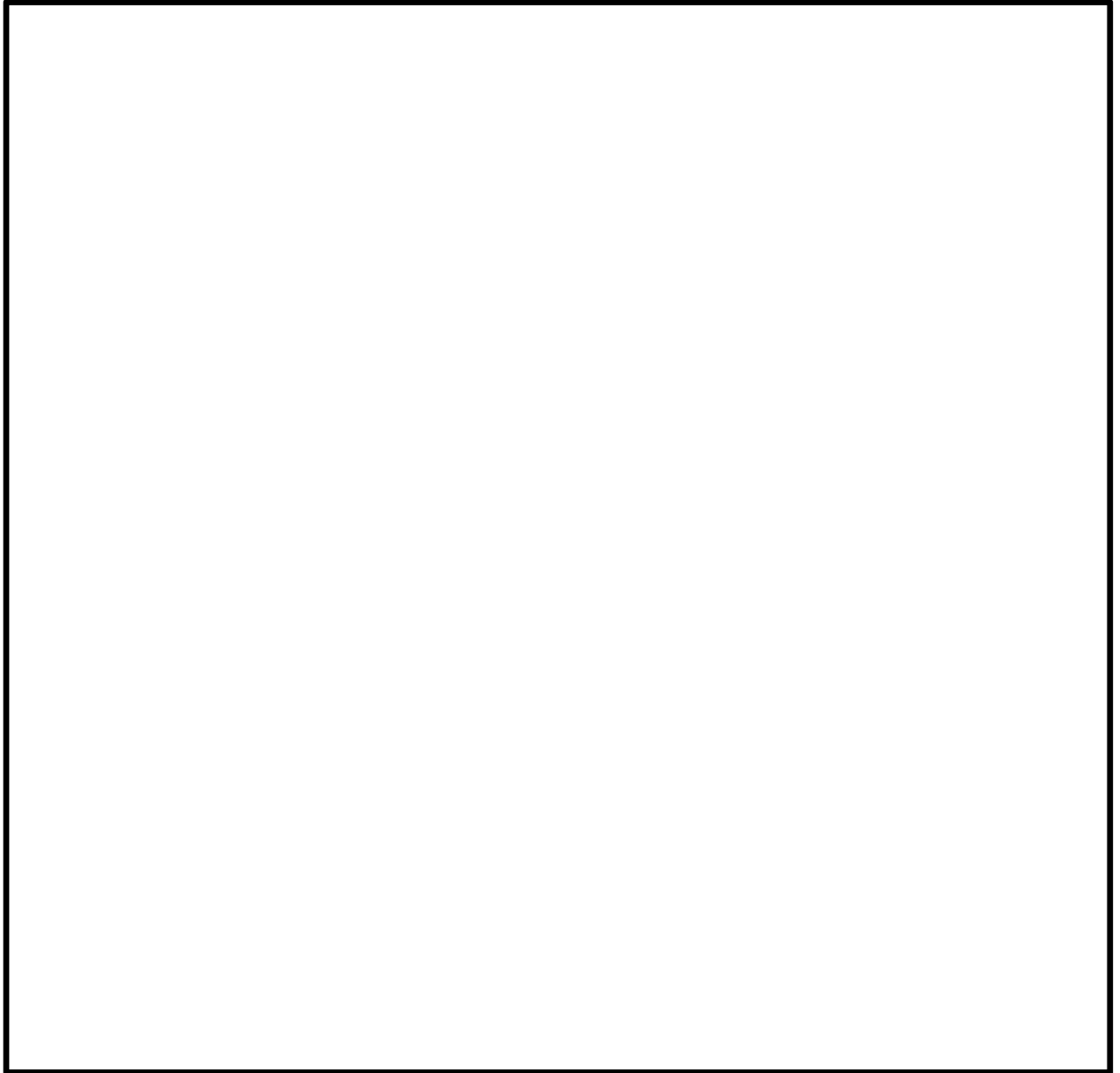
図3 ブーツラバーの構造

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2. 耐水圧性能試験について

(1) シリコンシールの耐水圧試験について

図4（図A, B, C）に示す試験を実施した結果,



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

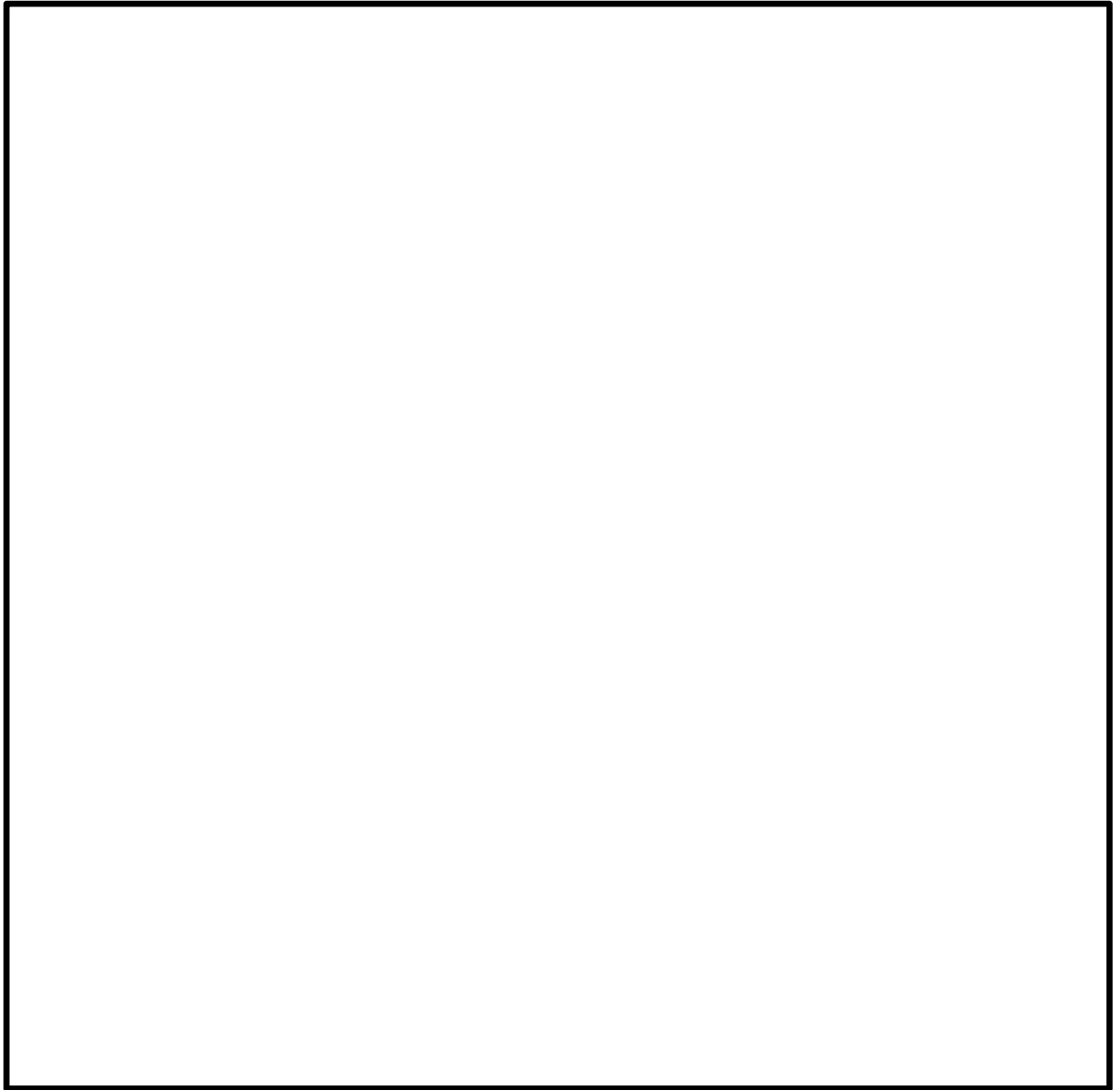


図4 シリコンシールの耐水圧試験概要図

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) ブーツラバーの耐水圧試験について  
図5に示す試験を実施した結果、

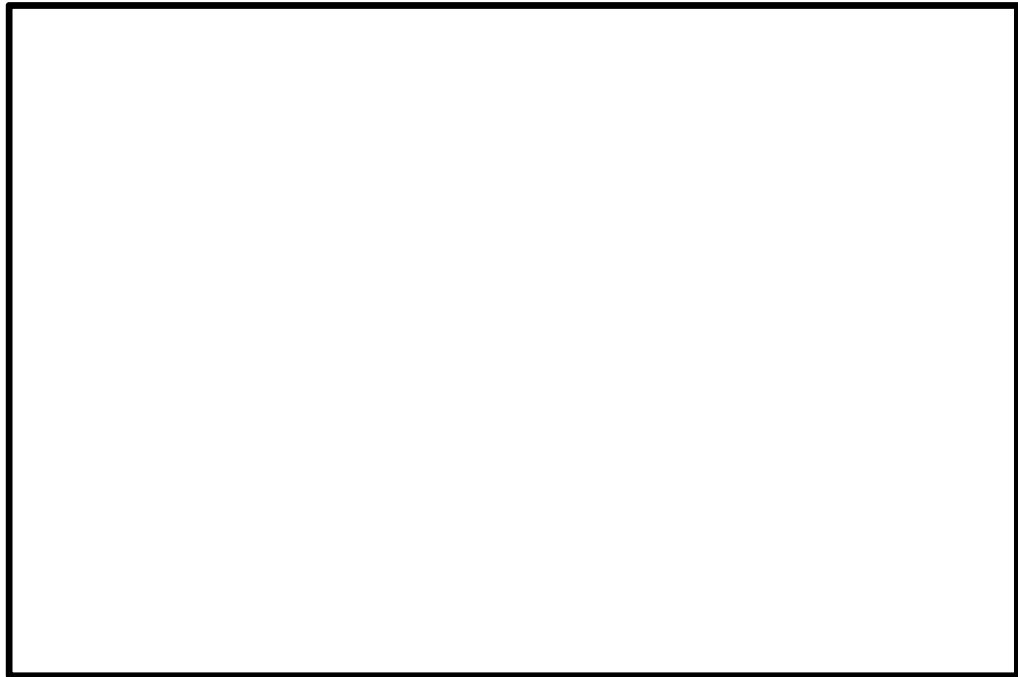
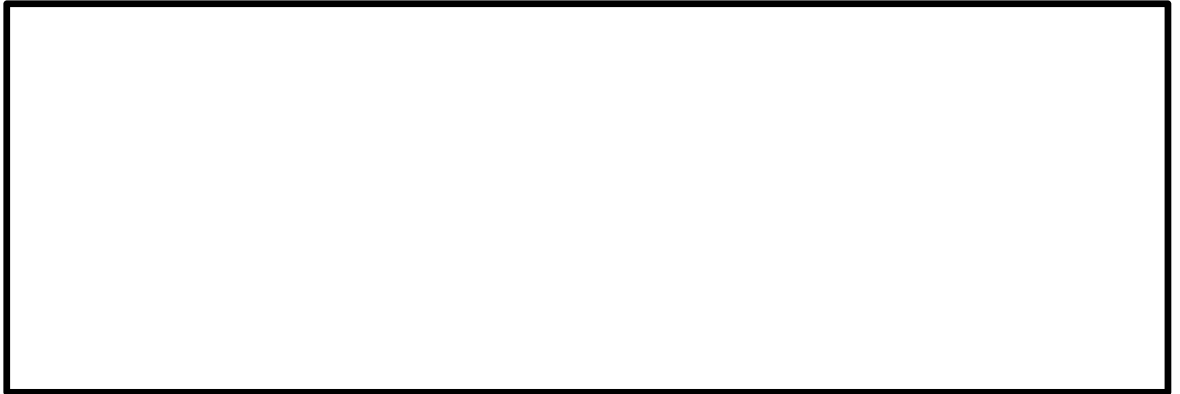


図5 ブーツラバーの耐水圧試験概要図

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

止水を期待する設備の止水性能等について

溢水影響評価で止水を期待する設備としては水密扉、堰、逆止弁等があり、本設備の止水性能等については以下のとおりである。

(1) 水密扉※ (代表例)

名称	原子炉建屋水密扉
種類	片開扉
主要寸法	
材料	
取付箇所	
止水性能	
耐圧強度	

※ 今後の検討により仕様の変更もありうる。

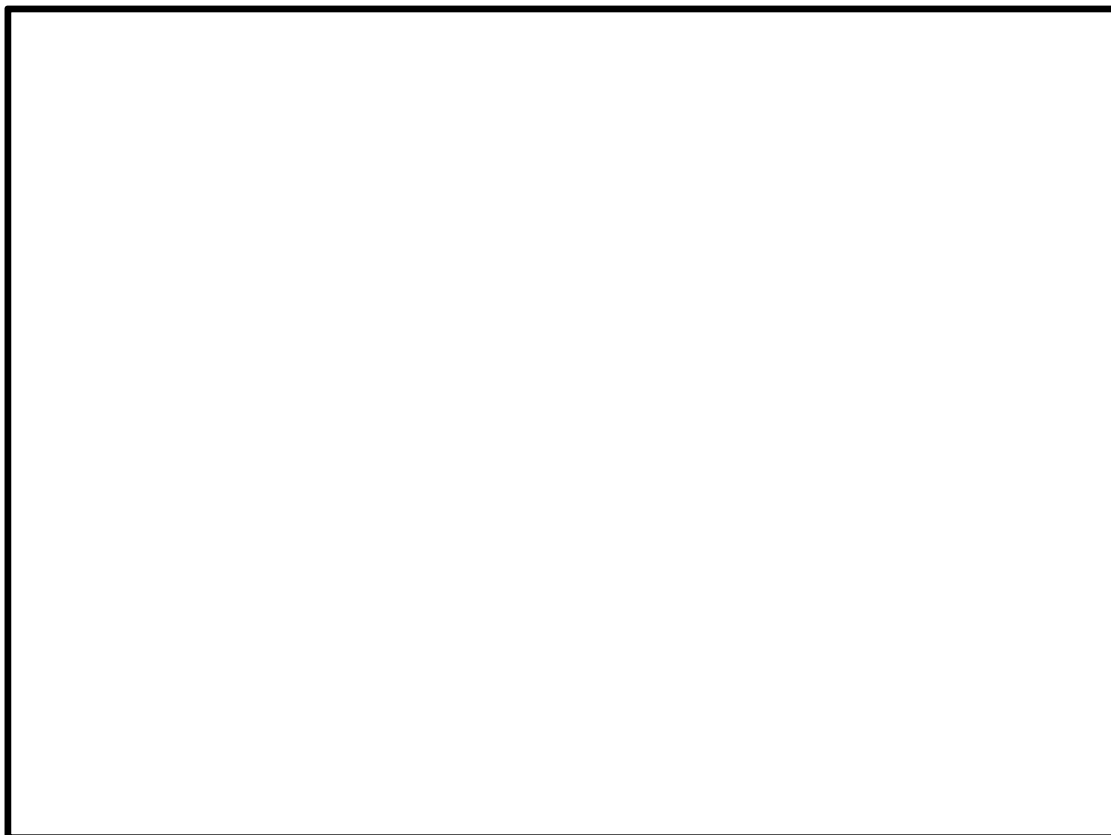


図1 水密扉 (代表例)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 堰※ (代表例)

名称	原子炉建屋堰
種類	堰
主要寸法	
材料	
取付箇所	
止水性能	
耐圧強度	

※ 今後の検討により仕様の変更もありうる。

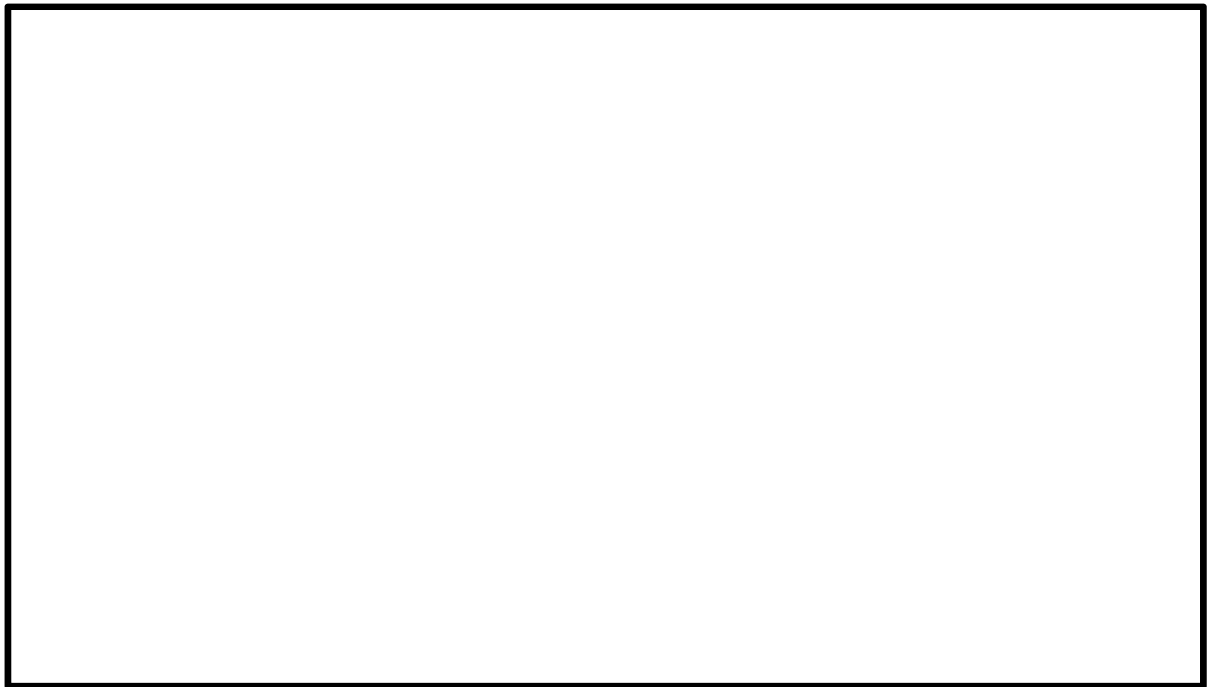


図2 堰 (代表例)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



(3) 逆止弁

名称	逆流防止ファンネル
種類	フロート式※
主要寸法	
材料	
取付箇所	
止水性能	
耐圧強度	

※ フロート式はフロートが浮力により押し上げられ、上部のシート面と接触することにより逆流を防ぐ構造。

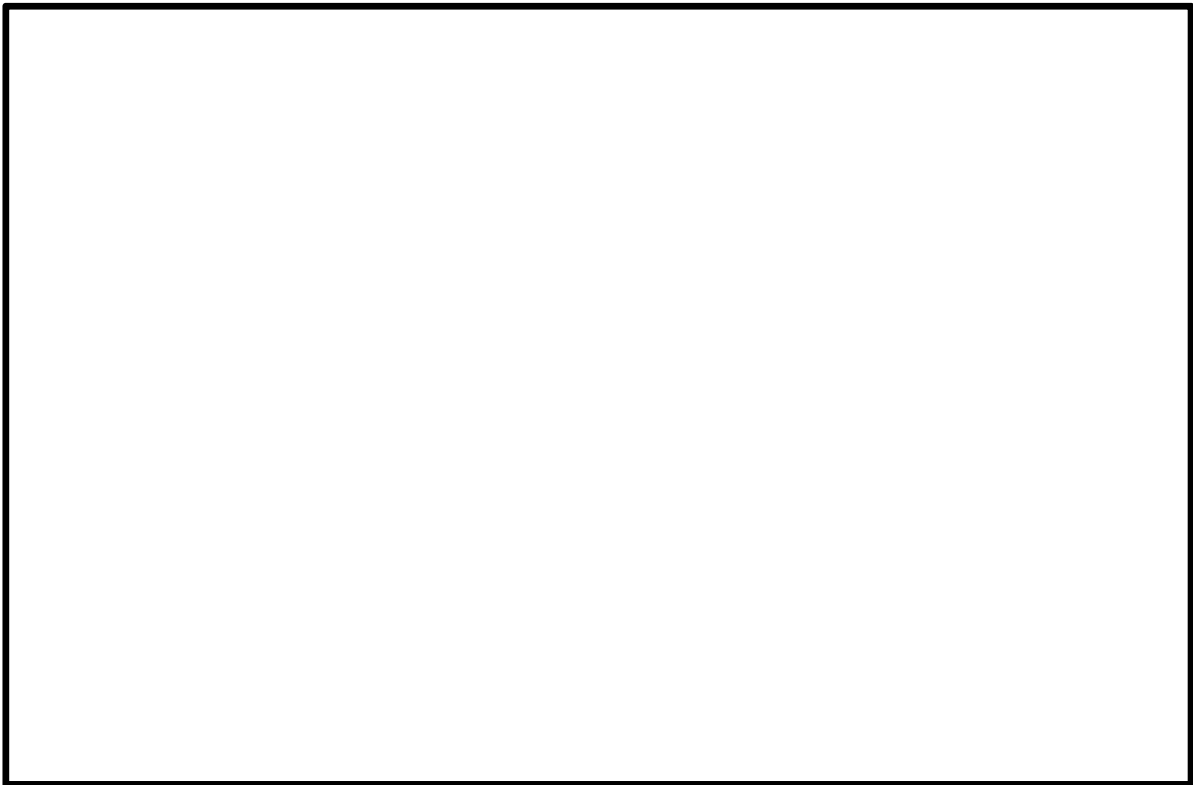


図3 逆流防止ファンネル

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

【指摘事項：154-17】（個社コメント）

屋外タンク等を水源とする溢水評価について、局所的な水位上昇の評価を検討すること。

1. 回答

屋外タンク破損時の局所的な水位上昇について評価した結果、防護対象設備が設置されている建屋・エリアのカーブ高さを超えないことを確認した。

2. 参照資料

(1) 補足説明資料 34 「屋外タンクからの溢水影響評価について」

## 屋外タンクからの溢水影響評価について

地震起因による屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋（廃棄物処理エリアを除く）、制御建屋、海水ポンプ室、復水貯蔵タンクエリア及び軽油タンクエリアに及ぼす影響を確認した。

## 1. 溢水評価対象となる屋外タンク

女川原子力発電所にある屋外タンクのうち、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されないタンクについて評価を行った。評価の対象となる屋外タンクを表1に示す。

表1 溢水影響評価の対象となる屋外タンク

No.	タンク名称	基数	設置高さ(m)	容量(m <sup>3</sup> )	評価に用いる容量(m <sup>3</sup> )
1	No.1 純水タンク	1	O. P. +15.1	1,000	1,000
2	No.2 純水タンク	1	O. P. +15.4	2,000	2,000
3	1,2号ろ過水タンク	1	O. P. +15.1	2,000	2,000
4	再生純水タンク	1	O. P. +15.1	1,000	0 ※1
5	No.1 サプレッションプール水貯蔵タンク	1	O. P. +15.3	2,000	0 ※1
6	No.2 サプレッションプール水貯蔵タンク	1	O. P. +15.3	1,000	0 ※1
7	3号純水タンク	1	O. P. +15.1	1,000	1,000
8	3号ろ過水タンク	1	O. P. +15.1	2,000	2,000
9,10	原水タンク	2	O. P. +68.6	4,000	8,000
11-1	1号復水浄化系復水脱塩装置硫酸貯槽	1	O. P. +16.1	5.4	5.4
11-2	1号復水浄化系復水脱塩装置苛性ソーダ貯槽	1	O. P. +16.2	20	20
12	1号差圧調合槽	1	O. P. +15.0	2.2	2.2
13-1	2号復水浄化系復水脱塩装置苛性ソーダ貯槽	1	O. P. +16.0	32	0 ※1
13-2	2号復水浄化系復水脱塩装置硫酸貯槽	1	O. P. +16.6	7.5	0 ※1
13-3	2号硫酸計量槽	1	O. P. +15.8	0.3	0 ※1
14	2号バック入り差圧調合装置	1	O. P. +15.4	1	1
15-1	3号各種薬液貯蔵及び移送系硫酸貯槽	1	O. P. +16.0	2.2	0 ※1
15-2	3号各種薬液貯蔵及び移送系苛性ソーダ貯槽	1	O. P. +16.0	10.5	0 ※1
16	3号差圧調合槽	1	O. P. +15.3	0.1	0.1

No.	タンク名称	基数	設置高さ(m)	容量(m <sup>3</sup> )	評価に用いる容量(m <sup>3</sup> )
17	固化系固化剤タンク	1	O. P. +15.3	11	0 ※1
18-1	PAC貯槽	1	O. P. +15.3	2	2
18-2	硫酸貯槽	1	O. P. +17.3	3.9	3.9
18-3	苛性ソーダ貯槽	1	O. P. +15.7	7	7
18-4	H塔再生用硫酸貯留槽	1	O. P. +16.8	0.3	0.3
19	1,2号給排水建屋	1	O. P. +14.8	375.21	375.21
20	3号給排水建屋	1	O. P. +14.8	404.88	404.88
21-1	高置水槽 (給湯系統)	1	O. P. +33.3	6	6
21-2	高置水槽 (給水系統)	1	O. P. +33.3	8	8
22-1	No.1 高架水槽	1	O. P. +34.7	8	8
22-2	No.2 高架水槽	1	O. P. +34.7	8	8
23-1	上水高架水槽	1	-	9.2	9.2
23-2	雑用水高架水槽	1	-	13.7	13.7
24-1	高架水槽 (飲料用)	1	O. P. +34.8	1.2	1.2
24-2	高架水槽 (雑用)	1	O. P. +34.8	2.0	2.0
24-3	氷蓄熱槽 (PAI-1)	1	O. P. +19.68	1.01	1.01
24-4	氷蓄熱槽 (PAI-3)	1	O. P. +19.68	1.49	1.49
24-5	氷蓄熱槽 (PAI-4)	1	O. P. +19.68	1.49	1.49
24-6	高架水槽 (飲料水)	1	O. P. +36.55	1.5	1.5
24-7	高架水槽 (雑用水)	1	O. P. +36.55	2.2	2.2
24-8	氷蓄熱槽 (PAI-1)	1	O. P. +19.68	1.49	1.49
24-9	氷蓄熱槽 (PAI-2)	1	O. P. +19.68	1.49	1.49
24-10	氷蓄熱槽 (PAI-3)	1	O. P. +19.68	1.49	1.49
25	主復水器用電解鉄イオン注入装置電解槽	2	O. P. +15.613	3.4	6.8
26	氷蓄熱槽 (PAI-1)	1	O. P. +14.95	1.49	1.49
27	受水槽	1	O. P. +15.3	6	6
28-1	上水受水槽	1	O. P. +62.9	37	37
28-2	雑用水受水槽	1	O. P. +62.9	55	55
28-3	受水槽	1	O. P. +62.9	0.5	0.5
29	燃料小出槽	1	O. P. +58.592	0.95	0.95
30	給水タンク	1	-	2	2
31	配水池	1	O. P. +69.7	300	300
32-1	ろ過タンク (浄水)	1	O. P. +69.7	6	6
32-2	ろ過タンク (浄水)	1	O. P. +69.7	4	4
33	ポンプ室付消火水槽	1	O. P. +57.5	6	6
				合計容量(m <sup>3</sup> )	17,316

※1 評価に用いる容量は、発電所の所則類に反映し、運用容量を超過しないように管理する。

## 2. 屋外タンク溢水評価モデルの設定

### (1) 水源の配置

女川原子力発電所の溢水影響評価対象となる屋外タンク配置図を図1に示す。

表1と図1に示すように、評価に影響を及ぼす大型の水源(1,000m<sup>3</sup>以上の大型タンク)は敷地内3箇所に分散配置されている(図1中の赤丸)ことから、これらの大型タンクから溢水した場合の影響について確認するため、表2に示すとおり水源を配置した。

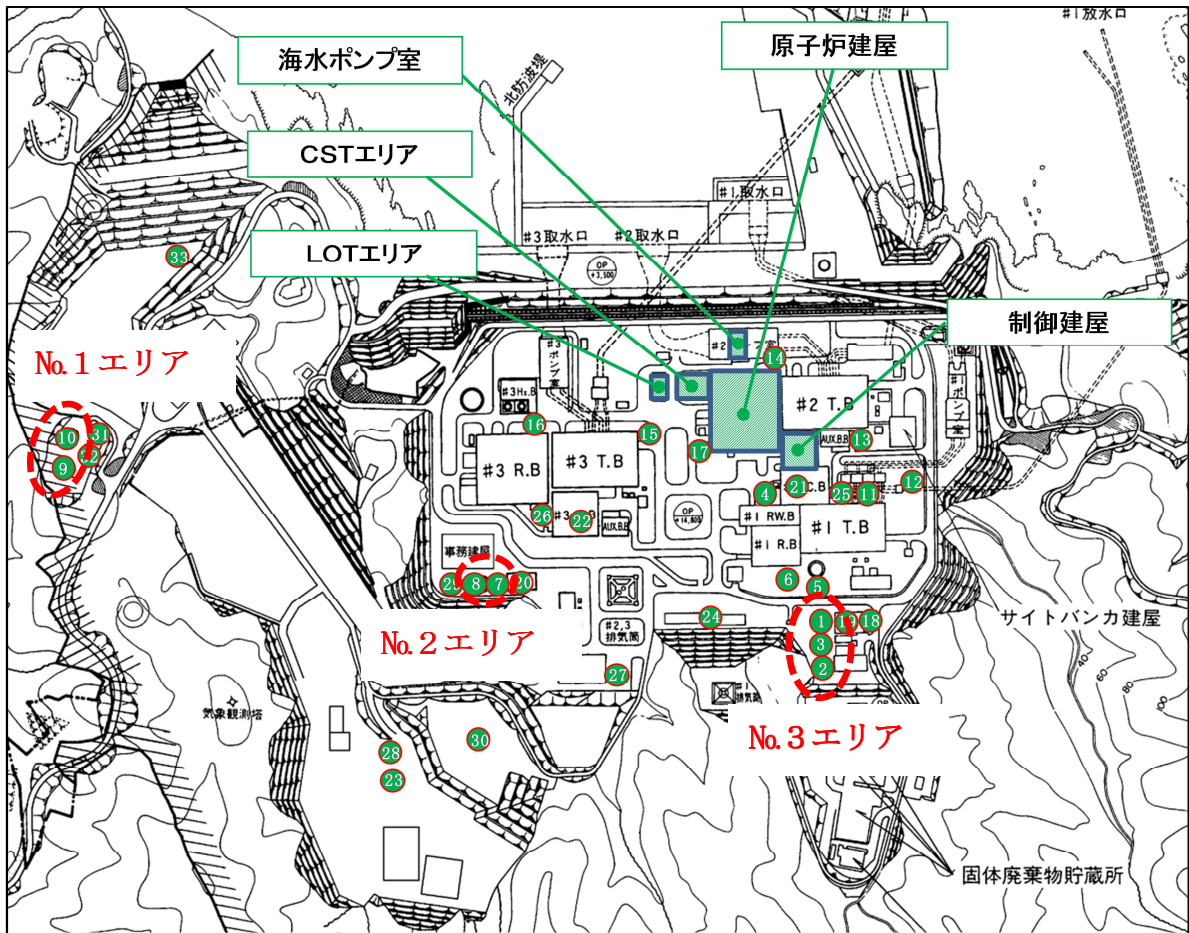


図1 溢水影響評価の対象となる屋外タンク配置図

表2 水源の配置

No.	タンク名称	基数	タンク容量 (m <sup>3</sup> )	評価に用いる 容量 <sup>※1</sup> (m <sup>3</sup> )
No.1 エリア	原水タンク	1	4,000	4,160
	原水タンク	1	4,000	4,160
No.2 エリア	3号純水タンク	1	1,000	1,280
	3号ろ過水タンク	1	2,000	2,280
No.3 エリア	No.1 純水タンク	1	1,000	1,160
	No.2 純水タンク	1	2,000	2,160
	1,2号ろ過水タンク	1	2,000	2,160
総量				17,360

※1 評価に用いる容量は、評価対象タンク周りの屋外タンク容量も加算した値。

(2) 評価条件

タンクの損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について以下のとおり設定した。

- a. 評価対象タンクは基礎ボルトのない平面タンクであり、地震時にはすべりが発生するためタンクと接続されている全ての配管について全周破断を想定した。
- b. 破断位置については、保守的にタンク付け根部とした。
- c. タンクからの流出については、タンク水頭に応じて流出流量が低下するものとして評価を実施した。
- d. 雨水排水路からの流出や、地盤への浸透は考慮しない。

(3) 解析モデル

解析に使用した敷地モデルを図2に示す。

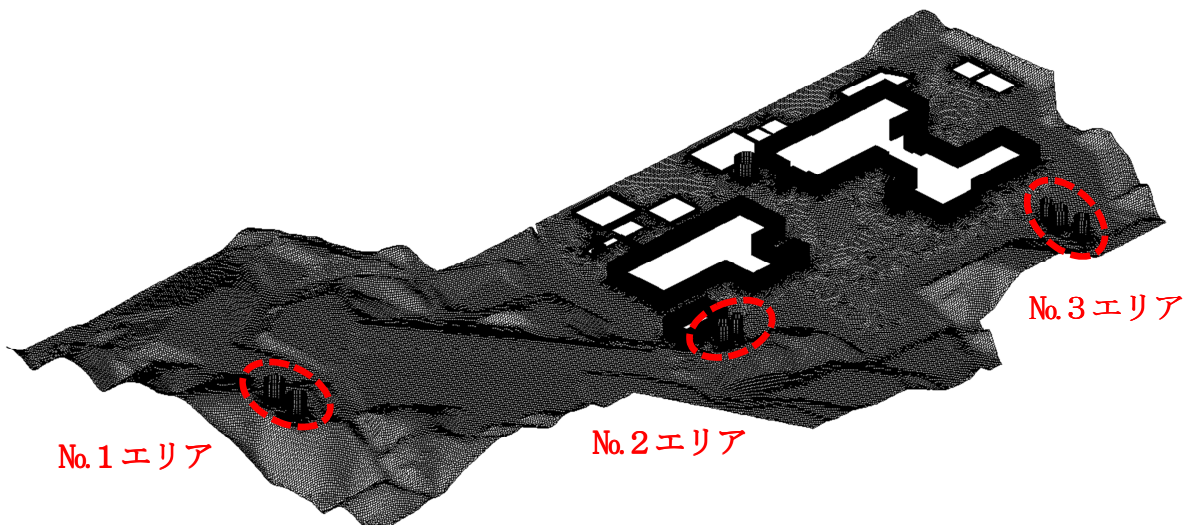


図2 敷地モデル

### 3. 評価結果

屋外タンク破損時の局所的な水位上昇について評価した結果、防護対象設備が設置されている建屋・エリアのカーブ高さを超えないことを確認した。

表3に結果を示す。また、溢水伝播挙動を図3に、測定箇所および浸水深を図4に示す。

なお、軽油タンクエリアについては、軽油タンクの地下化工事に伴い、水密構造とすることから、溢水影響がないと評価した。

表3 屋外タンクによる溢水影響評価結果

	許容浸水深 <sup>※1</sup> (m)	溢水量 (m <sup>3</sup> )	浸水深 <sup>※2</sup> (m)	評価
原子炉建屋	0.33	17,360	0.04	○
制御建屋			0.11	
海水ポンプ室	0.17			
復水貯蔵タンク	0.20		0.03	

※1 敷地レベル O.P. +14.8m から設置高さを引いた値

※2 最大浸水深

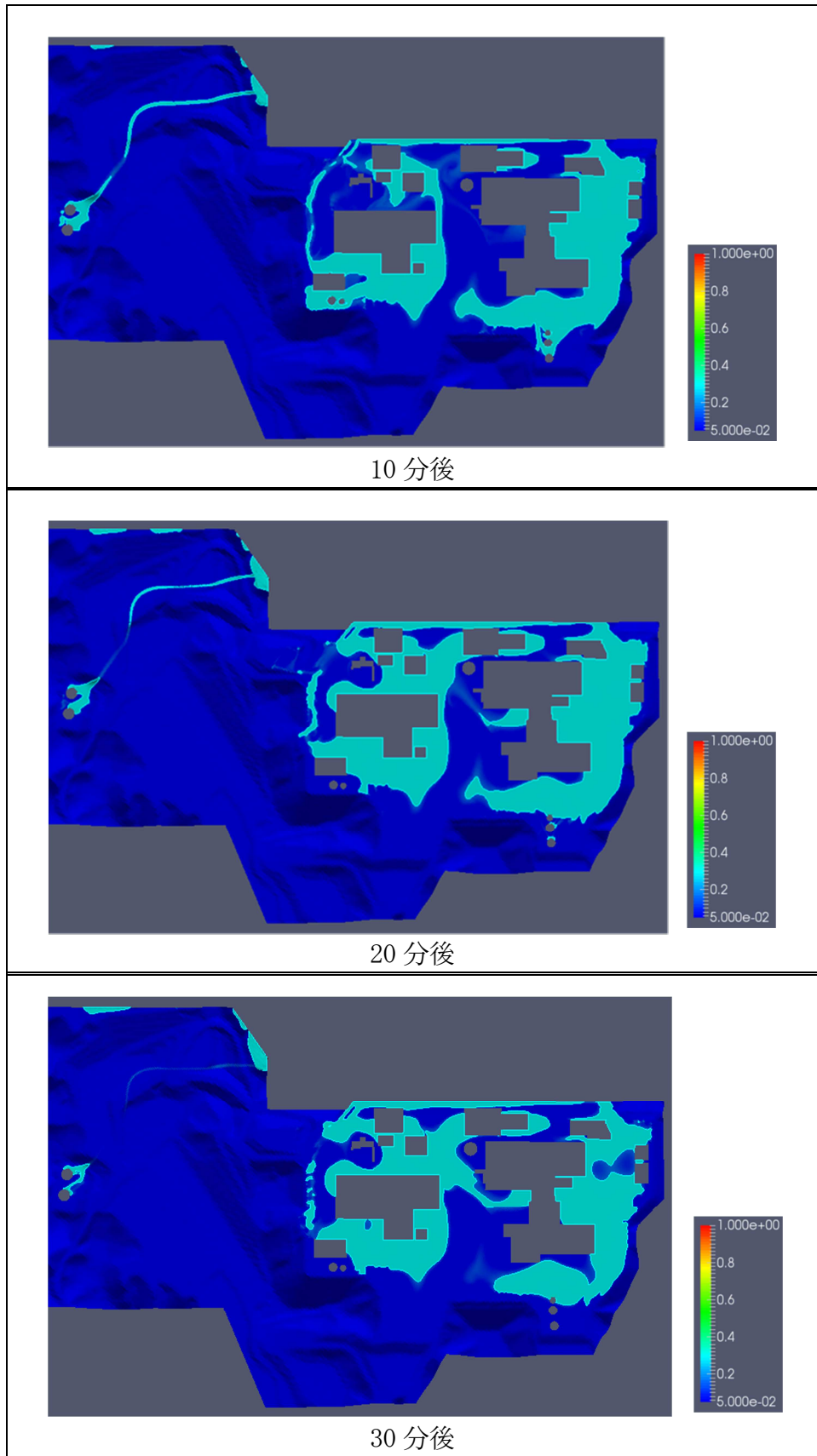
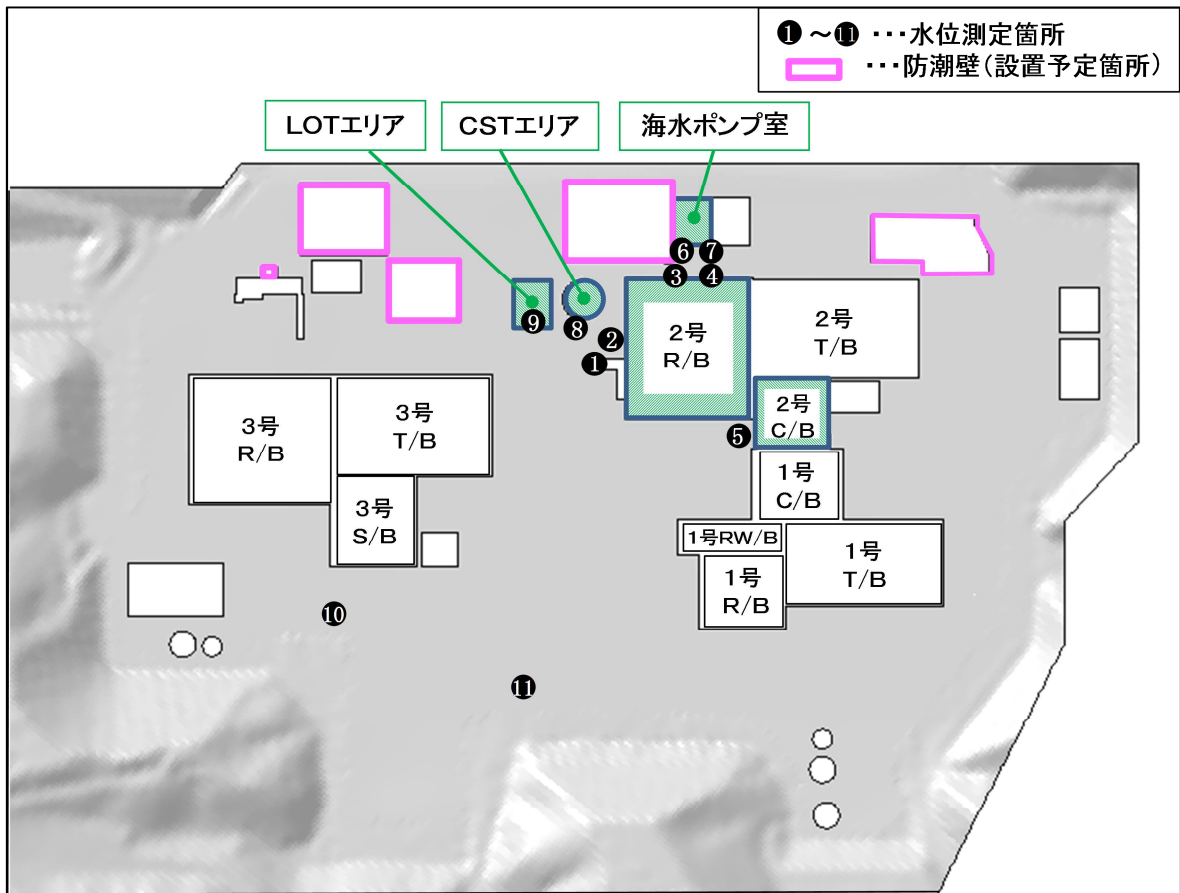


図3 溢水伝播挙動





【水位測定箇所】

- ① 原子炉建屋 (大物搬出入口前)
- ② 原子炉建屋 (DG(A)室前)
- ③ 原子炉建屋 (DG(HPCS)室前)
- ④ 原子炉建屋 (DG(B)室前)
- ⑤ 制御建屋
- ⑥ 海水ポンプ室 1
- ⑦ 海水ポンプ室 2
- ⑧ CST エリア
- ⑨ LOT エリア
- ⑩ 敷地 1
- ⑪ 敷地 2

図 4-1 水位測定箇所

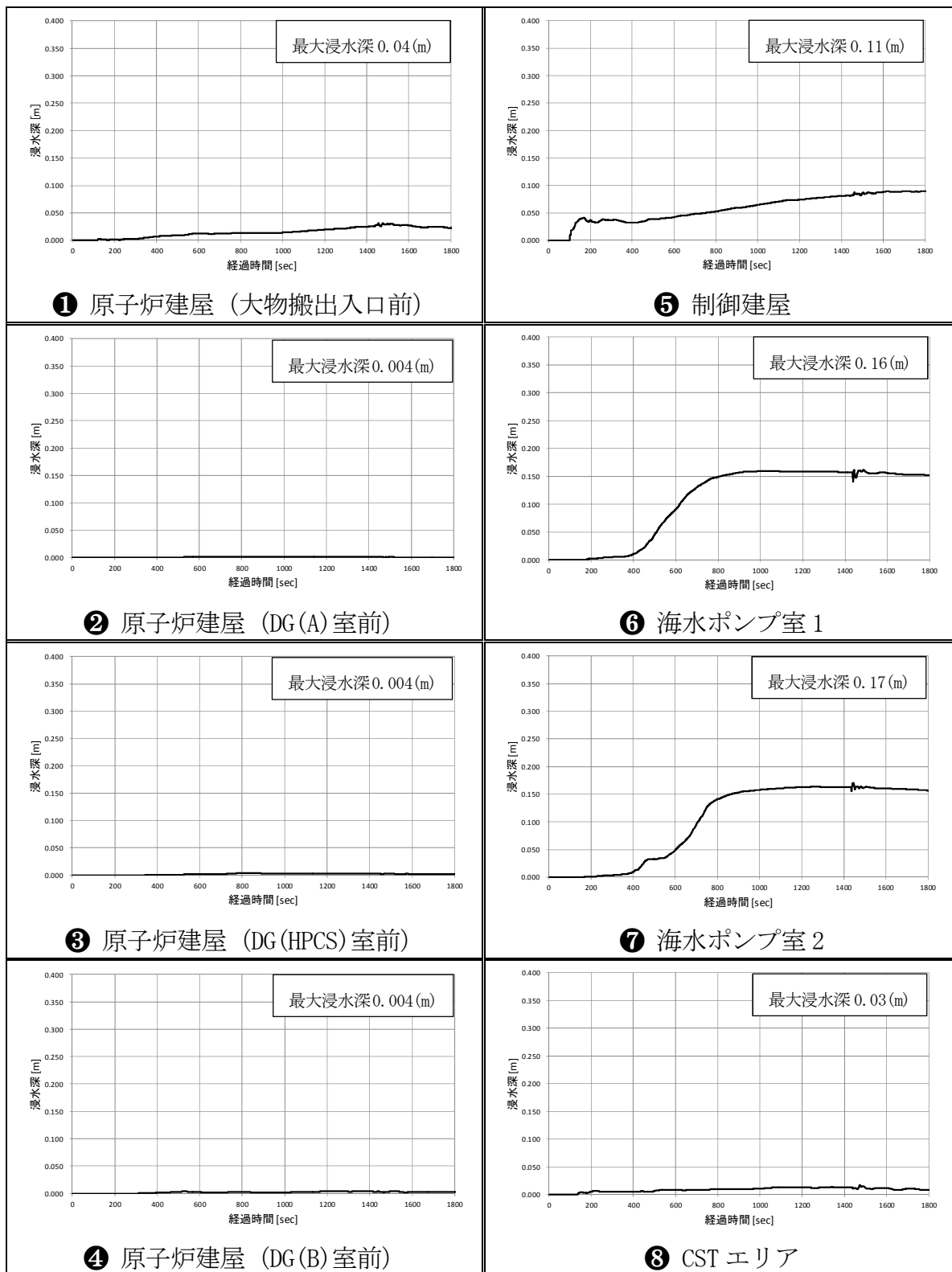


図 4-2 水位測定箇所における浸水深

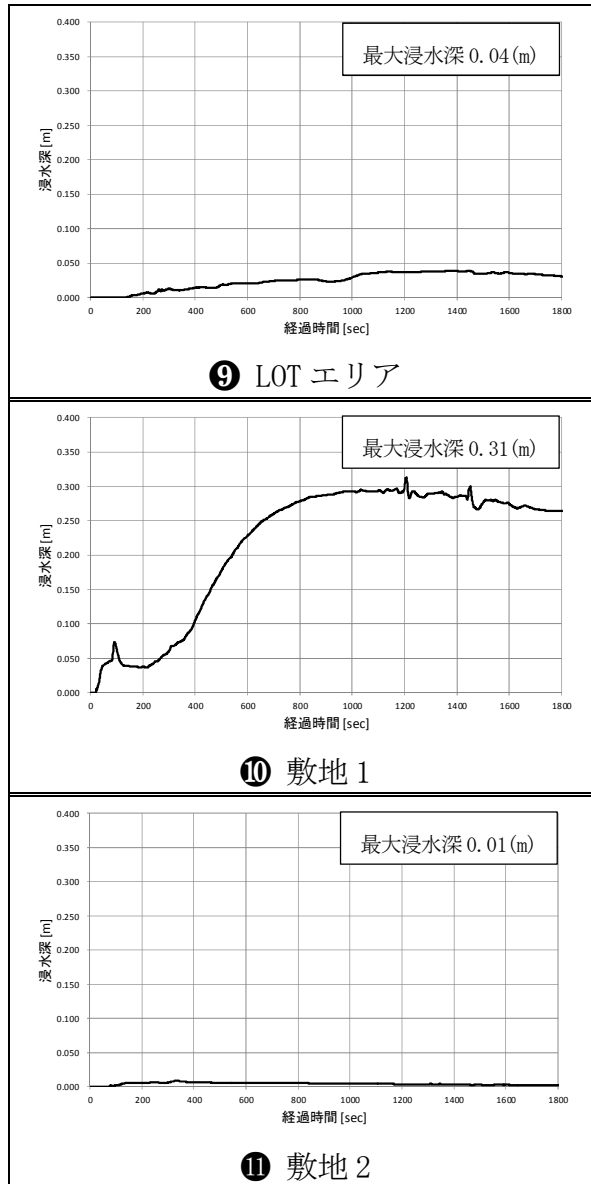


図 4-3 水位測定箇所における浸水深

## 屋外タンク溢水伝播挙動評価に用いた解析コードの妥当性検証

## 1. 概要

使用プログラム fluent (Ver. 15.0.0) の動作検証を実施するため、2次元ダムブレイク問題の模擬解析を行い、水面位置の時間変化を実験結果と比較する。

## 2. 対象問題

図1に示すアスペクト比1:2の水柱(水色の領域)を初期条件として、時間の経過とともに図1中破線のように水柱が崩れる問題に対して非定常解析を行う。

$L=0.5$  [m]とする。物性値は表1の値を用いる。

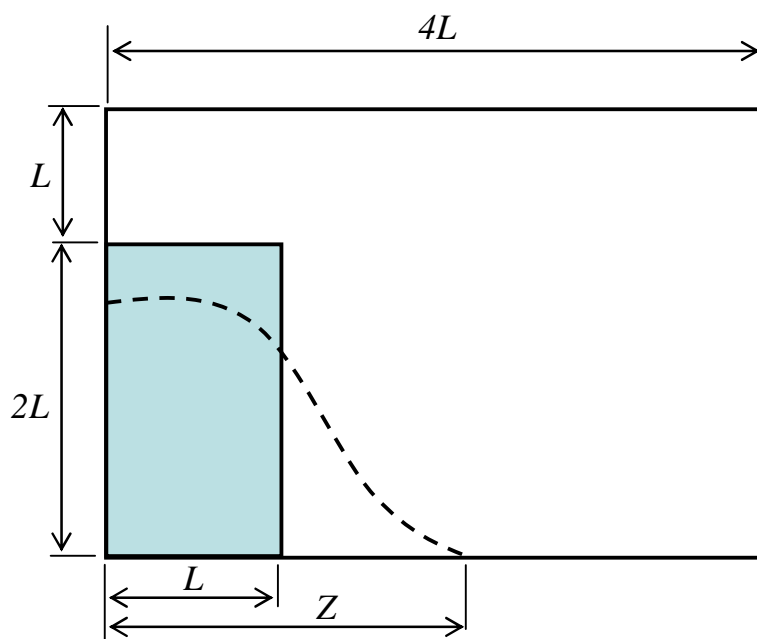


図1 解析対象

表1 物性値

水	
密度 [kg/m <sup>3</sup> ]	$\rho_l = 1000$
粘性係数 [Pa · s]	$\mu_l = 1.0 \times 10^{-3}$
空気	
密度 [kg/m <sup>3</sup> ]	$\rho_l = 1.0$
粘性係数 [Pa · s]	$\mu_l = 1.8 \times 10^{-5}$

### 3. 解析モデルと解析条件

#### 3.1 メッシュ分割

図2にメッシュ分割図を示す。全域においてメッシュサイズを鉛直／水平方向とも0.025 [m] (0.05L) とする。

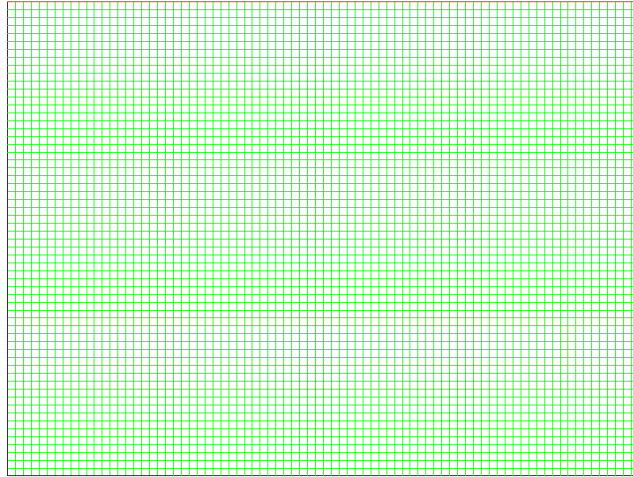


図2 メッシュ分割図

#### 3.2 流体のモデル化

水及び空気の2相流，かつ2相とも非圧縮性粘性流体としてモデル化する。2相の取り扱いについては，VOF法 (Volume Of Fluid 法) <sup>[1]</sup> を採用する。

#### 3.3 初期条件

水柱の初期状態を模擬するために，図3に示すような体積分率の初期条件を与える。流速及び圧力は，すべて0とする。なお，赤色は水を，青色は空気を，コンターレンジ途中の色(黄緑色等)は水と空気の混合状態を意味する。

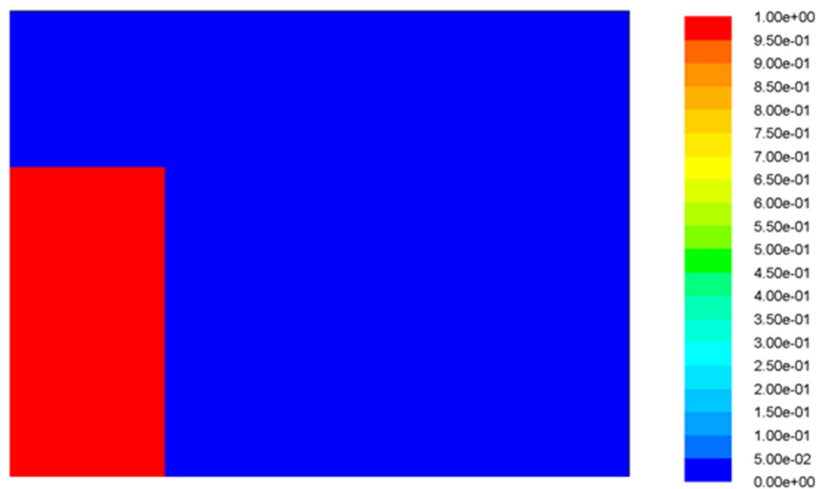


図3 体積分率分布 (初期条件)

### 3.4 境界条件

メッシュモデル下面及び側面には、滑りなしの境界条件を与えた。また上面は圧力境界条件とする。

### 3.5 重力の取り扱い

鉛直下向きに  $1G$  ( $=9.8\text{m/s}^2$ ) 相当の体積力を与える。

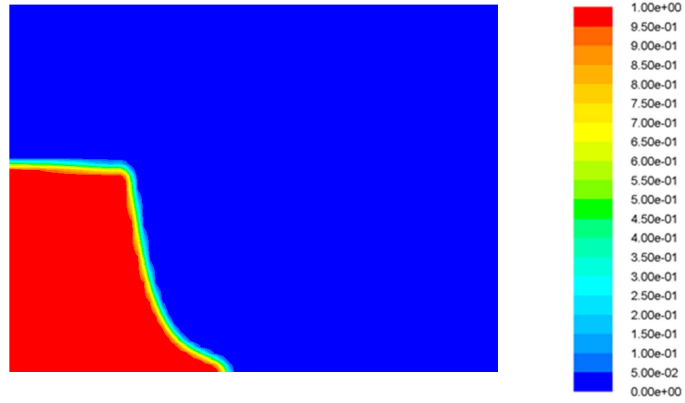
### 3.6 時間積分

非定常計算における時間刻みは、 $0.01$  秒とし、 $100$  時間ステップ ( $=1.0$  秒間) の解析を行う。

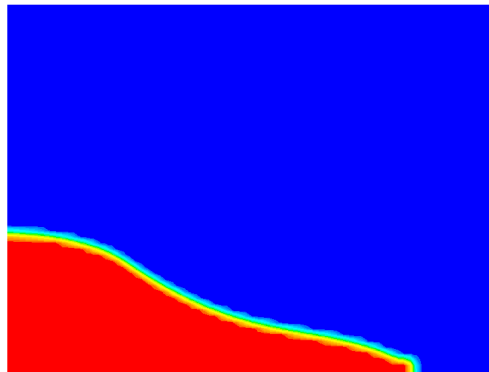
## 4. 解析結果及びまとめ

図 4 に、体積分率分布を示す。ここで、図中の  $t$ : 経過時刻[s],  $g$ : 重力加速度を示す。時間の経過に伴って水柱が崩壊し、モデル右側面に衝突した水流が壁面を伝って上昇している様子が分かる。また、自由表面の形状に関して、物理的に破たんしているような部分や、自由表面がぼやけるような現象は見られない。

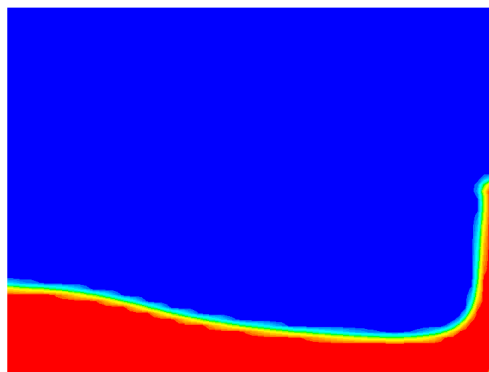
実験結果<sup>[2]</sup>及び他の数値解法<sup>[3]</sup>との比較を、図 5 及び図 6 に示す。図 5 は水の先端（右端）の位置の時間変化を、図 6 はモデル左端における水面の高さの時間変化を無次元化して整理したグラフである。これらの図において、本解析結果は他の解法・コードで計算した結果とよく一致している。図 5 の水の先端位置の時間変化において、解析結果が実験結果と比べて先行する傾向があるが、これは実験においては水ダムのスリットの開放が有限時間で行われることの影響が大きいと思われる。



(a) 0.2 秒後 ( $t\sqrt{g/L} = 0.886$ )



(b) 0.4 秒後 ( $t\sqrt{g/L} = 1.772$ )



(c) 0.6 秒後 ( $t\sqrt{g/L} = 2.658$ )

図4 水面（体積分率分布）の変化

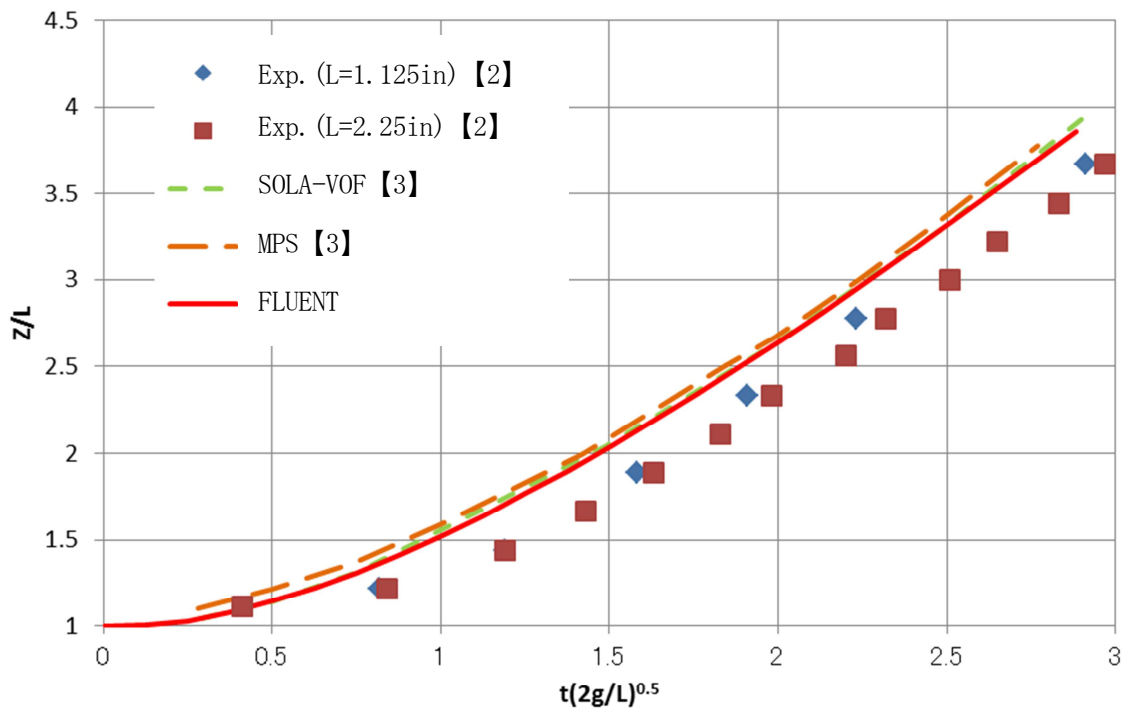


図5 先端位置  $Z$  の時間変化

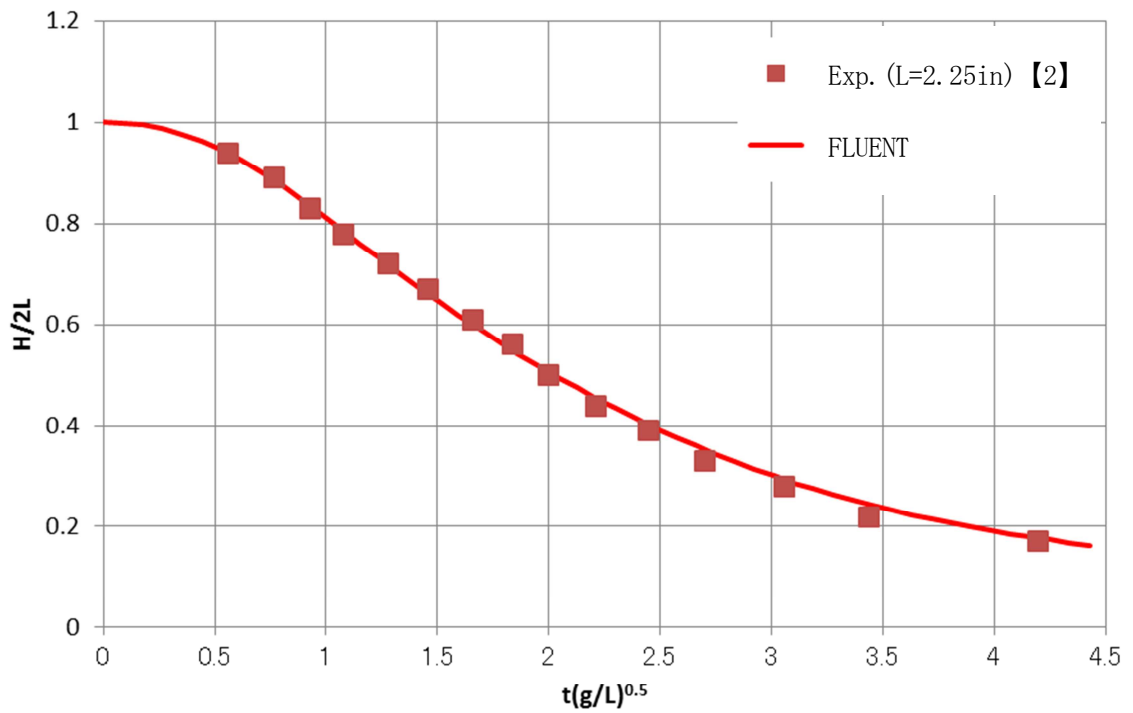


図6 水柱高さ  $H$  の時間変化



## 参考文献

- [1] Hirt, C. W. and Nicholls, B. D., : Volume of fluid (VOF) method for dynamics of free boundaries, J. Comput. Phys., Vol 39, pp.201-221, 1981
- [2] Martin, J. C. and Moyce, W. J. : Part IV. An Experimental Study of the Collapse of Liquid Columns on a Rigid Horizontal Plane, Philosophical Transactions of the Royal Society of London. Series A, Mathematical and Physical Science, Vol. 244, No. 882, pp. 312-324, 1952
- [3] 越塚誠一, 山川宏, 矢川元基, : 数値流体力学 (インテリジェント・エンジニアリング・シリーズ) , 培風館, 1997

【指摘事項：154-18】

サブドレン等を地下水の排水ポンプが停止した場合，地盤不均衡による建屋地下の配管貫通・接続部等からの地下水浸水について，影響の有無を説明すること。

1. 回答

地震による揚水ポンプ停止を想定した場合でも，地下水が防護対象設備を設置している区画へ流入することはないと評価しているが，揚水ポンプの損傷，機能喪失した場合を考慮し，代替ポンプ（投げ込み式）を準備する。

2. 参照資料

(1) 本文 P39 (3) 地震による揚水ポンプ停止を想定した対応について

14 地下水による影響評価

(1) 通常時の地下水の排水

原子炉建屋周辺の地下水は、以下のとおり排水される。(図 14-1 参照)

- a. 建屋底面に接する地盤からの湧水は、基礎底面下のサブドレーンにより建屋周辺の集水管に集水し、集水管の流末に設置されている揚水井戸から揚水ポンプ（揚水井戸1箇所に揚水ポンプが2台設置されている）により縦排水管を通して屋外排水溝に排水される。
- b. 建屋周辺の地盤からの湧水は、直接集水管に集水し、集水管の流末に設置されている揚水井戸から揚水ポンプにより縦排水管を通して屋外排水溝に排水される。

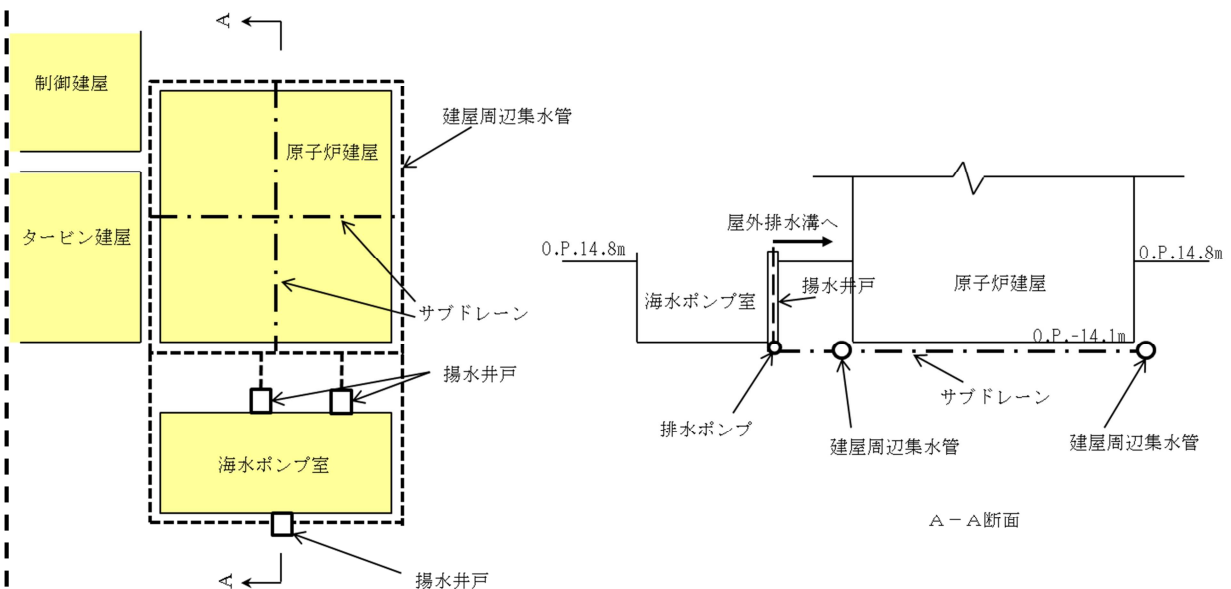


図 14-1 地下水排水設備の概要

(2) 地震による揚水ポンプ停止時における地下水による影響

以下に示す理由により、地震時において揚水ポンプが停止した場合でも、地下水が防護対象設備を設置している区画へ流入することはない。

- a. 地下外壁にはアスファルト防水を施しており、更に防水層の上に保護板を設置し、防水層が切れないように配慮している。
- b. 安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋、制御建屋の地下外壁については、地震時に想定される残留ひび割れの評価結果から、「原子炉施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」に示される、コンクリート構造物の使用性（水密）の観点から設定されたひび割れ幅の評価基準値【0.2mm 未満】を満足することを確認している。

(3) 地震による揚水ポンプ停止を想定した対応について

地震による揚水ポンプ停止を想定した場合でも、地下水が防護対象設備を設置している区画へ流入することはないと評価しているが、更に以下の対応を講ずることとする。

- a. 揚水ポンプの損傷、機能喪失した場合を考慮し、代替ポンプ（投げ込み式）を準備する。
- b. 代替ポンプの運用を含めた手順書（女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づく規正文書として制定する「内部溢水対応要領書（仮称）」に代替ポンプの運用について明記する）を整備し、地震時等における揚水ポンプ停止時にも地下水の排水が実施可能な体制を構築する。（6台ある揚水ポンプの内、4台の電源は非常用電源を使用しており、地震時も電源は確保される）

【指摘事項：175-7】

耐震 B、C クラスの配管について、どのように抽出したのかを説明すること。溢水源の抽出等に図面や CAD 等を使用しているが、現場の確認も併用することでの的確に抽出すること。

1. 回答

耐震 B、C クラス機器（配管，容器等）の抽出方法および耐震クラスの確認方法について，補足説明資料 35「溢水影響評価における耐震 B、C クラス機器の抽出方法について」に示す。

2. 参照資料

- (1) 補足説明資料 35「溢水影響評価における耐震 B、C クラス機器の抽出方法について」

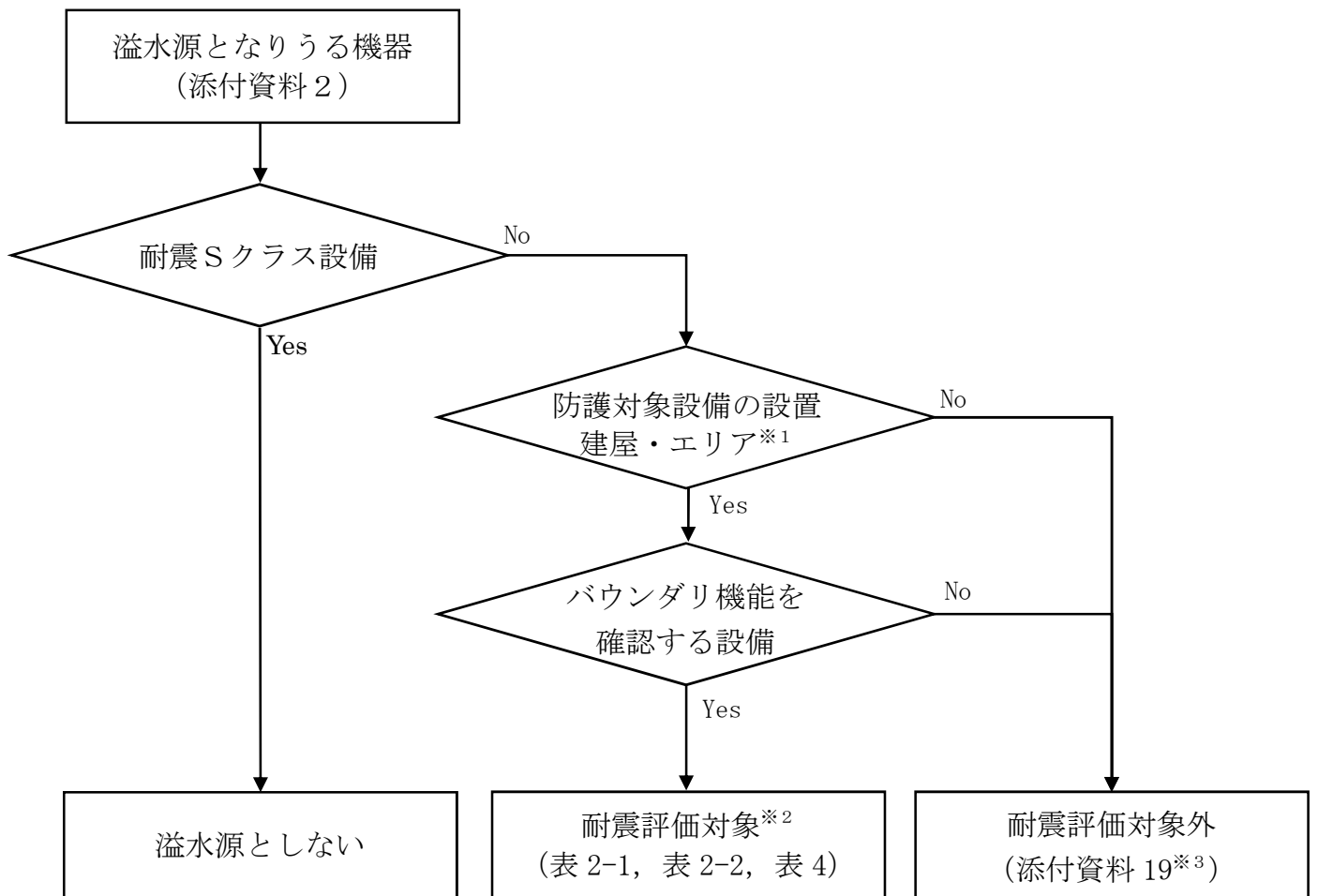
**溢水影響評価における耐震B，Cクラス機器の抽出方法について**

女川2号炉の溢水影響評価においては、図1のとおり、防護対象設備が設置された建屋およびエリア（原子炉建屋原子炉棟，原子炉建屋附属棟，制御建屋，復水貯蔵タンク（CST）エリア，軽油タンク（LOT）エリアおよび海水ポンプ室）に設置され、バウンダリ機能を確認する耐震B，Cクラス機器について、基準地震動 $S_s$ に対する地震力に対して耐震評価を実施し、発生値が評価基準値を上回る場合には、補強工事を行い、バウンダリ機能の確保することとしている。

これらの耐震B，Cクラス機器については、建設時より管理している設備図書（配管計装線図）を用いて、機器の耐震重要度分類および設置建屋（エリア）を確認し、耐震評価対象を抽出している。ここで、配管計装線図には、系統仕様（耐震重要度分類，最高使用圧力，最高使用温度，流体種類等），建屋区分等が記載されている。

また、防護対象設備が設置されている建屋およびエリアについては、現地調査を実施し、抽出した耐震B，Cクラス機器が適切であることを確認している。

なお、耐震評価対象となる耐震B，Cクラス配管の抽出および耐震評価範囲の例を図2，3に示す。

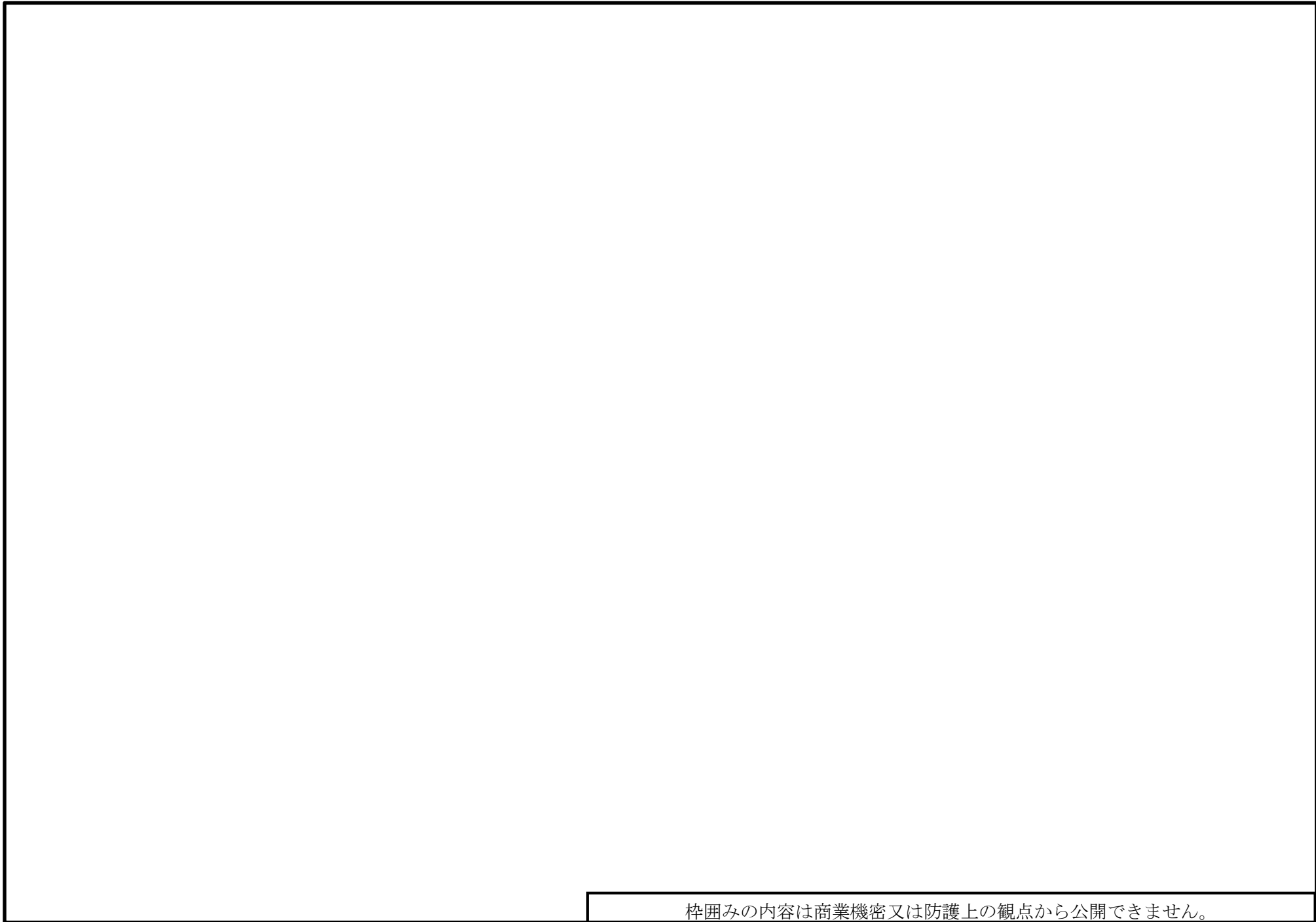


※ 1 原子炉建屋原子炉棟, 原子炉建屋附属棟 (廃棄物処理エリアを除く), 制御建屋, 復水貯蔵タンク (CST) エリア, 軽油タンク (LOT) エリアおよび海水ポンプ室

※ 2 耐震評価の結果, 発生値が評価基準値を上回る場合は, 補強工事を行い, 基準地震動  $S_s$  による地震力に対してバウンダリ機能を確保する。

※ 3 地震に起因する溢水源リスト

図 1 耐震評価対象の抽出フロー



枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

図2 配管計装線図（加熱蒸気及び復水戻り系）例



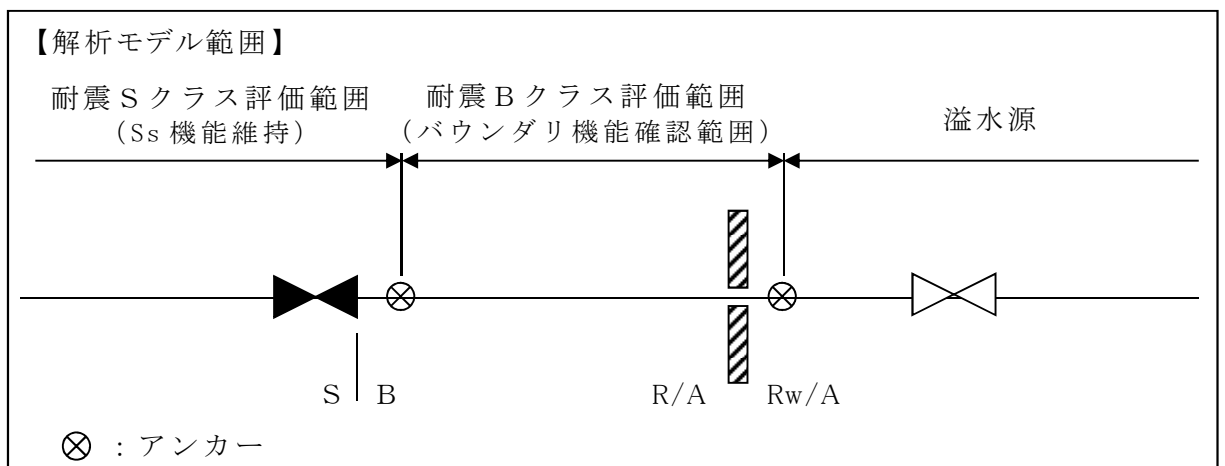
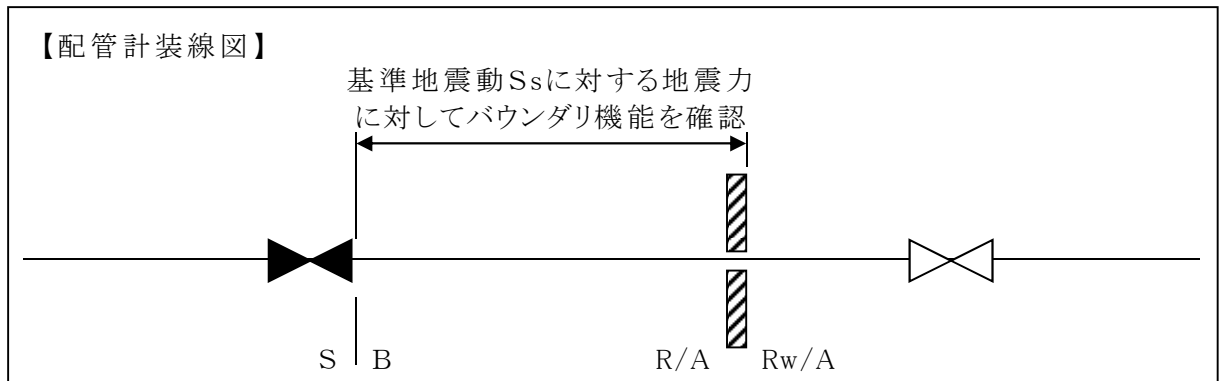
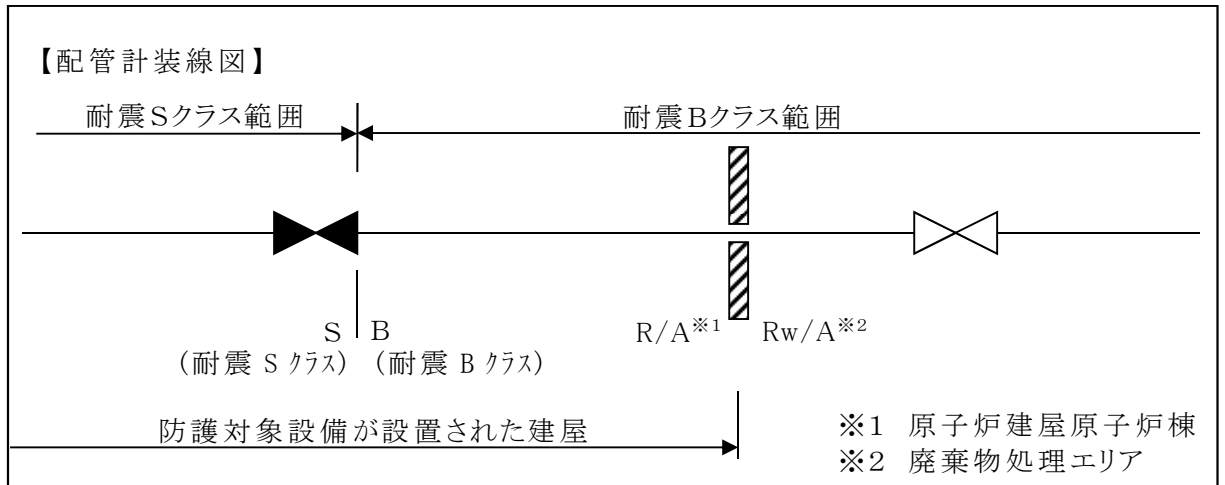


図3 耐震 B,C クラス配管の抽出および耐震評価範囲の考え方