

# 島根原子力発電所 2 号炉 運転停止中の原子炉における 燃料損傷防止対策の有効性評価について

---

令和元年11月  
中国電力株式会社

|                     |           |
|---------------------|-----------|
| 1. 崩壊熱除去機能喪失        | .....P 2  |
| 2. 全交流動力電源喪失        | .....P 10 |
| 3. 原子炉冷却材の流出        | .....P 19 |
| 4. 反応度の誤投入          | .....P 26 |
| 5. 審査会合での指摘事項に対する回答 | .....P 33 |

# 1. 崩壞熱除去機能喪失

# 1.1 崩壊熱除去機能喪失 事象の概要

## 【崩壊熱除去機能喪失の特徴】

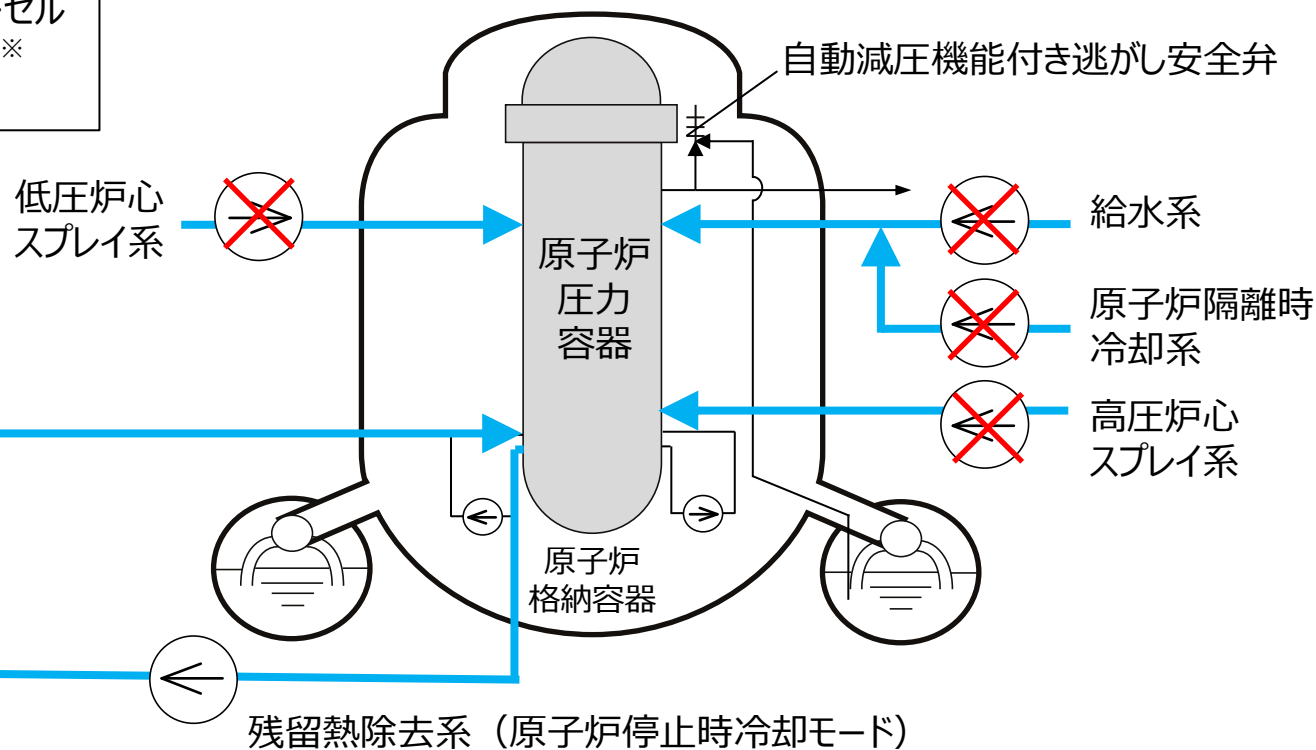
- 原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

外部電源



非常用ディーゼル  
発電機等\*

Ⓒ

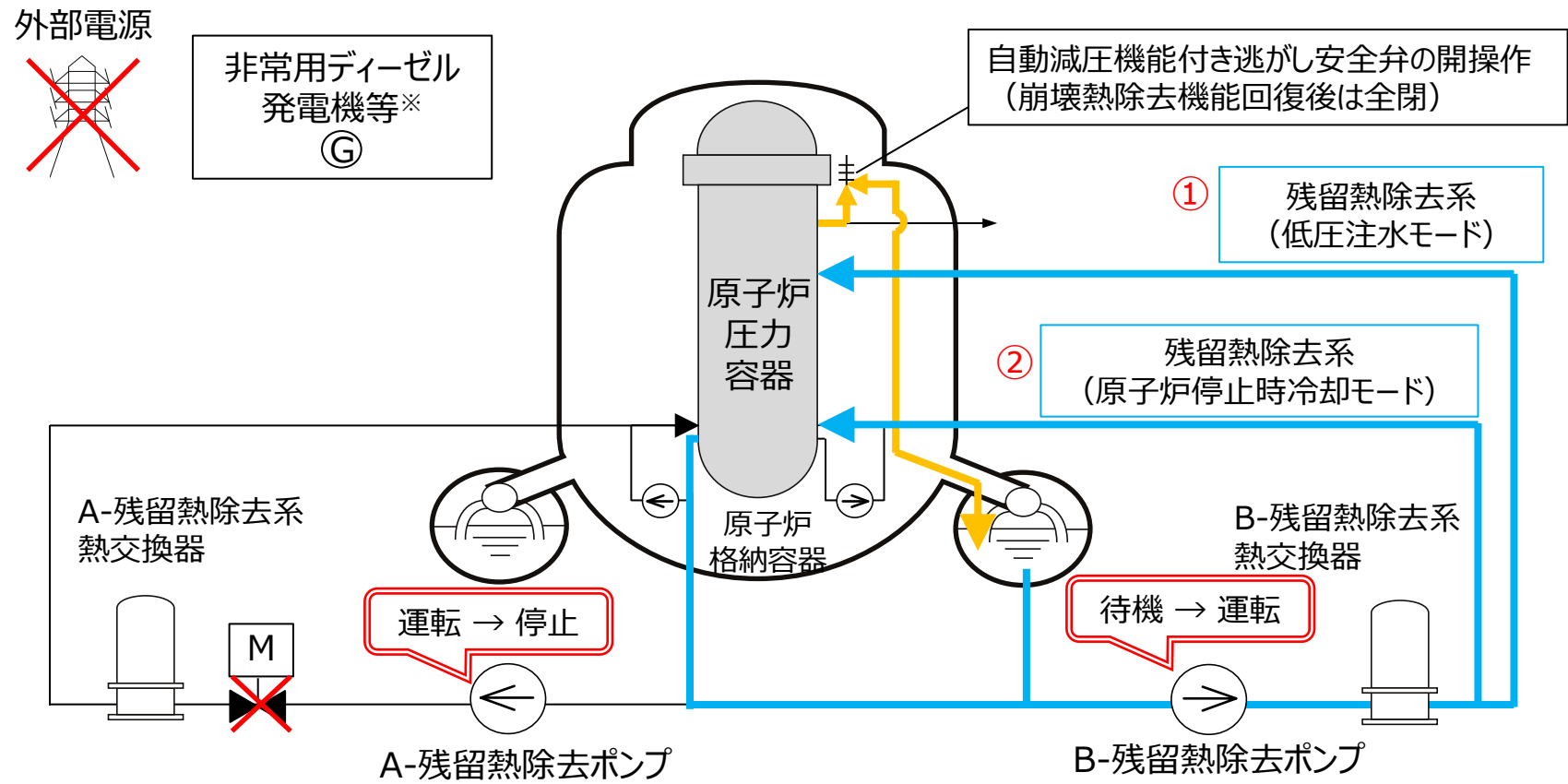


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1.2 崩壊熱除去機能喪失 燃料損傷防止対策

## 【崩壊熱除去機能喪失の対策概要】

- ① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水。
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉除熱。



※：非常用ディーゼル発電機及び  
 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1.3 崩壊熱除去機能喪失 主要評価条件

表 1-1 主要評価条件

| 項目              |                           | 主要評価条件                                      | 条件設定の考え方   |
|-----------------|---------------------------|---|--|
| 初期条件            | 原子炉圧力容器の状態                | 原子炉圧力容器の未開放                                 | 燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定  |
|                 | 燃料の崩壊熱                    | 約14.0MW<br>(9×9燃料(A型) , 原子炉停止1日後)           | 平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/tを基に, ANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定。また, 原子炉停止1日後においては, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 原子炉水位低下の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定 |
|                 | 原子炉水位                     | 通常水位<br>(気水分離器下端から+83cm)                    | 原子炉停止1日後の水位  |
|                 | 原子炉水温                     | 52℃   | 原子炉停止1日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて冷却されているため, その設計温度である52℃を設定   |
|                 | 原子炉圧力                     | 大気圧   | 原子炉停止1日後の実績を考慮して設定   |
| 事故条件            | 起因事象, 安全機能の喪失に対する仮定       | 残留熱除去系機能喪失                                  | 運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障を仮定  |
|                 | 外部電源                      | 外部電源なし                                      | 外部電源の有無は, 崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定  |
| 条件に重大事象等に対する機器策 | 残留熱除去系(低圧注水モード)           | 1,136 m <sup>3</sup> /hで注水                  | 残留熱除去系(低圧注水モード)の設計値として設定   |
|                 | 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)       | 熱交換器1基あたり約9MW<br>(原子炉冷却材温度52℃, 海水温度30℃において) | 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の設計値として設定   |
| 操作等重大事象に        | 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作 | 事象発生から2時間後                                  | 残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に, さらに余裕を考慮して設定   |

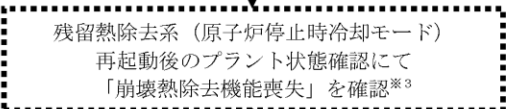
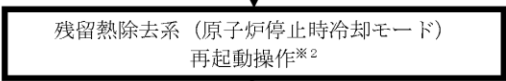
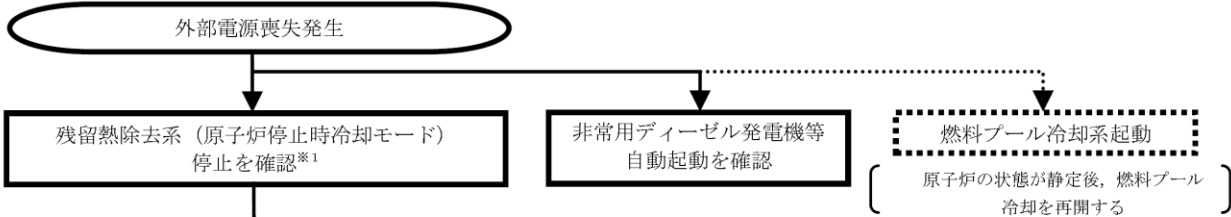
# 1.4 崩壊熱除去機能喪失 対応手順の概要 (1/2)

- プラント前提条件
- ・プラント停止後1日目
  - ・原子炉圧力容器閉鎖中
  - ・格納容器開放中
  - ・主蒸気隔離弁全閉
  - ・全ての非常用ディーゼル発電機待機中
  - ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中
  - ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中
  - ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中
  - ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83 cm）

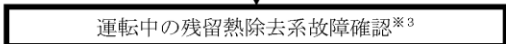


【 】 : 時刻（評価条件）  
 < > : 時刻（評価結果）

【0秒】



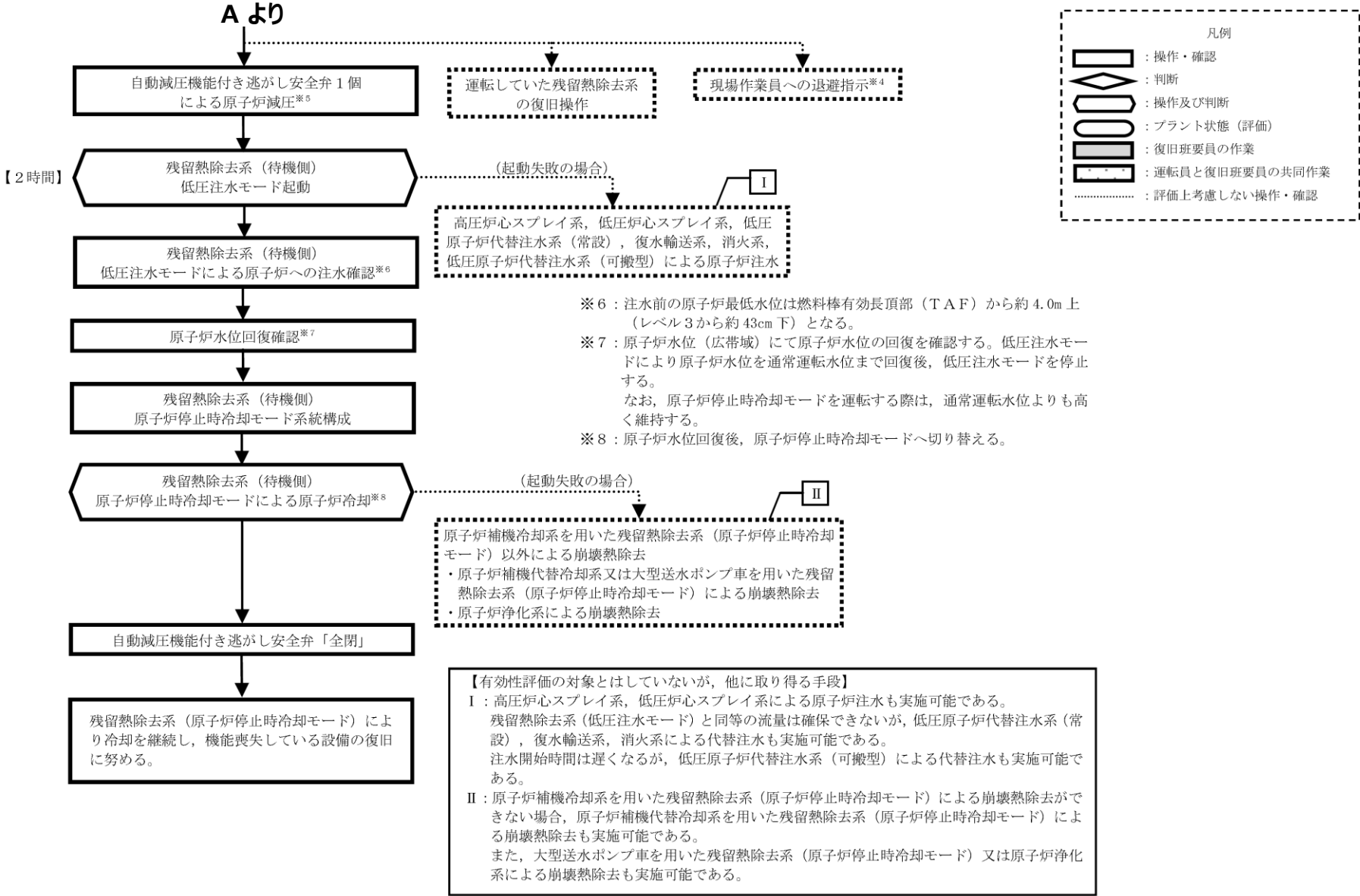
<約 0.9 時間>



A ^

- ※1 : 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※2 : 崩壊熱除去機能の喪失を模擬するため「熱交換器入口弁誤閉」を評価条件とする。
- ※3 : 実際は、再起動後から原子炉冷却材温度を継続監視するため、早期に崩壊熱除去機能喪失を確認することができる。
- ※4 : 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。
- ※5 : 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。

# 1.4 崩壊熱除去機能喪失 対応手順の概要 (2/2)





# 1.5 崩壊熱除去機能喪失 有効性評価の結果

## 【崩壊熱除去機能喪失における有効性評価の結果】

➤ 表1-2に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。

表1-2 評価結果

| 評価項目                  | 評価結果  |      |
|-----------------------|---|------|
| 燃料有効長頂部が冠水していること      | 冠水を維持（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下）                  | 図1-1 |
| 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること | 放射線の遮蔽が維持される水位※を確保<br>（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下） | 図1-2 |
| 未臨界を確保すること            | 未臨界を確保（全制御棒全挿入）                             | —    |

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

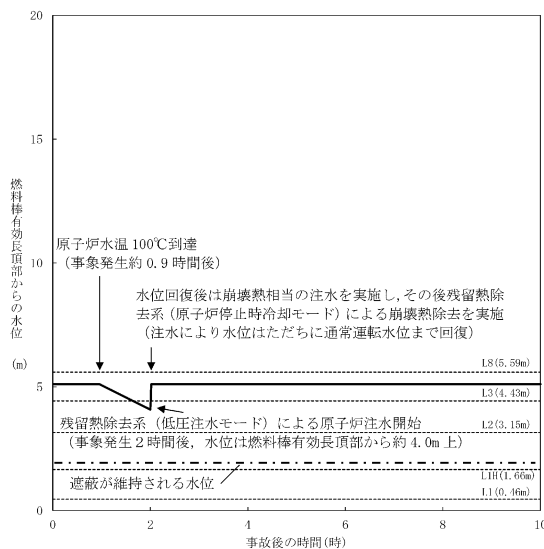


図1-1 原子炉水位の推移

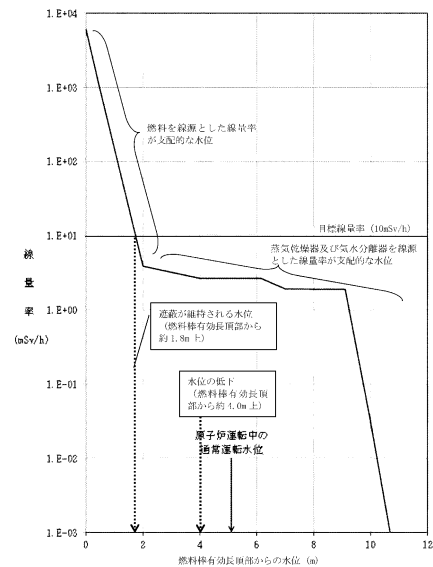


図1-2 原子炉水位と線量率

## 1.6 崩壊熱除去機能喪失 必要な要員及び資源の評価

### 【崩壊熱除去機能喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 表1-3のとおり，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表1-3 要員及び資源の評価結果

| 評価項目 | 必要な要員，数量  | 保有要員，数量  |
|------|---|--|
| 要員   | 緊急時対策要員：10名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等※を行う要員：5名 〕                 | 緊急時対策要員：40名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等※を行う要員：5名<br>復旧班要員：30名 〕 |
| 水源   | サプレッション・チェンバのプール水を水源として原子炉注水することから，水源が枯渇することはない。                    |  |
| 燃料   | 非常用ディーゼル発電機等による電源供給<br>：約700m <sup>3</sup>                          | ディーゼル燃料貯蔵タンク<br>：約730m <sup>3</sup>                              |
|      | 緊急時対策所用発電機による電源供給<br>：約9m <sup>3</sup>                              | 緊急時対策所用燃料地下タンク<br>：約45m <sup>3</sup>                             |
| 電源   | 重大事故等対策時に必要な負荷は，非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。 |  |

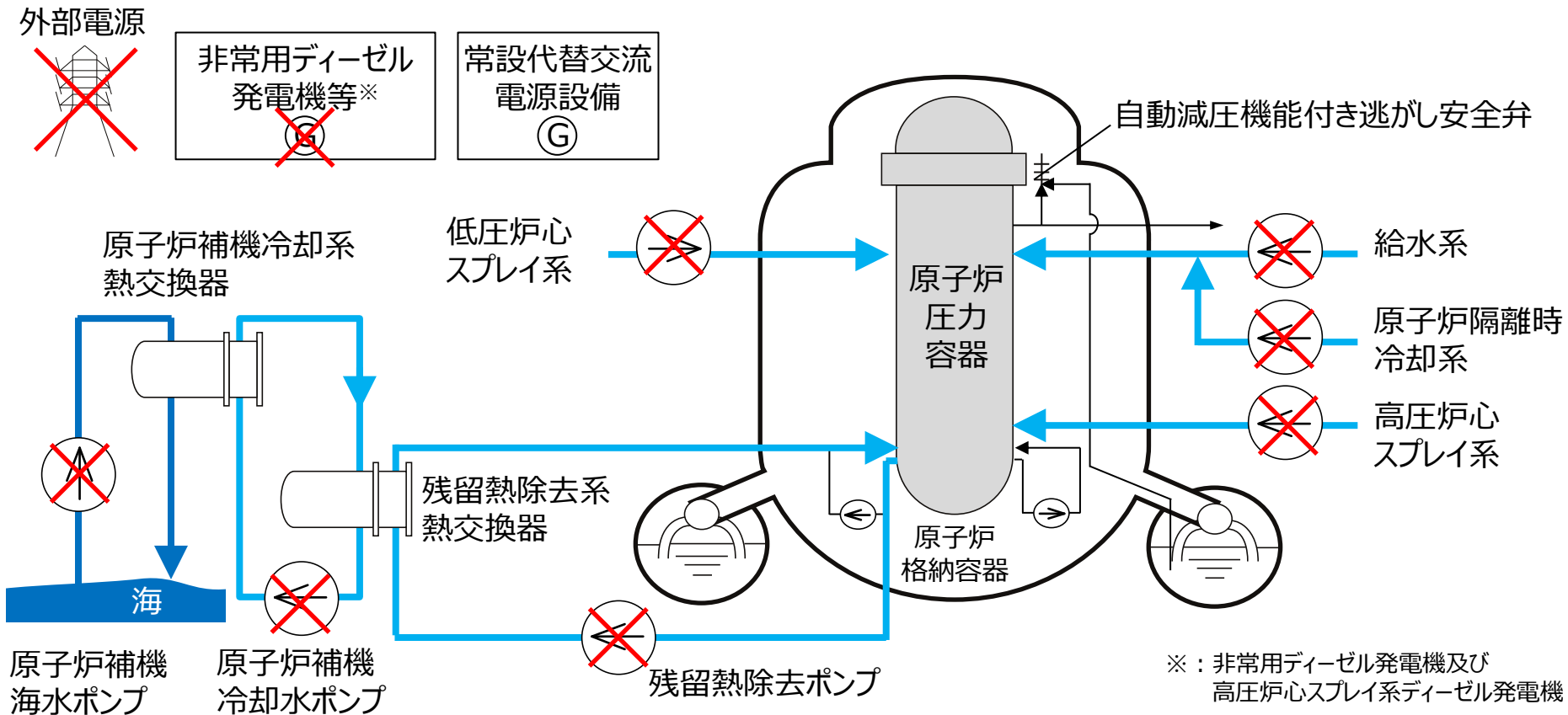
※：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

## 2. 全交流動力電源喪失

## 2.1 全交流動力電源喪失 事象の概要

### 【全交流動力電源喪失の特徴】

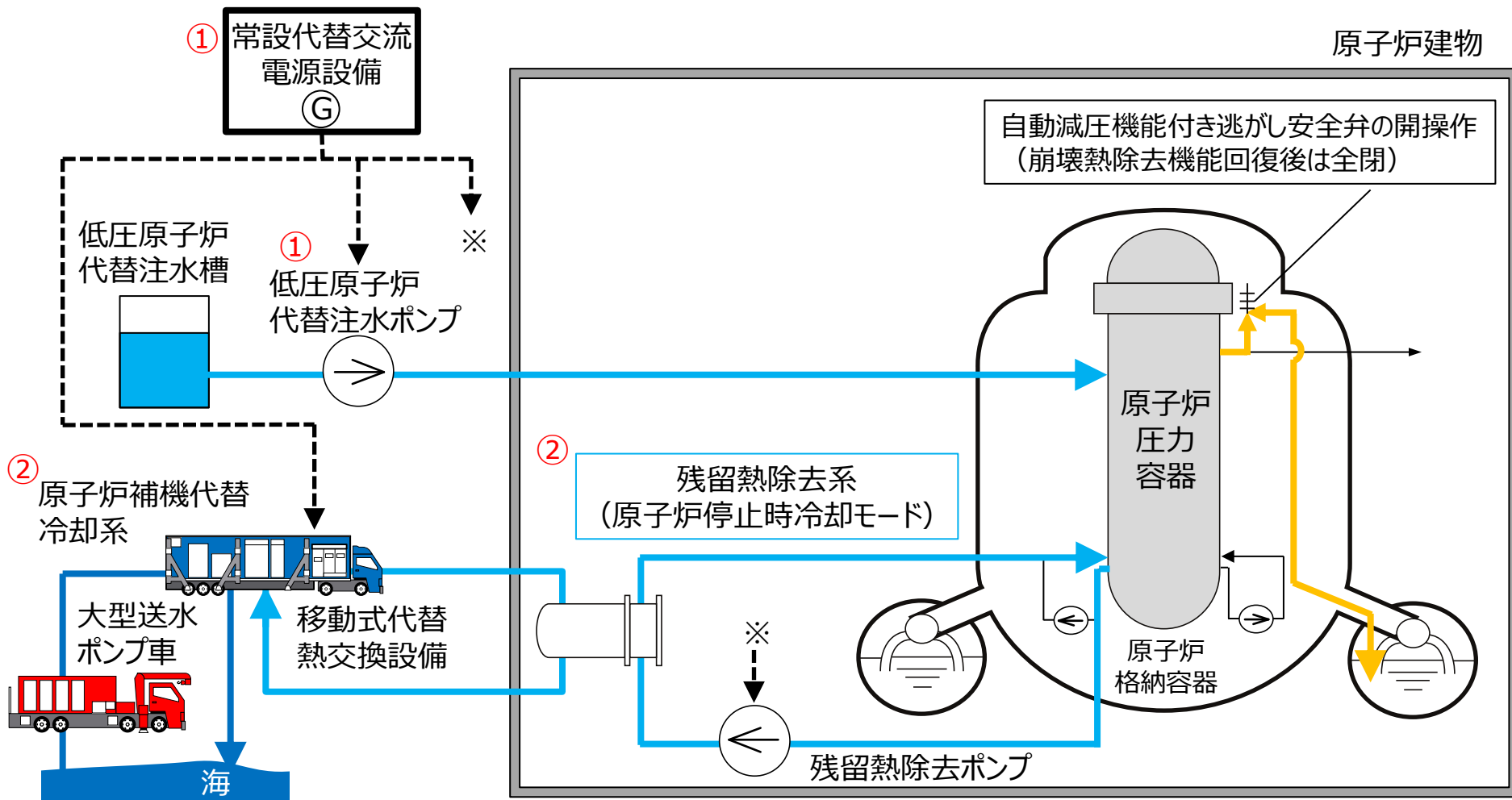
- 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。



## 2.2 全交流動力電源喪失 燃料損傷防止対策

### 【全交流動力電源喪失の対策概要】

- ① 常設代替交流電源設備による受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水。
- ② 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱。



## 2.3 全交流動力電源喪失 主要評価条件 (1/2)

表2-1 主要評価条件 (1/2)

| 項目   |               | 主要評価条件                           | 条件設定の考え方  |
|------|---------------|----------------------------------|---|
| 初期条件 | 原子炉压力容器の状態    | 原子炉压力容器の未開放                      | 燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定   |
|      | 燃料の崩壊熱        | 約14.0MW<br>(9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後) | 平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/tを基に, ANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定<br>また, 原子炉停止1日後においては, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 原子炉水位低下の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定 |
|      | 原子炉水位         | 通常水位<br>(気水分離器下端から+83cm)         | 原子炉停止1日後の水位   |
|      | 原子炉水温         | 52℃                              | 原子炉停止1日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて冷却されているため, その設計温度である52℃を設定  |
|      | 原子炉圧力         | 大気圧                              | 原子炉停止1日後の実績を考慮して設定  |
| 事故条件 | 起因事象          | 外部電源喪失                           | 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源が喪失するものとして設定   |
|      | 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失                        | 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を設定   |
|      |               | 原子炉補機冷却系機能喪失                     | 原子炉補機冷却系の機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定  |
| 外部電源 | 外部電源なし        | 起因事象として, 外部電源が喪失するものとして設定        |   |

## 2.3 全交流動力電源喪失 主要評価条件 (2/2)

表2-1 主要評価条件 (2/2)

| 項目   |   | 主要評価条件   | 条件設定の考え方   |
|--|---|--|--|
| 連重<br>する<br>重大<br>事故<br>等<br>機<br>器<br>条<br>件<br>に<br>関<br>連<br>す<br>る<br>機<br>器<br>条<br>件 | 低圧原子炉代替注水系<br>(常設)                            | 200m <sup>3</sup> /hで原子炉注水                     | 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定                              |
|  | 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)            | 熱交換器 1 基あたり約15.7MW (原子炉冷却材温度100℃, 海水温度30℃において) | 原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定                                  |
| 重<br>大<br>事<br>故<br>等<br>操<br>作<br>条<br>件<br>に<br>関<br>連<br>す<br>る<br>操<br>作<br>条<br>件     | 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作   | 事象発生から 2 時間後                                   | 全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定           |
|  | 原子炉補機代替冷却系運転操作                                | 事象発生10時間後                                      | 原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定                                 |
|  | 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱操作 | 事象発生10時間後                                      | 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定 |

# 2.4 全交流動力電源喪失 対応手順の概要 (1/2)

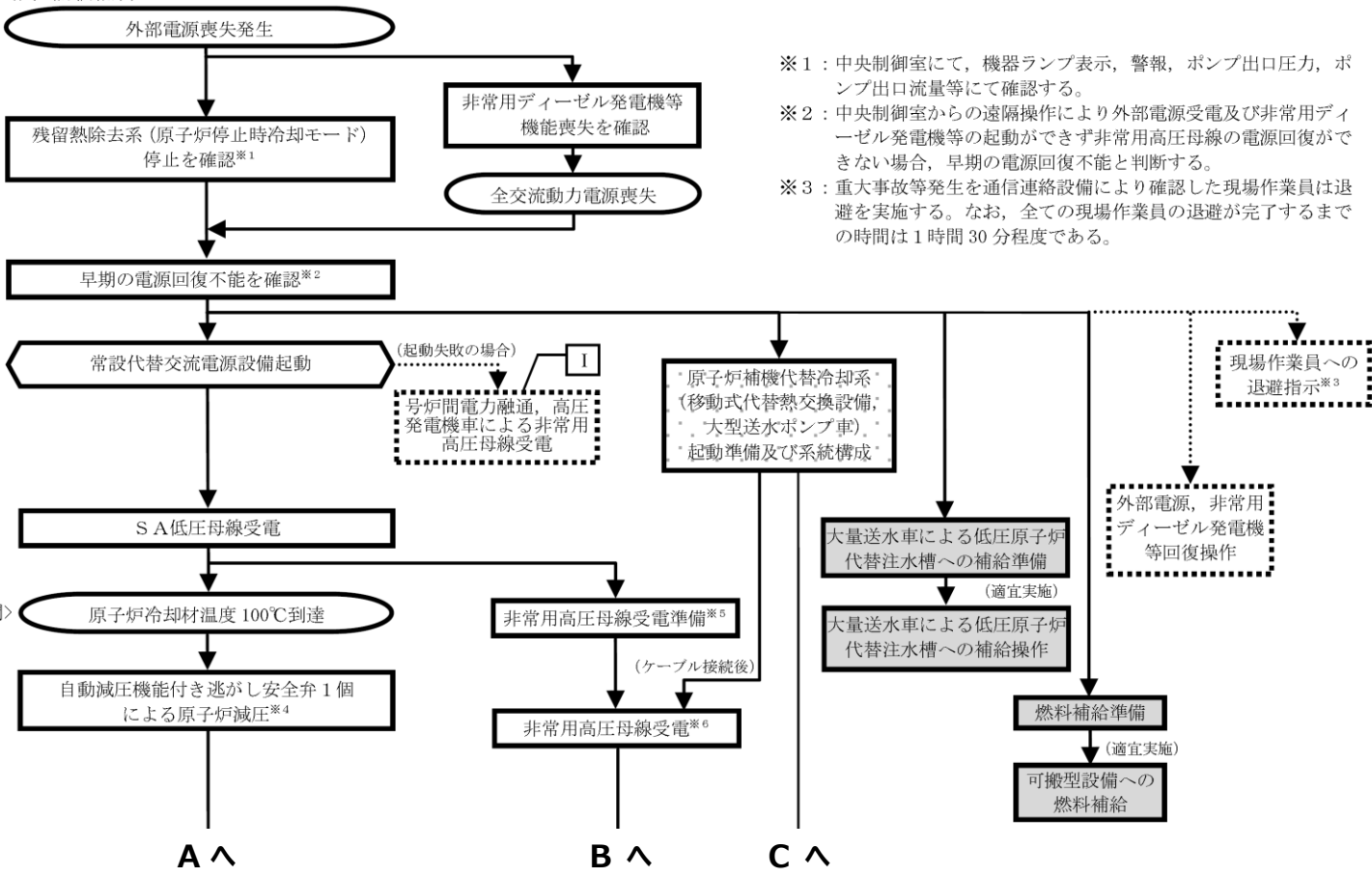
プラント前提条件

- ・プラント停止後 1 日目
- ・原子炉圧力容器閉鎖中
- ・格納容器開放中
- ・主蒸気隔離弁全閉
- ・A-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転中
- ・B-残留熱除去系 (低圧注水モード) 待機中
- ・C-残留熱除去系 (低圧注水モード) 停止中
- ・原子炉水位 通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)



【 】 : 時刻 (評価条件)  
 < > : 時刻 (評価結果)

[0 秒]



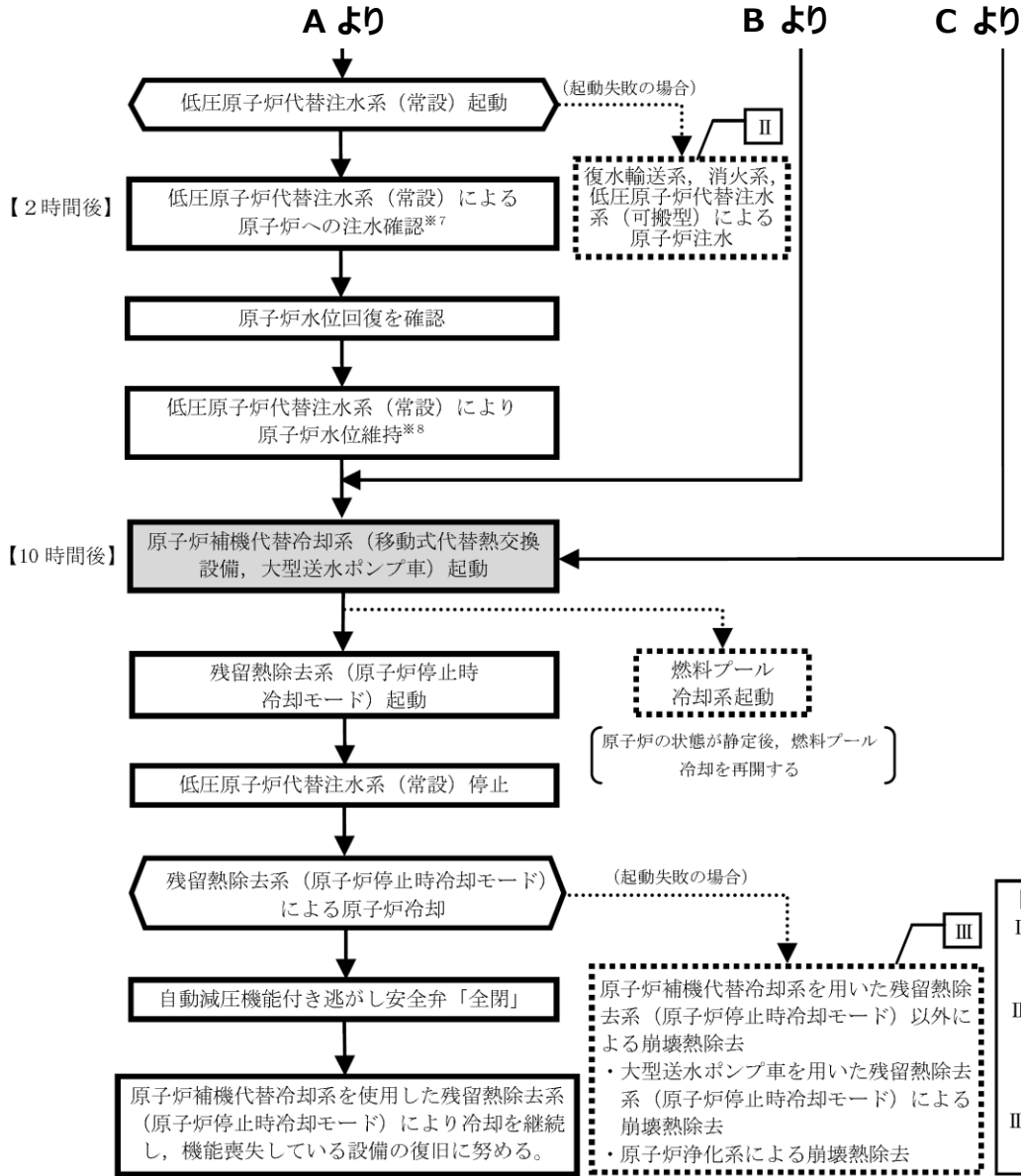
※1 : 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※2 : 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。  
 ※3 : 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。

<約 0.9 時間>

A ^ B ^ C ^



# 2.4 全交流動力電源喪失 対応手順の概要 (2/2)



凡例

- : 操作・確認
- : 判断
- : 操作及び判断
- : プラント状態（評価）
- : 復旧班要員の作業
- : 運転員と復旧班要員の共同作業
- : 評価上考慮しない操作・確認

- ※4：実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁1個の手动操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※5：復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
- ※6：非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。
- ※7：注水前の原子炉最低水位は燃料棒有効長頂部（TAF）から約4.0m上（レベル3から約43cm下）となる。
- ※8：原子炉水位回復後は、蒸発量に応じた原子炉注水を実施し、原子炉水位を通常水位に維持する。評価上は考慮していないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転する場合は、原子炉水位を高め維持する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】

- I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。（電源容量により使用できる設備に限られる。）
- II：低圧原子炉代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
- III：大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。

## 2.5 全交流動力電源喪失 有効性評価の結果

### 【全交流動力電源喪失における有効性評価の結果】

➤ 表2-2に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。

表2-2 評価結果

| 評価項目                  | 評価結果  |      |
|-----------------------|---|------|
| 燃料有効長頂部が冠水していること      | 冠水を維持（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下）                  | 図2-1 |
| 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること | 放射線の遮蔽が維持される水位※を確保<br>（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下） | 図2-2 |
| 未臨界を確保すること            | 未臨界を確保（全制御棒全挿入）                             | —    |

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

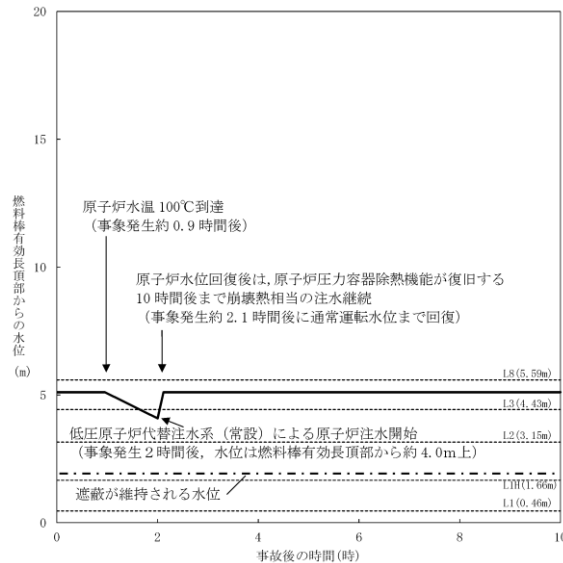


図2-1 原子炉水位の推移

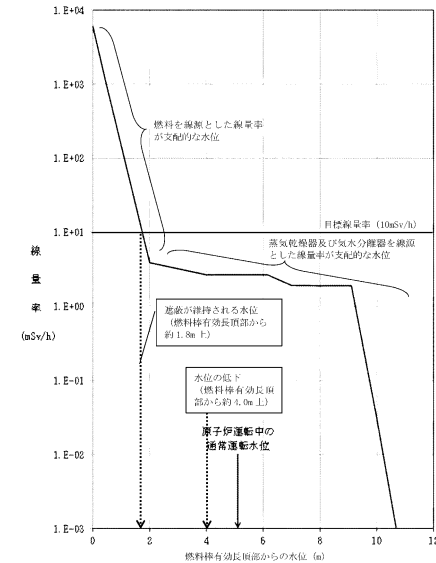


図2-2 原子炉水位と線量率

## 2.6 全交流動力電源喪失 必要な要員及び資源の評価

### 【全交流動力電源喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 表2-3のとおり、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

表2-3 要員及び資源の評価結果

| 評価項目 | 必要な要員, 数量  | 保有要員, 数量  |
|------|--|---|
| 要 員  | 緊急時対策要員：29名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等 <sup>※1</sup> を行う要員：5名<br>復旧班要員：19名 〕               | 緊急時対策要員：40名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等 <sup>※1</sup> を行う要員：5名<br>復旧班要員：30名 〕          |
| 水 源  | 約300m <sup>3</sup>   | 低圧原子炉代替注水槽：約740m <sup>3</sup><br>輪谷貯水槽（西） <sup>※2</sup> ：約7,000m <sup>3</sup>           |
| 燃 料  | 常設代替交流電源設備による電源供給等<br>：約416m <sup>3</sup><br>-----<br>緊急時対策所用発電機による電源供給<br>：約9m <sup>3</sup> | ガスタービン発電機用軽油タンク<br>：約450m <sup>3</sup><br>-----<br>緊急時対策所用燃料地下タンク<br>：約45m <sup>3</sup> |
| 電 源  | 約2,370kW   | 常設代替交流電源設備：4,800kW  |

※1：指示者1名、連絡責任者1名、連絡担当者3名

※2：設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

### **3. 原子炉冷却材の流出**

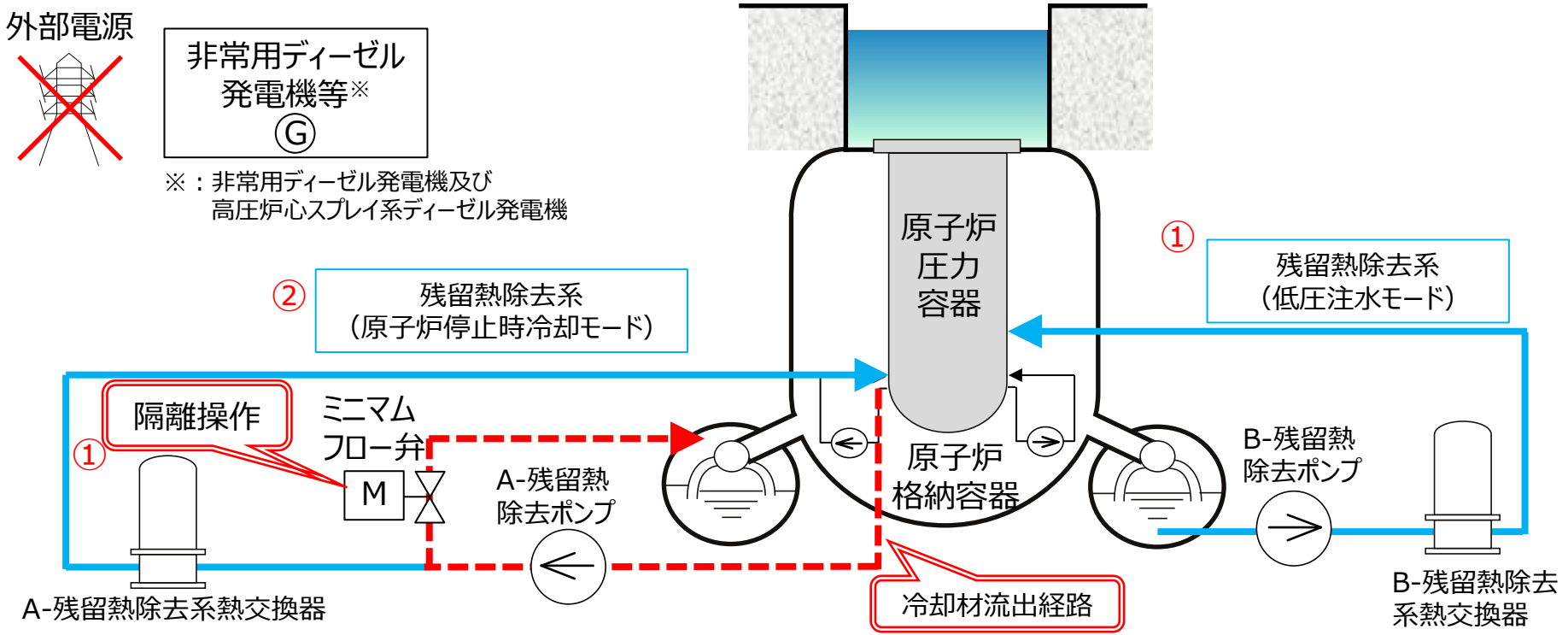
# 3.1 原子炉冷却材の流出 事象の概要及び燃料損傷防止対策

## 【原子炉冷却材の流出の特徴】

- 原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。
- 原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

## 【原子炉冷却材の流出の対策概要】

- ① 運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱



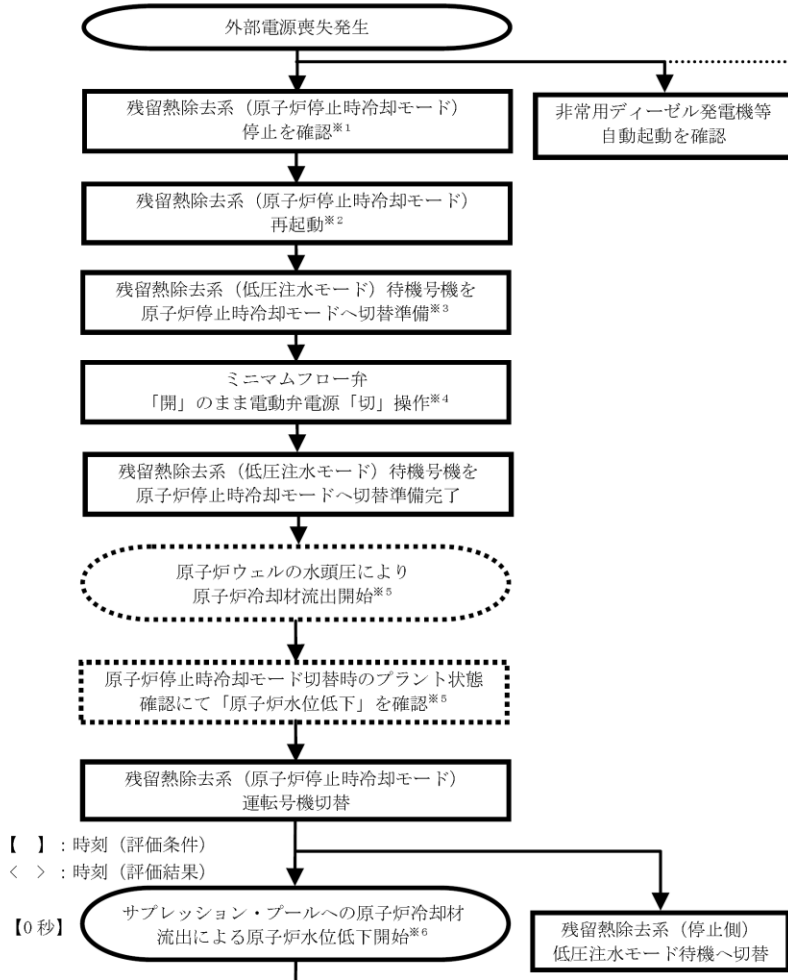
## 3.2 原子炉冷却材の流出 主要評価条件

表3-1 主要評価条件

| 項目                 |                           | 主要評価条件                     | 条件設定の考え方   |
|--------------------|---------------------------|----------------------------|--|
| 初期条件               | 原子炉压力容器の状態                | 原子炉压力容器の開放                 | 線量率の影響を確認するため、原子炉压力容器の開放状態を想定                              |
|                    | 原子炉水位                     | 原子炉ウエル満水                   | 原子炉压力容器が開放状態での水位を想定  |
|                    | 原子炉水温                     | 52℃                        | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の設計値を設定                                 |
|                    | 原子炉圧力                     | 大気圧                        | 原子炉压力容器の開放を想定  |
|                    | プールゲートの状態                 | 閉                          | 保有水が少ないプールゲート閉を想定  |
| 事故条件               | 起因事象                      | 原子炉冷却材の流出                  | 残留熱除去系切替時の原子炉冷却材流出を想定                                      |
|                    | 原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量 | 約94m <sup>3</sup> /h       | ミニマムフローラインに残留熱除去ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量                       |
|                    | 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発        | 考慮しない                      | 原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定                   |
|                    | 外部電源                      | 外部電源なし                     | 外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定 |
| 機器等関連する重大事故に對する対策  | 残留熱除去系（低圧注水モード）           | 1,136 m <sup>3</sup> /hで注水 | 残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定                                   |
| 操作条件に對する重大事故に對する対策 | 原子炉冷却材流出の停止               | 事象発生から2時間後                 | 原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定               |
|                    | 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作 | 事象発生から2時間後                 |  |

# 3.3 原子炉冷却材の流出 対応手順の概要 (1/2)

プラント前提条件  
 ・原子炉ウェル満水  
 ・全燃料装荷&プールゲート「閉」  
 ・A-残留熱除去系（低圧注水モード） 待機中  
 ・B-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転中  
 ・C-残留熱除去系 点検に伴い待機除外中



**燃料プール冷却系起動**  
 [原子炉の状態が安定後、燃料プール冷却を再開する]

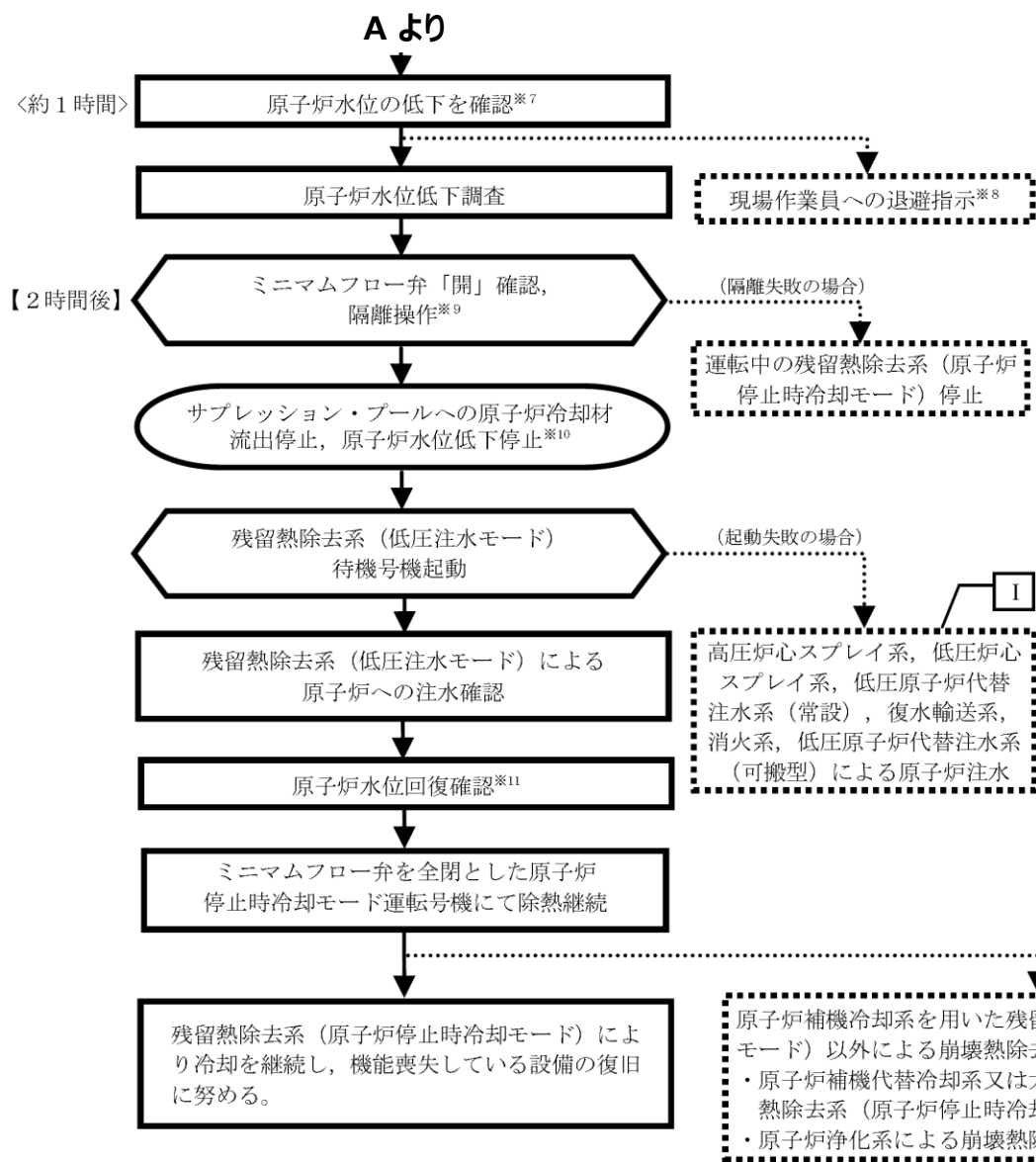
- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等を確認する。
- ※2：外部電源喪失により停止した側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで再起動する
- ※3：作業等により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転号機の切替えを想定する。
- ※4：人的過誤を仮定するため、待機側のミニマムフロー弁を全開のまま電源を切ることを想定する
- ※5：原子炉停止時冷却モード切替準備完了後時に原子炉圧力容器からの水頭圧よりサプレッション・プールへの流出は始まり、プラント状態（原子炉水位、原子炉水温度等）確認により原子炉冷却材流出は確認できるが、評価上考慮しない。
- ※6：流出量は約94m<sup>3</sup>/h、原子炉水位低下速度は約0.93m/hである。
- ※7：1時間毎の中央制御室監視により、原子炉水位低下を検知する。実際は、原子炉停止時冷却モード切替時にプラント状態（原子炉水位、原子炉水温度等）を確認する。そのため、早期に冷却材流出は確認することができる。  
 なお、原子炉水位による監視ができない場合でも、サプレッション・プール水位による異常を検知することは可能である。
- ※8：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。
- ※9：原子炉水位低下及びサプレッション・プール水位上昇により、サプレッション・チェンバとのバウンダリ喪失を判断し、隔離操作を実施する。  
 隔離操作完了により、正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる。

【 】：時刻（評価条件）  
 < >：時刻（評価結果）  
 [0秒]

A ^



# 3.3 原子炉冷却材の流出 対応手順の概要 (2/2)



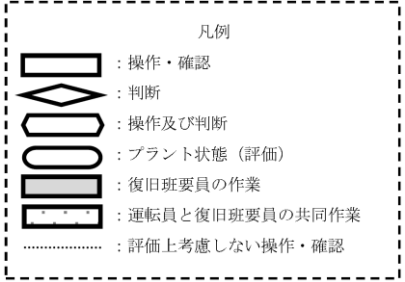
※10：隔離成功時の原子炉ウェル最低水位は、燃料棒有効長頂部（TAF）から約15m上（原子炉ウェルオーバーフローレベルから約1.9m下）となる。なお、サプレッション・プールの水位上昇は約16cmとなる。

※11：原子炉水位（定検時水張用）により原子炉水位回復を確認後、低圧注水モードを停止する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

I：高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系による原子炉注水も実施可能である。  
 残留熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量は確保できないが，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系による代替注水も実施可能である。  
 注水開始時間は遅くなるが，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。

II：原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去ができない場合，原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去も実施可能である。  
 また，大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。





## 3.4 原子炉冷却材の流出 有効性評価の結果

### 【原子炉冷却材の流出における有効性評価の結果】

➤ 表3-2に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。

表3-2 評価結果

| 評価項目                  | 評価結果                                   |      |
|-----------------------|--|------|
| 燃料有効長頂部が冠水していること      | 冠水を維持（燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下）              | 図3-1 |
| 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること | 放射線の遮蔽が維持される水位※を確保（燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下） | 図3-2 |
| 未臨界を確保すること            | 未臨界を確保（全制御棒全挿入）                        | —    |

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる水位は、燃料棒有効長頂部の約2.5m上の位置

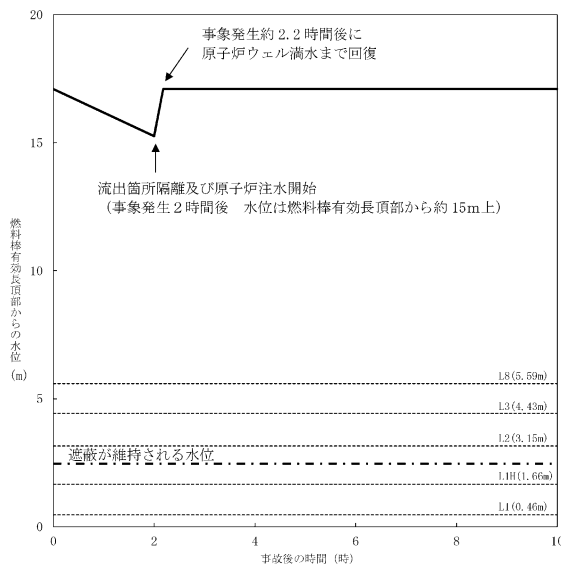


図3-1 原子炉水位の推移

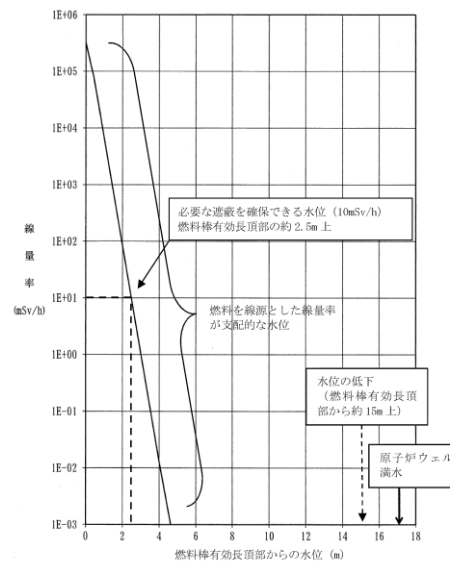


図3-2 原子炉水位と線量率

### 3.5 原子炉冷却材の流出 必要な要員及び資源の評価

#### 【原子炉冷却材の流出における必要な要員及び資源の評価結果】

- 表3-3のとおり，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表3-3 要員及び資源の評価結果

| 評価項目 | 必要な要員，数量  | 保有要員，数量  |
|------|---|--|
| 要員   | 緊急時対策要員：10名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等※を行う要員：5名 〕                 | 緊急時対策要員：40名<br>【内訳】<br>〔 運転員：5名<br>通報連絡等※を行う要員：5名<br>復旧班要員：30名 〕 |
| 水源   | サプレッション・チェンバのプール水を水源として原子炉注水することから，水源が枯渇することはない。                    |  |
| 燃料   | 非常用ディーゼル発電機等による<br>電源供給：約700m <sup>3</sup>                          | ディーゼル燃料貯蔵タンク<br>：約730m <sup>3</sup>                              |
|      | 緊急時対策所用発電機による<br>電源供給：約9m <sup>3</sup>                              | 緊急時対策所用燃料地下タンク<br>：約45m <sup>3</sup>                             |
| 電源   | 重大事故等対策時に必要な負荷は，非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。 |  |

※：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

## 4. 反応度の誤投入

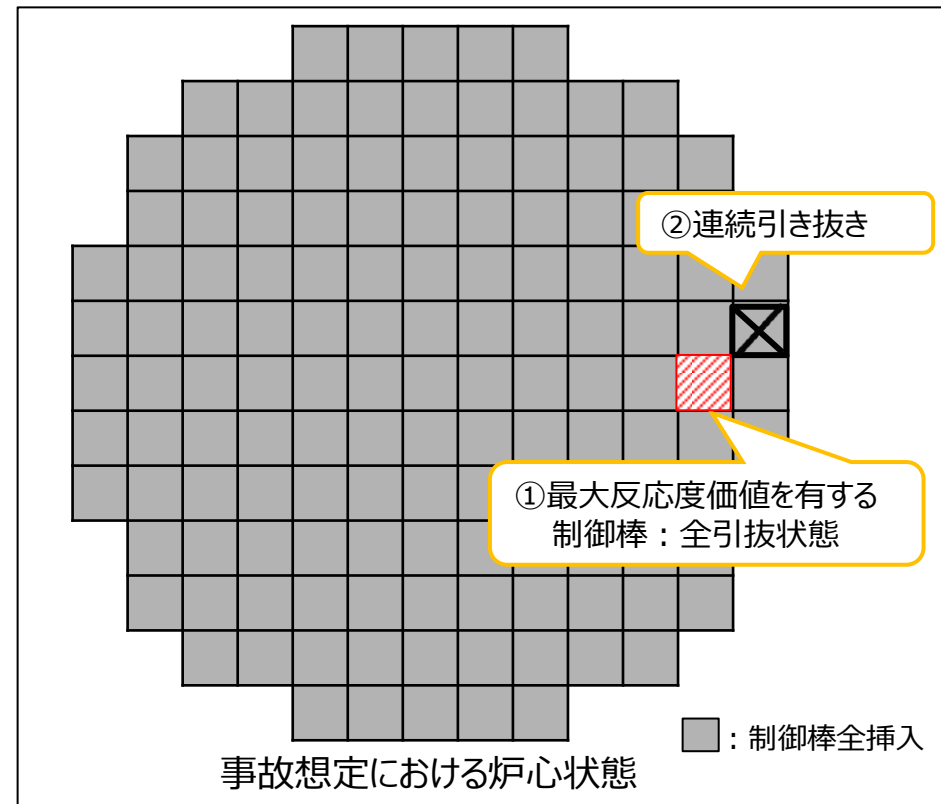
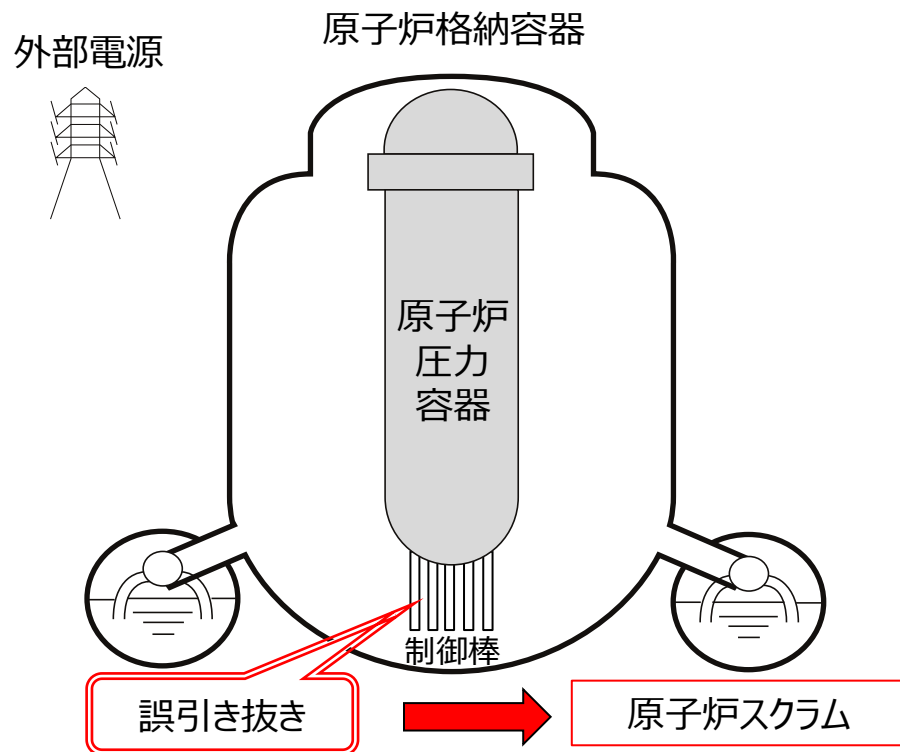
## 4.1 反応度の誤投入 事象の概要及び燃料損傷防止対策

### 【反応度の誤投入の特徴】

- 原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることを想定する。
- 緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

### 【反応度の誤投入の対策概要】

- 中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号による原子炉スクラム



## 4.2 反応度の誤投入 主要解析条件 (1/2)

表4-1 主要解析条件 (1/2)

| 項目    | 主要評価条件                                      | 条件設定の考え方   |
|-------|---|--|
| 計算コード | APEX/SCAT(RIA用)                             | —  |
| 初期条件  | 炉心状態<br>9×9燃料 (A型)<br>(単一炉心)<br>平衡炉心のサイクル初期 | 9×9燃料 (A型) 平衡炉心, 9×9燃料 (B型) 平衡炉心, 9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料 (B型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心は, 特性はほぼ同等であることから, 9×9燃料 (A型) を代表的な炉心として設定<br>燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定 |
|       | 実効増倍率                                       | 1.0<br>原子炉は臨界状態にあるものとして設定  |
|       | 原子炉出力                                       | 定格出力の $10^{-8}$<br>原子炉が低温状態であることを想定して設定  |
|       | 原子炉圧力                                       | 大気圧<br>原子炉停止時の圧力を想定  |
|       | 燃料被覆管表面温度及び冷却材温度                            | 20℃<br>原子炉冷却材温度の下限值として運用している値であり, 反応度の観点からは保守的な値として設定  |
|       | 燃料エンタルピ                                     | 8kJ/kg<br>原子炉冷却材温度20℃における燃料エンタルピを想定  |

## 4.2 反応度の誤投入 主要解析条件 (2/2)

表4-1 主要解析条件 (2/2)

| 項目                    |              | 主要評価条件                 | 条件設定の考え方  |
|-----------------------|--------------|------------------------|---|
| 事故条件                  | 起回事象         | 制御棒の誤引き抜き              | 運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する  |
|                       | 誤引き抜きされる制御棒  | 最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 | 運転停止中に実施する複数の制御棒引き抜きを伴う検査等を考慮し、全引き抜きされている制御棒の斜め隣接 <sup>※1</sup> の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度値は約1.75%Δk <sup>※2</sup> とする。<br>なお、通常、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理 <sup>※3</sup> している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 |
|                       | 外部電源         | 外部電源あり                 | 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを設定   |
| 連重大事機器故障等対策に<br>関する条件 | 制御棒引抜き速度     | 9.1cm/s                | 制御棒引抜き速度の上限値を設定   |
|                       | 中間領域計装バイパス状態 | A, Bチャンネルそれぞれ 1 個      | A, Bチャンネルともに引抜き制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする   |
|                       | 制御棒引抜き阻止信号   | 期待しない                  | 制御棒の引き抜きが制限されないことにより、制御棒の誤操作の量が増加するものとして設定  |
|                       | 原子炉スクラム信号    | 中性子束高 (中間領域計装)         | 中間領域計装の原子炉スクラム機能により設定   |

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜きパターンを作成し、高い制御棒値を生じる引抜きパターンとならないようにしている

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード (LOGOS) による解析結果

※3 臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0%Δk以下であること

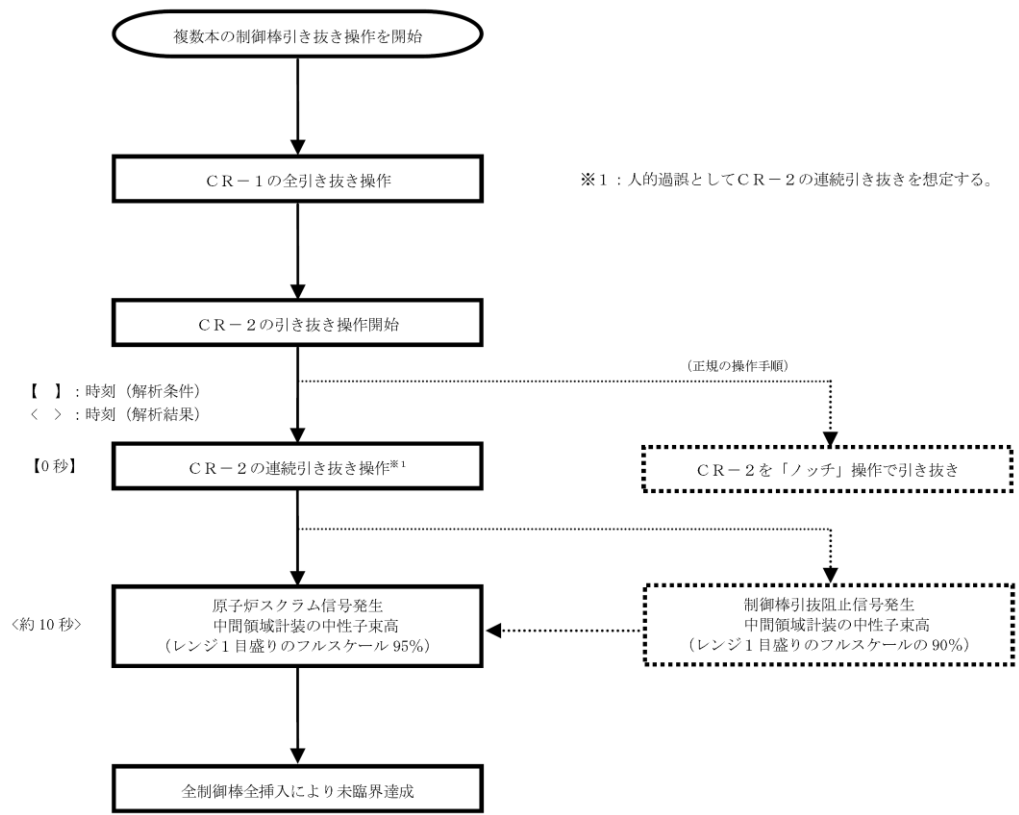
# 4.3 反応度の誤投入 対応手順の概要

プラント前提条件

- ・複数本の制御棒引抜き操作（原子炉停止余裕検査，炉心増倍率測定等を考慮した設定）
- ・中間領域計装A，Bチャンネルそれぞれ引抜き制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態
- ・原子炉モードスイッチ「起動」位置

制御棒

CR-1：最大反応度価値制御棒全引き  
 CR-2：CR-1の斜め隣接の制御棒



## 4.4 反応度の誤投入 有効性評価の結果

### 【反応度の誤投入における有効性評価の結果】

- 表4-2に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 燃料エンタルピについては表4-3のとおりであり、燃料の損傷は生じないことを確認している。

表4-2 評価結果

| 評価項目   | 評価結果  |
|--|---|
| 燃料有効長頂部が冠水していること   | 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される                     |
| 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること  | 原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持される                         |
| 未臨界を確保すること<br>(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く) | 制御棒の誤引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される |

表4-3 反応度の誤投入における燃料エンタルピ評価結果

| 項目             | 評価結果     | 判断基準       |
|----------------|----------|------------|
| 燃料エンタルピの最大値    | 約50kJ/kg | 272kJ/kg※1 |
| 燃料エンタルピの増分の最大値 | 約42kJ/kg | 167kJ/kg※2 |

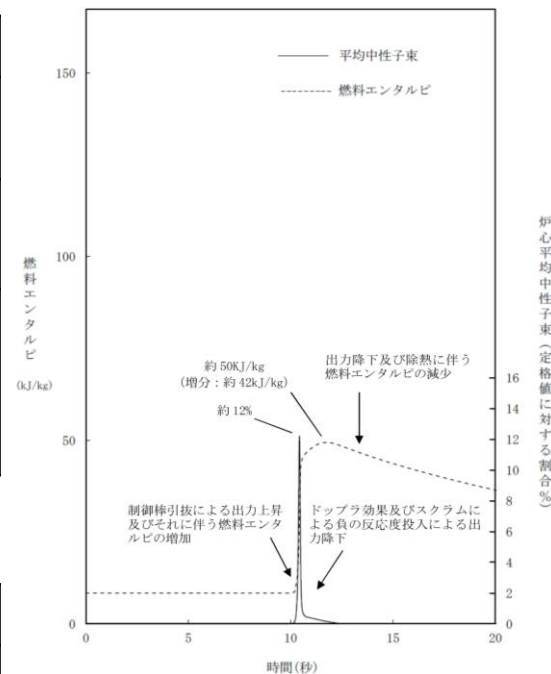


図4-1 反応度の誤投入における推移

※1 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針（昭和59年1月19日、原子力安全委員会決定）

※2 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（平成10年4月13日、原子力安全委員会了承）



## 4.5 反応度の誤投入 必要な要員及び資源の評価

### 【反応度の誤投入における必要な要員及び資源の評価結果】

- 表4-4のとおり，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員にて確保可能であり，また，原子炉注水，燃料の使用及び外部電源喪失は想定していない。

表4-4 要員及び資源の評価結果

| 評価項目 | 必要な要員，数量  | 保有要員，数量  |
|------|---|--|
| 要員   | 重大事故等対策は自動で作動するため，対応に必要な要員はいない。<br>なお，スクラム動作後の原子炉の状態確認において，中央制御室の運転員1名で実施可能である。 | 緊急時対策要員：40名<br>【内訳】<br>（ 運転員：5名<br>通報連絡等※を行う要員：5名<br>復旧班要員：30名 ） |
| 水源   | 本重要事故シーケンスの評価では，原子炉注水は想定していない。  |  |
| 燃料   | 本重要事故シーケンスの評価では，燃料の使用は想定していない。  |  |
| 電源   | 本重要事故シーケンスの評価では，外部電源喪失は想定していない。   |  |

※：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答 (運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策)

| No. | 審査会合日      | 指摘事項の内容   | 回答頁 |
|-----|------------|---|-----|
| 1   | 平成27年3月17日 | 注水だけで除熱ができることを定量的に説明すること。   | P35 |
| 2   | 平成27年3月17日 | POS選定の考え方について、圧力容器の開放の有無及びそれに伴う影響を含めて整理して説明すること。  | P36 |
| 3   | 平成27年3月17日 | 制御棒誤引抜以外を選定しなかった理由を説明すること。  | P37 |
| 4   | 平成27年3月17日 | 反応度誤投入の事象選定について、過去に実際に発生した制御棒引き抜け事象を選定しなかった理由を説明すること。   | P37 |
| 5   | 平成27年3月17日 | 燃料エンタルピーを保守的に評価するため、出力分布やピーキングファクターが保守的になるように制御棒パターンや炉心燃焼度が選定されていることを説明すること。また、 $\beta_{eff}$ 、ドップラー反応度、初期出力等については、不確かさ評価を説明すること。 | P38 |

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）

- 指摘事項（第207回審査会合（平成27年3月17日））  
注水だけで除熱ができることを定量的に説明すること。  
（原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について説明すること）
- 回答
  - 原子炉注水により燃料の冷却は維持されるが、原子炉内の圧力が徐々に上昇するため原子炉の減圧が必要となる。減圧により原子炉内の熱量がサプレッション・チェンバへと移行し、格納容器内の温度上昇や圧力上昇に至る。
  - 格納容器の除熱は、原子炉補機代替冷却系又は格納容器ベントにより対応する。ここで、全交流動力電源喪失が発生した際の、格納容器ベントのタイミングの評価結果を下表に示す。
  - 格納容器代替スプレイに期待しないケースにおいて、格納容器内の圧力が上昇し、炉心損傷前ベントの基準となる427kPa[gage]に到達する時間は約51時間であり、原子炉補機代替冷却系による崩壊熱除去機能復旧の時間余裕（10時間）は十分確保される。

表 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した際の格納容器ベントタイミング

| 評価ケース               | ベントタイミング       | 備考                               |
|---------------------|----------------|----------------------------------|
| 格納容器代替スプレイに期待するケース  | 事象発生後<br>約60時間 | サプレッション・プール水位4.9m<br>到達までに要する時間  |
| 格納容器代替スプレイに期待しないケース | 事象発生後<br>約51時間 | 格納容器圧力427kPa[gage]<br>到達までに要する時間 |

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答（No. 2）

- 指摘事項（第207回審査会合（平成27年3月17日））
  - POS選定の考え方について、圧力容器の開放の有無及びそれに伴う影響を含めて整理して説明すること。  
（残留熱除去系切替時の冷却材流出）
- 回答
  - 「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、検知性の観点で厳しいPOSを選定することが適切と考えることから、原子炉圧力容器の上蓋が開放されているPOS－B，Cが選定される。
  - POS－Cは原子炉浄化系ブローによる原子炉ウェルの水位低下を実施する、原子炉水位について特に注意が払われるPOSであることから、本重要事故シーケンスでは、POS－Bを代表として選定することが適切である。
  - 燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では、原子炉が未開放であるPOS－S，A，C，Dが厳しくなるが、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である。

| POS | RPV上蓋の<br>開閉状態 | 原子炉圧力容器内の保有水量<br>(原子炉水位) | 発生時の検知性<br>(原子炉水位低下の警報発生や緩和設備の起動)       |
|-----|----------------|--------------------------|---|
| S   | 閉鎖             | 通常水位                     | 原子炉未開放時は原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できる    |
| A   | 閉鎖→開放          | 通常水位<br>→原子炉ウェル満水        | 原子炉未開放時は原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できる    |
| B   | 開放             | 原子炉ウェル満水                 | 原子炉開放時のため、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できない |
| C   | 開放→閉鎖          | 原子炉ウェル満水<br>→通常水位        | 原子炉未開放時は原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できる    |
| D   | 閉鎖             | 通常水位                     | 原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できる            |

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.3, No.4)

- 指摘事項 (第207回審査会合 (平成27年3月17日) )
  - 制御棒誤引抜以外を選定しなかった理由を説明すること。(反応度の誤投入)
  - 反応度誤投入の事象選定について、過去に実際に発生した制御棒引き抜け事象を選定しなかった理由を説明すること。(反応度の誤投入)
- 回答
  - 反応度の誤投入については、「燃料の誤装荷」、「制御棒を複数引抜く試験」、「過去に発生した反応度投入事例」による反応度投入も考慮した上で、発生の有無及び投入される反応度の観点から、「制御棒の誤引き抜き」(制御棒の連続引き抜き)を重要事故シーケンスとして選定している。

| 想定される事象                              | 反応度投入事象発生要因 |               | 発生/急激な反応度の投入有無  | 選定事象 |
|--------------------------------------|-------------|---------------|---|------|
| 燃料の誤装荷                               | ①           | 燃料の誤装荷        | 燃料交換が燃料取替機により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認等が実施されている。このため、本事象が発生しても適切に認知がされるため、反応度の連続投入及び急激な反応度の投入は考えられない。   | ×    |
| 制御棒を複数引抜く試験<br>(停止時冷温臨界試験/原子炉停止余裕検査) | ②           | 制御棒の選択誤り      | 事前に対象となる制御棒の価値が臨界近傍で大きくならないよう評価により対象を選定しており、その制御棒パターンは制御棒価値ミニマイザ又は運転員及び運転操作助勢者により監視されているため、これらのパターンを外れた制御棒が選択されることは考えづらい。また、選択誤りが発生した場合においても臨界付近での制御棒引き抜き操作は1ノッチずつであるため、反応度の急激な投入は考えられない。   | ×    |
|                                      | ③           | 制御棒の連続引き抜き    | 運転員及び検査員による制御棒及び中性子源領域計装の確認を実施しており、人的過誤発生時も認知が容易である。しかし、これらの認知は運転員及び運転操作助勢者並びに検査員に期待しているため、有効性評価ではこれらの認知に期待せず、制御棒が連続引き抜きされることを想定する。   | ○    |
| 過去に発生した反応度投入事例                       | ④           | 制御棒の意図しない引き抜け | 過去に発生した反応度投入事象例としては、平成11年志賀原子力発電所1号炉原子炉緊急停止事故があるが、島根原子力発電所2号炉では運用上の対策及び設備対策が実施されていることから、事象発生の確率が低いと考えられるため、有効性評価で想定する反応度誤投入事象として選定不要と考える。島根2号炉で実施した対策は以下のとおり。<br>・HCU隔離時のCRDリターンライン運転手順の整備<br>・原子炉-CRD冷却水ヘッダ間差圧上昇時のCRDポンプ自動トリップインターロックの設置 | ×    |

## 5. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.5)

- 指摘事項 (第207回審査会合 (平成27年3月17日) )
  - 燃料エンタルピーを保守的に評価するため、出力分布やピーキングファクターが保守的になるように制御棒パターンや炉心燃焼度が選定されていることを説明すること。また、 $\beta_{eff}$ 、ドップラー反応度、初期出力等については、不確かさ評価を説明すること。(反応度の誤投入)
- 回答
  - 燃料エンタルピーを保守的に評価するため、燃料の燃焼寿命を通じての最大値となる局所ピーキング係数及び保守的な引抜制御棒価値を用いて、最高出力燃料集合体の最高出力燃料棒の燃料エンタルピーを評価している。

| 項目        | 設定                | 備考                                       |
|-----------|-------------------|--|
| 局所ピーキング係数 | 燃焼度0MWd/tにおける値    | 燃料の燃焼寿命を通じての最大値を使用                       |
| 引抜制御棒価値   | 約1.75% $\Delta k$ | 臨界近接時における管理値 (1.0% $\Delta k$ ) を超える値を使用 |

- 以下の項目について、不確かさが評価項目へ与える影響の程度を確認するため、感度解析を実施した。感度解析の燃料エンタルピーの最大値及び燃料エンタルピーの増分の最大値は、しきい値<sup>\*1</sup>に対して十分な余裕があり、不確かさが評価項目へ与える影響が小さいことを確認した。

| 項目         | 感度解析のふり幅    | 評価項目                 |                         | 備考  |
|------------|-------------|----------------------|-------------------------|---|
|            |             | 燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg) | 燃料エンタルピーの増分の最大値 (kJ/kg) |   |
| 実効遅発中性子割合  | +10% / -10% | 約45 / 56             | 約37 / 48                | MISTRAL臨界試験との比較 <sup>*2</sup> から不確かさは4%と評価される   |
| ドップラ反応度    | +10% / -10% | 約48 / 52             | 約40 / 44                | Hellstrand試験等との比較 <sup>*2</sup> から不確かさは7%~9%と評価される。   |
| 初期出力       | 10倍 / 0.1倍  | 約33 / 69             | 約25 / 61                | 炉心状態毎に初期出力は異なるが、長期停止の影響を含め初期出力の不確かさが与える影響を確認できるように感度解析のふり幅を設定している。なお、ふり幅は「反応度投入事象評価指針」の「BWRに関する感度解析」にて評価した条件と同一である。 |
| (参考) 有効性評価 |             | 約50                  | 約42                     |   |

\*1 燃料エンタルピー：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針 (昭和59年1月19日, 原子力安全委員会決定)

燃料エンタルピーの増分：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて (平成10年4月13日, 原子力安全委員会了承)

\*2 「沸騰水型原子力発電所 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 (APEX) について」, 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-006  
日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-124, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-095, 平成30年5月