

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

補足説明資料

平成 29 年 8 月
日本原子力発電株式会社

目 次

1. 設備概要
 - 1.1 代替制御棒挿入機能
 - 1.2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - 1.3 過渡時自動減圧機能
 - 1.4 低圧代替注水系（常設，可搬型）
 - 1.5 緊急用海水系
 - 1.6 耐圧強化ベント系
 - 1.7 格納容器圧力逃がし装置
 - 1.8 代替循環冷却系
 - 1.9 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備
 - 1.10 常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認について
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 判断に用いるグラフ
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について
9. 運転操作手順書における重大事故等への対応について
10. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
11. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

13. 内部事象P R Aにおける主要なカットセットとF V重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
14. 地震P R A及び津波P R Aから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について
15. 事象発生時の状況判断について
16. 安定状態の考え方について
17. サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について
19. 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて
20. 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
21. 有効性評価における解析条件の変更等について
22. 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
23. サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
24. 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））
25. 原子炉満水操作の概要について
26. 外部水源温度の条件設定の根拠について
27. 格納容器ベント操作について
28. ほう酸水注入系のほう酸濃度，貯蔵量， ^{10}B の比率等の初期条件
29. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
30. 中性子束振動の判断について
31. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
32. 原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

33. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包含しているかについて
34. A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響
35. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
36. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
39. 不確かさの影響評価の考え方について
40. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
41. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
42. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
43. 重大事故等対策における深層防護の考え方について
44. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
45. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
46. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由
47. 同時被災時における必要な要員及び資源について
48. T B U の対応手順について
49. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における取水機能喪失の想定内容について
50. G 値について
51. 格納容器内における気体のミキシングについて
52. 水素の燃焼条件について
53. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
54. ペデスタル（ドライウェル部）注水手順及び注水確認手段について

55. 格納容器頂部注水について
56. 放射線防護具類着用の判断について
57. 放射線環境下における作業の成立性
58. ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」との対応及び要員数の比較
60. 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
61. 希ガス保持による減衰効果について
62. エントレインメントの影響について
63. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
64. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について
65. 原子炉水位不明時の対応について
66. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移について
67. 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
68. 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備
69. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について
70. 格納容器 pH調整の効果について
71. 原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について
72. 燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について

73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について
74. 使用済燃料プールの監視について
75. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
76. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について
77. 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
78. 重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について
79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
80. サプレッション・プール初期水位について
81. 燃料被覆管の酸化量の評価について
82. 有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮定について
83. 運転員等操作の判断基準について
84. プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について
85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方
86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
87. I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
88. 使用済燃料プール水温の管理について
89. 「L O C A時注水機能喪失」と「インターフェイスシステムL O C A」の敷地境界外線量評価の条件の違いについて
90. 必要な要員及び資源の評価方針
91. 有効性評価の想定時間のある可搬型設備を用いた作業のうち、T B Pシナリオの場合の成立性評価結果
92. 全交流動力電源喪失時の屋内アクセスルート及び操作場所について
93. 自然蒸発による水位低下速度について
94. 運転停止時における現場作業員の退避について

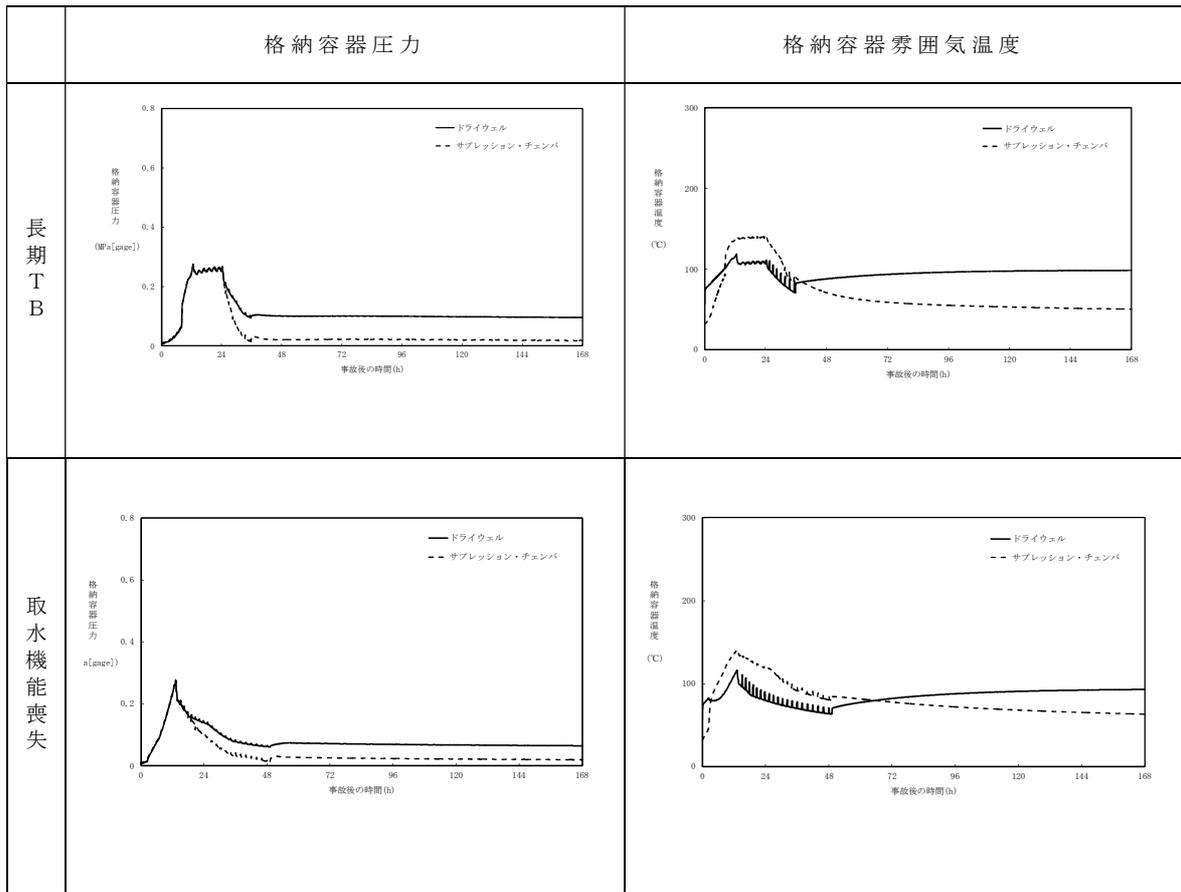
95. 使用済燃料プールへの注水手段と優先順位
96. T R A C GコードのA T W S解析への適用例
97. 逃がし安全弁の解析条件設定について
98. 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁の十分性について
99. 原子炉運転中における使用済燃料プール対応の時間余裕について
100. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱
101. 炉心燃料格子について
102. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
103. 可搬型設備の接続口の配置及び仕様について

100. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱

残留熱除去系による格納容器除熱において、残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の格納容器挙動の違いについて以下に述べる。

事象発生の約24時間後に残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する「全交流動力電源喪失（長期TB）」と事象発生の約13時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における格納容器圧力及び雰囲気温度の挙動の比較を第1図に示す。

いずれの事故シーケンスにおいても、格納容器圧力及び雰囲気温度は、残留熱除去系による格納容器除熱を開始してすぐに低下傾向に転じている。このため、少なくとも事象発生の13時間後以降であれば、緊急用海水系を用いた場合でも残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系と同等の除熱性能を得ることができ、評価項目となるパラメータに与える影響は軽微であると考えられる。



第 1 図 残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の解析挙動の比較

103. 可搬型設備の接続口の配置及び仕様について

1. 可搬型設備の接続口の考え方

可搬型設備のうち原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものの接続口については、設置許可基準規則第43条第3項第3号の要求より、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口を複数箇所に分ける。

その他の可搬型設備の接続口については、必要な容量を確保することのできる数を設けた上で、設備の信頼性等を考慮し、必要に応じて自主的に予備を確保する。

可搬型設備の接続口一覧を第1表及び第2表、接続口の写真を第1図、可搬型設備の配置図を第2図、接続場所を第3図に示す。

第1表 可搬型設備のうち原子炉建屋の外から水又は電力を供給するもの

可搬型設備名称	配置箇所	接続方法	仕様
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 低圧代替注水系 ^{※1, ※2} ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 ^{※1, ※2} ・ 格納容器下部注水系 ^{※1} ・ 代替燃料プール注水系 ^{※1, ※2} ・ 格納容器頂部注水系 ^{※1}	2箇所 ^{※1} (東側, 西側) 2箇所 ^{※2} (高所)	フランジ	200A
可搬型代替低圧電源車	2箇所 (東側, 西側)	コネクタ	φ80
可搬型整流器	2箇所 (東側, 西側)	コネクタ	φ80
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替残留熱除去系海水系	2箇所 (東側, 西側)	フランジ	300A
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替燃料プール冷却系 (海水系)	2箇所 (東側, 西側)	フランジ	300A

第2表 その他の可搬型設備

可搬型設備名称	配置箇所	接続方法	仕様
可搬型窒素供給装置 ・格納容器窒素ガス供給系 (D/W) ・格納容器窒素ガス供給系 (S/C) ・FCVS窒素供給系	1箇所 (東側)	フランジ	50A

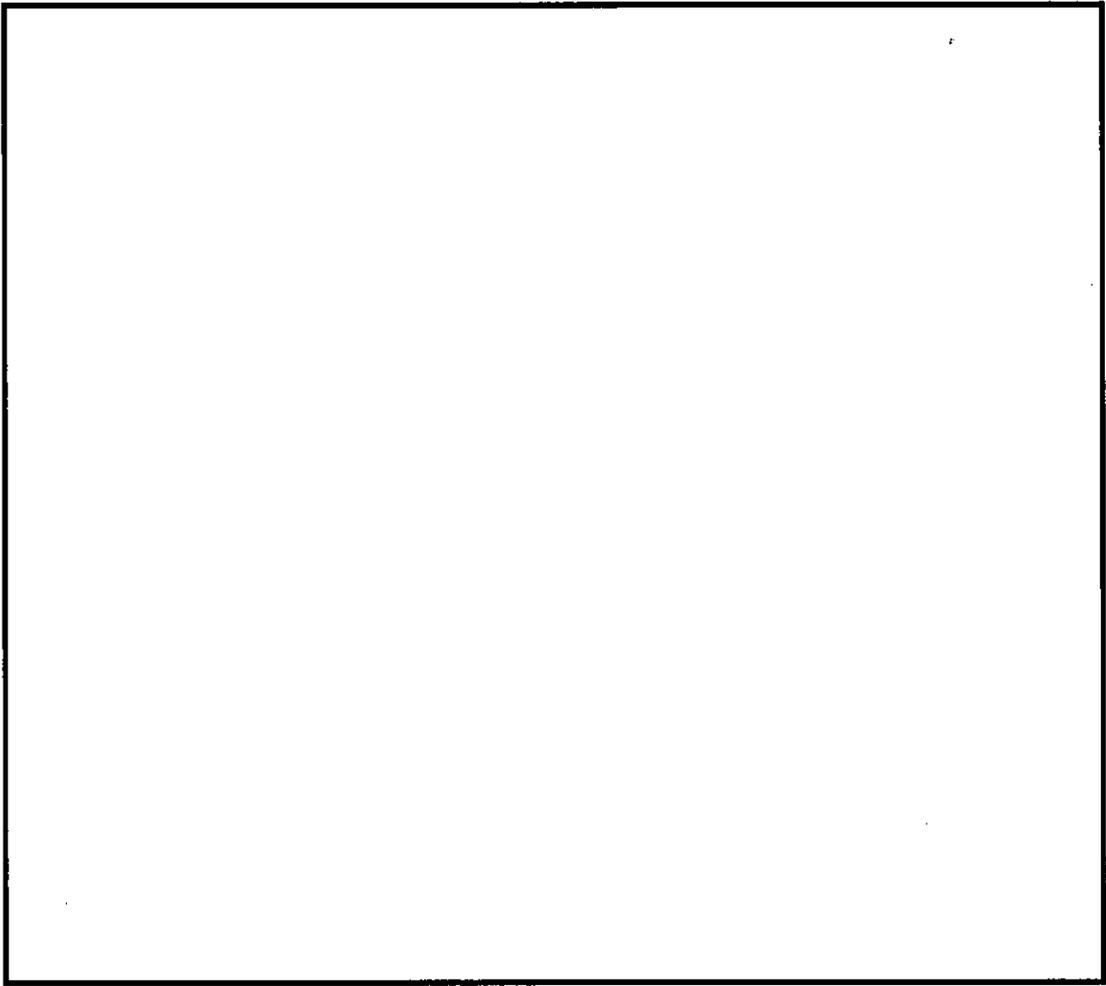


フランジ接続

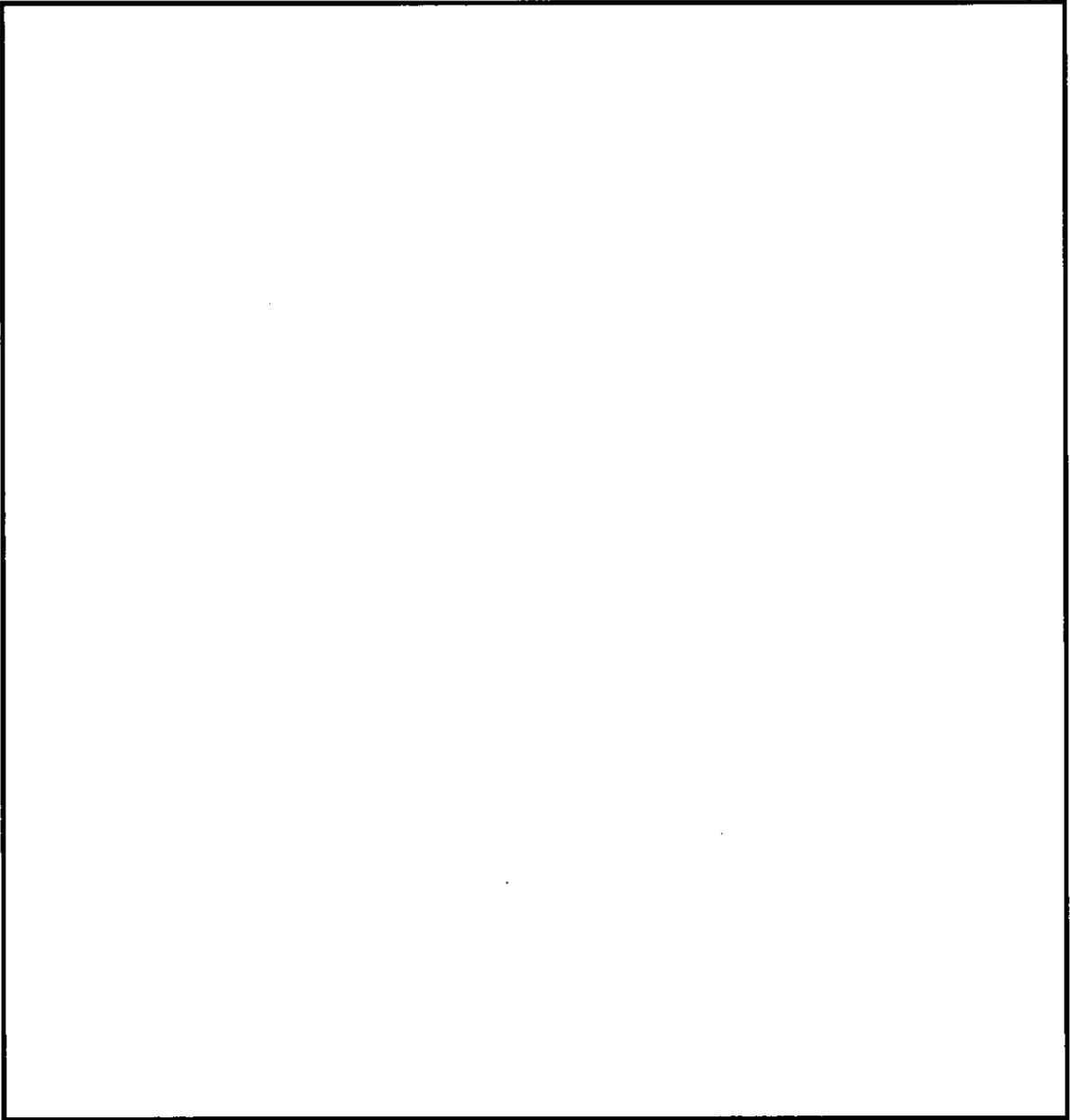


コネクタ接続

第1図 接続口の写真 (例示)



第 2 図 可搬型設備 配置図



第 3 図 可搬型設備 接続口の配置図

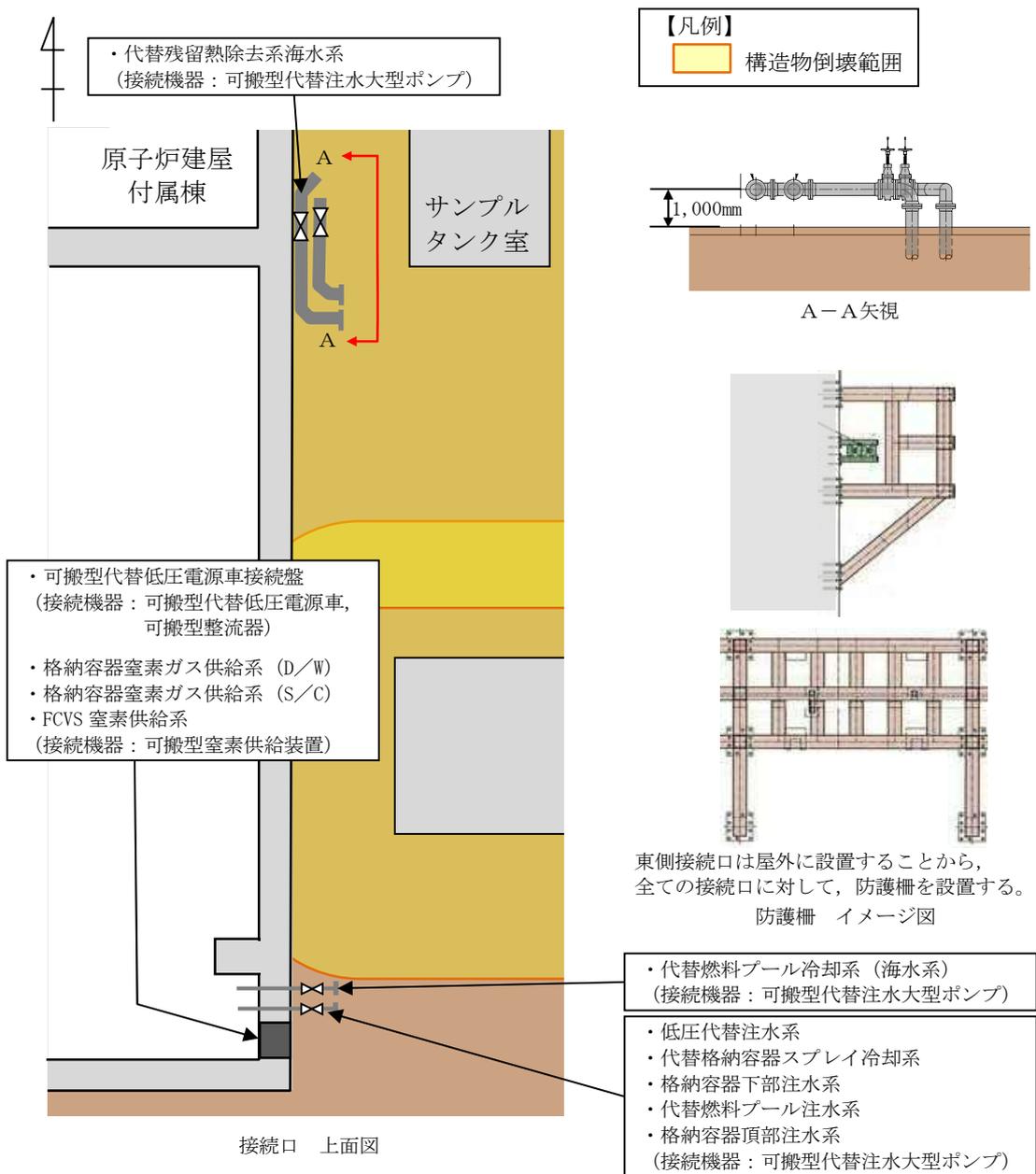
2. 可搬型設備の接続口の構造

東側接続口は屋外に設置した上で防護柵を設置，西側接続口は地下格納槽内に設置，高所接続口は常設代替高圧電源装置置場に設置する。接続口の構造を第4図から第6図に示す。

重大事故等発生時に残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合の対策として常設設備である緊急用海水系を設置することを考慮し，可搬型設備である代替残留熱除去系海水系を東側接続口で使用する場合には，ホースをがれき上に敷設，接続口近傍構造物（サンプルタンク室）のがれきの影響がある場合には，必要に応じて人力でがれき撤去を行うことで，ホースの接続作業を行う。

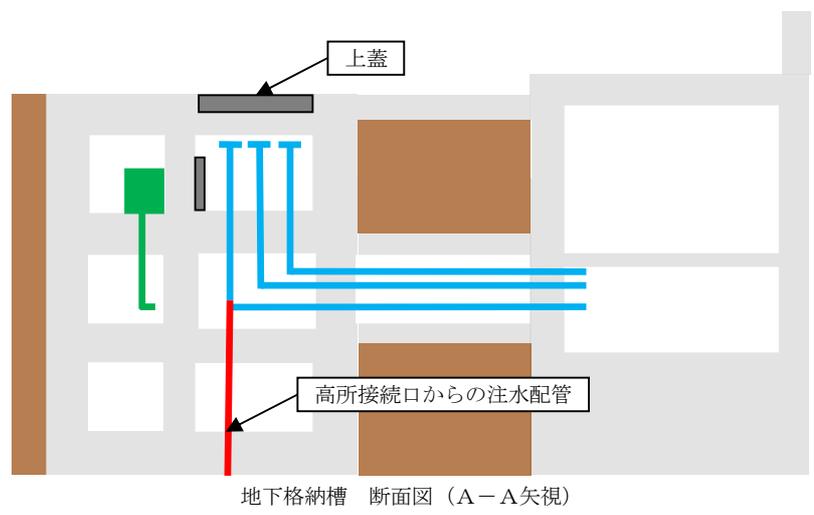
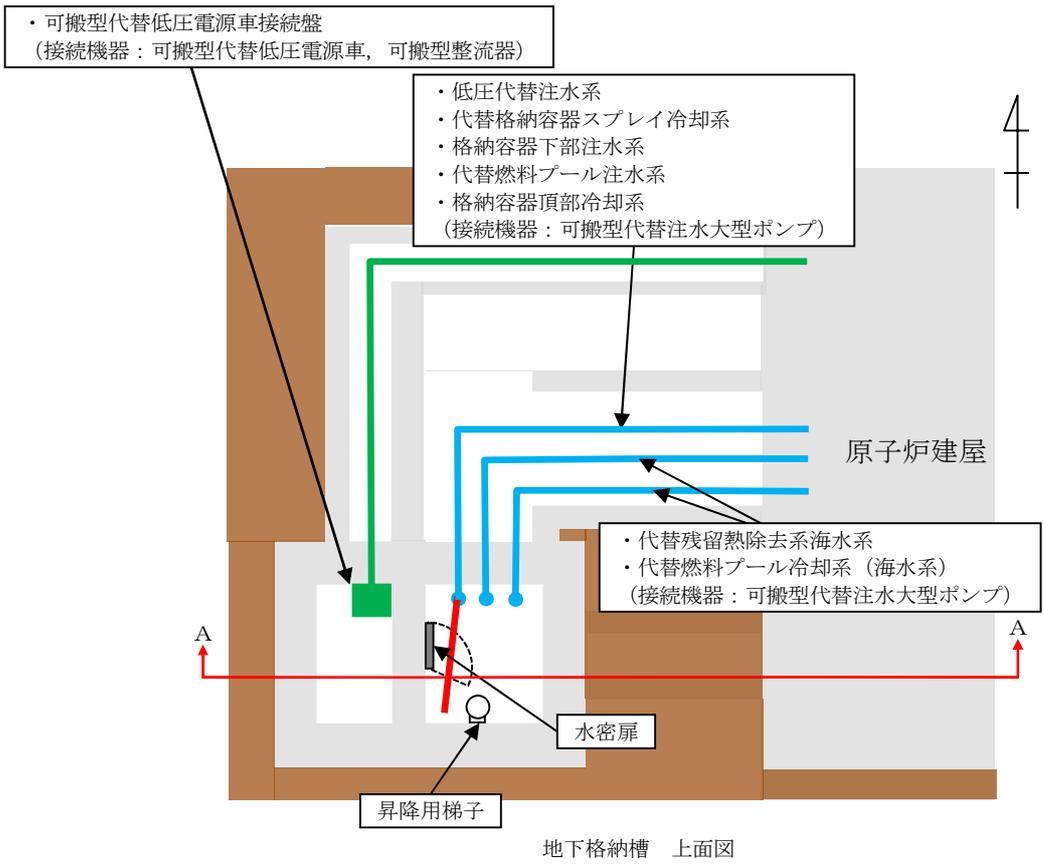
なお，代替残留熱除去系海水系の接続口は，建屋がれき等の影響を考慮した防護柵を設置することで，接続口が損壊しない設計とする。

また，高所接続口の注水配管は，常設代替高圧電源装置用の地下トンネル内に設置する。



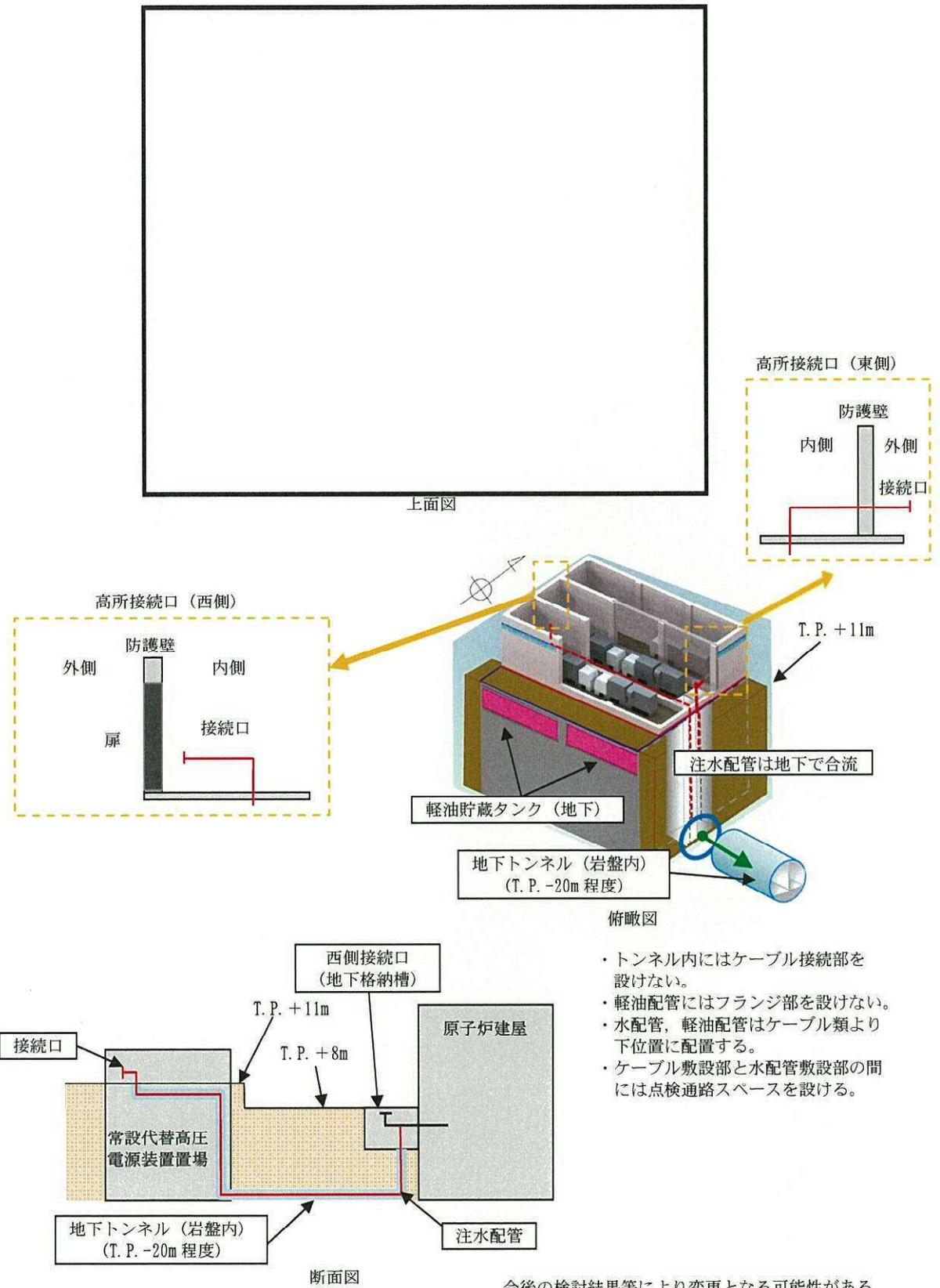
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 4 図 東側接続口の構造



今後の検討結果等により変更となる可能性がある

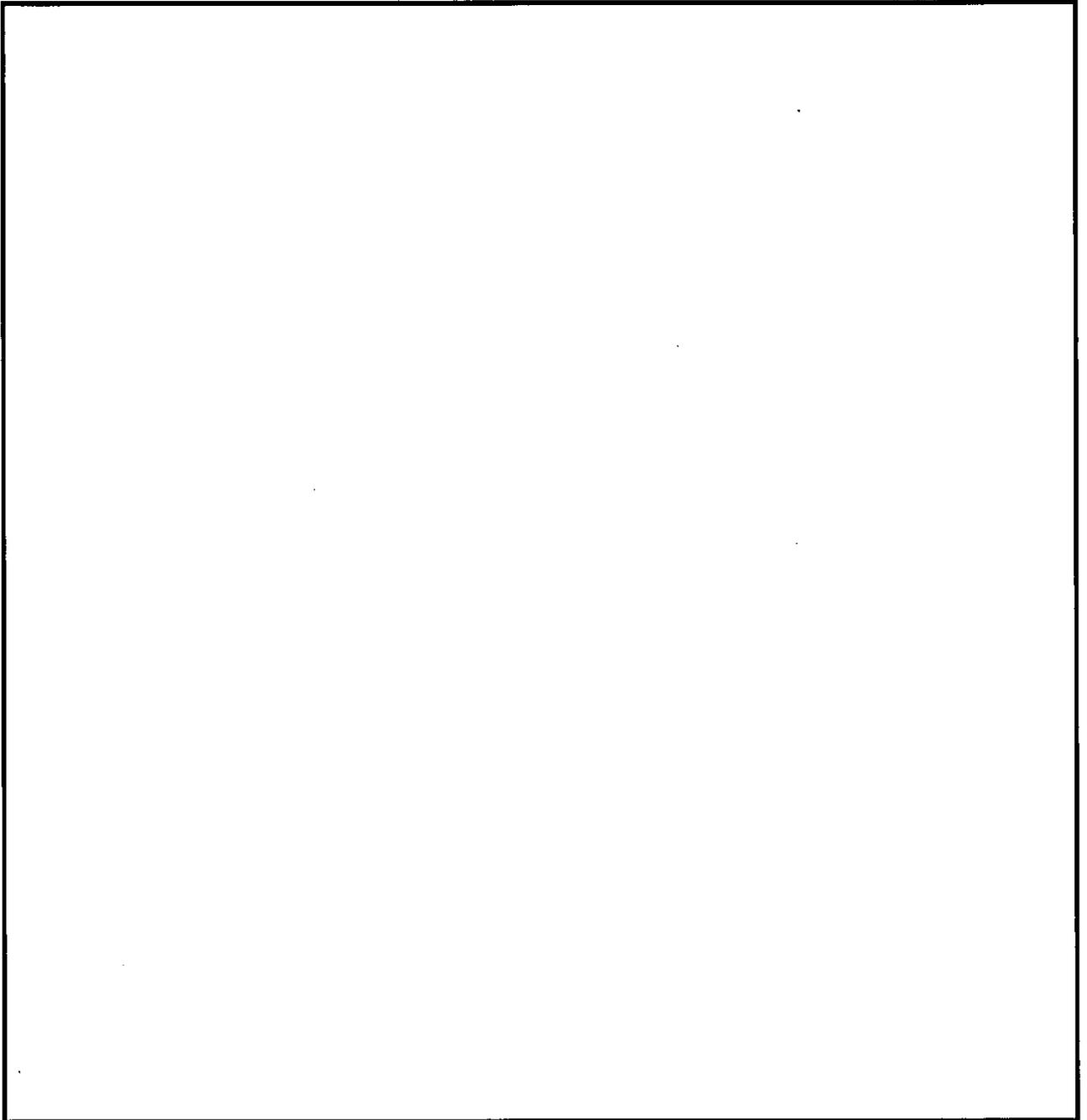
第5図 西側接続口の構造



第6図 高所接続口の構造

3. 可搬型設備の接続口近傍の状況

東側及び西側接続口近傍の状況を第7図に示す。



第7図 東側及び西側接続口近傍の状況