

| | |
|--------------|------------|
| 東海第二発電所 審査資料 | |
| 資料番号 | PS-C-1 改73 |
| 提出年月日 | 平成30年1月18日 |

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成30年1月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概 要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施方針
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録 1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定につ
いて

付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード
について

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D， T B U）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 L O C A時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
 - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
 - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 5.2 全交流動力電源喪失

| | |
|------------|--|
| | て（L O C A時注水機能喪失） |
| 添付資料2.6.7 | 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について（L O C A時注水機能喪失） |
| 添付資料2.6.8 | 7日間における水源の対応について（L O C A時注水機能喪失） |
| 添付資料2.6.9 | 7日間における燃料の対応について（L O C A時注水機能喪失） |
| 添付資料2.6.10 | 常設代替交流電源設備の負荷（L O C A時注水機能喪失） |
| 添付資料2.7.1 | インターフェイスシステムL O C A発生時の対応操作について |
| 添付資料2.7.2 | <u>インターフェイスシステムL O C A発生時の破断面積及び現場環境等について</u> |
| 添付資料2.7.3 | 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 |
| 添付資料2.7.4 | 安定状態について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）） |
| 添付資料2.7.5 | 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）） |
| 添付資料2.7.6 | 7日間における水源の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）） |
| 添付資料2.7.7 | 7日間における燃料の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）） |
| 添付資料2.7.8 | 常設代替交流電源設備の負荷（格納容器バイパス（インタ |

第1-4表 重要事故シナシ等の選定 (1/2)

| 事故シナシグループ | 事故シナシ | 対応する主要な炉心損傷防止対策 | 着眼点との関係と重要事故シナシの選定の考え方 | | | | 選定した重要事故シナシと選定理由 | | |
|----------------------------------|--|---|---|---|---|---|--|---|--|
| | | | a | b | c | d | | | |
| 高圧・低圧注水機能喪失 | ① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流通電源設備 | 低 | 高 | 高 | 高 | <p>a. サポート系喪失を起因とする事故シナシは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シナシについては、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シナシについては、過渡事象（給水流量の全喪失）に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（自動停止）については「低」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（自動停止）については「低」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（自動停止）については「低」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（自動停止）については「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シナシは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功の方が厳しくなる。以上より、過渡事象（給水流量の全喪失）又はサポート系喪失（自動停止）を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に成功している事故シナシを「高」、過渡事象（給水流量の全喪失）又はサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シナシを「中」、手動停止/サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シナシを「低」とした。</p> <p>d. 事故シナシグループ別CDFの中で最もCDFの高いドミナントシナシを「高」、事故シナシグループ別CDFに対して1%以上の事故シナシを「中」、1%未満の事故シナシを「低」とした。</p> | | |
| | ② 過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | | 低 | 高 | 中 | 低 | | | |
| | ③ 手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | | 中 | 低 | 低 | 低 | | | |
| | ④ 手動停止/サポート系喪失（手動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | | 中 | 低 | 低 | 低 | | | |
| | ⑤ サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | | 中 | 中 | 高 | 低 | | | |
| | ⑥ サポート系喪失（自動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 | | 中 | 中 | 中 | 低 | | | |
| 高圧注水・減圧機能喪失 | ① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 | <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系 ・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系 | 低 | 高 | 高 | 高 | <p>a. サポート系喪失を起因とする事故シナシは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シナシについては、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シナシについては、過渡事象（給水流量の全喪失）に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（自動停止）については「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなることから、着眼点bと同様に、過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シナシを「高」、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シナシを「中」、手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因とする事故シナシを「低」とした。</p> <p>d. 事故シナシグループ別CDFの中で最もCDFの高いドミナントシナシを「高」、事故シナシグループ別CDFに対して1%以上の事故シナシを「中」、1%未満の事故シナシを「低」とした。</p> | | |
| | ② 手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 | | 中 | 低 | 低 | 低 | | | |
| | ③ サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 | | 中 | 中 | 中 | 低 | | | |
| 全交流動力電源喪失 | 長期 T B | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流通電源設備 | 高 | 低 | 低 | 高 | <p>a. いずれの事故シナシも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シナシにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功していることから、事象進展が遅いため「低」とした。</p> <p>c. いずれの事故シナシにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功しており、原子炉注水に必要な設備容量が大きくない「低」とした。</p> <p>d. 長期 T B の中で最もCDFの高いドミナントシナシを「高」、1%以上の事故シナシを「中」、1%未満の事故シナシを「低」とした。</p> | | |
| | | | ② サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功） | 高 | 低 | 低 | | 中 | |
| | T B D T B U | <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流通電源設備 | 高 | 高 | 高 | 高 | | <p>a. いずれの事故シナシも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シナシも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、事象進展の早さに差異はないものの、直流通電源が喪失する事故シナシは代替注水設備の起動に必要な直流通電源を緊急用蓄電池から給電するための直流通電源の切替操作が必要となることから、直流通電源が喪失する事故シナシを「高」、それ以外の事故シナシを「中」とした。</p> <p>c. いずれの事故シナシも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量に差異はないものの、代替直流通電源の必要容量は直流通電源が喪失する事故シナシの方が多くなることから、直流通電源が喪失する事故シナシを「高」、それ以外の事故シナシを「中」とした。</p> <p>d. T B D及びT B Uの中で最もCDFの高いドミナントシナシを「高」、1%以上の事故シナシを「中」、1%未満の事故シナシを「低」とした。</p> | |
| | | | ③ 外部電源喪失+直流通電源失敗+高圧炉心冷却失敗（T B D） | 高 | 中 | 中 | | | 中 |
| | | | ④ 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗（T B U） | 高 | 中 | 中 | | | 中 |
| | T B P | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流通電源設備 | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流通電源設備 | 高 | 中 | 中 | | 高 | <p>a. いずれの事故シナシも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シナシも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでの余裕時間は、初期の原子炉注水に失敗している事故シナシに比べて長いことから「中」とした。</p> <p>c. いずれの事故シナシも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでに崩壊熱がある程度低下することから、原子炉注水に必要な設備容量は事象初期に注水に失敗する事故シナシに比べて小さいと考えられることから「中」とした。</p> <p>d. T B Pの中で最もCDFの高いドミナントシナシを「高」、1%以上の事故シナシを「中」、1%未満の事故シナシを「低」とした。</p> |
| ⑥ 外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗 | | | | 高 | 中 | 中 | 低 | | |
| | ⑦ サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗 | | 高 | 中 | 中 | 中 | | | |

◎ 重要事故シナシとして選定した事故シナシ

審査ガイドの着眼点a~dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定 (2/2)

| 事故シーケンスグループ | 事故シーケンス | 対応する主要な炉心損傷防止対策 | 着眼点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方 | | | | 選定した重要事故シーケンスと選定理由 |
|----------------|---|--|--------------------------|---|---|---|--|
| | | | a | b | c | d | |
| 崩壊熱除去機能喪失 | ⑥ ①過渡事象 + RHR失敗 | [RHR故障時] ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] [※] ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 | 低 | 高 | 高 | 高 | a. 外部電源喪失及びサポ一ト系喪失 (直流電源故障) を起因とする事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスであり、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。また、サポ一ト系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって同区別の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. いずれの事故シーケンスも代替熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着意する点はないもの、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕の観点から、原子炉水位の低下が早い過渡事象 (給水流量の全喪失) 又は L.O.C.A を起因とする事故シーケンスを「高」、手動停止/サポ一ト系喪失 (手動停止) を起因とする事故シーケンスを「低」、上記以外の事故シーケンスは「中」とした。 c. いずれの事故シーケンスも崩壊熱除去に必要な設備容量の観点からは有意な差異はないもの、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕の観点から、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が小さくなる。以上より、過渡事象 (給水流量の全喪失) 又はサポ一ト系喪失 (自動停止) を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に成功している事故シーケンスを「高」、L.O.C.A を起因とする事故シーケンスを「高」、過渡事象 (給水流量の全喪失) 又はサポ一ト系喪失 (自動停止) を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に失敗している事故シーケンスを「中」、手動停止/サポ一ト系喪失 (手動停止) を起因とする事故シーケンスを「低」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 |
| | ② ①過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR失敗 | | 低 | 高 | 中 | 低 | |
| | ③ ①外部電源喪失 + DG失敗 (HPCS成功) | | 高 | 中 | 高 | 中 | |
| | ④ ①外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功) | | 高 | 中 | 中 | 低 | |
| | ⑤ ①外部電源喪失 + 直流電源喪失 (HPCS成功) | | 高 | 中 | 高 | 低 | |
| | ⑥ ①手動停止/サポ一ト系喪失 (手動停止) + RHR失敗 | | 中 | 中 | 低 | 中 | |
| | ⑦ ①手動停止/サポ一ト系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR失敗 | | 中 | 低 | 低 | 低 | |
| | ⑧ サポ一ト系喪失 (自動停止) + RHR失敗 | | 中 | 中 | 高 | 中 | |
| | ⑨ サポ一ト系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR失敗 | | 中 | 中 | 中 | 低 | |
| | ⑩ サポ一ト系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗 (HPCS成功) | | 高 | 中 | 高 | 中 | |
| | ⑪ サポ一ト系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功) | | 高 | 中 | 中 | 低 | |
| | ⑫ ①中小破断 L.O.C.A + RHR失敗 | | 低 | 高 | 高 | 低 | |
| | ⑬ ①大破断 L.O.C.A + RHR失敗 | | 低 | 高 | 高 | 低 | |
| 原子炉停止機能喪失 | ① ①過渡事象 + 原子炉停止失敗 | ・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 | 低 | 高 | 高 | 高 | a. サポ一ト系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) に起因する事故シーケンスは、原子炉圧力の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい事象であり、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポ一ト系喪失 (自動停止) については、過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。さらに、大破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスは原子炉の減圧に伴い反応度が抑えられることから「低」とし、中小破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスは「中」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなることから、着眼点と関係なく、過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) を起因とする事故シーケンスを「高」、サポ一ト系喪失 (自動停止) を起因とする事故シーケンスを「中」、大破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスを「低」、中小破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスを「中」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 |
| | ② サポ一ト系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗 | | 中 | 中 | 中 | 低 | |
| | ③ ①中小破断 L.O.C.A + 原子炉停止失敗 | | 低 | 中 | 中 | 低 | |
| | ④ ①大破断 L.O.C.A + 原子炉停止失敗 | | 低 | 低 | 低 | 低 | |
| L.O.C.A時注水機能喪失 | ① ①中小破断 L.O.C.A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 | ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 | 低 | 高 | 高 | 高 | a. 中小破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性がないことから、全て「低」とした。 b. 中小破断 L.O.C.A を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いことから全て「高」とした。 c. 原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧 C.C.S より少ない。このため、低圧炉心冷却失敗を含む事故シーケンスを「高」とし、原子炉減圧失敗を含む事故シーケンスを「低」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 |
| | ② ①中小破断 L.O.C.A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 | | 低 | 高 | 低 | 中 | |
| 格納容器パイパス | ① ①インターフェイスシステム L.O.C.A | ・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 | - | - | - | - | 抽出された事故シーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。 |
| 津波浸水による注水機能喪失 | ① ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 | ・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 | 高 | 高 | 高 | 中 | a. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シーケンスでは、建屋内の多くの設備が機能喪失することから「高」とした。最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスでは、除熱を必要とする設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 事象発生初期から原子炉への注水に失敗している事故シーケンスについては「高」、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に成功している事故シーケンスについては「低」とした。逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故シーケンスは、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまで炉心への注水が継続されるため、事象発生初期から注水に失敗している事故シーケンスと比較して事象進展が遅いことから「中」とした。 c. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シーケンスは、津波防護対策に要求される防護高さも高くなることから「高」とし、最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスは「中」とした。 d. 最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。 |
| | ② ①最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功) | | 中 | 低 | 中 | 高 | |
| | ③ ①最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗 | | 中 | 高 | 中 | 低 | |
| | ④ ①最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 | | 中 | 中 | 中 | 低 | |

⑥ 重要事故シーケンスとして選定した事故シーケンス
 ※ 取水機能喪失時 (RHR S喪失時) は低圧 E.C.C.S が従属的に機能喪失する。そのため、高圧注水系に成功している場合は崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループで取り扱うが、高圧注水系に失敗した場合は他の事故シーケンスグループ等 (①、②、③～⑤: 高圧・低圧注水機能喪失、③～⑤、⑥、⑪: 全交流動力電源喪失、⑫ L.O.C.A時注水機能喪失、⑬ 炉内気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) で重大事故対策の有効性を確認する。

「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」より抜粋

2. 38MPa[dif]) とし、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合、 $230\text{m}^3/\text{h}$ (一定) を用いるものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高 (レベル 8) 設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) 設定点から原子炉水位高 (レベル 8) 設定点の範囲に維持する。

※ MPa[dif]…原子炉圧力容器と水源との差圧 (以下同様)

(f) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)

常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は、運転手順における調整範囲 ($102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$) の上限である $130\text{m}^3/\text{h}$ (一定) を用いるものとする。また、格納容器圧力が 217kPa [gage] に到達した場合に停止し、 279kPa [gage] に到達した場合に再開する。

(g) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開とし、格納容器圧力が 310kPa [gage] において $13.4\text{kg}/\text{s}$ の排気流量にて格納容器減圧及び除熱操作を実施するものとする。

なお、耐圧強化ベント系を使用する場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合と比較して実際の排気流量が大きくなり、格納容器圧力の低下傾向が大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包含される。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉減圧操作 (常設)

第 2.1-1 表 高圧・低圧注水機能喪失における重大事故等対策について (2/5)

| 操作及び確認 | 手 順 | 重大事故等対処設備 | | |
|---------------------------------------|--|--|--------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 高圧注水機能及び低圧注水機能の回復操作 | <ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系, 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の回復操作を実施する。 | — | — | — |
| 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) の起動操作 | <ul style="list-style-type: none"> 低圧注水機能喪失の確認後, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) を起動する。 外部電源が喪失している場合は, 常設代替高圧電源装置を起動し, 緊急用母線を受電する。 | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク | — | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 緊急用M/C電圧 |
| 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作 | <ul style="list-style-type: none"> 低圧注水機能喪失の確認後, 可搬型代替注水中型ポンプ準備, ホース敷設等を実施する。 | 西側淡水貯水設備 | 可搬型代替注水中型ポンプ | — |
| 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉減圧操作 | <ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) の起動操作の完了後, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放することにより, 原子炉減圧操作を実施する。 原子炉水位が燃料有効長頂部を下回った場合は, 炉心損傷がないことを継続的に確認する。 | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) * 非常用窒素供給系 高圧窒素ポンプ 所内常設直流電源設備 | — | 原子炉圧力* 原子炉圧力 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) * 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) * |

■ : 有効性評価上考慮しない操作

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

「2.5 原子炉停止機能喪失」より抜粋

※ MPa[dif]…原子炉圧力容器と水源との差圧（以下同様）

(e) 原子炉隔離時冷却系

原子炉水位異常低下（レベル2）信号により自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 $1.04\text{MPa}[\text{gage}] \sim 7.86\text{MPa}[\text{gage}]$ において）の流量で原子炉へ注水するものとする。また、運転手順に従い、サプレッション・プール水温度が原子炉隔離時冷却系の高温耐性（ 116°C ）に余裕を考慮した温度である 106°C に到達した時点で停止する。

(f) ほう酸水注入系

注入流量 $163\text{L}/\text{min}$ 及びほう酸濃度 $13.4\text{wt}\%$ にて注水するものとする。

(g) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

伝熱容量は、熱交換器1基当たり約 53MW （サプレッション・プール水温度 100°C 、海水温度 27.2°C において）とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 自動減圧系等の作動阻止操作は、原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の作動阻止操作に要する時間を考慮して、事象発生4分後に実施する。

（添付資料 2.5.2）

- (b) ほう酸水注入系の起動操作は、自動減圧系等の作動阻止操作が完了する事象発生の4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から6分後に実施する。

- (c) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッシ

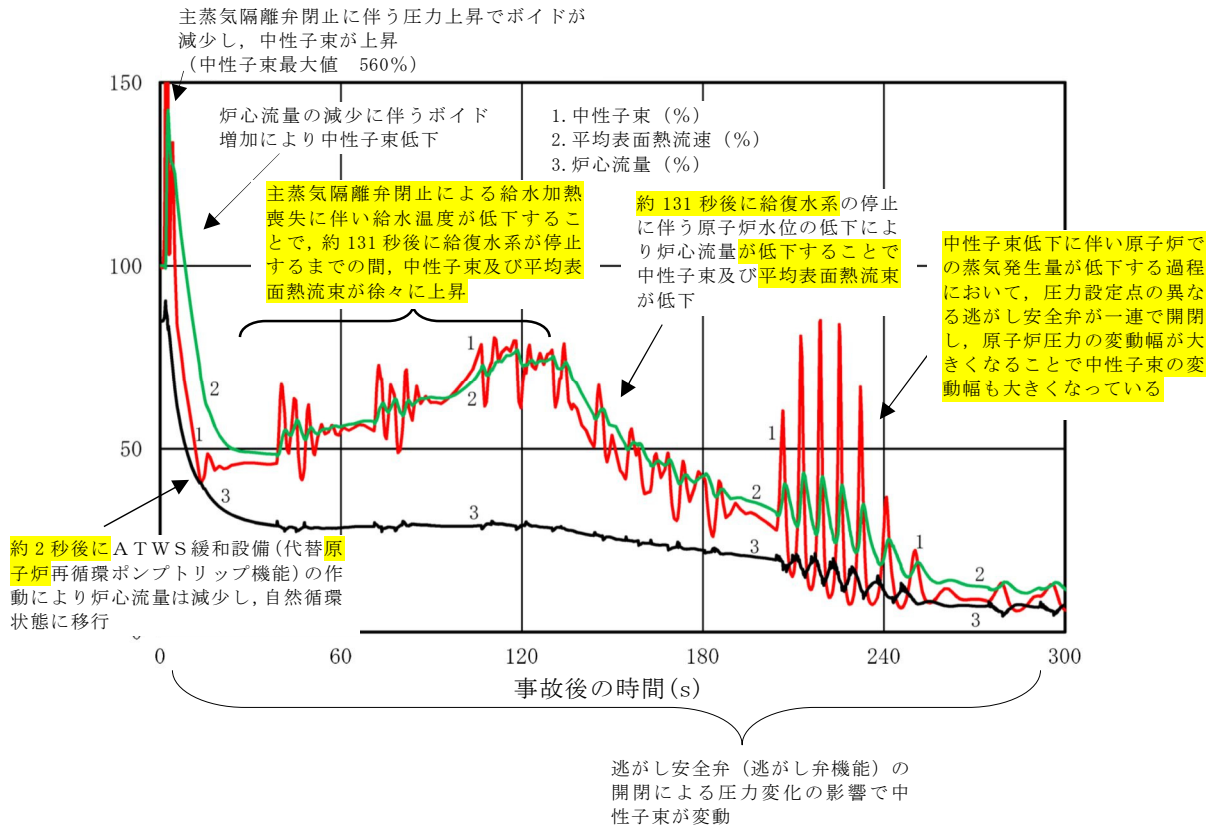
なお、本評価では期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号にて作動する。

また、タービン駆動給水ポンプはトリップし、電動駆動給水ポンプが自動起動することで、給復水系による原子炉注水が継続される。中性子束及び平均表面熱流束は、再循環ポンプトリップによる炉心流量の低下に伴い低下するが、給水加熱喪失により給水温度が低下することで徐々に上昇する。これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が一時的に上昇するが、この期間の燃料被覆管温度の最大値は約839℃程度であり、初期のピーク温度（872℃）未満となる。

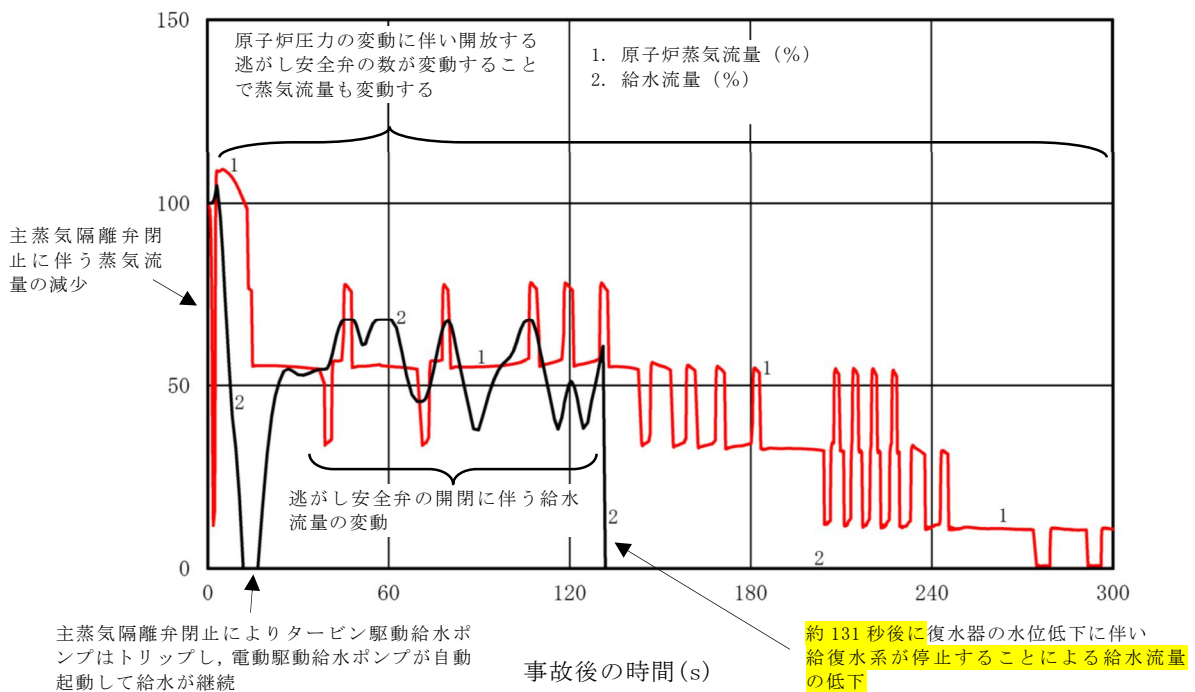
原子炉で発生した蒸気が逃がし安全弁を介してサプレッション・プールに流入するため、サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力が上昇し、事象発生の約57秒後にドライウェル圧力高信号(13.7kPa[gage])により高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系等が自動起動する。また、事象発生の約85秒後にサプレッション・プール水温度は49℃に到達し、この後も上昇傾向が継続する。

事象発生から約131秒後に復水器ホットウェル水位の低下により給復水系が停止することで原子炉水位が低下し、事象発生から約153秒後に原子炉水位異常低下（レベル2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動する。給復水系による原子炉注水の停止後は、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心冷却が維持される。また、原子炉隔離時冷却系は、サプレッション・プール水温度が106℃に近接した場合は停止するが、その後も高圧炉心スプレイ系により炉心冷却は維持される。

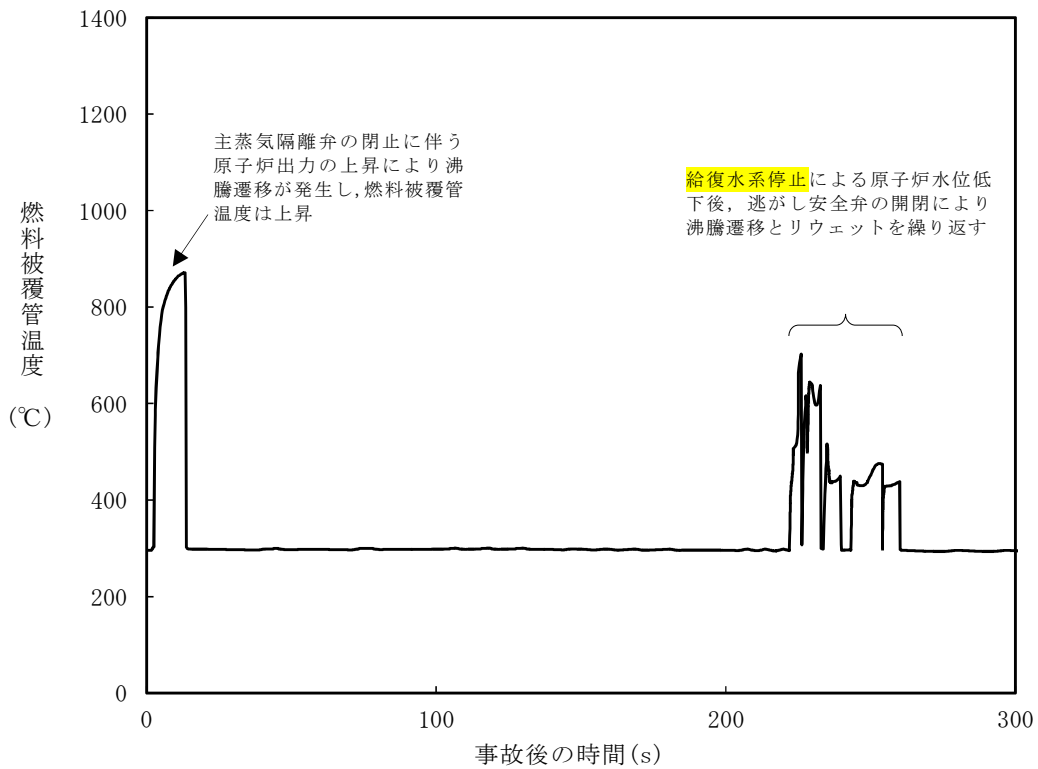
事象発生の6分後にほう酸水注入系を起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入に伴い炉心の反応度が低下し、原子炉水



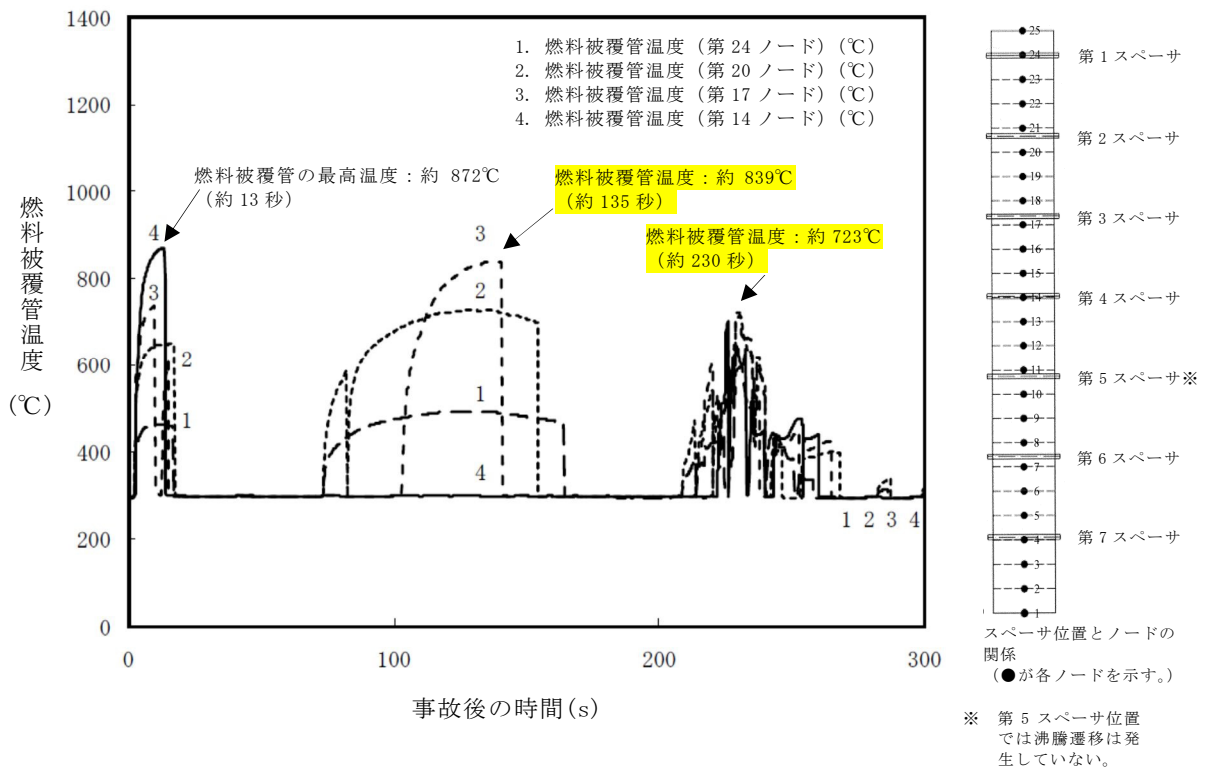
第 2.5-4 図 中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移 (短期)



第 2.5-5 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移 (短期)



第 2.5-9 図 燃料被覆管温度（燃料被覆管最高温度発生位置）の推移（短期）



第 2.5-10 図 燃料被覆管温度（沸騰遷移発生位置）の推移（短期）

燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の有無（重大事故防止）を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化の有無によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で、最高温度を評価している。

「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」より抜粋

2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とを分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧されて破損する「ISLOCA」である。また、原子炉水位の低下を厳しくする観点で、評価上は給水流量の全喪失を想定する。

なお、重要事故シーケンスでは、残留熱除去系B系におけるISLOCAの発生を想定しているが、残留熱除去系A系におけるISLOCAの発生を想定する場合には、原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系に代わり、高圧炉心スプレイ系に期待することで同等の対応が可能である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、気液熱非平衡及び三次元効果並びに原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及びECCS注水（給水系及び代替注水設備含む）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFERにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。なお、本有効性評価では、SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、ベストフィット曲線の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、燃料被覆管温度が高温となる領域において、燃料棒やチャンネルボックスの幾何学的配置を考慮した詳細な輻射熱伝達計算を行うことで燃料被覆管温度をSAFERコードよりも低めに評価するCHASTEコードは使用しない。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける主要な解析条件を第 2.7-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

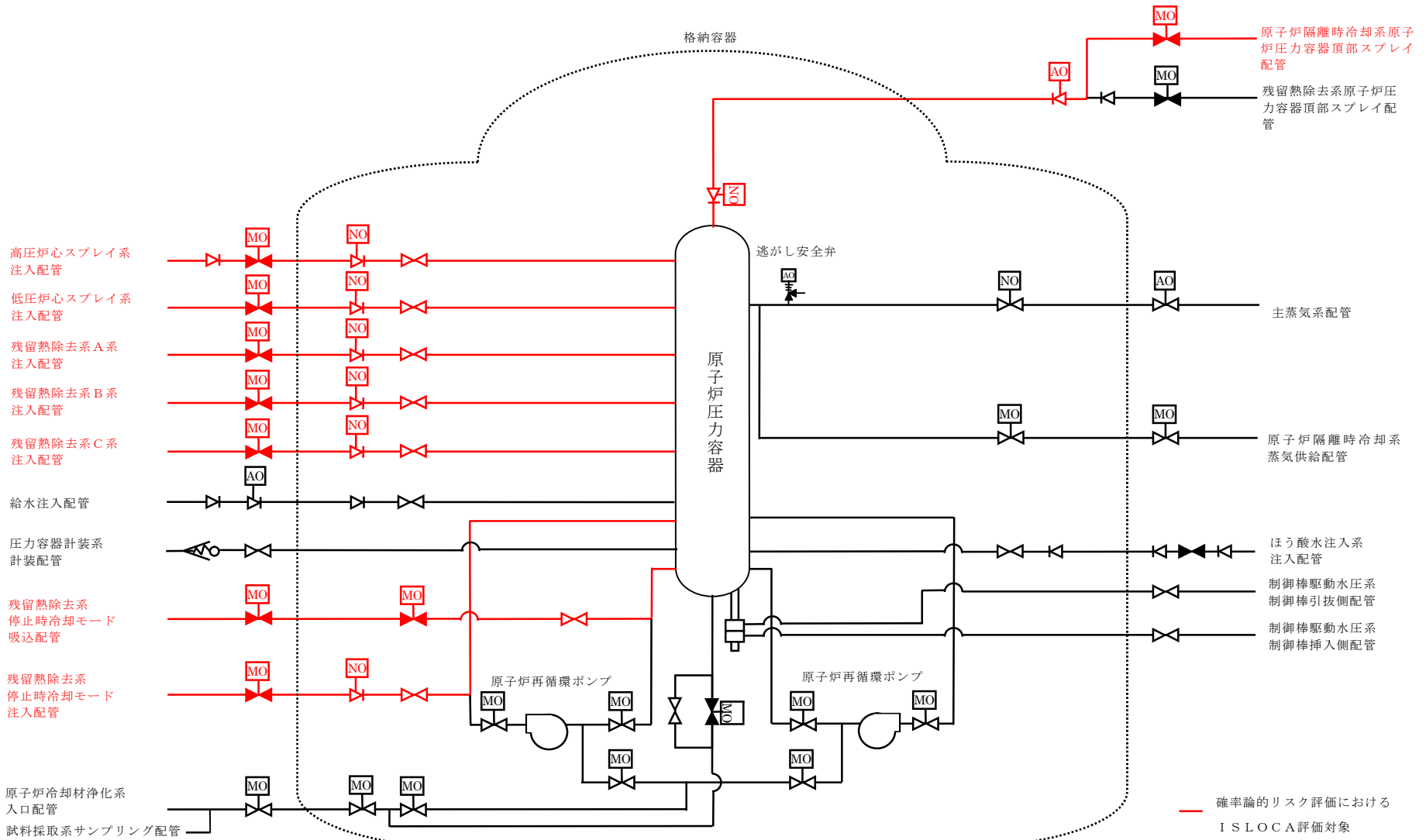
(a) 起因事象

起因事象として、残留熱除去系 B 系の注入弁の誤開放による残留熱除去系の系統圧力上昇により、残留熱除去系 B 系の熱交換器フランジ部に破断面積約 21cm²相当の漏えいが発生するものとする。

対象系統は、出力運転中に高压設計部と低压設計部とを分離する隔離弁の誤開放等により低压設計部が過圧されることで I S L O C A 発生可能性がある系統のうち、隔離弁が 3 弁以下で、かつ定期試験等に伴い隔離弁の開閉試験を実施する系統^{*1}とする。

破断面積は、I S L O C A 発生時の系統加圧状態を保守的に考慮した対象系統に対する構造健全性評価^{*2}により、系統に破損が発生しないことを確認したことから、加圧範囲のうち最も大きなシール構造である残留熱除去系の熱交換器フランジ部に対して、保守的にガスケットに期待しない場合にフランジ部に生じる間隙の面積を設定する。

※1 具体的には、高压炉心スプレイ系注入配管、原子炉隔離時冷却系原子炉压力容器頂部スプレイ配管、低压炉心スプレイ系注入配管、残留熱除去系 A 系原子炉注入配管、残留熱除去系 B 系原子炉注入配管及び残留熱除去系 C 系原子炉注入配管をいう。



第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 I S L O C A の評価対象の選定結果

| 系統名 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ に接続されている配管 | 結論 | 選定結果 | | |
|---------------------|-------------------------------|------|------------|--------------|-----------|
| | | | ①隔離弁 閉止 | ②隔離弁 3弁以下 | ③開閉 試験 |
| 給水系 | 給水系注入配管 | 対象外 | × | — | — |
| 高圧炉心スプレ イ系 | 高圧炉心スプレイ注入配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| 原子炉隔離時 冷却系 | 原子炉隔離時冷却系原子炉圧力容 器頂部スプレイ配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管 | 対象外 | × | — | — |
| 低圧炉心スプレ イ系 | 低圧炉心スプレイ系注入配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| 残留熱除去系 (A, B, C) | 残留熱除去系原子炉注入配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| 残留熱除去系 | 残留熱除去系停止時冷却モード吸 込配管 | 対象外 | ○ | ○ | × |
| | 残留熱除去系停止時冷却モード原 子炉圧力容器戻り配管 | 対象外 | ○ | ○ | × |
| 残留熱除去系 | 残留熱除去系原子炉圧力容器頂部 スプレイ配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| 制御棒駆動水 圧系 | 制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配 管 | 対象外 | × | — | — |
| | 制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配 管 | 対象外 | × | — | — |
| ほう酸水注入 系 | ほう酸水注入系注入配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| 原子炉冷却材 浄化系 | 原子炉冷却材浄化系入口配管 | 対象外 | × | — | — |
| 主蒸気系 | 主蒸気系配管 | 対象外 | × | — | — |
| 原子炉圧力容 器計装系 | 原子炉圧力容器計装系配管 | 対象外 | × | — | — |
| 試料採取系 | 試料採取系サンプリング配管 | 対象外 | × | — | — |

ら評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は約300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m程度であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙8, 9）

東側区画における温度及び湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所となる原子炉建屋3階西側において、原子炉減圧後に建屋内環境が静定する事象発生の約2時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している5時間後までの温度及び湿度は、最大で約44℃及び約100%であり、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、放射線防護具（タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用する。

※ 想定している作業環境（最大約44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で3～4時間として知られている。（出典：消費者庁 News Release（平成25年2月27日））

c. 放射線による影響（別紙10）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率