

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE744 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

- 6. 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
 - 6.1 概要
 - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6 解析の実施方針
 - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9 参考文献

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 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
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス

 - 7.2 重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故1
 - 7.3.2 想定事故2

 - 7.4 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

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.4.4 反応度の誤投入

7.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では，原子炉の運転停止中に，化学体積制御系の故障，誤操作等により，1次冷却材中に純水が注水される。このため，1次冷却材中のほう素濃度が低下することから，緩和措置がとられない場合には，反応度が添加されることで，臨界に達し，燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，純水注水を停止し，反応度の添加を停止するとともに，1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保することで燃料損傷を防止する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して，燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするために純水注水を停止し，1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。対策の概略系統図を第7.4.4.1図に，対応手順の概要を第7.4.4.2図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計7名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員2名である。発電所構内に常駐している要員のうち関係各所へ通報連絡等を行う災害対策本部要員は3名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.4.3図に示す。

a. 反応度の誤投入の判断

1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。

なお、停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

(添付資料7.4.1.1)

c. 希釈停止操作

1次系補給水ポンプの停止及び化学体積制御系の弁の閉止により、純水流量積算の動作停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開放し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。

ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の維持確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。

また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。

未臨界状態の維持確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束である。

7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、1次系補給水ポ

ンプが停止し、希釈信号がリセットされることにより希釈水弁が自動閉止するため、1次系内に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。

(添付資料7.4.4.1)

また、原子炉停止中において、1次系の水抜き開始から燃料取出し完了までの期間及び燃料装荷開始から1次系の水張り完了までの期間については、1次系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤操作又は誤動作による1次系冷却材系統の希釈を防止する措置を講じ設備・手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

(添付資料7.4.4.2)

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。

(添付資料7.4.4.3)

また、評価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、要員の配置による他の操作に与える影響、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対する初期条件も含めた主要な評価条

件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料7.4.4.4)

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次冷却材の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた220m³とする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値である3,200ppmとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のぼらつき等を考慮しても余裕のある値として、1,950ppmとする。

(添付資料7.4.4.5)

b. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1次系への純水注水最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約74m³/h）に余裕を持たせた値である81.8m³/hとする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」

警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(添付資料7.4.4.6)

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、「6.3.5 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) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.4.2図に示す。

a. 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約64分後に「中性

子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の10分後の約74分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう酸濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

(添付資料7.4.4.7)

b. 評価項目等

第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約64分要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を維持することができる。

なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう酸濃度である1,950ppmまで希釈された際に、初期ほう酸濃度3,200ppmまで濃縮するのに要する時間は約1.0時間である。

(添付資料7.4.4.8, 7.4.4.9)

7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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，要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは，事象進展が緩やかであり，運転員等操作である希釈停止操作により，反応度添加を停止することが特徴である。また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.4.4.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また，評価条件の設定に当たっては，原則，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

1次系純水注水流量を最確値とした場合，評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため，希釈率が小さくなることから，「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり，警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。

臨界ほう素濃度を最確値とした場合，評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため，臨界到達までの時間が長くなることから，初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」のほう素濃度の差が大きくなり，警報発信時

間が遅くなるため、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

1次系純水注水流量を最確値とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

希釈停止は、第7.4.4.3図に示すとおり、中央制御室の操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止の操作開始時間については、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

なお、「(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始した場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性を確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで約5分の時間余裕がある。

なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔の

変化により1次系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.4.4.10)

7.4.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり7名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約534.5kLとなるが「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至る

ことが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により1次冷却材を濃縮する対策を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、選定した重要

事故シーケンスに対して有効であり，事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

第7.4.4.1表 「反応度の誤投入」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 反応度の誤投入の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。 ・ 停止時中性子束レベルの 0.5 デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。 	-	-	中性子源領域中性子束
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。 ・ 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
c. 希釈停止操作	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系補給水ポンプの停止及び化学体積制御系の弁の閉止により、純水流量積算の動作停止を確認する。 	-	-	-
d. ほう酸濃縮操作	<ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開放し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。 	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁	-	ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束
e. 未臨界状態の維持確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。 ・ ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。 	-	-	中性子源領域中性子束

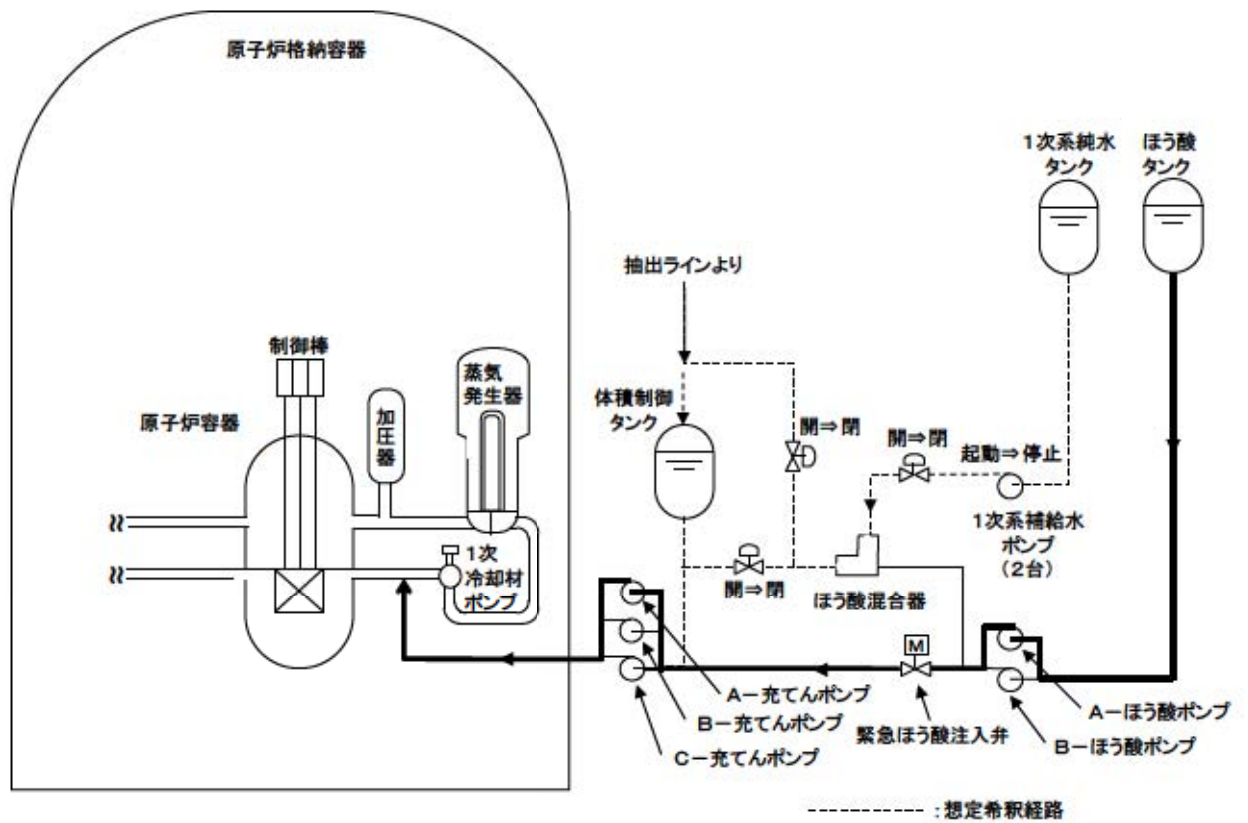
第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故) (1/2)

項目	主要評価条件		条件設定の考え方	
初期条件	制御棒	全挿入状態		低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。
	1次冷却材の有効体積	220m ³		1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次冷却材の有効体積を厳しい値として設定。
	初期ほう素濃度	3,200ppm (燃料取替時のほう素濃度)		原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度の設計値の下限値を厳しい値として設定。
	臨界ほう素濃度	1,950ppm [※]		サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次冷却系への純水注水	81.8m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約74m ³ /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。

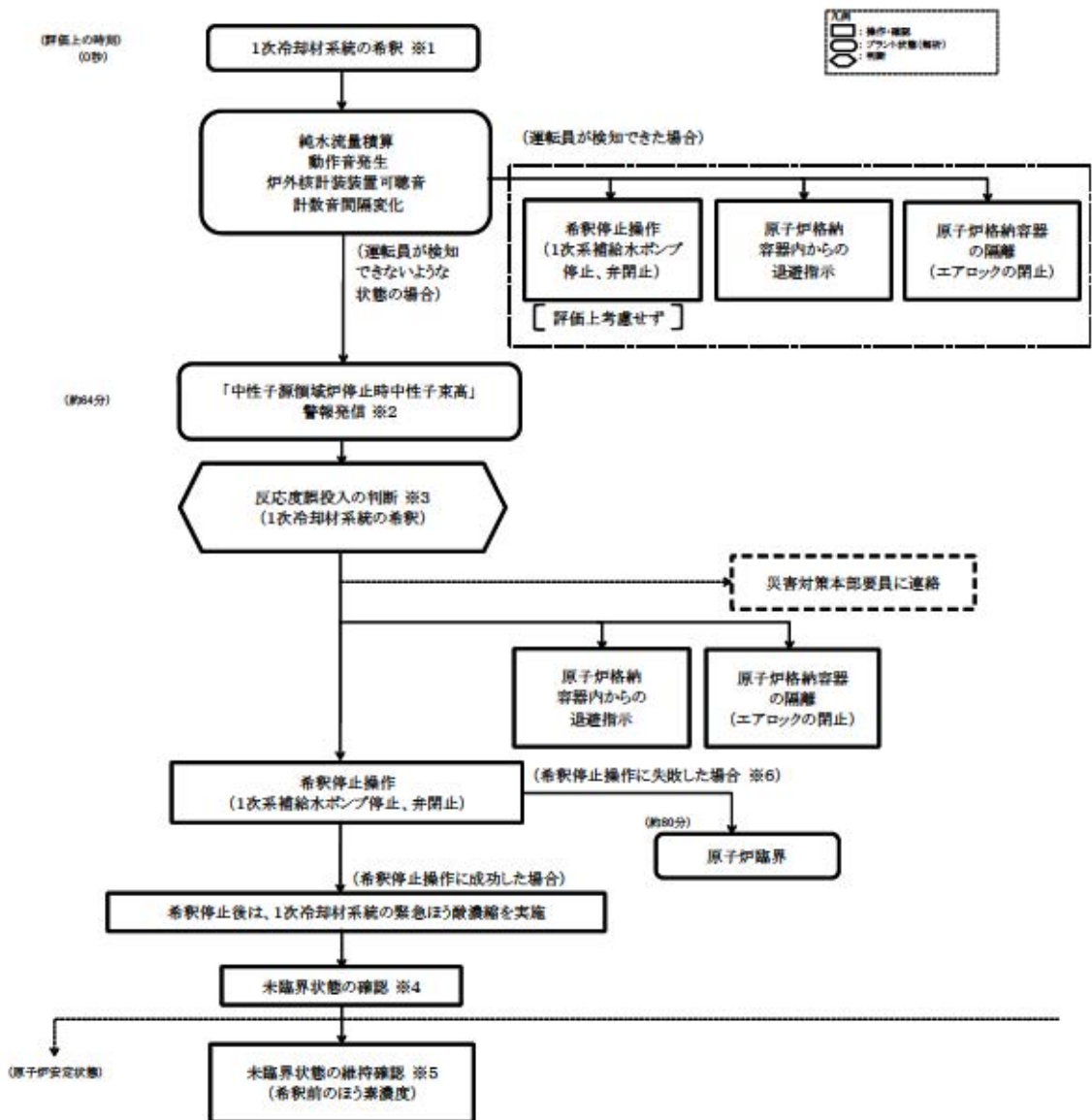
※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値(約1,517ppm)に、取替炉心による変動分(300ppm) + 核的不確定性(100ppm)を考慮した値

第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故) (2/2)

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	この警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード ($10^{0.5}$ =約3.2倍) 上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード ($10^{0.8}$ =約6.3倍) 上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から 10分後 +希釈停止操作時間 (1分)	運転員等操作時間として、事象の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図



※1: 1次冷却材系統の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次系の水張り完了までの期間は、1次冷却材系統へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等の措置を講じるため、1次冷却材系統が希釈される事象は発生しない
 このため臨界到達までの時間余裕が大きい原子炉起動時において、ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等により炉心へ純水が流入する事象を想定する

※2: 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信により運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作に移行する

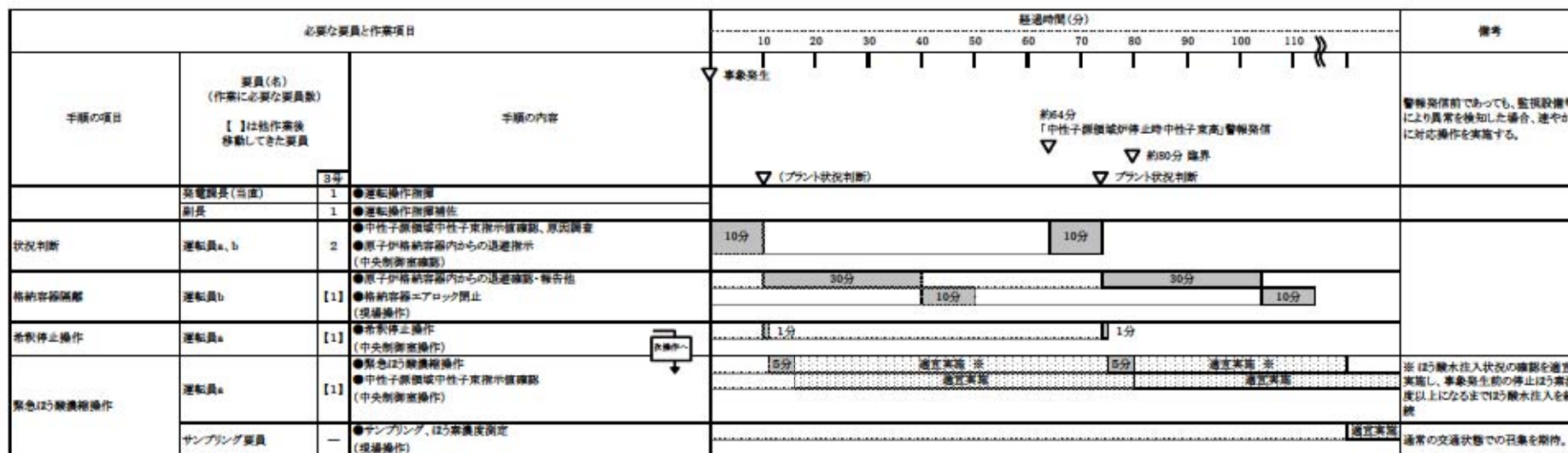
※3: 反応度誤投入の判断は以下で行う
 1次系純水補給ライン流量動作、純水流量積算動作、炉外核計装装置可聴音 計数音間隔、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報、中性子源領域中性子束レベル上昇、中性子源領域起動率が正側を指示

※4: 未臨界状態の確認は以下で行う
 中性子源領域中性子束レベル低下、中性子源領域起動率が負側を指示

※5: 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計装装置可聴音 計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。また、ほう素濃度が希釈前のほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する

※6: 実際の運転操作としては希釈停止操作を継続するとともに、緊急ほう酸濃縮を実施する

第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要
 (「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)



・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・携行型通断装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で評価上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 主た、運転員が評価上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

第7.4.4.3図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left[\begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次冷却材の有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right]$$

原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生の約64分後
臨 界	警報発信の約16分後



第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE744H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和3年10月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 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)

- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 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結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて
- 添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

(7. 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)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
 - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
 - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
 - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
 - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
 - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
 - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
 - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
 - 添付資料 7.1.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
 - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
 - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 解析コード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)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 7.2.3.3 JASMINEによる格納容器破損確率の評価について

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

（7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用）

- 添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（熔融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料 7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について

（7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故）

（7.3.1 想定事故1）

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 7.3.1.5 燃料評価結果について

（7.3.2 想定事故2）

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

- (7.4 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)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C Sへの燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)

(7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C Sほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (反応度の誤投入)
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について (反応度の誤投入)

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故 (評価事故) シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

RCSほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について

1. 背景

PWRプラントにおいて、プラント起動時にほう素濃度の希釈をしている際に外部電源喪失が発生した場合、ディーゼル発電機の起動により希釈に必要な補機が再起動しRCS内に純水塊が形成され、その後1次冷却材ポンプを再起動すると炉心に純水塊が送り込まれ、反応度事故によって燃料の損傷を引き起こすことが懸念される。

2. 発生防止対策

○設備・手順書の状況について

- ・ ほう素希釈操作中に外部電源が喪失した場合、充てんポンプが停止し、充てん抽出が停止する。ディーゼル発電機が起動し、ブラックアウトシーケンスが作動すると希釈信号がリセットされ希釈ライン弁が閉止するインターロックとなっており、希釈ラインが自動で開となることはなく、結果、上述のような反応度事故は起こらない。
- ・ また、ブラックアウトシーケンス動作後の操作手順において、原子炉補給水制御を自動待機にする手順を定めており、1次系補給水ポンプ及び希釈ライン弁が正常な状態であることを確認していることから、それらを誤って操作し希釈水がRCSへ流入する可能性はない。

反応度の誤投入の事象想定について

有効性評価においては、「反応度の誤投入」事象として、運転停止中において化学体積制御系統の弁の誤作動等によって、原子炉起動時(低温状態)において1次冷却材中のほう素の異常な希釈が生じ、反応度が投入されるシナリオを想定した評価を行っている。

評価においては、以下のとおり、運転操作を考慮した上で評価対象時期を選定している。

すなわち、原子炉停止後のRCS水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始からRCS水張り完了までの期間は、弁の誤操作や誤作動によってRCSへの純水注入による希釈が生じないように中央制御室操作スイッチ及び現場手動弁に操作禁止表示を行っている。このため、これらの期間については希釈事象が発生することはなく、評価対象期間は、加圧器満水状態以降の期間に限定される。

以上を踏まえ、以下のa.~d.を考慮した条件において評価を行っている。なお、RCS通常水位の場合は、停止バンク引き抜き状態となり、全挿入状態よりも臨界ほう素濃度が高くなるが、1次冷却材圧力が高いことから希釈流量が小さく、また、制御棒を挿入することにより制御棒全挿入状態と同様となる。これを踏まえ、希釈流量が大きいRCSの昇圧操作開始前の加圧器満水状態(制御棒全挿入)に対して仮想的に通常水位を想定した評価としている。

a. 臨界ほう素濃度

燃料取出前(サイクル末期)と燃料装荷後(サイクル初期)の炉心の臨界ほう素濃度を比較した場合、燃料装荷後の方が高い。

また、原子炉起動時の低温状態における臨界ほう素濃度は、高温時における臨界ほう素濃度よりも高いため、ほう素の異常な希釈が生じた場合、臨界到達までの時間が短くなることから低温状態(1次冷却材温度を20℃として評価)で評価している。

b. 制御棒位置

原子炉起動時の低温状態における制御棒状態として、制御棒引き抜き状態においてほう素の異常な希釈が生じた場合は、希釈停止及びほう酸濃縮操作に加えて制御棒の挿入により負の反応度を添加する手段があるが、制御棒の全挿入状態で事象発生した場合は、制御棒による負の反応度添加が期待できないことから、制御棒全挿入状態の期間を選定している。

c. RCS水位

1次冷却材保有水量が少ない方が、ほう素の異常な希釈が生じてから臨界ほう素濃度に到達するまでの時間が短くなり厳しい評価結果となる。

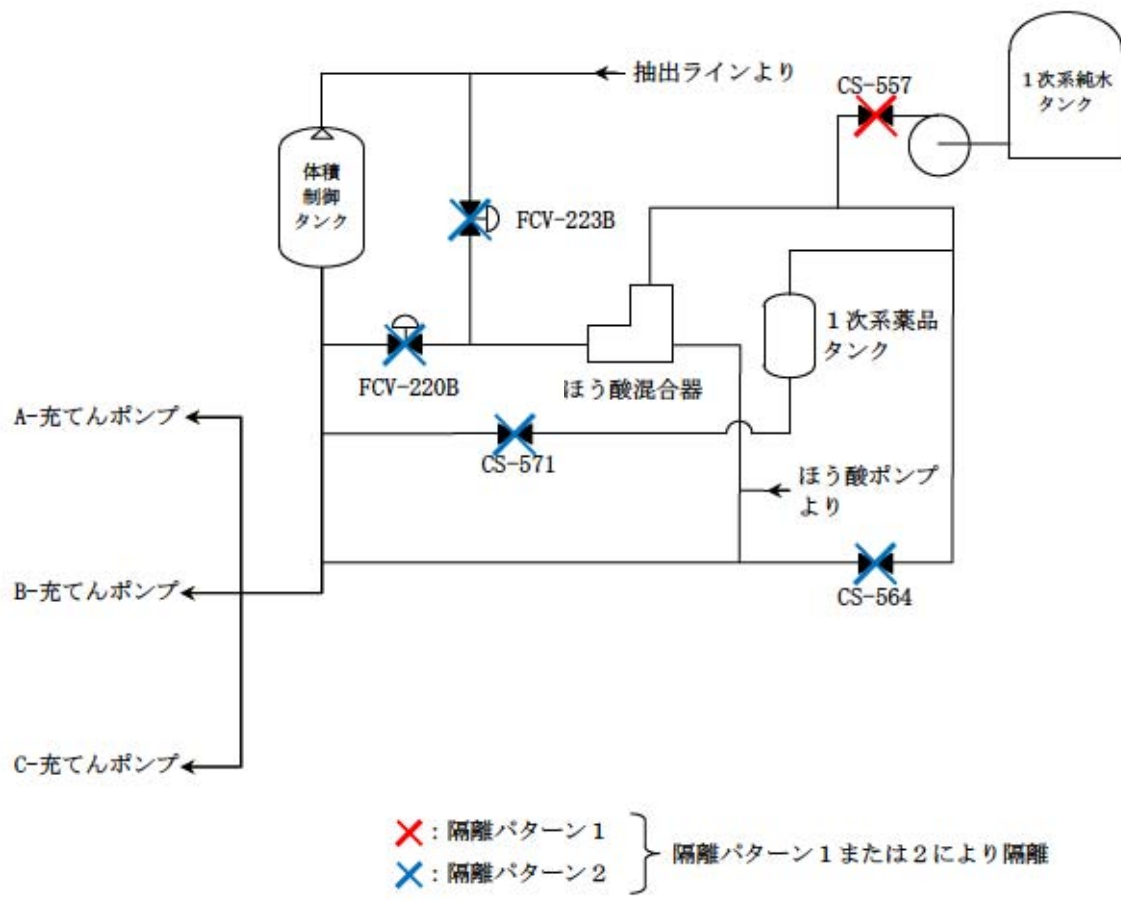
a.及びb.の観点から、評価対象時期は、RCS 水張り完了、加圧器水位満水以降の期間となることから、この期間での保有水量を考慮し、保守的に通常水位を想定した評価としている。加圧器満水時と RCS 通常水位時について比較した結果について別紙に示す。

d.1 次冷却材圧力

1 次冷却材圧力が低い方が、純水の希釈流量が多い、すなわち、希釈速度が大きくなる。加圧器満水又は RCS 通常水位の期間において最も圧力が低い状態は、加圧器満水時における大気圧状態であり、この時の純水の希釈流量 $81.8\text{m}^3/\text{h}$ を想定した評価としている。

なお、その後の起動運転に伴う昇圧操作によって希釈流量は低下傾向となり、RCS 通常水位における圧力 $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ において希釈流量は $56.8\text{m}^3/\text{h}$ まで低下する。

以 上



別図:燃料取出前と燃料装荷後における意図しない希釈防止の対応

加圧器満水時と RCS 通常水位時の比較について

(1) 原子炉起動時のプラント運転操作について

原子炉起動時のプラント運転操作としては、加圧器満水時（制御棒全挿入状態）から 1 次冷却系を 2.75MPa[gage]まで昇圧した後に停止バンクを引き抜き、その後昇温・昇圧を行いながら RCS 通常水位へと移行する。

(2) 1 次冷却材圧力の違いによる希釈進展の違い

RCS 圧力によって希釈流量に影響があることから、加圧器満水状態から RCS 通常水位状態に移行する際の圧力状態と希釈流量を表 1 に示す。

RCS 通常水位における圧力は 15.41MPa[gage]であり、この状態で希釈が起こったとしても希釈流量は 56.8m³/h であり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界到達までの時間は約 29 分となり、大気圧状態における評価値(約 16 分)より長い結果となる。

このため、評価対象とするプラント状態は、1 次冷却系が加圧器満水で大気圧状態のプラント状態を選定している。

(3) 停止バンク引き抜き状態における希釈事象について

実際の定検工程としては、停止バンク引き抜き後に短時間で昇温・昇圧操作を開始し、RCS 通常水位まで移行させるが、この期間は、一連の運転操作で行われるものであり、プラント状態が大きく変化するため、常に運転員による監視状態にあることから、この期間における意図しない希釈事象は発生する可能性は非常に低い。

また、仮に発生したとしても、純水流量積算の動作音や中性子束の増加による炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が短くなることから、中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信する前でも炉心状態の変化に気付くため、速やかに希釈停止操作や停止バンクの挿入操作により対処可能である。

停止バンク全引き抜き状態における希釈事象発生を想定した事象進展を図 1 に示す。

停止バンク挿入後の臨界ほう素濃度は、停止バンク全挿入での想定と同じ臨界ほう素濃度となるため、事象初期の状態として制御棒引き抜き状態を想定したとしても、停止バンクの挿入後は、制御棒全挿入状態を事象初期の状態とした場合と同じ事象進展となり、停止バンク挿入後も希釈が継続すると仮定した場合の臨界到達までの時間は、図 1 のとおり、今回の有効性評価に比して大きくなることがわかる。

以上

表 1 加圧器満水状態から RCS 通常水位状態への移行

運転状態	加圧器満水	→ 水位低下 →	RCS通常水位
1次冷却材圧力	大気圧	→ 昇圧 →	15.41MPa[gage]
希釈流量	81.8m ³ /h	→ RCS圧力に従い流量低下 →	56.8m ³ /h
停止バンク位置	全挿入		全引き抜き
臨界ほう素濃度	1,950ppm ^{※1}	—	1,500ppm ^{※2}
1次冷却材密度	— ^{※3}	—	753kg/m ³ ^{※4}
希釈水密度	— ^{※3}	—	1,005kg/m ³ ^{※5}
時間余裕	約16分	—	約29分

※1 サイクル初期、低温零出力、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮した値

※2 サイクル初期、高温零出力、停止バンク引き抜き状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮した値

※3 1次冷却材密度＝希釈水密度としており、評価では不要である。

※4 低温状態（常温）の値

※5 15.41MPa[gage]、286.1℃の値

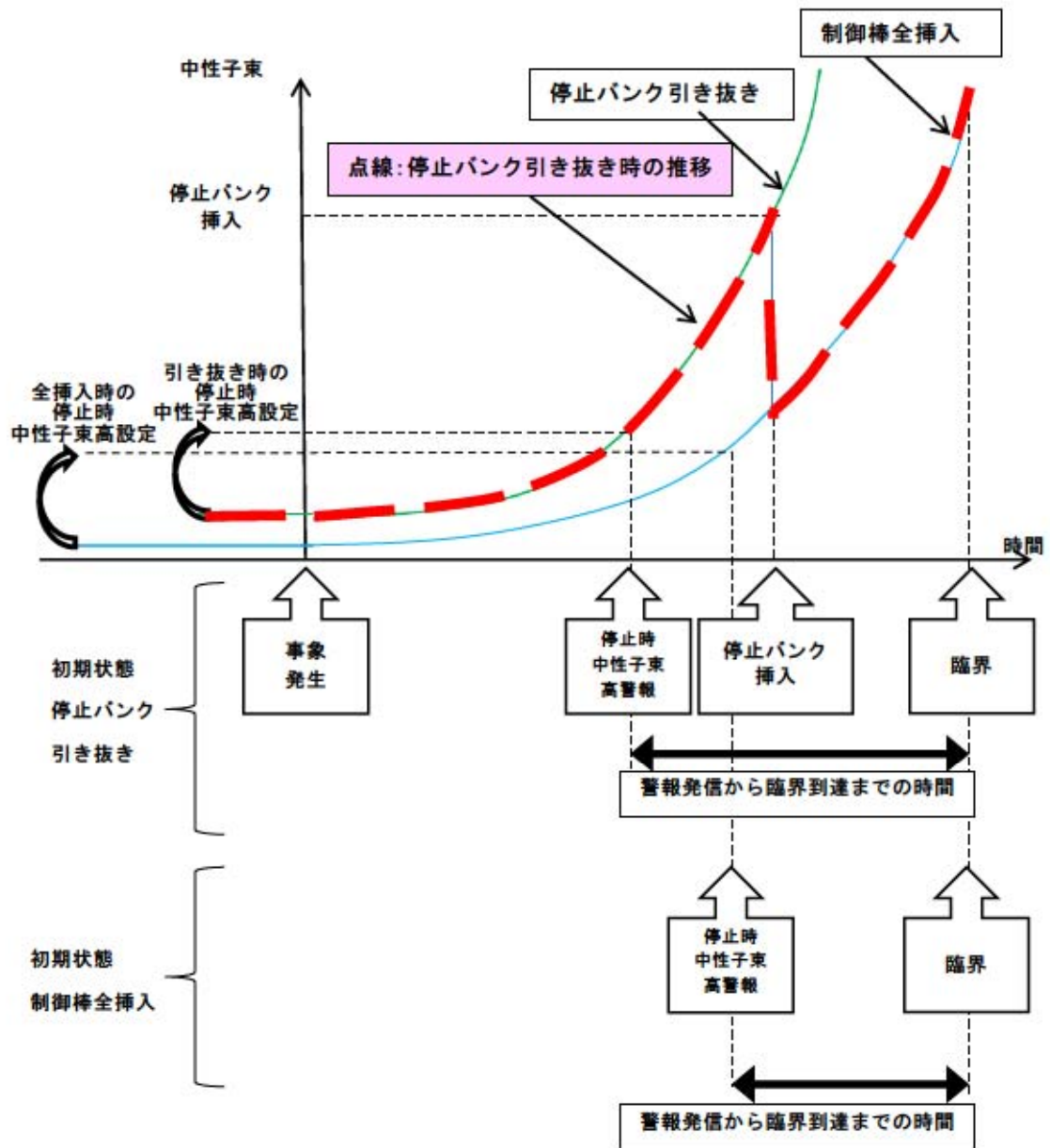


図1 反応度の誤投入の事象進展における制御棒状態による違い

(補足) RCS 通常水位時の時間余裕の算出について

RCS 通常水位時の時間余裕の算出にあたり、有効性評価にて評価している加圧器満水、低温零出力・制御棒全挿入状態時の時間余裕から以下の条件を変更している。

(1)臨界ほう素濃度

RCS 通常水位時で 1 次冷却材圧力 15.41MPa[gage]の場合、1 次冷却材温度は無負荷温度(286.1℃)まで昇温されることから、実際の臨界ほう素濃度は有意に低下する。下表は許認可炉心毎の零出力時臨界ほう素濃度であるが、RCS 通常水位、高温零出力・停止バンク引抜状態のウラン平衡炉心の臨界ほう素濃度である 1,180ppm に対して、出力運転時の異常な希釈時の安全解析用ほう素濃度設定時と同じばらつきである 300ppm を加算し、切り上げた 1,500ppm は、各炉心の臨界ほう素濃度を包絡できているため、RCS 通常水位時の臨界ほう素濃度は 1,500ppm とする。

表 零出力時臨界ほう素濃度 (ppm)

	ウラン 移行 炉心 CY1	ウラン 移行 炉心 CY2	ウラン 移行 炉心 CY3	ウラン 移行 炉心 CY4	ウラン 平衡 炉心	MOX 移行 炉心 CY1	MOX 移行 炉心 CY2	MOX 移行 炉心 CY3	MOX 移行 炉心 CY4	MOX 平衡 炉心	評価に使用 する臨界ほう 素濃度
RCS 通常水位、 高温零出力・停 止バンク引抜状 態	1,358	1,266	1,112	1,165	<u>1,180</u>	1,276	1,138	1,080	1,082	1,095	1,500
(参考) 加圧器満水、低 温零出力・制御 棒全挿入状態 (有効性評価)	1,603	1,425	1,458	1,455	1,468	1,574	1,634	1,613	1,612	<u>1,617</u>	1,950

(2)RCS 昇温に伴う希釈水密度

充てん中は抽出側と再生熱交換器により熱交換をするため、RCS 通常水位時の評価においても、希釈水は RCS とほぼ同じ温度となることも考えられるが、保守的に低温状態(常温)の水密度である 1,005kg/m³を希釈水密度とする。

(3)RCS 昇圧に伴う希釈流量

RCS 圧力 15.41MPa[gage]の時の充てんポンプ 3 台運転時の流量である 56.8m³/h を希釈流量とする。

以上の評価条件により RCS 通常水位時の時間余裕を算出すると、以下のとおり約 29

分となる。

$$\begin{aligned}t &= (\rho H / \rho C) \times (V / Q) \times \ln[1 + \{(C_{B0} / C_B) - 1\} / 10^{0.8}] \times 60 \text{ (分)} \\ &= (753 / 1005) \times (220 / 56.8) \times \ln[1 + \{(3200 / 1500) - 1\} / 10^{0.8}] \times 60 \\ &= 28.8 \text{ 分} \\ &\approx 29 \text{ 分}\end{aligned}$$

ρH (1次冷却材密度) = 753kg/m³ ; 15.41MPa[gage]、286.1℃の水密度

ρC (希积水密度) = 1005kg/m³ ; 低温状態 (常温) の水密度

V = 220m³ ; SGプラグ率 10%時の RCS 有効体積

Q = 56.8m³/h ; 希釈流量

C_{B0} = 3200ppm ; 初期ほう素濃度

C_B = 1500ppm ; 臨界ほう素濃度

以 上

反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について

1. ほう素の希釈率

〔1次系への充てん・抽出の状態〕

注入水	1次系	抽出水
流量 : Q (m^3/h)	体積 : V (m^3)	Q (m^3/h)
ほう素濃度 : C_{in} (ppm)	ほう素濃度 : C (ppm)	C (ppm)
密度 : ρ_{in} (kg/m^3)	冷却材密度 : ρ (kg/m^3)	ρ (kg/m^3)

① ほう素の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V C) = \rho_{in} Q C_{in} - \rho Q C \quad \dots (1)$$

② 質量の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V) = \rho_{in} Q - \rho Q \quad \dots (2)$$

(1)、(2)式よりほう素濃度の時間変化は

$$\frac{dC}{dt} = \frac{Q}{V} \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho} (C_{in} - C) \quad \dots (3)$$

(3)式より初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間は以下となる。

$$t = \frac{V}{Q} \cdot \frac{\rho}{\rho_{in}} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

原子炉起動時での希釈を想定しており、注入水と1次冷却材は常温であり、

 $\rho_{in} = \rho$ であるため、

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

2. 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度

警報点が炉停止時中性子束レベルの0.8デカード($10^{0.8}$)上としていること

から、

$$\frac{N_A}{N_0} = 10^{0.8} = \frac{k_{\text{eff}}^0 - 1}{k_{\text{eff}}^A - 1} \quad \dots (4)$$

$$\left(\begin{array}{ll} N_0 : \text{事象発生時の中性子束} & k_{\text{eff}}^0 : \text{事象発生時の実効増倍率} \\ N_A : \text{警報発信時の中性子束} & k_{\text{eff}}^A : \text{警報発信時の実効増倍率} \end{array} \right)$$

希釈による実効増倍率の変化は、ほう素濃度の変化量に近似的に比例するため、ほう素濃度と実効増倍率の関係は、以下のとおりとなる。

$$C = a \cdot k_{\text{eff}} + b \quad \dots (5)$$

臨界状態においては、 $k_{\text{eff}} = 1$ となることから、

$$C_{B1} = a + b \quad \dots (6)$$

(4)～(6)式より、警報発信時のほう素濃度 C_{BA} は以下のとおりとなる。

$$C_{BA} = C_{B1} + \frac{C_{B0} - C_{B1}}{10^{0.8}} = 1950 + \frac{3200 - 1950}{10^{0.8}} = \text{約}2,148\text{ppm}$$

$$\left(\begin{array}{l} C_{B0} : \text{事象発生時のほう素濃度} \\ C_{BA} : \text{警報発信時のほう素濃度} \\ C_{B1} : \text{臨界ほう素濃度} \end{array} \right)$$

3. 時間評価

① 事象発生から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信までの時間

$$t = \frac{220}{81.8} \ln \left(\frac{3200}{2148} \right) = \text{約}1.07\text{時間} = \text{約}64\text{分}$$

② 事象発生から臨界到達までの時間

$$t = \frac{220}{81.8} \ln \left(\frac{3200}{1950} \right) = \text{約}1.33\text{時間} = \text{約}80\text{分}$$

③ 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界到達までの時間

$$t = \frac{220}{81.8} \ln \left(\frac{2148}{1950} \right) = \text{約}0.26\text{時間} = \text{約}16\text{分}$$

4. 評価結果

化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により原子炉に純水が注水されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信するまで約64分を要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要するため、運転員が異常状態を検知し、純水注水停止操作を実施するのに十分な時間余裕があるため、原子炉の未臨界を維持することができる。

なお、原子炉停止時の運用において、原子炉停止後、RCS水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始からRCS水張り完了までの期間は、弁の誤操作や誤作動によってRCSへの純水注入による希釈が生じないように中央制御室操作スイッチ及び現場手動弁に操作禁止表示を行う嚴重な運用としていることから、1次冷却材が希釈される事象は発生しない。

また、運転員は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信以前にも、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の増加などの情報により、希釈状況および核計装装置指示値の増加を検知することができる。

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約64分
臨 界	警報発信後、約16分



重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について
(反応度の誤投入)

第1表 システム熱水力解析用データ
(反応度の誤投入)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 警報 1) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」 i 設定点	停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上	最大値 (設定値に余裕を考慮した値)
(2) 初期条件 1) 1次冷却材の有効体積 2) 初期ほう素濃度 3) 臨界ほう素濃度	220m ³ 3,200ppm 1,950ppm	設計値 (加圧器等を除いた1次冷却材の有効体積) 設計値 (燃料取替用水ピットのほう素濃度) 最大値 (燃料取替後の炉心評価値に余裕を考慮した値)
(3) 事故条件 1) 1次系純水注水流量	81.8m ³ /h	最大値 (設計値に余裕を考慮した値) ※1

※1 低温停止状態を想定するため、1次系と補給水の密度は同等。

臨界ほう素濃度の設定について

プラント起動時の異常な希釈は、燃料取替後の炉心において低温停止状態で異常希釈が生じることを仮定する。よって、事象発生前の炉心は、1次冷却材温度、制御棒位置及びほう素濃度は、それぞれ低温状態、全制御棒挿入状態及び燃料取替停止時のほう素濃度である3,200ppmとする。

本事象が発生しても、1次冷却材温度、制御棒位置には影響を及ぼさないため、臨界ほう素濃度は低温状態、全制御棒挿入時の臨界ほう素濃度となる。また、臨界になるまでの時間を評価することから臨界ほう素濃度が最も高くなるサイクル初期を想定する。

この条件での臨界ほう素濃度の設定にあたっては、泊発電所3号炉において想定される炉心を包絡するよう、代表Pu組成平衡炉心の臨界ほう素濃度計算値（約1,520ppm）に核設計コードの精度（100ppm）及び平衡炉心の評価値に対して取替炉心で予想される変動量（300ppm）を考慮し、解析で使用する臨界ほう素濃度を1,950ppmとした。

表1 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度

	解析条件 設定値	代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心	ウラン燃料 平衡炉心
臨界ほう素濃度 (ppm) (サイクル初期) 低温状態* 全制御棒挿入)	1,950	約1,520	約1,510	約1,500	約1,370

※ 1次冷却材温度20℃における評価値

反応度の誤投入における警報設定値の影響について

(1) 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に何らかの理由により炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するために設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率（定常値）に対して、信号の揺れ等を考慮して0.5デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の0.5デカードに、泊発電所3号機の炉外核計測装置中性子源領域の計器誤差である0.3デカード（フルスケール（6デカード） $\pm 5\%$ ）を考慮して、警報発信を定常値の0.8デカード上に設定した。

(2) 警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計装誤差（0.3デカード）を考慮したことによる影響評価結果を表1に示す。

定常値の0.8デカード上は、0.5デカード上に比べて警報発信までに必要な時間が約14分遅くなるが、希釈開始から臨界までに必要な時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間的余裕が約14分短くなる。よって、定常値の0.8デカード上での警報発信とする解析条件は保守的な設定となっている。

表 1 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」	臨界
0.5デカード	約50分	警報発信後、約30分
0.8デカード	約64分	警報発信後、約16分

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

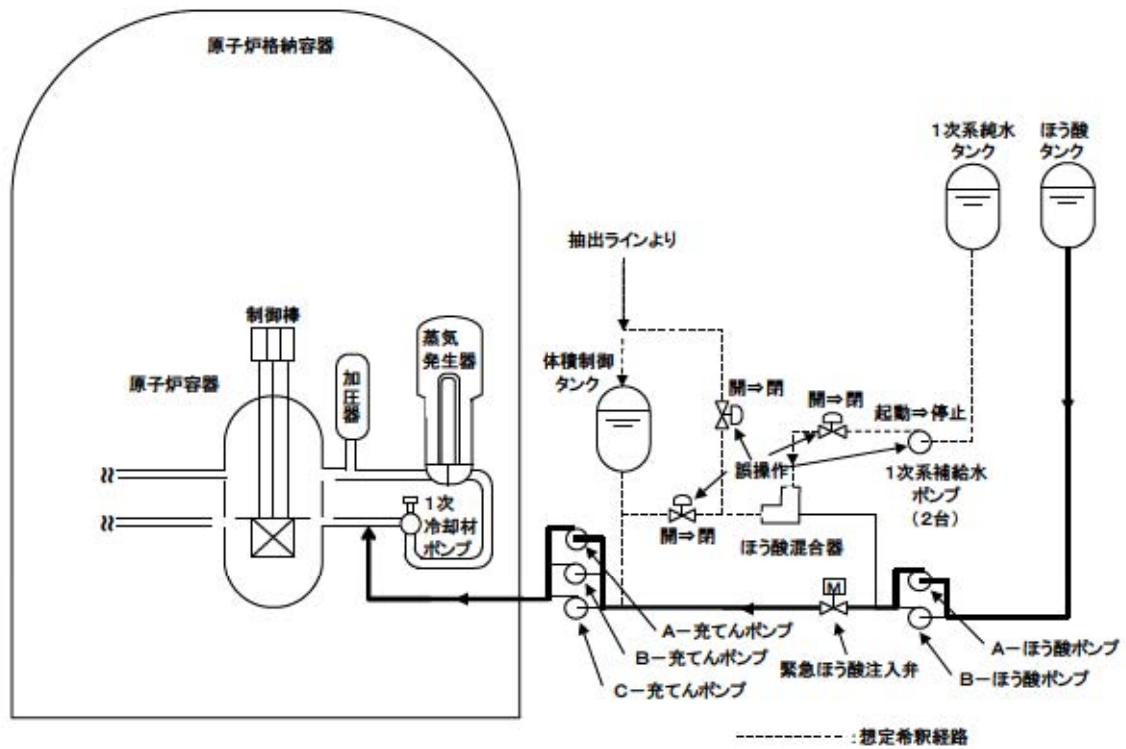


図1 「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の重大事故等対策の概略系統図

緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について

「反応度の誤投入における対応手順と所要時間」について、希釈された1次冷却材系統を緊急濃縮にて事象発生前のほう素濃度に戻すまでの所要時間は、下記のとおり事象発生後約2.4時間である。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{BAT} - C_B}{C_{BAT} - C_{BE}} \cong 1.0 \text{h}$$

$$\left(\begin{array}{l} t : \text{濃縮にかかる時間 (h)} \\ V : \text{1次冷却材の有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{濃縮流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{BAT} : \text{ほう酸タンクのほう素濃度 (ppm)} \\ C_B : \text{希釈停止時のほう素濃度 (ppm)} \\ C_{BE} : \text{緊急濃縮後のほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right)$$

表 緊急濃縮における各パラメータ

$C_{BE} (= C_{B0})$	3,200
C_{BAT}	21,000
C_B	2,010
Q	13.6
V	220

※ C_{B0} ：初期ほう素濃度 (ppm)

事象発生から希釈停止完了までの75分に、緊急ほう酸濃縮操作の準備時間5分及び上記計算式で得られた事象発生前のほう素濃度に戻すまでの所要時間約1時間3分を加えた2時間23分（約2.4時間）が所要時間となる。

安定状態について

反応度の誤投入時の安定状態については以下のとおり。

<p>原子炉安定状態：希釈前のほう素濃度までほう酸濃縮を行い、サンプリング結果から元のほう素濃度まで濃縮され、原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された状態</p>
<p><u>原子炉安定状態の確立について</u> 希釈の停止は中央制御室から操作可能であり、希釈事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は2,010ppmであり、臨界ほう素濃度1,950ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。 ほう酸濃縮は約1.0時間*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約80分から実施することから、約3.4時間で原子炉安定状態となる。</p>

*ほう酸濃縮時間の根拠

希釈停止時のほう素濃度 C_B は、以下の式 (1) から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q_D \cdot t}{V}\right)} \dots (1)$$

t : 希釈にかかる時間 (h)
 V : 1次冷却材の有効体積 (m³)
 Q_D : 希釈流量 (m³/h)
 C_{B0} : 初期ほう素濃度 (ppm)

表 希釈停止時における各パラメータ

$C_{B0} (=C_{BE})$	3,200
Q_D	81.8
t	1.25 (75/60)
V	220

希釈停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式 (1) より2,010ppmとなる。

※ C_{BE} : 緊急濃縮後のほう素濃度 (ppm)

ここで、希釈停止時のほう素濃度 C_B から希釈前のほう素濃度 C_{BE} に至るまでの時間は、以下の式 (2) となる。

$$t = \frac{V}{Q_B} \ln \frac{C_{BAT} - C_B}{C_{BAT} - C_{BE}} \cong 1.0h \dots (2)$$

Q_B : 濃縮流量 (m³/h)
 C_{BAT} : ほう酸タンクのほう素濃度 (ppm)

ほう酸タンク濃度 $C_{BAT}21,000\text{ppm}$ 、ほう酸濃縮流量 $Q_B13.6\text{m}^3/\text{h}$ で濃縮した場合に $2,010\text{ppm}$ から元の $3,200\text{ppm}$ とするのにかかる時間は、式 (2) より1時間3分であり、約1.0時間となる。

評価条件の不確かさの影響評価について
(反応度の誤投入)

重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の評価条件の不確かさの影響評価を表1から表2に示す。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/2）

項目	評価条件の不確かさ（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	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	
	評価条件	最確条件				
初期条件	制御棒	全挿入状態	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	1次冷却材の有効体積	220m ³		1次冷却系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が增加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次冷却材の有効体積を厳しい値として設定。	評価条件に対して大きい1次系体積となることで、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。	評価条件に対して大きい1次系体積となることで、ほう素濃度が低下しにくくなることから、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
	初期ほう素濃度	3,200ppm (燃料取替え時のほう素濃度)	3,200ppm以上 (燃料取替え時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度の設計値の下限值を厳しい値として設定。	評価条件に対して高い初期ほう素濃度となることで、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。	評価条件に対して高い初期ほう素濃度となることで、警報発信時間が遅れるが、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える余裕が大きくなる。
	臨界ほう素濃度	1,950ppm	装荷炉心毎	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。	最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。	最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間的余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	起回事象	1次系への純水注水 81.8m ³ /h	約74m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約74m ³ /h）に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が增加することから厳しい設定。	最確条件の1次系純水注水流量を用いた場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。	最確条件の1次系純水注水流量を用いた場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間的余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	本重要事故シーケンスは外部電源がある場合のみ発生するため、外部電源から給電された1次系補給水ポンプにより1次系へ純水が流入して、反応度が投入されることを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/2)

項目		評価条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
		評価条件	最確条件			
操 作 警 報 存 在	「中性子源値感度 停止時中性子束 高」	停止時中性子束 レベルの 0.8デカード上	停止時中性子束 レベルの 0.5デカード上	この警報は原子炉停止時に中性子束レベルが増加した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード (10^3 =約3.2倍) 上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード (10^3 =約6.3倍) 上として設定。	評価条件に対して低い警報値となることで、警報発信が早くなり、警報発信を操作開始の起点とする希釈停止操作の開始が早くなる。	評価条件に対して低い警報値となることで、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕が大きくなる。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響及び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

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ			操作条件の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間					
操作条件 希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（1分）	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（1分）	1次系純水注水流量等の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。	運転員操作時間として、事象の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定。	運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	希釈停止の操作開始時間については、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで5分の時間余裕がある。なお、評価では警報発信に伴い反応度試験投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔の変化により1次系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。