

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-4F-1	有り	○	-	-	○	
R-4F-2	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するが, 隔離, 遮蔽により同 時機能喪失せず 原子炉補機冷却系サージタンク水位 P21-LT014A, B
R-4F-3C	有り	○	-	-	○	
R-4F-3共	有り	○	-	-	○	
R-M4F-1	有り	○	-	-	○	
R-M4F-3	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4A	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4C	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4共	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5B	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5共①	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5共②	無	○	-	-	○	
R-3F-1共	有り	○	-	-	○	
R-3F-1A	有り	○	-	-	○	
R-3F-2	有り	○	-	-	○	
R-3F-3	有り	○	-	-	○	
R-3F-4	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水 源の想定除外)を実施 非常用ガス処理系 (A), (B)
R-3F-5	有り	○	-	-	○	
R-3F-6	有り	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-2F-1	有り	×	-	-	○	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの機器が同一区画に存在 残留熱除去系弁 E11-M0-F015 サプレッションポンプ浄化系弁 G51-M0-F014 燃料プールの冷却浄化系弁 G41-M0-F005A G41-M0-F012 G41-M0-F021A, B バルブライン構成は維持されるため、使用中のFPC系統の機能は 喪失しない。また現場操作にてRHR系統のバルブ構成を実施し、 注水・冷却も可能。
R-2F-2p1	無	○	-	-	○	
R-2F-2p2	有り	○	-	-	○	
R-2F-2共1	有り	○	-	-	○	
R-2F-2共2	有り	○	-	-	○	
R-2F-2共3	有り	○	-	-	○	
R-2F-3	無	○	-	-	○	
R-2F-4	有り	○	-	-	○	
R-2F-6	有り	○	-	-	○	
R-2F-7	有り	○	-	-	○	
R-2F-8	有り	○	-	-	○	
R-2F-9下	有り	○	-	-	○	
R-2F-9上	有り	○	-	-	○	
R-2F-10下	有り	○	-	-	○	
R-2F-10上	有り	○	-	-	○	
R-2F-11	有り	○	-	-	○	
R-2F-12	無	○	-	-	○	
R-1F-1	有り	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-1F-2共	有り	○	-	-	○	
R-1F-2p1	有り	○	-	-	○	
R-1F-2p2	無	○	-	-	○	
R-1F-2p3	無	○	-	-	○	
R-1F-2p4	有り	○	-	-	○	
R-1F-3	有り	○	-	-	○	
R-1F-4	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅲの機器が同一区画に存在するが, 離隔, 遮蔽により同時機能喪失せず 非常用ディーゼル発電機監視操作盤 H21-P600A, C
R-1F-5	有り	○	-	-	○	
R-1F-6	有り	○	-	-	○	
R-1F-7	有り	○	-	-	○	
R-1F-8	有り	○	-	-	○	
R-1F-9	有り	○	-	-	○	
R-1F-10	有り	○	-	-	○	
R-1F-11	有り	○	-	-	○	
R-1F-12	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区内溢水源の想定除外)を実施 可燃性ガス濃度制御系 (A), (B)
R-B-14	有り	○	-	-	○	
R-B-15a	有り	○	-	-	○	
R-B-15b	有り	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-B1-2	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するが,離隔,遮蔽により同 時機能喪失せず 可燃性ガス濃度制御系モニタ D23-RE-006A, B D23 コネクタ保護ボックス D23-D006A, B 原子炉補機冷却水系弁 P21-M0-F055B, C P21-M0-F055E, F
R-B1-3	無	○	-	-	○	
R-B1-4	有り	○	-	-	○	
R-B1-5	有り	○	-	-	○	
R-B1-6	有り	○	-	-	○	
R-B1-7	無	○	-	-	○	
R-B1-8	無	○	-	-	○	
R-B1-10	有り	○	-	-	○	
R-B1-11	有り	○	-	-	○	
R-B1-12	無	○	-	-	○	
R-B1-13	有り	○	-	-	○	
R-B1-16	有り	○	-	-	○	
R-B1-17	有り	○	-	-	○	
R-B1-18	有り	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-B2-2	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲの機器が同一区画に存在するが, 離隔, 遮蔽により 同時機能喪失せず 原子炉補機冷却系弁 P21-M0-F013A, B, C P21-M0-F074A, B, C P21-M0-F082A, B, C 可燃性ガス濃度制御系弁 T49-M0-F007A, B T49-M0-F008A, B
R-B2-3	有り	○	-	-	○	
R-B2-4	有り	○	-	-	○	
R-B2-5	有り	○	-	-	○	
R-B3-2	有り	○	-	-	○	
R-B3-3	有り	○	-	-	○	
R-B3-4	有り	○	-	-	○	
R-B3-5	有り	○	-	-	○	
R-B3-6	有り	○	-	-	○	
R-B3-7	有り	○	-	-	○	
R-B3-8	有り	○	-	-	○	
R-B3-9	有り	○	-	-	○	
R-B3-10	有り	○	-	-	○	
R-B3-11	有り	○	-	-	○	
R-B3-12	有り	○	-	-	○	
R-B3-13	有り	○	-	-	○	
T-2F-1共	有り	○	-	-	○	
T-2F-1A	有り	○	-	-	○	
T-1F-1	有り	○	-	-	○	
T-1F-2	無	○	-	-	○	
T-1F-3	有り	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
T-1F-4管	有り	○	-	-	○	
T-1F-4非	有り	○	-	-	○	
T-B1-2A	有り	○	-	-	○	
T-B1-2C	有り	○	-	-	○	
T-B1-3	有り	○	-	-	○	
T-B1-4b1	有り	○	-	-	○	
T-B1-4b2	無	○	-	-	○	
T-B1-4b3	有り	○	-	-	○	
T-MB2-1	無	○	-	-	○	
T-MB2-2	有り	○	-	-	○	
T-B2-1	有り	○	-	-	○	
T-B2-2	有り	○	-	-	○	
T-B2-3	有り	○	-	-	○	
T-B2-4	有り	○	-	-	○	
C-2F-1	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水源の想定除外)を実施 中央制御室換気空調系 (A), (B)
C-2F-2	無	○	-	-	○	
C-2F-3	有り	○	-	-	○	
C-1F-1	有り	○	-	-	○	
C-1F-2	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水源の想定除外)を実施 中央制御室換気空調系 (A), (B)
C-1F-3	無	○	-	-	○	
C-1F-4A	無	○	-	-	○	

添付5.2-1表 6号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
C-1F-4B	有り	○	-	-	○	
C-1F-5	無	○	-	-	○	
C-1F-6	無	○	-	-	○	
C-1F-7	有り	○	-	-	○	
C-1F-8	無	○	-	-	○	
C-1F-9	無	○	-	-	○	
C-1F-10	有り	○	-	-	○	
C-1F-11	無	○	-	-	○	
C-B1-1	有り	○	-	-	○	
C-B1-2	無	○	-	-	○	
C-B1-3	無	○	-	-	○	
C-B1-4	無	○	-	-	○	
C-B1-5	無	○	-	-	○	
C-B1-6	有り	○	-	-	○	
C-B1-7	無	○	-	-	○	
C-B1-8A	有り	○	-	-	○	
C-B1-8C	有り	○	-	-	○	
C-B1-9	無	○	-	-	○	
C-B1-10	無	○	-	-	○	
C-B1-11	無	○	-	-	○	
C-MB2-1	無	○	-	-	○	
C-MB2-2①	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2②	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2③	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2④	有り	○	-	-	○	
C-MB2-3	無	○	-	-	○	
C-B2-1	有り	○	-	-	○	
C-B2-2	有り	○	-	-	○	
C-B2-3	有り	○	-	-	○	
C-B2-4	有り	○	-	-	○	
C-B2-5	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-4F-1	有り	○	-	-	○	
R-4F-2A	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅲの機器が同一区画に存在するため被水対策 (防滴仕様 の確認; IP67相当) を実施 RCWサージタンク水位 P21-LT-022A, C
R-4F-2B	有り	○	-	-	○	
R-4F-2C	無	○	-	-	○	
R-4F-3	有り	○	-	-	○	
R-M4F-1	有り	○	-	-	○	
R-M4F-2	有り	○	-	-	○	
R-M4F-3	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4A	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4C	有り	○	-	-	○	
R-M4F-4共	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5共①	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5共②	有り	○	-	-	○	
R-M4F-5B	有り	○	-	-	○	
R-3F-1共	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するが離隔, 遮蔽により同時 機能喪失せず 原子炉格納容器圧力 T31-PT-026A, B
R-3F-1A	有り	○	-	-	○	
R-3F-2	有り	○	-	-	○	
R-3F-3	有り	○	-	-	○	
R-3F-4	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水 源の想定除外)を実施 SGTS (A), (B)
R-3F-5	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-2F-1	有り	×	-	-	○	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの機器が同一区画に存在 残留熱除去系弁 E11-M0-F015 サプレッションプール浄化系弁 G51-M0-F015 燃料プール冷却浄化系弁 G41-M0-F005A G41-M0-F013 G41-M0-F021A, B バルブライン構成は維持されるため、使用中のFPC系統の機能は 喪失しない。また、現場操作にてRHR系統のバルブ構成を実施し、 注水・冷却も可能。
R-2F-2p1	無	○	-	-	○	
R-2F-2p2	無	○	-	-	○	
R-2F-2共1	有り	○	-	-	○	
R-2F-2共2	有り	○	-	-	○	
R-2F-2共3	有り	○	-	-	○	
R-2F-3	有り	○	-	-	○	
R-2F-4	有り	○	-	-	○	
R-2F-5	有り	○	-	-	○	
R-2F-6	有り	○	-	-	○	
R-2F-7	無	○	-	-	○	
R-2F-8	無	○	-	-	○	
R-2F-9上	無	○	-	-	○	
R-2F-9下	有り	○	-	-	○	
R-2F-10上	有り	○	-	-	○	
R-2F-10下	有り	○	-	-	○	
R-2F-11	有り	○	-	-	○	
R-2F-12	有り	○	-	-	○	
R-1F-1	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-1F-2共	有り	×	○	-	○	区分I, IIの機器が同一区画に存在するが, 離隔, 遮蔽により同 時機能喪失せず 可燃性ガス濃度制御系弁 T49-M0-F001A, B T49-M0-F003A, B
R-1F-2p1	有り	○	-	-	○	
R-1F-2p2	無	○	-	-	○	
R-1F-2p3	無	○	-	-	○	
R-1F-2p4	有り	○	-	-	○	
R-1F-3	有り	○	-	-	○	
R-1F-4	有り	×	○	-	○	区分I, IIIの機器が同一区画に存在するが, 離隔, 遮蔽により同 時機能喪失せず 非常用ディーゼル発電機監視操作盤 H21-P600A, C
R-1F-5	有り	○	-	-	○	
R-1F-6	有り	○	-	-	○	
R-1F-7	有り	○	-	-	○	
R-1F-8	有り	○	-	-	○	
R-1F-9	有り	○	-	-	○	
R-1F-10	有り	○	-	-	○	
R-1F-11	有り	○	-	-	○	
R-1F-12	有り	×	-	○	○	区分I, IIの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水 源の想定除外)を実施 可燃性ガス濃度制御系 FCS(A), (B)
R-B-14	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-B-15	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するが,隔離,遮蔽により同 時機能喪失せず 残留熱除去系弁 E11-MO-F014A, B 可燃性ガス濃度制御系弁 T49-MO-F010A, B
R-B1-2	有り	×	○	-	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するが,隔離,遮蔽により同 時機能喪失せず 可燃性ガス濃度制御系モニタ D23-RAM-006A, B D23-RE-006A, B
R-B1-3	無	○	-	-	○	
R-B1-4	有り	○	-	-	○	
R-B1-5	有り	○	-	-	○	
R-B1-6	有り	○	-	-	○	
R-B1-7	無	○	-	-	○	
R-B1-8	無	○	-	-	○	
R-B1-9	無	○	-	-	○	
R-B1-10	有り	○	-	-	○	
R-B1-11	有り	○	-	-	○	
R-B1-12	無	○	-	-	○	
R-B1-13	有り	○	-	-	○	
R-B1-16	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
R-B2-2	有り	×	-	-	○	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲの機器が同一区画に存在するが, 離隔, 遮蔽により 同時機能喪失せず 原子炉補機冷却系弁 P21-M0-F016A, B, C P21-M0-F037A, B, C P21-M0-F042A, B, C 可燃性ガス濃度制御系弁 T49-M0-F007A, B T49-M0-F008A, B
R-B2-3	有り	○	-	-	○	
R-B2-4	有り	○	-	-	○	
R-B2-5	有り	○	-	-	○	
R-B3-2	有り	○	-	-	○	
R-B3-3	有り	○	-	-	○	
R-B3-4	有り	○	-	-	○	
R-B3-5	有り	○	-	-	○	
R-B3-6	有り	○	-	-	○	
R-B3-7	有り	○	-	-	○	
R-B3-8	有り	○	-	-	○	
R-B3-9	有り	○	-	-	○	
R-B3-10	有り	○	-	-	○	
R-B3-11	有り	○	-	-	○	
R-B3-12	有り	○	-	-	○	
R-B3-13	有り	○	-	-	○	
T-2F-1共	有り	○	-	-	○	
T-2F-1A	無	○	-	-	○	
T-1F-1	有り	○	-	-	○	
T-1F-2	無	○	-	-	○	
T-1F-3	有り	○	-	-	○	
T-1F-4非	有り	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
T-1F-4管	有り	○	-	-	○	
T-B1-2A	有り	○	-	-	○	
T-B1-2C	有り	○	-	-	○	
T-B1-3	有り	○	-	-	○	
T-B1-4b1	有り	○	-	-	○	
T-B1-4b2	無	○	-	-	○	
T-B1-4b3	有り	○	-	-	○	
T-MB2-1	無	○	-	-	○	
T-MB2-2	有り	○	-	-	○	
T-B2-1	有り	○	-	-	○	
T-B2-2	有り	○	-	-	○	
T-B2-3	有り	○	-	-	○	
T-B2-4	有り	○	-	-	○	
C-2F-1	有り	○	-	-	○	
C-2F-2	無	○	-	-	○	
C-2F-3	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水源の想定除外)を実施 中央制御室換気空調系(A),(B)
C-1F-1	有り	○	-	-	○	
C-1F-2	有り	○	-	-	○	
C-1F-3	無	○	-	-	○	
C-1F-4A	無	○	-	-	○	
C-1F-4B	有り	○	-	-	○	
C-1F-5	有り	○	-	-	○	
C-1F-6	無	○	-	-	○	

添付5.2-2表 7号炉 想定破損による被水影響評価結果まとめ

区画	溢水源	一次判定	相対位置 関係考慮	被水対策 実施	最終判定	備考
C-1F-7	有り	×	-	○	○	区分Ⅰ,Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策(区画内溢水源の想定除外)を実施 中央制御室換気空調系(A),(B)
C-1F-8	無	○	-	-	○	
C-1F-9	無	○	-	-	○	
C-1F-10	有り	○	-	-	○	
C-1F-11	無	○	-	-	○	
C-B1-1	有り	○	-	-	○	
C-B1-2	無	○	-	-	○	
C-B1-3	無	○	-	-	○	
C-B1-4	無	○	-	-	○	
C-B1-5	無	○	-	-	○	
C-B1-6	有り	○	-	-	○	
C-B1-7	無	○	-	-	○	
C-B1-8A	有り	○	-	-	○	
C-B1-8C	有り	○	-	-	○	
C-B1-9	無	○	-	-	○	
C-B1-10	無	○	-	-	○	
C-B1-11	無	○	-	-	○	
C-MB2-1	無	○	-	-	○	
C-MB2-2①	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2②	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2③	有り	○	-	-	○	
C-MB2-2④	有り	○	-	-	○	
C-MB2-3	無	○	-	-	○	
C-B2-1	有り	○	-	-	○	
C-B2-2	有り	○	-	-	○	
C-B2-3	有り	○	-	-	○	
C-B2-4	有り	○	-	-	○	
C-B2-5	有り	○	-	-	○	

5.3 想定破損による蒸気影響評価結果まとめ

添付第 5.3-1 表 想定破損による蒸気影響評価結果

防護対象設備の設置区域	区域内の蒸気源	他区域からの蒸気の流入	蒸気影響を考慮した仕様(耐蒸気仕様)	多重性又は多様性を有する系統の同時機能喪失	機能維持判定	備考
原子炉建屋 二次格納施設	主蒸気系 給水系 原子炉隔離時冷却系 原子炉冷却材浄化系 (所内蒸気系 *)	あり	○ ** (一部考慮なし **)	なし **	○	* 所内蒸気系は上流側のタービン建屋内で常時隔離運用するため、蒸気源として想定せず、また他区域からの流入もない ** 二次格納施設内の防護対象設備は、二次格納施設内に存在する高エネルギー配管破断による蒸気影響を考慮した設計としている ほう酸水注入系は耐蒸気仕様ではないが、同種の機能を有する水圧制御ユニットが耐蒸気仕様であることから、多重性又は多様性を有する系統が同時機能喪失しないと評価 二次格納施設内の防護対象設備に対する機能維持判定の詳細を添付第 5.3.2 表に示す
原子炉建屋 附属区域	なし (所内蒸気系 *)	なし **	—	—	○	* 所内蒸気系は上流側のタービン建屋内で常時隔離運用するため、蒸気源として想定しない ** 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)
タービン建屋 海水熱交換器 区域	なし	なし *	—	—	○	* 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)
コントロール 建屋	なし	なし *	—	—	○	* 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003A)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003B)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003C)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003D)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003E)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003F)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003G)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT003H)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT006A)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT006B)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT007A)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT007B)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT007C)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT007D)	○
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (C12-D004) (東側)	○
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (C12-D004) (西側)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ (C41-C001A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ (C41-C001B)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ用潤滑油ポンプ (C41-C002A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ用潤滑油ポンプ (C41-C002B)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F001A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F001B)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F006A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F006B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系コネクタ保護ボックス (D23 コネクタ保護ボックス)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系コネクタ保護ボックス (D23 コネクタ保護ボックス)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系コネクタ保護ボックス (D23 コネクタ保護ボックス)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系コネクタ保護ボックス (D23 コネクタ保護ボックス)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	水素系検出ユニット (D23-H2T001A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	水素系検出ユニット (D23-H2T001B)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
格納容器内雰囲気モニタ系	酸素系検出ユニット (D23-O2T003A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	酸素系検出ユニット (D23-O2T003B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	イオンチェンバ検出器 (D23-RE005A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	イオンチェンバ検出器 (D23-RE005B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	イオンチェンバ検出器 (D23-RE006A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	イオンチェンバ検出器 (D23-RE006B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F001A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F001B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F002A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F002B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F003A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F003B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F004A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F004B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT008A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT008B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT008C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008A)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F015)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F017B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F017C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F018B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F018C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F019B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F019C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021C)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ (E22-C001B)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ (E22-C001C)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-FT008B-1)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-FT008C-1)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-LT010A)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-LT010B)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-LT010C)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
高压炉心注水系	高压炉心注水系系統流量 (E22-LT010D)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F001B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F001C)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F003B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F003C)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F006B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F006C)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F010B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F010C)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ (E51-C001)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系蒸気タービン (E51-C002)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ (E51-C003)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ (E51-C004)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系主油ポンプ (E51-C005)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系系統流量 (E51-FT007)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-HO-F069)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F001)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F004)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F006)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F011)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F012)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F036)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F037)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F068)	○
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁 (G31-MO-F003)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (G41-C001A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (G41-C001B)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-F020)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F005A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F012)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F021A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F021B)	○
サブレーションプール浄化系	サブレーションプール浄化系ポンプ (G51-C001)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
サブプレッションプール浄化系	サブプレッションプール浄化系弁 (G51-MO-F014)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤 (H21-P334)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤 (H21-P335)	○
盤類	原子炉系計装ラック (H22-P001)	○
盤類	原子炉系計装ラック (H22-P002)	○
盤類	原子炉系計装ラック (H22-P003)	○
盤類	原子炉系計装ラック (H22-P004)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック (H22-P311)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック (H22-P312)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタ校正ラック (H22-P313)	○
盤類	格納容器内雰囲気モニタ校正ラック (H22-P314)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F013A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F013B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F013C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055D)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055E)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F055F)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F074A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F074B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F074C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F082A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F082B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁 (P21-MO-F082C)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F018A)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F018B)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F027A)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F027B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-AO-F001A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-AO-F001B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 (T22-C001A)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 (T22-C001B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系乾燥装置 (T22-D001A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系乾燥装置 (T22-D001B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ装置 (T22-D002)	*注 1
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F002A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F002B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F004A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F004B)	○
不活性ガス系	サブプレッションプール水位 (T31-LT020)	○
不活性ガス系	サブプレッションプール水位 (T31-LT021)	○
不活性ガス系	原子炉格納容器圧力 (T31-PT015)	○
不活性ガス系	原子炉格納容器圧力 (T31-PT016)	○
不活性ガス系	原子炉格納容器圧力 (T31-PT017)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F712)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F714)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F733)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F735)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F736)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F738)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F741)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F743)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F744)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F746)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F748)	○
不活性ガス系	不活性ガス系弁 (T31-SO-F750)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置再結合器 (T49-A001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置再結合器 (T49-A001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置加熱器/冷却器 (T49-B001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置加熱器/冷却器 (T49-B001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ (T49-C001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ (T49-C001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置気水分離器 (T49-D001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置気水分離器 (T49-D001B)	○

添付第 5.3-2 表 6号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F002A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F002B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F003A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F003B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F004A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F004B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F006A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F006B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F007A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F007B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F008A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F008B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F010A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 (T49-MO-F010B)	○
換気空調系	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機 (U41-D101)	○
換気空調系	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (U41-D102)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-D103)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-D104)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-D105)	○
換気空調系	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (U41-D106)	○
換気空調系	可燃性ガス濃度制御系設備室空調機 (U41-D107A)	○
換気空調系	可燃性ガス濃度制御系設備室空調機 (U41-D107B)	○
換気空調系	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (U41-D109A)	○
換気空調系	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (U41-D109B)	○
換気空調系	非常用ガス処理系設備室空調機 (U41-D111A)	○
換気空調系	非常用ガス処理系設備室空調機 (U41-D111B)	○
換気空調系	格納容器内雰囲気モニタ系設備室空調機 (U41-D113)	○
換気空調系	格納容器内雰囲気モニタ系設備室空調機 (U41-D114)	○
換気空調系	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機 (U41-D116)	○

注1：蒸気漏洩時に監視および動作が必要な機器ではなく、蒸気漏洩によって機能喪失しても安全機能に影響はない。

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003A)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003B)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003C)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003D)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003E)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003F)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003G)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-003H)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-006A)	○
原子炉系	原子炉水位 (B21-LT-006B)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT-007A)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT-007B)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT-007C)	○
原子炉系	原子炉圧力 (B21-PT-007D)	○
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (C12-D004) (北側)	○
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (C12-D004) (南側)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ (C41-C001A)	*注 1
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ (C41-C001B)	*注 1
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ用潤滑油ポンプ (C41-C002A)	*注 1
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ用潤滑油ポンプ (C41-C002B)	*注 1
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F001A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F001B)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F006A)	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系弁 (C41-MO-F006B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器水素濃度 (D23-H2E-001A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器水素濃度 (D23-H2E-001B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F004A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F004B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F005A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F005B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F006A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F006B)	○

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F007A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F007B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F008A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-MO-F008B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器酸素濃度 (D23-O2E-003A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器酸素濃度 (D23-O2E-003B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ) (D23-RE-005A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ) (D23-RE-005B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ) (D23-RE-006A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ) (D23-RE-006B)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F001A)	○
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁 (D23-SO-F001B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ (E11-C001C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-F016C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT-008A-2)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT-008B-2)	○
残留熱除去系	残留熱除去系系統流量 (E11-FT-008C-2)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F001C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F004C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F005C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F008C)	○

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F011C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F012C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F013C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F014C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F015)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F017B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F017C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F018B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F018C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F019B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F019C)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021A)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021B)	○
残留熱除去系	残留熱除去系弁 (E11-MO-F021C)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ (E22-C001B)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ (E22-C001C)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-FT-007B-2)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系系統流量 (E22-FT-007C-2)	○
高圧炉心注水系	サプレッションプール水位 (E22-LT-010A)	○
高圧炉心注水系	サプレッションプール水位 (E22-LT-010B)	○
高圧炉心注水系	サプレッションプール水位 (E22-LT-010C)	○
高圧炉心注水系	サプレッションプール水位 (E22-LT-010D)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁 (E22-MO-F001B)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁 (E22-MO-F001C)	○
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁 (E22-MO-F003B)	○

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F003C)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F006B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F006C)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F010B)	○
高压炉心注水系	高压炉心注水系弁 (E22-MO-F010C)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ (E51-C001)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン (E51-C002)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ (E51-C003)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ (E51-C004)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系蒸気タービン用主油ポンプ (E51-C005)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出流量 (E51-FT-006)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-HO-F401)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F001)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F004)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F006)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F011)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F012)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F036)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F037)	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-MO-F400)	○
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁 (G31-MO-F003)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (G41-C001A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (G41-C001B)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-F030)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-F032)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F005A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F013)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F021A)	○
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁 (G41-MO-F021B)	○
サブレーションプール浄化系	サブレーションプール浄化用ポンプ (G51-C001)	○
サブレーションプール浄化系	サブレーションプール浄化系弁 (G51-MO-F015)	○
盤類	ほう酸水注入系操作盤 (H21-P027A)	*注 1
盤類	ほう酸水注入系操作盤 (H21-P027B)	*注 1

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F016A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F016B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F016C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F037A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F037B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F037C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F042A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F042B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F042C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048A)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048B)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048C)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048D)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048E)	○
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F048F)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F003A)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F003B)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F012A)	○
高圧窒素ガス供給系	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-MO-F012B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-AO-F001A)	*注 2
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-AO-F001B)	*注 2
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 (T22-C001A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 (T22-C001B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系乾燥装置 (T22-D001A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系乾燥装置 (T22-D001B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ装置 (T22-D002)	*注 3
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F002A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F002B)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F004A)	○
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系弁 (T22-MO-F004B)	○
不活性ガス系	原子炉格納容器圧力 (T31-PT-026A)	○
不活性ガス系	原子炉格納容器圧力 (T31-PT-026B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置再結合器 (T49-A001A)	○

添付第 5.3-3 表 7号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置再結合器 (T49-A001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置加熱器 (T49-B001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置加熱器 (T49-B001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置冷却器 (T49-B002A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置冷却器 (T49-B002B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ (T49-C001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ (T49-C001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置気水分離器 (T49-D001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置気水分離器 (T49-D001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F001A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F001B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F002A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F002B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F003A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F003B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F004A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F004B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F006A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F006B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F007A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F007B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F008A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F008B)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F010A)	○
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F010B)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-B103)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-B104)	○
換気空調系	残留熱除去系ポンプ室空調機 (U41-B105)	○
換気空調系	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (U41-B106)	○
換気空調系	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (U41-B107)	○
換気空調系	非常用ガス処理系室空調機 (U41-B109)	○
換気空調系	非常用ガス処理系室空調機 (U41-B110)	○
換気空調系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置室空調機 (U41-B111)	○

添付第 5.3-3 表 7 号炉原子炉二次格納施設内防護対象設備の蒸気影響確認結果

系統	設備	蒸気評価
換気空調系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置室空調機 (U41-B112)	○
換気空調系	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (U41-B113)	○
換気空調系	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (U41-B114)	○
換気空調系	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機 (U41-B115)	○

注 1：同種の機能を有する水圧制御ユニットが耐蒸気仕様であることから、多重性又は多様性を有する系統が同時機能喪失しないと評価。

注 2：フェールセーフ動作する弁であり、対象外。

注 3：蒸気漏洩時に監視および動作が必要な機器ではなく、蒸気漏洩によって機能喪失しても安全機能に影響はない。

添付第6.1-1表 6号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
R-4F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-3共	有	消火栓	54
R-4F-3C	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-4A	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-4共	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-4C	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-5共①	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-5共②	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-5B	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-1共	有	消火栓	54
R-3F-1A	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-2p1	有	消火栓	54
R-2F-2p2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-2共1	有	消火栓	54
R-2F-2共2	有	消火栓	54
R-2F-2共3	有	消火栓	54
R-2F-3	有	消火栓	54
R-2F-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-9上	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-9下	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-10上	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-10下	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2p1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2p2	有	消火栓	54
R-1F-2p3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2p4	有	消火栓	54
R-1F-2共	有	消火栓	54
R-1F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-9	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-10	有	消火栓	54
R-1F-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B-14	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.1-1表 6号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
R-B-15a	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B-15b	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-2	有	消火栓	54
R-B1-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-10	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-13	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-16	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-17	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-18	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-2	有	消火栓	54
R-B2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-4	有	消火栓	54
R-B3-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-9	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-10	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-13	無(固定式消火設備等)	-	-
T-2F-1共	有	消火栓	54
T-2F-1A	有	消火栓	54
T-1F-1	有	消火栓	54
T-1F-2	有	消火栓	54
T-1F-3	有	消火栓	54
T-1F-4①	有	消火栓	54
T-1F-4②	有	消火栓	54
T-B1-2A	有	消火栓	54
T-B1-2C	有	消火栓	54
T-B1-3	有	消火栓	54
T-B1-4b1	有	消火栓	54
T-B1-4b2	有	消火栓	54
T-B1-4b3	有	消火栓	54
T-MB2-1	有	消火栓	54
T-MB2-2	有	消火栓	54
T-B2-1	有	消火栓	54
T-B2-2	有	消火栓	54
T-B2-3	有	消火栓	54
T-B2-4	有	消火栓	54
C-2F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-2F-2	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.1-1表 6号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
C-2F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-4A	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-4B	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-9	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-10	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-11	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-4	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-5	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-6	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-7	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-8A	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-8C	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-9	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-10	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-11	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2①	有	消火栓	54
C-MB2-2②	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2③	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2④	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-4	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-5	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.1-2表 7号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
R-4F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-2A	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-2B	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-2C	無(固定式消火設備等)	-	-
R-4F-3	有	消火栓	54
R-M4F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-3	有	消火栓	54
R-M4F-4C	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-4共	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-4A	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-5B	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-5共①	無(固定式消火設備等)	-	-
R-M4F-5共②	有	消火栓	54
R-3F-1共	有	消火栓	54
R-3F-1A	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-3F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-1	有	消火栓	54
R-2F-2共1	有	消火栓	54
R-2F-2共2	有	消火栓	54
R-2F-2共3	有	消火栓	54
R-2F-2p1	有	消火栓	54
R-2F-2p2	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-4	有	消火栓	54
R-2F-5	有	消火栓	54
R-2F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-9上	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-9下	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-10上	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-10下	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-2F-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2共	有	消火栓	54
R-1F-2p1	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2p2	有	消火栓	54
R-1F-2p3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-2p4	有	消火栓	54
R-1F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-9	無(固定式消火設備等)	-	-
R-1F-10	有	消火栓	54
R-1F-11	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.1-2表 7号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
R-1F-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B-14	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B-15	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-2	有	消火栓	54
R-B1-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-9	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-10	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-13	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B1-16	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-2	有	消火栓	54
R-B2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-4	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B2-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-2	有	消火栓	54
R-B3-3	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-4	有	消火栓	54
R-B3-5	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-6	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-7	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-8	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-9	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-10	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-11	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-12	無(固定式消火設備等)	-	-
R-B3-13	有	消火栓	54
R-2F-2, 5	有	消火栓	54
T-2F-1A	有	消火栓	54
T-2F-1共	有	消火栓	54
T-1F-1	有	消火栓	54
T-1F-2	有	消火栓	54
T-1F-3	有	消火栓	54
T-1F-4①	有	消火栓	54
T-1F-4②	有	消火栓	54
T-B1-2A	有	消火栓	54
T-B1-2C	有	消火栓	54
T-B1-3	有	消火栓	54
T-B1-4b1	有	消火栓	54
T-B1-4b2	有	消火栓	54
T-B1-4b3	有	消火栓	54
T-MB2-1	有	消火栓	54
T-MB2-2	有	消火栓	54
T-B2-1	有	消火栓	54
T-B2-2	有	消火栓	54
T-B2-3	有	消火栓	54
T-B2-4	有	消火栓	54
C-2F-1	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.1-2表 7号炉 消火活動に伴う溢水の有無について

区画名	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量 (m3)
C-2F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-2F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-4A	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-4B	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-5	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-6	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-7	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-8	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-9	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-10	無(固定式消火設備等)	-	-
C-1F-11	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-4	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-5	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-6	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-7	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-8A	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-8C	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-9	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-10	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B1-11	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2①	有	消火栓	54
C-MB2-2②	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2③	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-2④	無(固定式消火設備等)	-	-
C-MB2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-1	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-2	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-3	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-4	無(固定式消火設備等)	-	-
C-B2-5	無(固定式消火設備等)	-	-

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-4F-3共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-7

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-4F-1
溢水源； 散水なし
溢水量 (m3)； 0

総合判定	○
評価方法※1	-

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-3F-1共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	B

備考；
R-3F-1共からR-3F-4への止水機能は、止水堰のため維持される。

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-9

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		○
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2p1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○

添付6-10

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	○	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-12

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-13

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
浸水発生区画； R-2F-3
浸水源； 消火活動
浸水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	B

備考；
被水対策により、FCS(A)又は(B)系の片系のみ機能喪失（A系の例）。

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○

添付6-14

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2p2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-15

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2p4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-16

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

添付6-17

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU		(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-10
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	B

備考；
R-1F-10の区画内の止水は、耐火仕様のため、止水能力消失せず。

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

添付6-18

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系		監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B1-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考：
 ・区分Ⅰ，Ⅱの機器が同一区画に存在するが、隔離、遮蔽により同時機能喪失せず（区分Ⅰの例）
 ・可燃性ガス濃度制御系モニタ（D23-RE-006A,B），D23 コネクタ保護ボックス（D23-D006A,B）
 ・原子炉補機冷却水系弁（P21-M0-F055B,C，P21-M0-F055E,F）

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能	格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○	○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

添付6-19

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
 A：基本評価
 B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考：
 ・区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲの機器が同一区画に存在するが，隔離，遮蔽により同時機能喪失せず
 ・原子炉補機冷却系弁 (P21-MO-F013A, B, C, P21-MO-F074A, B, C, P21-MO-F082A, B, C)
 ・可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-MO-F007A, B, T49-MO-F008A, B)

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系		監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
 A：基本評価
 B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-20

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-2F-1A
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系		監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-21

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-2F-1共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-22

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

添付6-23

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU		(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-24

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-25

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-4①
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能	格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○	○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

添付6-26

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-4②
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

添付6-27

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-2A
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	

添付6-28

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-2C
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○

添付6-29

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系		監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	×	○	○	○	×	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-30

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	×	○	×

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-31

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	×	○	×	

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-32

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-33

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-MB2-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○						
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	×	○	○	○	×	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-MB2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-35

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール											
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.	
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能	
機能判定	○					○				○	
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-36

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○

添付6-37

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	×	○	○	○	×	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による浸水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-38

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす							d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水／冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

添付6-39

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能／冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源／直流電源／計測制御用直流電源／非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール													
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.			
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能			
機能判定	○					○				○			
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系		残留熱除去系			監視機能		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付第6.2-1表 6号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； C-MB2-2①
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○				
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系			
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-40

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-4F-1
溢水源； 散水なし
溢水量 (m3)； 0

総合判定	○
評価方法※1	-

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○		○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-41

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-4F-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																														
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能						
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○				
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプルール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系			
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプルール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-42

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-M4F-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○		○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-43

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-M4F-5共②
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-44

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-3F-1共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考； ・区分Ⅰ、Ⅱの機器が同一区画に存在するため被水対策を実施 原子炉格納容器圧力 T31-PT-026A, B
--

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系			
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-45

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考：
 ・区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲの機器が同一区画に存在
 E11-MO-F015 (RHR(A), (B), (C))
 G51-MO-F015 (SPCU)
 G41-MO-F005A, G41-MO-F013, G41-MO-F021A, B
 ※2 バルブライン構成は維持されるため、使用中のFPC系統の機能は喪失しない。現場操作にてRHR系統のバルブ構成を実施し、注水・冷却も可能。

添付6-46

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○※2	○※2	○※2	○※2	○※2	×	○※2	○※2	○※2	○

※1
 A：基本評価
 B：詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2p1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能				
機能判定	○		○				○		○			○		○						○	○		○				
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-47

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-48

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-49

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-2共3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-50

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-51

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-2F-5
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-52

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2p2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-53

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2p4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能									
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○									
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系			
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-54

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-2共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考； ・区分 I, II の機器が同一区画に存在するが、隔離、遮蔽により同時機能喪失せず FCS系弁 T49-M0-F001A, B T49-M0-F003A, B

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-55

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-1F-10
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考；
R-1F-10の区画内の止水は、耐火仕様のため、止水能力消失せず。

添付6-56

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能			
機能判定	○		○				○			○			○		○						○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A：基本評価
B：詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B1-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考； ・区分Ⅰ、Ⅱの機器が同一区画に存在するが、隔離、遮蔽により同時機能喪失せず ・可燃性ガス濃度制御系モニタ D23-RAM-006A, B D23-RE-006A, B

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
 A：基本評価
 B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-57

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	B

備考；
 区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲの機器が同一区画に存在するが，隔離，遮蔽により同時機能喪失せず
 ・原子炉補機冷却系弁（P21-M0-F016A, B, C, P21-M0-F037A, B, C, P21-M0-F042A, B, C）
 ・可燃性ガス濃度制御系弁（T49-M0-F007A, B, T49-M0-F008A, B）

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能（濃度低減機能）		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）			格納容器スプレイ冷却系（D/W）		格納容器スプレイ冷却系（W/W）		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
 A：基本評価
 B：詳細評価（火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮）

添付6-58

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B3-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	×	○	×	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	×	○	○	○	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-59

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B3-4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-60

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； R-B3-13
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○		○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		換気空調補機非常用冷却系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-61

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-2F-1A
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能				
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○		
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)		
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-62

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-2F-1共
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-63

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-64

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-65

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-66

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-4①
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○		○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプルール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプルール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-67

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-1F-4②
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-68

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-2A
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	×	○	×	○	○	×	×	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-69

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-2C
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	×	○	○	○	×	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-70

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-71

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	×	○	×

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-72

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	×	○	×

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-73

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B1-4b3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																												
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める															
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能				
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○		
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-74

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-MB2-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-75

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-MB2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○		○		○		○						○	○		○					
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)		隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-76

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-1
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-77

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-2
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法 ※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	×	○	○	○	×	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-78

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-3
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-79

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； T-B2-4
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	A

備考；

原子炉施設																													
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能			低圧注水/冷温停止機能			圧力逃がし機能		格納容器除熱機能						隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能					
機能判定	○		○				○			○			○		○		○		○		○		○	○		○			
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系			残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系		
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉施設															
分類	g. サポート系														
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握			
機能判定	○			○				○		○		○			○
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装	
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-80

添付第6.2-2表 7号炉 消火水による没水影響評価結果まとめ

評価種別； 消火
溢水発生区画； C-MB2-2①
溢水源； 消火活動
溢水量 (m3)； 54

総合判定	○
評価方法※1	B

備考；

原子炉施設																											
分類	a. 止める						b. c. 冷やす						d. 閉じ込める														
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				原子炉隔離時高圧注水機能		低圧注水/冷温停止機能		圧力逃がし機能		格納容器除熱機能				隔離機能	放射性物質閉じ込め機能 (濃度低減機能)		格納容器内の可燃性ガス制御機能							
機能判定	○		○				○		○		○		○				○	○		○							
系統機器	水圧制御ユニット		水圧制御ユニット		ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系		残留熱除去系			自動減圧系	逃がし安全弁	残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)			格納容器スプレイ冷却系 (D/W)		格納容器スプレイ冷却系 (W/W)			隔離機能	非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(A)(B)	-	(A)	(B)	(C)	(B)	(C)	(B)	(C)	PCIS	(A)	(B)	(A)	(B)	
判定	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	×	○	×	○	○	○	○	×	○	×

原子炉施設														
分類	g. サポート系													
安全機能	補機冷却水機能/冷却用海水供給機能			非常用電源機能				原子炉制御室非常用換気空調機能		直接関連系		事故時状態把握		
機能判定	○			○				○		○		○		
系統機器	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系			非常用交流電源/直流電源/計測制御用直流電源/非常用電気品区域換気空調系				中央制御室換気空調系		換気空調補機非常用冷却系		格納容器雰囲気モニタ		事故時計装
区分	(A)	(B)	(C)	(A)	(B)	(C)	(D)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	-
判定	○	×	○	○	×	○	○	○	×	○	×	○	×	○

使用済み燃料プール										
分類	e. プール冷却					f. プールへの給水				e. f.
安全機能	冷却機能					注水機能				監視機能
機能判定	○					○				○
系統機器	燃料プール冷却浄化系		残留熱除去系			サブプレッションプール浄化系	残留熱除去系			監視機能
区分	(A)	(B)	(A)	(B)	(C)	SPCU	(A)	(B)	(C)	-
判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○

※1
A: 基本評価
B: 詳細評価 (火災防護対策の効果やファンネルによる排水等を考慮)

添付6-8-1

6.3 消火活動における放水量に関する運用管理について

6.3.1 はじめに

火災時の消火活動における消火栓からの放水による発生溢水量は、評価において設定している放水時間に十分な保守性を持っていることから、溢水が防護対象設備に影響を与えることはないと考えるが、運用においては、消火栓からの放水が防護対象設備に影響を及ぼす可能性について周知徹底し、確実な運用を図っていくものとする。具体的な実施内容について事項に示す。

6.3.2 消火栓からの放水量について

(1) 消火栓から放水時間に関する保守性について

消火栓からの放水による消火活動を想定している区画については、一律3時間の放水時間を設定している。

(2) 実機放水量について

屋内消火栓について放水量の確認を行い、評価で設定している放水量以下であることを確認している。

- ・ 6号炉原子炉建屋 放水試験口：207 l/min
- ・ 7号炉原子炉建屋 放水試験口：207 l/min

○評価上の放水量 → 300 l/min (150 l/min×2倍)

6.3.3 運用における対応について

運用については、柏崎刈羽原子力発電所の規定類に必要事項を記載する。

(1) 消火活動における安全上重要な設備への影響考慮について

発電所で発生した火災に対する消火活動においては、発電所全体の安全上重要な設備への影響を考慮し消火活動を実施する必要があることから、発電所の防火・消火活動を規定している「防火管理要領」に消火活動時の注意事項として記載するとともに、教育訓練により周知徹底を図るものとする。

(2) 教育訓練

火災発生時の消火活動の注意事項として記載した内容については、消火活動に従事する可能性のある作業員に対しその重要性について教育する必要があることから、「防火管理要領」で規定する防火・防災教育、及び消防訓練で周知徹底を図る。

(3) 火災発生時の設備点検実施について

火災発生後の設備への影響については、鎮火後に原子炉施設の損傷の有無を確認することとしている。(原子炉保安規定第 17 条)

耐震 B, C クラス機器の評価について

7.1 耐震 B, C クラス配管の耐震性評価について

建設時の配管設計手法の違いに着目し、設計手法毎に分類して網羅的に耐震 B, C クラス配管の耐震性評価を実施する。

7.1.1 評価対象配管の分類分け

耐震 B, C クラス配管の建設時の設計手法は、定ピッチスパン法による設計と、3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による設計の2つの手法が存在する。定ピッチスパン法には更に2種類の手法が存在する。これらを整理すると、建設時の設計手法は以下の通り分類される。

- ① 定ピッチスパン法
 - ①-1 振動数基準定ピッチスパン法
 - ①-2 応力基準定ピッチスパン法*
- ② 3次元はりモデルを用いた地震応答解析

※自重による応力のみを考慮する手法と、地震による応力を考慮する手法がある

定ピッチスパン法とは、個々の配管を詳細にモデル化せずに、想定する振動数や応力に応じたサポートの最大支持スパンを設定する設計手法である。配管系の各区間について、20Hz 程度の振動数を目標として支持スパンを設定する手法が振動数基準定ピッチスパン法であり、配管応力が目標の応力値以下となるように支持スパンを設定する手法が応力基準定ピッチスパン法（以下、応力定ピッチ法という）である。

3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析によって設計された配管については、計算機を用いた解析によって最適なサポート配置が設定されている。

耐震 B, C クラス配管の耐震性評価については、上記の「①定ピッチスパン法により設計された配管」と、「②3次元はりモデルを用いた地震応答解析により設計された配管」の2種類に分類し、評価を実施することとする。

7.1.2 定ピッチスパン法により設計された配管に対する評価方針

定ピッチスパン法には前項①で示した2種類の手法が存在するが、今回は①-2の手法で設計された配管を代表として評価を実施する。

①-2の定ピッチスパン法は、①-1よりも配管サポートの支持スパンが長くなる手法であるため、発生する応力が大きくなる。したがって、①-2で設計された配管が耐震性を有することが確認できれば、①-1で設計された

配管においても耐震性を有しているものと判断できる。

耐震性評価は、配管の許容加速度を算出し、評価用地震加速度と比較することにより行う。評価用地震加速度としては、評価対象配管が設置されている全ての建屋、フロアの床応答スペクトルのピーク値を採用することで、保守的な評価を実施する。

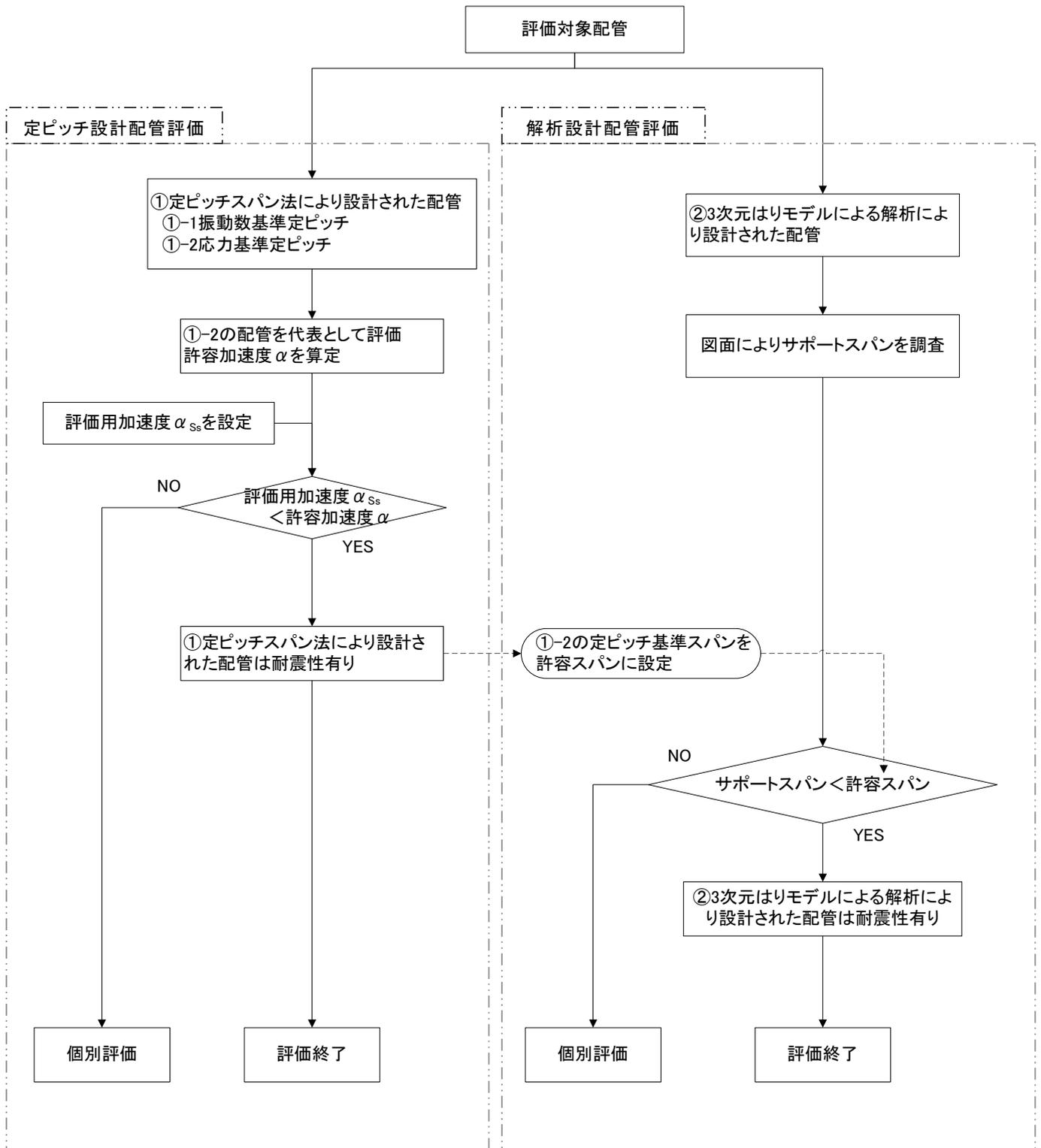
7.1.3 3次元はりモデルを用いた地震応答解析により設計された配管に対する評価方針

定ピッチスパン法で設計された配管が耐震性を有すると判断された場合、そのスパン（定ピッチ基準スパン）以下で設計された配管であれば耐震性を有すると判断することができる。すなわち、定ピッチ基準スパンを許容スパンとして設定することができる。

3次元はりモデルを用いた地震応答解析により設計された配管については、定ピッチ基準スパンを許容スパンとし、実際のサポート支持スパンと比較することで耐震性評価を実施する。

7.1.4 評価の概要

評価フローを添付第 7.1.4-1 図に、評価の概要を添付第 7.1.4-2 図に示す。



添付第 7.1.4-1 図 耐震 B, C クラス配管評価フロー

① 定ピッチ設計配管

①-1 振動数基準定ピッチ

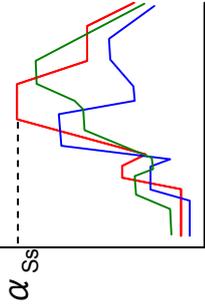
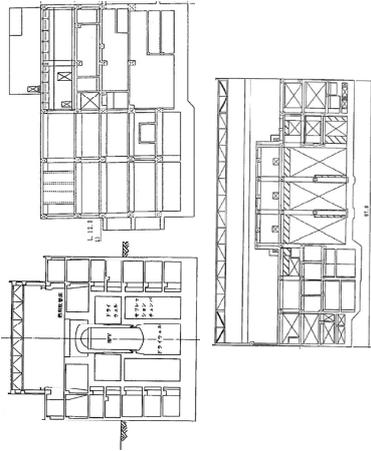
①-2 応力基準定ピッチ※

サポートスパンは $L_f < L_g$ の関係

①-2の方が配管耐力が小さい ⇨ ①-2の許容加速度 α を算出

※ 自重による応力のみを考慮する手法と、地震による応力を考慮する手法がある

配管評価用地震加速度



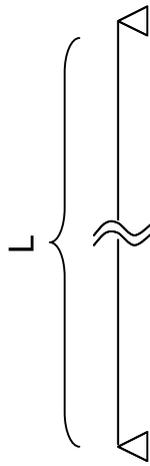
配管が存在する全建屋、全フロアの床応答スペクトルを確認し、最大ピーク値を評価用加速度 α_{Ss} とする

$\alpha_{Ss} < \alpha$ であれば耐震性有り



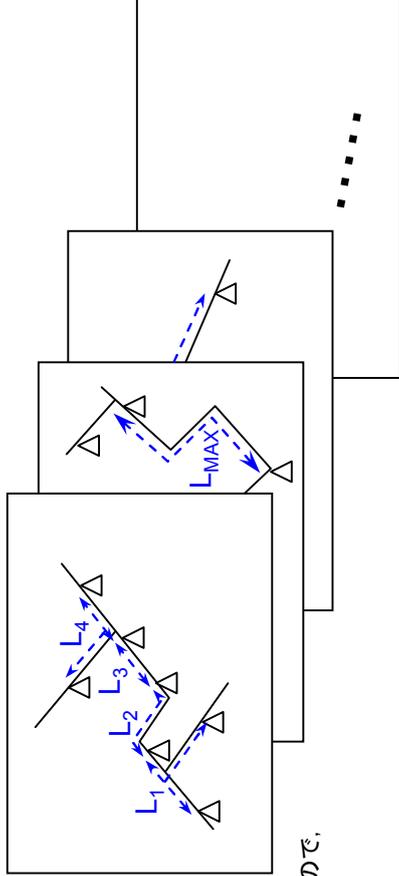
L_g よりサポートスパンが小さい配管は耐震性有りと判断

② 解析設計配管



サポートスパンは様々なので、図面を調査し※、最長スパン L_{MAX} を確認

※ ①-2の定ピッチ設計配管の一次固有振動数は \square 以下であるので、 \square 以上が確認できる配管については、図面調査をせずとも定ピッチ設計配管以上の耐震性を有していると判断する。



$L_{MAX} < L_g$ であれば耐震性有り

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付第 7.1.4-2 図 耐震 B, C クラス配管の耐震性評価の概要

7.1.5 評価基準

ここで実施する耐震 B, C クラス配管の耐震性評価は、地震を起因とした配管からの溢水が発生するか否かを確認することが目的であることから、貫通き裂が生じる低サイクル疲労に着目して評価を実施する。したがって、評価基準は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」(以下、JSME という) の設計疲労線図に基づいて設定する。

<補足>

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987, JEAG 4601・補-1984, JEAG 4601-1991 追補版」(以下、JEAG という) においては、想定する損傷形態ごとに、添付第 7.1.5-1 表のような評価項目が規定されている。原子力発電所の配管系の耐震性については、過去に様々な試験や研究等が実施されており、その知見を各損傷形態毎に添付第 7.1.5-1 表に示す。

添付第 7.1.5-1 表 配管の評価項目と損傷形態

評価項目	損傷形態	試験や研究で得られている知見	今回の評価
一次応力	塑性崩壊	配管の地震荷重による破損形態はラチェットを伴う低サイクル疲労であり、塑性崩壊は生じなかった。 【添付第 7.1.5-1 図, 添付第 7.1.5-2 図参照】	一次応力評価は実施しない。
一次+二次応力※	進行性変形	JEAG の許容応力の約 17 倍の応力となる地震荷重を加えた場合でも、過大な進行性変形は生じなかった。 【添付第 7.1.5-3 図参照】	疲労評価で代表させる。
疲労累積係数	疲労破損	低サイクル疲労き裂が貫通し、内部の水が漏えいした。安全余裕は、JEAG の地震時許容基準に対して 6.0 以上あることが確認された。 【添付第 7.1.5-2 図参照】	溢水を生じさせる破損モードであることから、評価を実施する。

※許容応力を上回る場合においても、疲労評価にて評価基準内であることが確認できれば耐震性を有すると判断することが JEAG にて規定されている。

1. 配管要素試験

配管要素に静的及び動的な繰返し荷重が負荷された場合の破損形態及び破損限界を明らかにする。

a. 試験方法

a) 試験対象：

- 試験研究 A 曲げ管, ティー, ノズル, 直管
- 試験研究 B エルボ, ティー, ノズル, レデュース

b) 配管要素の口径, 肉厚, 材質：

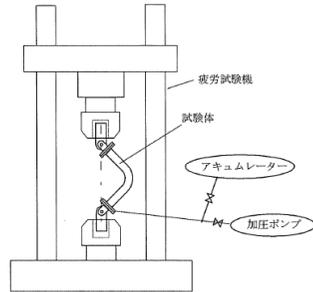
- 試験研究 A 100A, Sch40, 炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼
- 試験研究 B 200A & 65A, Sch40, 炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼

c) 試験方法

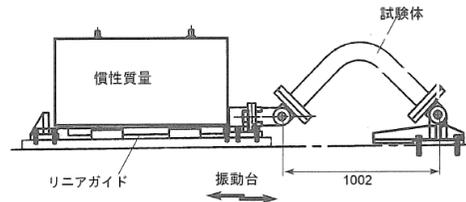
静的繰返し荷重試験：疲労試験機あるいは油圧アクチュエータにより、1 サイクル数分程度の準静的荷重速度で完全両振の変位制御荷重を負荷する。参図 4.4-1 参照。

動的加振試験：試験体の一端を振動台上に固定、他端に加振方向に自由に動く付加質量を取付けた状態で加振することにより、付加質量に慣性力を発生させる。参図 4.4-2 参照。

荷重レベル：配管要素が弾塑性挙動を示し、10~100 回の繰返しで疲労破損すると予想されるレベルの荷重を負荷する。試験はすべて室温で実施した。



参図 4.4-1 静的繰返し荷重試験装置



参図 4.4-2 動的加振試験装置

b. 試験結果

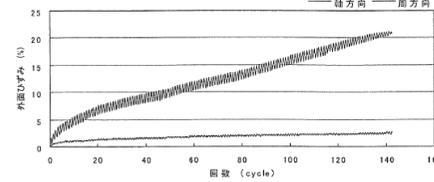
1 例として、試験研究 B-エルボ(炭素鋼, 200Asch40, 内圧 Sm, 基準ケース)の静的繰返し荷重試験における横腹外面ひずみの変化を参図 4.4-3、動的加振試験における自由端変位の変化を参図 4.4-4 に示す。

試験結果を一覧表にして参表 4.4-1 に示す。すべての試験ケースで破損形態は疲労であり、塑性崩壊は生じなかった。変位量がほぼ同じケースと比較すると、き裂貫通時の荷重繰返数は静的繰返し試験と動的加振試験でほぼ同等であった。ラチェットによる累積ひずみは、内圧による応力が Sm 相当となる条件でも、材料試験結果から得られた配管材料の破断ひずみ*1 より十分小さかった。

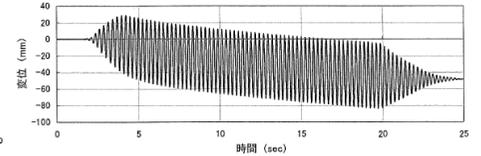
以上から、交番荷重である地震荷重が加わる場合の損傷形態は、Sm 相当の内圧応力が作用する場合も含めて疲労破損であり、塑性崩壊は生じないことが確認された。 < 検討結果①に対応 >

*1 材料試験で得られた配管材料の真破断延性は以下のとおり。
 試験研究 A で使用した材料：炭素鋼(室温) 92%, ステンレス鋼(室温) 201%
 試験研究 B で使用した材料：炭素鋼(室温) 112%, ステンレス鋼(室温) 188%

注) 試験研究 A：電力共通研究
 試験研究 B：原子力発電施設耐震信頼性実証試験-配管系終局強度耐震信頼性実証試験(原子力発電技術機構)



参図 4.4-3 ひずみ履歴 (静的繰返し荷重試験)



参図 4.4-4 変位履歴 (動的加振試験)

参表 4.4-1 配管要素単体試験結果

試験ケース	静的繰返し荷重試験					動的加振試験			
	変位 (mm)	最大ひずみ範囲 (%)	累積ひずみ (%)	荷重繰返数	き裂貫通位置	加振波	変位 (mm)	荷重繰返数	き裂貫通位置
試験研究 A	曲げ管, 炭素鋼, 100A sch40, 内圧 Sm, 基準ケース	33	2.3	6.9	63	正弦波	±33	65	正弦波
	曲げ管, ステンレス鋼	33	2.4	31.3	169	正弦波	±33	121	正弦波
	曲げ管, 内圧 Sm/2	33	2.6	5.4	66	正弦波	±33	94	正弦波
	曲げ管, 内圧 0	33	3.1	6.6	68	正弦波	±33	130	正弦波
	曲げ管, 荷重レベル 1	9	0.6	1.7	1050	正弦波	±11	1300	正弦波
	曲げ管, 荷重レベル 2	25	1.8	6.4	101	正弦波	±21	290	正弦波
試験研究 B	ティール, 炭素鋼, 100Asch40, 内圧 Sm	50	2.0	21.8	157	正弦波	±50	135	正弦波
	直管, 炭素鋼, 100Asch40, 内圧 Sm	55	2.3	34.1	164	正弦波	±56	146	正弦波
	エルボ, 炭素鋼, 200A sch40, 内圧 Sm, 基準ケース	42.5	1.6	21.0	143	正弦波	範囲 78	75	正弦波
						地震波	範囲 79	地震波 3 回	地震波
	エルボ, 65Asch40	15.5	1.2	14.7	185	地震波	範囲 34	地震波 5 回	地震波
	エルボ, ステンレス鋼	57.5	2.7	28.3	192	正弦波	範囲 96	90	正弦波
						地震波	範囲 100	地震波 5 回	地震波
	ティール, 炭素鋼, 200Asch40, 内圧 Sm	49.8	1.7	13.3	98	地震波	範囲 103	地震波 4 回	地震波
ノズル, 炭素鋼, 管 200Asch40, 内圧 Sm	36.9	4.8	-1.6**	71	地震波	範囲 74	地震波 5 回	地震波	
レデュース, 炭素鋼, 200A/150Asch40 内圧 Sm	30.8	5.0	37.9	136	地震波	範囲 62	地震波 10 回	地震波	

*：曲げ管とエルボのひずみはエルボ横腹外面で計測された周方向ひずみである。
 **：繰返し荷重の増加に伴う局所変形の影響により、この計測点では圧縮側の累積ひずみが発生した。

6. 財団法人原子力発電技術機構による実規模配管系試験の結果

a. はじめに

平成 10 年度から平成 15 年度まで、経済産業省原子力安全・保安院からの委託事業として財団法人原子力発電技術機構(以下、「NUPEC」という)において、実機配管系の特徴を有する配管モデル試験体の地震波加振試験が実施された。実規模配管系試験では、JEAG4601・補・1984 の許容応力を上回る負荷条件での応答挙動の把握、JEAG4601-1987 で体系付けられた耐震設計手法の妥当性実証、及び安全余裕の確認がなされた。配管終局度試験では、地震波加振での配管破損モードの確認及び破損限界の把握がなされた。

b. 試験体

<実規模配管系試験>

下記の要求される構造的特徴および要求される地震応答特性を備えた試験体を用いた。

(1) 要求される構造的特徴

- ・ 3 次元的な広がりを持つ配管ルート
- ・ 応力集中が高いエルボ、ティ等の配管要素
- ・ 実機の主要サイズと同等の配管口径及び肉厚
- ・ 実機で配管に使用される材質(炭素鋼 STS410)
- ・ 配管支持構造物が均等配置、重量弁あり

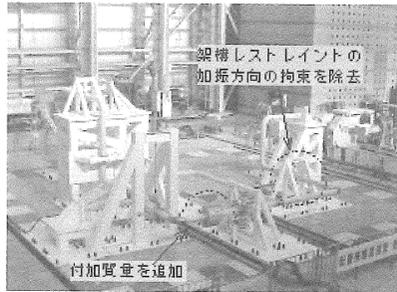
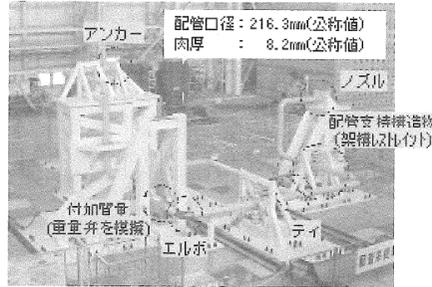
(2) 要求される地震応答特性

- ・ 1 次の固有振動数が 3~7Hz 程度
- ・ 高応力部位がエルボ、ティなど数箇所存在

<配管終局度試験>

加振試験時の配管本体の応答が大きくなるように、試験体を下記のとおり変更した。

- ・ 架構レストレイントの加振方向拘束を除去
- ・ 付加質量を追加



参表 4.4-6 試験ケース

加振ケース		入力波	振動数特性	加振方向
現行許容 応力試験	DM2-1	S ₂ 地震波	固有振動数より 低振動数側	水平+上下
	DM2-2	S ₂ 地震波の 加振レベル割増し		水平+上下
弾塑性 挙動試験	DM4-1	S ₂ 共振波	共振域近傍	水平+上下
	DM4-2(1)	S ₂ 共振波の 加振レベル割増し		水平+上下
	DM4-2(2)	S ₂ 共振波の更なる 加振レベル割増し		水平+上下
終局度 試験	US(1)~(5)	地震波	共振域近傍	水平

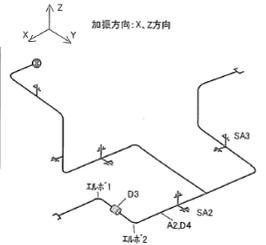
d. 試験結果

参表 4.4-7(1) 実規模配管系試験 (計測位置: エルボ 2)

評価項目	計測位置・方向	DM2-1	DM2-2	DM4-1	DM4-2(1)	DM4-2(2)
最大ひずみ 範囲 (%)	エルボ 2 の横腹 外面周方向	0.11	0.19	0.70	0.81	0.96
	1 次応力 S (× Sm)	1.6 (0.5)	2.2 (0.7)	4.7 (1.6)	6.5 (2.2)	8.9 (3.0)

※ 1 次応力 S 欄の () 内は JEAG4601-1987 の許容応力(3Sm)に対する倍率

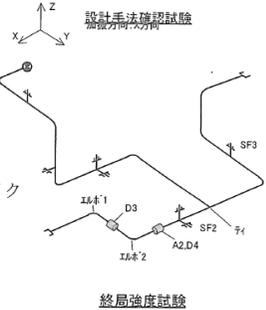
塑性変形は発生したが、配管の崩壊、き裂貫通・漏洩は起きなかった。



参表 4.4-7(2) 配管終局度試験 (計測位置: エルボ 2)

評価項目	計測位置・方向	第 1 回 加振	第 2 回 加振	第 3 回 加振	第 4 回 加振	第 5 回 加振
最大ひずみ 範囲 (%)	エルボ 2 の横腹 外面周方向	-	1.80	1.87	1.90	2.74
		-	1.85	1.93	1.80	3.31

5 回の加振(累積疲労損傷係数で 1.8 超)により、エルボ横腹において低サイクル疲労き裂が貫通し、内部の水が漏洩した。



e. 安全余裕の評価

$$\text{安全余裕}(\lambda) = \frac{1 \text{ 回の地震で疲労破損するとした場合の入力地震動}}{S_2 \text{ 地震に対する設計許容入力地震動}}$$

ここで、1 回の地震による等価繰返し回数を 60 回とし、配管要素疲労試験データに基づく累積疲労損傷係数=1.0 で破損が生じるとしている。

参表 4.4-8 試験で確認された安全余裕

試験	試験	JEAG4601・補・1984		JEAC4601-2008	
		振動数比*1	安全余裕	振動数比*1	安全余裕
設計手法 確認試験体	拡幅なし	0.6*2	4.6	-	-
	拡幅あり	0.6*2	6.0	0.6*2	4.1
終局強度 試験体	拡幅なし	0.9	12.4	-	-

*1 振動数比=入力波の卓越振動数/試験体の 1 次固有振動数

*2 振動数比 0.5~0.9 で裕度が最小となる振動数比

f. まとめ

実規模配管系加振試験の結果、JEAG4601・補・1984 の許容応力を大幅に超える地震荷重を加えても配管は塑性崩壊を起こさなかった。安全余裕は JEAG4601・補・1984 に対し 6.0 以上、JEAC4601-2008 で採用した管の地震時許容基準に対し 4.1 以上あることが確認された。

参考文献: 「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 その 1 配管系終局強度」平成 15 年度報告書, (財)原子力発電技術機構

3. 進行性変形試験

a. 試験方法

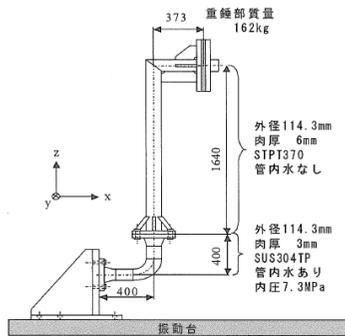
1985～1992年にEPRI/NRCが実施した一連の配管要素加振試験では、崩壊は発生しなかったが、いくつかの試験体で疲労き裂貫通以前に過大な進行性変形が生じた(添付資料の参考文献[6])。代表例としてTest#37を取上げ、参図4.4-10に示す類似形状の試験体を用いて参表4.4-2に示す条件で加振試験を実施した。エルボには内圧により周方向応力1.0Sm、軸方向応力0.5Sm、自重により1.0Smの一次応力を生じさせた。

参表 4.4-2 進行性変形試験ケース

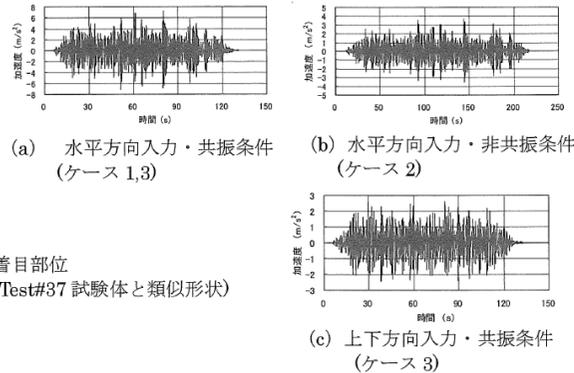
試験ケース	加振波	加振方向	動特性*1	最大入力加速度(m/s ²)	設計評価上の1次応力レベル(*2)		備考
					減衰比0.5%	減衰比5.0%	
1	地震波	水平	共振 (Rw=0.9)	7.0	約48Sm	約16Sm	—
2	地震波	水平	非共振 (Rw=0.5)	4.2	約6Sm	約3Sm	振動台性能限界
3	地震波	水平 + 上下	共振 (Rw=0.9)	水平:7.3 上下:2.5	約50Sm 水平:約48Sm 上下:約2Sm	約17Sm 水平:約16Sm 上下:約1Sm	振動台性能限界

(*1): Rw=入力地震波の卓越振動数/試験体の1次固有振動数

(*2): 表示の設計用減衰定数を用いた応答スペクトル解析(振幅なし)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて、応力評価式に基づき地震慣性力のみ的一次応力強さを算出した。設計上の許容応力は3Sm。



参図 4.4-10 試験体形状



参図 4.4-11 入力地震波の加速度波形

b. 試験結果

試験結果を参表4.4-3に示す。EPRI/NRCの試験では、エルボ閉方向に過大な進行性変形が生じたと報告されているが、内圧ありの条件で実施した本試験ではエルボ開方向に残留変形が生じた。JEAG4601・補-1984の許容応力の約17倍の応力となる地震荷重を加えた場合でも、過大な進行性変形は生じなかった。

<検討結果③に対応>

参表 4.4-3 進行性変形試験結果

	試験ケース1 (水平共振 Rw=0.9)	試験ケース2 (水平非共振 w=0.5)	試験ケース3 (水平上下共振 Rw=0.9)
最大入力加速度 (m/s ²)	7.0	4.2	7.3(水平) / 2.5(上下)
地震荷重のみによる一次応力強さ*1	約48Sm (許容応力の約16倍)	約6Sm*3 (許容応力の約2倍)	約50Sm (許容応力の約17倍)
累積たわみ角 (deg)	4.8	0.9	5.1
最大たわみ角 (deg)	7.2	2.1	7.5
崩壊判定値*2 (deg)	8.0		

(*1): 設計用減衰定数0.5%を用いた応答スペクトル解析(振幅なし)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて、応力評価式に基づき算出した一次応力強さ

(*2): 2tanθ法により求めた値

(*3): 試験後のシミュレーション解析により、設計評価上の一次応力レベルが約12Smでも過大な進行性変形が生じないことが確認されている。

4. 進行性変形解析

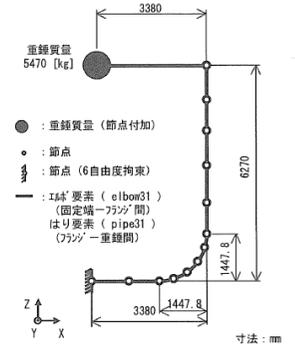
Test#37と類似形状をもつ解析モデル(参図4.4-12)に対し、下記条件にて解析を実施した。

D/t(外径/肉厚): 950A: 965.2/9.5=101.6
350A: 355.6/3.5=101.6

D/t ≤ 100でJSME設計・建設規格の応力係数値及び式の適用可
自重: 1.5Sm, 内圧: なし,

解析ケース: 共振状態 (Rw=0.9), 非共振状態 (Rw=0.5),
加振レベル: ・エルボ部に設計許容限界相当の応力が発生するレベル(一次応力換算値で8.3Sm)
・それを超えるレベル(一次応力換算値で13.5Sm)

材 料: SUS304TP



参図 4.4-12 解析モデル(950A)

解析結果を参表4.4-4に示す。現行基準で許容される最大のD/t(約100)をもつ配管に対して、一次応力の許容限界1.5Sm(本解析では内圧による周方向応力0Sm, 自重による応力1.5Sm)となる条件下で、設計許容限界を超える応力が管に発生するよう地震荷重を負荷した場合でも、エルボ部の閉方向累積たわみは2tanθ法による崩壊判定値に達せず、進行性過大变形が発生しないことが確認された。 <検討結果③に対応>

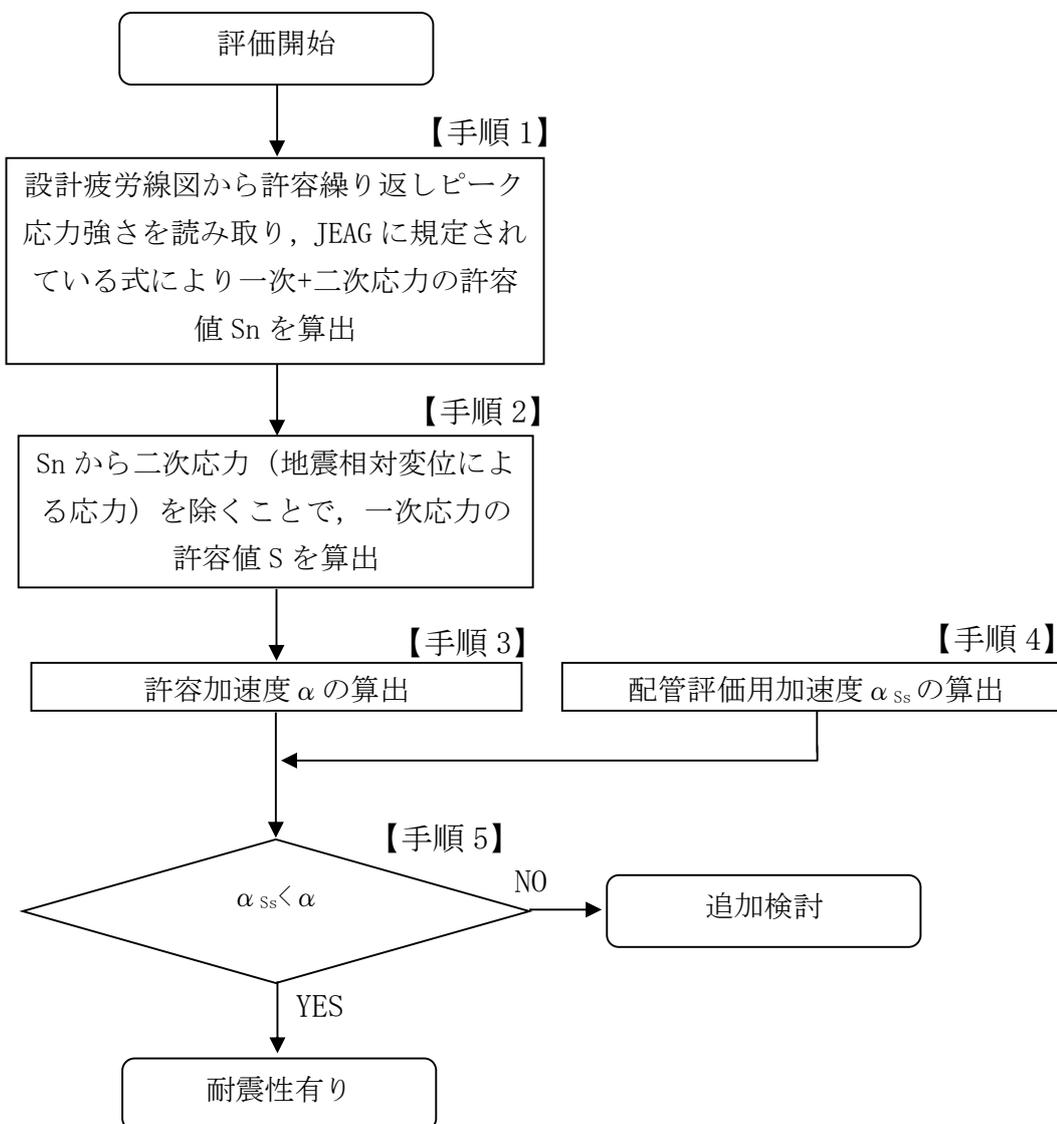
参表 4.4-4 進行性変形の解析結果

解析モデル	振動数比	加振による1次応力	累積たわみ角(deg)	2tanθ法による崩壊判定値	累積たわみ角崩壊判定値
950A	Rw=0.9	8.3Sm	1.1	4.3	0.25
	Rw=0.5	8.3Sm	1.4	4.3	0.33
950A	Rw=0.9	13.5Sm	1.6	4.3	0.37
	Rw=0.5	13.5Sm	2.9	4.3	0.67
350A	Rw=0.9	13.5Sm	2.3	5.8	0.40
	Rw=0.5	13.5Sm	3.8	5.8	0.66

7.1.6 評価手法

7.1.6.1 定ピッチスパン法によって設計された配管に対する評価

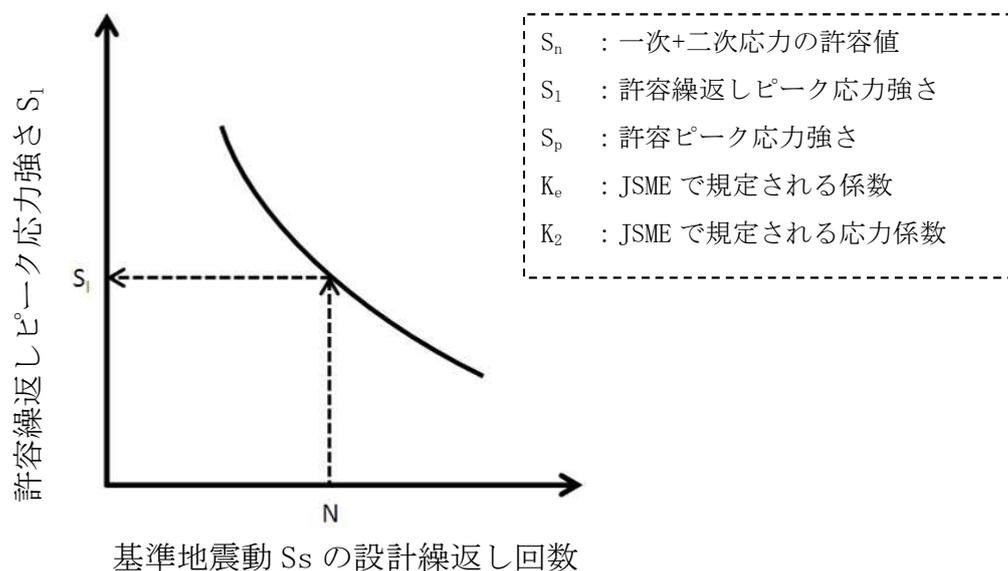
評価フローを添付第 7.1.6.1-1 図に示す。また、各手順における詳細手順を以下に示す。



添付第 7.1.6.1-1 図 定ピッチスパン法によって設計された配管の耐震性評価フロー

【手順 1】 一次+二次応力の許容値 S_n 算出

- a) JSME に記載の設計疲労線図より，基準地震動 S_s の繰返し回数 N に相当する繰返しピーク応力強さを読み取る（添付第 7.1.6.1-2 図参照）。本応力強さを許容繰返しピーク応力強さ S_1 とする。



添付第 7.1.6.1-2 図 許容繰返しピーク応力強さ S_1 の読み取りイメージ

- b) JEAG にて規定されている繰返しピーク応力強さ S_1 と，ピーク応力強さ S_p の関係式より，許容ピーク応力強さ S_p を算出する。

$$S_p = \frac{2S_1}{K_e}$$

- c) JEAG にて規定されているピーク応力強さ S_p と，一次+二次応力 S_n の関係式より，一次+二次応力の許容値 S_n を算出する。

$$S_n = \frac{S_p}{K_2}$$

【手順2】一次応力の許容値 S の算出

手順1にて算出した一次+二次応力の許容値 S_n から、地震相対変位による応力（二次応力）を除き、一次応力の許容値 S を算出する。

一次+二次応力 S_n は、一次応力（地震慣性力による応力） S と地震相対変位による応力 S_r より、次式で表すことができる。

$$S_n = 2(S + S_r)$$

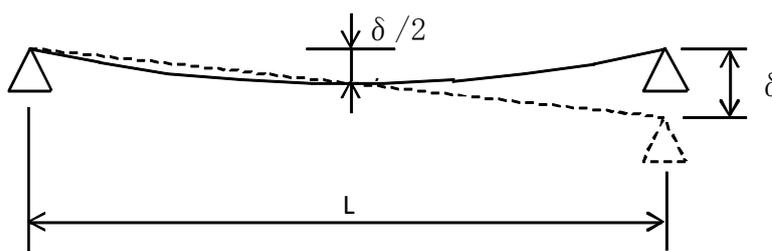
したがって、

$$S = \frac{S_n}{2} - S_r$$

S	: 一次応力の許容値
S_r	: 建屋間相対変位による応力
L	: 配管の支持スパン
δ	: 建屋間相対変位
M_r	: 相対変位によるモーメント
Z	: 配管の断面係数

S_r は建屋間相対変位 δ による発生応力とし、添付第 7.1.6.1-3 図に示すようなスパン L の両端支持梁の発生応力として算出する。サポート間で相対変位 δ が発生したとき梁の変形は添付第 7.1.6.1-3 図の破線に示す状態となり、このときの梁の中央の変位は $\delta/2$ となる。したがって、添付第 7.1.6.1-3 図の実線に示すようなスパン L の梁の中央に $\delta/2$ の変位を発生するモデルから相対変位による応力 S_r を算出する。このときの発生モーメントを M_r とすると、 S_r は次式で表すことができる。

$$S_r = \frac{M_r}{Z}$$



添付第 7.1.6.1-3 図 S_r 算出時の応力評価モデル（両端支持梁）

【手順3】許容加速度 α の算出

手順2にて算出した一次応力の許容値 S を発生させる加速度 α を算出する。本加速度を許容加速度 α とする。

添付第 7.1.6.1-4 図のモデルを考えたとき、加速度 α による曲げモーメント M と、 M による配管の応力 S は次式で表すことができる。

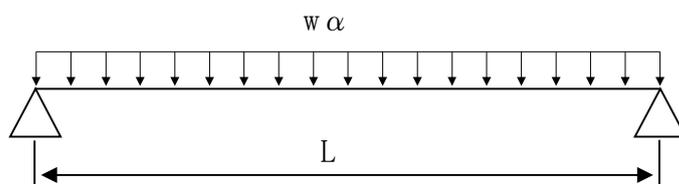
$$M = \frac{wL^2\alpha}{8}$$

$$S = \frac{M}{Z}$$

したがって、

$$\alpha = \frac{8SZ}{wL^2}$$

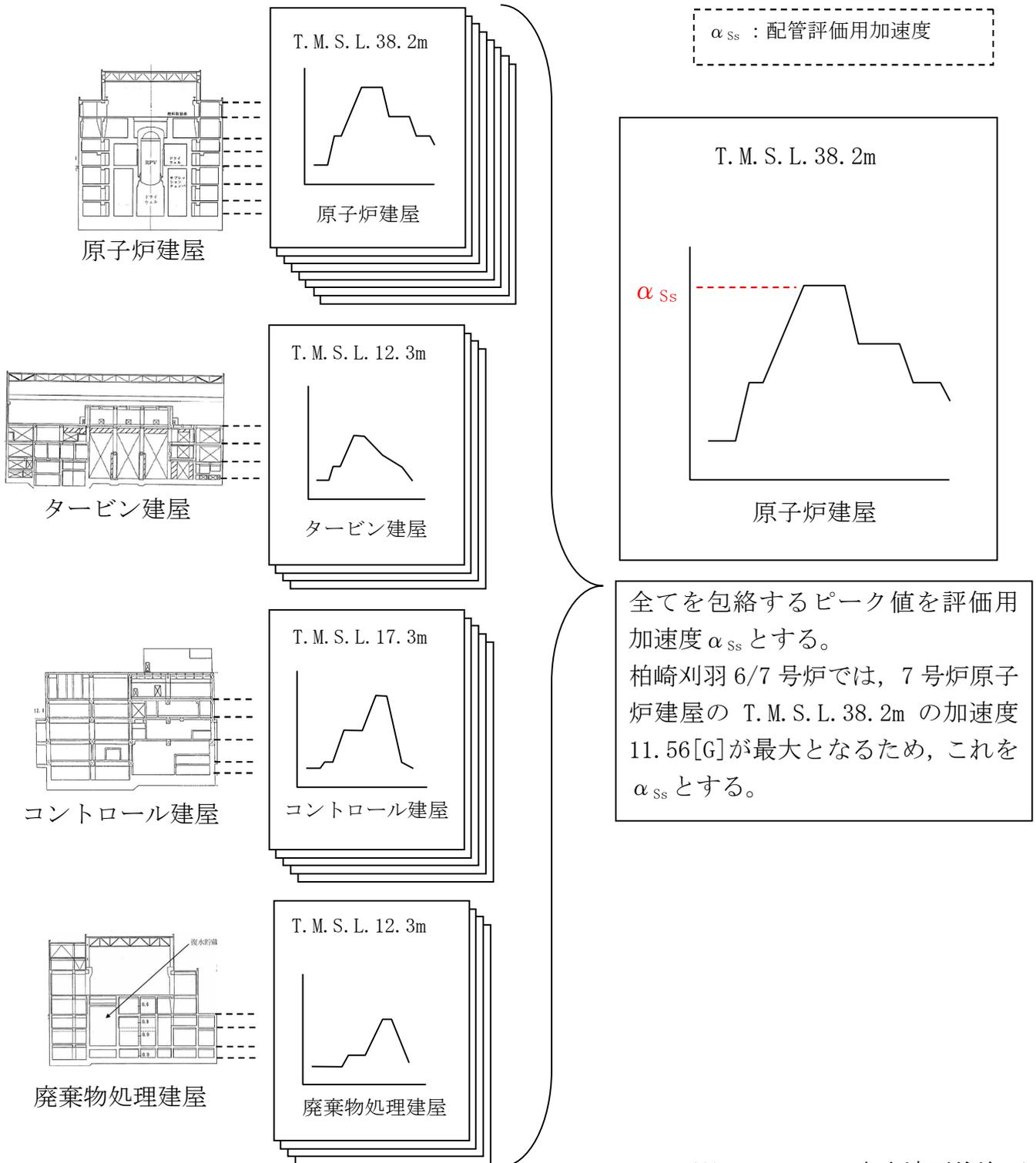
α	: 許容加速度
M	: 加速度 α による曲げモーメント
w	: 単位長さ当たりの配管自重



添付第 7.1.6.1-4 図 許容加速度 α の算出

【手順 4】配管評価用加速度 α_{ss} の算出

実際の配管の個別の設置フロアや固有周期に関係なく、全ての配管設置建屋、及び全てのフロアの床応答スペクトルを全包絡する最大ピーク値を配管評価用加速度 α_{ss} とする。



※ T. M. S. L. : 東京湾平均海面

添付第 7.1.6.1-5 図 評価用加速度

【手順 5】評価結果

手順 3 で算出した許容加速度 α と、手順 4 で算出した評価用加速度 α_{ss} との比較評価を行う。

$$\alpha_{ss} < \alpha$$

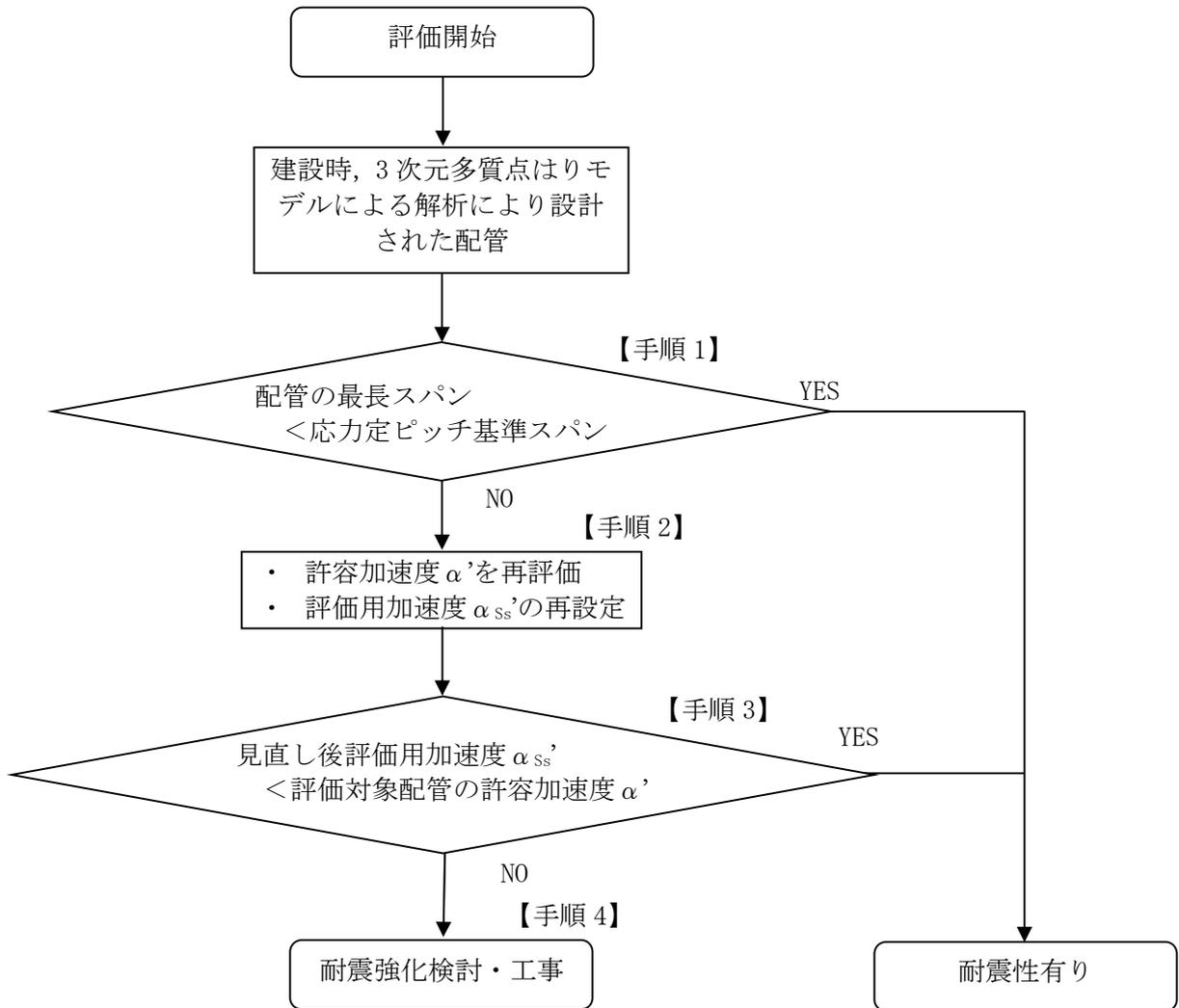
上記が成立すれば、評価対象配管は地震に対して疲労破壊しない（バウンダリ機能が維持される）と評価する。

許容加速度 α の方が小さくなった場合は、追加評価や耐震強化工事を検討する。

7.1.6.2 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析により設計された配管に対する評価

(1) 評価の考え方

応力定ピッチ法によって設計された配管の耐震性が確認できた場合、地震応答解析によって設計されている配管についても、応力定ピッチ法によって定められたサポート支持スパン以内で設計されているならば、応力定ピッチ法によって設計された配管よりも耐震性を有していると考えることができる。これを踏まえ、添付第 7.1.6.2-1 図に示すフローに従い評価を実施する。詳細を以下に示す。



※本評価フローは鋼管についてのみ適用する

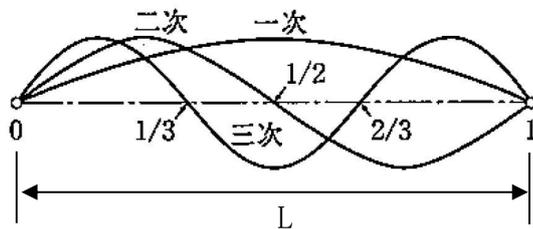
添付第 7.1.6.2-1 図 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析により設計された配管の耐震性評価フロー

【手順 1】

3次元はりモデルによる解析によって設計された配管については、配管のサポート支持スパンを図面等で全て調査し、応力定ピッチ法によって定められたサポート支持スパンとの比較を実施する。解析によって設計された配管のサポート支持スパンの方が短いことが確認できれば、耐震性を有していると判断する。

また、応力定ピッチの内、自重応力のみを考慮した手法（以下、自重定ピッチという）によって設計された配管の一次固有振動数を下式より算出すると、より小さくなる。自重定ピッチは応力定ピッチの中でもサポート支持スパンが長くなる設計手法である。したがって、3次元はりモデルによる解析によって設計された配管の一次固有周期が以上であることが確認できれば、自重定ピッチ法によって設計された配管よりもサポート支持スパンが短く、耐震性を有すると判断できる。

$$f_n = \frac{\lambda_n^2}{2\pi L^2} \sqrt{\frac{EI}{\rho A}}$$



- f_n : n 次の固有振動数
- λ_n : 固有振動数の係数
($\lambda_1 = \pi$, $\lambda_2 = 2\pi$, $\lambda_3 = 3\pi$)
- L : 支持点間スパン
- E : ヤング率
- I : 断面二次モーメント
- ρ : 単位体積当たりの質量
- A : 断面積

両端支持梁の横振動の振動モード形

$$(\lambda_1 = \pi, \lambda_2 = 2\pi, \lambda_3 = 3\pi)$$

【手順 2】

手順 1 で耐震性を確認できない配管は、自重定ピッチ基準スパンよりも長いサポート支持スパンのものである。このような配管については、以下のように許容加速度と評価用加速度を再評価する。(添付第 7.1.6.2-1 表, 添付第 7.1.6.2-2 図参照)

<許容加速度 α' >

「7.1.6.1 定ピッチスパン法で設計された配管に対する評価」の【手順 3】と同様の手法において、評価対象配管のサポート支持スパンに応じた許容加速度 α' を算出する。

<評価用加速度 α_{ss}' >

「7.1.6.1 定ピッチスパン法で設計された配管に対する評価」の【手順 4】では、全ての配管設置建屋、及びフロアを全包絡する最大ピーク値を評価用加速度としていたが、ここでは、評価対象配管が設置されているフロアの 1 つ上階における床応答スペクトルを用いて、配管の固有周期に応じた加速度を評価用加速度 α_{ss}' とする。

【手順 3】

α' と α_{ss}' を比較することで評価を実施し、 $\alpha_{ss}' < \alpha'$ が成立すれば評価対象配管は耐震性を有すると判断する。

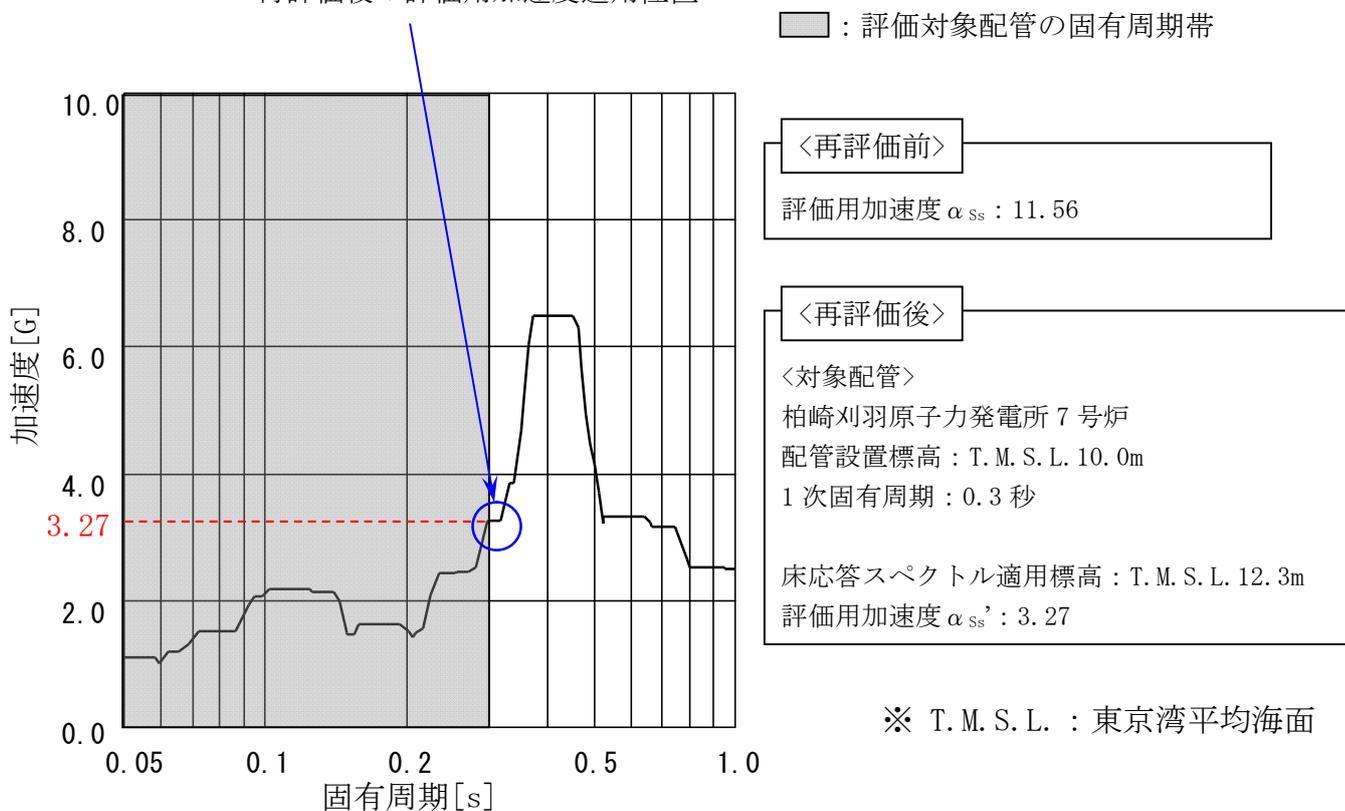
【手順 4】

手順 1～手順 3 で耐震性を確認できない配管については、サポート追設等の耐震強化工事を実施する。

添付第 7.1.6.2-1 表 評価用加速度再評価の考え方

	床応答スペクトルの読み方	床応答スペクトル適用フロア
再評価前評価用加速度 α_{ss} (定ピッチ配管評価に適用した考え方)	床応答スペクトルのピーク値を評価用加速度とする	評価対象配管が設置されている全建屋、全フロアを包絡
再評価後評価用加速度 α_{ss}'	評価対象配管の固有周期帯における最大加速度を評価用加速度とする	評価対象配管が設置されているフロアの 1 つ上階における床応答スペクトルを適用

再評価後の評価用加速度適用位置



※ $G: 9.80665\text{m/s}^2$

添付第 7.1.6.2-2 図 評価用加速度の再評価例

7.1.6.3 曲がり部，分岐部，集中質量部について

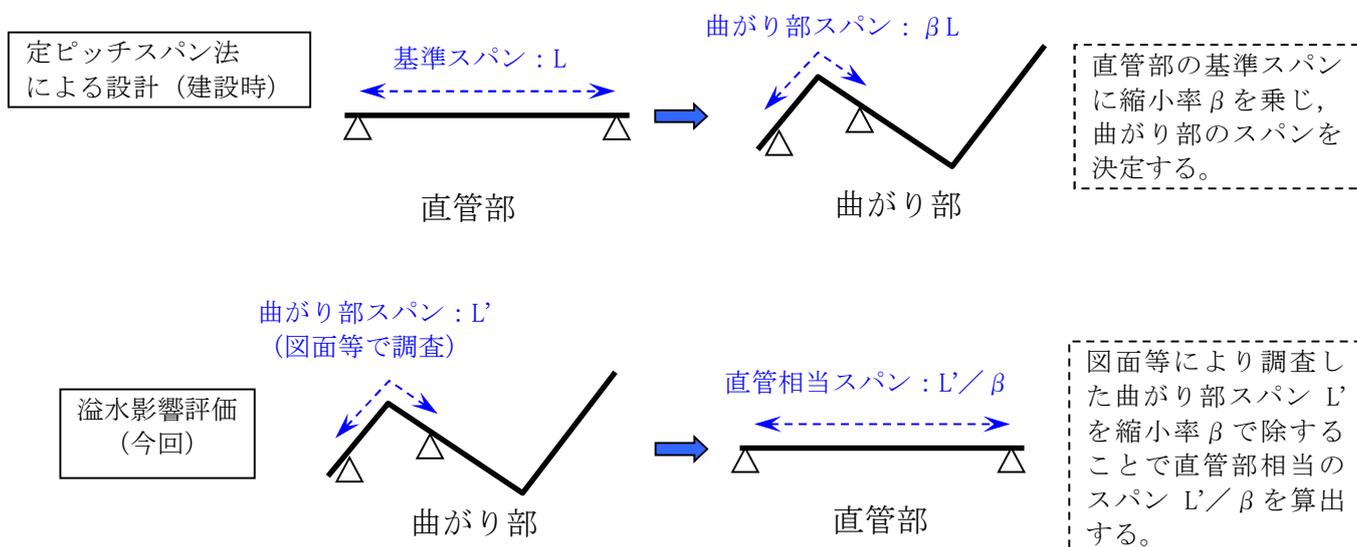
定ピッチ基準スパンについては，直管部について適用されるものであるが，配管曲がり部，分岐部，集中質量部（以下，曲がり部等という）については，直管部よりもサポート支持スパンを短くする必要がある。定ピッチスパン法により曲がり部等を設計する際には，JEAG を参考に支持スパンの縮小率を算出し，直管部の基準スパンに縮小率を乗じることで，曲がり部等のサポート支持スパンを決定しており，既往の設計においても実績のある手法である。

今回の耐震 B, C クラス配管の耐震性評価においても，縮小率の考え方を踏襲することとした。図面等で調査した曲がり部等のサポート支持スパンを縮小率で除することで直管部相当の支持スパンを算出し，自重定ピッチ基準スパンと比較することで評価を実施する。JEAG を参考に評価した縮小率を添付第 7.1.6.3-1 表に示す。

添付第 7.1.6.3-1 表 サポート支持スパン縮小率

部位	縮小率
曲がり部	
分岐部	
集中質量部	

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

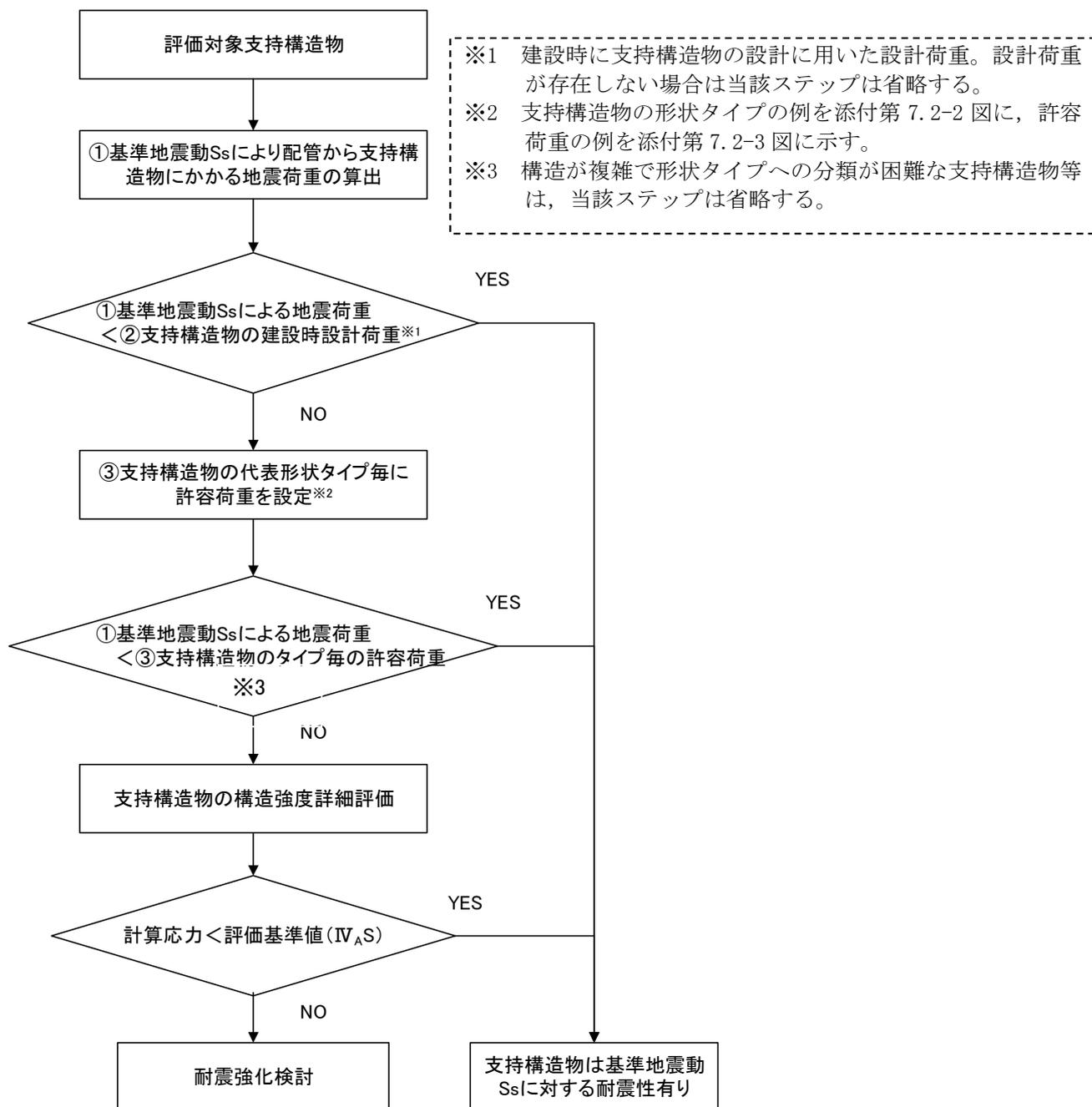


添付第 7.1.6.3-1 図 曲がり部等のスパンの考え方

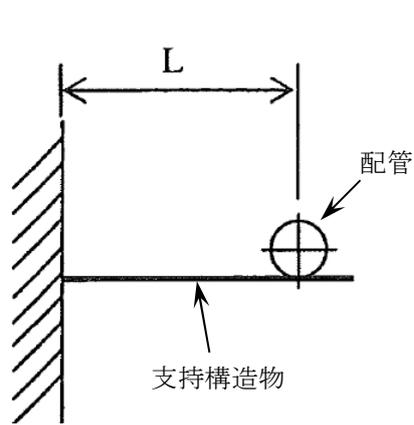
7.2 耐震 B, C クラス配管支持構造物の耐震性評価について

評価対象配管を支持する支持構造物について、基準地震動 S_s に対する耐震性を有することを添付第 7.2-1 図のフローに基づき評価する。

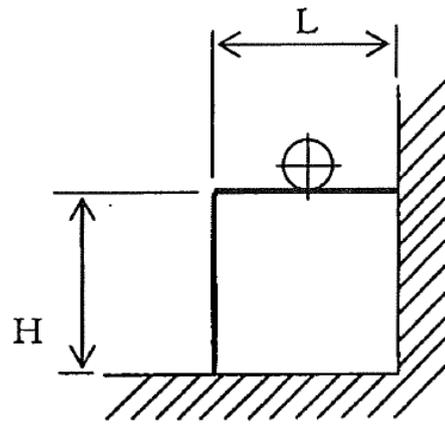
基準地震動 S_s により配管から支持構造物にかかる地震荷重は、配管、サポート系を単純両端支持ばりにモデル化し算出したもの、または、3次元はりモデルを用いた地震応答解析によって算出したものを用いる。評価基準値は JEAG の IV_{AS} に基づき設定する。



添付第 7.2-1 図 配管支持構造物の耐震性評価フロー



例 1



例 2

L, H : 支持構造物鋼材寸法

添付第 7.2-2 図 支持構造物の形状タイプの例

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません



支持構造物の構成部材が許容応力 (IV_{AS}) に達するときの荷重を許容荷重とする。複数の部材で構成されている支持構造物は、各部材の許容荷重の内、最も小さいものをその支持構造物の許容荷重とする。

添付第 7.2-3 図 許容荷重の例

7.3 耐震 B, C クラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について
 耐震 B, C クラス配管及び配管支持構造物の基準地震動 S_s に対する耐震性
 評価結果について、添付第 7.3-1 表に示す。

添付第 7.3-1 表 配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果

系統名称	評価部位	評価結果
制御棒駆動水圧系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉冷却材浄化系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
雑用水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
復水及び給水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
消火系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
燃料プール冷却浄化系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
換気空調補機常用冷却水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
所内温水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
非放射性ドレン移送系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
復水補給水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
純水補給水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉補機冷却水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
放射性ドレン移送系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
サプレッションプール浄化系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2

系統名称	評価部位	評価結果
タービン補機冷却水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
タービン補機冷却海水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
飲料水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2

※1 評価対象配管からの地震起因溢水が発生しないと評価（どの区画の配管を評価対象としているかは添付資料3参照）

※2 評価対象配管支持構造物の耐震性有りとは評価

7.4 耐震 B,C クラス機器（ポンプ，容器）の耐震性評価結果について

耐震 B,C クラス機器（ポンプ，容器）の基準地震動 S_s に対する耐震性評価手法・条件及び結果について，6 号炉を添付第 7.4-1 表に，7 号炉を添付第 7.4-2 表に示す。評価結果は，JEAG の評価対象部位に基づき，全ての部位の評価を行い，評価上最も厳しい評価部位の値を記載している。（評価方針等については，本文 7 章参照）

いずれの機器においても，計算応力が評価基準値以内であることを確認した。

添付第 7.4-1 表 柏崎刈羽 6 号炉 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違						備考	
						解析手法（公式等による評価、スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数			その他（評価条件（温度、圧力等）の変更）
						MPa or -	MPa or -	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容		○同じ ●相違
CRD	サクシオンフィルタ	胴板	膜	52	287	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.09	1								
	制御棒駆動水フィルタ	胴板	膜	91	287	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.08	1								
	制御棒駆動水加熱器	基礎ボルト	引張	91	207	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
		脚	一次+二次 (座屈)	0.18	1								
	アキュムレータ（充填水ライン）	フレーム	組合せ	209	241	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
	制御棒駆動水ポンプ	基礎ボルト	引張	108	207	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
FPC	燃料プール冷却浄化系熱交換器	胴板	膜+曲げ	165	342	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
			一次+二次 (疲労評価)	0.17	1								
RCW	SPCU ポンプ室空調機	基礎ボルト	引張	18	202	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
	FPC ポンプ室空調機	基礎ボルト	引張	21	202	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
HNCW	D/G(C)Z 冷却コイル	溶接部	組合せ	15	135	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) 3 次元多質点モデル (応力解析) モデルなし	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違						備考		
						解析手法（公式等による評価、スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数			その他（評価条件（温度、圧力等）の変更）	
				MPa or -	MPa or -	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容		相違内容	
HWH	所内温水系 温水熱交換器	胴板	膜+曲げ	131	340	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-		
			一次+二次 (疲労評価)	0.43	1									
	所内温水系 バックアップ熱交換器	胴板	膜+曲げ	85	335	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-		
			一次+二次	255	392									
		所内温水系 温水ループポンプ	ポンプ 取付ボルト	引張	10	196	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
	SPCU	サブプレッションプール浄化系 ポンプ	基礎ボルト	引張	21	185	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
TSW	タービン補機冷却海水ポンプ	原動機取付 ボルト	引張	22	153	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)多質点モデル (応力解析)モデルなし	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	耐震強化工事実施	

添付第 7.4-2 表 柏崎刈羽 7 号炉 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	発生値 MPa or -	評価 基準値 MPa or -	JEAG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違					備考		
						解析手法（公式等による評価、 スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他（評価条件（温度、 圧力等）の変更）	
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違		内容	相違内容
CRD	サクシオンフィルタ	脚	組合せ	50	246	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
			一次+二次 (座屈)	0.23	1								
	制御棒駆動水フィルタ	胴板	膜	89	287	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
			一次+二次	7	377								
	制御棒駆動水加熱器	基礎ボルト	引張	89	207	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
脚		一次+二次 (座屈)	0.18	1									
	アキュムレータ（充填水ライン）	固定ボルト	引張	100	207	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
	制御棒駆動水ポンプ	基礎ボルト	引張	44	190	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
HNCW	D/G(C)Z 給気処理装置	取付ボルト	せん断	9	141	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
RCW	SPCU ポンプ室空調機	基礎ボルト	せん断	20	142	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	
	FPC ポンプ室空調機	基礎ボルト	せん断	14	146	○	(応答解析) 各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析) 公式等による評価	○	(応答解析) モデルなし (応力解析) 1 質点モデル	○	(水平) : 1.0% (鉛直) : 1.0%	-	

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	発生値 MPa or -	評価 基準値 MPa or -	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違						備考	
						解析手法(公式等による評価, スペクトルモーダル解析他)		解析モデル		減衰定数			その他(評価条件(温度, 圧力等)の変更)
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容		相違内容
HWH	所内温水系 温水熱交換器	胴板	膜	51	243	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
			一次+二次	154	448								
	所内温水系 バックアップ熱交換器	基礎ボルト	引張	127	202	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
胴板		一次+二次	129	392									
	所内温水系 温水ループポンプ	基礎ボルト	引張	13	190	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
SPCU	サブプレッションプール浄化用ポンプ	原動機取付 ボルト	引張	11	185	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	
TSW	タービン補機冷却海水ポンプ	基礎ボルト	せん断	29	146	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)多質点モデル (応力解析)モデルなし	○	(水平):1.0% (鉛直):1.0%	-	耐震強化工事実施

7.5 耐震 B, C クラス機器の耐震強化工事について

耐震性評価を行った機器のうち、6つの機器に対し耐震性強化工事を実施した。

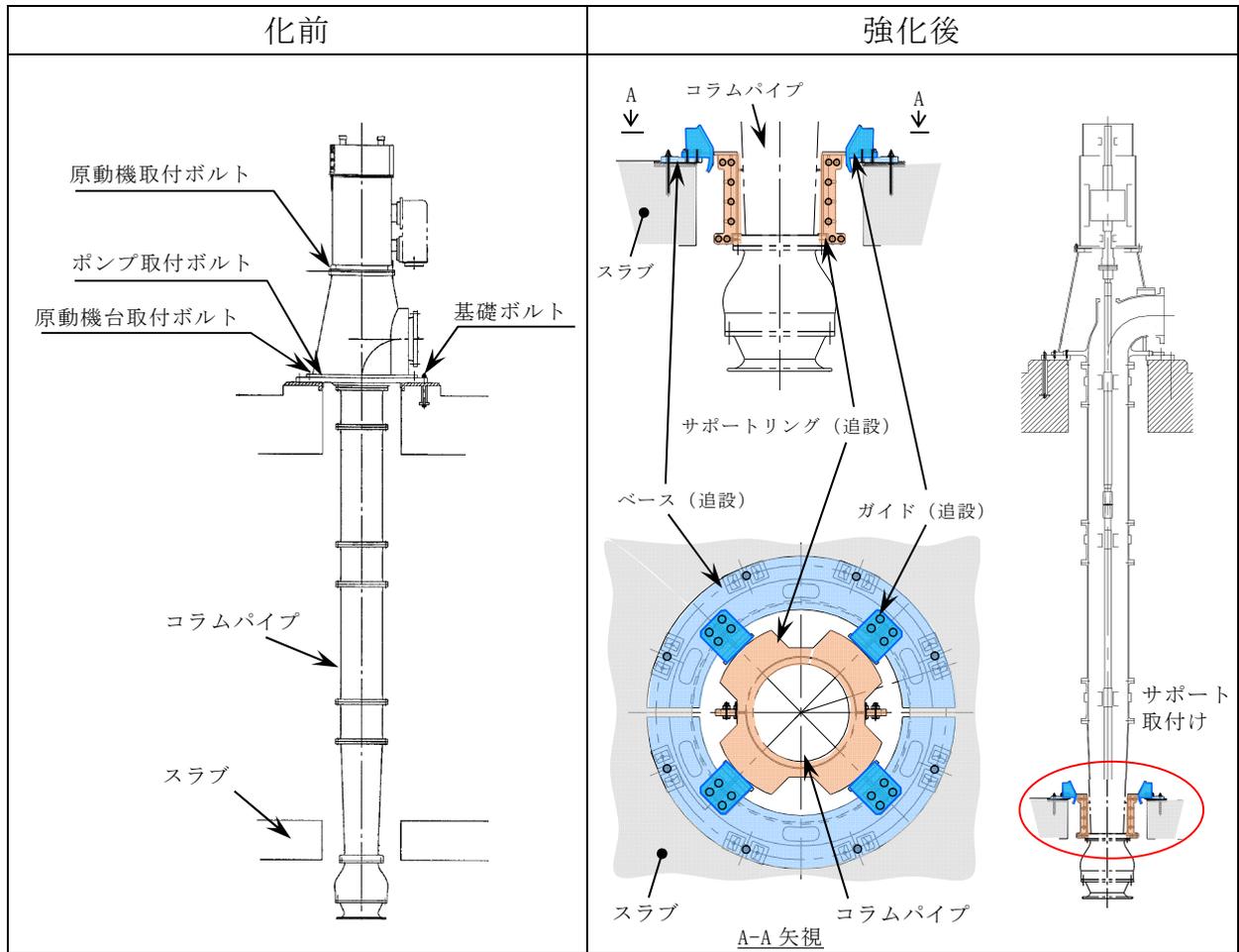
強化工事を実施した機器を添付第 7.5-1 表に、工事の概要と耐震強化工事後の評価結果について添付第 7.5-1, 2 図に示す。

添付第 7.5-1 表 耐震 B, C クラス機器のうち耐震強化工事実施機器

ユニット	機器名	工事概要
6号炉	TSW ポンプ(A), (B), (C)	コラムパイプ中間部へのサポートの取付
7号炉	TSW ポンプ(A), (B), (C)	コラムパイプ中間部へのサポートの取付

○ 工事概要

コラム中間部にサポートを追設することにより、耐震性の向上を図る。



○ 耐震計算結果

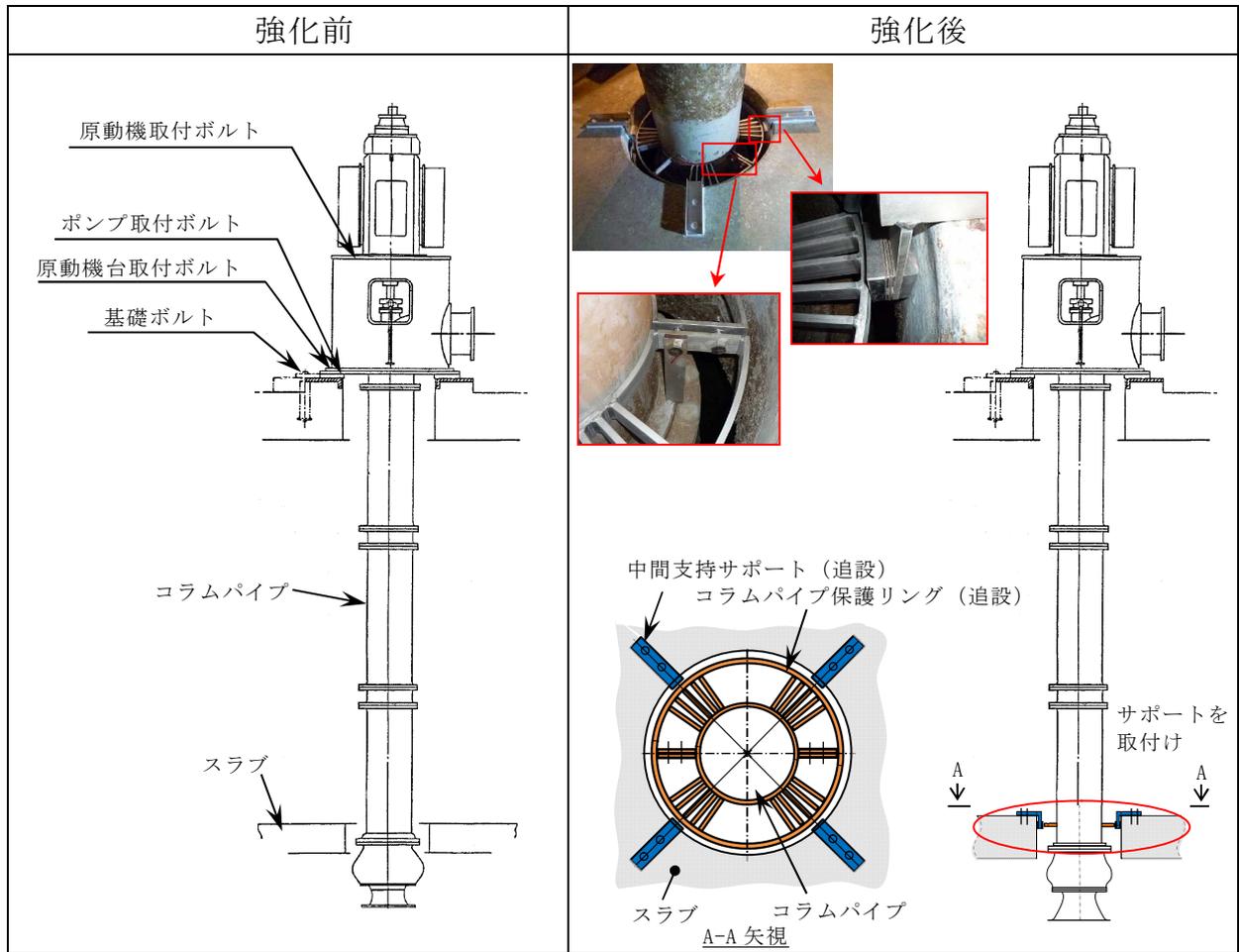
(応力の単位: MPa)

	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	裕度
強化後	基礎ボルト	引張	15	153	10.2
		せん断	13	118	9.0
	ポンプ取付ボルト	引張	3	153	51.0
		せん断	5	118	23.6
	原動機台取付ボルト	引張	12	153	12.7
		せん断	5	118	23.6
	原動機取付ボルト	引張	22	153	6.9
		せん断	15	118	7.8

添付第 7.5-1 図 6 号炉 TSW ポンプ(A), (B), (C)

○ 工事概要

コラム中間部にサポートを追設することにより、耐震性の向上を図る。



○ 耐震計算結果

(応力の単位：MPa)

	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	裕度
強化後	基礎ボルト	引張	33	190	5.7
		せん断	29	146	5.0
	ポンプ取付ボルト	引張	4	190	47.5
		せん断	9	146	16.2
	原動機台取付ボルト	引張	32	475	14.8
		せん断	19	366	19.2
	原動機取付ボルト	引張	27	153	5.6
		せん断	12	118	9.8

添付第 7.5-2 図 7 号炉 TSW ポンプ (A), (B), (C)

7.6 地震に起因する溢水による没水影響評価結果

添付第 7.6-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
(原子炉建屋)【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2	
		0.00	0.1 未満	○	無	
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.30	0.41	○	有
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.1 未満	○	無
			0.00	0.90	○	無
			0.70	0.84	○	有

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.30	0.89	○	有
		0.00	3.16	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	1.46	○	無
		0.00	0.97	○	無
		0.00	2.62	○	無
		0.00	1.52	○	無
		0.00	2.12	○	無
		0.30	1.08	○	有
		0.00	0.41	○	無
		0.00	0.50	○	無
0.00	0.46	○	無		

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.44	○	無
		0.00	3.12	○	無
		0.00	2.59	○	無
		0.00	2.63	○	無
		0.00	1.90	○	無
		0.00	2.62	○	無
		0.00	0.20	○	無
		0.00	0.85	○	無
		0.00	0.37	○	無
		0.00	0.90	○	無
		0.33	0.1 未満	※3	有
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

※3：溢水対策により機能維持を図る

添付第 7.6-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	3.97	○	無
		0.00	1.35	○	無
		0.00	1.95	○	無
		0.30	1.16	○	有
		0.30	3.01	○	無
		0.30	1.13	○	無
		0.30	1.08	○	無
		0.00	0.60	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.18	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.20	○	無
0.00	0.18	○	無		

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋) 【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.57	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.18	○	無
		0.00	0.20	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-2 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (タービン建屋)【柏崎刈羽 6 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.37	○	無
		0.00	0.42	○	無
		0.00	0.33	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.31	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-3 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.44	○	無
		0.00	0.35	○	無
		0.00	0.14	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.82	○	無
		0.00	1.03	○	無
		0.00	0.83	○	無
		0.30	0.47	○	有
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.14	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.72	○	無
		0.63	1.07	○	有

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-3 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
(原子炉建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.33	1.12	○	有
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.98	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	1.03	○	無
		0.00	1.03	○	無
		0.00	1.17	○	無
		0.00	0.92	○	無
		0.00	1.87	○	無
		0.00	1.87	○	無
		0.30	2.87	○	有
		0.00	0.35	○	無
0.00	0.78	○	無		

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-3 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.31	○	無
		0.00	0.32	○	無
		0.00	0.78	○	無
		0.00	0.32	○	無
		0.00	0.87	○	無
		0.00	2.27	○	無
		0.00	2.77	○	無
		0.00	0.15	○	無
		0.00	0.52	○	無
		0.00	0.42	○	無
		0.42	1.72	○	有
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
0.00	0.1 未満	○	無		

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-3 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	4.32	○	無
		0.30	1.02	○	有
		0.30	0.62	○	無
		0.30	1.57	○	無
		0.30	1.58	○	無
		0.00	0.47	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.26	○	無
		0.00	0.24	○	無
		0.00	0.29	○	無
		0.00	0.29	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-3 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (原子炉建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.14	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の可否を示す

添付第 7.6-4 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (タービン建屋)【柏崎刈羽 7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.59	○	無
		0.00	1.91	○	無
		0.00	0.58	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.54	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-5 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (コントロール建屋)【柏崎刈羽 6,7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ(m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.12	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1	○	無
0.00	0.1 未満	○	無		

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

添付第 7.6-5 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果
 (コントロール建屋)【柏崎刈羽 6,7 号炉】

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定	被水考慮 有無※2
		0.00	0.17	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.11	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.4	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無
		0.00	0.1 未満	○	無

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

※2：当該の溢水防護区画における防護対象設備に対する被水対策の要否を示す

7.7 地震に起因する溢水による蒸気影響評価結果

添付第 7.7-1 表 地震に起因する溢水による蒸気影響評価結果

防護対象設備 の設置区域	区域内の蒸気源	他区域からの 蒸気の流入	蒸気影響を考慮した仕 様 (耐蒸気仕様)	多重性又は多様性を 有する系統の同時 機能喪失	機能維持 判定	備考
原子炉建屋 二次格納施設	主蒸気系 原子炉冷却材浄化系 (所内蒸気系 *)	あり	○ ** (一部考慮なし **)	なし **	○	* 所内蒸気系は上流側のタービン建屋内で常時隔離運用するため、蒸気源として想定せず、また他区域からの流入もない ** 二次格納施設内の防護対象設備は、二次格納施設内に存在する高エネルギー配管破断による蒸気影響を考慮した設計としている ほう酸水注入系は耐蒸気仕様ではないが、同種の機能を有する水圧制御ユニットが耐蒸気仕様であることから、多重性又は多様性を有する系統が同時機能喪失しないと評価 二次格納施設内の防護対象設備に対する機能維持判定の詳細を添付第 5.3.2 表に示す
原子炉建屋 附属区域	なし (所内蒸気系 *)	なし **	—	—	○	* 所内蒸気系は上流側のタービン建屋内で常時隔離運用するため、蒸気源として想定しない ** 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)
タービン建屋 海水熱交換器 区域	なし	なし *	—	—	○	* 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)
コントロール 建屋	なし	なし *	—	—	○	* 蒸気源を内包する他区域との境界は気密性を考慮した設計のため、蒸気の流入はない(第 4.3.3-1 表参照)

スロッシング解析コードの概要について

8.1 概要

STAR-CD 及び Fluent は汎用熱流体解析コードで、VOF (Volume of Fluid) 法を用いて溢水を伴う大波高現象の解析を実施することが可能である。VOF 法は「原子力発電所耐震設計技術規定 JEAC4601-2008」において、スロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

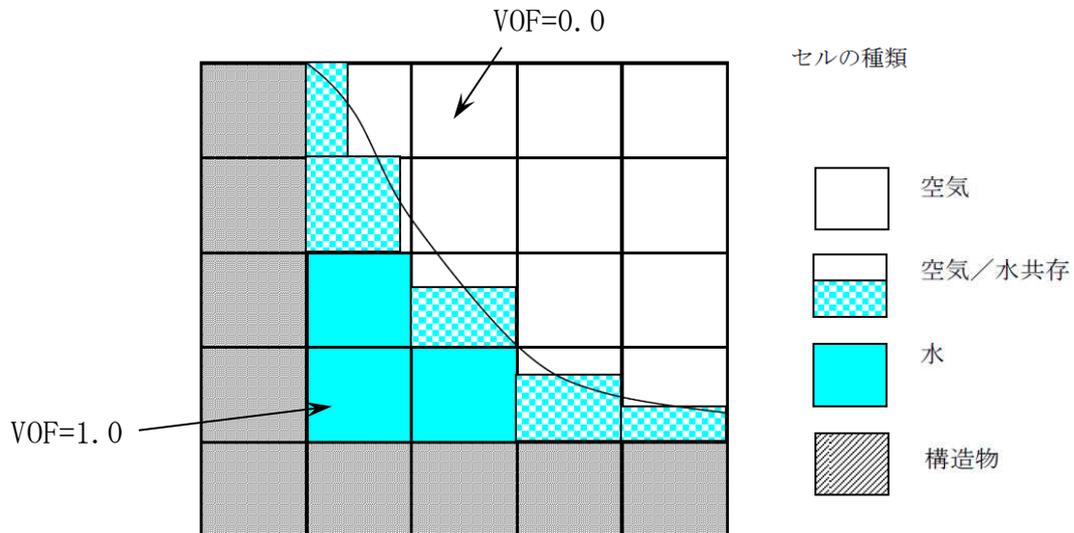
8.2 数値解析

(1) VOF (Volume of Fluid) 法について

VOF は下式に示すように計算格子 (セル) における流体の割合を示すスカラー量である。スロッシング解析では水を 100%含む計算セルを VOF=1.0、水が存在せず 100%空気の計算セルを VOF=0.0 としている。添付第 8.1.2-1 図に VOF の計算セル例を示す。

$$\alpha_1 = \frac{V_1}{V} \quad \dots \textcircled{1}$$

α_1	: VOF 値
V_1	: 流体 (水) 体積
V	: 計算セル体積



添付第 8.1.2-1 図 計算格子 (セル) 例

(2) 基礎方程式

VOF に対して下記の輸送方程式を解く。

$$\frac{\partial \alpha_i}{\partial t} + \frac{\partial \alpha_i u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$$

u_i	: i 方向の流速
	i=1,2,3

②式の流速 u_i は、③質量保存式、④運動量保存式より計算する。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{3}$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{4}$$

ρ	: 密度
P	: 圧力
τ_{ij}	: 粘性応力テンソル
K_i	: 外力

質量保存式、運動量保存式で用いる密度 ρ は⑤式により計算する。

$$\rho = \alpha_l \rho_l + (1 - \alpha_l) \rho_g \quad \dots \textcircled{5}$$

ρ_l	: 水密度
ρ_g	: 空気密度

8.3 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため、スロッシング試験を実施し、試験結果と解析結果の比較検証を実施している。

検証の結果、試験と解析で溢水量は良い一致が確認されたことから、解析コードは妥当と判断している。

汎用熱流体解析コード STAR-CD 及び Fluent の検証の概要

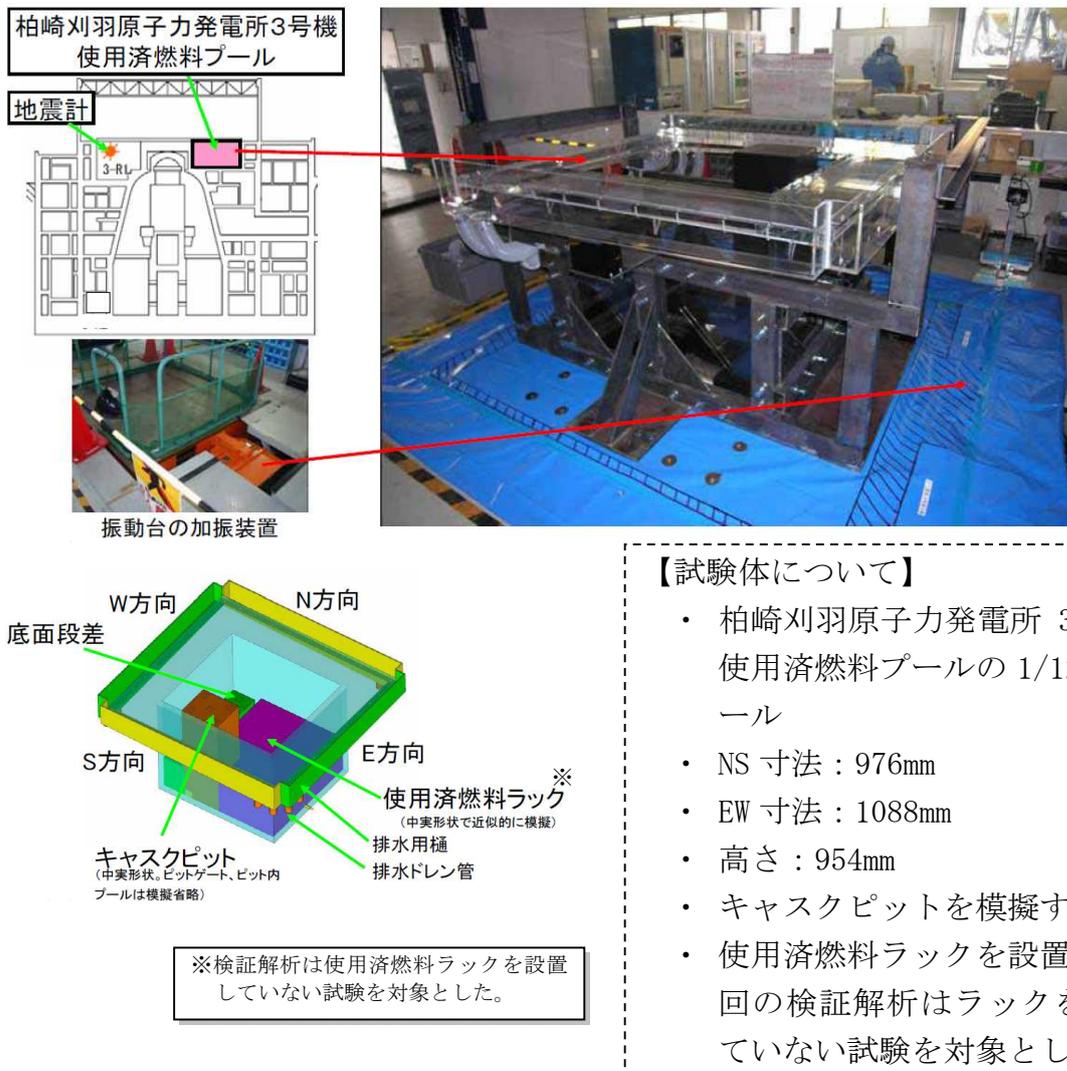
1. 概要

STAR-CD及びFluentを用いたスロッシング解析の妥当性検証を目的とし、スロッシング検証試験で得られた溢水量と、解析によって得られた溢水量の比較を実施した。

2. スロッシング試験

(1) 試験概要

柏崎刈羽原子力発電所3号機の使用済燃料プールを模擬した試験体を作成した。試験装置の概要を参考第2-1図に示す。入力地震動は新潟県中越沖地震において観測された本震記録をもとに、実機モデルの縮尺に合わせたスケーリングを行った地震波を用いた。

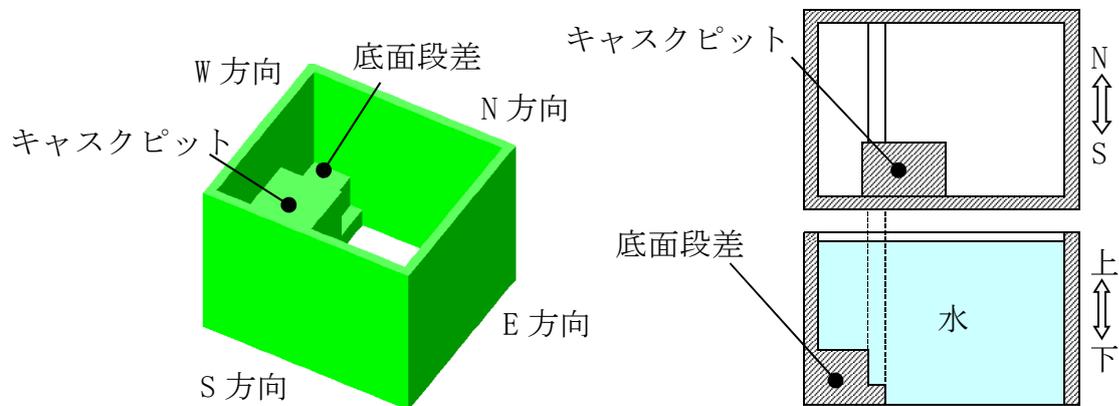


参考第 2-1 図 試験装置概要図

3. 検証解析

(1) 解析モデル

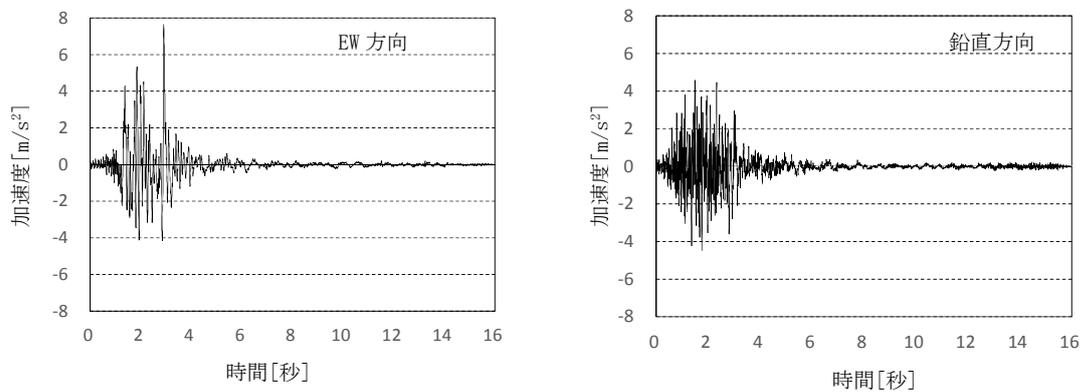
試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルを作成した。解析モデルの概要を参考第 3-1 図に示す。



参考第 3-1 図 解析モデル概要

(2) 入力地震動

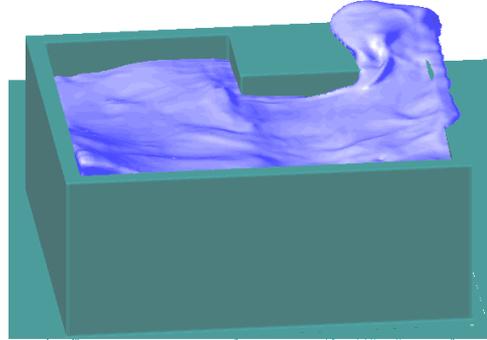
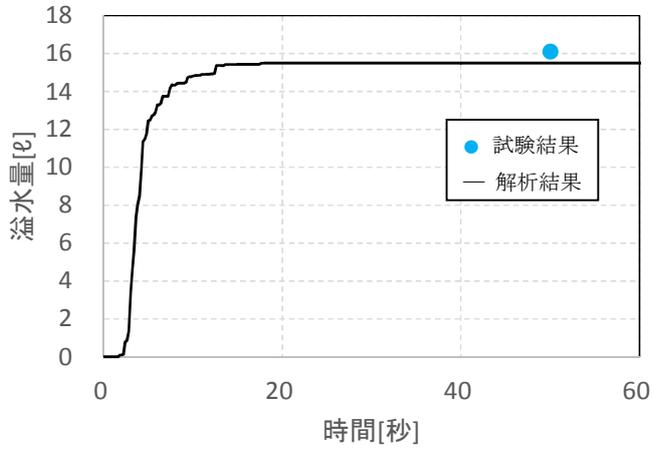
EW+鉛直方向同時加振にて解析を実施した。スロッシング試験において振動台で計測された加速度時刻歴を入力地震動とした。入力地震動を参考第 3-2 図に示す。



参考第 3-2 図 入力地震動

(3) 解析結果

STAR-CD の解析結果を参考第 3-3 図に、Fluent の解析結果を参考第 3-4 図に示す。



溢水量比較

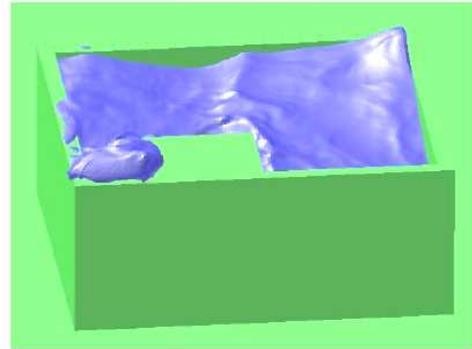
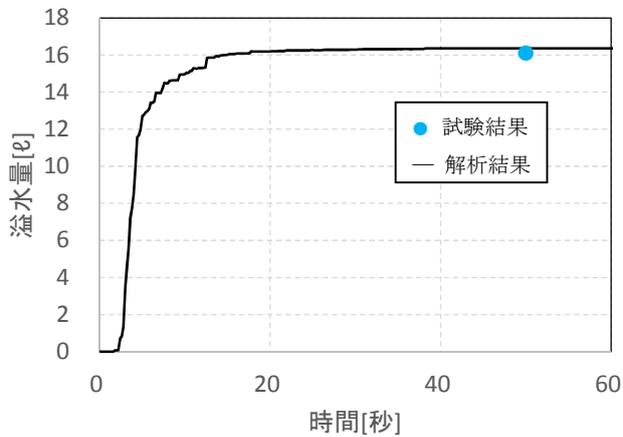
最高液位時点等値面 (VOF=0.5)

試験	16.1ℓ
解析	15.5ℓ



解析は試験の 96%

参考第 3-3 図 STAR-CD の解析結果



溢水量比較

最高液位時点等値面 (VOF=0.5)

試験	16.1ℓ
解析	16.4ℓ



解析は試験の 102%

参考第 3-4 図 Fluent の解析結果

4. 結論

使用済燃料プールを模擬した試験体によるスロッシング試験によって得られた溢水量と、解析によって得られた溢水量を比較したところ、同等の数値が得られており、STAR-CD 及び Fluent による溢水量評価が妥当であることが確認できた。

防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価について

9.1 地震発生～循環水ポンプ停止までの溢水流量

破損箇所にかかる水頭を添付第 9.1-1 表及び添付第 9.1-2 表に示す。

添付第 9.1-1 表 破損箇所にかかる水頭【6号炉】

(潮位 T. M. S. L. +0.48m の場合)

破損箇所	内径 D [m]	継手幅 w [m]	循環水 ポンプ 全揚程 [m]	破損箇所 T. M. S. L. [m]	箇所数	水頭 [m]
復水器 出入口弁部	2.6	0.050	12.5	-0.475	12	13.455
復水器水室 連絡弁部		0.022		(海側) +0.700	3	12.280
				(山側) +0.625	3	12.355

添付第 9.1-2 表 破損箇所にかかる水頭【7号炉】

(潮位 T. M. S. L. +0.48m の場合)

破損箇所	内径 D [m]	継手幅 w [m]	循環水 ポンプ 全揚程 [m]	破損箇所 T. M. S. L. [m]	箇所数	水頭 [m]
復水器 出入口弁部	2.6	0.080	12.5	-1.425	12	14.405
復水器水室 連絡弁部				(海側) +2.000	3	10.980
				(山側) +1.950	3	11.030

溢水流量の算出は以下のとおり。

(1) 6号炉

a. 復水器出入口弁部 $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.05 = 0.409$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.409 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times \{12.5 + 0.48 - (-0.475)\}} \times 60 \\ &= 326.8[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

b. 復水器水室連絡弁部（海側） $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.022 = 0.180$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.180 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 0.700)} \times 60 \\ &= 137.4[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

c. 復水器水室連絡弁部（山側） $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.022 = 0.180$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.180 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 0.625)} \times 60 \\ &= 137.9[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

d. 合計

$$326.8 \times 12 + 137.4 \times 3 + 137.9 \times 3 = 4747.5[m^3 / \text{分}]$$

(2) 7号炉

a. 復水器出入口弁部 $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.080 = 0.654$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.654 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times \{12.5 + 0.48 - (-1.425)\}} \times 60 \\ &= 540.7[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

b. 復水器水室連絡弁部（海側） $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.080 = 0.654$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.654 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 2.000)} \times 60 \\ &= 472.1[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

c. 復水器水室連絡弁部（山側） $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.080 = 0.654$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.654 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 1.950)} \times 60 \\ &= 473.2[m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

d. 合計

$$540.7 \times 12 + 472.1 \times 3 + 473.2 \times 3 = 9324.3[m^3 / \text{分}]$$

9.2 地震発生～循環水ポンプ停止までに要する時間

循環水ポンプ停止までの時間は、10秒毎に算出した溢水量を都度、床面積で除した浸水水位が漏えい検知レベルを超えるまでの時間とする。

各階の床面積を添付第9.2-1表に示す。

添付第9.2-1表 タービン建屋床面積【6号炉】
(循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く)

階	T. M. S. L. [m]	面積[m ²]	
		【6号炉】	【7号炉】
地上1階	+12.3	2798.4	2798.4
地下1階	+4.9		
地下中2階	-1.1	2748.6	2749.6
地下2階	-5.1	2798.4	2798.4
トレンチ (地下2階以深)	-※1	1830.8[m ³] ^{※1}	1618.8[m ³] ^{※1}

※1 タービン建屋(循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く)地下2階以深にはT. M. S. L.が異なる複数の区画があるため空間総容積を記載。

溢水量算出は10秒(約0.167分)毎に行う。漏えい検知のタイミングは以下のとおり。

6号炉：10秒間の溢水量[m³] $4747.5 \text{ [m}^3\text{/分]} \div 6 = 791.3 \text{ [m}^3\text{/10秒]}$

溢水開始からの経過時間	トレンチの空き容量[m ³]	浸水水位 T. M. S. L. [m]
0秒後～10秒後	$1830.8 - 791.3 = 1039.5$	-5.1 未満
10秒後～20秒後	$1039.5 - 791.3 = 248.2$	-5.1 未満
20秒後～30秒後	$248.2 - 791.3 = -543.1$	-4.90 ^{※2}

※2 T. M. S. L. $-5.1 + (543.1 \div 2798.4) = -4.90 >$ 溢水検知レベル T. M. S. L. -5.0

よって、溢水開始30秒(約0.50分)後に循環水ポンプが停止する。

7号炉：10秒間の溢水量[m³] $9324.3 \text{ [m}^3\text{/分]} \div 6 = 1554.05 \text{ [m}^3\text{/10秒]}$

溢水開始からの経過時間	トレンチの空き容量[m ³]	浸水水位 T. M. S. L. [m]
0秒後～10秒後	$1618.8 - 1554.05 = 64.75$	-5.1 未満
10秒後～20秒後	$64.75 - 1554.05 = -1489.3$	-4.56 ^{※3}

※3 T. M. S. L. $-5.1 + (1489.3 \div 2798.4) = -4.56 >$ 溢水検知レベル T. M. S. L. -5.0

よって、溢水開始20秒(約0.34分)後に循環水ポンプが停止する。

9.3 循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水量

循環水ポンプ停止後，循環水ポンプの揚程は停止後1分で線形に低下していき，循環水ポンプの揚程低下後から復水器出入口弁が全閉するまでの間は，サイフォン効果による海水流入を考慮する。

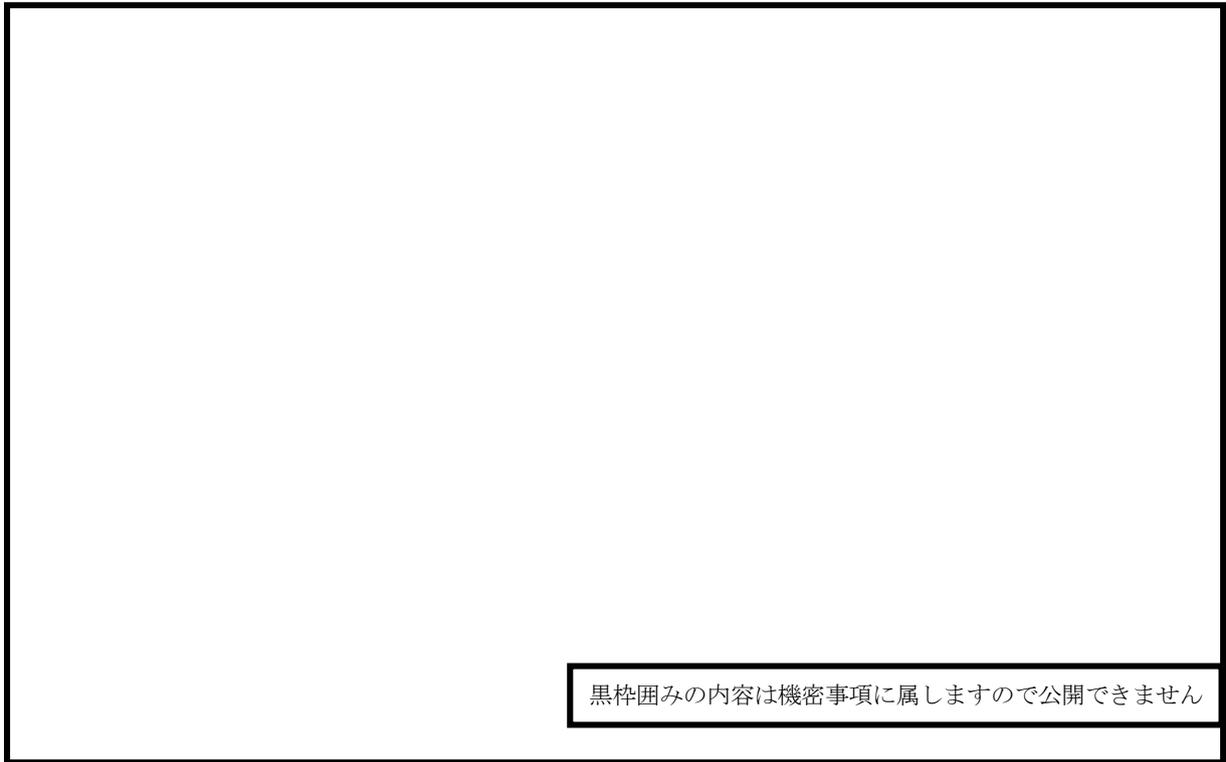
復水器出入口弁全閉後，伸縮継手上部に位置する復水器内保有水（海水）及び耐震B，Cクラス機器の破損による溢水が生じる。

循環水ポンプ停止から溢水停止までの各溢水モードについて，溢水量を添付第9.3-1表から添付第9.3-6表のとおり算出した。

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

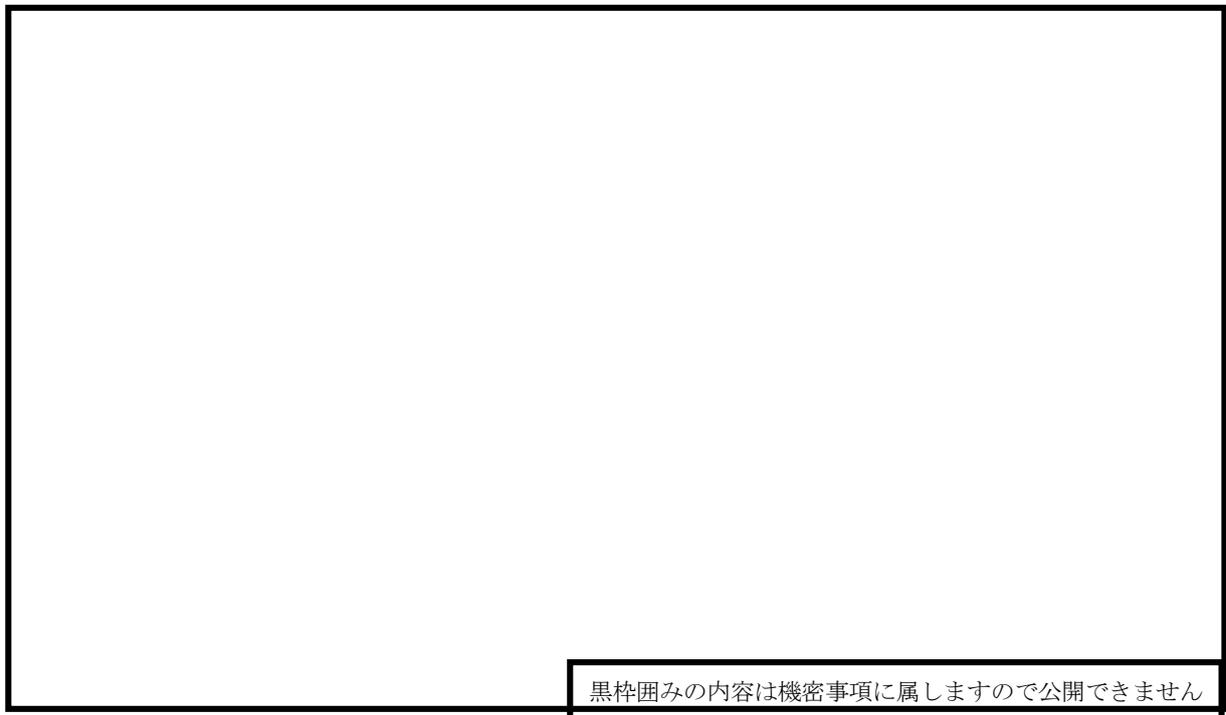
黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-1 表 溢水量算出根拠【6号炉】
(循環水ポンプ停止～循環水ポンプ揚程ゼロ)



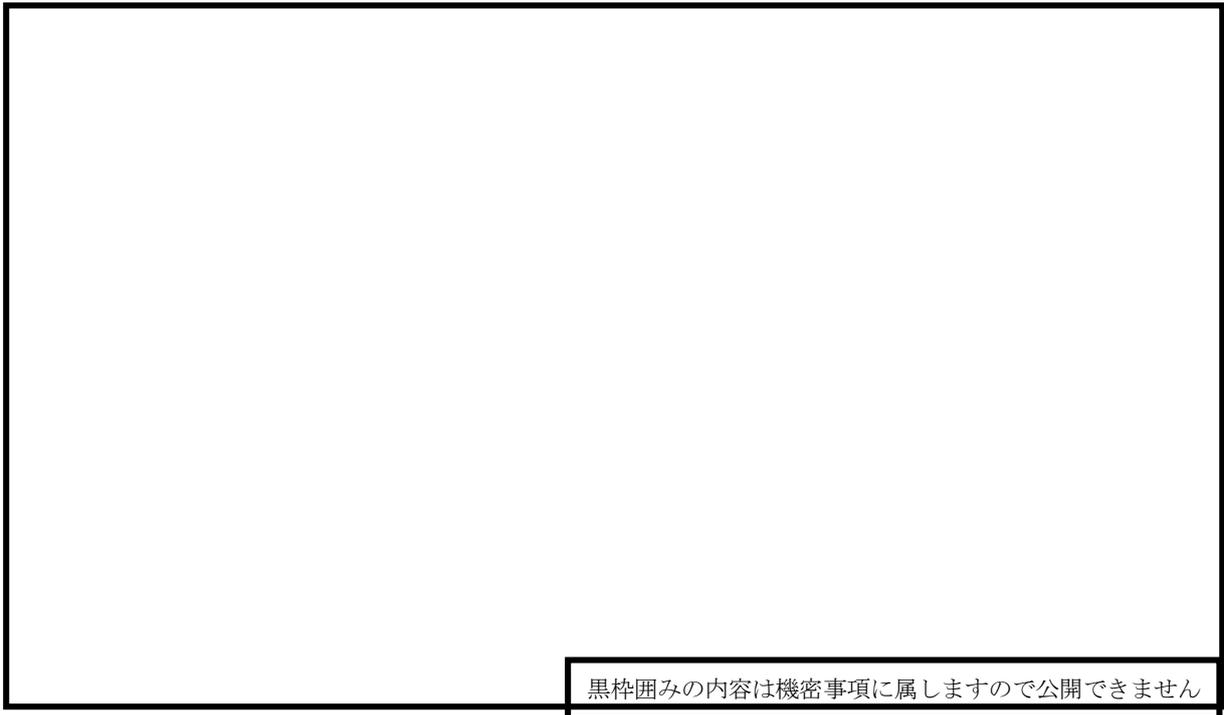
黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-2 表 溢水量算出根拠【6号炉】
(循環水ポンプ揚程ゼロ～復水器出入口弁閉直前)



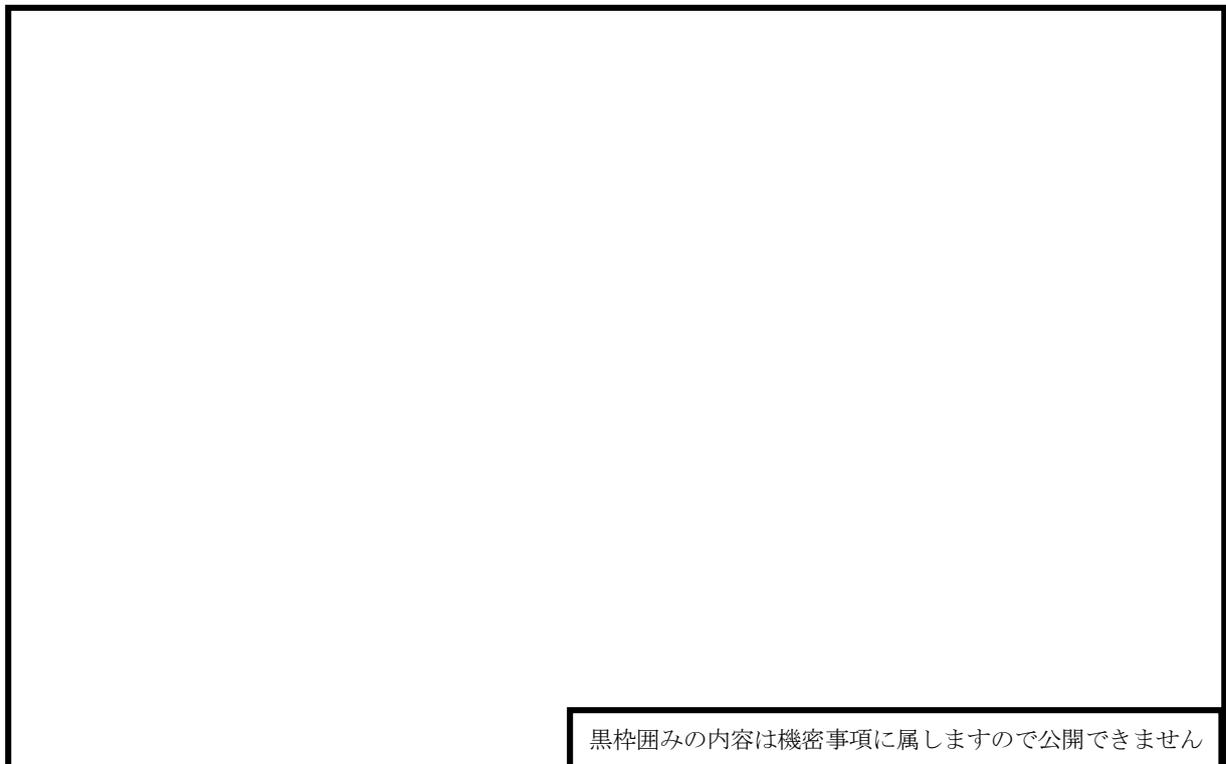
黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-3 表 溢水量算出根拠【6号炉】
(復水器出入口弁閉直前～復水器出入口弁閉完了)



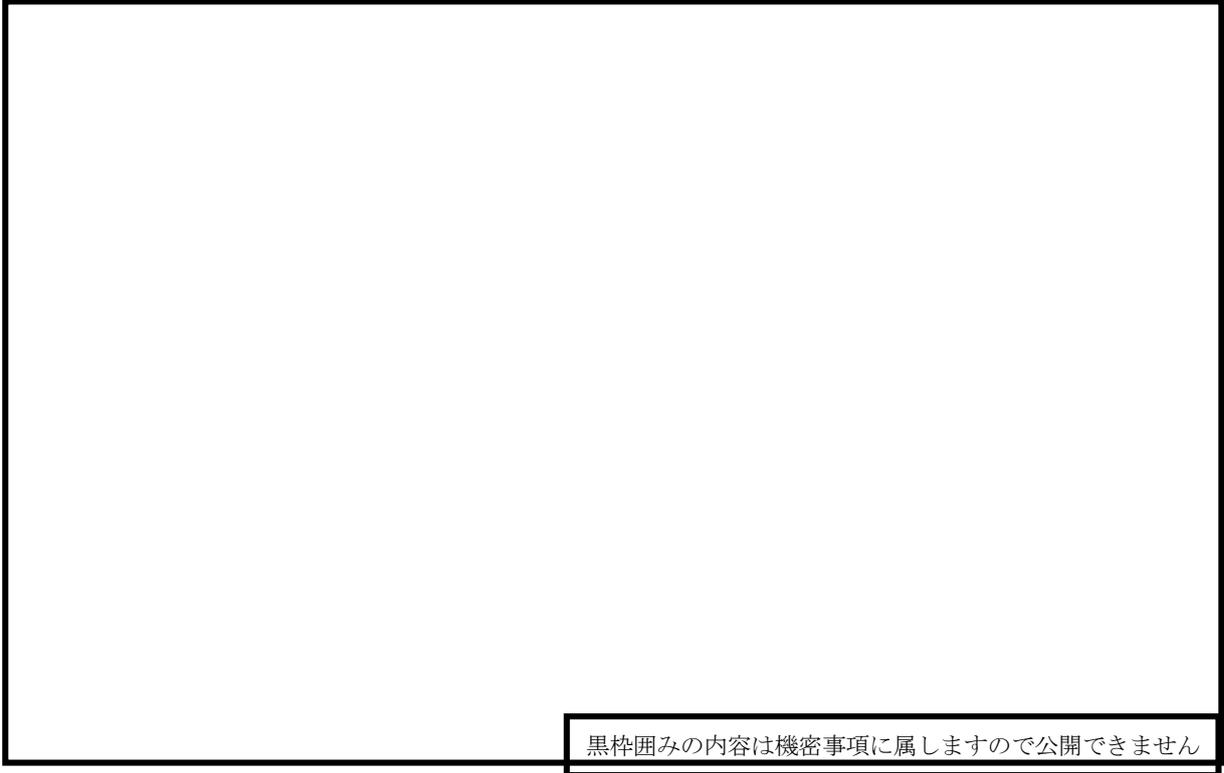
黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-4 表 溢水量算出根拠【7号炉】
(循環水ポンプ停止～循環水ポンプ揚程ゼロ)



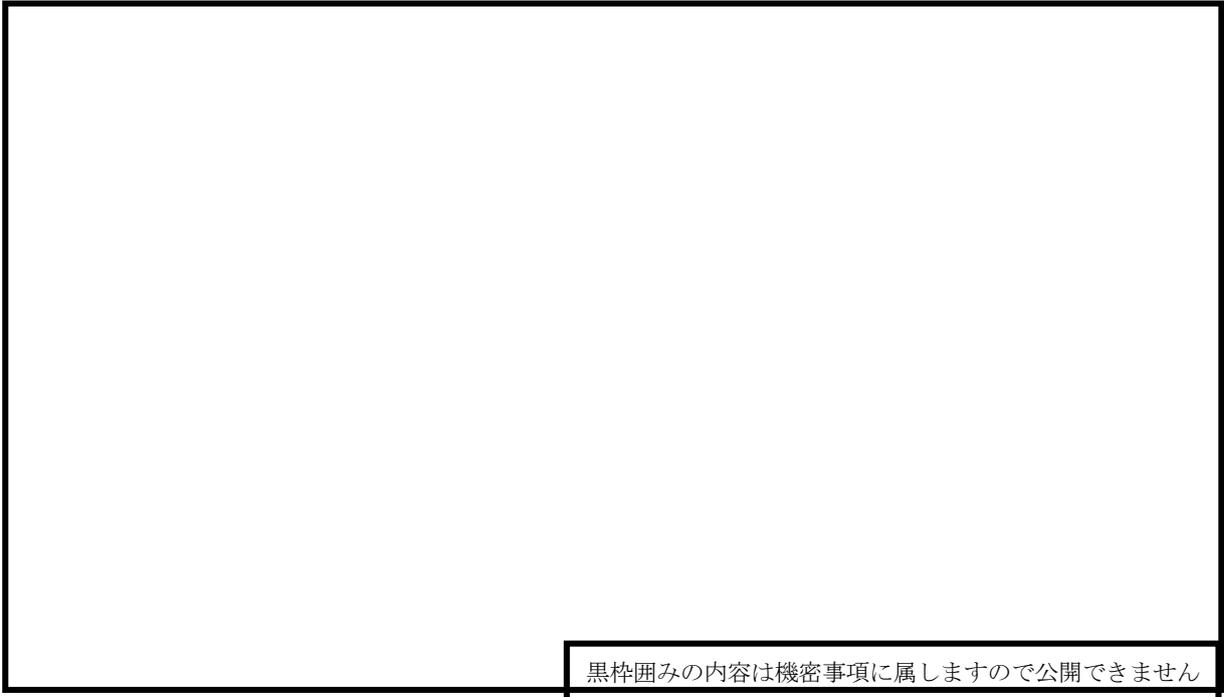
黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-5 表 溢水量算出根拠【7号炉】
(循環水ポンプ揚程ゼロ～復水器出入口弁閉直前)



黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

添付第 9.3-6 表 溢水量算出根拠【7号炉】
(復水器出入口弁閉直前～復水器出入口弁閉完了)



黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

9.4 タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）の溢水量及び浸水水位

溢水量及び浸水水位の算出は以下のとおり。

(1) 6号炉

a. 溢水量

- ・地震発生～循環水ポンプ停止まで：約 2,374 m³
- ・循環水ポンプ停止～破損箇所隔離まで：約 5,092 m³
- ・復水器保有水量：約 1,668 m³
- ・耐震 B, C クラス機器の保有水量：約 8,100 m³

よって合計は $2,374 + 5,092 + 1,668 + 8,100 =$ 約 17,234 m³

10 m³未満を切り上げて 17,240 m³

b. 浸水水位

浸水水位は、a. で算出した溢水量からトレンチの空間容積分を除いて、タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）床面積で除することにより算出する。

17,240

-1,830.8（トレンチ容積）

-2798.4 × {-1.1 - (-5.1)}（地下2階空間容積）

÷ 2,748.6（地下中2階床面積）

+ (-1.1)（地下中2階 T. M. S. L.）

= T. M. S. L. 約 +0.44 [m]

(2) 7号炉

a. 溢水量

- ・地震発生～循環水ポンプ停止まで：約 3,108 m³
- ・循環水ポンプ停止～破損箇所隔離まで：約 10,467 m³
- ・復水器保有水量：約 1,820 m³
- ・耐震 B, C クラス機器の保有水量：約 8,100 m³

よって合計は $3,108 + 10,467 + 1,820 + 8,100 =$ 約 23,495 m³

10 m³未満を切り上げて 23,500 m³

b. 浸水水位

浸水水位は、a. で算出した溢水量からトレンチの空間容積分を除いて、タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）床面積で除することにより算出する。

$$\begin{aligned}
 &23,500 \\
 &-1,618.8 \text{ (トレンチ容積)} \\
 &-2798.4 \times \{-1.1 - (-5.1)\} \text{ (地下2階空間容積)} \\
 &\div 2,749.6 \text{ (地下中2階床面積)} \\
 &+(-1.1) \text{ (地下中2階 T.M.S.L.)} \\
 &= \text{T.M.S.L. 約} +2.79 \text{ [m]}
 \end{aligned}$$

9.5 タービン建屋循環水ポンプエリアにおける地震発生～循環水ポンプ停止までの溢水流量（溢水発生直後）

破損箇所にかかる水頭を添付第 9.5-1 表及び添付第 9.5-2 表に示す。

添付第 9.5-1 表 破損箇所にかかる水頭【6号炉】
(潮位 T.M.S.L. +0.48m の場合)

破損箇所	内径 D [m]	継手幅 w [m]	循環水ポンプ全揚程 [m]	破損箇所 T.M.S.L. [m]	箇所数	水頭 [m]
循環水ポンプ吐出弁部	3.6	0.050	12.5	+0.500	3	12.48
循環水ポンプ吐出連絡弁部	2.6	0.022		-7.500	2	20.48

添付第 9.5-2 表 破損箇所にかかる水頭【7号炉】
(潮位 T.M.S.L. +0.48m の場合)

破損箇所	内径 D [m]	継手幅 w [m]	循環水ポンプ全揚程 [m]	破損箇所 T.M.S.L. [m]	箇所数	水頭 [m]
循環水ポンプ吐出弁部	3.4	0.080	12.5	+0.600	3	12.38
循環水ポンプ吐出連絡弁部	2.6			-7.800	2	20.78

溢水流量の算出は以下のとおり。

(1) 6号炉

a. 循環水ポンプ吐出弁部 $A = \pi D w = \pi \times 3.6 \times 0.05 = 0.566$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.566 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 0.500)} \times 60 \\ &= 435.6 [m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

b. 循環水ポンプ吐出連絡弁部 $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.022 = 0.180$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.180 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times \{12.5 + 0.48 - (-7.500)\}} \times 60 \\ &= 177.5 [m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

c. 合計

$$435.6 \times 3 + 177.5 \times 2 = 1661.8 [m^3 / \text{分}]$$

(2) 7号炉

a. 循環水ポンプ吐出弁部 $A = \pi D w = \pi \times 3.4 \times 0.080 = 0.855$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.855 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times (12.5 + 0.48 - 0.6)} \times 60 \\ &= 655.3 [m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

b. 循環水ポンプ吐出連絡弁部 $A = \pi D w = \pi \times 2.6 \times 0.080 = 0.654$

$$\begin{aligned} Q &= AC\sqrt{2gh} \times 60 \\ &= 0.654 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times \{12.5 + 0.48 - (-7.8)\}} \times 60 \\ &= 649.4 [m^3 / \text{分}] \end{aligned}$$

c. 合計

$$655.3 \times 3 + 649.4 \times 2 = 3264.7 [m^3 / \text{分}]$$

9.6 循環水ポンプエリアの溢水量及び浸水水位

各階の床面積を添付第 9.6-1 表に示す。

添付第 9.6-1 表 循環水ポンプエリア床面積【6,7号炉】

床レベル T. M. S. L. [m]	面積[m ²]	
	【6号炉】	【7号炉】
+12.3	554.4	554.4
+4.9		
-1.1		
-5.1	396.0	396.0
-9.5	217.8	217.8

破損箇所にかかる水頭は、溢水発生直後～破損箇所が水没するまでの間は循環水ポンプの全揚程と破損箇所の水頭差であるが、破損箇所が水没した後は循環水ポンプの全揚程と浸水水位の水頭差となり、溢水流量は常に変動する。

そのため、浸水水位は、単位時間毎に算出した溢水量を循環水ポンプエリアの床面積で都度除することにより算出する。浸水水位が循環水ポンプ電動機上端に達した時点で計算を停止する。

溢水量算出式は、破損箇所と浸水水位の位置関係より以下の3通りとなる。

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

浸水水位算出の一例として、6号炉について、溢水開始0秒後～10秒後の溢水量に対しての計算を示す。

(計算例)

溢水開始0秒後～10秒後の溢水量は $1662 \div 6 = 277.0$ [m³]

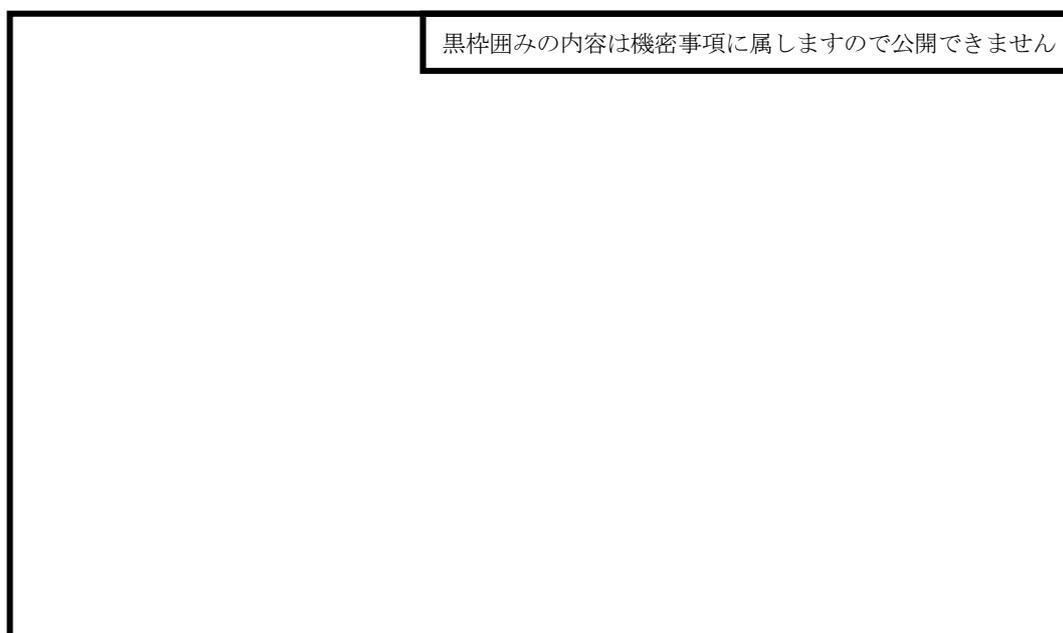
T. M. S. L. -9.5～-5.1の容積は $217.8 \times \{-5.1 - (-9.5)\} = 958.32$ [m³]

$277.0 < 958.32$ より、浸水水位は T. M. S. L. -5.1 [m] を超えない。

よって溢水開始10秒後時点の浸水水位は

$277.0 \div 217.8 + (-9.5) = -8.22$ [m]

時間経過に伴う浸水水位上昇イメージを添付第9.6-1図に示す。



添付第9.6-1図 浸水水位上昇イメージ【6号炉の例】
(タービン建屋循環水ポンプエリア)

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>1. 総則</p> <p>原子力発電所における安全上重要な設備は、多重性、多様性を確保するとともに、適切な裕度をもって設計され、適切に維持管理されるなど損傷防止上の配慮がなされている。</p> <p>また、安全上重要な設備は、一般的に床から比較的高い位置に設置されていること、万一漏えいが発生した場合でも建屋最下層に設置されたサンプに集められ、ポンプにより排水するなど、溢水事象に対する配慮がなされた設計としている。</p> <p>本評価ガイドは、原子力発電所内で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ことを評価するものである。</p> <p>ここで、考慮する溢水源は、原子炉格納容器内、及び原子炉格納容器外での溢水（施設内の配管、機器の破断、火災時の消火散水等）と建屋外での溢水（屋外タンク、貯水池）を対象にする。</p> <p>1.1 一般</p> <p>原子力規制委員会が定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第12条において、発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止として、設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならないとしている。本評価ガイドは、当該規定に定める内部溢水防護に関連して、原子力発電所（以下、「発電所」という。）に設置される原子炉施設が、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水源は、発電所内に設置される機器の破損及び消火系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことをいい、この中には、建屋内に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその周辺設備がある。</p> <p>また、妨害破壊行為等の想定できない意図的な活動による放水や漏水による溢水については評価の対象外とする。</p> <p>1.2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用する。</p> <p>1.3 関連法規</p> <p>（略）</p> <p>1.4 用語の定義</p> <p>（略）</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記（1）、（2）の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。</p> <p>ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用機器に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。</p> <p>なお、上記（3）の地震に起因する溢水量の想定において、基準津波によって、取水路、排水路等の経路から安全機能を有する設備周辺への浸水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> <p>2. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管（容器の一部であつて、配管形状のものを含む。）とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあたっては、付録Aによること。（解説－2. 1. 1－1）</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。（流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価については附属書Aを参照のこと。）</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が漏えいするものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2 の長さで配管肉厚の1/2 の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）（解説－2. 1. 1－2） <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。（解説－2. 1. 1－3）</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる。（付録B参照）</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあつては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p>	<p>■原子炉施設の溢水評価</p> <p>□溢水源の想定</p> <p>ガイドに従い、下記（1）～（3）の溢水を想定して評価している。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>上記（1）の溢水源の想定にあたっては一系統における単一の機器の破損を、（2）の想定にあたっては単一箇所での放水を想定し、他の系統及び機器は健全なものとしている。</p> <p>ユニット間で共用するコントロール建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮している。</p> <p>上記（3）の地震に起因する溢水量の想定において、溢水防護対象設備を内包する建屋及び区域は、耐津波設計において浸水防護重点化範囲と設定し、基準津波の流入防止及び地下水等の浸水防止対策を施すことから、これらの浸水量は考慮していない。</p> <p>○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</p> <p>破損を想定する機器は配管とし、破損形態は内包流体のエネルギーに応じて以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管：完全全周破断 ・低エネルギー配管：配管内径の1/2 の長さで配管肉厚の1/2 の幅を有する貫通クラック <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとしている。具体的には、溢水源となりうる系統の配管が敷設される全ての区画を溢水の起点とし、各区画において最大の溢水水位を与える系統の破損を想定している。循環水系配管については伸縮継手部の破損を想定している。</p> <p>また、溢水量は、溢水の検知による隔離（自動隔離及び手動隔離）を考慮し、漏えい停止までの時間を考慮して算定している。</p> <p>なお、運転員の手動操作による漏えい停止（発生箇所の隔離）については、社内マニュアルを制定している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>解説－2. 1. 1－1 流体を内包する容器の破損による漏水について 容器の破損による溢水については、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説－2. 1. 1－2 低エネルギー配管に想定する貫通クラック 本評価ガイドでは、低エネルギー配管について貫通クラックを想定することを原則としている。これは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低温低圧で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく疲労によるき裂の進展は小さいことから、$(1/2)D \times (1/2)t$ クラックを想定すれば保守的な評価となるという考え方に基づいている。この考え方は、米国NRCのBTP 3-4 を参考としている。また、低エネルギー配管に想定する貫通クラックの計算に用いる配管径は、内径としている。これは、技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する堰の高さを求める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用して貫通クラックの計算を行っていることから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説－2. 1. 1－3 「過去の事例等」 米国においては、循環水系の弁急閉によるウォーターハンマー事象により伸縮継手部から大漏えいが発生した事例があるが、国内において大漏えいは発生していない。このため、循環水管の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られていれば、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クラックを想定することができる。</p> <p>2. 1. 2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動（誤作動を含む）による放水を想定する。 また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定する。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動にともなう放水を想定する。 また、溢水防護区画で消火活動が想定されていない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。 溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。（解説－2. 1. 2－1）</p>	<p>○発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 <ul style="list-style-type: none"> － 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉では、火災検知により自動作動するスプリンクラーは設置されていないため、これによる放水は想定していない。 － 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定している。 なお、放水箇所を起点とした溢水の伝播についても考慮した評価を実施している。 放水量は、消火活動を連続して行うことを前提とし、2箇所の消火栓からの3時間の放水を想定している。

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づく等価時間により算出することができる。(解説-2. 1. 2-1)</p> <p>なお、当該区画にスプリンクラーが設置され、スプリンクラー装置の作動による溢水がある場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とする。それ以外の場所においては、消火栓からの放水量を溢水量とする。</p> <p>解説-2. 1. 2-1 「消火栓からの溢水量」算出の例 消火栓からの溢水量の算出にあたっては、原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010) の解説-4-9「耐火壁」には2 時間の耐火性能と記載されているが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」に規定する3時間の耐火性能を基本とすることとし、消火装置が作動する時間を保守的に3 時間と想定して溢水量を算出する。火災源が小さい場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010)」解説-4-9(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」で算出することができる。また、また、水を使用しない消火手段を組み合わせている場合には、それを考慮して消火栓からの溢水量を算定して良い。</p> <p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーと高エネルギー配管が存在する場合については、火災を検知して作動するスプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水を合わせて想定する。なお、火災の検知システム及びスプリンクラーの作動方式から、高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが作動しないことの根拠と妥当性が示される場合は、高エネルギー配管破断とスプリンクラーからの放水による溢水を合わせて想定しないとしても良い。 スプリンクラーの作動による溢水量は、項目(1)に従い算出する。また、高エネルギー配管からの溢水量は、項目2. 1. 1に従い算出する。</p> <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 原子炉格納容器スプレイ系統が機器の動作等(誤作動も含む)により放出されるスプレイ水を想定する。 溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。 ただし、誤作動に対しては、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動が発生しないようにインターロック等の対策が講じられていれば、スプレイ水による溢水を考慮しないことができる。</p>	<p>・高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉にはスプリンクラーは設置されていないため、高エネルギー配管破損による溢水とスプリンクラーからの放水の同時発生は想定していない。</p> <p>・原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 格納容器内に設置されている重要な安全機能を有する設備は、格納容器スプレイ系の作動が要求される事故時の環境を考慮した設計がなされている。また、原子炉格納容器スプレイ系統は、単一故障による誤スプレイ防止の設計上の配慮がなされている。これらのことから、原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水の影響はないものと評価できるため、これによる溢水は想定していない。</p>

2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。

基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類B、Cクラスに分類される機器（以下、「B、Cクラス機器」という。）とする。

ただし、B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。（解説—2. 1. 3—1）

漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。

溢水量は、以下を考慮して求める。

- ① 配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えいするものとする。なお、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。ただし、循環水管に破損を想定する場合は、循環水管の構造強度を考慮して、伸縮継手部が全円周状に破損するとして溢水量を求めることができる。
- ② 容器の場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。
- ③ 漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。

漏えい停止機能に期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる（付録B参照）。ただし、地震時において漏えいを自動で停止させる場合には、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていなければならない。また、手動で停止させる場合には、停止までの操作時間が地震時においても妥当であることが示されていなければならない。

漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合には、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていなければならない。

解説—2. 1. 3—1 「B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について

基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度等を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。

○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

・発電所内に設置された機器の破損による漏水

流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じる可能性が否定できない耐震B・Cクラスの機器の破損を想定している。（地震による損傷モードを考慮した評価を行い、溢水源となる耐震B・Cクラスの機器を選定）

破損を想定する位置は、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなるよう設定している。

具体的には、溢水源となりうる系統の配管が敷設される全ての区画を溢水の起点とし、各区画において全ての溢水源の破損を想定している。循環水系配管については伸縮継手部の破損を想定している。

溢水量は、以下を考慮して算出している。

- ・配管は完全全周破断とし、破断位置（エレベーション）以上の当該系統の機器（配管、容器）の保有水が全量漏えいするものと想定
- ・循環水系配管については、伸縮継手部が全円周上に破損するものと想定
- ・漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えいの停止は期待していない

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プール水が基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。</p> <p>2. 2 溢水影響評価</p> <p>2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（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）を確認する。</p> <p>溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>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、2. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>	<p>・使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料プール水が基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング量を考慮している。</p> <p>□溢水影響評価</p> <p>○安全設備に対する溢水影響評価 溢水影響評価にあたっては、以下の考え方による判定を行っている。</p> <p>原子炉施設内での溢水事象を想定し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性また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）。ただし、地震に起因する機器の破損により生じる溢水については、重要度の特に高い安全機能を有する全ての系統が、その安全機能を失わないこと。</p> <p>また、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮して安全解析を行う。</p> <p>なお、中央制御室については溢水防護区画として溢水の影響がないことを確認することとしており、また現場操作に関しては、原子炉の停止操作、冷却操作等に必要となる溢水防護対象設備は、中央制御室より操作可能であり、現場操作を要さない。</p> <p>○溢水から防護すべき対象設備 重要度の特に高い安全機能を有する系統（PS-1、MS-1、MS-2 のうち事故時監視機能を有する系統）が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象として選定している。</p> <p>○溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>2. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する（図-1）。評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>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の2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。</p> <p>ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位</p>	<p>○溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。</p> <p>評価対象区画は、溢水源を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>・溢水経路の設定</p> <p>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いる。</p> <p>- 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画からの流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、一部、床ドレン一箇所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮し、溢水水位を評価した。</p> <p>*床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画に床面開口部または貫通部が存在する場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、機器搬出入用のハッチ等、明らかに流出が想定される経路からの流出は考慮してもよいこととした。</p> <p>*壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が存在する場合であっても、当該壁貫通部からの流出は考慮しない。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>を評価すること。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。 評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。 ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。 なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢</p>	<p>*扉 評価対象区画に扉が存在する場合であっても、当該の扉からの流出は原則として考慮しない。 ただし、常時開放扉のように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととした。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の敷設状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</p> <p>*天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合、当該開口部又は貫通部への流出防止対策（止水処置、堰の設置等）が施されている場合を除き、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。 なお、評価対象区画の上部の区画における水の残留は考慮しない。</p> <p>*壁貫通部 評価対象区画の壁面に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</p> <p>*扉 評価対象区画に扉が設置されている場合、当該扉が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密扉である場合以外は、扉がないものとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図－2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図－3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。</p> $H=Q/A$ <p>ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m3) 「2. 1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p> <p>A：滞留面積(m2) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。（図－4）</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$	<p>*堰 評価対象区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。</p> <p>・溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p> <p>－ 没水評価に用いる水位の算出方法 溢水影響評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用いている。 なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を滞留面積としている。</p> <p>－ 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 防護対象機器から直視できる範囲に溢水源となりうる機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p>

$$V = \sqrt{2gP/\gamma} \quad (\text{トリチュリの定理})$$

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>ただし、各項目は以下とする。</p> <p>V = 噴出速度 (m/s)</p> <p>ϕ = 噴出角度 (破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離 X が最大となる ϕ を採用する)</p> <p>H = 破損位置の床上高さ (m)</p> <p>g = 重力加速度 (m/s²)</p> <p>P = 管内圧力 (Pa)</p> <p>γ = 水の比重 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。</p> <p>ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価</p> <p>想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2.2.2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、歩行に影響のない水位 (階段堰高さ) であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p>	<p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>• 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して没水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 没水による影響評価</p> <p>溢水防護区画における溢水水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。</p> <p>なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとしている。</p> <p>またアクセス性に関しては、原子炉の停止操作、冷却操作等に必要となる溢水防護対象設備は、中央制御室より操作可能であり、現場操作を要さない。</p> <p>- 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評価している。</p> <p>①評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対す</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。（解説 2. 2. 4-2）</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>① 項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をいい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6 に示す。</p> <p>解説- 2. 2. 4-2 「被水による影響評価」</p> <p>被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7 に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。（解説 2. 2. 4-3）</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p>	<p>る被水防護措置の有無</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面の開口部又は貫通部の有無</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様（防滴仕様等）</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> <p>- 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価の対象としている。</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置（気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等）の有無</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあつては、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮した仕様）であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。 上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <p>解説－ 2. 2. 4－3 「蒸気による影響評価」 蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3)の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、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）。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定 溢水源としては、2. 1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2. 1. 1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2 の長さと同径の配管肉厚の1/2 の幅を有する貫通 	<p>存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合にあつては、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置の有無</p> <p>⑤溢水防護対象設備の耐環境仕様（耐蒸気仕様等）</p> <p>⑥中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> <p>・溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果から、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（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）を確認している。また、地震に起因する機器の破損により生じる溢水については、重要度の特に高い安全機能を有する全ての系統が、その安全機能を失わないことを確認している。</p> <p>なお、内部溢水により原子炉に外乱が及んだとしても、重要度の特に高い安全機能を有する系統が同時にその機能を失わないことから、安全解析への影響はないものと判断している。</p> <p>■使用済燃料プールの溢水評価</p> <p><input type="checkbox"/>溢水源及び溢水量の想定 溢水源として、原子炉施設の溢水評価と同じ溢水源及び溢水量を想定している。 (評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p> <p><input type="checkbox"/>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 原子炉施設の溢水評価と同様に、内包する流体のエネルギーに応じた破損形態を想定している。 (評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p> <p>3. 1. 2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2 項の原子炉施設と同じように以下の2 項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プール水が、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）に対する溢水影響評価 溢水に対する使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。 溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。 プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要性が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。 プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要性が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 3. 1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適</p>	<p>柏崎刈羽 6/7 号炉における評価</p> <p>○発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内に設置された機器の破損による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じる可能性が否定できない耐震 B・C クラスの機器の破損を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施） ・使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、使用済燃料プール水が基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシングによる漏水量を考慮している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施） <p>○溢水影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールに対する溢水影響評価 原子炉施設内での溢水事象を想定し、使用済燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統が、その機能を失わないことを評価している。 なお、外乱が生じた場合であっても、これらの系統の機能が同時に損なわれないことにより、使用済燃料プールの水温の維持及び遮蔽に必要な水量の給水が可能であると評価している。 ・溢水から防護すべき対象設備 使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として選定している。（原子炉施設の溢水評価における防護対象設備とあわせて選定）

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p>切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 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、3. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>3. 2. 4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8) 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1) の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4 (2) の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4 (3) の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <p>a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p>	<p>・溢水防護区画の設定 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画及び中央制御室について溢水防護区画として設定している。(原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画とあわせて設定) なお、現場操作が必要な設備へのアクセス通路については評価上の区画として設定し、溢水経路評価における当該区画の溢水水位を踏まえ、アクセス可能であることを評価している。</p> <p>・溢水影響評価 溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。(評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p> <p>- 溢水経路の設定 原子炉施設の溢水評価と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の水位を保守的に算定するよう、溢水経路を設定している。 (原子炉施設の溢水評価における溢水経路とあわせて設定)</p> <p>- 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している。 (評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、没水、被水及び蒸気による影響について評価している。(評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6/7 号炉における評価
<p data-bbox="201 405 641 436">(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p data-bbox="261 443 1457 516">(3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないこと。</p> <p data-bbox="186 567 308 636">4. 附則 (略)</p>	<p data-bbox="1516 405 1908 436">- 溢水による影響評価の判定</p> <p data-bbox="1516 443 2763 516">溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、使用済燃料プールの冷却及び給水機能が失われないことを確認している。</p>

6/7 号炉建屋間接合部における漏水事象の原因と対策

平成 25 年 6 月，柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉において，建屋間接合部から雨水が建屋内に流入する事象が発生した。その原因と対策について，以下に示す。

1.1 事象の原因について

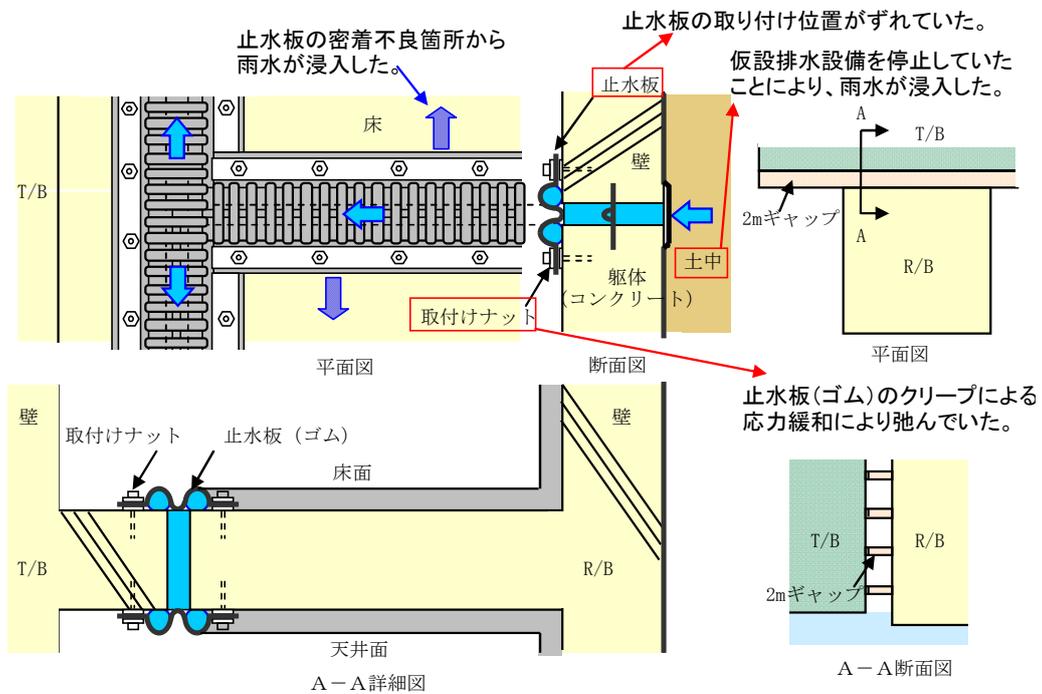
雨水が建屋間接合部に設置しているエキスパンションジョイント止水板（以下，「止水板」と記す。）を經由して建屋内（以下，2m ギャップ）へ流入した主たる原因は以下と考える。

- ①止水板（ゴム製）が，コンクリート躯体と密着不良の状態に取り付けられていた。
- ②止水板の取り付けに際して，ゴムのクリープによる応力緩和が考慮されていない締め付けトルク値（150N・m）で締め付けられていたため，経年に伴う応力緩和の影響により取り付けナットに弛みが生じていた。
- ③屋外排水設備工事に伴う仮設排水設備を夜間停止する運用としていたことにより，雨水が排水されず地上部のトランスヤード周辺に滞留し，建屋と人造岩盤（以下，「MMR」と記す。）の隙間に浸入したものが，止水板の密着不良箇所や締め付け不足箇所から建屋内に流入した。

■ 6号炉タービン建屋 地下中2階（管理区域）（約800Lの水溜り）



■ 7号炉タービン建屋 地下2階（管理区域）（約350Lの水溜り）



補足第 1.1-1 図 当該事象の状況及びイメージ

1.2 再発防止対策について

当該事象への対策として、以下の是正処置を実施した。

- ①止水板の変形・ゆがみ・ずれ等が無いか取り付け状態を確認し、コンクリート躯体と密着状態となるように是正した。
- ②取り付けナットについて、応力緩和を考慮した締め付けトルク値(200N・m)で全数増し締め(返し締め・マーキング含む)を実施した。
- ③工事に使用していた仮設排水設備は、夜間も含めて常時運転する運用に変更した。
- ④雨水の流入箇所と推定した建屋とMMRの隙間は、コーキング材にて充填補修を実施した。

以上の対策を実施した以後、建屋間接合部からの漏水事象は発生しておらず、事象の推定原因及び対策内容は妥当と判断した。

1.3 今後の対応について

定期点検により継続的に抜き取り検査を行い、締め付けトルク値を確認すると共に応力緩和傾向を監視していく。その際、万一、不具合があればただちに是正処置を行う。

以 上

設置許可基準第十二条の要求について

設置許可基準第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されており、この要求への対応について整理する。

2.1 要求事項

第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。

設置許可基準第十二条	内部溢水影響評価での対応
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p>	<p>安全施設の内、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。</p>
<p>2 安全機能を有する系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。以下同じ。)が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機器又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>想定する内部溢水に対し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認する。</p>
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが出来るものでなければならない。</p>	<p>環境条件として、溢水事象となる事故(LOCAや2次系破断)、原子炉外乱、自然現象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。</p>

2.2 第十二条 第2項への適合について

2.2.1 定義

「多重性」、「多様性」、「独立性」の定義については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二条第2項にて以下のように定められている。

【実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則】

第二条

第2項

十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

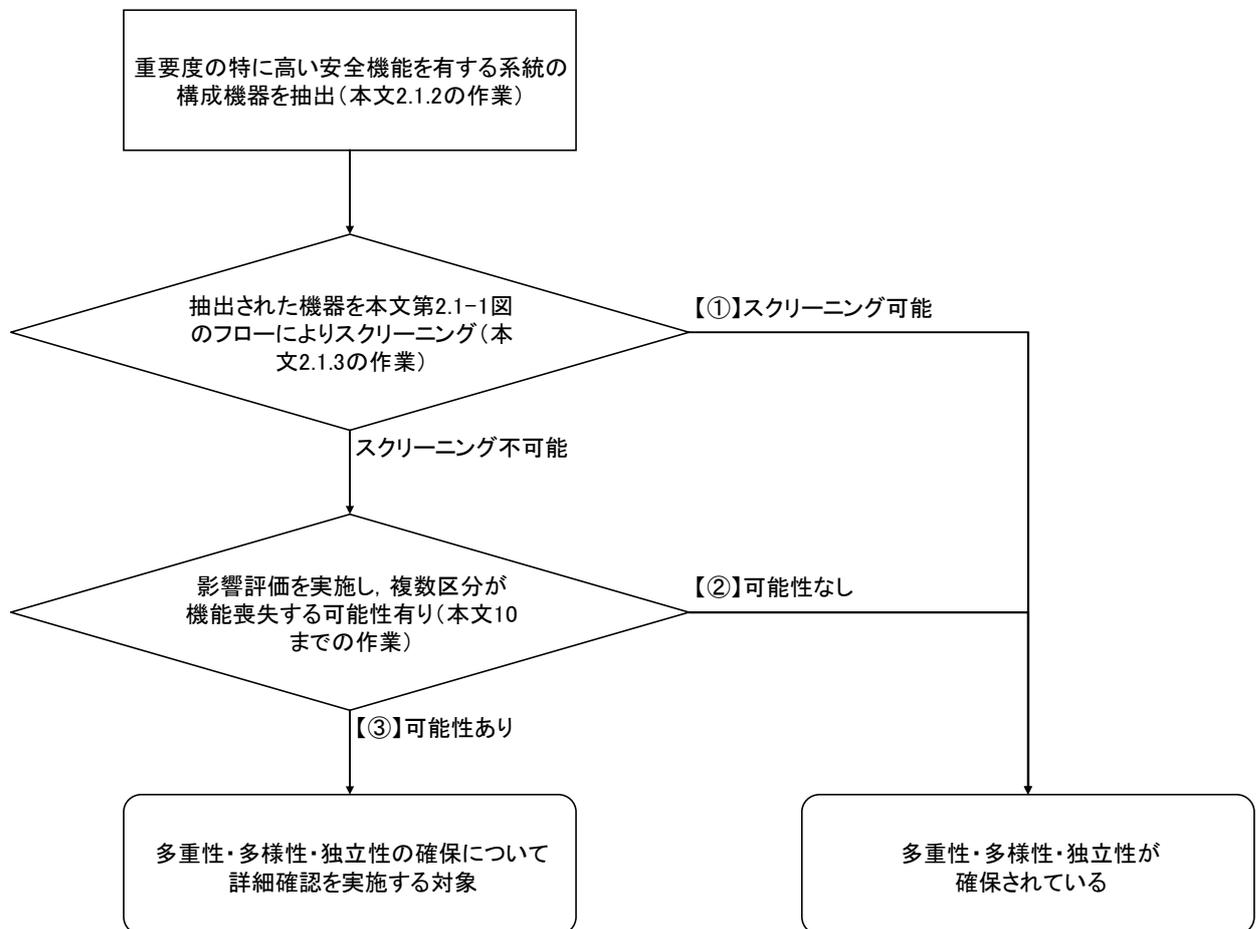
十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

※「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）

2.2.2 確認プロセス

本文第 2.1.1-1 表にて抽出された重要度の特に高い安全機能の洪水事象に対する多重性・多様性・独立性の確保に関して、以下のフロー図（補足第 2.2.2-1 図）により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を補足第 2.2.2-1 表にまとめる。なお、その他の重要度の特に高い安全機能も含めた結果を補足第 2.2.2-2 表にまとめる。

結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題のないことを確認した。



補足第 2.2.2-1 図 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

補足第 2. 2. 2-1 表 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象

機能	対象系統・機器・(区画名)
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	<div data-bbox="874 965 1418 1070" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。 </div>
格納容器内の可燃性ガス制御機能	
原子炉制御室非常用換気空調機能	

2. 2. 3 詳細確認

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系は，何れも同一の区画内に A, B 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事から機能は維持される。

2. 2. 3. 1 想定破損による溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，補足説明資料 19 に示す溢水ガイド附属書 A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に基づいた応力評価及び減肉等の評価を実施し，溢水の影響が無いよう適切な管理を実施することとする。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

2. 2. 3. 2 消火水による溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，固定式消火設備を設置し，消火栓からの放水を行わないことから，消火活動に伴う溢水の影響はない。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水によ

る影響を防止する。

2.2.3.3 地震時の溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，区画内の流体を内包する配管に対し，基準地震動 S_s に対する耐震性を確保することから，区画内での溢水が発生しない。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
a	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構／水圧制御ユニット (スクラム機能))	②
a	未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系	②
d	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	①
c	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	②
b	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②
b, c	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	②
b	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	②
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	②
d	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	③

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
d	格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	②
d	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	③
g	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系	②
g	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系	②
g	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	②
g	非常用の直流電源機能	直流電源系 (非常用所内電源)	②
g	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	②
g	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	②
g	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系	②
g	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	③
g	圧縮空気供給機能	駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)	②

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
d	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	①
d	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	①
a	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉緊急停止の安全保護回路	①
b, c, d	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系の安全保護回路	① ②
g	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置	① ②
g	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力	① ②
g	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率	① ②

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
g	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [格納容器スプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度	① ②
g	直接関連系	非常用電気品区域換気空調系 換気空調補機非常用冷却水系	②

※1：「a」：『止める』に関連する機能

「b」：『冷やす（高圧注水）』に関連する機能

「c」：『冷やす（低圧注水／低温停止）』に関連する機能

「d」：『閉じ込める』に関連する機能

「e」：『プール冷却』に関連する機能

「f」：『プールへの給水』に関連する機能

「g」：サポート系機能

2.3 第十二条 第3項への適合について

2.3.1 自然現象による溢水影響の考慮

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、純水タンク・ろ過水タンクを自然現象による影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、補足第2.3.1-1表に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。

なお、直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査にて説明する。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。
2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、問題ないことを確認している。詳細については本文 7～9 を参照。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象からタンクの損傷はないと判断。
3	降水	降水による直接的な溢水影響が考えられるが、外郭防護によりプラントへの影響はない。	<荷重（堆積荷重）> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はない。よって、本事象からタンクの損傷はないと判断。
4	積雪	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（堆積荷重）> 建築基準法における積雪荷重（積雪高さ 170cm）に基づき設計されており、基準積雪量(167cm)よりも余裕があるため、タンクの損傷はないと判断。
5	雪崩	本事象による直接的な溢水影響はない	<荷重（衝突）> タンク周辺に急峻な斜面が無いことから、タンクに影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象からタンクの損傷は無いと判断。
6	ひょう、あられ	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（衝突）> 竜巻の影響に包絡される。(No.12 参照)
7	氷嵐／雨水／みぞれ	氷嵐，雨水，みぞれの浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、外郭防護によりプラントへの影響はない。	<荷重（堆積）> タンクへの雨水等着氷による影響はなく、本事象からタンクの損傷は無いと判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
8	氷晶	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（堆積）> タンクへの氷晶付着による影響はなく，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
9	霜，霜柱	本事象による直接的な溢水影響はない。	<タンクへの霜の付着，敷地での霜柱生成> タンクへの霜付着による影響はなく，霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
10	結氷板，流氷，氷壁	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
11	風（台風含む）	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（風圧，衝突）> 消防法における最大瞬間風速（60m/s）に基づいた設計がされており，基準風速（40.1m/s）よりも裕度があるため，風圧によるタンクの損傷はないと判断。飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。（No.12 参照）
12	竜巻	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（風圧，衝突）> 設計竜巻の最大風速（69m/s）に対して，側板座屈の可能性が否定できないため，タンク損傷の可能性があり，また 飛来物の衝突によっても，タンク損傷の可能性もある。しかし本損傷モードでのタンクの溢水によるプラントへの影響については，「10.1 屋外タンクの溢水による影響」の評価に包絡されるため，問題ない。詳細については，「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。
13	砂嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での砂嵐の発生> 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象からタンクの損傷は無いと判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
14	霧, 靄	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での霧, 靄 (もや) の発生> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
15	高温	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 高温によるタンク保有水の膨張は考えられるが, 本事象からタンクの損傷は無いと判断。(設計温度 66℃)
16	低温	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> タンクの設計温度は-13℃であり, 低温の設計基準の-17℃よりも高いため, タンク保有水の凍結による膨張でタンク損傷の可能性もあるが, 保有水が凍結しているため大規模な流出とならない。
17	高温水 (海水温高)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
18	低温水 (海水温低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
19	極限的な圧力 (気圧高/低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
20	落雷	本事象による直接的な溢水影響はない。	<雷サージ及び誘導電流> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
21	高潮	高潮の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
22	波浪	波浪の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
23	風津波	風津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
24	外部洪水	外部洪水の浸水による直接的な溢水影響は考えられるが、津波以外の外部洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられ、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、プラントへの影響は無いと判断。	<浸水> 津波以外の外部洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、タンクの損傷は無いと判断。
25	池・河川の水位低下	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
26	河川の迂回	河川の迂回の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、外部洪水と同様、本事象からプラントへの影響は無いと判断。	<浸水> 外部洪水と同様、本事象からタンクの損傷は無いと判断。
27	干ばつ	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
28	火山	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（堆積）> タンク上部が設置許可申請書記載の値による火山灰堆積荷重（約 4.4kN/m ² ）に対し，設計裕度（約 5.0kN/m ² ）をもっているため，タンクの損傷はないと判断。
			<腐食> 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響が考えられるが，腐食の進行は時間スケールの長い事象であり，短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。
29	地滑り	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（衝突）> 地滑りが発生した場合の影響は，地震の影響に包絡される。（No.1 参照）
30	海水中の地滑り	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
31	地面隆起	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地盤安定性> 地盤の隆起は地震に伴う事象であり，地震の影響に包絡される。（No.1 参照）
32	土地の浸食，カルスト	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地盤安定性> 土壌の流出による荒廃，地盤沈下に伴うタンク周辺地面の浸食によるタンクへの影響が考えられるが，土地の浸食は，時間スケールの長い事象であり，短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
33	土の伸縮	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
34	海岸浸食	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
35	地下水 (多量/枯渇)	地下水多量の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、外郭防護によりプラントへの影響はない。	<p><浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
		地下水枯渇による直接的な溢水影響はない。	<p><地下水の枯渇による地盤沈下> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
36	地下水による 浸食	地盤の不安定さによる直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> 短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
		地下水による浸食で生じる浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、外郭防護によりプラントへの影響はない。	<p><浸水> 時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
37	森林火災	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><熱影響> 周辺は非植生で離隔距離(最短距離 98m)がとられているため、熱影響はないと考える。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、タンクの損傷は無いと判断。</p>
			<p><ばい煙による影響> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
38	生物学的事象	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
			<p><齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷，電気機器接触による地絡など> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
39	静振	静振の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが，津波に包絡される。(No.2 参照)	<p><浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
40	塩害，塩雲	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><腐食> 塩害によるタンクの腐食が考えられるが，腐食の進行は時間スケールの長い事象であり，短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
41	隕石/衛星の 落下	隕石衝突による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝突）> 隕石の衝突 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。従って、本事象によるタンクの損傷は考慮しない。</p>
		隕石落下に伴う衝撃波による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝撃波）> 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。従って、本事象によるタンクの損傷は考慮しない。</p>
		隕石の発電所近海への落下に伴う津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、プラントへ影響が及ぶ規模の隕石等の落下は、有意な発生頻度とはならない。従って、本事象によるプラントへの影響は考慮しない。	<p><浸水> 隕石の発電所近海への落下に伴う津波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。従って、本事象によるタンクの損傷は考慮しない。</p>
42	太陽フレア 磁気嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><太陽フレアの地磁気誘導電流> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>

内部溢水により想定される事象について

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

以下に事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。

3.1 想定される事象の評価プロセス

3.1.1 前提条件

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ▶ 内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部溢水発生により機能が喪失するが、それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。
- ▶ 原子炉建屋又はタービン建屋において内部溢水が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する（溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する）。
- ▶ 原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部溢水は、当該建屋以外に影響は及ばない。

3.1.2 抽出プロセスの考え方

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

発生する事象の抽出にあたっては、ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生し得るのか、外乱発生後に事象がどのように進展するのかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての溢水区画について評価することが考えられる。そのためには、常用系等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、溢水区画毎に溢水影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的で無いことから、防護対象設備に該当しない常用系等の設備は、設置された溢水区画によらず溢水影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により評価することとする。以上を踏まえ、原子炉建屋及びタービン建屋で内部溢水により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘発される過渡事象等の起因事象（以下、「代表事象」という）を特定する。更に代表事象が重畳することも考慮する。

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

以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(補足第 3.1.2-1 図)

【ステップ 1】

評価事象を網羅的に抽出するため、『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』(以下、「安全評価審査指針」という。)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。(補足第 3.2-1 図参照)

【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。(補足第 3.2-1 図参照)

【ステップ 3】

ステップ 2 で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは、常用系等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された溢水区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるかと仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における溢水の影響は他方の建屋に及ばないとする。(補足第 3.2-1 図参照)

【ステップ 4】

ステップ 2 及びステップ 3 での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、再循環ポンプのトリップについては、溢水の規模により 1 台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(補足第 3.2-1 図参照)

【ステップ 5】

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

【ステップ 6】

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

【ステップ 7】

原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。

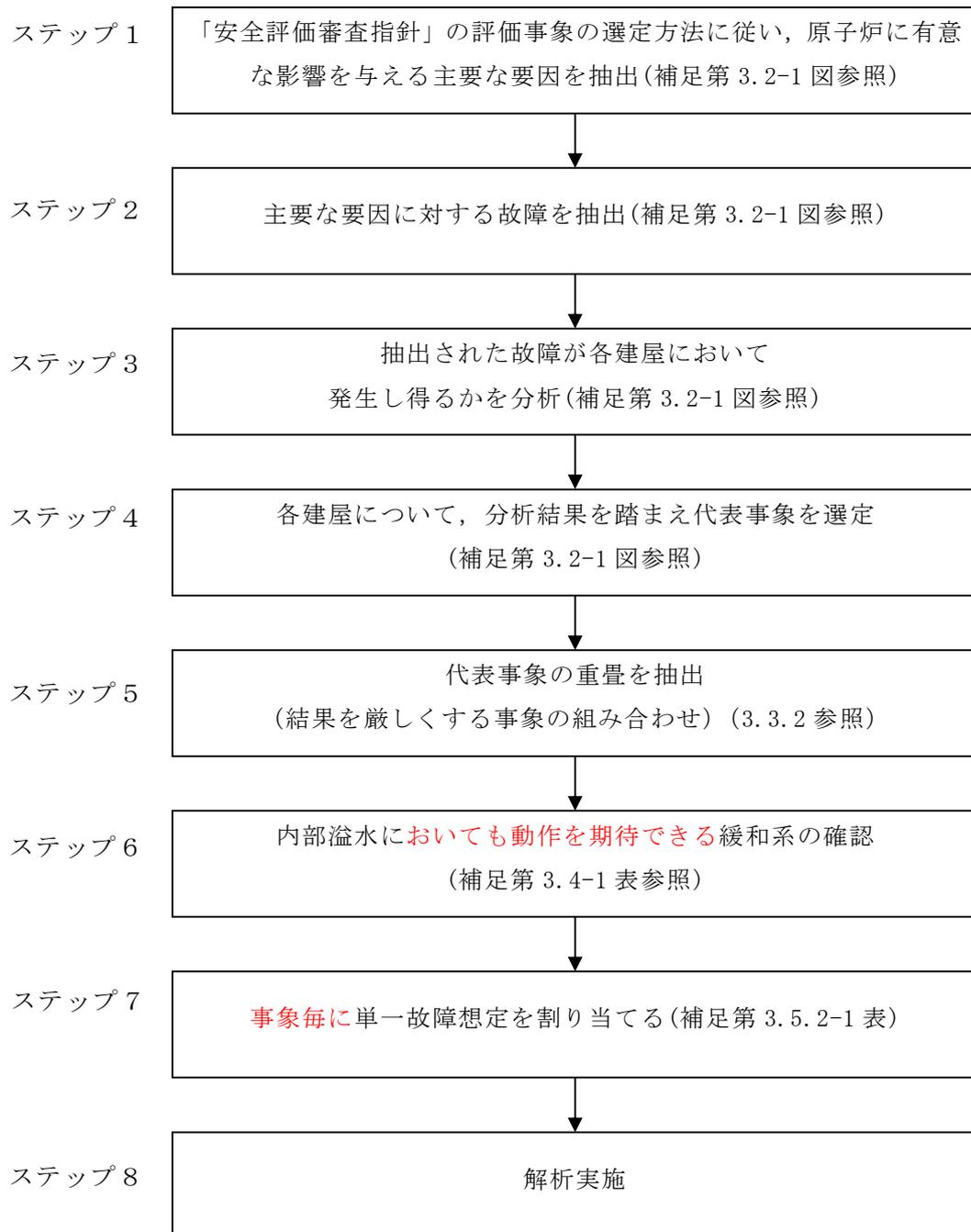
なお、ここでは、内部溢水により溢水影響を受ける設備*が機能喪失してい

ることを前提に、溢水影響を受けない溢水区画にある設備に単一故障を更に重ねる。

※：本資料「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

【ステップ 8】

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



補足第 3.1.2-1 図 評価プロセス

3.2 代表事象の抽出

安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を補足第 3.2-1 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。

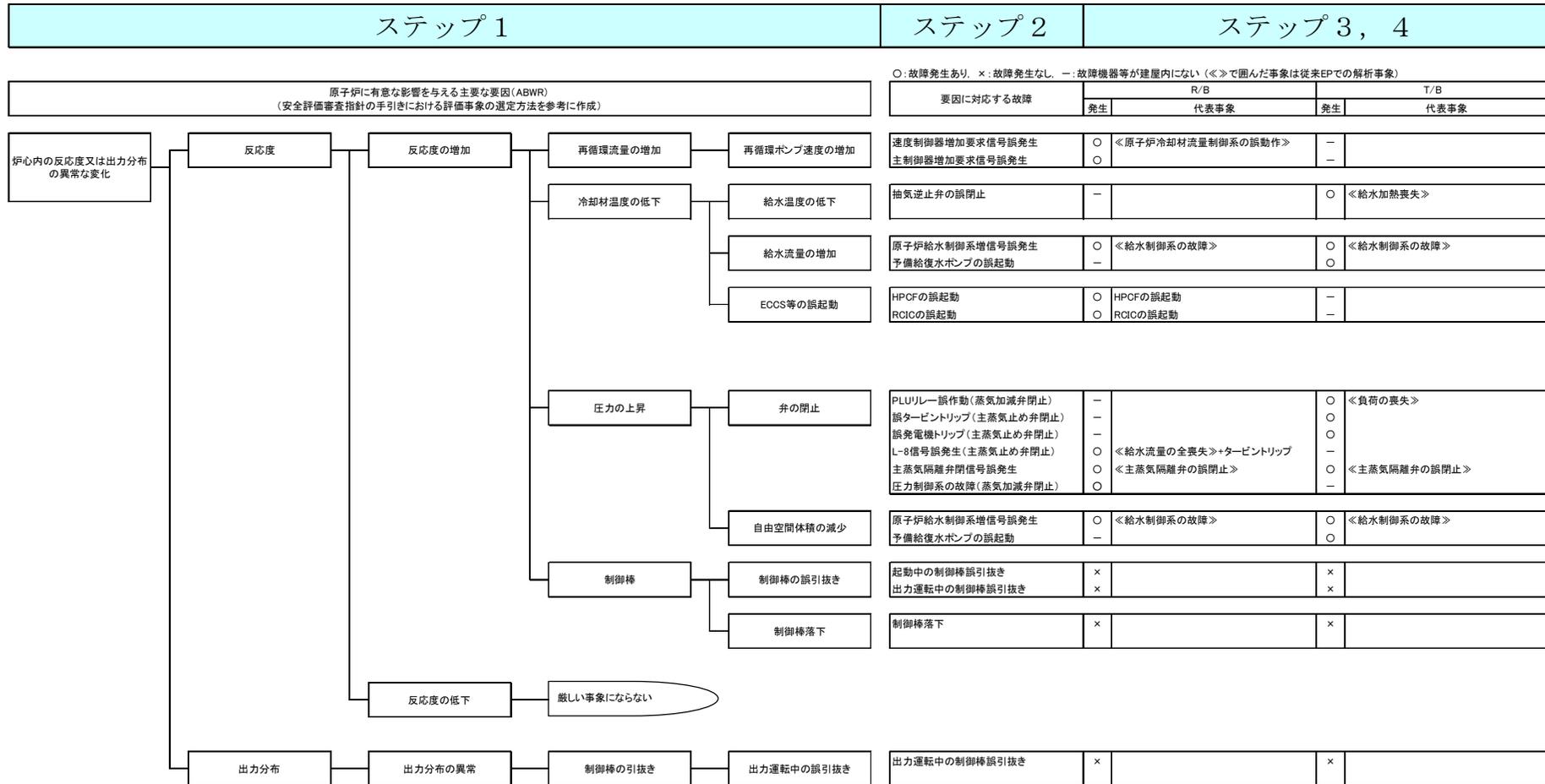
補足第 3.2-1 図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を補足第 3.2-1 表に示す。

補足第 3.2-1 表 抽出された代表事象

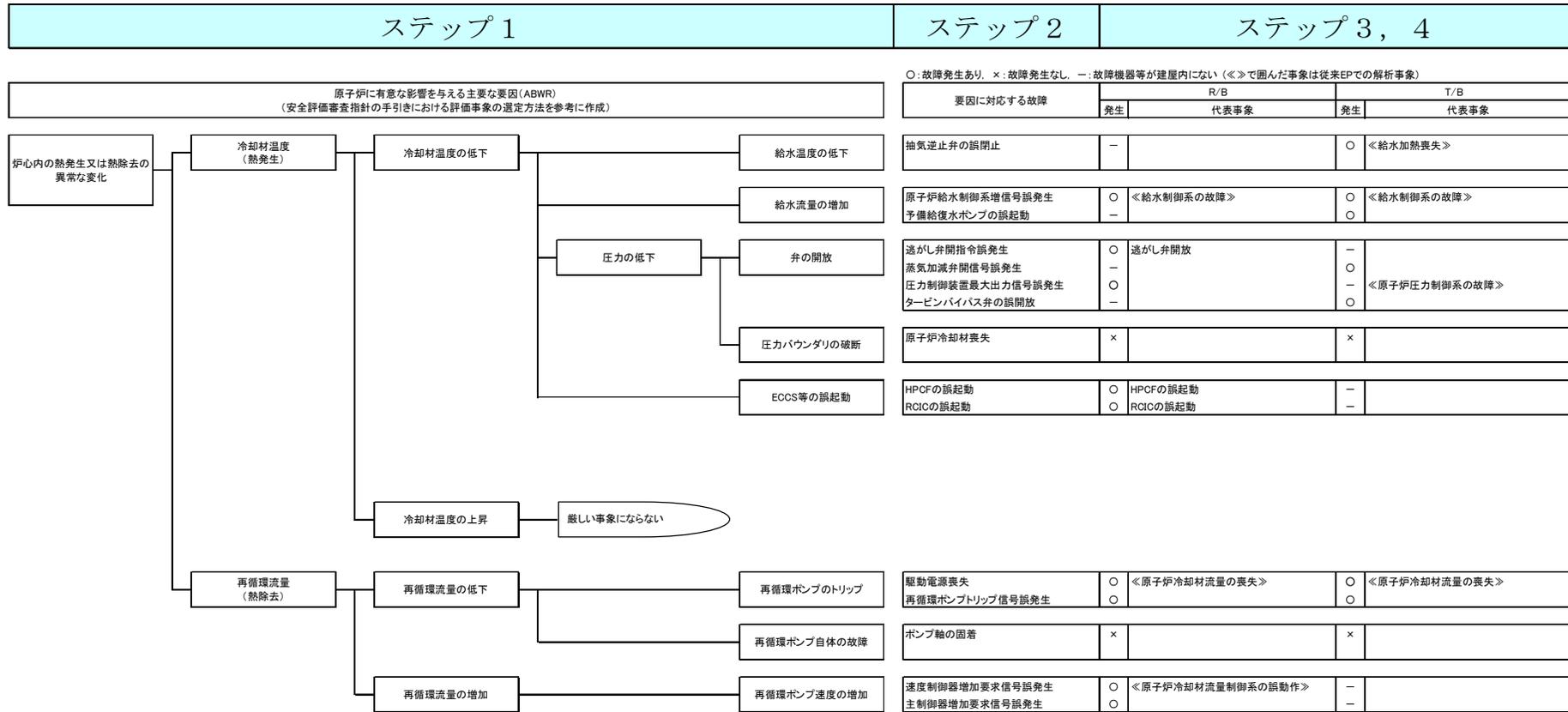
抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉冷却材流量の喪失	○	○※1
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○
逃がし弁開放	○	—
給水制御系の故障（流量減少）	○	—※2
給水制御系の故障（流量増加）	○	○
HPCF の誤起動	○	—
RCIC の誤起動	○	—
給水加熱喪失	—	○
負荷の喪失	—	○
原子炉圧力制御系の故障	—	○
給水流量の全喪失	—	○

※1：原子炉建屋では再循環ポンプ全台トリップ，タービン建屋では部分台数トリップを想定

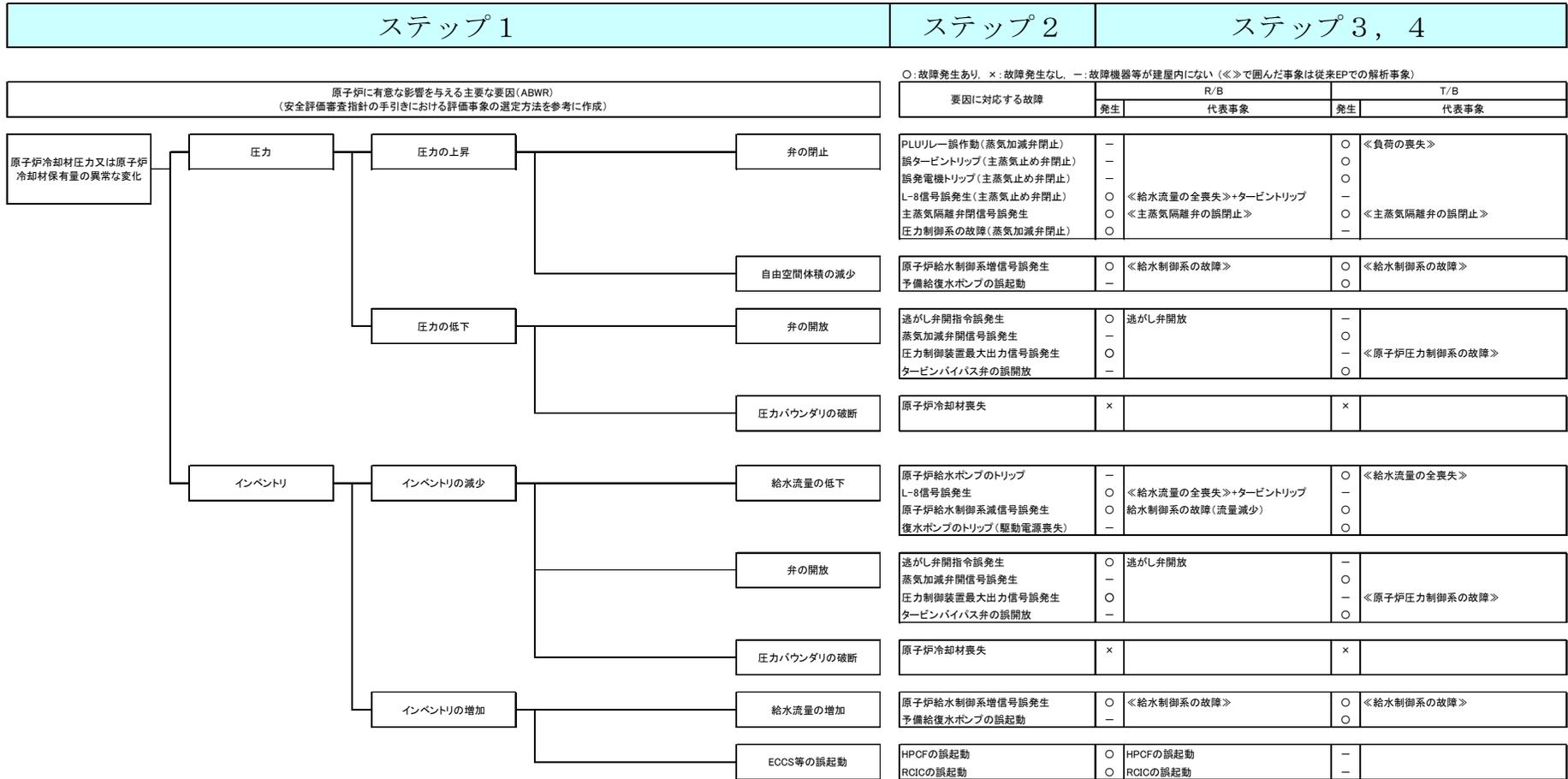
※2：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定



補足第 3.2-1 図 外乱分析図 (1/3)



補足第 3.2-1 図 外乱分析図 (2/3)



補足第 3.2-1 図 外乱分析図 (3/3)

3.3 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ5】

3.3.1 重畳を考慮すべき事象の分析

3.2にて抽出した原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を補足第3.3.1-1表及び補足第3.3.1-2表に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を補足第3.3.1-3表に示す。

補足第3.3.1-1表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由※
I	原子炉冷却材流量の喪失	考慮	—
II	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—
III	給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—
IV	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V	逃がし弁開放	—	①
VI	給水制御系の故障(流量減少)	—	②
VII	給水制御系の故障(流量増加)	考慮	—
VIII	HPCFの誤起動	—	理由①(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)
IX	RCICの誤起動	考慮	—

補足第3.3.1-2表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由※
I	給水加熱喪失	考慮	—
II	原子炉冷却材流量の喪失	—	③
III	負荷の喪失	考慮	—
IV	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V	原子炉圧力制御系の故障	—	①
VI	給水流量の全喪失	—	②
VII	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 圧力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。

- ② 再循環流量の減少を伴わず，出力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。
- ③ 再循環流量が減少する事象について，ABWR の RIP はタービン建屋側信号により部分台数トリップとなり，炉心流量の減少による過度な炉心冷却能力の低下はないため，重畳しても結果を厳しくしない。

補足第 3.3.1-3 表 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に，再循環ポンプが同時に全台停止し，炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量まで大幅に低下して，炉心の冷却能力が低下する事象。
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に，再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し，原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失 +タービントリップ	原子炉の出力運転中に，原子炉水位高信号の誤発生によりタービンがトリップすると共に，原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に，主蒸気隔離弁が閉止し，原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障 (流量増加)	原子炉の出力運転中に，給水流量が急激に増加し，炉心入口サブクーリングが増加して，原子炉出力が上昇する事象。
RCIC の誤起動	原子炉の出力運転中に，RCIC が誤起動し，炉心入口サブクーリングが増加して，原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に，給水加熱器への蒸気流量が喪失して，給水温度が徐々に低下し，炉心入口サブクーリングが増加して，原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に，発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し，原子炉圧力が上昇する事象。

3.3.2 抽出事象に対する重畳の分析結果

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

この検討においては、2つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、または、重畳を考慮しない（単独の事象）方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。

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

3.3.2.1 原子炉建屋における代表事象の重畳

補足第3.3.1-1表にて抽出された事象について、スクラムのタイミングなどのプラント挙動について整理した結果を、補足第3.3.2-1表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を補足第3.3.2-3表に示す。

補足第3.3.1-1表に示すとおり、原子炉建屋における内部溢水を想定した場合、9つの事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系故障」及び「再循環ポンプ全台トリップ+給水制御系故障」の解析を行うこととする。

3.3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳

補足第3.3.1-2表にて抽出された事象について、スクラムのタイミングなどのプラント挙動について整理した結果を、補足第3.3.2-2表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を補足第3.3.2-4表に示す。

補足第3.3.1-2表に示すとおり、タービン建屋における内部溢水を想定した場合、7つの事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系故障」の解析を行うこととする。

補足第 3.3.2-1 表 解析結果（原子炉建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力／ 圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 原子炉冷却材流量の喪失	炉心流量急減 (約 2 秒後)	炉心流量低下に伴う ボイド率増加により 出力減少	低下	出力:初期値を超えない 圧力:約 8.23 MPa[gage]	約 1 秒後に沸騰遷移発生 逃がし弁機能を期待し ない評価での圧力
II 原子炉冷却材流量系の誤動作	中性子束高 (約 11 秒後)	炉心流量増加に伴う ボイド率減少により 出力増加	増加	出力:約 130% 圧力:約 7.10MPa[gage]	初期条件:定格出力の 65%, 定格炉心流量の 42%での解析
III 給水流量の全喪失 +タービントリップ (L8 誤信号) ※	主蒸気止め弁閉 (約 0.1 秒)	原子炉圧力上昇に伴う ボイド率減少により 出力増加	4 台ポンプトリップに より低下	出力:約 123% 圧力:約 8.05MPa[gage]	TBV 不作動時は出力約 138%, 圧力約 8.32MPa
IV 主蒸気隔離弁の誤 閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒)	原子炉圧力上昇に伴う ボイド率減少により 出力増加	—	出力:初期値を超えない 圧力:約 8.08MPa[gage]	
VII 給水制御系の故障 (流量増加)	主蒸気止め弁閉 (約 11 秒後) (原子炉水位高→タービ ントリップ→)	炉心入口サブクール 増大より出力増加	— (スクラムと同時に 4 台 ポンプトリップにより低 下)	出力:約 124% 圧力:約 8.06MPa[gage]	
IX RCIC の誤起動	RCIC の注水流量は定格給水流量の約 3%であり, 給水制御系の故障時の流量増加分 (36%) と比べると影響は小さい。				

補足 3-12

※: 給水流量の全喪失は, 事象発生後約 7 秒で原子炉水位低スクラムに至る事象進展がタービントリップに比べ緩やかな事象であることから, タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

補足第 3.3.2-2 表 解析結果 (タービン建屋)

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失 ※	中性子束高 (熱流束相当) (約 91 秒)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 119% 圧力: 約 7.21MPa [gage]	
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 (約 0.075 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	4 台ポンプトリップにより低下	出力: 約 123% 圧力: 約 8.05MPa [gage]	TBV 不作動時は出力約 138%, 圧力約 8.32MPa
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 圧力: 約 8.08MPa [gage]	
VII 給水制御系の故障 (流量増加)	主蒸気止弁閉 (原子炉水位高→タービントリップ→) (約 11 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 124% 圧力: 約 8.06MPa [gage]	

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

補足第 3.3.2-3 表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析（原子炉建屋）

	Ⅲ 給水流量の全喪失 +タービントリップ	Ⅳ 主蒸気隔離弁の誤閉止	Ⅶ 給水制御系の故障（流量増加）
Ⅰ 原子炉冷却材流量 の喪失	×	×	○
	事象発生直後にスクラムに至るⅢに包 絡される。	事象発生直後にスクラムに至るⅣに包 絡される。	Ⅰの要因でのスクラムまでに、Ⅶの炉 心入口サブクール増加での出力上昇の 影響で結果を厳しくする可能性あり。
Ⅱ 原子炉冷却材流量 系の誤動作	×	×	×
	事象発生直後にスクラムに至るⅢに包 絡される。	事象発生直後にスクラムに至るⅣに包 絡される。	炉心流量の増加及び給水流量増加に伴 う炉心入口サブクールの増加により、 原子炉出力が増加する。反応度の印加 が単独事象より大きく早期にスクラム に至るため、両者の内で厳しい給水制 御系の故障の単独事象の方が厳しい結 果となると考えられる。
Ⅲ 給水流量の全喪失 +タービントリップ	—	×	—
		どちらも弁閉止による圧力増加事象で ある。より急速な圧力上昇をもたらす Ⅲに包絡される。	（給水流量の全喪失と給水制御系の故 障（流量増加）は相反する事象のため、 重畳しない。）
Ⅳ 主蒸気隔離弁の誤 閉止	—	—	×
			事象発生直後にスクラムに至るⅣに包 絡される。

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

注：Ⅰ，Ⅱの組み合わせは、冷却材流量の増加／減少と相反する事象のため、表から除外した。

補足第 3.3.2-4 表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析（タービン建屋）

	Ⅲ 負荷の喪失	Ⅳ 主蒸気隔離弁の誤閉止	Ⅶ 給水制御系の故障（流量増加）
Ⅰ 給水加熱喪失	×	×	×
	事象発生直後にスクラムに至るⅢに包絡される。	事象発生直後にスクラムに至るⅣに包絡される。	給水加熱喪失及び給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が増加する。Ⅶによる L8 到達時刻を考慮すると、Ⅰによる出力増加の影響は限定的であり、Ⅶに包絡されると考えられる。
Ⅲ 負荷の喪失	—	×	×
		どちらも弁閉止による圧力上昇事象である。より急速な圧力上昇をもたらすⅢに包絡される。	事象発生直後にスクラムに至るⅢに包絡される。
Ⅳ 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	×
			事象発生直後にスクラムに至るⅣに包絡される。

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

3.4 内部溢水発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水において、動作を期待できる緩和機能を補足第3.4-1表に示す。

補足第3.4-1表 内部溢水発生時に期待できる緩和系

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

※：本資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

3.5 解析における機能喪失の仮定

3.5.1 内部溢水影響による機能喪失の仮定

3.4で示した動作を期待できる緩和機能を前提に、溢水影響により解析において機能喪失を仮定する緩和系を補足第3.5.1-1表に示す。MS-3機能については、内部溢水が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系(RPS) (主蒸気止め弁閉スクラム・加減弁急閉スクラム)については、タービン建屋における内部溢水に対して機能喪失すると仮定する。

補足第3.5.1-1表 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
再循環ポンプトリップ	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

3.5.2 単一故障の仮定【ステップ7】

解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止機能、及び炉心冷却機能に対し、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を補足第3.5.2-1表に示す。なお、原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は補足第3.4-1表のとおりである。

補足第3.5.2-1表 単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none">・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	<ul style="list-style-type: none">・内部溢水影響、及び更に単一故障による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。

3.6 解析の実施【ステップ8】

3.6.1 使用する解析コード

解析にあたっては、補足第3.6.1-1表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード（REDY）及び単チャンネル熱水力解析コード（SCAT）を使用している。

補足第3.6.1-1表 解析コード

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

3.6.2 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。主な解析条件を補足第3.6.2-1表に示す。

補足第 3.6.2-1 表 主な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	4,005 MW
炉心入口流量	47.0×10^3 t/h
原子炉圧力	7.17 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
外部電源	あり

3.6.3 判断基準

内部溢水を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束することを確認する。

3.6.4 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を補足第 3.6.4.1-1 表、補足第 3.6.4.1-2 表及び補足第 3.6.4.2-1 表、並びに補足第 3.6.4.1-1 図、補足第 3.6.4.1-3 図及び補足第 3.6.4.2-1 図に、事象の推移を補足第 3.6.4.1-2 図、補足第 3.6.4.1-4 図及び補足第 3.6.4.2-2 図に示す。

3.6.4.1 原子炉建屋での内部溢水に起因する事象

原子炉建屋での内部溢水に起因する事象の結果について以下に示す。

3.6.4.1.1 給水制御系故障

(a) 原子炉停止状態

給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉止により、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、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

3.6.4.1.2 再循環ポンプ全台トリップ+給水制御系故障

(a) 原子炉停止状態

給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、正の反応度が加わる。一方、再循環ポンプトリップにより炉心流量急減スクラムに至る。

(b) 炉心冷却状態

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

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

3.6.4.2 タービン建屋での内部溢水に起因する事象

タービン建屋での事象、それぞれの結果について以下に示す。

3.6.4.2.1 給水制御系の故障

(a) 原子炉停止状態

給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため、主蒸気止め弁ではスクラムに至らない。ただし、主蒸気止め弁閉により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。

(b) 炉心冷却状態

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

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

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

補足第 3.6.4.1-1 表 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系故障 (MSV 閉スクラム)	中性子束 (%)	161 (-)
	原子炉バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.40(10.34)
	燃料被覆管温度 (°C)	初期値を超えない (1200)
発生事象		時刻 (秒)
給水制御系故障発生		0
原子炉スクラム (MSV 閉)		10.5
安全弁開開始		12.6

補足第 3.6.4.1-2 表 解析結果まとめ表

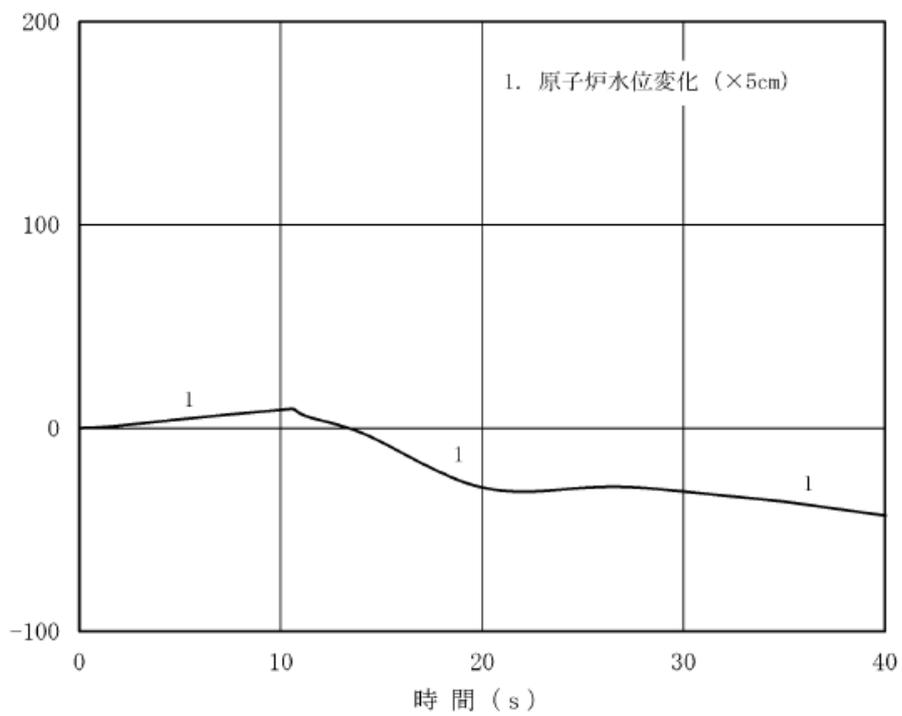
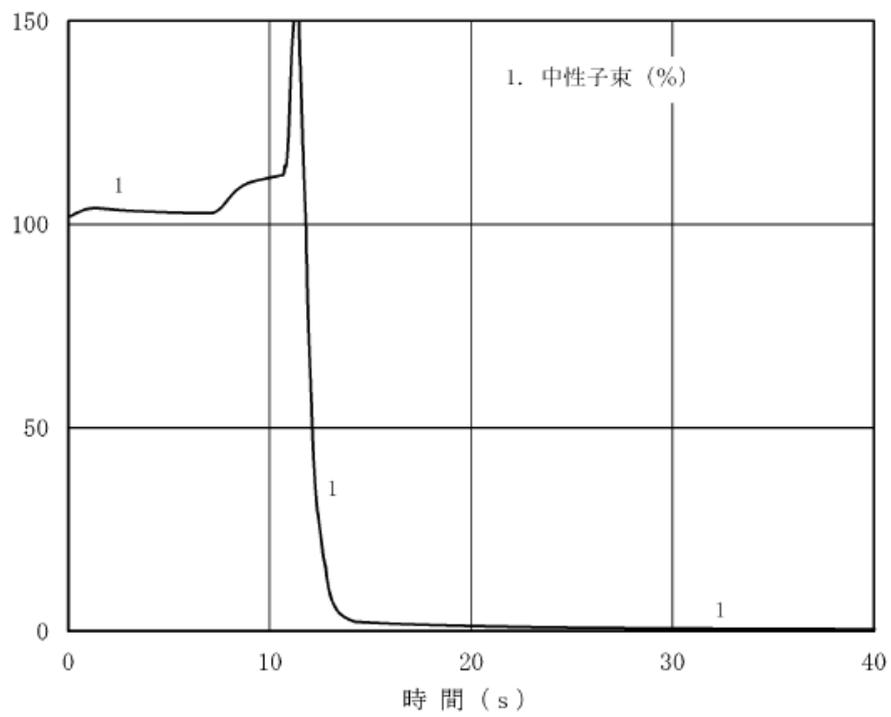
重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
RIP 全台トリップ + 給水制御系故障 (流量急減スクラム)	中性子束 (%)	初期値を超えない (-)
	原子炉バウンダリ圧力 (MPa[gage])	7.76(10.34)
	燃料被覆管温度 (°C)*1	約 540(1200)
		(*1:有効数値 2 桁で記載)
発生事象		時刻 (秒)
RIP 全台トリップ + 給水制御系故障発生		0
原子炉スクラム (流量急減)		2.0
原子炉水位 L8 (給水ポンプトリップ)		2.7

表 3.6.4.2-1 解析結果まとめ表

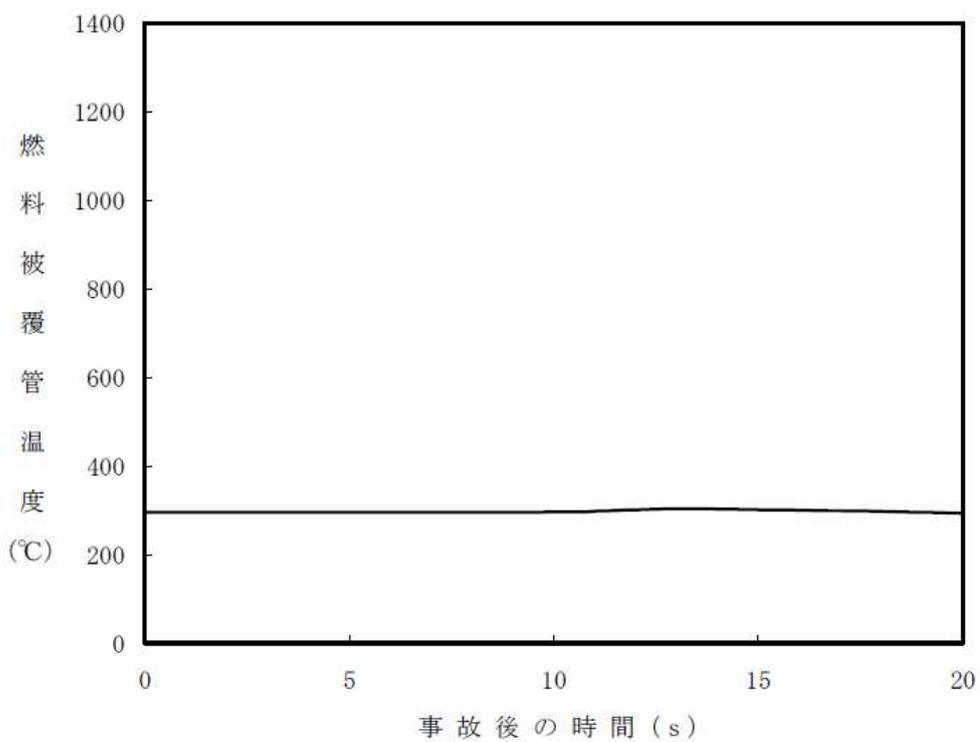
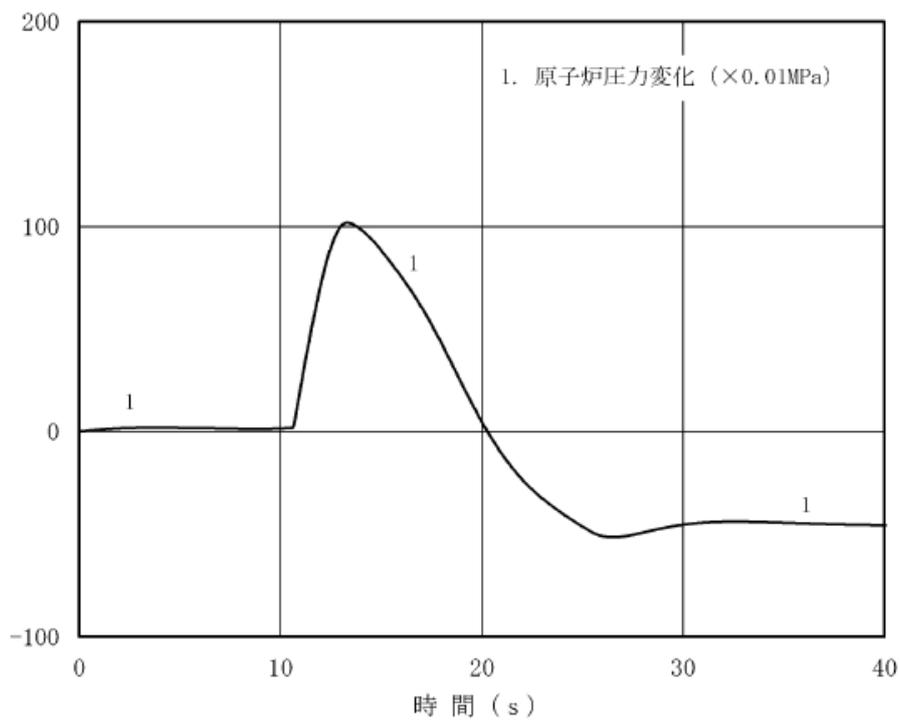
重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系故障 (中性子束高スクラム)	中性子束 (%)	327 (-)
	原子炉バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.67(10.34)
	燃料被覆管温度(°C)*1	約 610(1200)

(*1:有効数値 2 桁で記載)

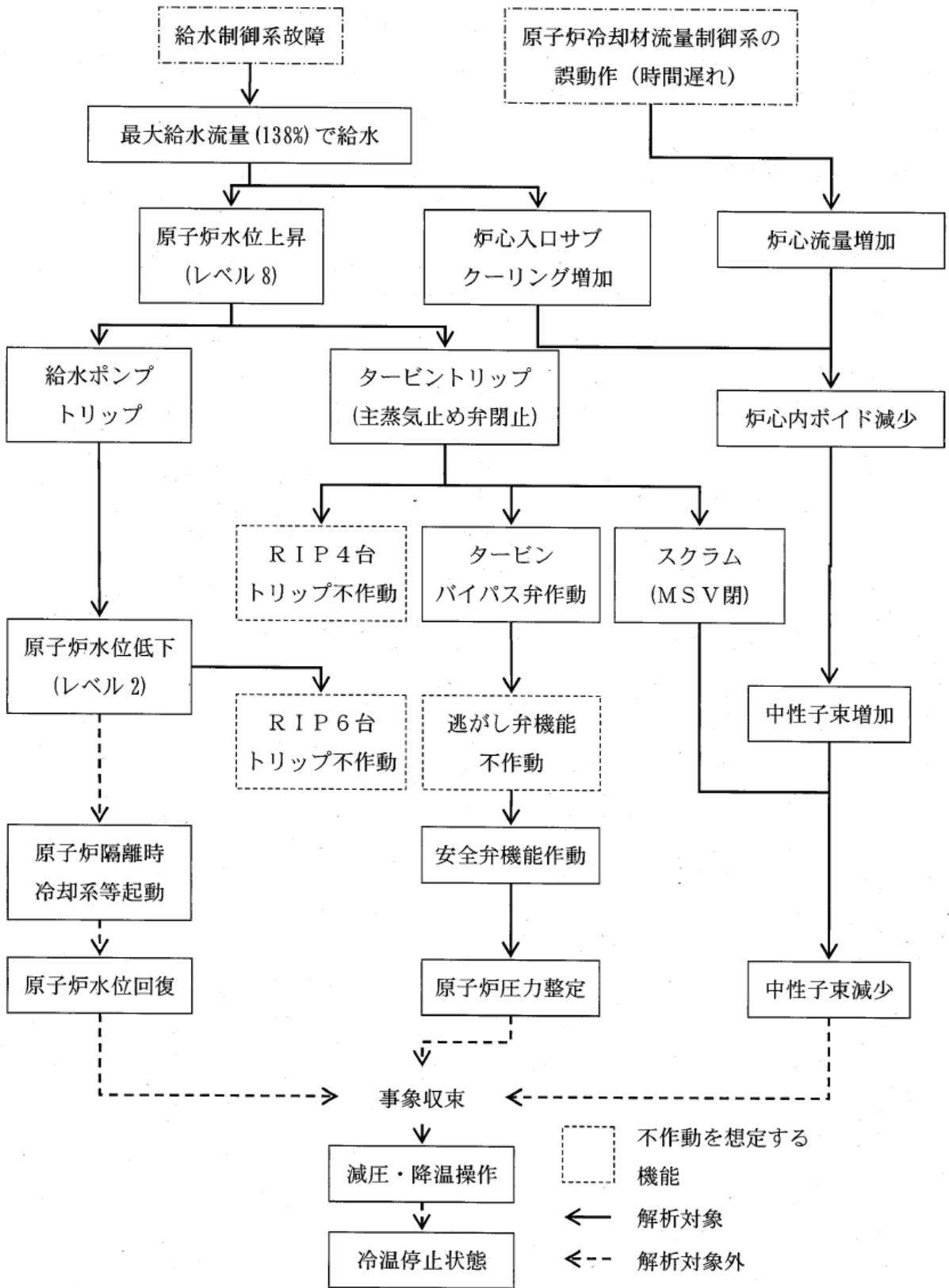
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障発生	0
原子炉水位 L8(給水ポンプトリップ)	10.5
原子炉スクラム(中性子束高)	10.8
逃がし弁開開始	11.4



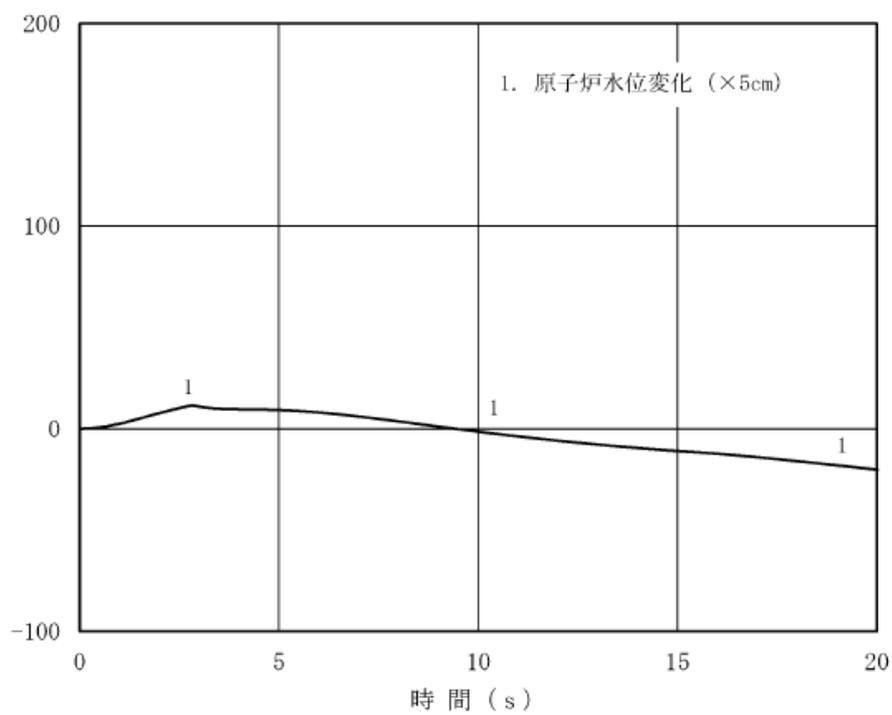
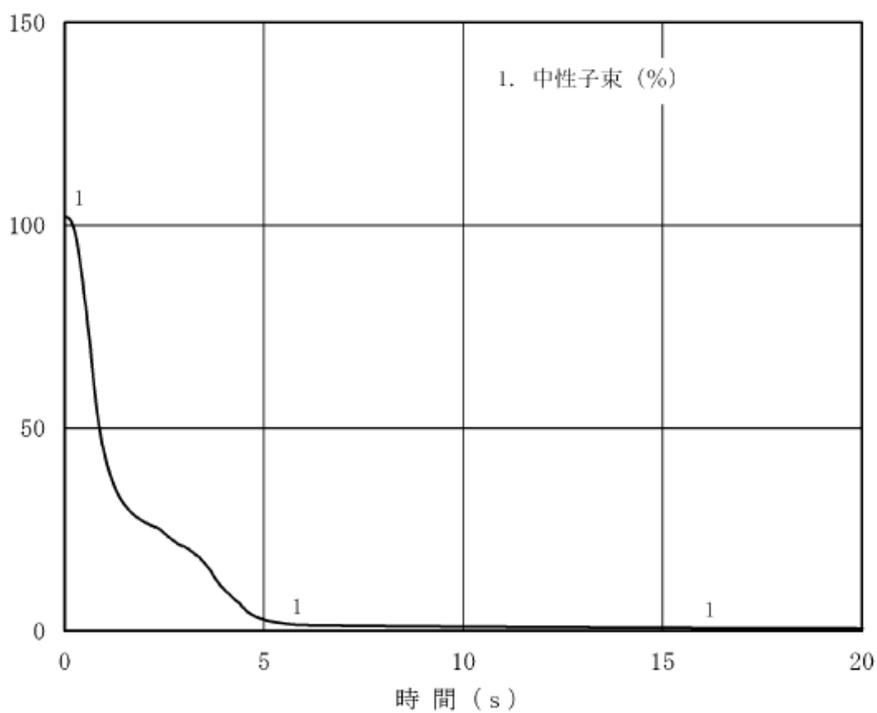
補足第 3.6.4.1-1 図 給水制御系故障解析結果 (原子炉建屋起因)
(1/2)



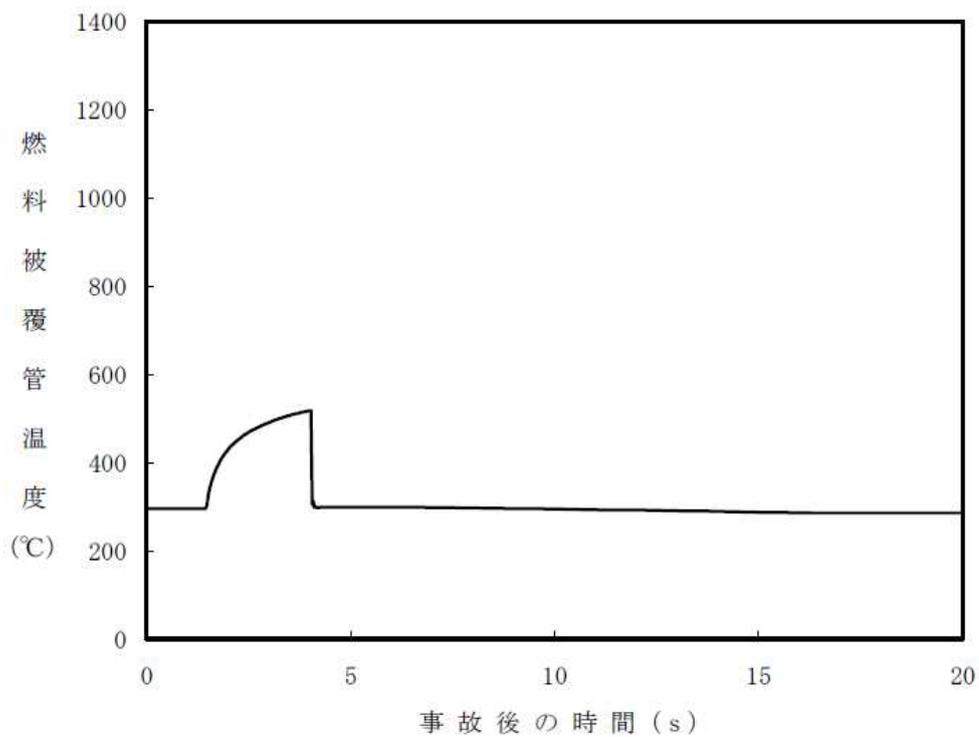
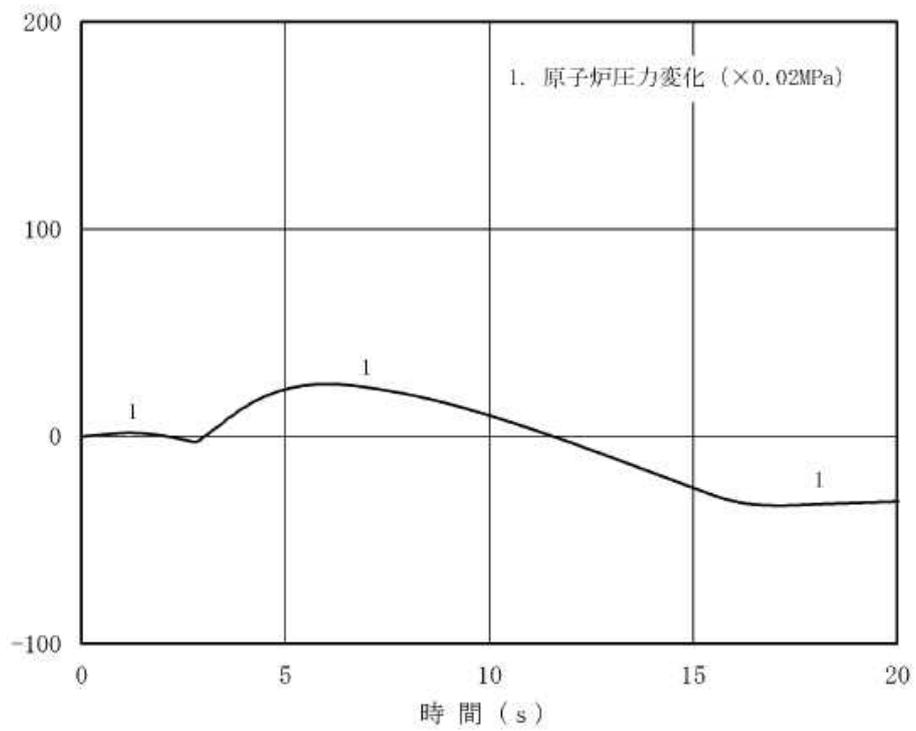
補足第 3.6.4.1-1 図 給水制御系故障解析結果 (原子炉建屋起因)
(2/2)



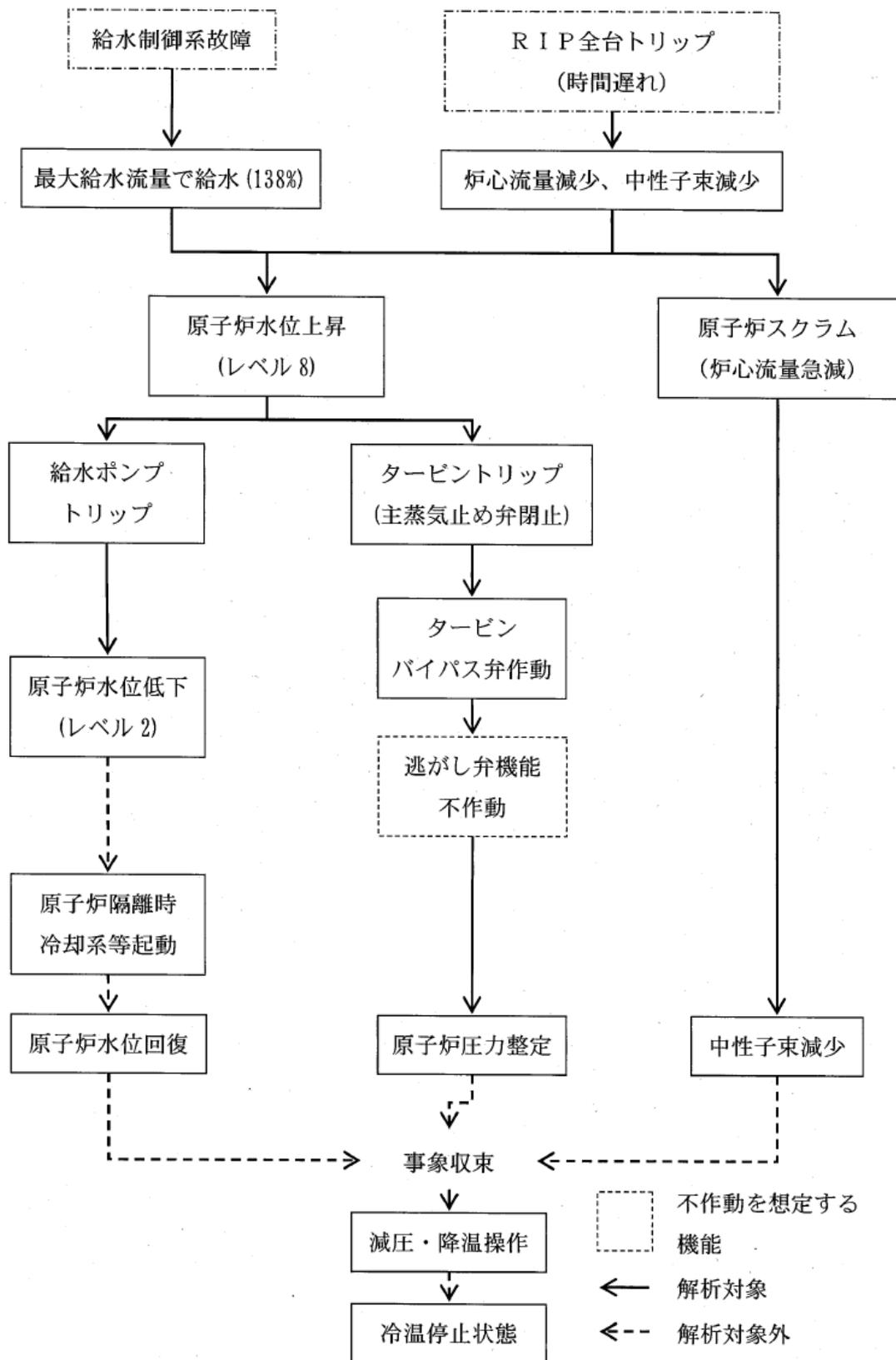
補足第 3.6.4.1-2 図 給水制御系故障事象進展フロー（原子炉建屋起因）



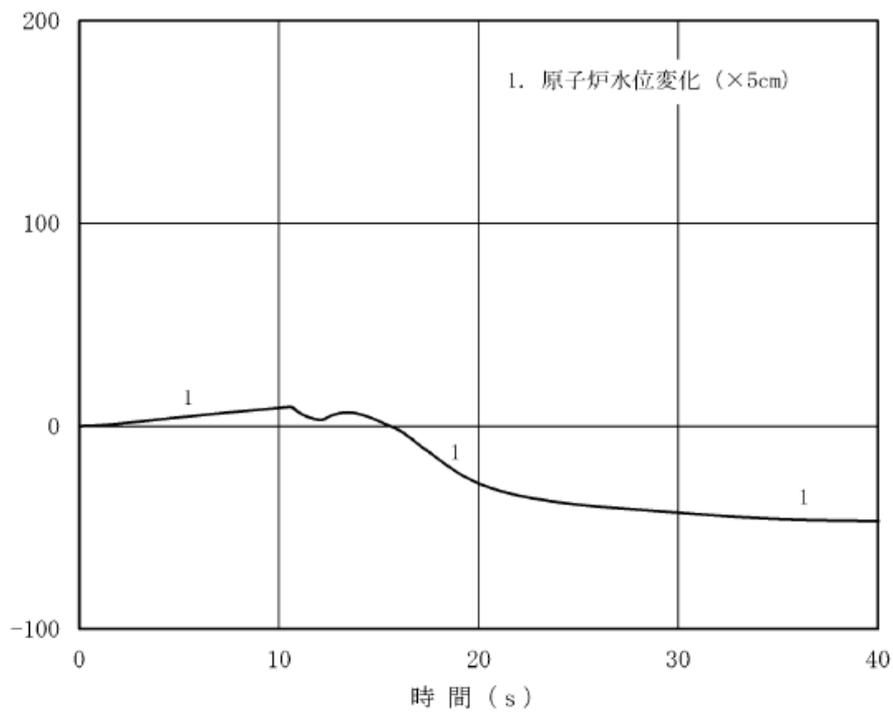
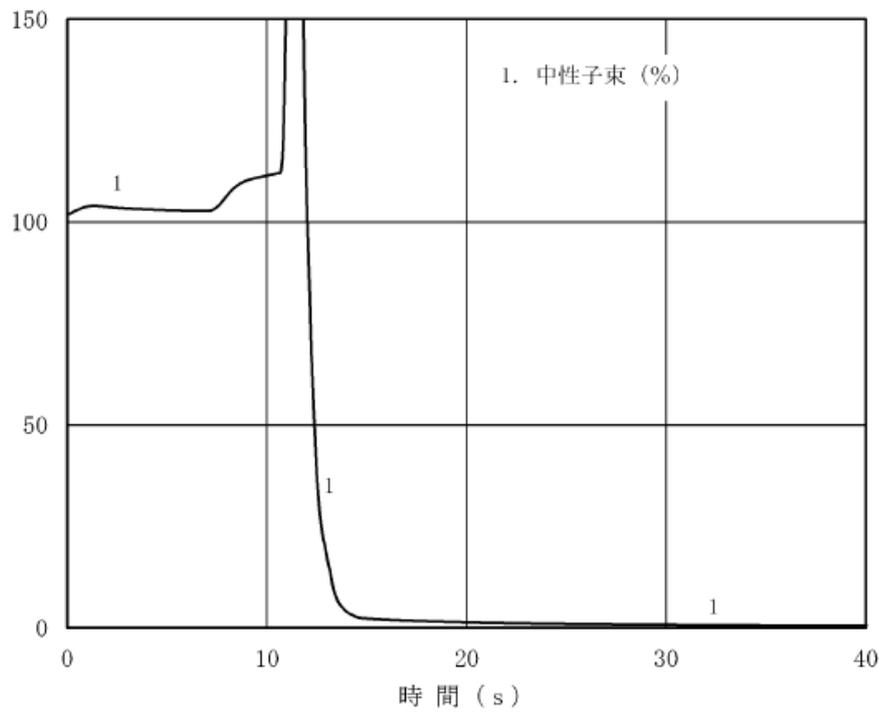
補足第 3.6.4. 1-3 図 再循環ポンプ全台トリップ
 + 給水制御系故障解析結果 (原子炉建屋起因) (1/2)



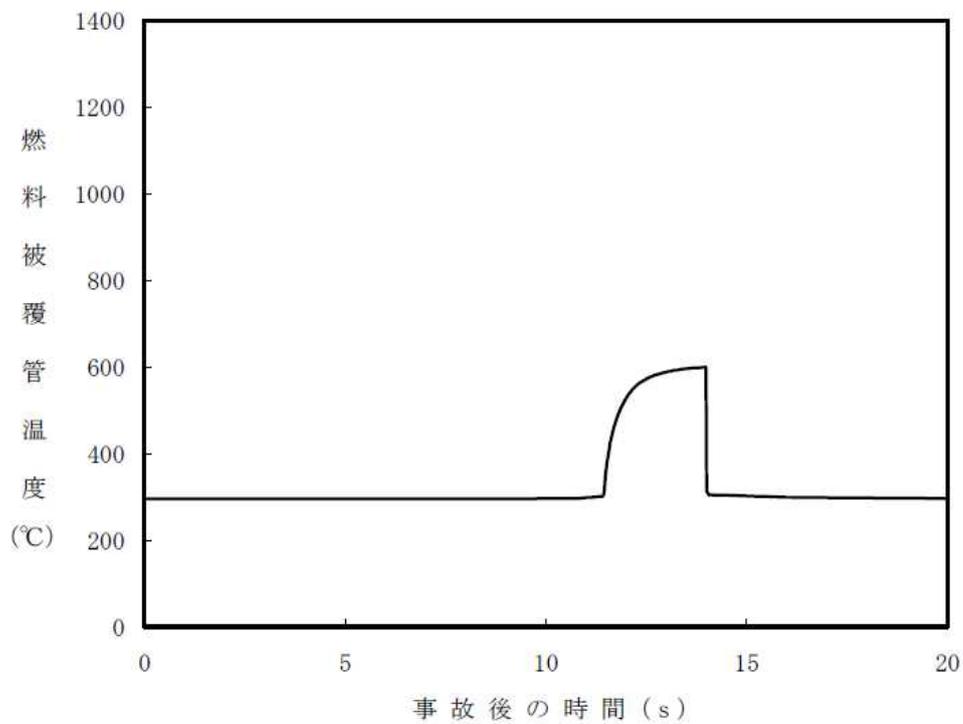
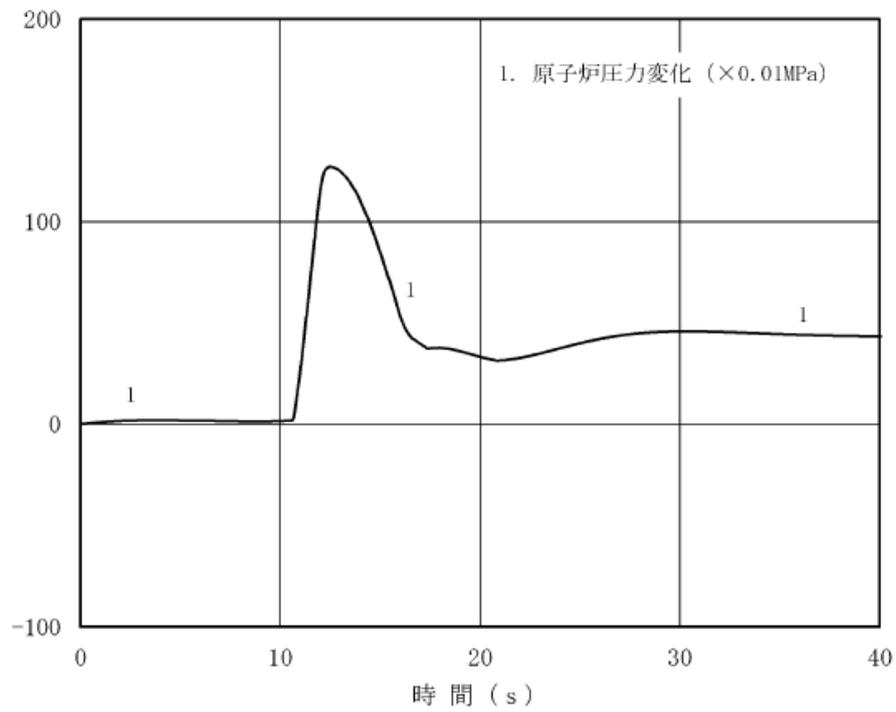
補足第 3.6.4.1-3 図 再循環ポンプ全台トリップ
 + 給水制御系故障解析結果 (原子炉建屋起因) (2/2)



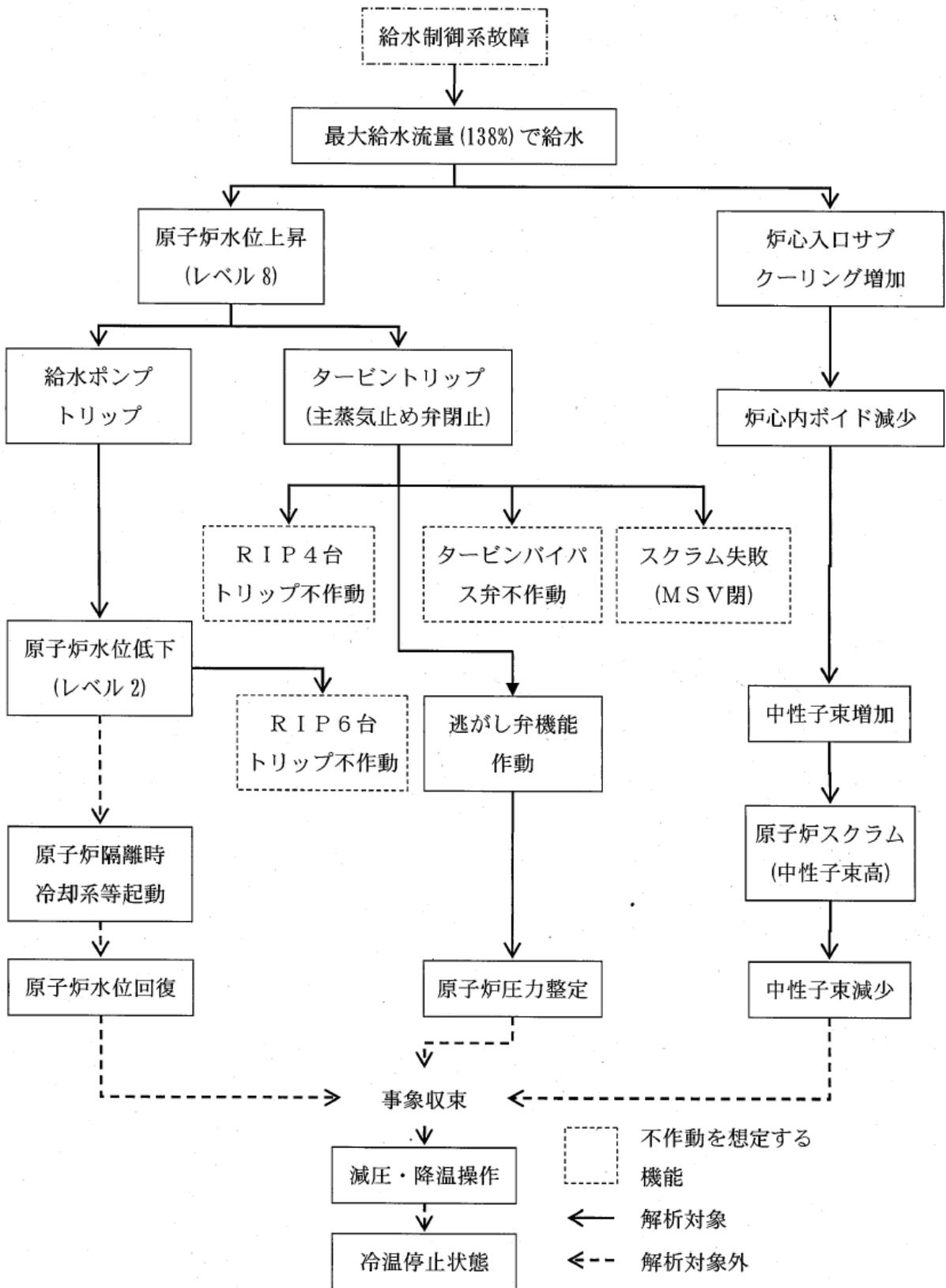
補足第 3.6.4.1-4 図 再循環ポンプ全台トリップ+給水制御系故障
事象進展フロー (原子炉建屋起因)



補足第 3. 6. 4. 2-1 図 給水制御系故障解析結果 (タービン建屋起因) (1/2)



補足第 3.6.4.2-1 図 給水制御系故障解析結果 (タービン建屋起因) (2/2)



補足第 3.6.4.2-2 図 給水制御系故障事象進展フロー (タービン建屋起因)

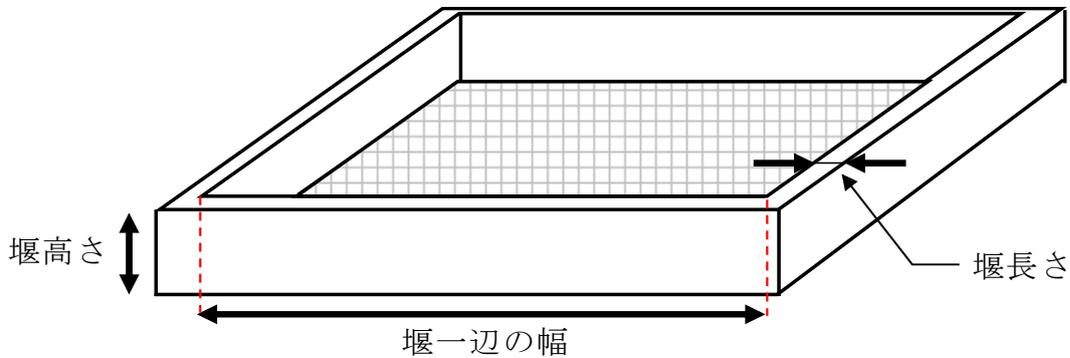
開口部等からの排水について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における，機器搬出ハッチ等の大開口部や床ドレン，常時開放扉からの排水について以下に示す。

4.1 機器搬出入用ハッチ等の大開口部からの排水

4.1.1 大開口部からの流出流量

一般的な機器搬入ハッチの形状を想定し，以下の式を利用して大開口部からの流出流量を算出した。（参考文献「土木学会 水理公式集 昭和 60 年度版」）



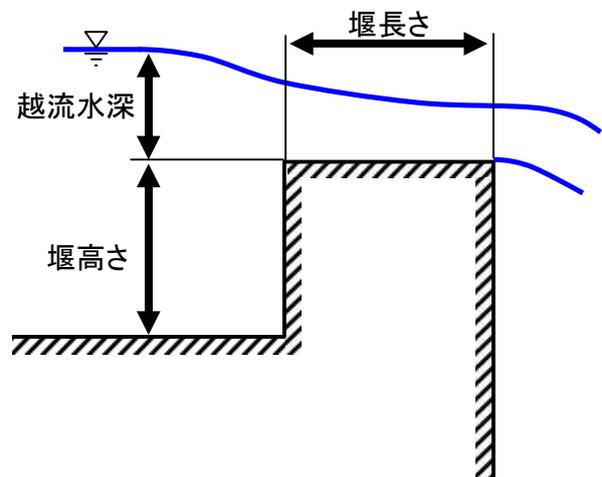
$$Q = C \times B \times h^{3/2}$$

$$\left(\begin{array}{l} 0 < h/L \leq 0.1 \quad (\text{長頂堰}) \\ \Rightarrow C = 1.642 \times (h/L)^{0.022} \\ 0.1 < h/L \leq 0.4 \quad (\text{広頂堰}) \\ \Rightarrow C = 1.552 + 0.083 \times (h/L) \\ 0.4 < h/L \leq (1.5 \sim 1.9) \quad (\text{狭頂堰}) \\ \Rightarrow C = 1.444 + 0.352 \times (h/L) \\ (1.5 \sim 1.9) \leq h/L \quad (\text{刃形堰}) \\ \Rightarrow C = 1.785 + 0.237 \times (h/W) \end{array} \right.$$

狭頂堰と刃形堰の境界値

$$h/L = 1.51 + 0.01 \times (h/W)$$

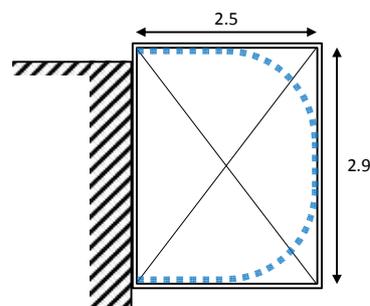
- Q : 流出流量 (m³/s)
- C : 流量係数 (m^{1/2}/s)
- B : 水路幅 (m)
- h : 越流水深 (m)
- L : 堰長さ (m)
- W : 堰高さ (m)



4.1.2 算出結果

前述の式から、原子炉建屋の通路に設置されている排水を期待する大開口部の中で、最も水路幅が小さい7号炉原子炉建屋地下1階南東部ハッチを代表として具体的な流出流量を算出した。水路幅等の各パラメータ値と算出結果を補足第4.1.2-1表にまとめる。なお、水路幅については、周囲の壁等の状況や開口角部で流出が阻害される可能性も考慮し、算出している。

結果としては、越流水深が0.1mにて流出流量は1200m³/h程度となり、これは系統からの流出に対し、大開口部からの排水を期待する系統の中の最大流量657m³/h(柏崎刈羽7号炉 原子炉補機冷却水系)よりも上回っているため、没水高さが堰の上端+0.1m以上となることはない。



なお前述の式に関しては、それ自体に保守性を含むものではないが、現場状況を適切に反映した上で上記のような最も厳しいケースを想定した場合でも、系統からの流出量に比べて開口からの流出量が十分に大きく、十分な裕度を有したものととなっている。

補足第4.1.2-1表 開口部の各パラメータ値及び流出流量算出結果

B : 水路幅 (m)	6.8
h : 越流水深 (m)	0.1
L : 堰長さ (m)	0.23
W : 堰高さ (m)	0.2
h/L	0.435
C : 流量係数 (m ^{1/2} /s)	1.597
Q : 流出流量 (m ³ /s)	1236

4.1.3 大開口部からの排水に期待する区画

大開口部からの排水に期待する区画及びそれら開口部の水路幅を補足第4.1.3-1表にまとめる。

補足第4.1.3-1表 大開口部からの排水に期待する区画

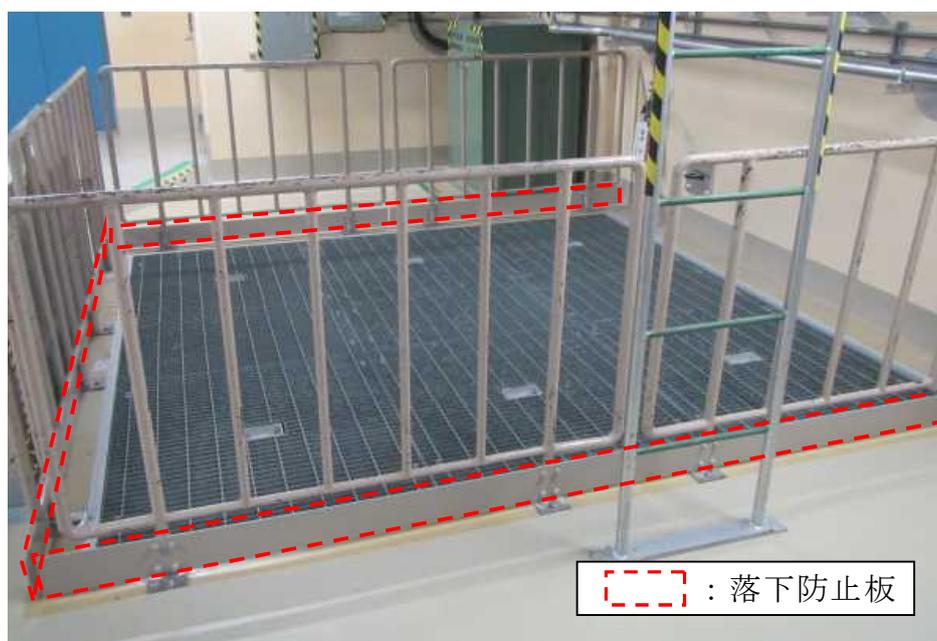
号炉	区画 (括弧内は開口部の水路幅(m))
6号炉	R-3F-1 共(14.6), R-2F-2 共3(12.9), R-1F-2 共(7.3), R-B1-2(11.5), R-B2-2(7.1)
7号炉	R-3F-1 共(20.4), R-2F-2 共3(17.8), R-1F-2 共(9.2), R-B1-2(6.8), R-B2-2(7.1)

4.1.4 大開口部周辺状況の運用について

大開口部の周辺状況を調査し、排水を大きく阻害する可能性のある要因を抽出した。これらに対し補足第 4.1.4-1 表のような対策・運用管理を規定類に定めることで、大開口部からの排水が阻害されることを防止する。

補足第 4.1.4-1 表 大開口部からの排水の阻害要因とその対応

排水阻害要因	対応
落下防止板	グレーチングの設置，又は排水の流路に影響しないよう移設する。なお，移設により生じる下部の隙間からの落下に対しては，開口部内部に新たな落下防止対策を実施することで対応する。
足場材	排水を大きく阻害するような場所に足場材を設置しない運用とする。
周辺仮置き資材	排水を大きく阻害するような場所に仮置き資材を設置しない運用とする。



補足第 4.1.4-1 図 対策実施予定箇所の例示（落下防止板の撤去）

4.2 床ドレンファンネルからの排水

4.2.1 床ドレンファンネルからの流出流量

区画内の床ドレンファンネルからの排水について、以下の式を利用して流出流量を算出した。なお、開口は標準的な 80A の床ドレン配管の断面積とした。

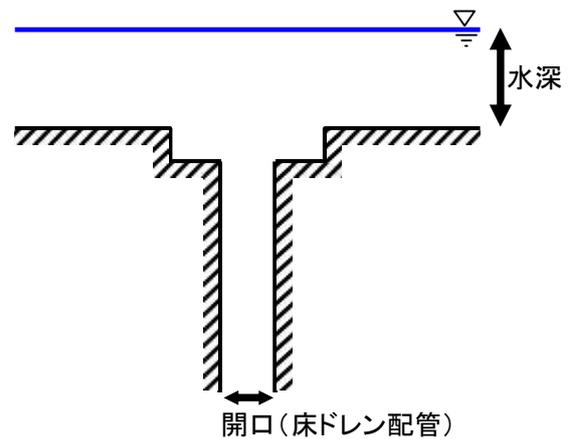
$$Q = 0.82 \times A \times (2 \times g \times h)^{1/2}$$

Q : 流出流量 (m³/s)

A : 開口面積 (m²)

g : 重力加速度 (m/s²)

h : 水深 (m)



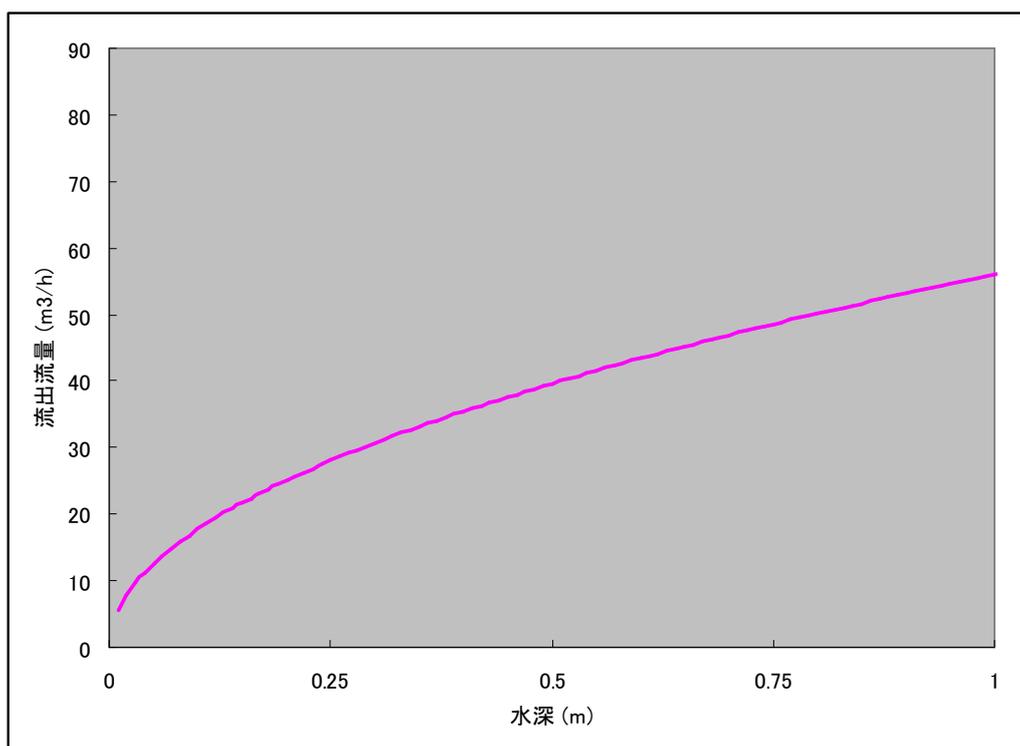
4.2.2 算出結果

前述の式を用い、床ドレンからの流出流量を水深毎に算出した結果を以下に示す。算出に必要な床ドレン配管の各パラメータ値と算出結果を補足第 4.2.2-1 表に、水深と流出流量の相関図を補足第 4.2.2-1 図に示す。

補足第 4. 2. 2-1 表 床ドレン配管の各パラメータ値及び流出流量算出結果

床ドレン配管の各パラメータ値	
口径 (A)	80
Sch	80
内径 (m)	0.0739
断面積 (m ²)	0.00428

水深 (m)	流出流量 (m ³ /h)
0.25	28.0
0.50	39.6
0.75	48.5
1.00	56.0



補足第 4. 2. 2-1 図 水深と流出流量相関図

4.3 開放扉からの排水

4.3.1 開放扉からの流出流量

開放した状態の扉から階段室への排水について、そこからの流出流量を算出した。なお、利用した式は扉及びその周囲の形状を考慮し、4.1.1 大開口部からの流出流量にて利用した式と同一である。

4.3.2 算出結果

4.1.1 と同一の式を用い、開放扉からの流出流量を越流水深毎に算出した結果を以下に示す。算出に必要となる開放扉による開口部の各パラメータ値と算出結果を補足第 4.3.2-1 表に、越流水深と流出流量の相関図を補足第 4.3.2-1 図に示す。

4.3.3 開放扉からの排水に期待する区画

開放扉からの排水に期待する区画を補足第 4.3.3-1 表にまとめる。

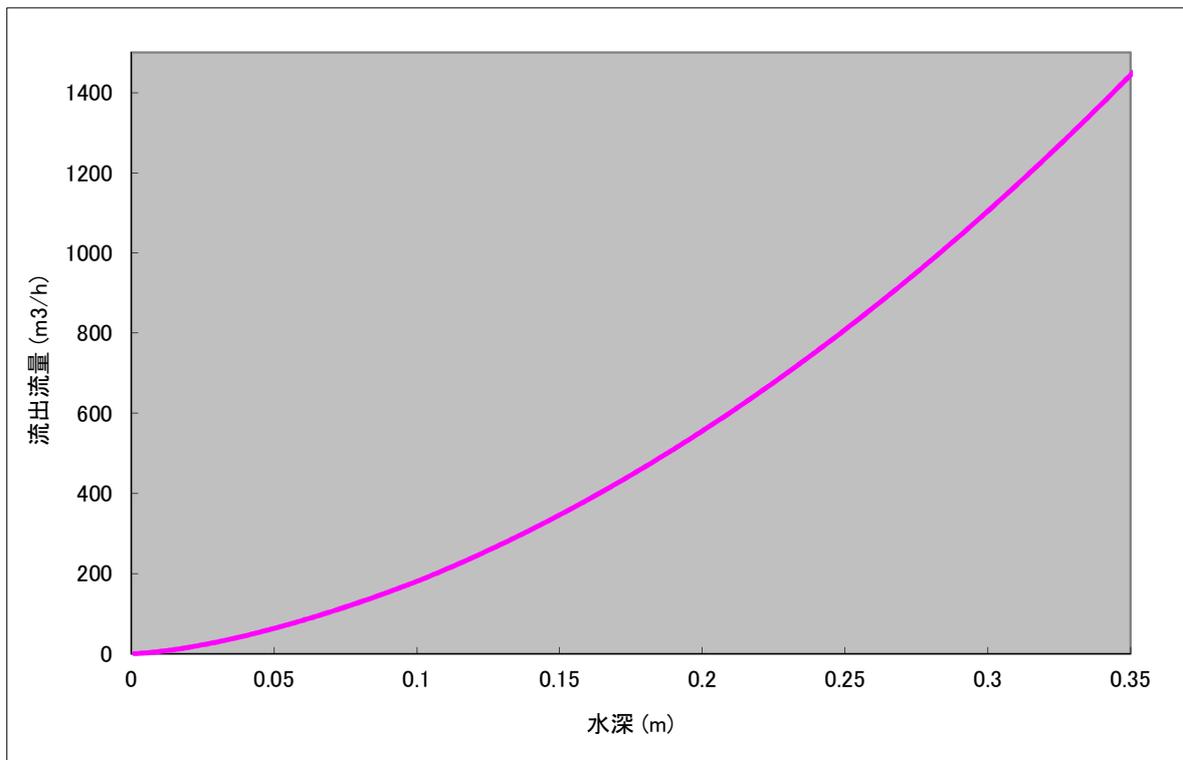
補足第 4.3.3-1 表 開放扉からの排水に期待する区画

号炉	区画
6 号炉	R-2F-2 共 2, T-B1-2A
7 号炉	R-2F-2 共 2, T-B1-2A

補足第 4. 3. 2-1 表 開口部の各パラメータ値及び流出流量算出結果

開口部の各パラメータ値	
B : 水路幅 (m)	1.0
L : 堰長さ (m)	0.25
W : 堰高さ (m)	0.2

越流水深 (m)	h/L	C : 流量係数 (m ^{1/2} /s)	Q : 流出流量 (m ³ /h)
0.05	0.200	1.568	63
0.10	0.400	1.585	180
0.15	0.600	1.655	346
0.20	0.800	1.725	555
0.25	1.000	1.796	808
0.30	1.200	1.886	1104
0.35	1.400	1.936	1443



補足第 4. 3. 2-1 図 水深と流出流量相関図

油が溢水した場合の影響について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の建屋内において、ポンプ等の油内包機器から潤滑油及び燃料油が漏えいした場合の溢水影響について以下に示す。

尚、建屋外での油の漏えいに関しては、本文 10 章を参照のこと。

5.1 要求事項

油内包機器に対しては、消防法下の「危険物の規制に関する政令」、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係わる審査基準」（以下、「火災防護に係わる審査基準」という）にて、内包する油が漏えいした場合の拡大防止対策を実施することが要求されている。

【危険物の規制に関する政令】

第三章 製造所等の位置、構造及び設備の基準

第二節 貯蔵所の位置、構造及び設備の基準

第十二条 （屋内タンク貯蔵所の基準）

2. 八：タンク専用室は、屋内貯蔵タンクから漏れた危険物がタンク専用室以外の部分に流出しないよいうな構造とすること。

【火災防護に係わる審査基準】

2.1 火災発生防止

2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。

- (1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮した、火災発生防止対策を講じること。

① 漏えいの防止、拡大防止

発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策、拡大防止対策を講じること。ただし、雰囲気の不活性化等により、火災が発生する恐れがない場合は、この限りでない。

5.2 拡大防止対策

上記要求事項を踏まえ、安全機能を有する機器等を設置する火災区域にあるポンプ等の油内包機器から油が漏えいした場合に備え、機器の周囲に堰を設置し、漏えい油の拡大を防止する対策を講じる。

さらに安全機能を有する機器等の設置場所にあるポンプ等の油内包機器のうち、耐震 B, C クラスの機器は、基準地震動により損壊しないよう耐震性を確保する。

火災区域にあるポンプ等の油内包機器の油保有量と堰の容量を補足第 5.2-1, 2 表に示す。

5.3 影響確認

5.3.1 想定破損による影響

補足第 5.2-1, 2 表にある油内包機器より油が漏えいした場合においても、その周囲に設置された堰により漏えい油の拡大は防止されるため、安全機能を有する機器等に影響はない。

また万が一、堰の外で漏えいした場合においても、その漏油量の最大値は

- ・原子炉建屋：18 m³
- ・タービン建屋：98 m³

程度であるため、各建屋におけるその他の水系系統の溢水量に比べ十分に少なく、想定破損の評価に包含される。

5.3.2 地震時の影響

安全機能を有する機器等の設置場所にあるポンプ等の油内包機器のうち、耐震 B, C クラスの機器は、基準地震動により損壊しないよう耐震性を確保するため、地震に伴う漏えいは発生しない。

補足第 5.2-1 表 火災区域内の油内包機器と堰の容量 (6 号炉)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰容量 (L)
原子炉建屋	高圧炉心注水系ポンプ	タービン 32	245	587
原子炉建屋	残留熱除去系ポンプ	タービン 32	178	358
原子炉建屋	ほう酸水注入系ポンプ	メカニックオイル 68, 150	66	185
原子炉建屋	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	タービン 32	380	403
タービン建屋	原子炉補機冷却水系 ポンプ	タービン 32	2.8	48
タービン建屋	原子炉補機冷却海水系 ポンプ	タービン 46	30	55
原子炉建屋	制御棒駆動水ポンプ	タービン 46	210	247
原子炉建屋	ディーゼル発電機	ディーゼル機関用油	3900	17500
原子炉建屋	ディーゼル燃料 ディタンク	軽油	18000	19200
タービン建屋	タービン駆動原子炉給水 ポンプ	タービン 32	15200	182455
タービン建屋	電動機駆動原子炉給水 ポンプ	タービン 32	1100	7515
タービン建屋	低圧復水ポンプ	タービン 32	1020	255737
タービン建屋	高圧復水ポンプ	タービン 32	1470	20951
タービン建屋	高圧ヒータードレン ポンプ	タービン 32	753	58000
タービン建屋	低圧ヒータードレン ポンプ	タービン 32	27	1180
タービン建屋	タービン主油タンク	タービン 32	50000	88880
タービン建屋	油清浄機	タービン 32	8000	88146
タービン建屋	RFP-T主油タンク (A)	タービン 32	7600	
タービン建屋	RFP-T主油タンク (B)	タービン 32	7600	96180
タービン建屋	EHC制御油圧ユニット	ファイヤクエル	3000	294960
タービン建屋	油受けタンク	タービン 32	98000	

補足第 5.2-2 表 火災区域内の油内包機器と堰の容量 (7 号炉)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰容量 (L)
原子炉建屋	高圧炉心注水系ポンプ	タービン 46	420	872
原子炉建屋	残留熱除去系ポンプ	タービン 46, 68	210	465
原子炉建屋	ほう酸水注入系ポンプ	メカニックオイル 68, 150	66	106
原子炉建屋	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	タービン 32	245	325
タービン建屋	原子炉補機冷却水系 ポンプ	タービン 32	5.9	34
タービン建屋	原子炉補機冷却海水系 ポンプ	タービン 46	60	90
原子炉建屋	制御棒駆動水ポンプ	タービン 32	220	419
原子炉建屋	ディーゼル発電機	ディーゼル機関用油	3900	21400
原子炉建屋	ディーゼル燃料 ディタンク	軽油	18000	21700
タービン建屋	タービン駆動原子炉給水 ポンプ	タービン 32	13580	389000
タービン建屋	電動機駆動原子炉給水 ポンプ	タービン 32	2800	13684
タービン建屋	低圧復水ポンプ	タービン 46	435	179550
タービン建屋	高圧復水ポンプ	タービン 32	1260	18663
タービン建屋	高圧ヒータードレン ポンプ	タービン 32	1050	42819
タービン建屋	低圧ヒータードレン ポンプ	タービン 32	14.4	242490
タービン建屋	タービン主油タンク	タービン 32	58000	87040
タービン建屋	油清浄機	タービン 32	8000	44392
タービン建屋	RFP-T主油タンク (A)	タービン 32	6790	154480
タービン建屋	RFP-T主油タンク (B)	タービン 32	6790	113120
タービン建屋	EHC制御油圧ユニット	ファイヤクエル	3800	120680
タービン建屋	油受けタンク	タービン 32	98000	121100

現場操作の実施可能性について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、溢水発生後の現場操作が必要な場合における実施可能性について以下に示す。

6.1 溢水発生後の必要な現場操作

溢水影響評価上期待している、溢水発生後に必要となる現場操作としては、溢水の影響拡大防止のための現場操作と、安全機能の発揮のために必要となる現場操作が考えられる。具体的な現場操作としては以下が考えられる。

(ア) 想定破損発生時の現場での隔離操作

(イ) 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却実施のための現場操作

(ア) の現場操作に関しては、想定破損による溢水が発生した場合に必要なとなる、溢水の検知・現場移動・溢水源の特定・隔離操作の一連の作業が対象となる。なお、主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系（駆動蒸気系）の想定破損による蒸気の溢水に対しては、検知器及びインターロックにより溢水の検知及び隔離が可能であり、現場操作が不要のため、今回の考慮の対象外とする。

(イ) の現場操作に関しては、溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系により使用済燃料プールの給水・冷却機能を維持する必要があるが、その際に現場での手動弁の操作が必要となる。

なお、現場操作としては火災発生時の消火活動も考えられるが、溢水の影響拡大防止のための現場操作にあたらないため、今回の考慮の対象外とする（詳細については、設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照）。また、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に関しても、隔離による漏えい停止には評価上期待していないため、今回の考慮の対象外とする。

6.2 現場操作に係わる体制の整備

溢水が発生した場合の対応については、溢水発生時のプラントの安全性確保を目的に、溢水の拡大防止・排水処理・放射線管理等に関するマニュアルを制定し、このマニュアルに沿って各種対応を実施する。現場操作を実施する際の体制に関しても、このマニュアルにて要員等が規定されており、必要な人員が常時確保されている。具体的な人数としては、当直各班 18 人体制であり、現場対応 10 人、

中央制御室対応 8 人が常時待機しているため、溢水に対する要員は確保できている。

6.3 現場操作の実施可能性

6.3.1 (ア) 想定破損発生時の現場での隔離操作

想定破損発生時の現場での隔離操作については、破損を想定する系統や破損箇所等を特定せず、一般的に溢水を検知する手段として床漏えい検出器等を想定し、これらにより溢水を検知し、手動による隔離操作を行う際の隔離時間を設定している。具体的な作業及び所要時間を以下に示す。

①溢水発生から検知	10 分
②現場確認のための移動	20 分
③漏えい箇所特定	30 分
④隔離操作（弁の特定及び閉操作）	20 分
合計	80 分

以上の隔離時間を用いて想定破損時の溢水量を算出している。以下、各作業の実施可能性について示す。

6.3.1.1 ①溢水発生から検知

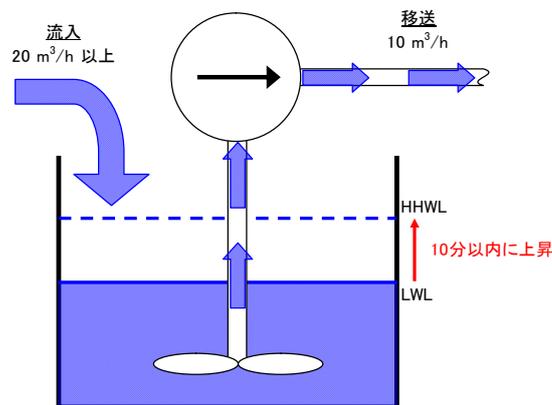
特定の系統、特定の箇所からの溢水に対しては瞬時にその発生を検知可能な場合もある（MS トンネル室における主蒸気管破断等）が、想定破損という広範な溢水に対する普遍性を考慮し、一般的な溢水検知手段での検知に要する時間を設定する。具体的な検知手段としては、床漏えい検出器及びドレンサンプの異常警報を想定する。

床漏えい検出器は、防護対象設備の設置されている区画の中では、ECCS ポンプ室や非常用ディーゼル発電機室等に設置されており、当該区画及びその周辺から当該区画へ流入するような溢水に対し、早期の検知が可能である。

床漏えい検出器が設置されていないような区画においても、床ドレンファンネルから各サンプに排水され、サンプへの流入量が異常な場合は、サンプの各種異常警報が発生し、溢水の検知が可能である。サンプの初期水位を保守的に水位低レベルとし、サンプポンプによる移送を考慮しても、20m³/h 程度以上の流入により 10 分以内でサンプ液位高高の警報が発生する（補足第 6.3.1.1-1 図参照）。第 5.1.4-1,2 表にて算出している溢水源からの流出流量は基本的にこれよりも大き

いため、10分以内での検知が可能と考えられる。なお、非放射性ドレン移送系については流出流量が20m³/hを下回るが、当該系統への補給水や他系統からの流入等もなく、最終的な溢水量は系統の全保有水量であり、隔離時間に依存しないことから評価上問題ない。

なお、上記のような警報の他にも、溢水によって電気機器の地絡等が発生すれば、電気系の警報も同様に発生することから、これらも総合的に判断することで溢水発生の検知は達成可能であると考えられる。



補足第 6.3.1.1-1 図 サンプ液位高高警報発生時の状況

6.3.1.2 ②現場確認のための移動

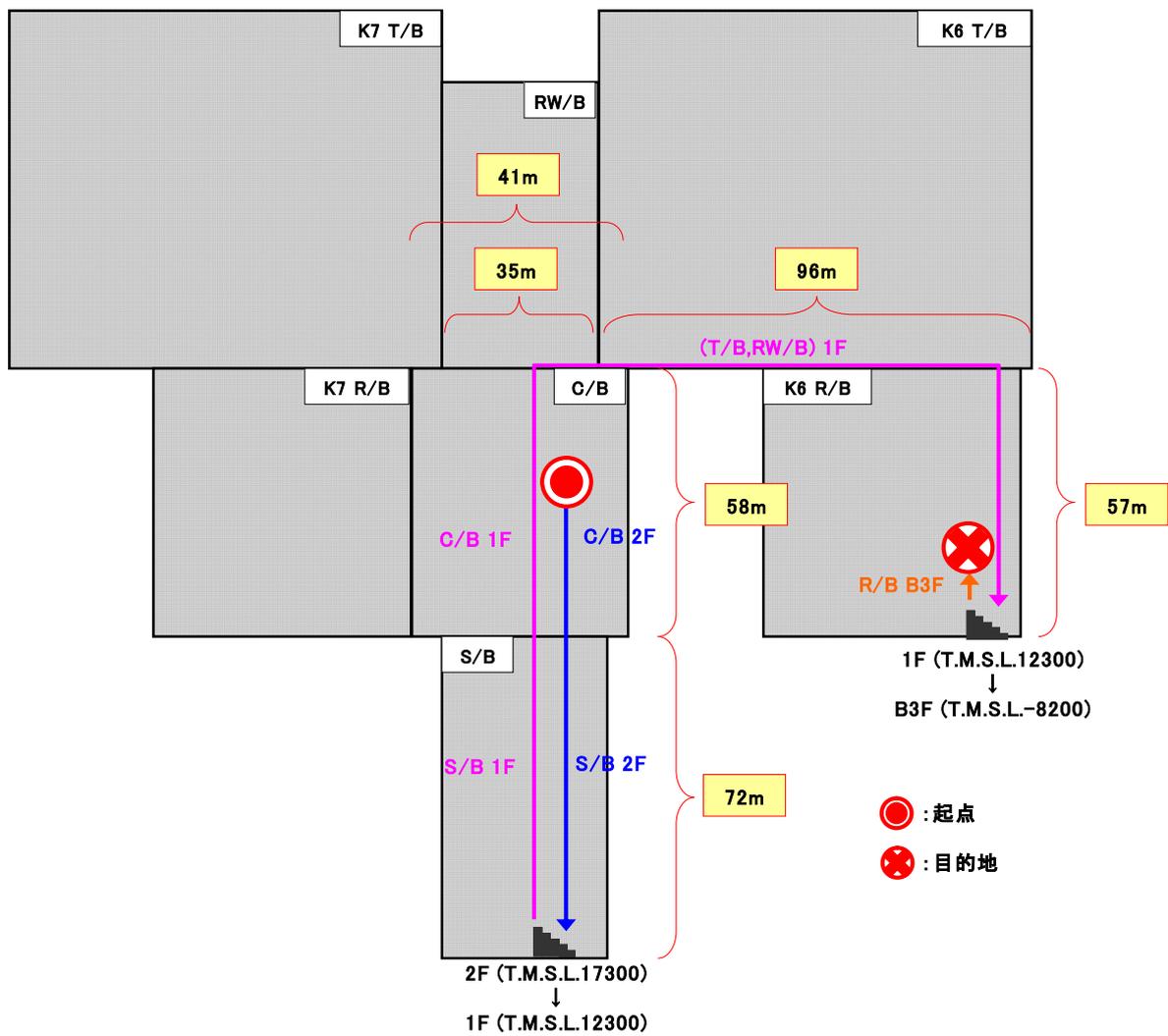
現場への移動については、移動速度を4km/h、中央制御室から現場までの距離を1kmと想定し、そこに着替え時間として5分を加え、合計20分と設定している。

(1) 移動距離

中央制御室を起点とし、管理区域の溢水防護区画内で最も遠い箇所として6号炉の原子炉建屋地下3階を想定すると、この際の移動距離は補足第6.3.1.2-1図より

$$58/2 + 72 + 72 + 58 + 35/2 + 96 + 57 + (17.3 + 8.2) = 424 \text{ m}$$

程度であり、1kmの想定は十分保守的であると考えられる。



補足第 6. 3. 1. 2-1 図 中操からの移動距離

(2) 環境条件

➤ 水位：

アクセスルート上に溢水による滞留があった場合は、堰高さ以下の水位であればアクセス可能と考える。また床漏えい検出器や各サンプの異常警報から、溢水の発生箇所を推定でき、比較的安全なルートを選択することが可能と考えられる。

溢水発生が原子炉建屋の管理区域であった場合、現場までのルートとしては、通路及び階段室を通り、必要に応じて個々の区画へアクセスすることとなるが、通路はハッチ等の開口から排水されるため、滞留水位としては堰高さ程度に抑えられ、アクセス性に影響はない。また個々の区画にアクセスする際にも、扉からの流出状況等、事前に現場状況を認識できることから、区画内での状況を想定した対応が可能である。

原子炉建屋の非管理区域の場合は、アクセスルート上に非管理区域の最地下階（原子炉建屋地下1階南北通路：R-B1-4, R-B1-16）が存在するが、南北いずれの区画で溢水が発生しているかは発生したサンプの警報等から確認できるため、反対側の区画からアクセスすることができる。

コントロール建屋、海水熱交換器区域での溢水の場合においても、各建屋の最地下階を経由せずに各区画へアクセスできるルートが存在するため、アクセス性に影響はない。

➤ 温度：

各溢水源の中で、高温の流体を内包する溢水源について、補足第6.3.1.2-1表に整理する。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、原子炉冷却材浄化系、給復水系、所内蒸気系が考えられるが、原子炉冷却材浄化系及び給復水系は、現場操作等の運転員による隔離操作に期待せずとも、漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し、自動的に隔離される（詳細は5.1.2(2)参照）。また所内蒸気系についても原子炉建屋の外で常時隔離することから、原子炉建屋内での溢水は発生しない。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、現場の環境温度が影響を与えることはない。

➤ 線量：

各溢水源の内包する流体の放射能物質の有無について、補足第6.3.1.2-1表に整理する。放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい時に環境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、本系統は現場での隔離操作に期待しないため、線量の上昇による影響はない。現場操作に期待する溢水源の中で、漏えい時に環境線量が厳しくな

る溢水源としては、サプレッションプール水又は使用済燃料プール水が考えられるが、本溢水源の内包する放射能濃度は $10^6 \sim 10^7 \text{Bq/m}^3$ 程度のため、保守的な想定での被ばく線量評価^{*}をしても、 10^{-1}mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量の制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、現場の環境線量が影響を与えることはない。

※サブマージョンモデル（半球状の空間に放射性物質が一様に分布している場合の、半球底部中心点における線量率の算出方法）を用いた評価を実施。放射性物質の分布形状等で保守性を考慮。

➤ 化学薬品：

各溢水源の中で、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もち、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。

ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）
防錆剤

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もその影響範囲を堰内に制限できる。

原子炉補機冷却系のような閉ループとなっている系統は防錆剤が注入されているが、濃度は十分に低く、また、防護服等も配備することでさらに安全性を向上させていることから現場へのアクセス性に影響はない。

なお、HCW 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**棄物処理建屋管理区域に設置されており、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も存在するが、アクセスルートに影響のある場所に保管されているものはごく少量であり、また、防護服等を配備することでさらに安全性を向上させていることからアクセス性に影響はない。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、化学薬品の与える影響はない。

▶照明：

作業用照明は共通用電源若しくは非常用電源等より受電し、現場各所に設置されていることから、現場へのアクセス性に影響はない。また、溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備しており、場所を問わず対応可能である。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、照明による影響はない。

▶感電：

溢水範囲内に電気設備があると、感電による影響が懸念されるが、現実的には、電気設備が溢水の影響を受けた場合は短絡が発生し、保護回路がそれを検知しトリップすることで、当該電気設備への給電は遮断される。従って感電による影響はないと考えられる。

また運用面においても、ゴム長靴等の防護具の配備や、溢水の発生が想定される場合の電源停止手順等を規定類に定めることで、感電による影響を防止する。

▶漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物となることはない。よって、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、漂流物による影響はない。



補足第 6.3.1.2-2 図 固縛処置例【6号炉原子炉建屋 工具棚】

補足第 6.3.1.2-1 表 溢水源の特性について

	分類		温度 (95℃以上)	放射性 物質	化学薬品	敷設建屋／区域			
	高	低				原子炉建屋	海水熱交換器 区域	コントロール 建屋	
水・蒸気系統	制御棒駆動水圧系	○	/		○		○	—	—
	ほう酸水注入系	/	○※2			○	—	—	—
	残留熱除去系	/	○※2		○		○	—	—
	高圧炉心注水系	/	○※2		○		○	—	—
	原子炉隔離時冷却系	/	○※2		○		○	—	—
	原子炉冷却材浄化系	○	/	○	○		○	—	—
	燃料プール冷却浄化系	/	○		○		○	—	—
	サプレッションプール浄化系	/	○		○		○	—	—
	放射性ドレン移送系	/	○		○		○	—	○
	復水及び給水系	○	/	○	○		○	—	—
	給水加熱器ドレン系	○	/	○	○		—	—	—
	循環水系※1	/	○				—	—	—
	純水補給水系	/	○				○	○	○
	復水補給水系	/	○		○		○	—	—
	原子炉補機冷却水系	/	○			○	○	○	○
	タービン補機冷却水系	/	○			○	—	○	○
	換気空調補機常用冷却水系	/	○			○	○	○	○
換気空調補機非常用冷却水系	/	○			○	○	—	○	
原子炉補機冷却海水系	/	○				—	○	—	
タービン補機冷却海水系	/	○				—	○	—	

補足 6-8

補足第 6.3.1.2-1 表 溢水源の特性について

		分類		温度 (95℃以上)	放射性 物質	化学薬品	敷設建屋／区域		
		高	低				原子炉建屋	海水熱交換器 区域	コントロール 建屋
水・ 蒸気系統	所内蒸気戻り系	/	○				—	—	—
	所内温水系	/	○			○	○	—	
	雑用水系	/	○				—	○	○
	消火系	/	○				○	○	○
	非放射性ドレン移送系	/	○				○	○	○
	飲料水系	/	○				—	—	○
	所内蒸気系	○	/	○			—※3	—	—

※1：循環水系は復水器設置エリア及び循環水ポンプ設置エリアでの溢水を想定

※2：高エネルギー配管として運転している時間の割合が，当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さいため，低エネルギー配管として扱う（添付資料 2.1 参照）

※3：上流側にて隔離することで溢水源として想定しない（添付資料 2.2 参照）

6.3.1.3 ③漏えい箇所特定

発生する各種警報やパラメータの変動、現場調査によって得られる情報から、漏えいが発生した系統や箇所を特定する。具体的には、発生した警報からその警報発生時手順書に従い各種パラメータを確認し、異常状態の把握にむけて中央操作室での確認作業を実施する。同時に、発生した警報から異常の発生している建屋・区域を絞り、現場調査を開始し、これらの情報を総合して漏えい系統や箇所の特定を進めていく。

なお、漏えい系統・箇所の特定にあたっては、“漏えい建屋・区域”及び“漏えい系統”程度の特定ができれば、大きなバウンダリでの隔離は可能と考えられ、溢水量の算出においてはこのような状況も想定し、隔離後の流出量を系統の全保有水量と設定していることから、隔離時間の想定、及び隔離後の流出量の双方において保守的な評価となっている。

(1) 漏えい建屋・区域の特定

床漏えい検出器による警報が発生した場合は、どの区画での漏えいか判断が可能のため建屋・区域の特定は比較的容易である。ドレンサンプルによる警報の場合にも、基本的に各建屋・区域毎にサンプルが設置されており、どの建屋・区域で漏えいが発生しているかは判断が可能と考えられる。コントロール建屋については、ドレンの排水先サンプルが廃棄物処理建屋になるが、当該サンプルに流入する可能性のある建屋・区域としてはコントロール建屋及び廃棄物処理建屋の非管理区域等に限られるため、現場の確認とあわせて建屋・区域の特定は可能と考えられる。

(2) 漏えい系統・箇所の特定

漏えいの発生を認知した後、いずれの系統・箇所からの漏えいかを更に特定していく。(1)の漏えい建屋・区域の特定が出来ると、各建屋・区域に敷設されている系統と比較することで、漏えいしている系統の大枠での絞り込みが可能と考えられる。さらに床漏えいやサンプルの警報の他にも、各系統での漏えいを示唆するような警報が発生している場合は、内部溢水対応マニュアルや警報発生時手順書等を参考に各種パラメータを確認し、それらの情報も加えて漏えい系統の絞り込みを進めることが可能である。各系統と、その系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動等の関連について、一例を補足第6.3.1.3-1表にまとめる。

更に中央操作室での警報、パラメータ等の確認に加え、現場移動後の現場操作員からの情報にも期待できる。現場状況の直接的な確認により、中央制御室からは得られない情報を補完し、漏えい系統・箇所の特定を進めていくことが可能となる。

なお、上記のような方法に加え、漏えいしている各建屋・区域の全域を調査することによっても漏えい系統・箇所の特定は可能である。その場合の所要時間としては、コントロール建屋からの距離が遠く、かつ調査範囲も広い原子炉建屋管理区域の南北各サンプの対象範囲を想定した場合でも、移動距離は1km程度であり、漏えい箇所を調査しながらの移動であることを考慮しても30分で実施可能であると考えられる。

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統		系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
水・蒸気系統	制御棒駆動水圧系	・CRD 充てん水圧力低低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・充てん水圧力
	ほう酸水注入系	・SLC タンク液位低	・SLC タンク液位低	・SLC タンク液位
	残留熱除去系	・RHR 吸込圧力低	・床漏えい R/B B3F RHR ポンプ(A)室	・RHR 吸込圧力 ・S/C 水位
	高压炉心注水系	・HPCF ポンプ出口管圧力低	・床漏えい R/B B3F HPCF ポンプ(C)室	・HPCF ポンプ出口管圧力 ・CSP 水位

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統		系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
水・蒸気系統	原子炉隔離時冷却系	・RCIC ポンプ吸込圧力低	・D/W 圧力高・高高 ・床漏えい R/B B3F RCIC ポンプ室 ・火災報知器	・RCIC ポンプ吸込圧力 ・CSP 水位
	原子炉冷却材浄化系	・CUW 差流量大	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高 ・火災報知器	・CUW 差流 ・CUW 出口流量 ・CUW 入口流量 ・CUW ブローダウン流量
	燃料プール冷却浄化系	・FPC ポンプ吸込圧力低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高 ・火災報知器	・FPC ポンプ吸込圧力 ・スキマサージタンク水位 ・使用済み燃料プール水位
	サブプレッションプール浄化系	・SPCU ポンプ吸込圧力低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・S/C 水位
	放射性ドレン移送系	-	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	-

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統		系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
水・蒸気系統	純水補給水系	・純水移送ポンプ吐出ヘッド 圧力低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・純水移送ポンプ吐出圧力 ・純水タンク水位
	復水補給水系	・復水移送ポンプ吐出ヘッド 圧力低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・復水移送ポンプ吐出圧力 ・CSP 水位
	原子炉補機冷却水系	・RCW サージタンク水位低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・RCW サージタンク水位
	換気空調補機常用冷却水系	・TCW サージタンク水位低	・D/W LCW サンプ液位高 ・D/W HCW サンプ液位高	・HNCW ヘッド間差圧 ・TCW サージタンク水位 ・供給室温度
	換気空調補機非常用冷却水系	・RCW サージタンク水位低	・R/B LCW サンプ液位高 ・R/B HCW サンプ液位高	・RCW サージタンク水位 ・供給室温度

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統		系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
水・蒸気系統	所内温水系	<ul style="list-style-type: none"> •HWH 供給圧力低 •TCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> •R/B LCW サンプ液位高 •R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> •TCW サージタンク水位 •供給室温度
	消火系	<ul style="list-style-type: none"> • M/D 消火ポンプ起動 	<ul style="list-style-type: none"> •R/B LCW サンプ液位高 •R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> • 消火栓ランプ
	非放射性ドレン移送系	-	<ul style="list-style-type: none"> •R/B LCW サンプ液位高 •R/B HCW サンプ液位高 	-

6.3.1.4 ④隔離操作（弁の特定及び隔離操作）

漏えい箇所特定後に、当該漏えいを隔離するための隔離操作に要する時間として、弁の特定に10分、弁の隔離操作に10分（5分／弁）と想定している。弁の特定に関しては、漏えい箇所が特定できればその隔離に必要な隔離弁の特定は配管計装線図等の図面により容易に判断できる。また弁の隔離操作に関しては、最も大きな電動弁である循環水系のバタフライ弁で5分／弁程度のため、十分保守的な時間設定といえる。

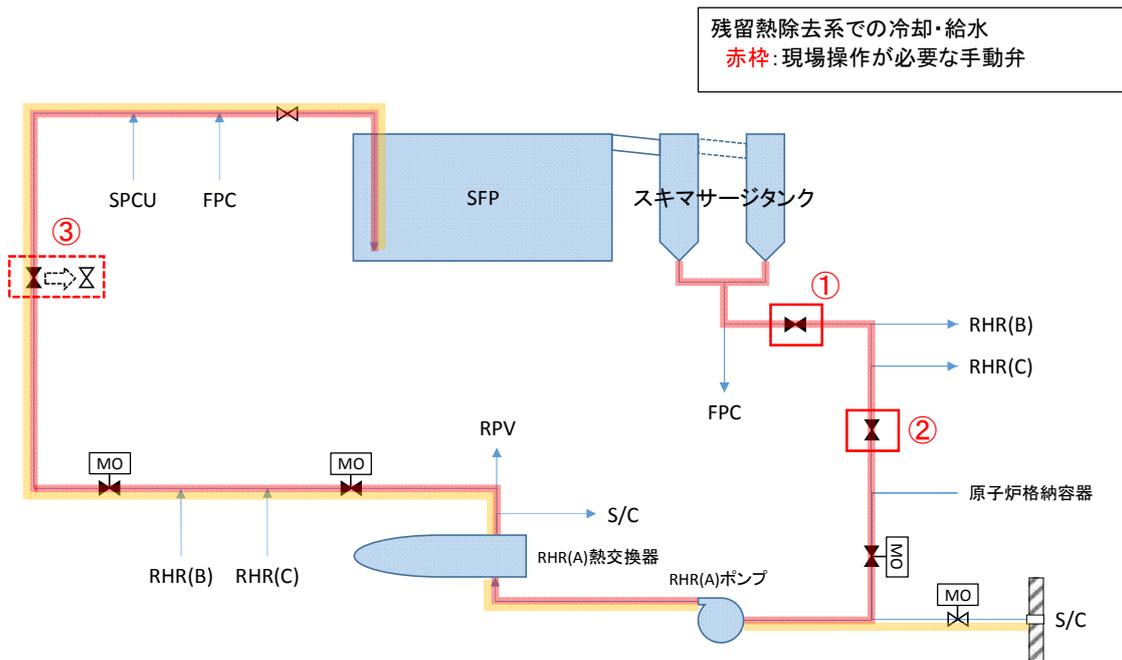
なお、破断形状や漏えいしている流体の性質によっては、必ずしも最小のバウンダリにて隔離が可能ではない場合も考えられるが、溢水量の算出においては隔離後の系統内の残水の漏えいが継続する可能性も考慮し、保守的に系統の全保有水量を加算しているため、大きなバウンダリでの隔離に対しても保守的な評価となっている。

6.3.2 (イ) 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作

溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系により使用済燃料プールの給水・冷却機能を維持する必要があるが、その際に現場での手動弁の操作が必要となる（補足第 6.3.2-1 図，補足第 6.3.2-1 表参照）。この時、現場へのアクセス性に関しては、漏えいした溢水の影響に加え、使用済燃料プールの水位低下や温度上昇による影響も考慮が必要となる。

なお 7 号炉に関しては、残留熱除去系から燃料プール冷却浄化系への戻りライン上の手動弁（補足第 6.3.2-1 図 ③参照）が逆流防止の観点から常時閉となっているが、その上流側に設置されている逆止弁により代替可能なため、常時開とする運用に変更する。これによりサプレッションプール水の使用済燃料プールへの給水は現場操作が不要となる（6 号炉は同様の系統構成で従来から常時開となっており、現場操作は不要）。

また、燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失するケースとしては、想定破損や消火活動に伴う溢水の場合と、地震に伴う溢水の場合が考えられ、前者では使用済燃料プールの初期水位は通常水位であり、かつ現場へのアクセス性も 6.3.1 で説明したとおり問題ないと考えられる。一方で後者では地震によるスロッシングにて初期水位は低下しており、前者に比べてより厳しい状況となっている。よって以下では地震に伴う溢水時における現場操作性について示す。



補足第 6. 3. 2-1 図 残留熱除去系による使用済燃料プール冷却・給水ライン

補足第 6. 3. 2-1 表 現場操作が必要な手動弁

号炉	現場操作手動弁		
	①	②	③
6 号炉	G41-F020 [R-2F-1]	E11-F016A [R-B-15a]	- (常時開)
		E11-F016B [R-B-15b]	
		E11-F016C [R-B-14]	
7 号炉	G41-F030 [R-2F-1]	E11-F016A [R-1F-1]	- (常時開) ※
		E11-F016B [R-1F-8]	
		E11-F016C [R-1F-9]	

※常時開運用に変更

6.3.2.1 使用済燃料プールの想定及び温度上昇に対する時間余裕について

使用済燃料プールの想定する状態としては、有効性評価等で想定した状態と同様とし、“プラント運転開始直後”及び“燃料ラックに運転中最大数の燃料が保管”という状態を想定する。ここで地震に伴うスロッシングによる溢水量

6号炉：690 m³

7号炉：710 m³

を使用済燃料プールの初期保有水量から差し引き、65℃及び100℃到達までの時間余裕を以下にまとめる。なお、初期水温は40℃を想定する。

号炉	65℃到達時間(h)	100℃到達時間(h)
6号炉	14	35
7号炉	15	38

これより本現場操作は、6.3.1の想定破損発生時の現場での隔離操作に比べて大きな時間余裕があり、地震発生後の過酷な状況を想定しても十分に実施可能であると考えられる。またサプレッションプール水の給水により使用済燃料プールの水位を回復できれば、この時間余裕はさらに大きくなる。

6.3.2.2 現場へのアクセス性について

残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却を実施するために必要となる現場操作の実施場所への中央制御室からのアクセスルートについて、考えられるパターンを補足第6.3.2.2-1, 2図に示す。

- ① 中央制御室→C/B非管理(B1F)→2mギャップ→R/B非管理(B1F)→R/B非管理(4F)→R/B管理(4F)→R/B管理(1F及び2F)
- ② 中央制御室→S/B(2F)→S/B(1F)→C/B管理(1F)→2mギャップ→R/B管理(1F)→R/B管理(2F)
- ③ 中央制御室→C/B非管理(B1F)→2mギャップ→T/B管理(B1F)→T/B管理(1F)→2mギャップ→R/B管理(1F)→R/B管理(2F)

上記のアクセスルートに対し、溢水による各種環境条件を以下で整理し、各ルートの成立性を確認する。複数の代替ルートを想定しておくことで、何らかの要因によりいずれかのルートによるアクセスが困難な場合においても、その他のルートによりアクセス可能であれば、目的は達成できる。

(1) 環境条件

➤ 水位：

①～③のアクセスルート上において、地震時に溢水が発生する区画も存在するが、いずれも建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、ハッチ等開口による排水効果にも期待できることから、6.3.2.1で示したような時間スケールにおいてはアクセス性に影響はない。

➤ 温度：

二次格納施設内において、各溢水源の中で高温の流体を内包し、かつ基準地震動発生時に溢水する可能性のある系統としては、原子炉冷却材浄化系が該当する。原子炉冷却材浄化系から溢水した場合は、高温・高圧の一次冷却水が二次格納施設内に漏えいするが、漏えいを検知・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、漏えいは限定的である。また非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、長時間に渡りアクセス困難な高温状態が継続することは考えにくい。

タービン建屋においても高温・高圧の溢水源は存在するが、プラントの停止により原子炉からの主蒸気の供給は止まり、漏えい蒸気量は限定化される。一度に大量の蒸気が発生した場合は、設置されたブローアウトパネルが開することでほぼ大気圧程度に圧力の上昇が抑えられ、環境条件が一定以上に悪化することはない、放熱等によりいずれアクセス可能な環境温度まで復帰すると考えられる。

➤ 線量：

地震時に放射性物質を内包する溢水の発生する区画も存在するが、十分な時間経過後には最終滞留区画まで排水されることから、漏えいした溢水による線量の影響はほとんどないと考えられる。また原子炉冷却材浄化系は高温・高圧のため溢水により蒸気が発生するが、自動で検知・隔離が達成されることから、漏えいは限定的である。さらに非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、線源となる蒸気が長時間に渡り空間部に充満することは考えにくい。なお、保守的な想定での評価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量の制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。

一方、地震に伴うスロッシングにより使用済燃料プールの水位が低下し、水による遮へい効果が低下することで、原子炉建屋オペフロの線量が上昇することが想定される。しかし、現場操作の実施前に、中央制御室からの操作によりサプレッションプール水を給水し使用済燃料プールの水位の回復が可能のため、遮へい効果に期待でき、線量による影響

を低減できる。

➤ 化学薬品：

薬品等を含む溢水源の中で、地震時に溢水し、かつ、①～③のアクセスルートに影響を与える可能性のあるものとしては、防錆材を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品だが、いずれも 6.3.1.2(2) で述べたように、アクセス性に影響はない。

➤ 照明：

地震や溢水の影響により作業用照明が機能喪失した場合であっても、その可能性を考慮し、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備しており、場所を問わず対応可能であることから、アクセス性に影響はない。

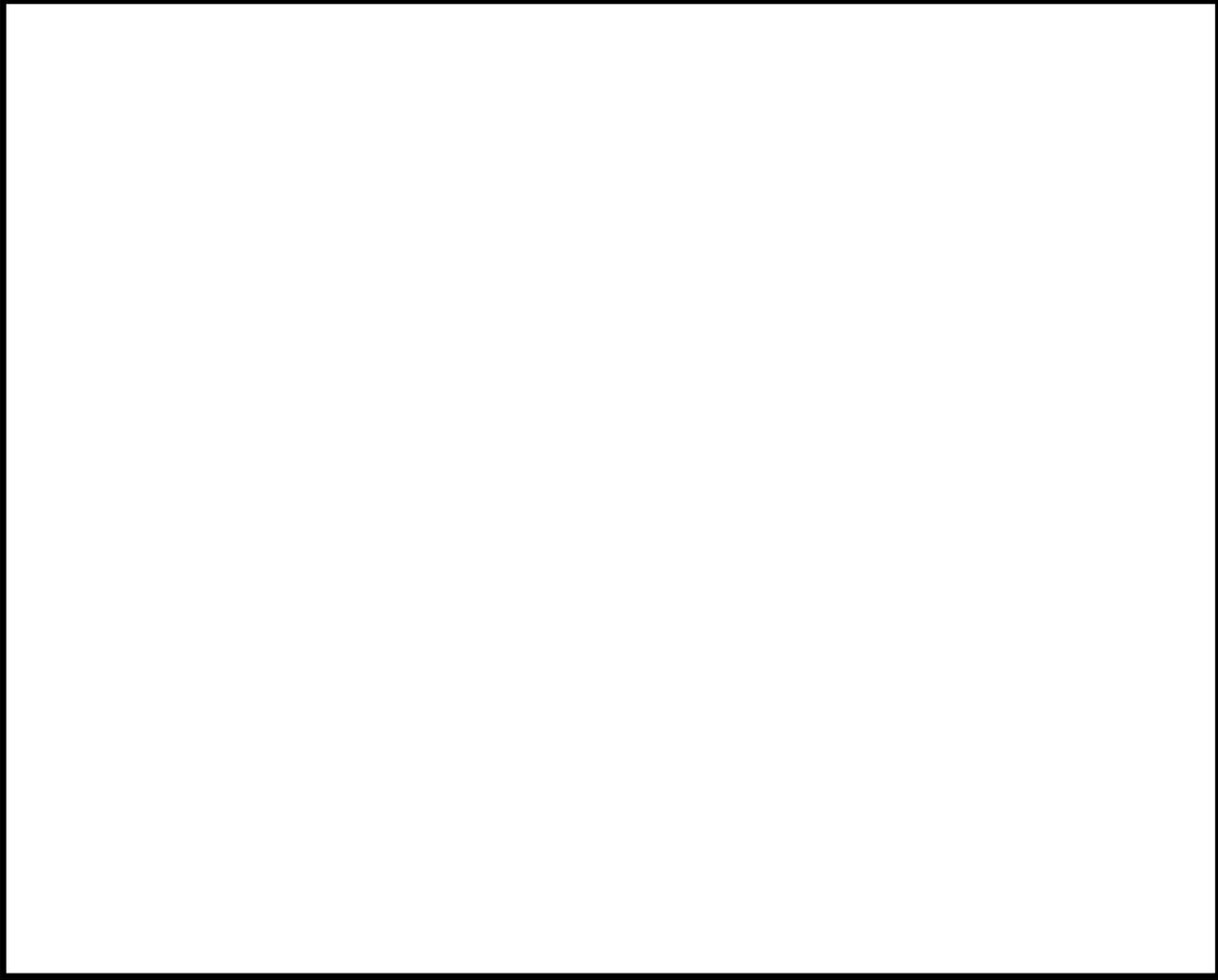
➤ 感電：

6.3.1.2における議論と同様、電気設備が溢水の影響を受けると短絡が発生し、保護回路が動作することで当該電気設備への給電が遮断されることから、感電の影響はなくなる。さらに、防護具の配備や電源停止に関連する対応手順を規定類に定めることで、運用面からも感電による影響を防止する。

➤ 漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物となることはない。万が一、地震の影響により固縛が外れたとしても、アクセスルートに影響のある設備は全て通路部に存在することから、迂回等が可能であり影響はない。

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



補足 6-22

補足第 6.3.2.2-1 図 6号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (1/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足 6-23

補足第 6.3.2.2-1 図 6号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (2/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足 6-24

補足第 6.3.2.2-1 図 6号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (3/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足 6-25

補足第 6.3.2.2-1 図 6号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (4/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



補足 6-26

補足第 6.3.2.2-2 図 7号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (1/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足 6-27

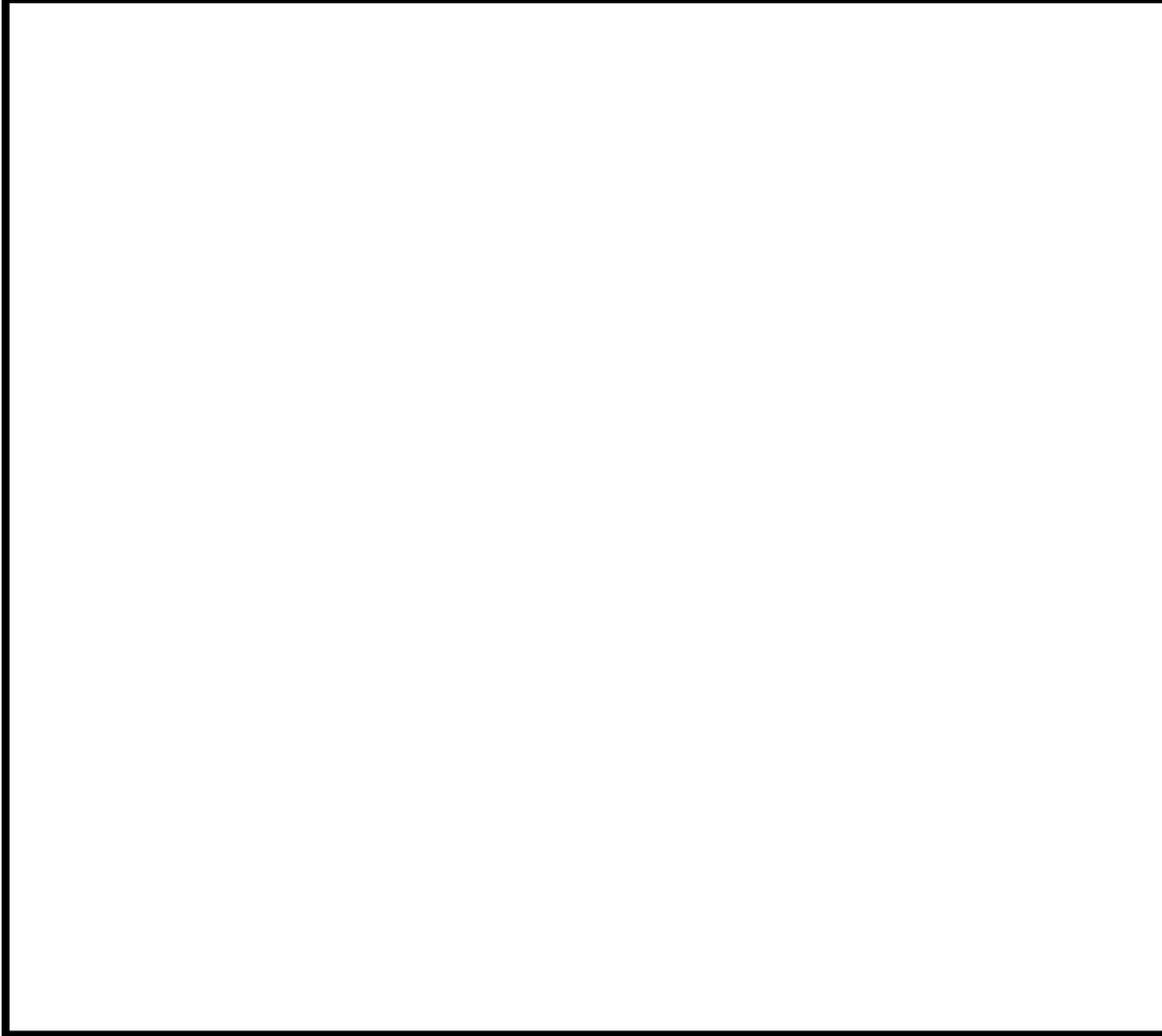
補足第 6.3.2.2-2 図 7 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (2/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足 6-28

補足第 6.3.2.2-2 図 7号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (3/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



補足 6-29

補足第 6.3.2.2-2 図 7号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (4/4)

(2) アクセスルートへの成立性まとめ

地震に伴う溢水により想定される環境条件に対し、①～③のアクセスルートの成立性について補足第 6.3.2.2-1, 2 表に整理する。

結果として各種環境条件を考慮しても、操作実施までの時間余裕や手動弁の運用変更等によりアクセス性に問題の無いことを確認した。

補足第 6.3.2.2-1 表 6号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作の実現性について

ルート①	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	R-B1-16	→	R-4F-3共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1	→	
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。 中操からの操作により使用済燃料プールへの補給を実施することで、オペフロでの線量の影響も低減可能。																											
ルート②	通過区画	C-2F-2	→	S/B(2F)	→	S/B(1F)	→	C-1F-1	→	RW/B(1F)	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2	→	R-2F-1	→	
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																											
ルート③	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	T-B1-3	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2	→	R-2F-1
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																											

補足第 6.3.2.2-2 表 7号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作の実現性について

ルート①	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	R-B1-16	→	R-4F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1*	or	R-1F-8*	or	R-1F-9*	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	感電 漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。 中操からの操作により使用済燃料プールへの補給を実施することで、オベフロでの線量の影響も低減可能																									
ルート②	通過区画	C-2F-2	→	S/B(2F)	→	S/B(1F)	→	C-1F-1	→	RW/B(1F)	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1*	or	R-1F-8*	or	R-1F-9*	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1		
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
	感電 漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																									
ルート③	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	T-B1-3	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1*	or	R-1F-8*	or	R-1F-9*	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
	感電 漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																									

現場調査を踏まえた溢水源／溢水経路の抽出

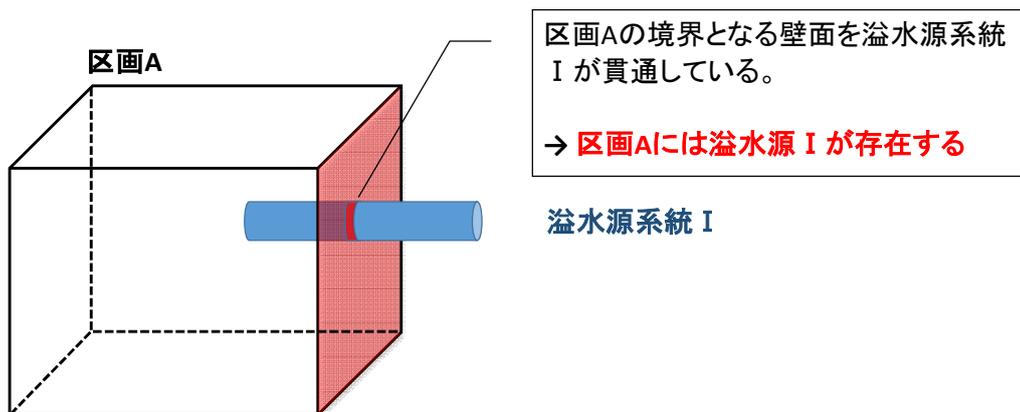
柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における溢水源及び溢水経路の抽出方法について、実施した現場調査も踏まえて以下に示す。

7.1 溢水源の抽出

各区画に存在する溢水源の抽出を、図面調査と現場調査により実施した。具体的な手法について以下に示す。

7.1.1 図面調査による溢水源の抽出

図面による主な抽出方法としては、各区画の境界となる壁，床，及び天井の貫通部を抽出し，それらの貫通部がどのような用途で開けられた貫通部かを調査することで，その区画内にどのような溢水源が存在するかを抽出した。補足第 7.1.1-1 図に概念図を示す。



補足第 7.1.1-1 図 溢水源抽出概念図

なお，この方法では単一の区画内で閉じている系統が存在する場合等は抽出されないことから，機器配置図や配管計装線図，配管施工図等からの設置位置情報も総合して，溢水源を網羅的に抽出した。以下に調査した図面の一覧をまとめる。

壁・床貫通部埋め込み金物図
機器配置図
配管計装線図
配管施工図
配管配置図
消火栓配置図

7.1.2 現場調査による溢水源の抽出

机上での図面調査で抽出された溢水源の追確認及び、被水評価にて必要となる防護対象設備と溢水源の相対的位置関係の調査として、現場調査を実施した。具体的な手順を以下に示す。

- ① (机上) 防護対象区画毎にチェックシート原紙を作成
- ② 防護対象区画内の防護対象設備の設置位置をチェックシートに記入
- ③ 防護対象設備に影響を及ぼす可能性のある溢水源が存在するか調査。存在する場合は以下を実施。
 - ・抽出した溢水源の位置，配管／機器番号をチェックシートに記入
 - ・抽出した溢水源が影響を与える可能性のある防護対象設備をチェックシートに記入
- ④ 確認した防護対象設備，溢水源を写真撮影

以上の手順により実施した調査結果の具体例を補足第 7.1.2-1 図に示す。

なお、本現場調査実施時に、次章 7.2.2 で述べる伝播に伴う被水評価にて必要となる防護対象設備と上方の貫通部との相対的位置関係の調査も実施した。この場合は上記③を以下のように変更して調査した。

- ③' 防護対象設備に影響を及ぼす可能性のある上方の貫通部が存在するか調査。存在する場合は以下を実施。
 - ・抽出した貫通部の位置をチェックシートに記入
 - ・抽出した貫通部が影響を与える可能性のある防護対象設備をチェックシートに記入

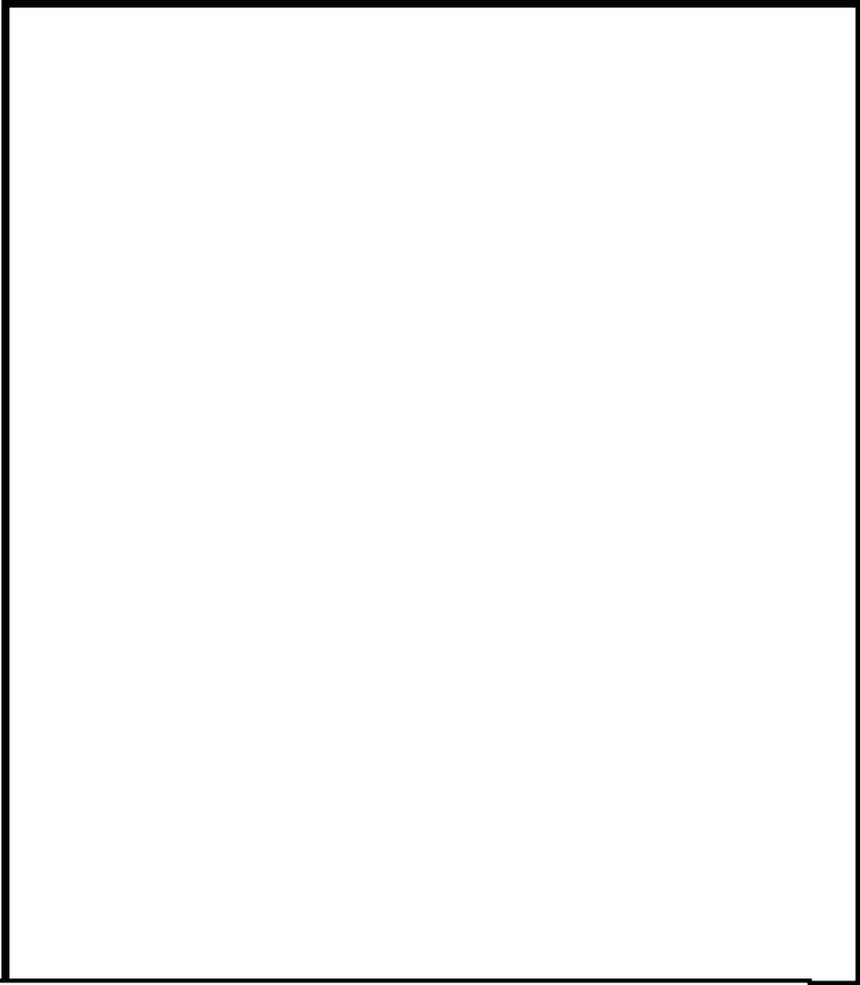
7.1.3 現場調査実施の実績

現場調査の実施に当たっては、溢水評価を実施する評価者及び技術系グループより人員を招集し、以下のような体制で実施した。

1 プラントあたり

$$2 \text{ (人/チーム)} \times 110 \text{ (区画数)} \times 1.0 \text{ (時間)} \times 2 \text{ (周)} \div 7 \text{ (日換算)}$$
$$= \text{約 } 60 \text{ 人} \cdot \text{日}$$

区画	R-3F-4	
ファンネル	有り	無し



防護対象設備		機器番号
a	非常用ガス処理系バルブ	T22-M0-F004A
b	非常用ガス処理系バルブ	T22-M0-F004B
c	排風機	T22-C001A
d	フィルタ装置	T22-D002
e	乾燥装置	T22-D001A
f	SGTS系バルブ	T22-A0-F001A
g	SGTS系バルブ	T22-M0-F002A
i	乾燥装置	T22-D001B
j	SGTS系バルブ	T22-A0-F001B
k	SGTS系バルブ	T22-M0-F002B
l	SGTS系空調機	U41-B109
m	SGTS系空調機	U41-B110

補足 7-3

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足第 7. 1. 2-1 図 溢水源抽出現場調査結果例 (1/3)

区画	R-3F-4	
ファンネル	有り	無し



枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

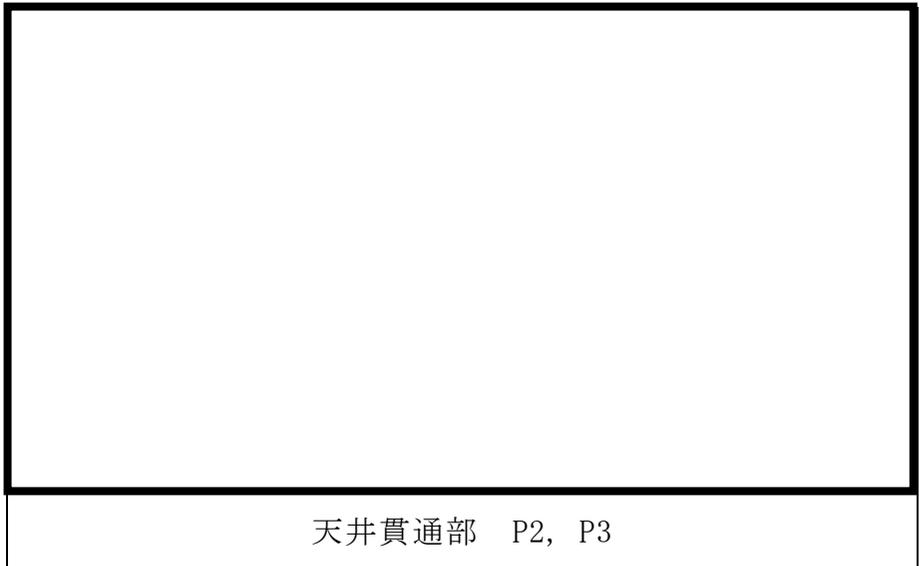
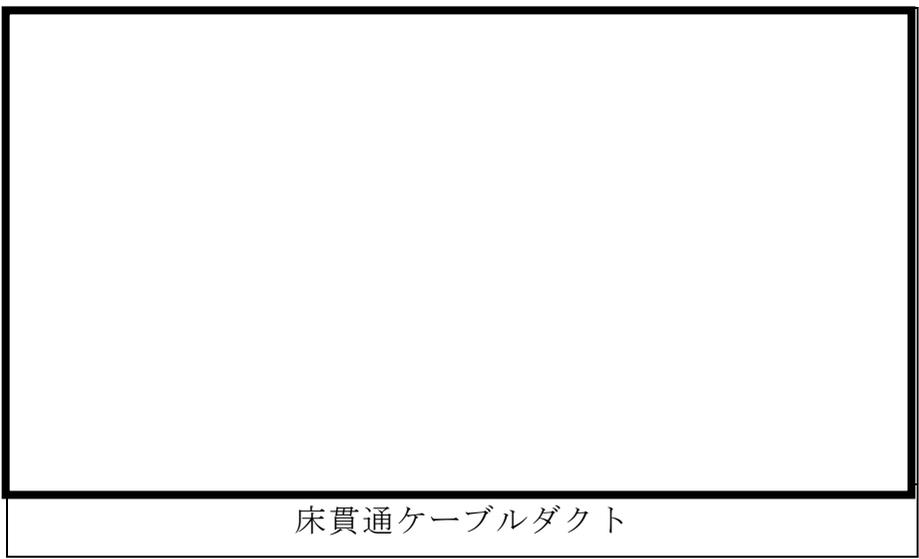
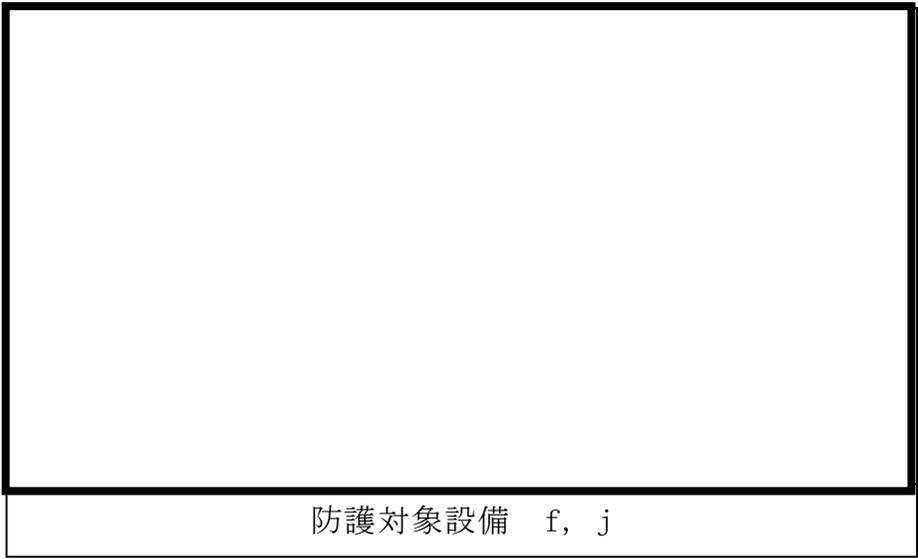
➤ 溢水源 有り 無し

溢水源		対象設備
w1	RCW-1139	c, e, g, l, h, I, k, m
w2	RCW-141	e, g, l, I, k, m
w3	HNCW-104	a, b, d
w4	HWH-17	a, b, d
w5	RCW-1139	a, b, d
w6	MUWP-180	d, f, j
w7	MUWC-102	d, f, j
w8	HNCW-104	f, j
w9	MUWP-180	a, b

➤ 天井貫通部 有り 無し

天井貫通部		対象設備
P1	RCW-1139	i
P2	SGTS-1	f
P3	HNCW-136	f

補足第 7.1.2-1 図 溢水源抽出現場調査結果例 (2/3)



補足第 7.1.2-1 図 溢水源抽出現場調査結果例 (3/3)

7.2 溢水経路の抽出

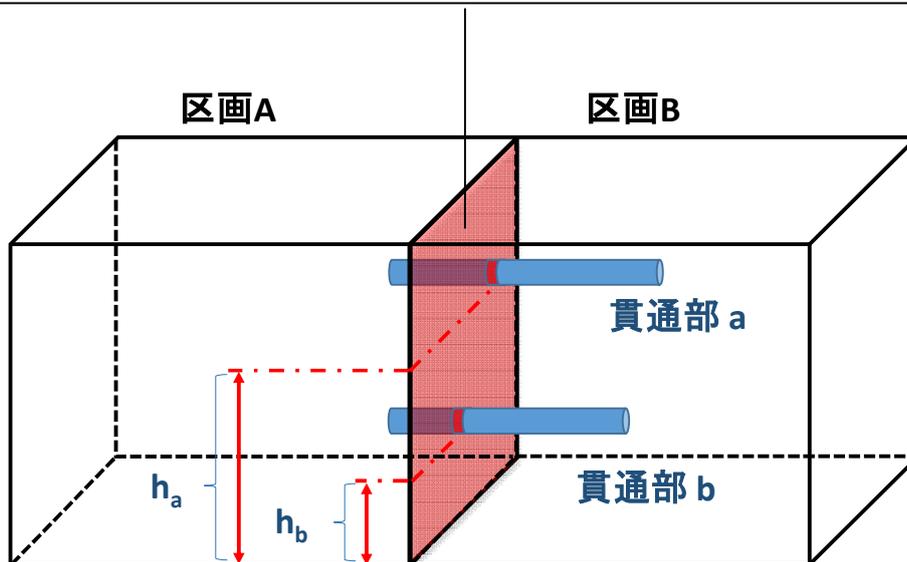
各区画の壁，床及び天井面について，図面調査及び現場調査により溢水の伝播経路となりうる開口部や貫通部等を抽出した。また各伝播経路の位置情報や溢水防護対策の有無を踏まえ，各区画間の接続状況を整理し，溢水経路モデルを設定した。溢水経路の抽出や位置情報の整理について具体的な手法を以下に示す。

7.2.1 図面調査による溢水経路の抽出

図面による主な抽出方法としては，各区画の境界となる壁，床，及び天井の貫通部を抽出し，それらの貫通部がどの区画に接続しているかを調査することで，区画間の溢水経路を抽出した。また同一の区画間に複数の溢水経路が存在する場合は，その中で床面からの貫通高さが最も低いものを抽出し，それら区画間で溢水伝播が起こる伝播開始高さをもとめた。補足第 7.2.1-1 図に概念図を示す。

区画Aの境界となる壁面に貫通部が存在し，それが区画Bに接続している。
また，区画A-B間の貫通部は複数あり，そのうち最も床面からの高さが低いものは貫通部bで、その高さは h_b である。

→ 区画A-B間に溢水経路が存在し，その伝播開始高さは h_b である

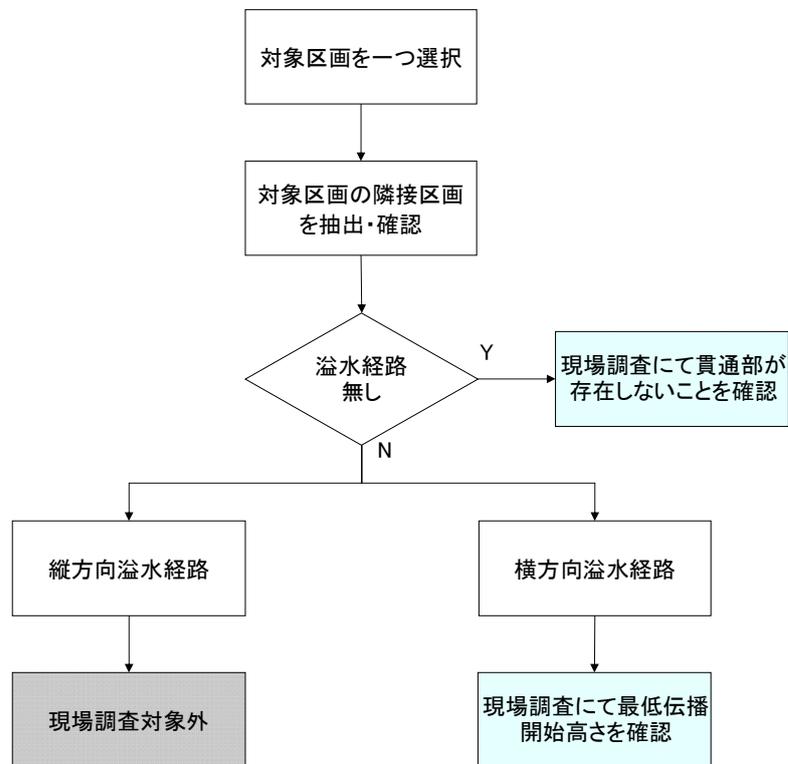


補足第 7.2.1-1 図 溢水経路抽出概念図

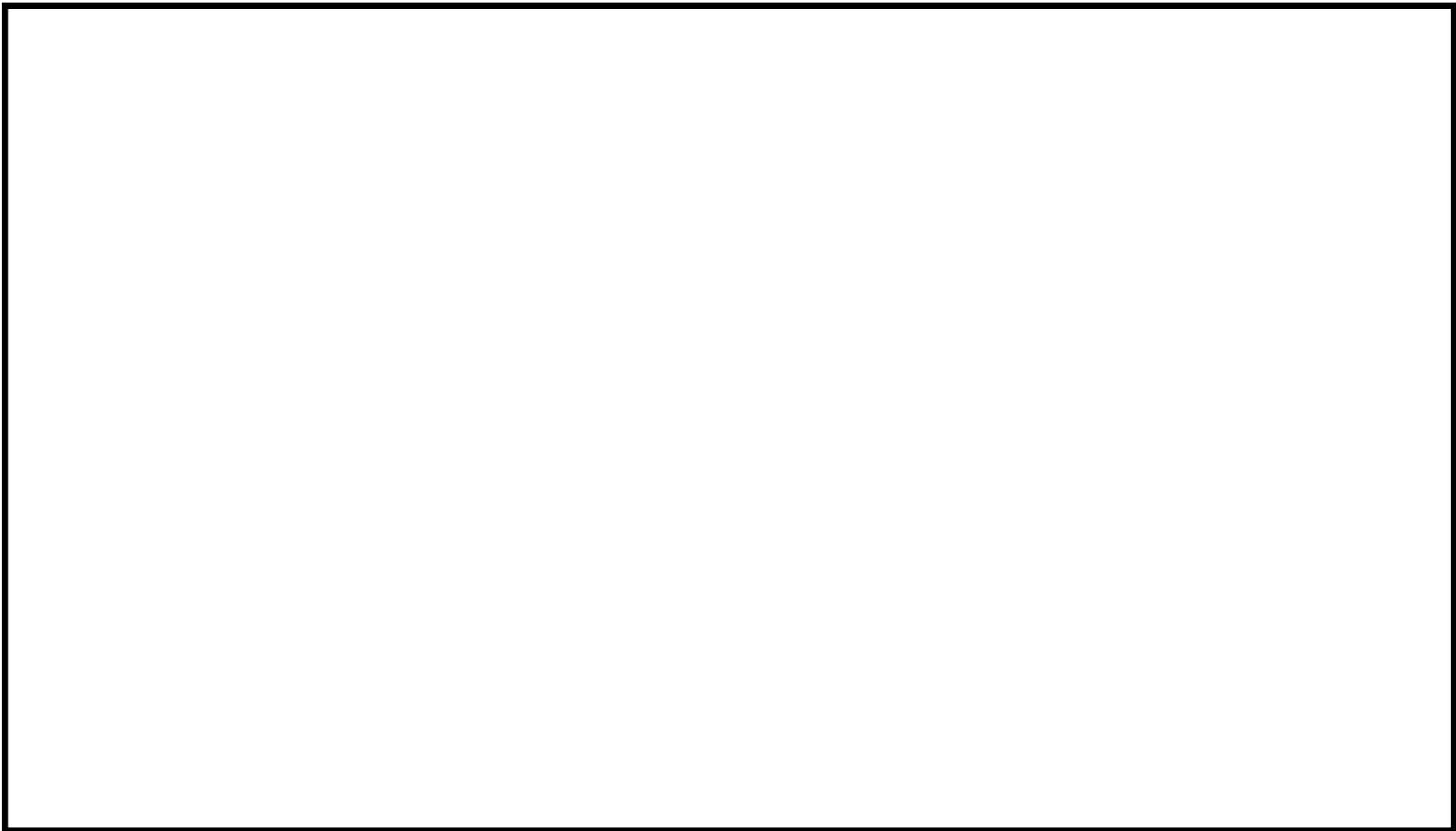
7.2.2 現場調査による溢水経路の抽出

机上での図面調査で抽出された溢水経路の追確認及び、伝播に伴う被水評価にて必要となる防護対象設備と上方の貫通部との相対的位置関係の調査として、現場調査を実施した。現場調査に当たっては、補足第 7.2.2-1 図に示すフロー図に従いスクリーニングを実施した上で、対象となる溢水経路を抽出の上、現場調査を実施した。実施した調査の具体例を補足第 7.2.2-2 図に示す。

なお、後者については 7.1.2 にて述べたとおり、溢水源の抽出に関する現場調査にて同時に実施していることから、ここでの記載は省略する。



補足第 7.2.2-1 図 溢水経路現場調査対象フロー



枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

補足第 7.2.2-2 図 溢水経路抽出現場調査

過去の不具合事例への対応について

溢水に係わる過去の不具合事例の抽出を行い、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における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。

8.1 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」及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
- ④ 調査対象期間は平成 26 年 10 月 6 日発生分までとするが、本期間外については他電力会社から個別に提供された情報等については対象に追加する

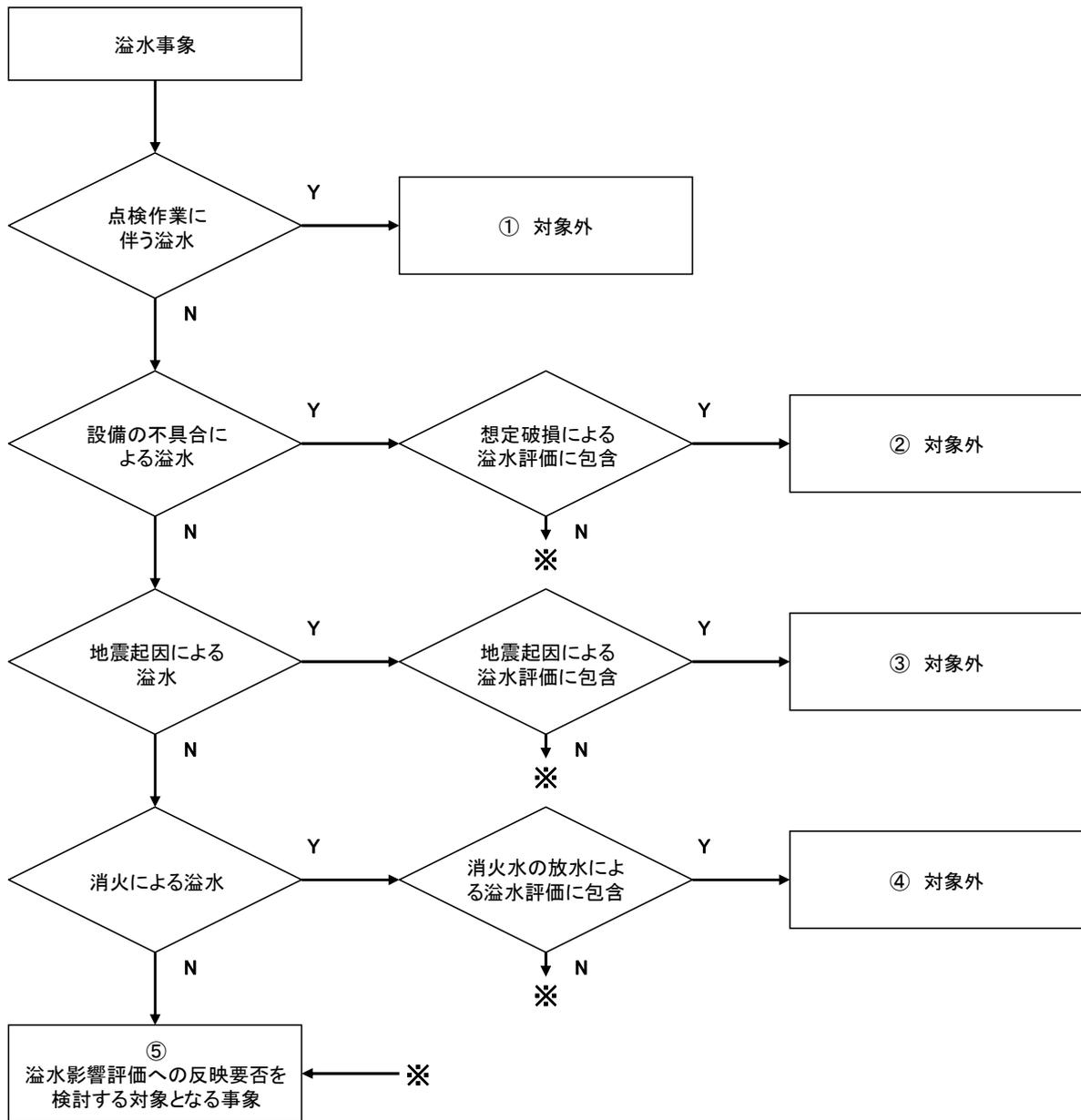
8.2 内部溢水影響評価への反映が必要となる事象の選定

内部溢水影響評価への反映が必要となる事象について、補足第 8.2-1 図及び補足第 8.2-1 表に基づき抽出した。抽出した事象に対する、内部溢水影響評価における対応状況を補足第 8.2-2 表に、過去の不具合事例として抽出した全事象を補足第 8.2-3 表に示す。

8.3 過去の不具合事例への対応について

過去の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、評価内容及び評価結果への影響がないことを確認した。

今後も引き続き、自社はもちろんのこと、他社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検討した上で、速やかに評価に反映させていくこととする。



補足第 8.2-1 図 内部溢水影響評価への反映要否判断フロー

補足第 8.2-1 表 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・分解点検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、人的過誤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、建屋内排水系の排水ラインの閉塞による溢水事象については、内部溢水影響評価上、元々ラインの閉塞を想定し、二つ以上の目皿がある場合にのみ排水に期待していること、定期的な通水確認を実施する運用としていることから、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> <p>なお、保守不完全が原因の溢水事象についても本項目で整理した。</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及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>

※キーワード検索により抽出されたものの溢水とは異なる事象であった場合は、対象外とした上で補足第 8.2-2 表の分類欄において「-」と記載した

補足第 8.2-2 表 過去の不具合事例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。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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 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。 <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>
内部溢水評価への影響	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉には復水貯蔵タンクは無く（復水貯蔵槽は廃棄物処理建屋内に設置）、同様の事象は起こりえないが、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ととらえると、これに対しては本文第11章のような対策を講じており、考慮済である。</p>

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	2003.08.15 浜岡3号
事象の概要	<p>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23m×5m×5mm：約600リットル）を発見。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
再発防止対策	<p>(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</p> <p>(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。</p>
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部（屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む）については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照）</p>

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	2004.10.09 浜岡3号
事象の概要	<p>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、サービス建屋出入り口（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。</p>
再発防止対策	当該感知器を取り替えることとした。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、サービス建屋については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において隙間部の止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照）</p>

件名④	【中越沖地震】 T/B B2F T/BHCW 弁 [°] (B)・LPCP(A)～(C) 室雨水流入
事象発生日等	2007.07.26 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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが, 溢水防護区画への逆流の可能性のあるドレン配管には, ファンネル部を逆止機構ファンネルとしており, 内部溢水影響評価において考慮済である。

件名⑤	【中越沖地震】 T/BB1F (管) 南側壁上部 5m (ヤード HTr 奥ノンセグ室) より雨水流入
事象発生日等	2007.07.26 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地上化, 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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが, 建屋外周地下部 (屋外地下トレンチ, 建屋間接合部を含む) については溢水経路として設定し, 溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており, 内部溢水影響評価において考慮済である。(「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照)

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	2007.07.26 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、雨水が流入したものと推定される。
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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部（屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む）については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照） なお、溢水防護区画の境界となる建屋外壁についても評価を実施しており、地震時に微細なひび割れが発生することは否定できないものの、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。

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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部（屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む）については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照）

件名⑧	タービン建屋内への海水の浸入
事象発生日等	2009.10.08 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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部（屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む）については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照）

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 イ補機冷却水系熱交換器室及び海水ポンプ室への浸水
事象発生日等	2011.03.11 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	(1)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。 (2)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。 (3)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。
内部溢水評価 への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが，耐津波設計において，海と接続する 取水路及び排水路等から，重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋に 海水を流入させない対策を講じているため，内部溢水評価への影響はない。 (詳細は耐津波設計において説明)

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	2011.03.11 福島第二 1,2,3,4号
事象の概要	<p>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、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。</p> <p>しかし、当該地震後の津波により、1,2,4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出来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。</p>
再発防止対策	<p>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。</p>
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、耐津波設計において、重要な安全機能を有する設備等を設置する敷地に基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない対策を講じており、また、海と接続する取水路及び排水路等から、同敷地及び重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋に海水を流入させない対策を講じているため、内部溢水評価への影響はない。（詳細は耐津波設計において説明）</p>

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	2011.03.18 東海第二
事象の概要	<p>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。</p> <p>(1)北側ポンプ槽と補機冷却海水系ストレーナエリア間の排水溝用の開口 (2)ケーブルピット</p>
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。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが，耐津波設計において，重要な安全機能を有する設備等を設置する敷地に基準津波による遡上波を地上部から到達，流入させない対策を講じており，また，海と接続する取水路及び排水路等から，同敷地及び重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋に海水を流入させない対策を講じているため，内部溢水評価への影響はない。（詳細は耐津波設計において説明）</p>

件名⑫	【東日本大震災関連】125V 蓄電池 2B 室における溢水について
事象発生日等	2011.03.28 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	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。 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。 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。 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。
内部溢水評価への影響	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，これに対しては本文第 11 章のような対策を講じており，考慮済である。

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	2011.05.27 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"> ・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。 ・焼損した配線用しゃ断器は絶縁抵抗測定を実施し、健全であることを確認していた。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 <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"> ・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。 ・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。 ・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。 ・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。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、耐津波設計において、重要な安全機能を有する設備等を設置する敷地に基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない対策を講じており、また、海と接続する取水路及び排水路等から、同敷地及び重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋に海水を流入させない対策を講じているため、内部溢水評価への影響はない。（詳細は耐津波設計において説明）</p>

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	2011.09.21 女川 1 号
事象の概要	<p>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。</p> <p>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。</p>
再発防止対策	<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部(屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む)については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。(「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照)</p>

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	2013.06.19 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。)</p> <p>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。</p> <p>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、壁立ち上が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	<p>a. 止水板の取り付け状態の確認</p> <p>止水板取り付け状態を以下のように確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直線部は、止水板本体の変形・ゆがみによる躯体との密着不良がないことを確認する。 ・入隅部は、締着板を取り外し、ボルト及び止水板の孔の位置が適切であることを確認する。 ・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。 ・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。 <p>b. 締め付けトルク値の確認</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部(屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む)については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。(「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照)</p>

件名⑩	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	2014.09.19 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リットル）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リットル））。
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・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、教育を実施した。 ・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。 ・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。 ・類似の躯体ひび割れ個所について、今後、補修を実施することとした。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路（最終滞留区画）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、最地下階に導き滞留することとしていること（上階等に長時間滞留することはない、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、最終滞留区画となる躯体については、地震時に微細なひび割れが発生することは否定できないものの、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、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	2014.10.06 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と推定した。また、浸入した雨水の量は、合計で約8m ³ であることを確認した。
再発防止対策	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。 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。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係わる事象であるが、建屋外周地下部（屋外地下トレンチ、建屋間接合部を含む）については溢水経路として設定し、溢水防護区画との境界において止水措置等の対策を行っており、内部溢水影響評価において考慮済である。（「10. 建屋外からの溢水影響評価」参照）

補足第 8.2-3 表 過去の不具合事例

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
505	1977-東京-T007	福島第一 1 号	原子炉再循環ポンプの異常について	1978/1/26	②
599	1979-東京-T002	福島第一 2 号	定期検査作業終了後の調整運転中のトラブルについて	1979/7/13	① ②
569	1979-原電-T001	東海第二	発電支障事故について	1979/7/22	②
591	1979-中部-M004	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系 (CUW) ポンプメカニカルシールの取替	1980/2/28	②
592	1979-中部-M005	浜岡 2 号	循環水ポンプ軸受潤滑水弁取替	1980/2/29	②
593	1979-中部-M006	浜岡 1 号	ドライウェル床ドレンサンプ水位の微上昇	1980/3/6	②
597	1979-中部-M010	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系 (CUW) ポンプメカニカルシールの取替	1980/3/21	②

補足 8-18

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
644	1980-中部-M002	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系 (CUW) ポンプメカニカルシールの取替	1980/4/21	②
647	1980-中部-M005	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) メカニカルシールの取替	1980/5/26	②
663	1980-東京-M005	福島第一 4 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) メカニカルシール漏洩	1980/8/23	①
654	1980-中部-T012	浜岡 1 号	高圧給水加熱器空気抜き管の損傷について	1980/9/29	②
655	1980-中部-M013	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) メカニカルシールの取替	1980/11/13	②
658	1980-中部-M016	浜岡 2 号	主蒸気隔離弁前第 1 ドレン弁グランド部の点検補修について	1981/2/1	②
791	1981-東京-T002	福島第一 1 号	隔離時復水器系配管の損傷について	1981/4/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
718	1981-原電-M009	東海第二	抽気系ドレントラップの漏洩	1981/6/16	②
773	1981-中国-T001	島根 1 号	原子炉冷却材浄化系 A 再生熱交換器からの漏洩について	1981/6/16	②
798	1981-東京-T008	福島第一 6 号	高圧ポンプメカニカルシール水配管の損傷について	1981/7/6	②
780	1981-中部-M005	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカニカルシールの取替	1981/7/8	②
800	1981-東京-T011	福島第一 4 号	480 ボルトモータコントロールセンタの停止について	1981/7/10	②
802	1981-東京-M013	福島第一 6 号	廃液濃縮器(A)加圧蒸気フランジ部の孔食について	1981/7/22	②
726	1981-原電-T017	東海第二	給水系試験用計装配管溶接部の損傷について	1981/8/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
809	1981-東京-T020	福島第一 6 号	廃棄物処理設備の配管損傷について	1981/8/24	②
808	1981-東京-M019	福島第一 2 号	補助ボイラ軽油移送配管の漏洩	1981/8/24	②
733	1981-原電-M025	東海第二	原子炉給水ポンプ入口安全弁取出配管の漏えいについて	1981/9/12	②
814	1981-東京-M025	福島第一 2 号	残留熱除去海水系配管の漏洩について	1981/9/14	②
815	1981-東京-M026	福島第一 5 号	電動機駆動原子炉給水ポンプ吐出圧力取出し配管損傷について	1981/9/17	②
818	1981-東京-T029	福島第一 5 号	給水試料採取系配管継手部よりの漏洩に伴う停止について	1981/9/28	②
830	1981-東京-M041	福島第一 5 号	原子炉補機冷却設備の海水冷却系配管の損傷について	1981/11/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
745	1981-原電-T036	東海第二	原子炉建屋内主蒸気トンネル室床面の汚染について	1981/12/1	①
783	1981-中部-M008	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1981/12/3	②
784	1981-中部-T009	浜岡 1 号	復水器水室(A-2)細管リークについて	1981/12/24	②
760	1981-原電-M051	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)号機封水配管漏えいについて	1982/1/8	②
786	1981-中部-M011	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1982/1/11	②
836	1981-東京-M047	福島第一 1 号	非常用ユニットディーゼル発電機点検修理	1982/1/13	②
764	1981-原電-M055	東海第二	原子炉隔離時冷却系ドレンポット排水弁(E51-F026)のボンネットパッキン交換による待機除外について	1982/2/9	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
788	1981-中部-M013	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカニカルシールの 取替え	1982/2/19	②
840	1981-東京-M051	福島第一 1 号	非常用ユニットディーゼル発電機点検修理	1982/2/23	②
842	1981-東京-T053	福島第一 6 号	高圧復水ポンプ A 号機メカニカルシール水配管損傷 について	1982/3/22	②
891	1982-原電-M008	東海第二	原子炉隔離時冷却系ドレンポット排水ラインドレ ントラップボンネットフランジ部よりの漏えい について	1982/5/8	②
961	1982-東京-M011	福島第一 1 号	CCSW ポンプ (格納容器冷却系海水ポンプ)	1982/6/3	②
962	1982-東京-M012	福島第一 3 号	廃液濃縮器の孔食による損傷について	1982/6/17	②
899	1982-原電-M016	東海第二	原子炉建屋内の水漏れについて	1982/6/30	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
966	1982-東京-M016	福島第一 1 号	非常用ユニット D/G 冷却器及び計装品点検	1982/7/2	②
981	1982-東京-M031	福島第一 2 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)軸受冷却水の漏えい について	1982/9/28	②
983	1982-東京-T033	福島第一 6 号	原子炉再循環系圧力検出用予備座小口径配管の漏 えいについて	1982/10/25	②
946	1982-中部-T006	浜岡 1 号	復水器(A-1)室細管の点検・補修について	1982/11/3	②
948	1982-中部-M008	浜岡 2 号	復水器(A)室細管の点検・補修について	1982/12/24	②
949	1982-中部-T009	浜岡 1 号	復水器(A-1)室細管の点検・補修について	1983/1/5	②
1078	1983-中部-T001	浜岡 1 号	復水器(A-1・2)室細管の点検・補修について	1983/4/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1092	1983-東京-T008	福島第一 1号	タービン蒸気加減弁制御装置油漏洩による原子炉自動停止について	1983/8/13	②
1053	1983-原電-M014	東海第二	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)の不具合について	1983/9/5	②
1099	1983-東京-M015	福島第一 6号	タービン駆動原子炉給水ポンプシール水戻り配管の漏えいについて	1983/9/27	②
1100	1983-東京-T016	福島第一 6号	タービン駆動原子炉給水ポンプシール水戻り配管の漏洩について	1983/10/3	②
1058	1983-原電-T020	東海第二	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内の漏水について	1983/10/23	①
1103	1983-東京-M019	福島第一 6号	非常用ディーゼル発電機潤滑油プライミングポンプ修理	1983/11/18	②
1063	1983-原電-T025	東海第二	タービン抽気管ドレン系の蒸気漏洩について	1983/12/26	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1112	1983-東京-M028	福島第一 4 号	タービン建屋 2 階空調機制御盤室消火水漏洩について	1984/2/5	②
1197	1984-東京-M003	福島第一 1 号	格納容器スプレー海水ポンプ(B)メカニカルシール取替	1984/4/25	②
1202	1984-東京-M008	福島第一 3 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカシール漏洩について	1984/8/5	②
1207	1984-東京-T013	福島第一 2 号	復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブの不具合について	1984/10/17	⑤
1223	1984-東北-M003	女川 1 号	タービン建屋配管トレンチ内溢水について	1984/11/27	①
1214	1984-東京-M021	福島第一 2 号	原子炉給水流量検出配管継手部のにじみについて	1984/12/17	②
1215	1984-東京-M022	福島第二 1 号	タービン建屋低電導度サンプ(B)ピット内オーバーフローについて	1984/12/18	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1216	1984-東京-M023	福島第二 3 号	3/4 号機廃棄物処理設備の漏洩について	1984/12/20	②
1218	1984-東京-T025	福島第一 2 号	循環水系逆洗弁 (A1) 損傷による出力制限について	1985/1/21	②
1220	1984-東京-T027	福島第二 2 号	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器水室トーラスリング溶接部の損傷について	1985/2/7	②
1280	1985-東京-M002	福島第一 2 号	残留熱除去系弁点検	1985/5/1	②
1281	1985-東京-T003	柏崎刈羽 1 号	循環水配管からの海水漏洩について	1985/5/31	②
1283	1985-東京-M005	福島第一 2 号	残留熱除去系点検	1985/6/20	②
1289	1985-東京-T011	福島第一 1 号	起動用母線電源盤の焼損について	1985/8/31	④

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1295	1985-東京-T017	福島第一 5号	原子炉格納容器内ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1985/9/20	②
1299	1985-東京-T022	福島第一 4号	原子炉格納容器機器ドレン量増加に伴う原子炉手動停止について	1985/11/29	②
1301	1985-東京-M024	福島第一 5号	空気抽出器駆動用蒸気ドレン配管ドレントラップボンネットフランジ部漏洩	1985/12/24	②
1271	1985-原電-M024	東海第二	非常用ディーゼル発電機海水系出口逆止弁の不具合について	1986/3/23	①
1370	1986-中部-T001	浜岡 2号	復水器水室細管の点検・補修について	1986/6/20	②
1371	1986-中部-T002	浜岡 2号	復水器水室細管の点検・補修について	1986/7/25	②
1384	1986-東京-T009	福島第一 2号	原子炉格納容器床ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1986/11/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1445	1987-中部-M001	浜岡 1 号	復水器水室細管の点検・補修について	1987/4/12	②
1458	1987-東京-M009	柏崎刈羽 1 号	HPCS ディーゼル機関の保修について	1987/6/22	②
1462	1987-東京-M013	柏崎刈羽 1 号	原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプ(B)除染用フランジからの漏洩について	1987/7/12	②
1464	1987-東京-T015	柏崎刈羽 1 号	非常用ディーゼル発電機 A 号機ディーゼル機関からの冷却水の漏洩について	1987/8/17	②
1467	1987-東京-M018	福島第一 5 号	廃液濃縮器(A)の不具合について	1987/11/13	②
1479	1987-東京-T030	福島第二 1 号	原子炉再循環ポンプ(B)電動機上部軸受温度上昇に伴う原子炉手動停止について	1988/3/18	②
1480	1987-東京-M031	福島第一 6 号	排ガス予熱器の不具合について	1988/3/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1537	1988-中部-T003	浜岡 2 号	高圧注入系蒸気ドレン配管点検・保守に伴う原子炉 手動停止について	1988/5/22	②
1552	1988-東京-T006	福島第一 3 号	原子炉再循環ポンプ(A)吐出弁ベント配管エルボ溶 接部からの漏洩による原子炉手動停止	1988/7/27	②
1563	1988-東京-M017	福島第一 4 号	廃棄物処理系弁類点検時の水漏れについて	1989/1/24	① ②
1564	1988-東京-T018	福島第一 3 号	タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)シール水ストレ ーナフランジ部からの漏えいについて	1989/2/13	②
1609	1989-東京-T002	福島第二 2 号	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器(B)入口配管溶接 部からの漏えいに伴う原子炉手動停止について	1989/6/3	②
1604	1989-中部-M004	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化ポンプ(B)メカニカルシールの取 替	1989/11/20	②
1605	1989-中部-M005	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化ポンプ(A)メカニカルシールの取 替	1989/12/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1622	1989-東京-T015	福島第二 1 号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1989/12/27	① ②
1607	1989-中部-M007	浜岡 2 号	復水器水室細管の点検・補修について	1990/2/23	②
1710	1991-東京-M001	福島第一 1 号	タービン建屋内海水漏えいについて	1991/6/24	②
1714	1991-東京-T005	福島第一 1 号	補機冷却水系海水配管からの海水漏えいに伴う原子炉手動停止について	1991/10/30	②
1719	1991-東京-M011	福島第一 3 号	タービン制御用 EHC 油冷却器 (A) の漏えいについて	1992/1/17	②
1732	1992-原電-M002	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ A 号機駆動用タービン軸振動値の増加について	1992/4/22	②
18	1992-中国-T003	島根 1 号	原子炉格納容器内機器ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1993/2/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1747	1993-原電-M005	東海第二	補機海水系・屋外出口配管からの海水漏えいについて	1993/9/15	②
1788	1994-北陸-M002	志賀 1 号	液体廃棄物処理設備 高電導度廃液系圧力検出配管ソケット溶接部からの漏洩	1995/1/10	②
1773	1994-中部-M005	浜岡 1 号	原子炉給水ポンプ(A)メカニカルシールからの漏えいについて	1995/3/16	②
72	1994-東京-T014	福島第一 3 号	循環水ポンプ(B)不具合に伴う出力低下について	1995/3/24	②
97	1995-東京-T003	柏崎刈羽 5 号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1995/7/13	②
1810	1995-中部-M004	浜岡 1 号	原子炉圧力容器フランジシール部からの漏えいについて	1995/10/25	①
101	1995-東京-T008	福島第一 6 号	原子炉格納容器内床ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1995/11/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1802	1995-原電-M010	東海第二	高圧復水ポンプ(B)のバランス配管からの微小漏えいについて	1996/2/4	②
1833	1996-中部-M002	浜岡1号	原子炉機器冷却水ポンプ(A-1)の点検について	1996/4/25	②
1834	1996-中部-M003	浜岡2号	原子炉機器冷却水ポンプ(B-2)の点検について	1996/4/28	②
1839	1996-東京-M003	福島第一4号	補助ボイラ室での火災について	1996/6/13	②
113	1996-原電-T004	東海第二	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1996/8/10	①
1841	1996-東京-M008	福島第一4号	高圧復水ポンプ(A)メカニカルシールからの漏えいについて	1996/9/4	②
145	1997-東京-T005	福島第一2号	調整運転中の電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁ボンネットシール部からの漏えいに伴う出力制限について	1997/6/8	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1883	1997-東京-M007	柏崎刈羽 7 号	グラウンド蒸気系蒸化器計装ラックからの蒸気漏えいについて	1997/7/18	②
146	1997-東京-T009	柏崎刈羽 1 号	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁からの漏えいに伴う出力制限について	1997/8/19	②
1886	1997-東京-M012	福島第一 2 号	残留熱除去系(RHR)熱交換器(A)海水側ドレンラインフランジパッキンの交換	1997/10/24	②
1894	1997-東京-M026	福島第二 1 号	原子炉建屋地下 2 階床面への漏えいについて	1998/3/27	①
1895	1997-東京-M027	福島第二 4 号	残留熱除去機器冷却系海水配管フランジパッキンの取替について	1998/3/29	②
8876	1998-中国-M001	島根 2 号	2 号機 A-ディーゼル機関 L-1 シリンダからの漏水	1998/5/11	②
1930	1998-東京-M002	柏崎刈羽 7 号	タービン建屋循環水配管エリアにおける海水の溢水について	1998/6/1	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1931	1998-東京-M003	福島第二 2 号	原子炉ウェル内における漏えいについて	1998/7/6	①
168	1998-東京-T004	福島第二 2 号	調整運転中のタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)蒸気加減弁フランジ部からの漏えいに伴う出力制限について	1998/7/21	① ②
172	1998-東京-T011	柏崎刈羽 1 号	原子炉格納容器内 LCW サンプからのオーバーフローについて	1998/10/8	①
166	1998-中部-T003	浜岡 2 号	給水ポンプ駆動タービン(B)ケーシングドレン配管用管台部点検に伴う原子炉手動停止について	1998/11/3	②
プレス リリース	—	女川 1 号	女川原子力発電所 1 号機の原子炉格納容器内配管の漏洩について	1998/11/14	②
1939	1998-東京-M017	福島第一 4 号	補機冷却海水系戻り弁からの海水微少漏えいについて	1999/1/5	②
1940	1998-東京-M018	福島第一 5 号	給水加熱器(1C)ドレン配管からの漏えいについて	1999/1/13	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1959	1999-原電-M001	東海第二	主復水器循環水系バイパス管からの溢水について	1999/4/20	①
1960	1999-原電-M003	東海第二	燃料プール冷却浄化系プリコートタンクからの溢水について	1999/5/21	①
1991	1999-東京-M015	福島第一 1号	定期検査中のタービン建屋内での油漏えいについて	1999/10/18	①
227	2000-東京-T005	柏崎刈羽 2号	タービン系蒸気凝縮水漏えいに伴う原子炉手動停止について	2000/6/29	②
230	2000-東京-T008	福島第一 2号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	2000/7/23	②
2076	2000-東北-M001	女川 1号	復水ろ過脱塩塔出口配管からの漏えいについて	2000/9/2	②
2072	2000-東京-M015	柏崎刈羽 5号	原子炉再循環ポンプ MG セット (B) 電動機側ギヤカップリング部からのグリース漏れについて	2000/12/22	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2074	2000-東京-M018	福島第一 6 号	主発電機冷却用水素ガス漏えいについて	2001/2/13	②
2026	2000-原電-M010	東海第二	廃棄物処理設備機器ドレン系廃液脱塩器の使用済樹脂漏えいについて	2001/3/23	① ②
2112	2001-東京-M004	柏崎刈羽 6 号	屋外消火系配管損傷による消火用水の漏えいについて	2001/5/17	①
243	2001-東京-T008	柏崎刈羽 6 号	原子炉格納容器内の原子炉補機冷却水の漏えいに伴う原子炉手動停止について	2001/6/18	②
2118	2001-東京-M013	柏崎刈羽 1 号	サプレッションプール水位計からの漏水について	2001/7/12	①
2132	2001-東北-M001	女川 1 号	原子炉冷却材浄化系の漏えいについて	2001/7/23	① ②
2121	2001-東京-M016	福島第二 2 号	蒸気加減弁急速閉用圧カスイッチ検出ライン継ぎ手部からの漏えい修理について	2001/8/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2136	2001-北陸-M002	志賀 1 号	高圧復水ポンプ (B) メカニカルシールからの漏えいについて	2001/8/26	②
2093	2001-原電-M010	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ (A) 封水出口配管からの蒸気微少漏えいについて	2001/12/10	②
248	2001-東北-T005	女川 2 号	復水流量計配管付け根部からの水漏れについて	2002/3/7	②
2187	2002-東北-M001	女川 2 号	湿分分離ドレンタンク水位調節弁ボンネット部からのにじみについて	2002/4/2	②
2148	2002-原電-M002	東海第二	発電機界磁整流器盤内整流器冷却水ホースからの微少漏えいについて	2002/5/19	②
2150	2002-原電-M004	東海第二	高圧タービン入口配管ドレンラインオリフィスストレーナ下流部からの漏えいについて	2002/5/29	②
2263	2002-中部-M002	浜岡 3 号	給水ポンプ駆動タービン高圧蒸気加減弁ドレン元弁の点検について	2002/7/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2152	2002-原電-M006	東海第二	原子炉給水ポンプ駆動タービン A 号機グラウンド下部からの凝縮水微少漏えいについて	2002/7/5	②
プレス リリース	—	浜岡 4 号	原子炉建屋 1 階における水漏れについて	2002/7/11	②
2181	2002-東京-M006	柏崎刈羽 7 号	低圧ドレンポンプ室での漏水について	2002/7/12	①
2180	2002-東京-M007	柏崎刈羽 6 号	燃料プール冷却浄化系ポンプ室での水の飛散について	2002/7/12	①
256	2002-東京-T009	福島第一 3 号	制御棒駆動水圧系配管の不具合	2002/8/22	②
2184	2002-東京-M014	福島第一 3 号	格納容器内への水漏れについて	2002/9/24	①
258	2002-東京-T019	福島第一 4 号	制御棒駆動水圧系挿入引抜配管の不具合	2002/10/11	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
311	2002-東京-M024	柏崎刈羽 4 号	ほう酸水注入系ドレン受けタンクからの純水のオーバーフローについて	2002/11/7	①
プレス リリース	—	浜岡 3 号	サービス建屋地下 1 階（放射線管理区域外）で発見された水たまりについて	2002/11/8	②
2162	2002-原電-M016	東海第二	タービン主塞止弁 No. 4 グランド蒸気リークホルダーからの漏えいについて	2002/12/6	①
2190	2002-東北-M007	女川 1 号	定期検査中の原子炉格納容器内における水の漏えいについて	2002/12/14	①
2269	2002-中部-M007	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系サンプリングラック周りの溢水について	2003/1/15	①
295	2002-東京-M034	柏崎刈羽 2 号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2003/1/23	①
プレス リリース	—	浜岡 3 号	タービン建屋 2 階で発見された水漏れについて	2003/4/17	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
プレス リリース	—	浜岡 1 号	復水器過脱塩装置 2 階における水漏れについて	2003/5/15	②
プレス リリース	—	浜岡 2 号	タービン建屋 1 階における水漏れについて	2003/5/21	②
プレス リリース	—	浜岡 3 号	補助建屋地下 1 階における水漏れについて	2003/5/29	②
272	2003-北陸-M001	志賀 1 号	タービン建屋の漏水について	2003/5/31	①
2256	2003-北陸-M002	志賀 1 号	残留熱除去系ポンプ室における弁のグランドパッキング部からの水の滴下について	2003/6/9	②
2264	2003-北陸-M005	志賀 1 号	タービン建屋内の所内蒸気凝縮水の飛散について	2003/6/26	①
2282	2003-北陸-M006	志賀 1 号	ドライクリーニング設備における溶剤残渣の飛散について	2003/6/27	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
274	2003-東京-T014	福島第一 2号	原子炉建屋内での水漏れについて	2003/7/24	①
2258	2003-北陸-M008	志賀 1号	制御棒駆動機構補修室における水漏れについて	2003/7/30	①
2283	2003-北陸-M010	志賀 1号	ドライクリーニング設備からの水漏れについて	2003/8/13	①
プレス リリース	—	浜岡 3号	タービン建屋地下 1 階雨水について	2003/8/15	⑤
2265	2003-北陸-M011	志賀 1号	原子炉格納容器内の原子炉格納容器冷却器排水口からの水漏れについて	2003/8/20	①
2284	2003-北陸-M012	志賀 1号	タービン建屋内での主油タンク油冷却器からの油漏れについて	2003/8/29	①
プレス リリース	—	浜岡 1号	原子炉建屋地下 2 階における水漏れについて	2003/9/17	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
383	2003-東京-M017	福島第二 1 号	RCIC タービン反カップリング側パッキン箱上部からの水の滴下について	2003/9/17	②
370	2003-東京-S013	福島第二 2 号	原子炉建屋低電導度廃液系サンプルピットへの流入について	2003/9/24	①
2267	2003-北陸-M016	志賀 1 号	原子炉格納容器内における漏水について	2003/9/25	①
3073	2003-東京-M019	福島第一 1 号	非常用ディーゼル発電機 (D/G 1 A) の異常について	2003/9/25	②
2270	2003-北陸-M017	志賀 1 号	残留熱除去系 (C) ポンプメカニカルシール部からの水漏れについて	2003/9/27	①
334	2003-東京-M020	柏崎刈羽 1 号	ほう酸水注入系ドレン配管からの漏えいについて	2003/9/30	②
372	2003-東京-S017	福島第二 2 号	タービン建屋 2 階工具棚からの微量な油だれの発生について	2003/10/6	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
380	2003-東京-M025	福島第二 2号	残留熱除去系安全弁フランジ部からの水の滴下について	2003/10/7	②
367	2003-東京-S018	福島第二	補助ボイラ起動時の蒸気ドレン弁からの蒸気漏えいについて	2003/10/8	②
369	2003-東京-S022	福島第二 1号	原子炉冷却材浄化系計装ラックよりの水の滴下について	2003/10/14	②
338	2003-東京-S023	柏崎刈羽 1号	RHR(A)系排水ライン排水口からの水漏れ	2003/10/18	①
プレス リリース	—	浜岡 2号	原子炉建屋廃棄物処理装置エリア中 2階における水漏れについて	2003/10/26	②
373	2003-東京-S025	福島第二 1号	1,2号機サービス建屋地下 2階冷凍機用潤滑油の捕集容器からの微量な油だれの発生について	2003/10/27	②
2271	2003-北陸-M018	志賀 1号	原子炉冷却材再循環系配管ドレン弁からの水漏れについて	2003/11/12	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
323	2003-東京-S028	福島第二 2 号	原子炉建屋高電導度廃液系サンプルピットへの流入 について	2003/11/14	①
プレス リリース	—	浜岡 3 号	タービン建屋 2 階における水漏れについて	2003/11/26	②
350	2003-東京-S034	福島第一 4 号	原子炉格納容器内における非放射性の水漏れにつ いて	2003/11/26	②
2213	2003-東京-S040	柏崎刈羽 5 号	RHR リークテスト弁からの漏えい	2003/12/2	①
342	2003-東京-M038	福島第一 6 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2003/12/5	①
10229	2003-東京-M037	福島第一 5 号	高圧注水系タービン蒸気管排水ラインからの微少 な蒸気漏えいについて	2003/12/5	②
364	2003-東京-S045	福島第一 4 号	定期検査中の 4 号機タービン建屋における非放射性 の水漏れについて	2003/12/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
360	2003-東京-S046	福島第二 4 号	定期検査中の 4 号機海水熱交換器建屋屋外における 海水漏れについて	2003/12/16	②
3030	2003-東京-S047	福島第一 6 号	原子炉建屋における水漏れについて	2003/12/17	①
3029	2003-東京-S053	福島第一 6 号	原子炉建屋における水漏れについて	2003/12/24	①
3027	2003-東京-S054	福島第一 5 号	タービン建屋内給水加熱室における水漏れについ て	2003/12/27	②
2228	2003-東京-M041	福島第二 3 号	残留熱除去機器冷却系冷却水ポンプ(B)吸込側の配 管フランジ部からの水の滴下について	2004/1/19	②
2383	2003-東京-S065	福島第一 6 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2004/1/25	①
プレス リリース	—	浜岡 2 号	原子炉建屋地下 2 階における水漏れについて	2004/2/5	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2232	2003-東京-M047	福島第二 3号	高圧炉心スプレイ系注入ライン配管フランジ部からの水の滴下について	2004/2/7	②
2294	2003-東京-S090	福島第二 2号	タービン建屋低電導度廃液サンプルピット等への漏えいについて	2004/3/3	②
プレス リリース	—	浜岡 2号	原子炉建屋格納容器内における水漏れについて	2004/3/11	②
2321	2003-中国-T007	島根 2号	原子炉格納容器内ドライウェル冷却機凝縮水量および床ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止	2004/3/17	②
2447	2004-東京-S003	柏崎刈羽 5号	大湊側ランドリー建屋成型品用洗濯機(B)からの水漏れ	2004/4/13	②
プレス リリース	—	浜岡 1号	原子炉建屋地下 2階における水漏れについて	2004/4/27	②
2405	2004-東京-S013	福島第二	廃棄処理建屋における補助ボイラ給水タンクオーバフローラインから水漏れについて	2004/5/20	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2415	2004-東京-S019	福島第一 5 号	廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2004/6/2	①
2425	2004-東京-S021	福島第一 2 号	原子炉格納容器除湿冷却系統における水漏れについて	2004/6/9	②
2733	2004-北陸-M002	志賀 1 号	廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2004/6/10	①
2774	2004-東京-S022	福島第二 2 号	復水器連続洗浄装置系弁フランジ部よりの海水漏えいについて	2004/6/16	①
2463	2004-中部-S004	浜岡 3 号	タービン建屋 3 階における油の漏えいについて	2004/6/22	②
2476	2004-東京-S026	福島第一 6 号	福島第一原子力発電所 6 号機原子炉建屋内での水漏れについて	2004/7/16	②
2499	2004-東京-S028	福島第二	サイトバンカ建屋における水の滴下について	2004/7/28	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2498	2004-東京-M023	福島第一 6 号	制御棒駆動水圧系配管取り付け部からの水のにじみについて	2004/8/5	②
2502	2004-中部-S012	浜岡 4 号	タービン駆動給水ポンプまわりの弁の監視について	2004/8/6	②
2495	2004-東京-M024	福島第二 2 号	原子炉起動時における原子炉水位高事象の発生について	2004/8/7	①
2493	2004-東京-S029	柏崎刈羽 6 号	高圧制御油圧ユニット室内での油漏れについて	2004/8/9	①
2531	2004-中部-S014	浜岡 5 号	タービン建屋地下 1 階 配管室における水漏れについて	2004/8/27	②
プレス リリース	—	女川 3 号	タービン建屋地下 1 階復水器室における配管からの結露水滴下	2004/8/27	—
2517	2004-東北-M005	女川 3 号	高圧第 2 給水加熱器(B)胴側逃がし弁フランジ部からの微量な漏えいについて	2004/8/29	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2567	2004-東京-S039	福島第二	1, 2 号機廃棄物処理建屋における水溜まり等の発見について	2004/8/29	②
2535	2004-東京-S040	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 軽油タンク防油堤内作業時における軽油の漏えいについて	2004/8/30	①
2525	2004-東京-S044	福島第二 2 号	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ (A) 出入口差圧計につながる配管継ぎ手部からの漏えいについて	2004/9/4	②
2579	2004-東京-S045	福島第一 3 号	定期検査中の 3 号機原子炉建屋における水漏れについて	2004/9/5	①
2576	2004-東京-S049	福島第一 1 号	定期検査中の 1 号機タービン建屋内の油漏れについて	2004/9/14	①
2549	2004-東京-S055	福島第一 3 号	福島第一原子力発電所 3 号機原子炉格納容器内における水漏れについて	2004/9/26	①
2566	2004-東京-S059	福島第二 1 号	タービン建屋内の油漏れについて	2004/10/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2588	2004-中部-S022	浜岡 3 号	サービス建屋地下 1 階における火災報知器の作動 (誤報) について	2004/10/9	⑤
2615	2004-東京-S063	福島第一 4 号	制御棒駆動水圧系ポンプ潤滑油フィルターからの 油漏れ	2004/10/18	②
2808	2004-北陸-M013	志賀 1 号	補機冷却水系タンクからの水のオーバーフローに ついて	2004/10/20	①
2627	2004-東京-S064	福島第一 5 号	電動駆動給水ポンプにおける油漏れについて	2004/10/20	②
2640	2004-東北-S019	女川 1 号	原子炉建屋内における洗浄用の補給水の漏えい について	2004/10/21	①
2600	2004-中部-S024	浜岡 3 号	タービン駆動給水ポンプまわりの弁の監視につ いて	2004/10/27	②
2981	2004-東京-S069	柏崎刈羽 7 号	タービン駆動原子炉ポンプ室内での油にじみにつ いて	2004/11/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2623	2004-東京-M044	福島第二 2 号	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ(B) 出入口差圧計配管継ぎ手部からの漏えいについて	2004/11/8	②
2628	2004-中部-S027	浜岡 3 号	タービン機器冷却水熱交換器の点検作業について	2004/11/16	②
2650	2004-中部-S028	浜岡 5 号	タービン建屋地下 1 階 配管室における水漏れについて	2004/11/17	②
2779	2004-東京-S077	福島第一 6 号	原子炉建屋内における水漏れ	2004/11/18	①
2884	2004-東京-M047	福島第一 6 号	原子炉格納容器低電導度廃液サンプル流量増加について	2004/11/26	②
2646	2004-東京-S080	福島第一 2 号	高圧復水ポンプ付属配管からの漏えいについて	2004/11/30	②
2712	2004-東京-S082	福島第一 1 号	定期検査中の 1 号機廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2004/12/4	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
東北 提供情報	—	女川 1 号	復水系廃スラッジ混合ポンプ(B)室での復水補給水の漏えい	2004/12/6	①
2705	2004-東京-M051	福島第一 4 号	福島第一原子力発電所 4 号機の原子炉手動停止について	2004/12/8	②
2665	2004-東京-M050	福島第一 2 号	湿分分離器ドレンタンク配管付近の水漏れに伴う原子炉手動停止	2004/12/8	②
2663	2004-東京-S086	福島第一 5 号	タービン建屋近傍洞道内配管からの水漏れ（飲料水）について	2004/12/12	②
2715	2004-東京-S087	福島第一 5 号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2004/12/14	①
2714	2004-東京-S088	福島第一 3 号	非常用ディーゼル発電機(B)室内での油漏れについて	2004/12/19	①
2679	2004-東京-S089	福島第一 5 号	タービン建屋内における水漏れ	2004/12/22	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2716	2004-中部-S035	浜岡 3 号	補助建屋中地下 1 階における水漏れについて	2005/1/5	②
2695	2004-東京-S091	福島第二 1 号	タービン建屋における油漏れ	2005/1/7	①
2696	2004-東京-S092	福島第一 3 号	タービン建屋における水漏れ	2005/1/11	②
2757	2004-東京-S094	福島第二 1 号	原子炉建屋内での水漏れ	2005/1/18	①
2776	2004-東京-T058	柏崎刈羽 1 号	タービン建屋内における蒸気の微少漏えいに伴う 原子炉手動停止について	2005/2/4	②
2758	2004-東京-S103	福島第二 3 号	主変圧器点検作業中の油漏れ	2005/2/7	①
2768	2004-東京-S106	福島第二 3 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2005/2/11	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2810	2004-東京-M061	福島第一 3 号	非常用ディーゼル発電機(B)室内での油漏れ	2005/3/1	②
2826	2004-東京-S115	福島第二 3, 4 号	3, 4 号機廃棄物処理建屋低電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2005/3/2	①
2834	2004-東京-S120	福島第二 3 号	タービン建屋における海水の漏えい	2005/3/7	①
2831	2004-東京-S122	柏崎刈羽 7 号	タービン建屋内での水漏れについて	2005/3/8	①
2841	2004-東京-S124	福島第一 3 号	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン軸受け部からの油漏れ	2005/3/12	①
2862	2004-東京-S129	柏崎刈羽 3 号	屋外軽油タンク防油堤内における軽油の漏えいについて	2005/3/16	②
2877	2004-東京-S135	柏崎刈羽 3 号	タービン建屋における油漏れについて	2005/3/28	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2883	2004-東北-S042	女川 1 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2005/3/30	①
2908	2004-東京-S137	福島第一 5 号	タービン建屋内における水漏れについて	2005/3/31	①
2910	2004-東京-S138	福島第二 3 号	タービン建屋海水ストームサンプピットへの水の流入について	2005/3/31	②
2915	2005-東北-S004	東通 1 号	制御棒駆動水ポンプ室排水受口からの溢水	2005/4/6	①
2969	2005-北陸-S001	志賀 2 号	2 号機 廃棄物処理建屋における漏えいについて	2005/4/16	①
2921	2005-東京-S002	福島第一 6 号	6 号機タービン建屋内における蒸気漏れ	2005/4/17	②
2951	2005-東北-S008	東通 1 号	復水器水室からの海水の溢水	2005/5/4	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2948	2005-東京-S008	福島第一 2 号	原子炉建屋における水漏れについて	2005/5/7	①
3012	2005-東北-S009	女川 2 号	タービン排気室マンホール養生部からの水の漏えいについて	2005/5/9	①
3023	2005-東京-S010	福島第一 2 号	タービン建屋内での油漏れについて	2005/5/13	②
2960	2005-東京-S011	福島第一 5 号	廃棄物処理建屋内における水漏れ	2005/5/14	②
2984	2005-東京-S013	柏崎刈羽 1 号	再循環 MG セット油冷却器からの油漏れ	2005/5/31	②
2992	2005-東京-S014	福島第二 1 号	福島第二原子力発電所 1 号機原子炉建屋試料採取ラック室内での水漏れについて	2005/6/5	②
3052	2005-中部-S004	浜岡 5 号	タービン機器冷却水熱交換器内における冷却水（淡水）の海水側への流出について	2005/6/9	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3018	2005-東京-S017	福島第一 2号	タービン建屋内における水漏れ	2005/6/11	①
3072	2005-東京-S020	柏崎刈羽 1号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所 1号機原子炉建 屋内での溢水について	2005/6/24	①
3067	2005-東京-S021	柏崎刈羽 1号	タービン建屋潤滑油ラックからの油漏れについて	2005/6/27	①
3077	2005-東京-M013	福島第一 2号	高圧注水系における微少な蒸気漏れ	2005/6/30	①
3106	2005-東京-S025	柏崎刈羽 6号	FPC ポンプ室内の溢水について	2005/7/7	①
3128	2005-東京-S028	福島第一 1号	原子炉再循環系配管の排水弁不具合	2005/7/15	②
3136	2005-中部-S007	浜岡 3号	給水系第 2 隔離弁(B) グランド部の監視強化につい て	2005/7/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3185	2005-北陸-S004	志賀 2 号	電動駆動給水ポンプ吸込流量計の空気抜き操作間 違いについて	2005/7/27	①
3162	2005-東京-M022	福島第一 1 号	復水器洗浄装置制御盤の火災について	2005/8/4	②
3190	2005-東京-M021	福島第一 1 号	タービン建屋内での水漏れについて	2005/8/4	②
3178	2005-東京-M025	福島第一 3 号	福島第一原子力発電所 3 号機非常用ディーゼル発電 機 (A) 定例試験時の油漏れについて	2005/8/6	②
3191	2005-東京-S039	福島第一 1 号	1 号機タービン建屋内における非放射性の水漏れに ついて	2005/8/12	②
3195	2005-東京-S042	福島第二 4 号	地震による原子炉建屋における空調ダクトからの 水の滴下について	2005/8/16	③
3196	2005-東京-S041	福島第一 2, 6 号	地震による原子炉建屋における空調ダクトからの 水の滴下について	2005/8/16	③

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3211	2005-東京-S043	福島第一	高温焼却炉設備用燃料供給ポンプの軸封部からの油漏れについて	2005/8/19	②
3239	2005-東京-M029	柏崎刈羽 5 号	使用済燃料プールの水位低下による運転上の制限の逸脱について	2005/9/1	②
7913	2005-東京-M030	柏崎刈羽 3 号	タービン建屋低電導度廃液系サンプ(A)の監視について	2005/9/15	②
7908	2005-中部-S014	浜岡 4 号	浜岡 4 号機 タービン軸振動計取付け部の監視措置について	2005/9/28	②
7909	2005-東京-S056	福島第二 1 号	1 号機におけるタービン建屋低電導度廃液系サンプポンプの起動回数の増加について	2005/9/29	②
7916	2005-東京-M034	福島第一 4 号	残留熱除去系海水配管からの海水漏えいについて	2005/10/3	②
7937	2005-東京-M037	福島第一 4 号	給水加熱器ドレンポンプ(C)の点検状況について	2005/10/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
7953	2005-東京-S062	福島第二 2 号	屋外地下道における放水配管からの海水の漏えい について	2005/10/18	②
7948	2005-東京-S066	福島第二 3 号	原子炉建屋における水溜まりの発見について	2005/10/25	①
7959	2005-東京-S068	福島第一 5 号	福島第一原子力発電所 5 号機屋外重油移送ポンプ近 傍からの重油の漏えいについて	2005/11/1	②
7962	2005-東京-S070	福島第一 5 号	福島第一原子力発電所 5 号機屋外配管敷設溝におけ る重油だまりの発見について	2005/11/2	②
7964	2005-東京-S069	福島第一 4 号	タービン建屋内における水たまりの発見について	2005/11/2	②
8215	2005-東北-S041	女川 3 号	スクラム弁ボンネット部の水のにじみについて	2005/11/21	①
8005	2005-東京-S079	柏崎刈羽 1 号	タービン建屋内での溢水について	2005/12/5	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8012	2005-東京-M044	福島第一 4 号	高圧復水ポンプ入口ヘッダーのサンプリング配管 溶接部からのにじみ	2005/12/10	②
8015	2005-東京-S081	福島第二 2 号	福島第二原子力発電所 2 号機屋外消火栓付近におけ る水漏れについて	2005/12/13	②
8035	2005-東京-S084	福島第二 1, 2 号	福島第二原子力発電所 1, 2 号機廃棄物処理設備建屋 ボイラ棟内ピットへの水の流入について	2005/12/21	②
8080	2005-東京-S090	福島第一 6 号	原子炉建屋内での水漏れについて	2006/1/12	①
8079	2005-東京-S095	福島第一 6 号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/1/18	②
8088	2005-東京-M050	福島第一 6 号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2006/1/27	②
8110	2005-東京-S100	福島第二 1 号	タービン建屋低電導度廃液サンプ(A)の監視につい て	2006/2/16	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8161	2005-東北-S056	女川 1 号	原子炉補機冷却海水系および非常用補機冷却海水系 (B) における海水の滴下について	2006/2/23	①
8251	2005-東北-S059	女川 1 号	ほう酸水注入系配管接合部のにじみについて	2006/3/2	②
8254	2005-東北-S064	女川 1 号	復水貯蔵タンク上部のフィルタ付き安全弁からの蒸気発生について	2006/3/7	②
8141	2005-東京-S104	福島第二 1, 2 号	福島第二原子力発電所 1・2 号機廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2006/3/7	①
8143	2005-東京-S105	福島第一 6 号	福島第一原子力発電所 6 号機原子炉建屋における水漏れについて	2006/3/9	①
8169	2005-東京-S106	福島第二	廃棄物処理建屋ボイラー棟内の水漏れについて	2006/3/25	②
8157	2005-東京-S107	福島第一 6 号	原子炉建屋における海水漏えいについて	2006/3/25	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8178	2006-東京-S002	福島第一 6号	福島第一原子力発電所 6号機原子炉建屋における非放射性の水の漏えいについて	2006/4/7	①
8210	2006-東京-S005	福島第一 3号	原子炉建屋主蒸気隔離弁室における水漏れについて	2006/4/27	①
8213	2006-東京-S007	福島第一 3号	原子炉建屋における水漏れ	2006/5/7	①
8224	2006-東京-M005	福島第二 4号	相分離母線ダクト部からの油滴下に伴う原子炉手動停止について	2006/5/15	②
8242	2006-東京-M007	福島第一 6号	MS系弁間ドレン弁グランド部からの漏えい	2006/5/22	②
8295	2006-北陸-S001	志賀 1号	低圧復水ポンプ A号機電動機上部軸受潤滑油への水混入について	2006/5/25	②
8308	2006-東京-S017	福島第一 3号	福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋における水漏れについて	2006/6/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8313	2006-東京-S019	福島第一 1 号	福島第一原子力発電所 1 号機タービン建屋内における重油漏れについて	2006/6/23	②
8346	2006-東京-S024	福島第二 1 号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/7/16	②
8341	2006-東京-S023	福島第一 6 号	所内ボイラ室における火災警報の発生ならびに非放射性の水の漏えい	2006/7/16	①
8348	2006-東京-S025	福島第二 1 号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/7/23	①
8376	2006-東北-T009	女川 2 号	原子炉建屋地下 3 階トラス室における漏えいについて	2006/8/3	①
8379	2006-東京-S028	福島第一 4 号	福島第一原子力発電所 4 号機廃棄物処理建屋における水漏れについて	2006/8/8	①
8388	2006-東京-S029	柏崎刈羽 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機タービン建屋内での水漏れについて	2006/8/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8404	2006-東京-S030	福島第一 5 号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2006/8/17	①
8409	2006-東京-M023	福島第二 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)入口配管フランジ部からの漏えいについて	2006/8/21	②
8408	2006-東京-S034	福島第一 5 号	原子炉建屋地下階における水漏れについて	2006/8/24	②
8484	2006-東北-S034	女川 2 号	残留熱除去系(A)流量制限逆止弁端子ボックス内の油たまりについて	2006/9/2	②
8423	2006-東京-M027	福島第二 3 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)入口配管フランジ部からの漏えいについて	2006/9/10	②
8430	2006-東京-S038	福島第一 5 号	福島第一原子力発電所 5 号機タービン建屋内における非放射性の水漏れについて	2006/9/14	① ②
8450	2006-東京-M030	福島第一 2 号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2006/9/26	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8480	2006-中部-S016	浜岡 3 号	3 号機 所内蒸気の漏えいによる自動火災報知設備の作動（非火災報）について	2006/10/12	②
8542	2006-中国-M001	島根 2 号	主蒸気圧力検出器の点検について	2006/10/13	②
8506	2006-東京-S050	福島第二 1, 2 号	福島第二原子力発電所 1・2 号機廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2006/11/2	①
8575	2006-東京-S052	福島第一 2 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2006/11/6	①
8547	2006-東京-S053	柏崎刈羽 5 号	原子炉建屋付属棟内（非管理区域）における水道水漏れについて	2006/11/16	②
8545	2006-東京-S055	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機サービス建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2006/11/18	②
8589	2006-中部-S017	浜岡 1 号	1 号機 タービン建屋地下 1 階における海水の漏えいについて	2006/11/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8555	2006-東京-S057	柏崎刈羽 5 号	定期検査中の 5 号機タービン建屋のクレーンからの潤滑油漏れ	2006/11/25	②
8607	2006-東北-S054	女川 1 号	制御棒駆動水ポンプ (B) 吐出逆止弁からの微小な漏えいについて	2006/12/5	②
8608	2006-東北-S055	女川 2 号	起動用真空ポンプ気水分離器ベントラインからの水漏れについて	2006/12/5	①
8805	2006-原電-M024	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ (A) 軸封部シール水出口配管からの微量漏えいについて	2007/2/21	①
8612	2006-東京-M040	福島第二 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ (A) 入口配管取り合いフランジ部からの漏えいについて	2007/1/16	②
8631	2006-東京-S072	福島第二 3, 4 号	廃棄物処理用窒素製造装置の空気圧縮機室内 (非管理区域) における非放射性の水の漏えいについて	2007/2/4	②
9027	2006-東北-S087	東通 1 号	復水補給水系復水移送ポンプ室等の排水受口からの溢水について	2007/2/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8661	2006-中部-M017	浜岡 4 号	4 号機 湿分分離加熱器ドレンタンク水位計装配管からの排水の監視強化について	2007/2/9	②
8655	2006-東京-S078	福島第一 5 号	廃棄物処理建屋における水漏れ	2007/2/16	①
8919	2006-東北-S093	女川 1 号	タービン建屋地下 3 階配管スペースにおける海水の溢水について	2007/2/20	②
8805	2006-原電-M024	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)軸封部シール水出口配管からの微少漏えいについて	2007/2/21	②
8673	2006-東京-M049	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機原子炉建屋内にある作業用仮設ハウスの局所排風機用フィルタからの発煙について	2007/2/21	④
8683	2006-東京-S080	柏崎刈羽 2 号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所 2 号機原子炉建屋付属棟（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2007/2/23	—
8920	2006-東北-S099	女川 1 号	原子炉補機冷却海水系ベント弁からのにじみについて	2007/2/27	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9201	2006-東北-S104	女川 3 号	残留熱除去系ポンプ(A)仮設フランジからの水漏れ について	2007/3/3	②
8701	2006-東京-M050	福島第一 1 号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況	2007/3/5	②
8754	2006-北陸-S006	志賀 1 号	使用済燃料貯蔵プールからの水飛散について	2007/3/25	③
8771	2006-北陸-S009	志賀 2 号	原子炉冷却材浄化系圧力調節弁等の調節不足につ いて	2007/3/30	①
8774	2006-中部-M022	浜岡 3 号	3 号機 シャワー廃液処理設備配管の小さな穴の確 認について	2007/3/31	②
8932	2007-東北-S005	女川 1 号	ドライウェル機器ドレンサンプポンプ(A)軸封部か らの水の飛散について	2007/4/9	①
8782	2007-東京-S003	福島第一 4 号	タービン建屋内における油漏れについて	2007/4/9	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8933	2007-東北-S006	女川	原子炉補機冷却海水系ドレン弁から下流側配管への海水の微少なしみ出しについて	2007/4/10	②
8934	2007-東北-S007	女川 1 号	原子炉補機冷却海水系入口計器元弁軸封部からの海水の滴下について	2007/4/11	②
8781	2007-東京-S004	福島第二 3 号	原子炉建屋内における水漏れについて	2007/4/11	①
8930	2007-東北-S010	女川 1 号	復水ろ過脱塩塔 (E) プリコート入口弁の軸封部からの水の滴下について	2007/4/16	②
8929	2007-東北-S009	女川 1 号	機器ドレン系密封ファンネルからの水の漏えいについて	2007/4/16	②
8926	2007-東北-S011	女川 1 号	原子炉給水ポンプ吸込弁の軸封部からの水の滴下について	2007/4/17	②
8796	2007-東京-M005	柏崎刈羽 6 号	6 号機タービン建屋内での水漏れについて	2007/4/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8808	2007-東京-S013	福島第二 3, 4 号	3・4 号機サービス建屋内手洗い場における水漏れについて	2007/4/26	②
8807	2007-東京-S014	福島第二 3 号	タービン建屋海水ストームサンプルピットへの水の流入について	2007/4/26	①
プレス リリース	—	女川 3 号	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット下部の水たまりについて	2007/5/11	②
8822	2007-東京-S017	福島第一 6 号	屋外における非放射性の水漏れについて	2007/5/15	①
8824	2007-東京-M007	福島第一 1 号	使用済燃料プール水位低下に伴う運転上の制限の逸脱	2007/5/17	①
8840	2007-中部-M003	浜岡 4 号	4 号機 高圧炉心スプレイ機器冷却水系補給水タンクの水位低下について	2007/5/21	②
8866	2007-東京-S020	福島第一 3 号	廃棄物処理建屋における水漏れについて	2007/5/30	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8956	2007-東京-S024	柏崎刈羽 6 号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所 6 号機原子炉建屋内での水漏れについて	2007/6/13	①
8957	2007-東京-M014	福島第一 3 号	福島第一原子力発電所 3 号機の原子炉手動停止について	2007/6/14	②
8996	2007-東京-S027	柏崎刈羽 6 号	定期検査中における原子炉建屋内での水漏れ	2007/6/19	①
9168	2007-東北-S033	女川 3 号	原子炉格納容器内での水漏れについて	2007/6/26	①
9209	2007-東北-S037	女川 3 号	残留熱除去系ポンプ(A)仮設フランジからの水漏れについて	2007/7/3	①
9121	2007-東京-S030	福島第一	福島第一原子力発電所 集中環境施設内における非放射性の水漏れについて	2007/7/6	②
9123	2007-東京-S031	福島第一 6 号	福島第一原子力発電所 6 号機屋外における消火栓配管からの水漏れについて	2007/7/9	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9129	2007-東京-S032	柏崎刈羽 5 号	原子炉建屋付属棟（非管理区域）における換気空調 機器結露水の溢水について	2007/7/11	②
10030	2007-東京-M027	柏崎刈羽 2 号	【新潟県中越沖地震】タービン建屋原子炉給水ポン プ駆動用蒸気タービン主油タンク(B)タンク室床に 油たまり	2007/7/16	③
10002	2007-東京-M025	柏崎刈羽 1 号	【新潟県中越沖地震】原子炉複合建屋地下 5 階にお ける漏えい	2007/7/16	③
9134	2007-東京-T035	柏崎刈羽 6 号	【新潟県中越沖地震】6 号機の放射性物質の漏えい について	2007/7/16	③
9150	2007-東京-T031	柏 崎 刈 羽 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7 号	【新潟県中越沖地震】1～7 号機原子炉建屋オペレー ティングフロアにおける溢水	2007/7/16	③
10002	2007-東京-M025	柏崎刈羽 1 号	【新潟県中越沖地震】原子炉複合建屋地下 5 階にお ける漏えい	2007/7/16	③
10029	2007-東京-M026	柏崎刈羽 1 号	【新潟県中越沖地震】消火設備配管の損傷について	2007/7/16	③

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9260	2007-東京-M022	柏崎刈羽 1, 2, 3 号	【新潟県中越沖地震】1～3号機使用済み燃料プールの水位低下による運転上の制限からの逸脱および復帰について	2007/7/16	③
10066	2007-東京-M033	柏崎刈羽 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7 号	新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所で発生した不適合事象 (B グレード以上 80 件) について	2007/7/16	② ③ ⑤
9149	2007-東京-S036	福島第一 4 号	廃棄物処理建屋における水漏れについて	2007/7/25	① ②
9156	2007-東京-S037	福島第二 3 号	福島第二原子力発電所 3 号機原子炉建屋付属棟における油漏れについて	2007/7/27	②
9161	2007-東京-S039	福島第二 2 号	定期検査中の福島第二原子力発電所 2 号機原子炉建屋低電導度廃液サンプルピットへの水の流入について	2007/7/30	① ②
9172	2007-東京-S040	福島第二 2 号	福島第二原子力発電所 2 号機 屋外軽油タンクの防油堤内における油漏れについて	2007/8/2	②
9378	2007-東北-S054	女川 3 号	原子炉再循環系の水張り時における冷却水の溢水について	2007/8/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9195	2007-東京-S044	福島第二 2 号	定期検査中の福島第二原子力発電所 2 号機における原子炉建屋低電導度廃液サンプルピットへの水の流入について	2007/8/16	① ②
9218	2007-東京-S047	福島第二 1, 2 号	廃棄物処理建屋内の低電導度廃液系収集ポンプ (B) 室における水漏れについて	2007/8/21	②
9291	2007-原電-M008	東海第二	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 冷却水系圧カスイッチ元弁付近からの水の漏えいについて	2007/9/4	②
9284	2007-東京-S060	柏崎刈羽 1 号	原子炉複合建屋 (非管理区域) における潤滑油漏れ	2007/9/10	②
8919	2006-東北-S093	女川 1 号	タービン建屋地下 3 階配管スペースにおける海水の溢水について	2007/2/20	②
プレス リリース	—	東海第二	高圧復水ポンプ (A) ケーシングの空気抜き配管の取替えについて	2007/9/23	②
9338	2007-東京-M054	福島第一 3 号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2007/9/26	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9339	2007-東京-S067	福島第二 1 号	定期検査中の福島第二原子力発電所 1 号機タービン 建屋高電導度廃液サンプピットへの水の流入につ いて	2007/9/27	①
9349	2007-東京-S070	福島第一 1 号	定期検査中の福島第一原子力発電所 1 号機タービン 建屋内における油の滴下について	2007/10/2	① ②
9353	2007-東京-S072	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所原子炉複合建屋低電導度廃 液サンプピットへの水の流入について	2007/10/5	③
9357	2007-東京-M056	柏崎刈羽 7 号	【新潟県中越沖地震】柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 原子炉ウェルライナードレン水の検知について	2007/10/8	②
9452	2007-東北-S065	女川 3 号	女川原子力発電所第 3 号機制御棒駆動水圧系水圧制 御ユニット内の弁軸封部からの水の滴下について	2007/10/9	②
9369	2007-東京-S075	福島第一 1 号	タービン建屋地下 1 階所内ボイラ室内における重油 漏れについて	2007/10/10	①
9374	2007-東京-S077	福島第一 6 号	定期検査中の福島第一原子力発電所 6 号機廃棄物処 理建屋内における非放射性の水の漏えいについて	2007/10/11	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9448	2007-東北-S067	女川 2 号	女川原子力発電所第 2 号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット内の弁軸封部からの水の滴下について	2007/10/12	②
9411	2007-東京-M060	福島第一 6 号	原子炉建屋内における水漏れ	2007/10/25	①
9442	2007-北陸-M004	志賀 1 号	固体廃棄物貯蔵庫におけるドラム缶からの析出物確認について	2007/10/30	②
9431	2007-東京-S084	福島第二 1, 2 号	1・2 号機廃棄物処理建屋内の洗濯廃液収集タンク (A・B) 室における水漏れについて	2007/11/1	②
9427	2007-東京-S086	福島第二 1 号	福島第二原子力発電所 1 号機原子炉建屋内における水漏れについて	2007/11/3	①
9459	2007-東京-S092	福島第一 3 号	定期検査中の福島第一原子力発電所 3 号機原子炉格納容器内における水漏れについて	2007/11/19	①
9470	2007-東京-S096	福島第一 6 号	定期検査中の原子炉建屋内における水漏れ	2007/11/22	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9548	2007-東北-S089	女川 2 号	換気空調補機非常用冷却水系弁からのにじみについて	2007/12/25	②
9536	2007-中部-S013	浜岡 2 号	原子炉建屋 1 階における水の漏えいについて	2008/1/4	②
9550	2007-東京-M077	柏崎刈羽 7 号	タービン建屋発電機下部における油漏れについて	2008/1/16	①
9563	2007-東京-M079	柏崎刈羽 2 号	2 号機・3 号機間の地下連絡通路内（管理区域）における水漏れについて	2008/1/28	②
9628	2007-東北-S102	女川 1 号	原子炉建屋サンプリングラック室内における原子炉水の漏えいについて	2008/2/15	① ②
9669	2007-東京-S127	福島第二 4 号	定期検査中の 4 号機タービン建屋における油漏れの確認について	2008/3/31	①
9682	2008-東京-S003	柏崎刈羽 6 号	原子炉建屋（非管理区域）における非常用ディーゼル発電機からの油漏れについて	2008/4/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
東北 提供情報	—	東通 1 号	主タービン油冷却器(A)フランジからの漏えい	2008/4/19	①
10846	2008-東京-M002	柏崎刈羽 1 号	改造工事中の洗濯廃液系主配管での漏えいの原因 と対策について	2008/4/24	②
9731	2008-北陸-M003	志賀 1 号	残留熱除去系からの水漏れについて	2008/4/25	①
9824	2008-東京-M004	福島第一 4 号	給水加熱器ドレンポンプにおける溜まり水の発見 について	2008/5/7	②
9765	2008-東京-S007	福島第一 2 号	定期検査中のタービン建屋内における水漏れにつ いて	2008/5/8	②
9774	2008-東京-S008	柏崎刈羽 7 号	軽油タンク(B)における油漏れについて	2008/5/19	①
9788	2008-東京-T007	福島第一 5 号	起動操作中の 5 号機高圧注水系と原子炉隔離時冷却 系不具合による手動停止について	2008/5/25	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9848	2008-東北-S018	東通 1 号	タービン建屋地下 2 階空調ダクトからの滴下について	2008/5/26	①
9810	2008-北陸-S001	志賀 1 号	原子炉建屋地下 2 階における水の漏えいについて	2008/5/30	①
9809	2008-東京-S012	柏崎刈羽 6 号	タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2008/6/4	①
9827	2008-東京-M009	福島第二 2, 4 号	岩手・宮城内陸地震の影響について	2008/6/14	③
9873	2008-北陸-M005	志賀 2 号	燃料プール冷却浄化系保持ポンプ(A)の故障について	2008/6/17	②
9874	2008-北陸-M006	志賀 2 号	発電機固定子冷却水ポンプ出口配管溶接部のわずかなひびについて	2008/6/23	②
9884	2008-東京-S016	柏崎刈羽 6 号	タービン建屋内における水漏れ（結露水）について	2008/7/11	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9905	2008-中部-M011	浜岡 5 号	タービン付属建屋地下 1 階における水漏れについて	2008/7/23	②
9895	2008-東北-S043	女川 3 号	女川原子力発電所 3 号機サービス建屋における水たまりについて	2008/7/24	—
9997	2008-東京-S024	柏崎刈羽 3 号	原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2008/8/29	①
10041	2008-東京-S032	柏崎刈羽 1 号	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	2008/10/27	⑤
10081	2008-原電-M032	東海第二	屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	2008/11/9	②
10101	2008-東京-S053	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 タービン建屋（管理区域）における堆積物の確認について	2008/12/3	①
10107	2008-東京-S041	柏崎刈羽 2 号	柏崎刈羽原子力発電所 2 号機 原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2008/12/14	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10160	2008-東北-S070	女川 3 号	タービンバイパス弁用サーボ弁からの油にじみについて	2009/1/15	②
10307	2009-東京-S003	福島第一 1, 2, 3, 4 号	1~4 号機側屋外重油移送配管における油漏れの発見	2009/4/10	②
10309	2009-東京-S004	柏崎刈羽 3 号	柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 原子炉建屋（非管理区域）における油のにじみについて	2009/4/15	① ②
10345	2009-東京-M005	福島第一 2 号	福島第一原子力発電所 2 号機 給水加熱器ドレンポンプにおける溜まり水の発見について	2009/5/6	②
10983	2010-東京-S004	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 タービン建屋（管理区域）における潤滑油の漏れについて	2010/5/26	①
10581	2009-東京-S009	福島第一 2 号	福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋内における水漏れについて	2009/5/24	①
10400	2009-東北-S019	女川 2 号	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットからの水の漏えいについて	2009/5/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10362	2009-東京-M009	福島第一 1号	福島第一原子力発電所 1号機 原子炉格納容器スプレイ海水系からの海水漏れについて	2009/5/27	②
10363	2009-東京-S011	柏崎刈羽 5号	柏崎刈羽原子力発電所 5号機 原子炉付属建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2009/5/28	①
10412	2009-東京-S012	福島第一 2号	福島第一原子力発電所 2号機 原子炉建屋地下における火災報知器の発報について	2009/5/29	①
10594	2009-東京-S013	柏崎刈羽 7号	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 高圧ヒータードレンポンプ(C)のモーターとポンプの軸結合部からの潤滑油のにじみについて	2009/6/2	②
10567	2009-東京-S014	柏崎刈羽 7号	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 プラント全体の機能試験におけるタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)吐出弁からの漏えいについて	2009/6/6	②
10410	2009-東北-M003	女川 1号	女川原子力発電所 1号機の発電機と励磁機の接合部不具合による原子炉停止について	2009/6/11	① ②
10416	2009-東京-S019	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 荒浜側洗濯設備建屋付近（屋外）における油漏れについて	2009/6/22	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10430	2009-東京-M013	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 海水熱交換器建屋 (非管理区域) における海水の流入について	2009/6/30	① ②
10524	2009-北陸-M004	志賀 2 号	タービン潤滑油の漏えいについて	2009/7/16	①
10479	2009-東京-S023	福島第二 4 号	福島第二原子力発電所 4 号機 タービン建屋におけ る油漏れについて	2009/8/3	①
10512	2009-東京-S024	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 原子炉建屋 (非管理 区域) における潤滑油漏れについて	2009/8/10	①
10624	2009-中部-S012	浜岡 3 号	タービン機器冷却水系冷却水補給タンクの水位低 下について	2009/8/17	②
10552	2009-東京-S026	福島第二 1 号	福島第二原子力発電所 1 号機タービン建屋における 油漏れについて	2009/9/7	① ②
10573	2009-東京-M027	福島第一 5 号	福島第一原子力発電所 5 号機 給水加熱器ドレンポ ンプにおける溜まり水の発見について	2009/9/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10574	2009-東京-S029	福島第一	福島第一原子力発電所 集中環境施設用の屋外重油配管における油漏れの発見について	2009/9/17	①
10600	2009-北陸-M008	志賀 2 号	原子炉格納容器内での溢水について	2009/9/26	①
10613	2009-東京-M029	福島第一 4 号	福島第一原子力発電所 定期検査中の 4 号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2009/10/2	①
10629	2009-中部-M024	浜岡 3 号	タービン建屋内への海水の浸入について	2009/10/8	⑤
10643	2009-東京-S034	福島第一 4 号	福島第一原子力発電所 定期検査中の 4 号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2009/10/16	①
10642	2009-東京-S035	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 海水熱交換器建屋（非管理区域）残留熱除去海水系配管からの海水の漏えいについて	2009/10/17	②
10689	2009-北陸-T011	志賀 2 号	志賀原子力発電所 2 号機の手動停止について	2009/11/13	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10711	2009-北陸-M012	志賀 2 号	非常用ディーゼル発電機 A 号機の確認試験中におけるインジケータ弁からの潤滑油漏れについて	2009/12/6	②
10713	2009-東京-M038	福島第一 1 号	福島第一原子力発電所 1 号機 主復水器の点検に伴う出力降下について	2009/12/7	②
10851	2009-東京-M048	福島第一 3 号	福島第一原子力発電所 3 号機における廃棄物処理建屋内の水漏れについて	2010/2/21	① ②
10875	2009-東北-S065	女川 1 号	制御棒駆動水圧系圧力制御ユニット内の弁からの水漏れ等について	2010/2/23	①
10906	2009-中部-S022	浜岡 3 号	サービス建屋地下一階での漏水について	2010/3/1	②
10870	2009-東京-S049	福島第二 2 号	福島第二原子力発電所 定期検査中の 2 号機タービン建屋における油漏れについて	2010/3/8	①
10878	2009-東京-S050	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所荒浜側 重油タンク（屋外）付近からの重油漏れについて	2010/3/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10936	2010-東京-S002	柏崎刈羽 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 タービン建屋（管理区域）における水漏れについて	2010/4/26	①
10983	2010-東京-S004	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 タービン建屋（管理区域）における潤滑油の漏れについて	2010/5/26	①
10982	2010-東京-S005	柏崎刈羽 3 号	柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 原子炉建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2010/5/27	①
10981	2010-東京-S006	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 原子炉建屋（非管理区域）における油漏れについて	2010/5/28	①
11062	2010-中国-S005	島根 2 号	原子炉補機海水系ドレン配管からの漏えいについて	2010/6/28	②
11046	2010-東京-S017	福島第一 1 号	福島第一原子力発電所 1 号機における原子炉自動スクラム（B 系）警報の発生について	2010/7/24	②
プレス リリース	—	東海第二	タービン建屋 所内ボイラ室における油漏えいについて	2010/7/28	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11056	2010-東京-M009	福島第一 1号	福島第一原子力発電所 1号機 原子炉の計画停止について	2010/8/12	②
11059	2010-北陸-M005	志賀 1号	原子炉格納容器内における水の漏えいについて	2010/8/13	②
11068	2010-東京-S022	福島第一 3号	福島第一原子力発電所 定期検査中の 3号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2010/8/24	①
東北 提供情報	—	女川 3号	復水系水張り時のサンプルからの漏えいについて	2010/9/14	①
11157	2010-東北-S020	女川 3号	CRD 系水圧制御ユニットアキュムレータ上部シリンダヘッドからのにじみ	2010/9/27	②
11125	2010-中部-M010	浜岡 2号	タービン建屋における放射性物質を含まない水の漏えいについて	2010/9/28	②
11130	2010-東京-S027	柏崎刈羽 1号	柏崎刈羽原子力発電所 1号機 原子炉冷却材浄化系ポンプ室（管理区域）における水漏れについて	2010/10/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11142	2010-中部-M014	浜岡 2 号	原子炉建屋内(放射線管理区域内)での計装配管からの水の漏えいについて	2010/10/29	②
11195	2010-中部-S018	浜岡 4 号	タービン建屋における放射性物質を含まない潤滑油の漏えいについて	2010/11/8	①
11153	2010-東京-S034	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)室(管理区域)における水漏れについて	2010/11/9	①
11165	2010-東京-M020	柏崎刈羽 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 復水器室(管理区域)における水漏れについて	2010/11/16	①
11178	2010-北陸-M009	志賀 1 号	原子炉冷却材再循環ポンプ(B 号機)軸封部取替に伴う原子炉手動停止について	2010/12/1	① ②
11179	2010-東京-S035	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 タービン建屋(管理区域)における点検中機器の養生部からの油漏れについて	2010/12/1	①
11203	2010-北陸-M011	志賀 1 号	原子炉冷却材再循環ポンプ(B 号機)軸封部取替作業中の作業員への被水について	2010/12/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11205	2010-東京-S040	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 タービン建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/1/12	②
11214	2010-東京-S041	柏崎刈羽 3 号	柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/1/27	①
11225	2010-東京-S043	福島第一 4 号	福島第一原子力発電所 4 号機 原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2011/2/10	①
11245	2010-北陸-M015	志賀 1 号	原子炉冷却材再循環ポンプ（B 号機）軸封部取替に伴う原子炉手動停止について	2011/2/28	① ②
11436	2010-原電-M015	東海第二	【東日本大震災】 東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	2011/3/11	③
11457	2010-原電-S014	東海第二	【東日本大震災】 東海第二発電所 固体廃棄物貯蔵用サイトバンカプール水飛散	2011/3/11	③
11284	2010-東北-T010	女川 2 号	【東日本大震災関連】 原子炉補機冷却水系熱交換器（B）室、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器室および海水ポンプ室への浸水	2011/3/11	⑤

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11408	2010-東京-T035	福島第二 1, 2, 3, 4号	【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	2011/3/11	⑤
11296	2010-東京-T032	福島第一 1, 2, 3, 4, 5, 6号	【東日本大震災関連】福島第一原子力発電所 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	2011/3/11	-
11625	2010-東京-T043	福島第一 1, 2, 3, 4, 5, 6号	【東日本大震災関連】福島第一原子力発電所 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（追補）	2011/3/11	-
11596	2010-東京-M041	福島第二 1, 2, 3, 4号	東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所で発生した不適合事象について	2011/3/11	⑤
11282	2010-原電-T013	東海第二	【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	2011/3/18	⑤
11283	2010-原電-T012	東海第二	【東日本大震災関連】125V 蓄電池 2B室における溢水について	2011/3/28	⑤
11298	2011-東京-S001	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 共用設備 重油移送ポンプ室（非管理区域）における油漏れについて	2011/4/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11291	2011-東京-S004	柏崎刈羽	補助ボイラ建屋（非管理区域）における油漏れについて	2011/4/30	②
11308	2011-東京-M003	柏崎刈羽 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 タービン建屋における制御油の漏れについて	2011/5/15	②
11594	2011-東京-M014	福島第二 1 号	1 号機 原子炉建屋附属棟地下 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	2011/5/27	⑤
11352	2011-東京-S008	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 原子炉建屋（非管理区域）における水溜まりの発見について	2011/6/23	②
11359	2011-東京-S009	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/7/3	②
11362	2011-東京-S010	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/7/12	②
11405	2011-東京-S016	柏崎刈羽 1 号	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 海水熱交換器建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/9/2	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
プレス リリース	—	女川 1 号	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	2011/9/21	⑤
11438	2011-東京-M012	柏崎刈羽 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 定期検査中における 非常用ディーゼル発電機の弁の不具合について	2011/11/4	②
11489	2011-中部-M004	浜岡 3 号	タービン機器冷却水系冷却水補給タンクレベルの 水位低下について	2011/11/8	②
11722	2011-東京-M016	柏崎刈羽 7 号	残留熱除去系ポンプ室空調機冷却コイルからの補 機冷却水の漏えいについて	2012/1/3	②
11469	2011-東京-S023	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 タービン建屋（管理 区域）における油漏れについて	2012/2/1	①
11478	2011-東京-S028	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機熱交換器建屋内（非管 理区域）における発煙の発生について	2012/2/25	①
11565	2011-原電-M016	東海第二	残留熱除去系 (C) 低圧注水系注入弁差圧検出配管溶 接部近傍での水の滴下について	2012/3/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11516	2012-東京-S003	柏崎刈羽 5 号	柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2012/4/13	①
11569	2012-原電-S004	東海第二	非管理区域における重油の漏えいについて	2012/7/4	②
11558	2012-中部-M001	浜岡 5 号	浜岡原子力発電所 5 号機 タービン建屋内（放射線管理区域内）での復水回収ポンプ出口配管からの水の漏えいについて	2012/7/30	②
11573	2012-中部-S003	浜岡 3 号	浜岡原子力発電所 3 号機 補助建屋内（放射線管理区域内）での水の漏えいについて	2012/8/31	① ②
11585	2012-東京-M032	柏崎刈羽 4 号	柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2012/9/16	②
プレス リリース	—	浜岡 5 号	タービン建屋内（放射線管理区域内）での回収ポンプ出口配管からの水の漏えいについて	2012/11/1	②
11645	2012-東京-M030	柏崎刈羽 2 号	柏崎刈羽原子力発電所 2 号機 原子炉建屋（非管理区域）における油漏れについて	2012/12/14	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11701	2012-東北-S034	東通 1 号	浄化系沈降分離槽スラッジポンプ室ファンネルからの溢水	2013/3/8	① ②
11736	2012-東京-M031	柏崎刈羽 5 号	所内蒸気系（非放射性）凝縮水受けタンク内における放射性物質の検出について	2013/3/11	②
11730	2013-東北-S002	東通 1 号	原子炉建屋原子炉棟 1 階 RHR (B) バルブ室床ファンネルからの漏えい	2013/4/23	-
11740	2013-東京-M039	柏崎刈羽 6, 7 号	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	2013/6/19	⑤
11761	2013-東京-S024	柏崎刈羽 6 号	柏崎刈羽原子力発電所 6 号機 タービン建屋（非管理区域）における水漏れについて	2013/7/23	②
11793	2013-中部-M003	浜岡 3 号	浜岡原子力発電所 3 号機 起動変圧器(B)冷却ファン羽の一部脱落および絶縁油の漏えいについて	2013/8/9	②
11838	2013-東京-S058	柏崎刈羽 3 号	柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2013/10/15	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11839	2013-中部-S005	浜岡	廃棄物減容処理装置建屋（第 2 建屋）（放射線管理区域内）における活性炭を含んだ水の漏えいについて	2013/10/28	②
11849	2013-東京-M038	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 ガスタービン発電機車（屋外）燃料タンク接続部からの油漏れについて	2013/11/17	②
11941	2013-東京-S088	柏崎刈羽	建設中の補助ボイラー設備における水の漏えいおよび給水タンクの損傷について	2014/3/10	①
12031	2014-北陸-S001	志賀 2 号	原子炉建屋内における水の漏えいについて	2014/4/15	①
東北 提供情報	—	女川 1 号	サンプポンプ試運転時におけるサンプからの水の漏えいについて	2014/7/4	①
12076	2014-東京-S039	柏崎刈羽 1 号	原子炉複合建屋（非管理区域）における油漏れについて	2014/7/18	②
12108	2014-東京-S049	福島第二 3, 4 号	福島第二原子力発電所 3, 4 号機サービス建屋における放射線管理区域内トイレの洗浄用水の漏えいについて	2014/9/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12105	2014-中部-S004	浜岡	浜岡原子力発電所 災害対策用の軽油ドラム缶からの油の漏えいについて	2014/9/16	②
東北 提供情報	—	女川1号	C/B 2F 非常用 D/G 発電機 燃料デイトンク (B) 室軽油漏れについて	2014/9/19	⑤
12122	2014-中部-M005	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機 タービン建屋への雨水の浸入について	2014/10/6	⑤
12191	2014-四国-S010	伊方3号	伊方発電所3号機 非常用ディーゼル発電機補機室内における溢水について	2015/3/20	②

「防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価」に関する補足

9.1 配管の想定破損による溢水量と消火水の放水による溢水量が地震に起因する溢水量に包含されることについて

9.1.1 配管の想定破損による溢水

(1) タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）

<評価条件>

破損箇所	復水器入口弁部伸縮継手 1 箇所
選定根拠	伸縮継手の破損高さが最も低いため
破損面積	(配管内径の 1/2) × (伸縮継手凸部厚さの 1/2)
水頭圧	破損箇所の最高使用圧力
溢水量	①, ②の合計水量 ①溢水発生から溢水停止までの所要時間 80 分間の溢水量 (循環水ポンプは溢水停止まで運転し続けるものと想定) ②循環水系隔離後に伸縮継手破損箇所上部に位置する復水器 1 基分の保有水量を 1.1 倍した量 (溢水範囲は補足第 9.1.1-1 図参照)

補足第 9.1.1-1 表 破損箇所の諸元

	内径 D[m]	伸縮継手凸部厚さ t[m]	溢水流量[m ³ /分]
【6 号炉】	2.6	0.025	約 21.6
【7 号炉】	2.6	0.030	約 25.5

①の溢水量は以下の計算式を用いて算出する。①, ②それぞれの溢水量を補足第 9.1.1-2 表のとおり示す。

$$(\text{溢水流量}) \times (\text{溢水停止までの所要時間 80 分}) = (\text{溢水量})$$

補足第 9.1.1-2 表 配管の想定破損による溢水量

	①溢水量[m ³]	②復水器保有水量[m ³]
【6 号炉】	約 1,723	約 580
【7 号炉】	約 2,039	約 548

配管の想定破損による溢水量と地震に起因する溢水量の比較を補足第 9.1.1-3 表に示す。配管の想定破損による溢水量は地震による溢水量より少ないことから、地震による溢水量に包含される。

補足第 9. 1. 1-3 表 溢水量の比較

	配管の想定破損による 溢水量 (①+②) [m ³]	地震に起因する 溢水量[m ³]
【6号炉】	約 2,303	約 17,240
【7号炉】	約 2,586	約 23,500

(2) タービン建屋循環水ポンプエリア

<評価条件>

破損箇所	循環水ポンプ吐出弁部伸縮継手 1箇所
選定根拠	配管内径が循環水ポンプ吐出連絡弁部より大きいため
破損面積	(配管内径の 1/2) × (伸縮継手凸部厚さの 1/2)
水頭圧	破損箇所の最高使用圧力
溢水量	①, ②の合計水量 ①溢水発生から溢水停止までの所要時間 80 分間の溢水量 (循環水ポンプは溢水停止まで運転し続けるものと想定) ②循環水系隔離後に伸縮継手破損箇所から溢水する循環水ポンプ吐出配管立ち上がり部 3 ライン分の保有水量を 1.1 倍した量 (範囲は補足第 9. 1. 1-2 図参照)

補足第 9. 1. 1-4 表 破損箇所の諸元

	内径 D[m]	伸縮継手凸部厚さ t[m]	溢水流量[m ³ /分]
【6号炉】	3.6	0.030	約 34.8
【7号炉】	3.4	0.038	約 40.5

①の溢水量は以下の計算式を用いて算出する。①, ②それぞれの溢水量を補足第 9. 1. 1-5 表のとおり示す。

$$(\text{溢水流量}) \times (\text{溢水停止までの所要時間 80 分}) = (\text{溢水量})$$

補足第 9. 1. 1-5 表 配管の想定破損による溢水量

	①溢水量[m ³]	②循環水配管保有水量[m ³]
【6号炉】	約 2,784	約 358
【7号炉】	約 3,234	約 337

配管の想定破損による溢水量と地震に起因する溢水量の比較を補足第 9.1.1-6 表に示す。配管の想定破損による溢水量は地震による溢水量より少ないことから、地震による溢水量に包含される。

補足第 9.1.1-6 表 溢水量の比較

	配管の想定破損による 溢水量 (①+②) [m ³]	地震に起因する 溢水量[m ³]
【6 号炉】	約 3,141	約 9,950
【7 号炉】	約 3,570	約 9,670

(3) タービン建屋熱交換器エリア

<評価条件>

破損箇所	タービン補機冷却系熱交換器入口部海水配管 1 箇所
選定根拠	破損高さが最も低いため
破損面積	(配管内径の 1/2) × (配管厚さの 1/2)
水頭圧	破損箇所の最高使用圧力
溢水量	①, ②の合計水量 ①溢水発生から溢水停止までの所要時間 80 分間の溢水量 (タービン補機冷却海水ポンプは溢水停止まで運転し続けるものと想定) ②タービン補機冷却海水系の系統保有水量を 1.1 倍した量

補足第 9.1.1-7 表 破損箇所の諸元

	内径 D[m]	配管厚さ t[m]	溢水流量[m ³ /分]
【6 号炉】	0.85	0.0095	約 3.6
【7 号炉】	0.85	0.0127	約 4.6

①の溢水量は以下の計算式を用いて算出する。①, ②それぞれの溢水量を補足第 9.1.1-8 表のとおり示す。

$$(\text{溢水流量}) \times (\text{溢水停止までの所要時間 80 分}) = (\text{溢水量})$$

補足第 9. 1. 1-8 表 配管の想定破損による溢水量

	①溢水量[m ³]	②タービン補機冷却海水系 保有水量[m ³]
【6号炉】	約 284	約 177
【7号炉】	約 365	約 182

補足第 9. 1. 1-9 表 浸水水位の比較

		浸水水位 T. M. S. L. [m]	
	溢水量[m ³]	想定破損による溢水	地震による溢水
【6号炉】	約 461	約-4.0	+5.7
【7号炉】	約 547	約-3.8	+5.6

9. 1. 2 消火水の放水による溢水

消火水の放水による溢水量は、「6. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価」より 54m³であり、6, 7号炉のいずれのエリアにおいても、9. 1. 1にて算出した配管の想定破損による溢水量より少ないため、地震による溢水に包含される。

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

補足第 9.1.1-1 図 復水器出入口弁閉後の溢水範囲【7号炉の例】

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

補足第 9.1.1-2 図 循環水ポンプ停止後の溢水範囲【7号炉の例】

9.2 循環水ポンプ停止後の揚程低下を考慮した時間設定

過去に実施した循環水系の過渡現象解析結果を踏まえ、保守的に揚程低下までの時間を1分と設定した。

放水庭初期潮位等のパラメータを変えて複数の条件下で実施した解析の結果、循環水ポンプは停止後約20秒程度で揚程が低下することが判明した（補足第9.2-1図）。



補足第9.2-1図 循環水ポンプ停止後の揚程H及び流量Qの変動曲線

柏崎刈羽原子力発電所6,7号炉及び解析にて使用した循環水ポンプの仕様比較を補足第9.2-1表に示す。

表より、柏崎刈羽原子力発電所6,7号炉の循環水ポンプと解析に用いた循環水ポンプの仕様はほぼ同じであるため、揚程変動も同程度となるが、本評価においては循環水ポンプが停止してから揚程が低下するまでの時間を保守的に1分と設定した（補足第9.2-1図赤線）。

補足第9.2-1表 循環水ポンプ仕様

	柏崎刈羽6号炉	柏崎刈羽7号炉	解析
全揚程 [m]	12.5	12.5	14.0
吐出流量 [m ³ /h]	106,200	106,200	106,200
回転数 [rpm]	176.5	176.5	187.5

9.3 溢水流量算出式における損失係数 0.82 の妥当性について

溢水流量算出式における損失係数 0.82 は、ベルヌーイの式から得られる損

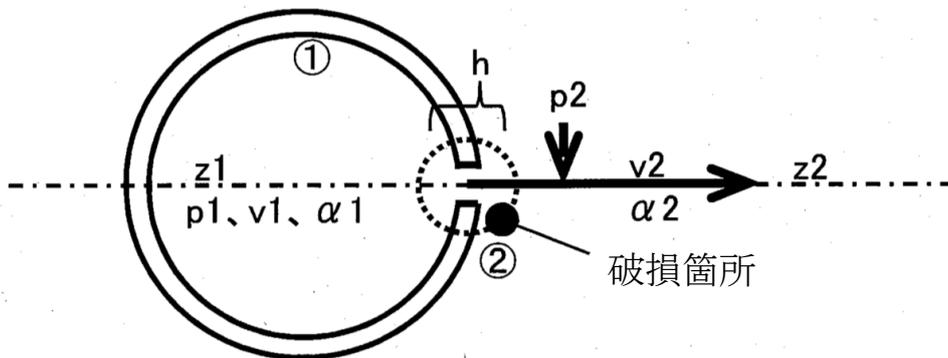
失係数 $\sqrt{\frac{1}{1+\zeta}}$ に、伸縮継手の断面形状を考慮してノズルの損失係数 0.5 を適

用することにより得たものである。

9.3.1 損失係数の導出

ベルヌーイの実用式 (①) を補足第 9.3.1-1 図に示す配管損傷モデルに当てはめる。

$$\frac{p_1}{\rho g} + \alpha_1 \frac{v_1^2}{2g} + z_1 = \frac{p_2}{\rho g} + \alpha_2 \frac{v_2^2}{2g} + z_2 + h \quad \text{①}$$



補足第 9.3.1-1 図 配管損傷モデル

この配管損傷モデルに対し、①の左辺を配管内、右辺を配管外の状態とすると、各パラメータの条件は以下のとおりとなる。

圧力 p	$p_1 =$ 配管内圧、 $p_2 =$ 大気圧、 $p_1 \neq p_2$
流速 v	$v_1 =$ 流体の流速、 $v_2 =$ 溢水の流速、 $v_1 \neq v_2$
位置ヘッド z	$z_1 = z_2$
損失ヘッド h	$h = \zeta \frac{v_2^2}{2g}$ ($v_1 < v_2$) ζ は損失係数
速度ヘッド α	普通の管路では乱流状態であり $\alpha_1 = \alpha_2 \doteq 1$

以上を整理すると、

$$\begin{aligned}\frac{p_1}{\rho g} + \frac{v_1^2}{2g} &= \frac{p_2}{\rho g} + \frac{v_2^2}{2g} + h \\ \frac{p_1}{\rho g} + \frac{v_1^2}{2g} - \frac{p_2}{\rho g} &= \frac{v_2^2}{2g} + h \quad \text{②}\end{aligned}$$

②の左辺は、配管内外の水が持つエネルギーの差分であり、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」における評価式の H に等しいことから、②式は以下のように表せる。

$$H = \frac{v_2^2}{2g} + h \quad \text{③}$$

上記条件の損失ヘッド h を③に代入して

$$\begin{aligned}H &= \frac{v_2^2}{2g} + \zeta \frac{v_2^2}{2g} \\ &= \frac{v_2^2}{2g} (1 + \zeta)\end{aligned}$$

これを v_2 で解くと

$$v_2 = \sqrt{\frac{2gH}{1+\zeta}} = \sqrt{\frac{1}{1+\zeta}} \times \sqrt{2gH} \quad \text{④}$$

溢水流量 $Q[m^3/h]$ は、④に断面積 $A[m^2]$ および時間単位補正を考慮して

$$Q = A \times \sqrt{\frac{1}{1+\zeta}} \times \sqrt{2gH} \times 3600 \quad \text{⑤}$$

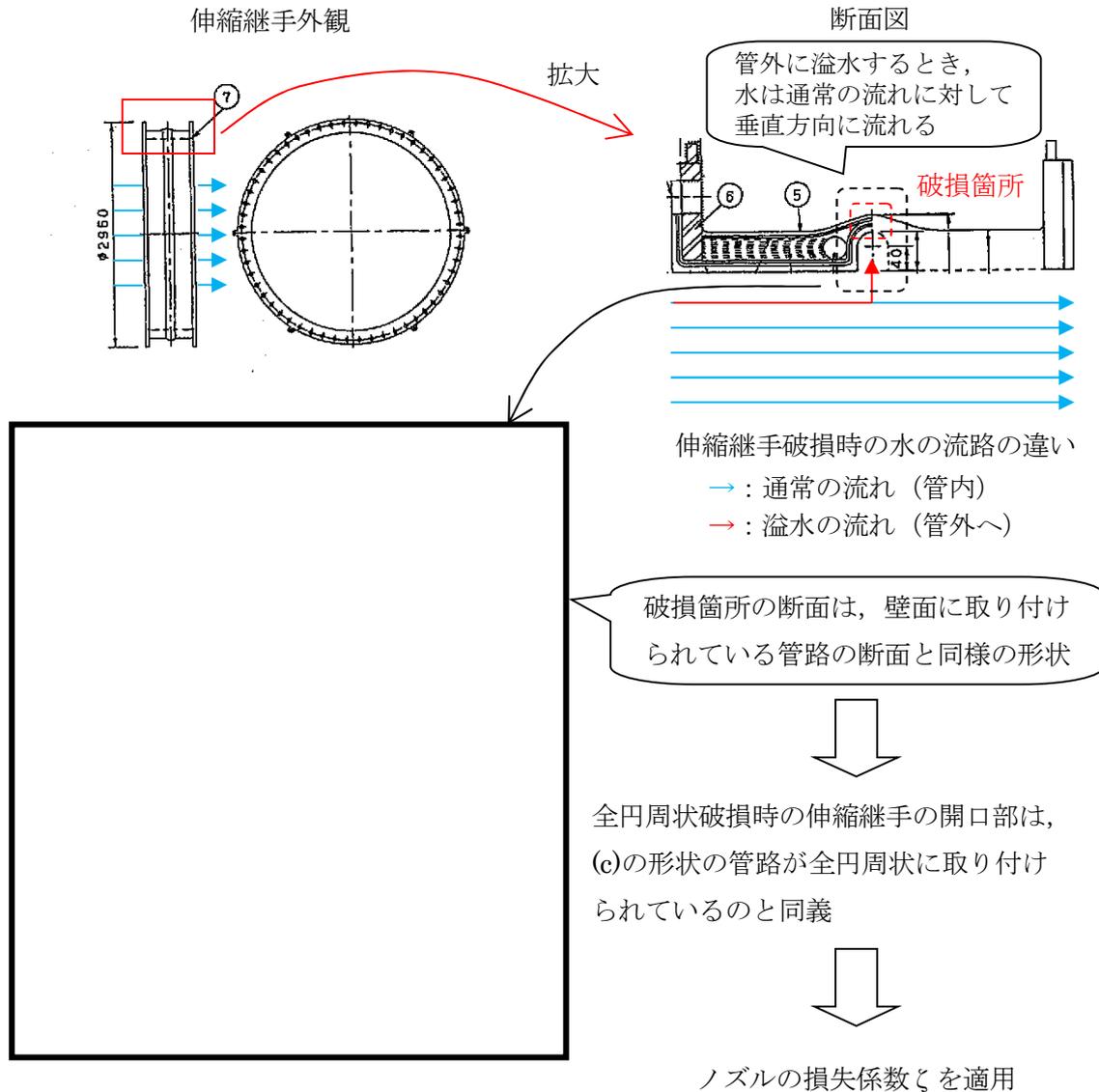
「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」における評価式は⑥のとおりであるから、

$$Q = A \times C \times \sqrt{2gH} \times 3600 \quad \text{⑥}$$

⑤、⑥より $C = \sqrt{\frac{1}{1+\zeta}}$ を得る。

9.3.2 ζの選定

伸縮継手からの溢水モードと損失係数の考え方を補足第 9.3.2-1 図に示す。伸縮継手が破損して水が循環水管外に向かって流れる際、本来の流路に対して垂直方向に流れることになり、これは壁面に対して垂直に取り付けられている管路を流れるのと同義と見なすことができる。伸縮継手の破断形状は、破断幅と同じ管径を持った配管が断面積 A となるように並んでいるのと同じ。よって、壁面に対して垂直に取り付けられている管路（ノズル）の損失係数 0.5 を ζ の値として採用する。



補足第 9.3.2-1 図 伸縮継手からの溢水モードと損失係数の考え方

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

9.4 漏えい検知インターロックの必要性について

インターロックを設置しない状態において循環水系からの大規模溢水が発生した場合、復水器の冷却水流量が減少するため、復水器真空度の悪化や主タービン排気室温度上昇等が起こり、プラント出力低下や停止操作が必要になる。また、循環水ポンプは手動停止や常用電源が喪失しない限り運転し続けるため、対応が遅れるとタービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）への溢水量が急速に増加する。

この状態が継続すると、タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）の浸水水位は、循環水ポンプの全揚程 12.5m まで上昇する。

タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）と原子炉建屋の境界は止水処置を施すこととしているが、タービン建屋から原子炉建屋へ溢水が移行して安全上重要な機器に影響を及ぼすリスクが高まる。

一方、運転員による循環水系の停止操作も可能であるが、スクラム対応との重畳を考慮すると、**運転員の停止操作に担保を取ることはできない。**

したがって、循環水系の隔離対応については、循環水系からの大規模溢水を早期に検知し、運転員への負担をかけずに自動で隔離動作させるインターロックを設置することは、原子炉安全上必要と判断した。

なお、小規模漏えいの場合は、既設の漏えい検知器にて漏えいを検知した後、中央操作室からカメラで漏えい状況を速やかに確認して、循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉操作を実施する等の対応が可能である。

9.5 漏えい検知インターロック誤動作時の影響について

インターロックは原子炉スクラム信号と漏えい検知の and 条件のため、漏えい検知器が誤動作しただけでは中央操作室に警報を発するのみであり、インターロックのロジックは成立しない。ここでは、万一、何らかの原因でロジックが成立したと仮定した場合のプラント挙動について説明する。

プラント運転中にインターロック誤動作により循環水ポンプが全台停止した場合は、ヒートシンク喪失により復水器真空度の急速悪化、タービン排気室温度上昇等が起こるため、運転員が RIP の手動ランバック及び原子炉手動スクラム手順を実施することにより原子炉は停止する。

なお、仮に手動操作がなくても、復水器真空度低で主タービンがトリップ、原子炉スクラムし、運転員によるスクラム対応により原子炉は停止する。この時の挙動はプラント設計時において考慮されている発電機負荷遮断等の「プラント運転時の異常な過渡変化」に包含されており、原子炉に与える影響は小さい。

9.6 溢水検知時間について（不確かさを考慮した保守性）

溢水量評価においては、溢水がタービン建屋最地下階下部のトレンチに優先的に滞留するものとする等、溢水検知を遅らせることにより、インターロック成立までの時間に保守性をもたせるような考え方にに基づき評価を実施している。

なお、実際に大規模溢水が発生した場合の検知までの時間については、2 out of 3 論理でインターロックを成立させる漏えい検知器を破損箇所近傍に2系統設置していることから、数秒程度で確実にインターロックが成立するものとする。

なお、この検知器はインターロックを成立させるほか、溢水を検知した段階で各検知器が中央操作室に警報を発する仕組みとなっている。

蒸気影響評価において原子炉格納容器内の溢水防護対象設備を
対象外とする考え方について

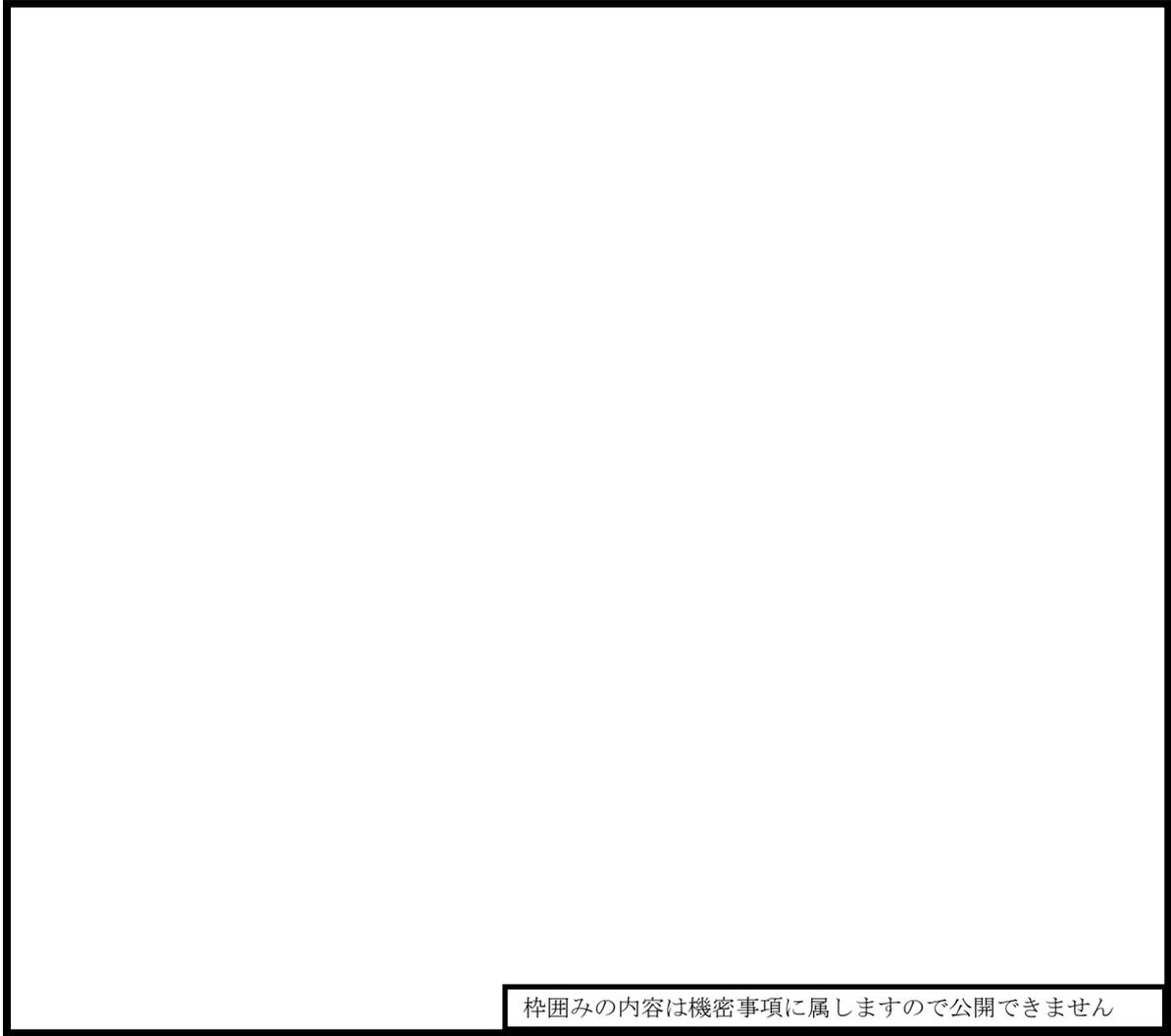
本資料は原子炉格納容器内における溢水防護対象設備の耐環境仕様と耐環境性能試験、および保全の実施状況について説明するものである。

10.1 耐環境仕様について

原子炉格納容器内の防護対象設備は、原子炉冷却材喪失事故時の高温・高圧環境に対して機能維持が図られるよう機器の耐環境設計仕様を定め、設計及び試験を実施している。

圧力については、原子炉格納容器内における各種配管破断を想定した場合の解析結果から、最も厳しくなる原子炉格納容器内での給水配管破断時の環境（補足第 10.1-1 図参照）を包絡した条件を設定している。

また、温度については、蒸気小漏えい事故を仮定した際に過熱蒸気が発生すると考えられるため、その断熱膨張により得られる理論上の最高温度である 171℃を考慮して条件を設定している。補足第 10.1-2 図に事故後時間と格納容器内温度条件の関係を示す。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

補足第 10.1-1 図 格納容器内圧力変化（給水配管破断）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

補足第 10.1-2 図 格納容器内温度条件

補足 10-3

10.2 格納容器内防護対象設備の耐環境性能試験

10.1 で設定した仕様が要求される設備については、その仕様を満たすよう、導入時に耐環境性能試験を実施し、所定の機能を発揮できることを確認している。実施例を補足第 10.2-1 図に示す。なお、格納容器内に設置される弁については格納容器スプレイの散布を考慮し、純水を $6.1 \times 10^3 \text{cm}^3/\text{min} \cdot \text{m}^2$ の割合でスプレイした試験を実施している。



補足第 10.2-1 図 格納容器内防護対象設備の耐環境性能試験例
(残留熱除去系停止時冷却隔離弁 (E11-MO-F010A))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

10.3 格納容器内防護対象設備の保全状況について

格納容器内の防護対象設備については、前述したとおり導入時に耐環境性能試験を実施しており、導入後も定期点検や定期取替を実施し、プラントの安全機能に影響のないようにしている。

定期点検については、運転実績や設置環境による劣化の影響を考慮して定めた周期にて外観点検・特性試験や分解点検を実施している。

また、定期取替については、設備の寿命を考慮して取替の周期を定め、この周期内での取替を実施している。

6号炉、7号炉においては、補足第 10.3-1 表のとおり保全を行っており耐環境性能の維持を図っている。

補足第 10.3-1 表 6 号炉・7 号炉 格納容器内防護対象設備の保全状況

設備		保全周期(※1)		
種別	部位	点検(※2)	分解点検	取替
電動弁	電動機	1C	—	—
	駆動装置	—	~5C	—
	弁	—	~7C	—
空気作動弁	駆動装置	1C	~5C	—
	弁	1C	~4C	—
	電磁弁	1C	—	~4C
	リミットスイッチ	1C	—	~4C
中性子束検出器	本体	1C	—	~6C
温度計	本体	1C	—	—
制御棒駆動機構	本体	—	~10C	—
ケーブル	本体	(※3)	—	—

※1 保全周期はサイクル (C) で表し、1 サイクル (1C) は 13 か月である。

※2 外観点検，特性試験，作動確認等を実施。

※3 ケーブル点検は負荷点検に合わせて実施。

原子炉建屋二次格納施設内（格納容器外） 防護対象設備の蒸気影響について

原子炉建屋二次格納施設（以下、二次格納施設）内の防護対象設備については、二次格納施設内に存在する高エネルギー配管の破断により発生する蒸気影響を考慮した設計としているため、蒸気影響評価において、蒸気による影響を受けないとしている。

本設計（耐環境設計）の具体的な内容を以下に示す。また、供用開始以降に機能維持を図るにあたり実施している保守管理の内容についても合わせて示す。

11.1 二次格納施設内防護対象設備の耐環境設計

二次格納施設内防護対象設備の耐環境設計では、二次格納施設内における高エネルギー配管破断の際に生じ得る環境を考慮して機器設計環境仕様を定め、同仕様に基づき設定した環境条件による事故模擬試験を行い、環境に対する適合性を確認している。

機器設計環境仕様の内容及び事故模擬試験における環境条件の例を以下に示す。

11.1.1 機器設計環境仕様

機器設計環境仕様は、高エネルギー配管破断として原子炉一次系の流体を内包する主蒸気配管破断、給水配管破断、原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断、原子炉冷却材浄化系配管破断等を考慮し、破断形態としては漏えいを含め瞬時両端破断までを想定し、圧力及び温度についてそれぞれ次のとおりとしている。

(1) 圧力条件

高エネルギー配管破断時の昇圧を考慮し、圧力条件として設定している。ここで、二次格納施設内にはブローアウトパネル※が設置されており、パネルの開放によって二次格納施設内の圧力を大気開放する設計となっているため、二次格納施設内の圧力が著しく上昇することはない。

※ブローアウトパネル

原子炉格納容器外の一次系配管の破断を想定した場合、破断口より放出される蒸気が建屋内に充満し圧力上昇を引き起こす。この建屋内の圧力上昇により原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないように、建屋外に圧力を逃がすことを目的としてブロ

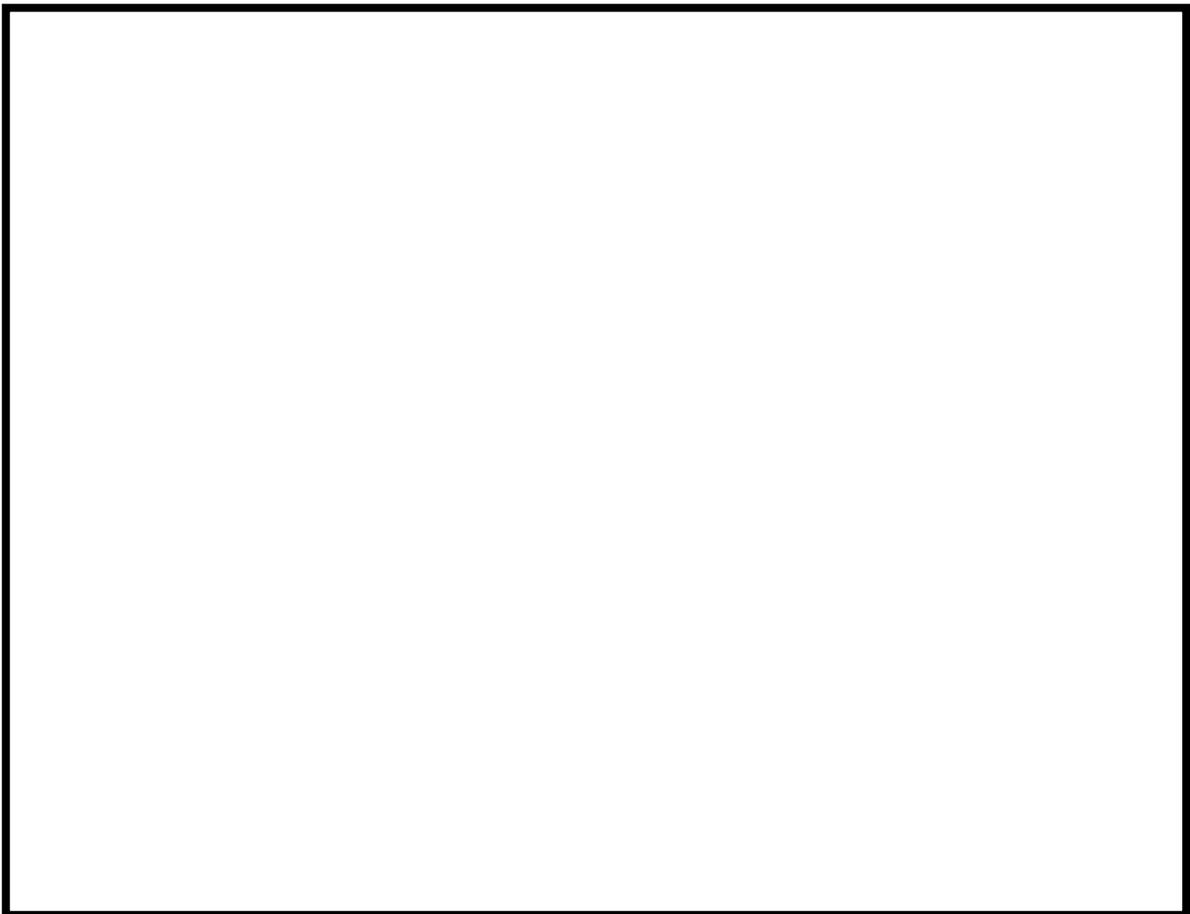
ーアウトパネルを設置している。

(2) 温度条件

圧力上昇時のブローアウトパネルの開放を考慮し、大気圧下での飽和温度である100℃を設定している。

なお、原子炉一次系配管の近傍に存在し、かつ漏えい発生時に作動することが求められる漏えい検出装置、隔離弁については、漏えい蒸気が大気圧下に開放される際に過熱状態となることを考慮し、断熱膨張により得られる過熱蒸気の理論上の最大温度である171℃（原子炉格納容器内の最高使用温度と同じ）を設定している。また、過熱蒸気の漏えいは、隔離弁の閉止や原子炉減圧によって終了し、その後は大気圧下での飽和温度である100℃まで温度が低下するとし、過熱蒸気の漏えいは保守的に1時間継続するものとしている。

以上の各条件を補足第 11.1.1-1 図に示す。



補足第 11.1.1-1 図 二次格納施設内機器設計環境仕様（温度条件）

枠囲みの部分は機密事項に属しますので公開できません

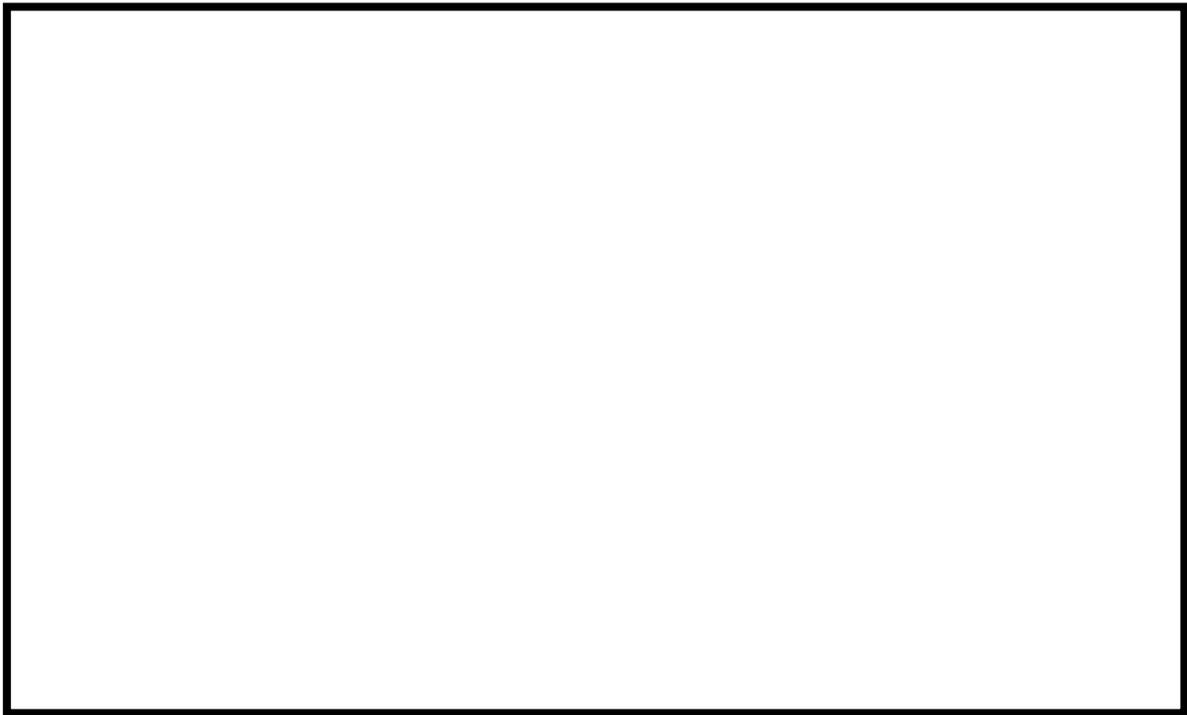
11.1.2 環境適合性確認のための事故模擬試験

前項の二通りの機器設計環境仕様の各々について、環境適合性確認のための事故模擬試験環境条件を以下に例示する。

①上限温度 100℃のケース：

【試験対象】

伝送器（原子炉水位（B21-LT003））の事故模擬試験環境条件

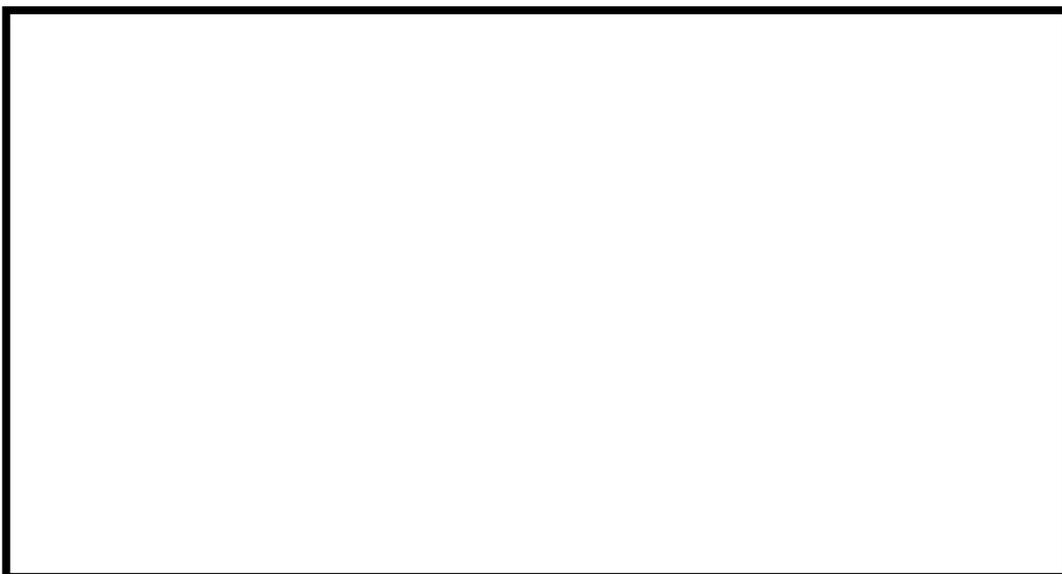


枠囲みの部分は機密事項に属しますので公開できません

②上限温度 171℃のケース：

【試験対象】

隔離弁（残留熱除去系ポンプサプレッションプール水吸込隔離弁（A）（E11-MO-F001A））の事故模擬試験環境条件



枠囲みの部分は機密事項に属しますので公開できません

11.2 二次格納施設内防護対象設備の保守管理

二次格納施設内の防護対象設備については、11.1で述べたとおりの耐環境設計を行っているが、供用開始以降についても、定期点検・取替を行うことにより機能維持を図っている。

定期点検については、運転実績や設置環境による劣化の影響を考慮して定めた周期により、外観点検・特性試験や分解点検を実施している。また定期取替については、機器の寿命を考慮して取替の周期を定め、この周期内での取替を実施している。

6, 7号炉の保守管理の具体的な内容を補足第11.2-1表に示す。

補足第11.2-1表 6/7号炉 原子炉二次格納施設内防護対象設備の保全状況

設備		保全周期(※1)		
種別	部位	点検(※2)	分解点検	取替
ポンプ	電動機	～2C	～7C	-
	駆動装置	～10C	-	-
	ポンプ	～10C	～10C	-
空調機	電動機	-	～6C	-
弁	本体	～5C	-	-
電動弁	電動機	～6C	-	-
	駆動装置	～7C	-	-
	弁	～2C	～10C	-
空気作動弁	弁	-	～3C	～10C(※3)
電磁弁	本体	1C	-	～10C
伝送器	本体	1C	-	-
水素・酸素濃度検出器	本体	1C	-	-
放射線量率検出器	本体	1C	-	-
制御盤	制御盤	～4C	-	-
	ヒューズ	-	-	～4C
計装ラック	本体	1C	-	-
水圧制御ユニット	本体	1C	～10C	-
コネクタ保護ボックス	本体	1C	-	-
蒸気タービン	本体	-	～5C	-
乾燥装置	本体	1C	-	-
フィルタ装置	電動機	-	～2C	-
	ヒータ	1C	-	-
再結合器	本体	1C	-	-
加熱器／冷却器	本体	1C	-	-
気水分離器	本体	1C	-	-
ケーブル	本体	(※4)	-	-

※1 保全周期はサイクル (C) で表し、1サイクル (1C) は13か月である。

※2 外観点検，特性試験，作動確認等を実施。

※3 取替対象はリミットスイッチおよび電磁弁。

※4 ケーブル点検は負荷点検に合わせて実施。

貫通クラック等微小漏えい時の影響について

12.1 高エネルギー配管からの微小漏えいについて

想定破損による溢水影響評価（没水）において、高エネルギー配管の破断を想定した溢水影響を評価しており、溢水量は流出流量と検知・隔離時間を元に評価している。このとき、破断形状としては評価ガイドに則り完全全周破断を想定しているが、破断面積が小さい場合は検知・隔離に要する時間が長くなる可能性があるため、その影響について確認した。

● 溢水量の算出式

$$\text{溢水量}[\text{m}^3] = \text{流出流量}[\text{m}^3/\text{分}] \times \text{隔離時間}[\text{分}] + \text{系統保有水量}[\text{m}^3]^{\ast 1}$$

● 完全全周破断を想定する系統とその場合の溢水量

系統名称	流出流量 [m ³ /h]	隔離時間 [min]	隔離 までの 溢水量 [m ³]	系統保有水量 [m ³]	溢水量 [m ³]
制御棒駆動水圧系	47	80	62	13	75
原子炉冷却材浄化系	154	0	0	60	60
復水給水系	9360 ^{※2}	1.2	332	285	617
	5400 ^{※3}	1.7			

※1：溢水検知による隔離後に系統内の残水の漏えいが継続する可能性を考慮し、保守的に系統の全保有水を加算。ただし、配管の敷設状況から明らかに全量が漏えいしない場合は、配管の敷設状況を考慮した漏えい量を加算。

※2：溢水開始～主蒸気隔離弁閉～高圧及び低圧ドレンポンプ停止までの流量（原子炉給水ポンプの定格流量）

※3：高圧及び低圧ドレンポンプ停止後～復水及び給水ポンプ全停までの流出流量

上記系統は管理区域に敷設されており、漏えいを検知する手段としては、サンプタンク水位、サンプポンプの異常運転、床漏えい検知器、漏えい検知器（温度）、エリアモニタ、運転員による巡視点検及び各種パラメータの監視等が考えられる。

破断面積が小さく、サンプタンク水位やサンプポンプの異常運転による漏えいの検知ができない可能性がある範囲の場合、流出流量が十分に小さいため、床ドレンにより排水されて溢水水位は高くない。床ドレンから排水された溢水はサンプに流入し、サンプポンプで排出され、溢水事象としてそ

れ以上進展することはない。

またサンプポンプの定格流量（ $10\text{m}^3/\text{h}$ ）以下の流出流量の場合も、サンプの水位制御が可能であり、溢水事象として留意すべき事態とはならない。

これより、少なくともサンプポンプ定格流量以上の流出流量での漏えいを想定する。

➤ 制御棒駆動水圧系

サンプポンプ定格流量以上で、かつ、サンプタンク水位又はサンプポンプの異常運転による警報の発生までに要する時間が、標準的な評価上の想定である10分を超過する可能性のある流出流量は $10\sim 18\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。このとき隔離までに流出する溢水量は、最大でも 25m^3 程度であり、これは標準的な評価上想定している隔離までの溢水量 62m^3 よりも少ないため、標準評価で包含できる。

➤ 原子炉冷却材浄化系

破断形状として完全全周破断を想定すると、系統の差流量大インターロック（設定値 $30.5\text{t}/\text{h}$ ）により、ほぼ瞬時に系統は隔離されると考えられる。これより標準評価においては、隔離までの溢水量としてはほぼ無く、その後、隔離バウンダリ内の全系統保有水量 60m^3 が流出すると想定している。

一方で流出流量が $30.5\text{t}/\text{h}$ 以下である場合は、差流量大による系統の隔離は達成されない可能性がある。しかしこの場合は、漏えい検出器（温度）やサンプタンクの水位高等、他の警報による溢水の検知が可能である。隔離までに流出する溢水量と、その後流出する系統保有水量を加えると、完全全周破断想定時の溢水量を超過する場合も考えられるが、原子炉冷却材浄化系からの溢水が発生する可能性のある区画において、この溢水量が代表値となる区画は、R-B3-9のみである。当該区画において、この溢水量（ 113m^3 程度）にて再評価を実施し、問題ないことを確認した。

➤ 復水給水系

原子炉建屋内で復水給水系統が敷設されている区画はMSトンネル室のみである。当該区画には漏えい検出器（温度）や放射線モニタが設置されており、復水給水系統からの漏えいが微少であっても、これらの設備によって漏えいを検知することは可能である。また流出流量が微少であることから、隔離までの溢水量が、完全全周破断想定時の溢水量（ 332m^3 ）以上になるまでにはかなりの時間余裕があることから、現状の評価で十分包含できている。

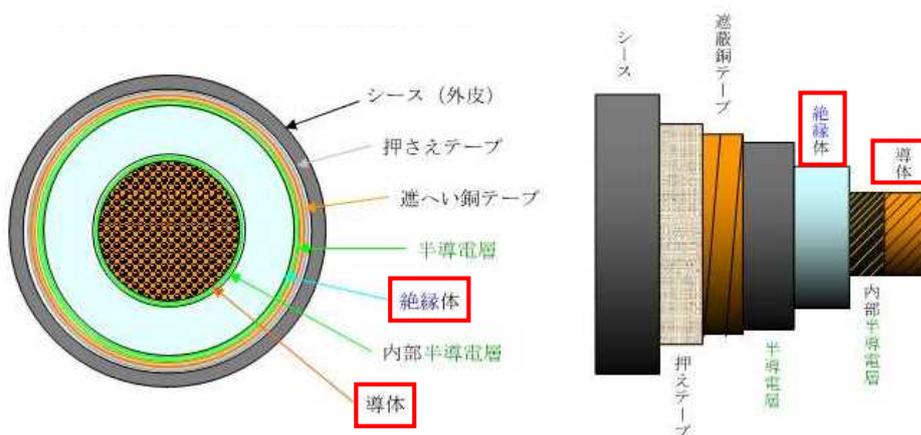
ケーブルの被水影響評価について

本資料は、防護対象設備に用いているケーブルについて被水したとしても、その機能に影響を受けないと判断したことに対する妥当性を説明するものである。

13.1 ケーブルの被水影響

補足第 13.1-1 図にケーブルの断面図を示す。ケーブルは充電部となる導体の廻りが絶縁体で覆われ、さらに耐水性・絶縁性の高いシースで覆われていることから、被水による機能影響は受けない。ここで、ケーブルが被水により機能影響を受けるケースとしては、絶縁体の割れ等によりケーブルの絶縁性能が低下している状態で被水し、**地絡・短絡等が起こる**場合が考えられる。

以下に、**導入時の試験及び導入後の定期点検の状況からケーブルの被水による機能影響の有無**について評価した結果を示す。



補足第 13.1-1 図 ケーブル断面図 (例 高圧動力ケーブル)

13.2 導入時の試験 (原子炉格納容器内ケーブル)

13.2.1 劣化模擬試験

下記の条件により、運転期間 (40 年) 相当の劣化および原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬する。

運転期間 (40 年) の劣化模擬：熱老化 (121℃, 168 時間)

放射線照射 ($7.6 \times 10^5 \text{Gy}$)

原子炉冷却材喪失事故による劣化模擬：171℃, 427kPa, 9 時間

詳細条件は補足第 13.2.1-1 図参照。



補足第 13.2.1-1 図 原子炉冷却材喪失事故による劣化模擬条件



商業秘密に属する
ため公開不可

13.2.2 マンドレル耐電圧試験（40倍）

前項の劣化模擬試験を実施したケーブルに対して、下記の条件で試験を実施する。

試験条件：ケーブル外径の約40倍の直径をもつ金属円筒（マンドレル）の周囲に巻き付け、室温にて水道水中に浸漬させた状態で公称絶縁体厚さに対し、50Hzまたは60Hzの交流電圧（例：高圧ケーブルの場合12.6kV/mm）を印加。試験装置の例は補足第13.2.2-1図を参照。

判定基準：絶縁破壊を生じないこと。



補足第13.2.2-1図 マンドレル耐電圧試験（40倍）



商業秘密に属するため公開不可

13.3 ケーブル導入後の定期点検について

前述のとおり、ケーブルはプラント内で想定される経年劣化により、被水による機能影響を受けるような絶縁性能の低下が起こらないことを導入時に確認しているが、導入後も定期点検により異常が生じていないことを確認している。

具体的に、電力用ケーブルは定期的な絶縁抵抗測定により、絶縁抵抗に有意な変動が無いことを確認している。

また、制御・計装用ケーブルについては、定期検査時の点検・検査、運転中の定例試験時等において、系統機器の動作または計器の指示値等を確認することで、ケーブルの異常が無いことを確認している。

13.4 まとめ

導入時において運転期間相当（40年）を模擬した劣化に加え、原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬したケーブルに対しマンドレル耐電圧試験を実施し、浸水時における機械的・電氣的裕度を確認していること、及び導入後においても定期点検により有意な劣化が無いことを確認していることから、ケーブルの被水影響はないと評価する。

屋外タンク溢水伝播挙動評価に用いた解析コードについて

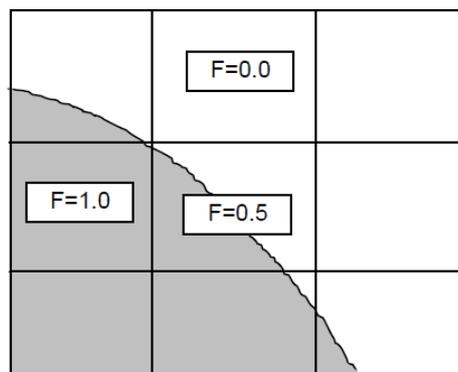
14.1 解析コードの概要

屋外タンクからの溢水の伝播挙動評価は、解析コード FINAS/CFD を用いて行っている。FINAS/CFD は汎用 FEM 非線形構造解析システム FINAS との流体/構造連成解析を行うことを目的として開発された完全非構造格子の熱流体解析コードである。空気や液体の熱と流れを計算し、その結果を FINAS に渡すことで、流体と構造物変形の相互作用を計算することができる。自由表面を有する様な混相流解析の界面捕捉法には VOF (Volume Of Fluid) 法を採用しており、これにより砕波などを含む複雑な自由表面形状を高精度に解析することを可能としている。

14.2 VOF (Volume Of Fluid) 法について

14.2.1 VOF 法の概要

VOF 法は計算要素（セル）に存在する流体の体積分率を関数として扱う方式で、流体で満たされた液体セルを「 $F=1$ 」、流体が全く存在しない気体セルを「 $F=0$ 」とし、流体が部分的に存在しセルが自由表面に接している境界セルをその体積占有率に応じて「 0 」から「 1 」の間の値で表現する。



補足第 14.2.1-1 図 VOF 法の概念図

14.2.2 計算手順

VOF 法では，解析領域の各要素に占める流体の体積分率を F 値 ($0 \leq F \leq 1$) として定義し，下記の輸送方程式を解くことにより界面を求める。以下にその計算手順を示す。

- ①各セルの体積分率 ($F=0.0 \sim 1.0$ の間の値をとる) 及び周囲のセルの状況により，前図に示すように気体 ($F=0.0$)，液体 ($F=1.0$)，境界 ($0.0 < F < 1.0$) セルに分類
- ②液体セル，境界セル内の水面の法線の向きを決定する。
- ③各計算セルの流体を運動方程式で計算された流速場に従って移流させる。
- ④時間を進めて計算を繰り返す。

輸送方程式

$$\frac{\partial F}{\partial t} + \frac{\partial Fu_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{1}$$

u_i : i 方向の流速
i=1,2,3

ここで①式の流速 u_i は，②質量保存式，③運動量保存式より計算する。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$$

ρ : 密度
P : 圧力

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{3}$$

τ_{ij} : 粘性応力テンソル
 K_i : 外力

質量保存式，運動量保存式で用いる密度 ρ は④式により計算する。

$$\rho = F\rho_l + (1-F)\rho_g \quad \dots \textcircled{4}$$

ρ_l : 水密度
 ρ_g : 空気密度

14.2.3 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため、類似性の高い水ダム崩壊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した。詳細を別紙に示す。

この結果、解析と実験の水面位置の時間変化はほぼ一致しており、本解析コードにおける屋外タンク溢水伝播挙動評価の妥当性が確認できた。

以上

解析コードの妥当性の検証

1. 概要

使用プログラム FINAS/CFD 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]とし，物性値は表 1 に示す値を用いる。

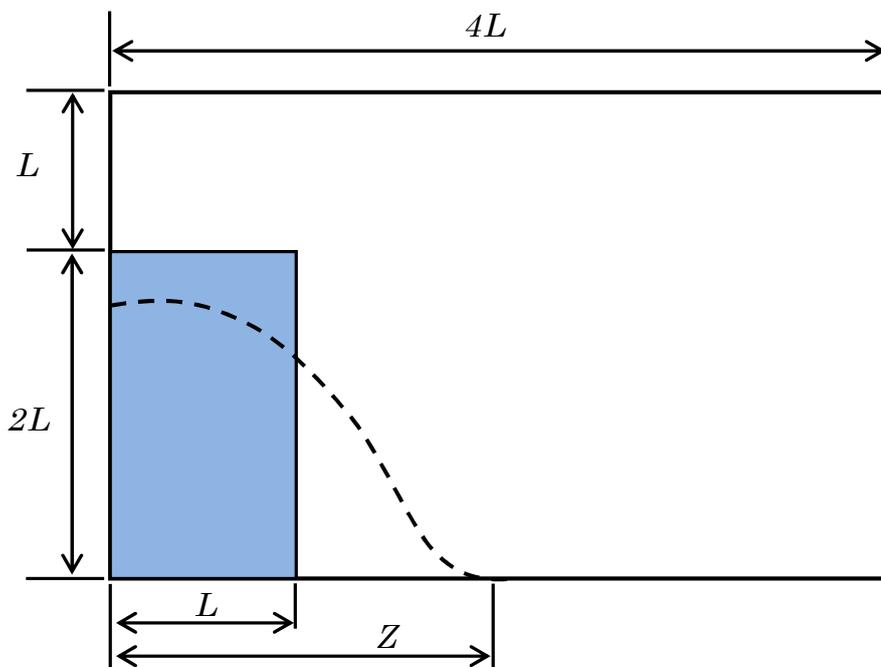


図 1 解析対象領域

表 1 物性値

水	
密度 [kg/m ³]	$\rho_l = 1000$
粘性係数 [Pa · s]	$\mu_l = 1.0 \times 10^{-3}$
空気	
密度 [kg/m ³]	$\rho_l = 1.0$
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。メッシュモデル下面から 2L の高さまでは、メッシュサイズを鉛直／水平方向とも 0.025 [m] (0.05L) とする。なお、高さ 2L から上面までの領域は高さ方向のメッシュサイズのみ 0.05 [m] (0.10L) とする。

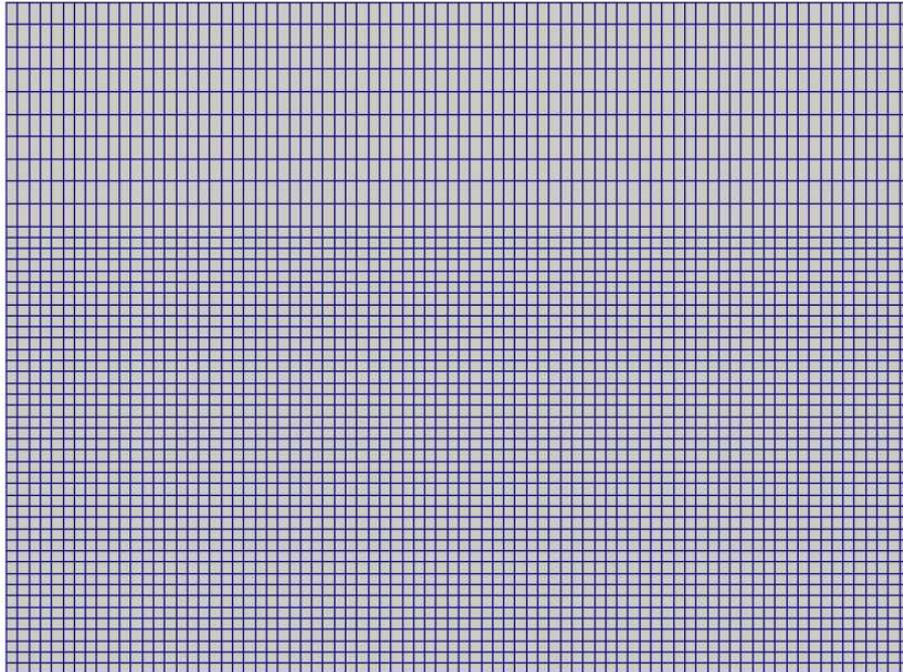


図 2 メッシュ分割図

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) ^[1] 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。流速および圧力は，すべて 0 とする。

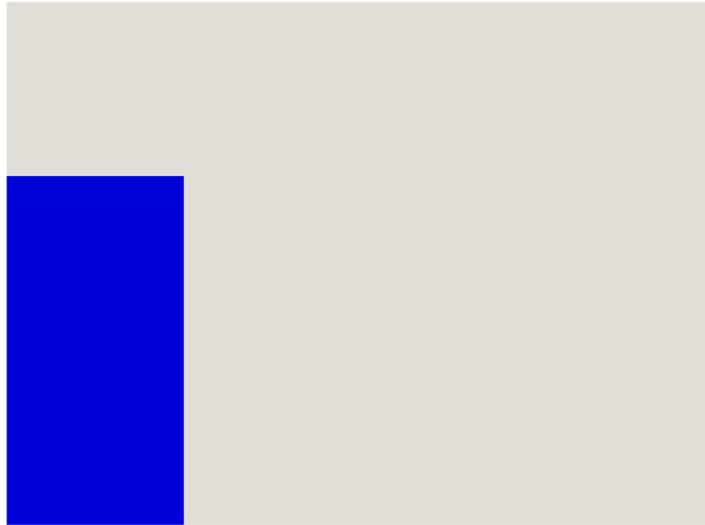


図 3 体積分率分布（初期条件）

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境界条件を適用する。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 (9.8m/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 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、図中の記号は 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^[2]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、本解析結果は実験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 ($t\sqrt{2g/L} = 1.253$)



(b) 0.4 秒後 ($t\sqrt{2g/L} = 1.879$)



(c) 0.6 秒後 ($t\sqrt{2g/L} = 3.759$)

図4 水面（体積分率分布）の変化

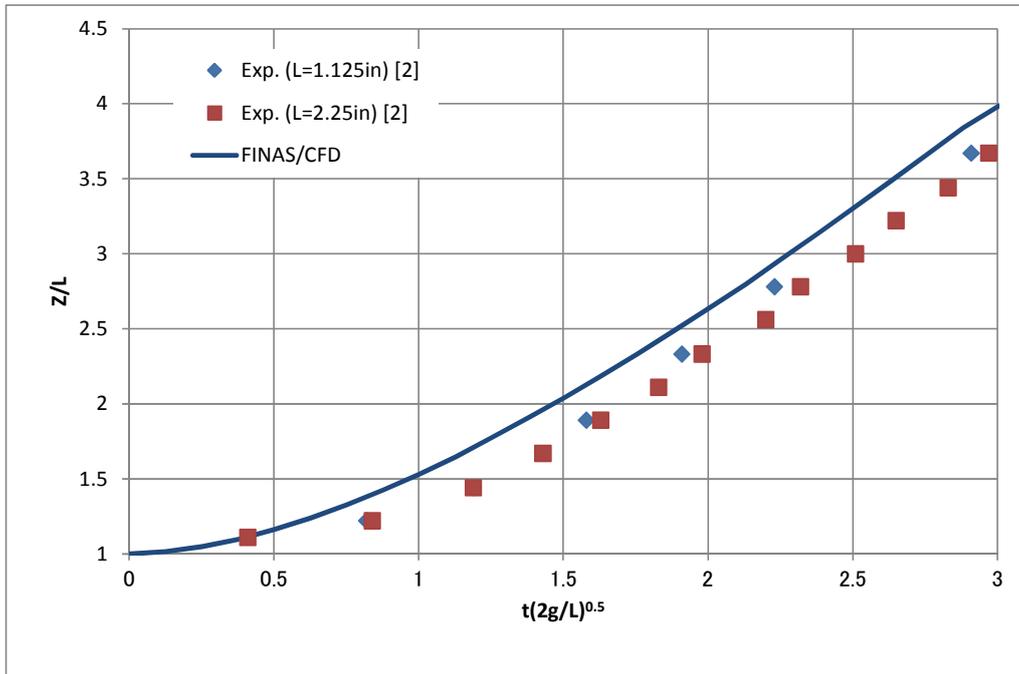


図 5 先端位置 Z の時間変化

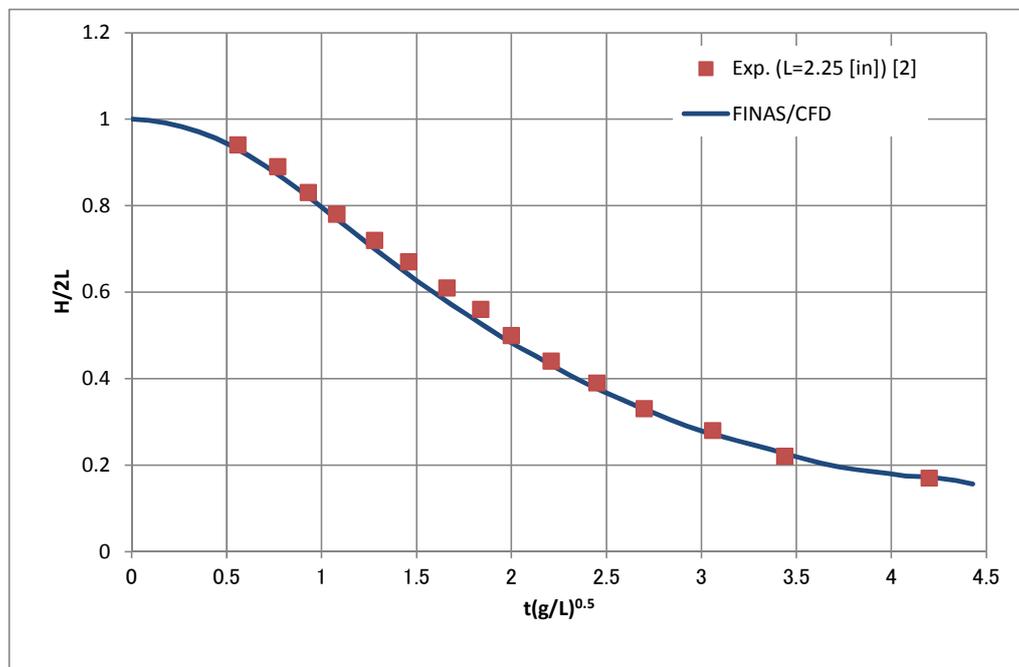


図 6 水柱高さ H の時間変化

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 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

サービス建屋扉からの浸水に対する溢水影響評価の詳細

15.1 目的

屋外タンク破損時の溢水における溢水防護区画への浸水経路の一つとしては、サービス建屋の扉を介した経路が挙げられる（「10.1 屋外タンクの溢水による影響」参照）。

本資料は、同経路からの浸水に対する溢水影響評価の詳細を示すものである。

15.2 溢水影響評価

サービス建屋の扉はガラス扉であり水密性や止水性が期待できないため、屋外タンクの破損に対する溢水影響評価においては、当該部からの水の流入を想定する必要がある。

ここで、サービス建屋の扉部は水密性や止水性はないものの流路抵抗とはなり、また、建屋の内部にも様々な流路抵抗が存在する。このため、実際に建屋に流入する水の量は僅かと考えられ、また、流入した水も建屋内で流路抵抗によりエネルギーを失うことによって建屋一階部で滞留し、ここから階段室を経て地下部に流れるものと考えられる。

（補足第 15.2-1 図 a）

サービス建屋地下部には $6,000\text{m}^3$ を超える容量があるため、仮に保守的な想定として純水タンクとろ過水タンクの全保有水の半分（約 $3,000\text{m}^3$ ）が流入したとしても、流入水はこの地下部に收容されることになる。これに対して、サービス建屋地下部における「建屋外からの溢水に対する溢水防護区画」との境界（コントロール建屋外周）では、開口部、隙間部について水密化、止水措置を行っているため、当該地下部から溢水防護区画に浸水することはない。

一方、保守的な想定としてサービス建屋地上部でエネルギーが完全に失われず、水が建屋一階部において溢水防護区画側（コントロール建屋側）に流れることを考えた場合、溢水防護区画との境界の地上 2m 以下に存在する開口部、隙間部についてはすべて水密化、止水措置を行っているものの、唯一、境界上の幅約 3m の通路部に設置した水密扉については利便性を考慮し通常時「開」として運用を行っているため、浸水経路として残り得る。

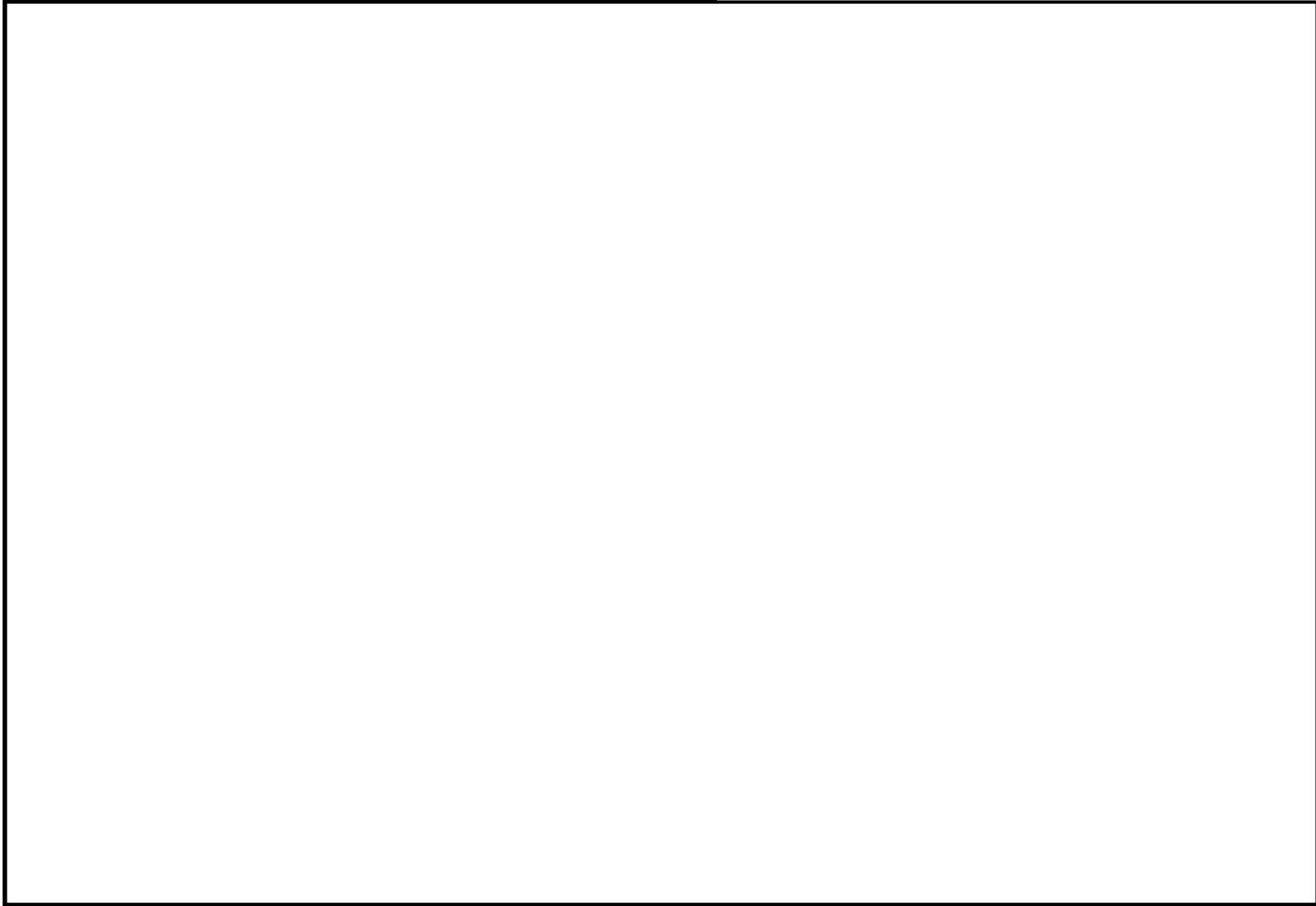
しかし、この扉部からの流入を仮定した場合でも、コントロール建屋内の（よりミクロに部屋・区域単位で設定している）溢水防護区画との

境界部は高さ 0.6m 以下に存在する開口部，隙間部について水密化，止水措置を行っており，その下流側も水が滞留する箇所はなく，そのまま 6, 7 号炉のタービン建屋に流入するため溢水防護区画に浸水することはないものと考えられる。(補足第 15.2-1 図 b)

15.3 評価結果

以上より，屋外タンク破損時の溢水において，サービス建屋扉を介した浸水経路は，溢水防護対象設備に影響を与える浸水経路とはならないことが示された。

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

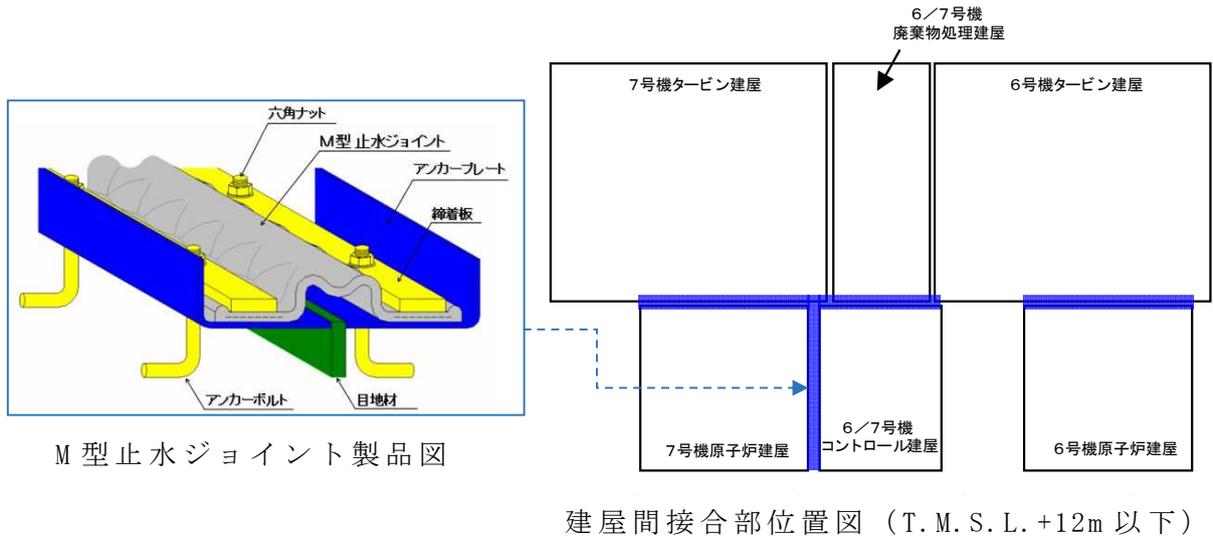


補足 15-3

補足第 15.2-1 図 サービス建屋扉を介した浸水経路

エキスパンションジョイント止水板の性能について

6/7号炉建屋間接合部には、エキスパンションジョイント止水板(以下、「止水板」と記す。)として「M型止水ジョイント」が設置されている。止水板の性能(許容負荷,耐震性)について、以下に示す。



補足第 16-1 図 止水板の概要

16.1 許容負荷(許容耐水圧)

止水板の建設当時における許容耐水圧のメーカー規定値は 0.15MPa である。また、平成 25 年度に実施した止水性能試験において、六角ナットの締め付けトルク値と止水性能の実耐力の関係として補足第 16.1-1 表の結果を確認している。

補足第 16.1-1 表 平成 25 年度 止水性能試験結果 一覧表

トルク値	40N・m	60N・m	80N・m	100N・m	120N・m
直線部	0.17MPa	0.21MPa	0.26MPa	0.29MPa	0.30MPa
入隅部	0.20MPa	0.22MPa	0.23MPa	0.28MPa	0.34MPa

「10. 建屋外からの溢水影響評価」において、屋外タンクからの溢水時には最大で GL+1.5m (T.M.S.L. +13.5m) 程度の浸水深となることが示されている。この浸水深は過渡的に生じるものであり、この際の

静水圧が止水板に常時負荷されるものではないが、保守的にこれが常時負荷されると想定した場合でも、6/7号炉にある止水板のうち最深部に設置されているもの（T.M.S.L.-6.8m）に加わる静水圧は0.21MPa（約21m水頭圧）程度である。したがって補足第16.1-1表より、この場合でも六角ナットの締め付けトルク値を60N・m以上とすることにより、必要な止水性能を確保できることがわかる。

六角ナットは、20年後の応力緩和による締め付けトルク値の低下を考慮し、現在200N・mで締め付けており、中長期的に120N・mを基準値として維持管理していくため、建屋外からの溢水に対して保守的な想定を行った場合に対しても、耐水圧性能を有すると判断している。

16.2 耐震性

止水板の許容伸縮量のメーカー規定値は100mmである。これに対し、各建屋の基準地震動 S_s に対する時刻歴の最大相対変位量は約30mmであり、許容伸縮量100mm以内に収まることを確認している。

以上より、止水板は基準地震動 S_s に対する耐震性を有すると判断している。

16.3 経年劣化管理

エキスパンションジョイント止水板の経年劣化事象としては、紫外線や放射線、酸素やオゾン、熱等に起因する材料の硬化やひび割れなどが考えられる。

これに対して、平成25年6月に発生した漏水事象も踏まえ、定期点検として外観目視確認及び硬度確認を実施することとしており、ひび割れ等の異常が確認された場合には適宜、補修や交換を実施することにより、機能維持を図ることとしている。

以上

内部溢水影響評価における保守性について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の内部溢水影響評価にて考慮している保守性について以下に示す。

17.1 評価上考慮している保守性の整理

内部溢水影響評価では、評価の各プロセスにおいて様々な保守的な仮定や想定、端数処理を行っており、評価の全体として大きな保守性を有したものとなっている。

補足第 17.1-1 表に評価上の各プロセスにおける保守性について整理する。

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【防護対象設備の設定】	個別機器の機能喪失判定	機能喪失高さ	機能喪失を判定する部位として、基礎台等の保守的な部位を選定
			床の傾斜を考慮し、0.075m の水上高さ分を機能喪失高さから差し引く
			有効数字切り捨て
	被水影響範囲	被水の影響範囲として同一区画内全域、又は視認できる範囲を設定	
	系統機能としての機能喪失判定	関連系設備	機能喪失により直ちに影響のない監視計器、スポット空調等の関連系設備も、系統の機能喪失の判定対象設備として選定
【溢水源の想定】	溢水源の設定	区画内溢水源	想定破損、被水の溢水源として小口径配管も対象として考慮
			地震時の評価において、原子炉補機冷却系を一律溢水源として考慮
		高／低エネ分類	通路部等の大きな区画における溢水源は、原則同階層に存在しうる全ての溢水源が存在するとして設定
			系統分類における運転時間について過去の実績（10年程度）の最大値を代表値として使用

※ “★”：評価上、特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部洪水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【洪水防護区画の設定】	区画面積	有効面積	洪水が滞留可能な有効面積を算出する際、以下を区画床面積より除外 <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準床面より高い領域 ・ 壁で囲まれている領域 ・ ハッチ ・ 基礎台 ・ 機器 ・ 止水施工面積（止水堰で囲まれた領域）
			有効数字切り捨て
【洪水経路の設定】	伝播経路	伝播の仕方	評価対象区画の水位を算出する場合は、仮想的に他の区画への流出は考慮せず、一時的に区画内に全量滞留するものと設定 <ul style="list-style-type: none"> ★他区画への流出において、複数の区画への経路が存在する場合は、仮想的に同時に二つ以上の区画へは伝播しないものとし、それぞれの区画への伝播を個別に考慮
		排水	床ドレンファンネルからの排水は、排水ラインの閉塞を考慮して流出量の最も大きい一カ所からの排水は期待できないと設定

※ “★” : 評価上、特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 想定破損	溢水量	破断面積	系統の最大口径，最大肉厚を想定
		水頭（内圧）	配管の最高使用圧力を想定
		隔離時間	破断ケースによりばらつきが想定されるが，一律最大値の 80 分を想定
		系統保有水量	配管及び機器内の合計保有水量の 1.1 倍を評価上の保有水量と設定
		隔離後の流出量	隔離後流出を想定する系統保有水量としては，最大バウンダリでの隔離を想定し，全系統保有水量が流出すると想定
	評価用溢水量	有効数字切り上げ	
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ 水位ゆらぎの考慮

※ “★” : 評価上，特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

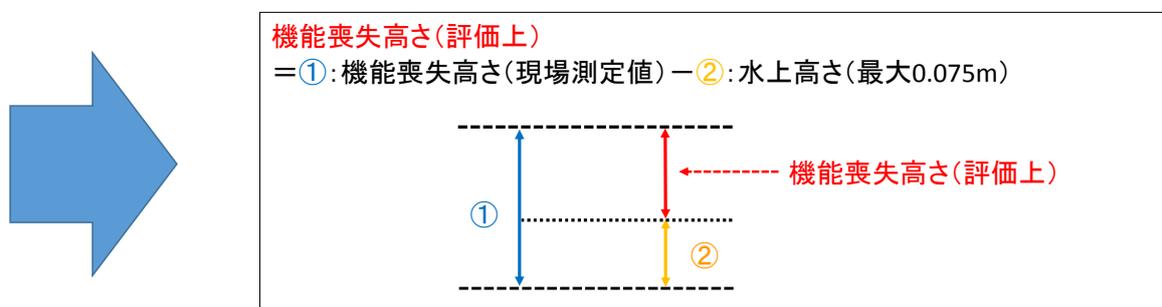
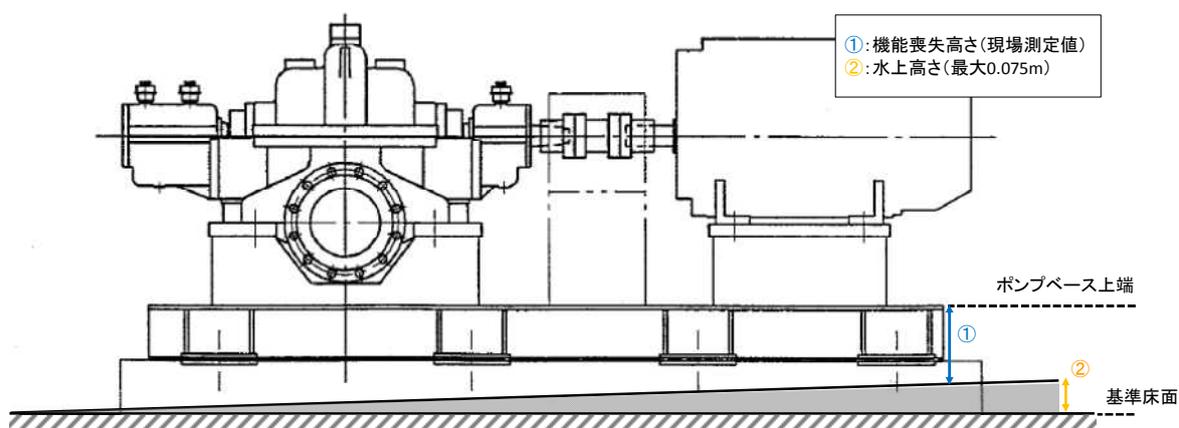
実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 消火活動	溢水量	流出流量	消火栓からの設計放水量の 2 倍を想定
		放水時間	一律 3 時間を想定
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ 水位ゆらぎの考慮
	伝播経路	止水措置の耐火性能	火災発生区画のバウンダリの止水措置は耐火性能がない限りは喪失を仮定
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 地震	溢水量	溢水源	耐震性が確認できていない全ての系統の全数同時破損を想定
		隔離操作	運転員による隔離操作に期待しない
		評価用溢水量	★同一の系統が複数の区画で溢水する場合は、仮想的に各区画で想定される最大の溢水量をそれぞれ考慮 有効数字切り上げ
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ 水位ゆらぎの考慮
溢水影響評価の判定	-	-	-

※ “★” : 評価上、特に大きな保守性を有するもの

17.2 保守性の詳細

17.2.1 水上高さの扱いについて

防護対象設備の設置してある床面は通常傾斜があり，液体の漏えいを床ファンネルや側溝へ導くよう設計されている。この傾斜による基準床面からの高さを水上高さといい，その最大値は0.075mとなっている。防護対象設備の機能喪失高さを設定する際はこの水上高さを考慮し，現場での測定値から最大水上高さ（0.075m）を差し引いた値を評価上の機能喪失高さと設定している。



補足第 17.2-1 図 水上高さを考慮した機能喪失高さの設定（ポンプの例）

17.2.2 有効面積について

各区画の有効面積を算出するにあたり，区画内に設置されている機器によって占有されている領域等を溢水の滞留できない領域として考慮し，区画の床面積から差し引いている。この際，機器等による占有面積を保守的に想定することで，評価上の保守性を持たせている。床面積より差し引いた具体的な領域の一覧を補足第 17.2.2-1 表に，有効面積算出時の各領域の具体例を補足第 17.2.2-1 図に示す。

補足第 17.2.2-1 表 床面積より差し引く領域

領域		具体例	保守性
①	ハッチ	機器搬入ハッチ	左記領域が床面から天井面までを占有していると想定
②	基礎部	ポンプ基礎部	
③	機器	熱交換器	
④	止水施工面積	床貫通ダクト周囲の止水堰	

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

補足第 17.2.2-1 図 有効面積具体例
 (【R-B3-5】7号炉 残留熱除去系ポンプ(A)室)

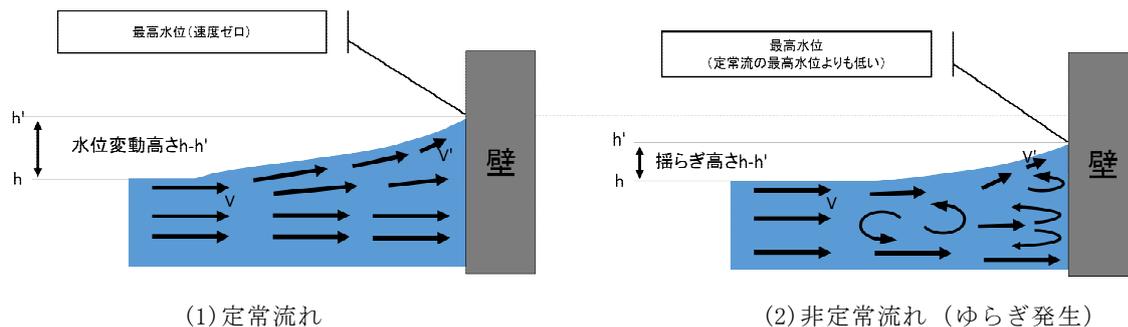
17.2.3 水面のゆらぎの考慮について

定常流れにおける流体の運動エネルギー保存則（ベルヌーイの定理）より，水面が上昇するに伴い高さが h から h' へ変化したとすると，その際の水位変化量 $(h' - h)_{\max}$ は溢水防護区画での最大流速 V_{\max} (m/s) を用いて，

$$\left(h' - h \right)_{\max} = \frac{1}{2g} v_{\max}^2 \quad (\ast)$$

となる。

(\ast) 式については定常的な流れで生じる最大の水位変化量となる。一方で，非定常な流れにおいて発生するゆらぎについて，水位変動が生じる過程で滞留水を内部攪拌する渦流動や対向流との衝突により運動エネルギーのロスが生じる。このため実際のゆらぎは (\ast) 式の高さを超えることがなく，プラント内で発生した内部溢水発生時の水位のゆらぎに対して保守性を有しており，適用することは妥当である。



補足第 17.2.3-1 図 定常流れの水位変化とゆらぎのある流れのイメージ

内部溢水事象発生時においてゆらぎを考慮すべき場合は，(\ast)式より運動エネルギーを滞留水に与えるものを考慮して，以下の2つが考えられる。

- (a) 溢水源から流出する際の水勢
- (b) 人員の移動

この2つの場合について以下の通りゆらぎ水位を評価した。

(a) 溢水源から流出する際の水勢

溢水が過渡的に各溢水防護区画に流入した直後については，溢水源からの水勢による流体の速度によってゆらぎが発生する可能性があるが，時間の経過と共に水位が上昇するにつれ流体の水勢は弱まり，各溢水防護区画に全ての流入流量が収まる頃には水位が最大高さになることと併せて流体の流動および速度はほぼゼロとなる。このため，(\ast)式よりゆらぎ高さについてはゼロになり，補足第 17.1-1

表における伝播の仕方等の保守性を考慮することにより、水勢による揺らぎ高さは現状の評価において十分包含されると考えられる。

(参考)

溢水伝播が各溢水防護区画において水位が上限に達する前に発生するゆらぎの参考値としては、7号炉の原子炉補機冷却系より漏えいが発生し、空間上に拡散していく場合を考慮すると、100mm程度の水位において約5mmとなる。

(b) 人員の移動

内部溢水事象発生後、運転員等が通路を歩行する際に、滞留した流体に運動エネルギーを加えることで水位が上昇することが考えられる。歩行により流体に加えられる最大速度は、その人員の歩行速度となるため、人員の移動速度を考慮する。「地下空間における浸水対策ガイドライン」(2002年 国土交通省)より、300mm浸水した時の人員の移動によるゆらぎ高さは、(※)式より約18mmとなる。なお同ガイドラインより人の歩行速度は溢水水位に影響を受け、水位に応じて歩行速度及びゆらぎ高さが異なる。水位、歩行速度、及びその際の揺らぎ高さについて補足第17.2.3-1表に示す。

補足第17.2.3-1表 水位と揺らぎ高さの関係

水位(mm)	100	200	300	400
歩行速度(m/s)	0.858	0.72	0.58	0.43
ゆらぎ高さ(mm)	38	27	18	10

(備考) 浸水した場合の歩行速度 $V=V_0 \times (1-h/70)$ で算出

V_0 : 浸水がない場合の歩行速度 1(m/s) h : 水位(cm)

表より通路部においては人員の移動により溢水水位に応じてゆらぎが発生する可能性があることから、各通路部において50mm保守的に溢水水位を加算し、評価に保守性を担保することにする。

以上より、補足第17.2.3-2表に水位変動の要因と、評価上の裕度の考慮について整理した。結果として各要因により水位変動が生じる可能性を考慮して、アクセスルートにおいて人員の移動によるゆらぎ高さ50mm分追加する。

補足第 17. 2. 3-2 表 水位変動の要因等の整理

要因	発生時期	発生場所	状況	溢水水位に対する影響	対応
溢水源から流出する際の水勢	溢水発生時	溢水発生区画	溢水源から流出した直後は、水勢により区画内の水位を変動させる要因となり得るが、流出後はその水勢がなくなり変動がゼロになる。	評価用の溢水水位は流出完了後の溢水量にて算出しているため、その水位をさらに有意に変動させることはない。	不要
人員の移動	一定時間経過後	アクセスルート	溢水が滞留している区画内を人員が移動する場合は、滞留している溢水に運動エネルギーを付与し水位を変動させる要因となり得る。	人員の移動で有意な水位変動が生じることを考慮し、通路部の溢水水位を 50mm 加算する。	要

17.2.4 評価用溢水水位の保守性について

評価用の溢水水位の算出は、溢水量及び有効面積を用いてガイドに従い算出している。この溢水量及び有効面積の算出においては、補足第 17.1-1 表に記載したような各種保守性を考慮しており、また溢水伝播の評価においても、各区画への伝播量が大きくなるよう仮想的な想定をおいて評価を実施していることから、大きな保守性を有したものとなっている。併せて、実際に溢水が発生した場合の溢水水位の挙動に関しては、人員の移動に伴う水勢によって水面がゆらぐことで、水位の変動が生じる可能性があるため、ゆらぎを考慮した評価用水位を用いる。

以上より、一連の各プロセスで保守性を確保することにより、溢水評価全体で保守性を確保している。

(別紙) (※)式の導出について

定常流れにおいて、ある点における速度 v (m/s)、高さ h (m)、圧力 p (Pa)とおき、別の点における速度 v' 、高さ h' 、圧力 p' との関係について、エネルギー保存則（ベルヌーイの定理）が成り立つ。

$$\frac{1}{2}v^2 + gh + \frac{p}{\rho} = \frac{1}{2}v'^2 + gh' + \frac{p'}{\rho} = \text{const.} \quad (1)$$

また、プラント内での内部溢水事象の特徴として、各溢水防護区画内で流体は大気解放されていることから定性的に圧力は一様である。このため（1）式にて $p=p'$ となるため、

$$\frac{1}{2}v^2 + gh = \frac{1}{2}v'^2 + gh' = \text{const.} \quad (2)$$

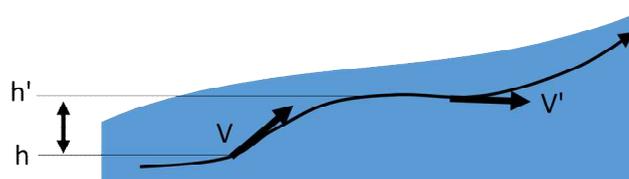
となる。流体の運動エネルギーの変化により水面がゆらぎ、上昇した際の速度 v' 、高さを h' とすると、水位の変化量 $h' - h$ は（2）式より

$$h' - h = \frac{1}{2g}(v^2 - v'^2) \quad (3)$$

が得られる。（3）式はゆらぎ等による水位の変動は、流れる流体の速度に依存することを示していることから、ゆらぎを考慮する際には内部溢水事象発生時において、各溢水防護区画に滞留した流体が流動する際の速度について考慮すればよい。また、ゆらぎ高さが最大となるのは水位上昇後の速度 v' がゼロになる点であり、その際の水位変化量 $(h' - h)_{\max}$ は溢水防護区画での最大流速 V_{\max} を用いて、

$$(h' - h)_{\max} = \frac{1}{2g}v_{\max}^2 \quad (※)$$

となる。



別紙 1 図 エネルギー保存則のイメージ

溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に対する影響評価においては、補足説明資料 7 にて示す図面調査と現場調査を行うことで抽出された設備の内、耐震 B, C クラスに分類される設備を溢水源となり得る設備として選定している。

耐震クラスの確認には、建設時より管理している配管計装線図を用いている。配管計装線図には、耐震クラス、流体種類、建屋区分等が記載されており、配管計装線図を確認することで耐震クラスが適切に確認できる。配管計装線図の例を補足第 18-1 図に示す。

補足 18-2

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

補足第 18-1 図 配管計装線図の例

配管の破損位置および破損形状の評価について

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

19.1 応力に基づく評価

19.1.1 高エネルギー配管の評価

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

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

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

高エネルギー配管の評価フローを補足第19.1.1-1、2図に示す。

19.1.2 低エネルギー配管の評価

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

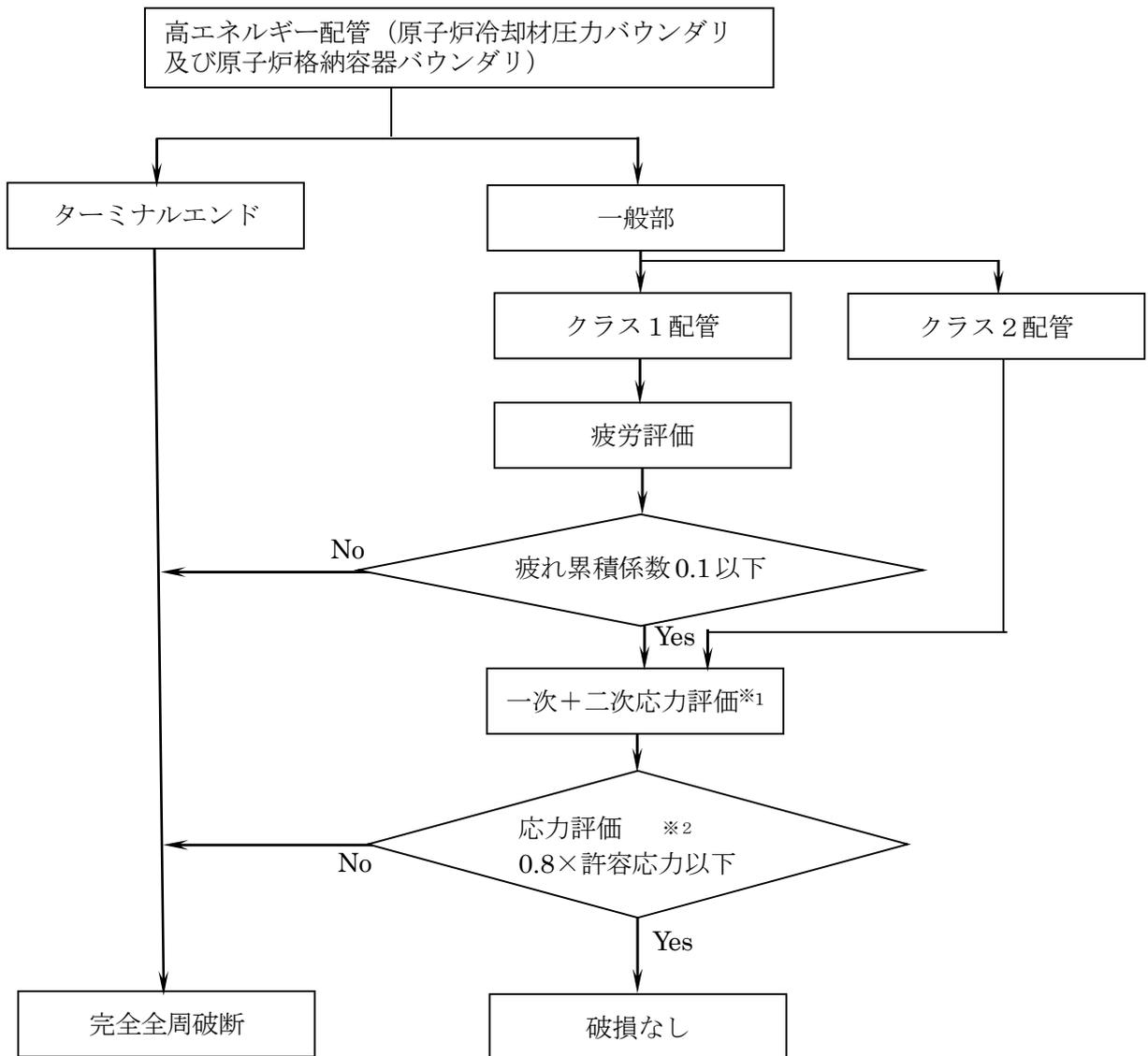
応力評価は3次元梁モデル解析により行い、溢水ガイド附属書Aに基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを補足第19.1.2-1図に示す。

19.2 減肉等による評価

上記（19.1.1、19.1.2）の評価結果により破損形状の想定を行う場合は、減肉、腐食、疲労による破損を別途想定し、非破壊検査、疲労評価等を実施する。

※蒸気による影響評価の対象となる配管は25A以下も対象



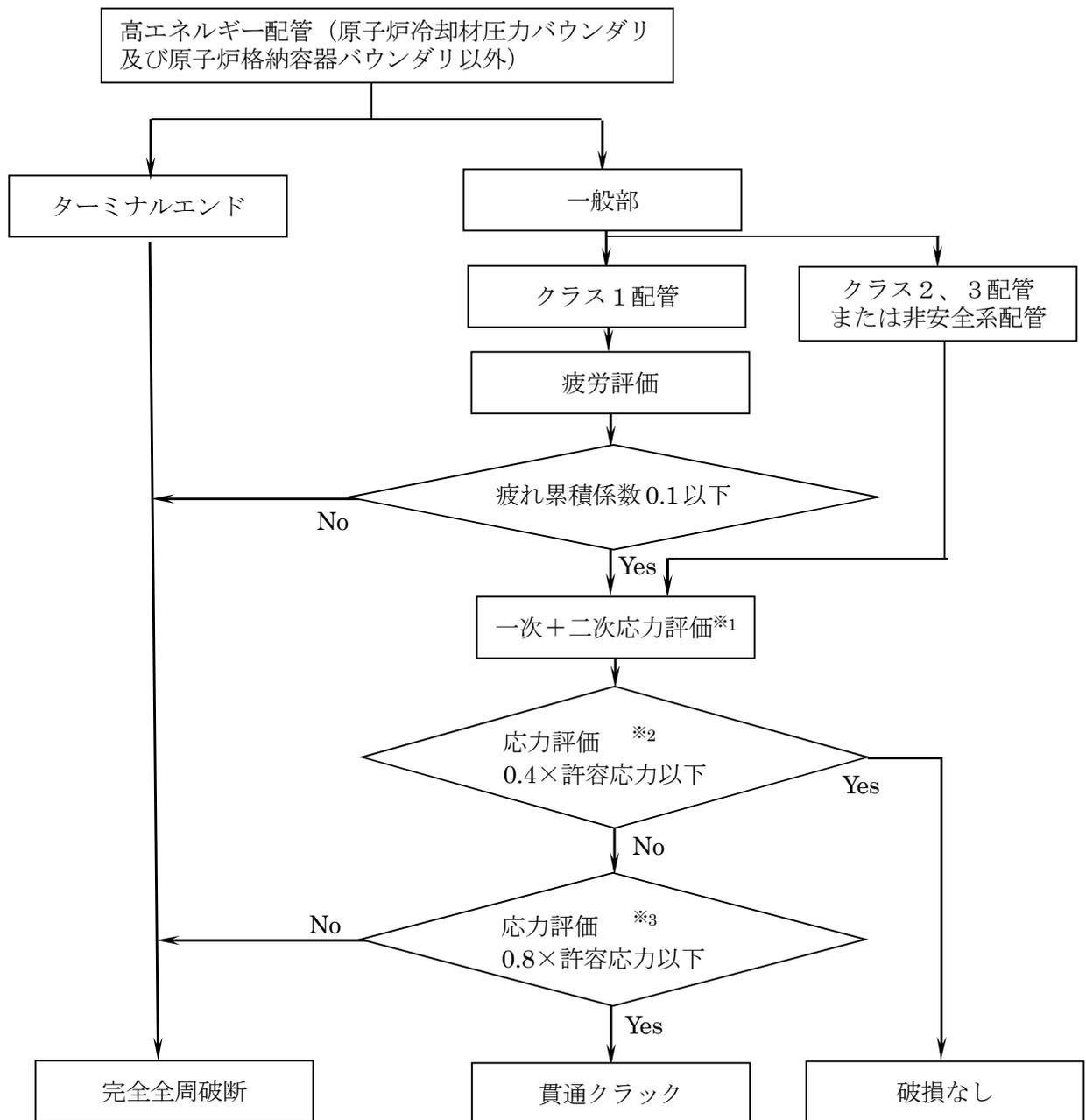
※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

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

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

補足第 19.1.1-1 図 高エネルギー配管（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ）の破損形状評価フロー



※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

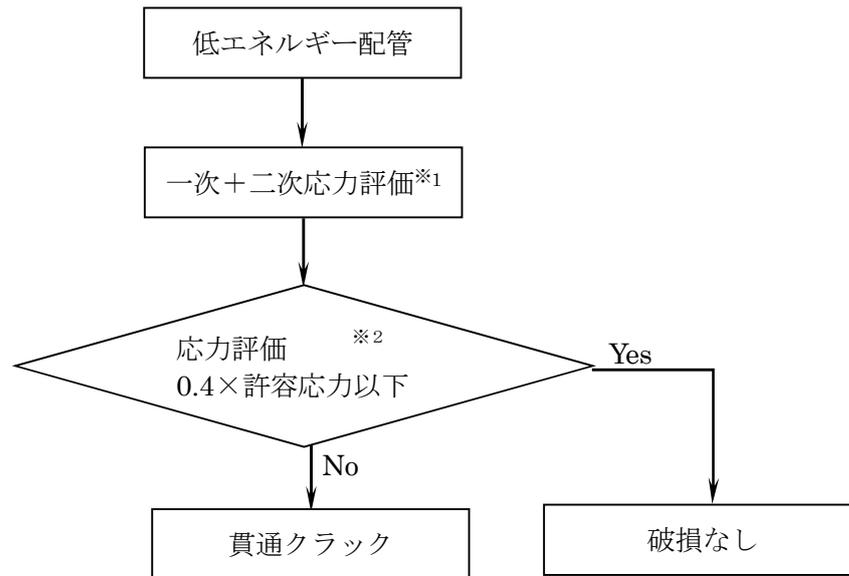
※2 クラス 1 配管は $1.2S_m$ 以下、クラス 2、3 又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

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

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」 PPC-3530)

補足第 19.1.1-2 図 高エネルギー配管 (原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外) の破損形状評価フロー



※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は $0.4S_a$ 以下
それ以外の配管のうち、クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」PPC-3530)

補足第 19.1.2-1 図 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁の
溢水による機能影響について

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弁について、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。

20.1 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁を補足第 20.1-1 表（6号炉）及び補足第 20.1-2 表（7号炉）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。

次項以降に、それぞれの構造及び動作概要、ならびに溢水による機能影響についての検討結果を示す。

補足第 20.1-1 表 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外
とした弁（6号炉）

系統	設備	分類
原子炉系	原子炉系弁（B21-A0-F003A～D）	A0
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁（D23-S0-F011, 012, 014）	S0
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁（E22-N0-F019B, C）	A0
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁（E51-A0-F005）	A0
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁（G31-A0-F072）	A0
サプレッションプール浄化系	サプレッションプール浄化系弁（G51-A0-F004）	A0
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁（P21-A0-F072A～F）	A0
タンクベント処理系	タンクベント処理系弁（P72-A0-F001A/B）	A0
非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備弁（R43-S0-F068A～C）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-A0-F002, 003, 010～012, 019～024）	A0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F710, 712, 714, 716, 718, 721, 724, 727, 730）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F753A, B）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F755, 757, 759, 761, 763, 765, 767, 769, 771, 773, 775, 777, 799, 801）	S0

補足第 20.1-2 表 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外
とした弁（7号炉）

系統	設備	分類
原子炉系	原子炉系弁（B21-A0-F003A～D）	A0
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁（D23-S0-F009, 012, 013）	S0
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁（E22-N0-F019B, C）	A0
漏えい検出系	漏えい検出系弁（E31-A0-F403, 406）	A0
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁（E51-A0-F005, 026）	A0
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁（G31-A0-F072）	A0
サプレッションプール浄化系	サプレッションプール浄化系弁（G51-A0-F005）	A0
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁（P21-A0-F014A～F）	A0
タンクベント処理系	タンクベント処理系弁（P72-A0-F001, 002）	A0
試料採取系，事故後サンプリング設備	試料採取系弁（P91-A0-F002～005）	A0
非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備弁（R43-S0-F068A～C）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-A0-F002, 003, 010～012, 019～024）	A0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F731, 733, 735, 737, 739, 741, 743, 751, 753, 755, 757, 759, 761, 763, 765, 767, 769, 771, 773, 775, 777, 823, 825）	S0

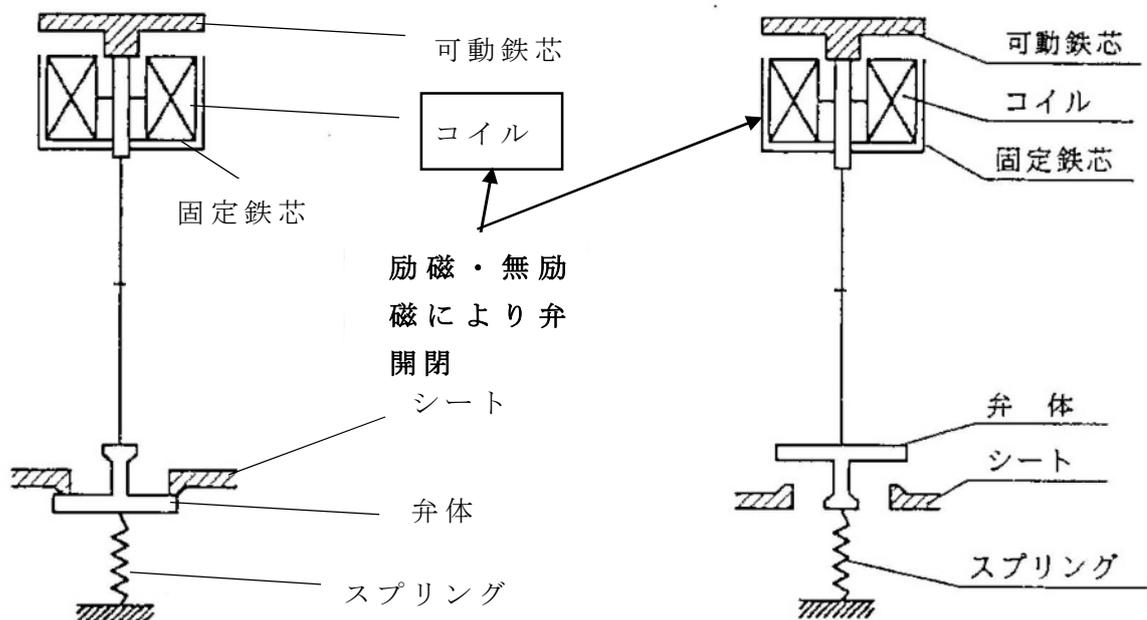
20.2 構造及び動作概要

(1) 電磁弁 (SO)

フェイルセーフ機能を有する電磁弁には大きく通電時開型電磁弁と通電時閉型電磁弁の二種類がある。前者は閉状態が安全側、また後者は開状態が安全側であり、ともに電源喪失というフェイルに対して安全側に動作する。以下に各々の構造及び動作の概要を、また、その概念図を補足第 20.2-1 図に示す。

通電時開型電磁弁の場合、コイルが励磁すると電磁石となって可動鉄芯を吸着することでバネ力に打ち勝ち、弁体が押し下げられ、「開」となる。コイルが無励磁となると電磁石として機能しなくなるため、バネ力により可動鉄芯がコイルから離れ、弁体が押し上げられて「閉」となる。

通電時閉型電磁弁の場合、コイルが励磁すると電磁石となって可動鉄芯を吸着することでバネ力に打ち勝ち、弁体が押し下げられ、「閉」となる。コイルが無励磁となると電磁石として機能しなくなるため、バネ力により可動鉄芯がコイルから離れ、弁体が押し上げられて「開」となる。



通電時開型 (無通電時)

通電時閉型 (無通電時)

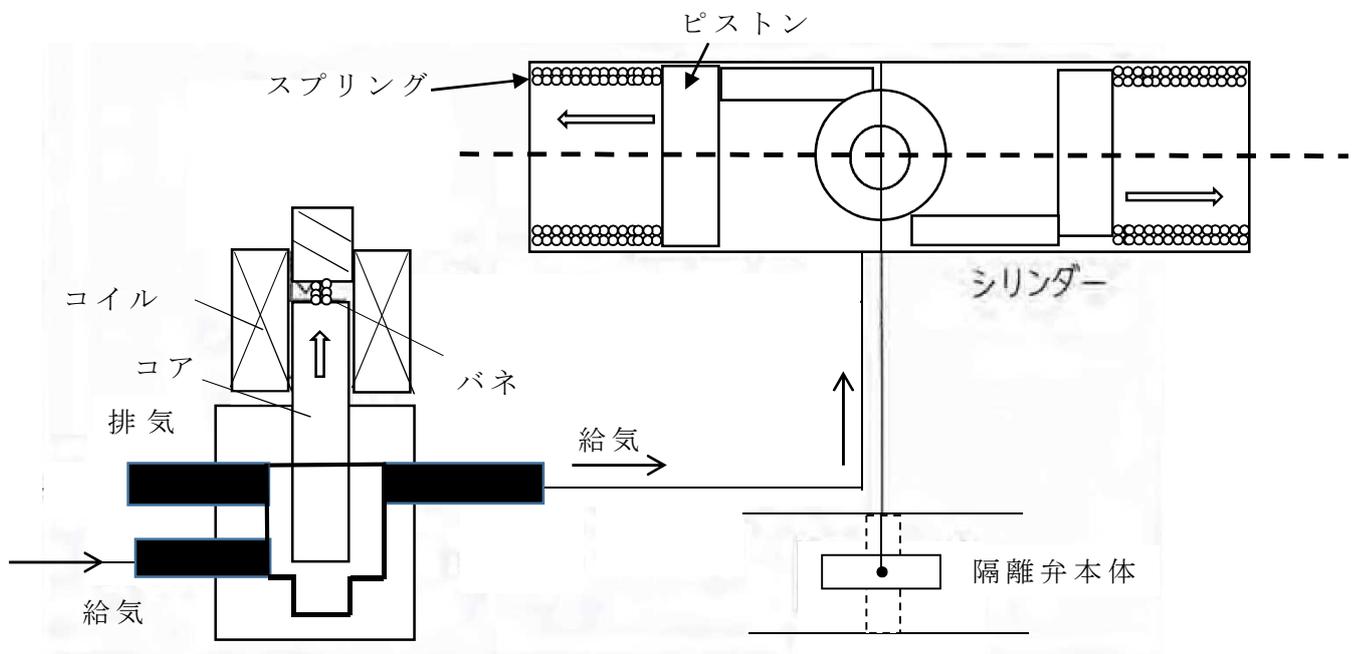
補足第 20.2-1 図 電磁弁の動作概要図

(2) 空気作動弁 (A0)

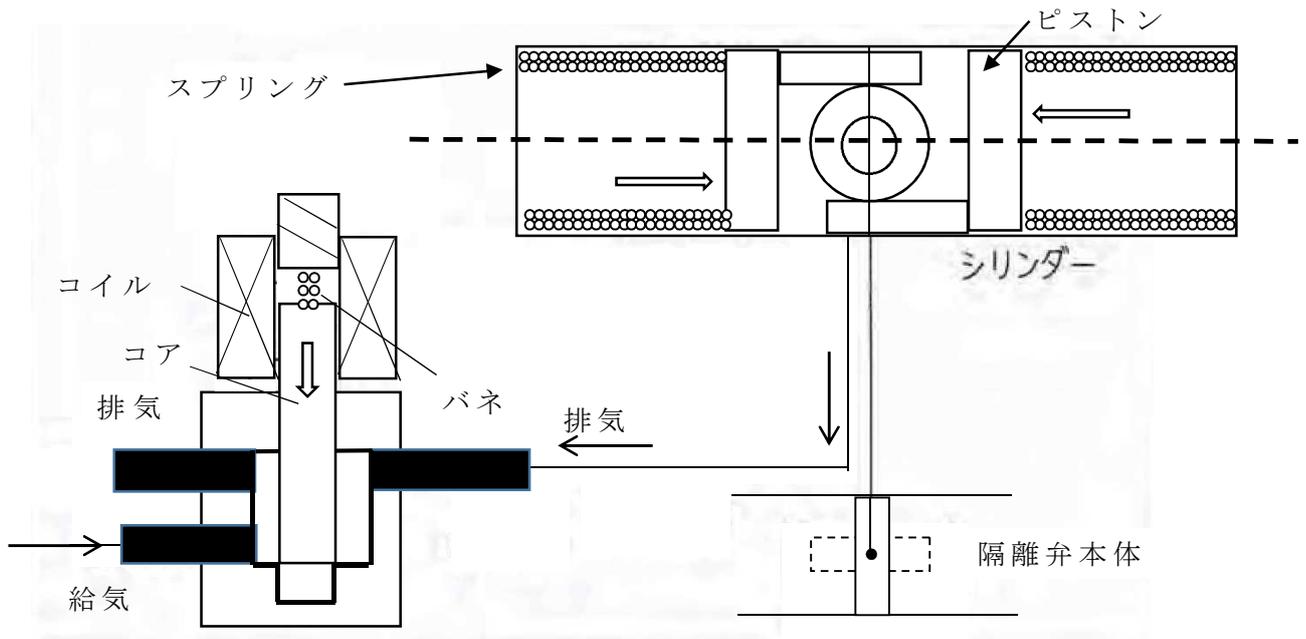
フェイルセーフ機能を有する空気作動弁は主に隔離弁として用いられ、この場合は閉状態が安全側であり、電源喪失というフェイルに対して開状態から閉状態（安全側）に動作する。

一般的な空気作動弁（隔離弁）の構造及び動作の概要を以下に、また、その概念図を補足第 20.2-2, 3 図に示す。

空気作動弁（隔離弁）を開動作させる場合は、電磁弁を励磁させ、空気（計装用圧縮空気系等）によりシリンダー内のピストンを動作させる。これにより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。電磁弁が無励磁となった場合、シリンダー内のピストンは通常位置に復帰する。これにより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。



補足第 20.2-2 図 空気作動弁の動作概要図（開状態）



補足第 20.2-3 図 空気作動弁の動作概要図（閉状態）

20.3 没水によるフェイルセーフ動作への影響

以下に示す通り、没水によるフェイルセーフ機能への影響はないと考える。

- (1) 端子部に水分が浸入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（電源が喪失すれば誤作動はしない）。
- (2) 没水影響により電源が遮断されない場合は、電源回路の絶縁性能が保たれているため、正常に動作可能。
- (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・スプリング動作を阻害するほどの水頭圧にならないため、空気排出・弁作動は可能である。

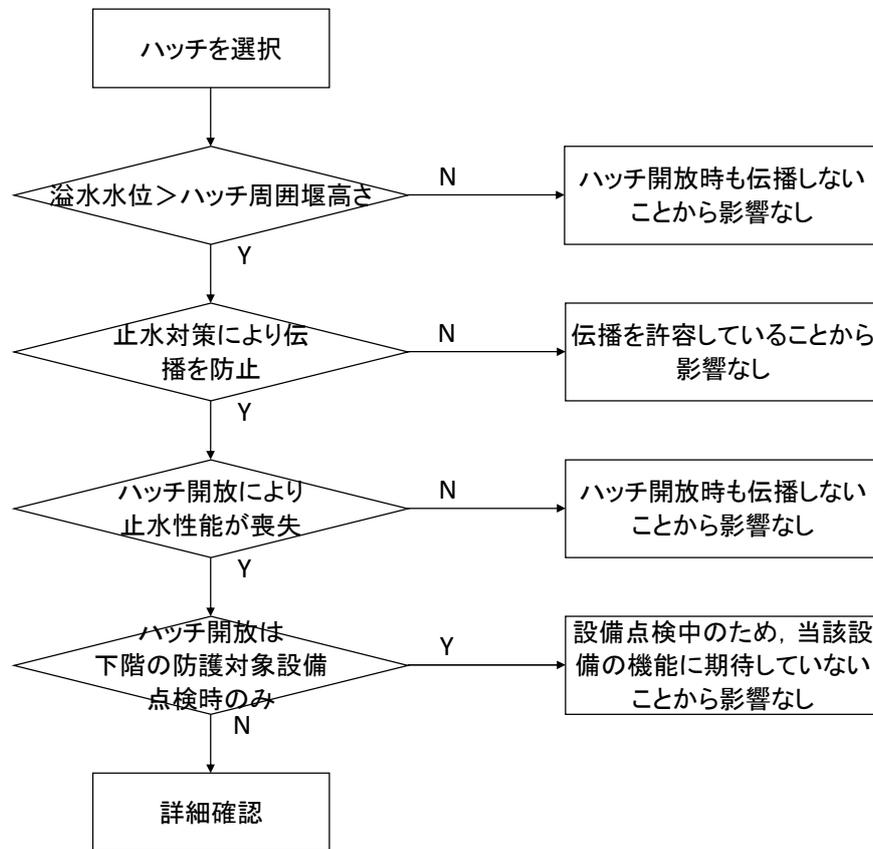
（例 計装用圧縮空気系系統圧：約 0.7MPa⇒水頭圧約 70m）

ハッチ開放時における溢水影響について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における定期検査時等でのハッチ開放による溢水評価への影響について以下に示す。

21.1 ハッチ開放による溢水評価への影響の考え方

溢水影響評価において、通常閉止されているハッチについて、定期検査時等で開放されることを考慮し、評価に及ぼす影響について補足第 21.1-1 図のフローに従い確認した。



補足第 21.1-1 図 ハッチ開放による影響確認フロー

21.2 確認結果

補足第 21.1-1 図の確認フローに従いハッチ開放時の影響を確認し、詳細確認が必要となった箇所及びその対応を補足第 21.2-1, 2 表に示す。これらの対応を実施することにより溢水影響評価に影響が無いことを確認した。

なお、運用面での対策については保安規定に基づく規定文書に明記する。

補足第 21.2-1 表 6 号炉ハッチ開放による影響確認結果及び対応の整理

ハッチ			止水		主な開放理由	対応
No	設置区画	接続区画	要求高さ (m)	施工		
R-4F-H2	R-4F-3 共	R-2F-1	1.0	シーリング	FPC 熱交点検等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
R-3F-H4	R-3F-3	R-2F-10 下	0.9	シーリング	FMCRD 制御盤 リプレース等	運用による制限(異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない)
R-2F-H2	R-2F-10 下	R-1F-4	1.0	シーリング	FMCRD 制御盤 リプレース等	運用による制限(異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない)
T-1F-H9	T-1F-4①	T-B1-2A	1.1	シーリング	RCW(A)(C) ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
T-1F-H16	T-1F-3	T-B1-4b3	0.3	シーリング	TSW ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
T-1F-H17	T-1F-3	T-B1-4b1	0.3	シーリング	TCW ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認

補足第 21.2-2 表 7号炉ハッチ開放による影響確認結果及び対応の整理

ハッチ			止水		主な開放理由	対策
No	設置区画	接続区画	要求高さ (m)	施工		
R-4F-H2	R-4F-3	R-2F-5	1.1	シール	FPC 熱交点検等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
R-M4F-H3	R-M4F-4 共	R-3F-2	0.7	シール	FMCRD 制御盤 リプレース等	運用による制限（異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない）
R-3F-H4	R-3F-2	R-2F-10 下	0.5	シール	FMCRD 制御盤 リプレース等	運用による制限（異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない）
R-2F-H2	R-2F-10 下	R-1F-4	1.7	シール	FMCRD 制御盤 リプレース等	運用による制限（異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない）
T-1F-H8	T-1F-4①	T-B1-2A	0.5	シール	RCW(A)(C) ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
T-1F-H13	T-1F-3	T-B1-4b3	0.3	シール	TSW ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
T-1F-H15	T-1F-3	T-B1-4b1	0.3	シール	TCW ポンプ 点検時等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認

漏えい検知性について

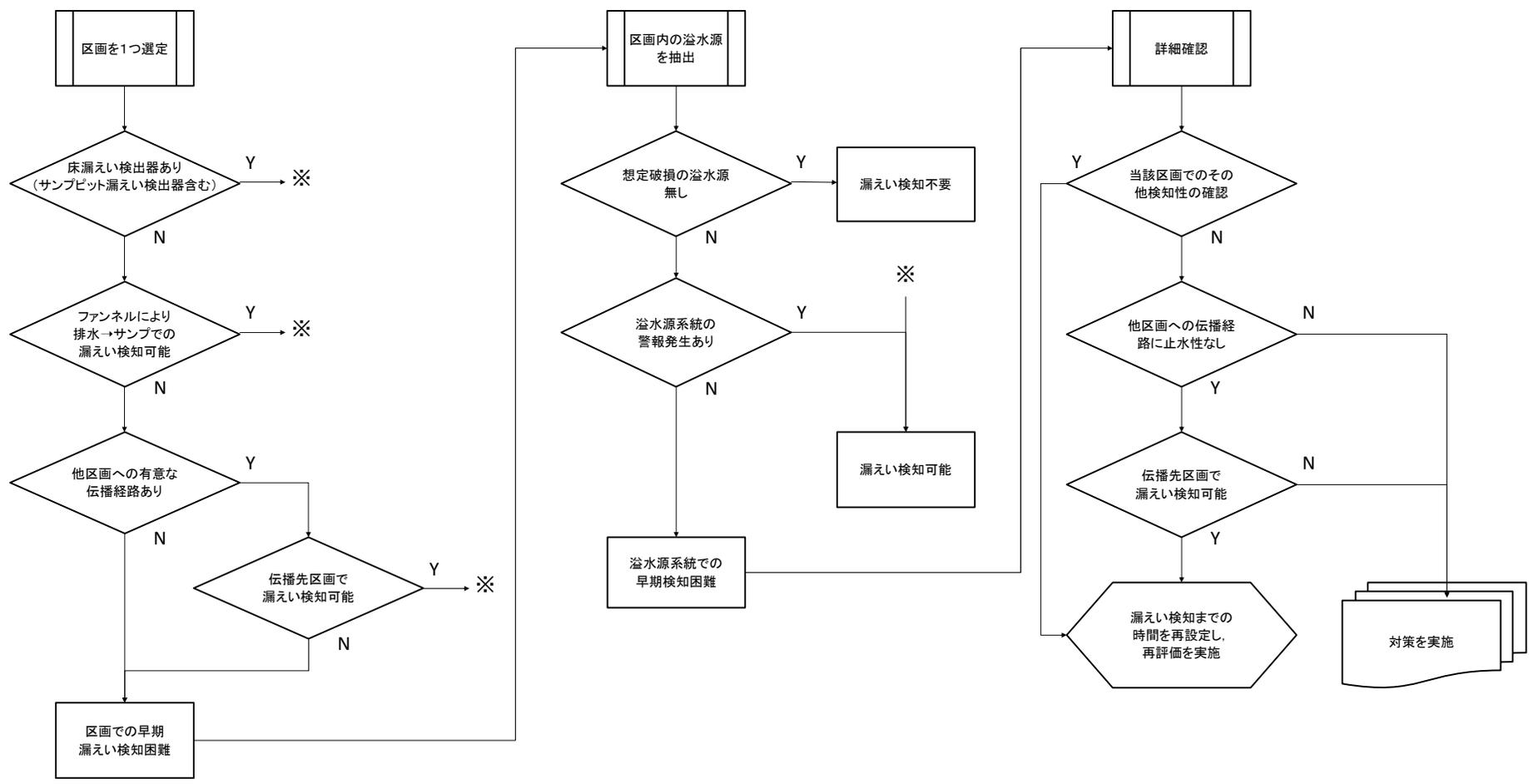
柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における溢水発生時の漏えい検知性について以下に示す。

22.1 溢水発生時の漏えい検知の考え方

各区画にて想定破損の内部溢水が発生した場合の漏えい検知の可否について、補足第 22.1-1 図のフローに従い確認した。確認においては、床漏えい検知器のような区画での警報発生による検知と、溢水が発生したことに起因する溢水源系統での警報発生による検知を考慮し、検知の所要時間についても確認した。

22.2 確認結果

補足第 22.1-1 図の確認フローに従い各区画の漏えい検知性について確認を実施し、詳細確認の対象となった区画およびその溢水源を補足第 22.2-1, 2 表に示す。また詳細確認の結果、評価において必要な対応についても同様に示す。



補足第 22. 1-1 図 漏えい検知の可否確認フロー

補足第 22.2-1 表 6 号炉詳細確認結果まとめ

区画	溢水源	他区画への伝播可否及び伝播先の検知性	必要な対応
R-2F-2p2	MUWC	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWP		
	SLC		
T-B1-2C	RSW	扉に止水性は無く、扉より T-B1-2A への伝播が考えられる。T-B1-2A では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	DW		
T-B1-4b3	DW	扉に止水性は無く、扉より T-B1-4b1 への伝播が考えられる。T-B1-4b1 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	TSW		

補足第 22.2-2 表 7号炉詳細確認結果まとめ

区画	溢水源	他区画への伝播可否及び伝播先の検知性	必要な対応
R-M4F-5 共 2	FP	扉に止水性は無く、扉より R-M4F-5B への伝播が考えられる。R-M4F-5B では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWP		
R-2F-3	MUWC	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-2F-4	MUWP	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-2F-12	SPCU	扉に止水性は無く、扉より R-2F-2 共 3 への伝播が考えられる。R-2F-2 共 3 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-1F-1	MUWC	扉に止水性は無く、扉より R-1F-2 共への伝播が考えられる。R-1F-2 共では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-1F-2p4	MUWP	扉に止水性は無く、扉より R-1F-2 共への伝播が考えられる。R-1F-2 共では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	SLC		
R-1F-8	SLC	扉に止水性は無く、扉より R-1F-2 共への伝播が考えられる。R-1F-2 共では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWC		
R-1F-9	MUWC	扉に止水性は無く、扉より R-1F-2 共への伝播が考えられる。R-1F-2 共では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-1F-11	MUWC	扉に止水性は無く、扉より R-1F-2 共への伝播が考えられる。R-1F-2 共では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。

補足第 22.2-2 表 7号炉詳細確認結果まとめ

区画	溢水源	他区画への伝播可否及び伝播先の検知性	必要な対応
R-B1-5	MUWP	扉に止水性は無く、扉より R-B1-2 への伝播が考えられる。R-B1-2 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-B1-6	MUWP	扉に止水性は無く、扉より R-B1-2 への伝播が考えられる。R-B1-2 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-B1-10	MUWP	扉に止水性は無く、扉より R-B1-2 への伝播が考えられる。R-B1-2 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-B1-11	MUWP	扉に止水性は無く、扉より R-B1-2 への伝播が考えられる。R-B1-2 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
R-B1-13	MUWC	扉に止水性は無く、扉より R-B1-2 への伝播が考えられる。R-B1-2 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWP		
R-B3-3	CRD	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWC		
R-B3-10	CRD	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
	MUWC		
R-B3-13	SPCU	扉に止水性は無く、扉より R-B3-4 への伝播が考えられる。R-B3-4 では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。
T-1F-4②	MUWP	発生した溢水が区画外へ伝播されない場合は、区画内の電気系設備に地絡等が発生し、電気系の異常警報が発生することで検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し、再評価を実施。

補足第 22.2-2 表 7号炉詳細確認結果まとめ

区画	溢水源	他区画への伝播可否及び伝播先の検知性	必要な対応
T-B1-2C	RSW	扉に止水性は無く，扉より T-B1-2A への伝播が考えられる。T-B1-2A では漏えいの検知が可能。	溢水検知までの所要時間を算出し，再評価を実施。
	DW		

重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における，重大事故等対処設備を対象とした内部溢水についての基本的な防護方針を以下に示す。

23.1 溢水防護の基本方針

23.1.1 基本的な防護方針の整理

内部溢水が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。なお想定する内部溢水は，設置許可基準規則第九条，及び内部溢水影響評価ガイドにて定められる内部溢水と同等とする。さらに，運転員等による各種対応操作^{※1}に関しても，溢水による影響を考慮の上，期待することとする。

方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は，内部溢水によって対応する設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれる恐れのないこと

方針Ⅱ【修復性】

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

方針Ⅲ【深層防護】

：内部溢水が発生した場合においても，設計基準事故対処設備の機能に期待せずに，重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能^{※2}が損なわれる恐れのないこと

※1 対応操作例：溢水の影響により一時的に電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に，現場の環境状況を考慮の上，運転員等が現場へアクセスし，手動にて弁操作を実施する，等

※2 主要な機能：“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能とする

23.1.2 方針への適合性確認の流れ

23.1.1 にて示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する重大事故等対処設備を抽出し、それらを“防止設備”，“緩和設備”，及び“防止でも緩和でもない設備”に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

(a) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(b) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

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

23.1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備，それらの分類，及び対応する設計基準事故対処設備を補足第 23.1.3-1 表に整理する。なお本表には，重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

23.1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ，方針への適合性確認フローを補足第 23.1.4-1 図に示す。

補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類 ^{※1}	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
44	代替制御棒挿入機能	防止	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	原子炉緊急停止系 原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ほう酸水注入系
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能			
	ほう酸水注入系			
45	原子炉隔離時冷却系（手動操作）	防止	炉心冷却機能（高圧注水）	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系			
46	代替自動減圧設備	防止	炉心冷却機能（自動減圧）	自動減圧系 アキュムレータ
	高圧窒素ガスボンベ（予備）			
	高圧窒素ガス供給系（供給圧上昇）			
47	低圧代替注水系（常設）	防止	炉心冷却機能（低圧注水）	低圧注水系 高圧炉心注水系
	低圧代替注水系（可搬型）			
	低圧代替注水系（可搬型）（常設箇所）			
48	代替原子炉補機冷却系（可搬部）	防止	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系
	代替原子炉補機冷却系（常設箇所）			
	耐圧強化ベント系（W/W）			
	耐圧強化ベント系（D/W）			
	格納容器圧力逃がし装置			

補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
49	代替格納容器スプレイ冷却系	防止	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード, S/C クーリングモード)
50	格納容器圧力逃がし装置	緩和	—	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード, S/C クーリングモード))
	不活性ガス（窒素ガス）置換設備（可搬型）			
	不活性ガス（窒素ガス）置換設備（可搬型）（常設箇所）			
	遠隔手動弁操作設備			
	格納容器圧力逃がし装置 スクラバ水 pH 制御設備（可搬型）			
	格納容器圧力逃がし装置 スクラバ水 pH 制御設備（可搬型）（常設箇所）			
	格納容器圧力逃がし装置ドレンポンプ			
	格納容器圧力逃がし装置給水設備（可搬型）			
	格納容器圧力逃がし装置給水設備（可搬型）（常設箇所）			
	格納容器圧力逃がし装置 有機ヨウ素フィルタ			
	代替循環冷却系			

補足 23-5

補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
51	格納容器下部注水系（常設）	緩和	—	—
	格納容器下部注水系（可搬型）			
	格納容器下部注水系（可搬型）（常設箇所）			
52	水素濃度及び放射線レベルを測定できる設備	緩和	事故時のプラント状態の把握機能	（格納容器雰囲気モニタ（水素濃度） 格納容器雰囲気モニタ（放射線レベル））
53	静的触媒式水素再結合器	緩和	—	—
	静的触媒式水素結合器動作監視設備			
	格納容器頂部注水系（可搬型）			
	格納容器頂部注水系（可搬型）（常設箇所）			
	原子炉建屋水素濃度監視設備			
54	燃料プール代替注水系（常設）	防止	燃料プール水の補給機能	残留熱除去系 燃料プール水位計 燃料プール温度計 エリアモニタ
	燃料プール代替注水系（可搬型）（小容量）			
	燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量）			
	燃料プール代替注水系（可搬型）（常設箇所）			
	使用済燃料プールの水位，プール水温度			
	プール上部空間線量率測定装置			
	工業用カメラ			

補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
55	大容量放水設備	緩和	—	—
	航空機燃料火災への対応設備			
	海洋への拡散抑制設備			
56	防火水槽	防止	必要な水の供給機能	サプレッションプール 復水貯蔵槽
	淡水貯水池			
	淡水貯水池～防火水槽 移送ホース			
	復水貯蔵槽への接続口			
	復水貯蔵槽への接続口～復水貯蔵槽移送ルート (常設箇所)			
復水貯蔵槽への接続口～復水貯蔵槽移送ルート (可搬移送ホース)				
57	常設代替交流電源設備（地下軽油タンク，燃料移送ポンプ含む）	防止	安全上特に重要な関連機能(非常用所内電源系)(直流電源系)	非常用ディーゼル発電設備 直流電源設備
	代替所内電気設備			
	可搬型代替交流電源設備			
	可搬型代替交流電源設備（常設箇所）			
	燃料設備（D/G 軽油タンク（タンクローリー輸送））			
	燃料設備（タンクローリー）			
	常設代替直流電源設備（AM用高所蓄電池）			
直流電源車				

補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
58	重大事故等発生時の計装（直接計測設備）	防止	事故時のプラント状態の把握機能）	事故時監視計器の一部
	重大事故等発生時の計装（推定手段）			
59	中央制御室	防止	安全上特に重要な関連機能	中央制御室
	中央制御室 大容量可搬型空調機			
	中央制御室 生体遮へい			
	中央制御室待避室			
	中央制御室待避室 生体遮へい			
	中央制御室待避室 空気ボンベ陽圧化設備			
60	可搬型モニタリング設備	※2	—	—
	放射線サーベイ機器（可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ）			
	放射線サーベイ機器（GM 汚染サーベイメータ）			
	放射線サーベイ機器（NaI シンチレーションサーベイメータ）			
	放射線サーベイ機器（電離箱サーベイメータ）			
	放射線サーベイ機器（ZnS シンチレーションサーベイメータ）			
	小型船舶			
	モニタリングポスト専用発電機			
	可搬型気象観測設備			

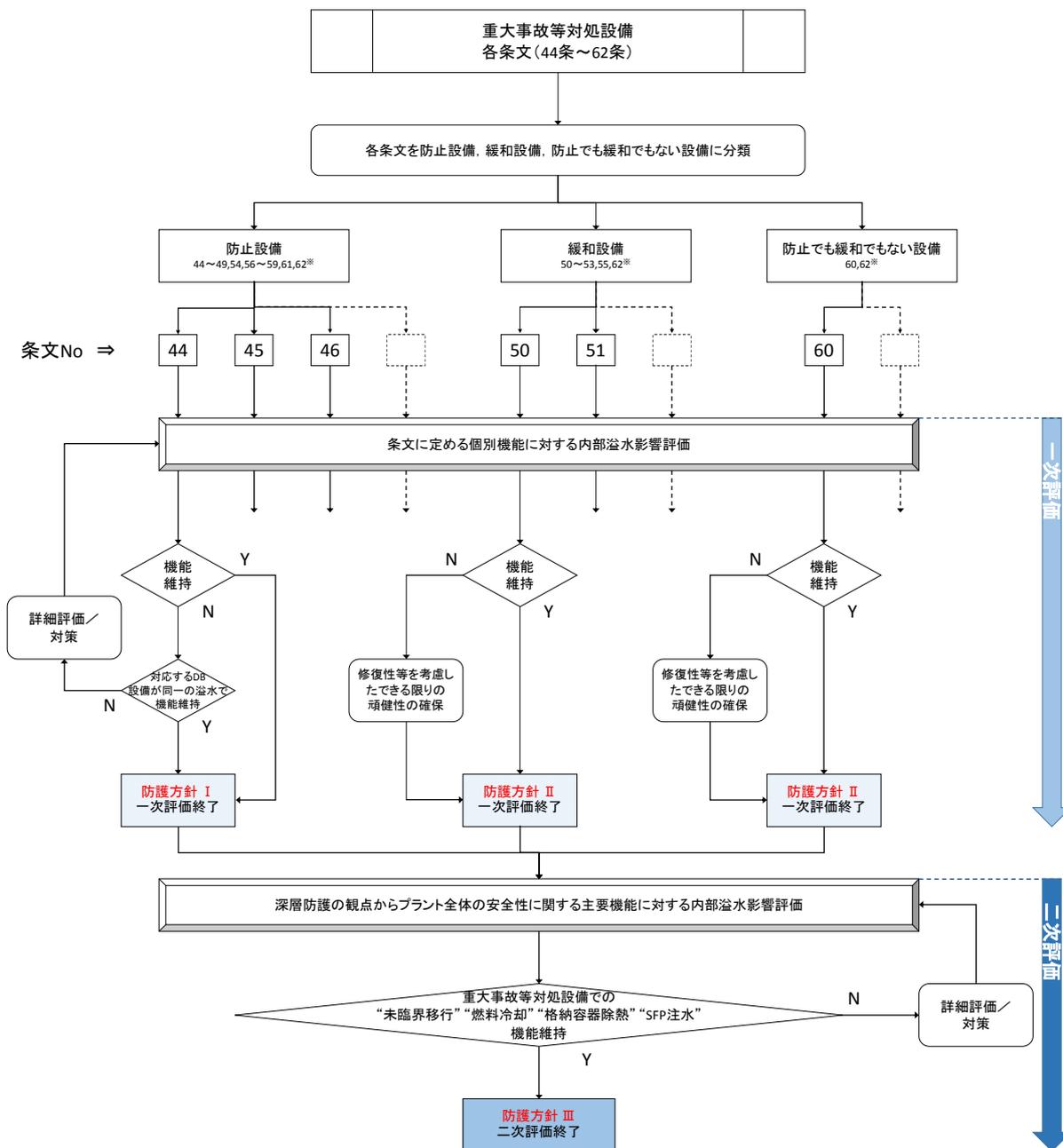
補足第 23.1.3-1 重大事故等対処設備と対応する設計基準対処設備の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準事故対処設備の機能	設計基準事故対処設備
61	緊急時対策所（免震重要棟 TSC）	防止	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	緊急時対策所（免震重要棟 TSC） 緊急時対策所（KK3TSC）
	専用の代替交流電源設備（免震重要棟 GTG）			
	プラントのデータ表示システム			
	プラントのデータ伝送システム			
	緊急時対策所 換気空調系			
	緊急時対策所 生体遮へい			
	緊急時対策所（KK3TSC）			
	専用の代替交流電源設備（KK3TSC 常設バックアップ電源（高圧電源車, 接続箇所））			
	プラントのデータ表示システム（KK3TSC SPDS 表示装置, 事故時監視サーバ）			
	緊急時対策所（KK3TSC） 換気空調系（可搬）			
	緊急時対策所（KK3TSC） 生体遮へい			
62	衛星電話設備, 無線連絡設備, データ表示装置, 携帯型音声呼出通話設備	※3	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能を持つ設計基準事故対処設備
	衛星電話設備, 無線連絡設備, 携帯型音声呼出通話設備			
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備			

※1 防止：重大事故防止設備 緩和：重大事故緩和設備

※2 防止でも緩和でもない設備

※3 当該通信連絡設備が必要となる設備と同じ分類



補足第 23. 1. 4-1 図 方針への適合性確認フロー