

泊発電所 3 号機
重大事故等対策有効性評価 成立性確認
補足説明資料

【2次系からの除熱機能喪失】

【原子炉格納容器の除熱機能喪失】

【ECCS再循環機能喪失】

平成 25 年 8 月 27 日

北海道電力株式会社

□ 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

目 次

1. 2次系からの除熱機能喪失

1-1. 有効性評価の条件設定の考え方	1-1-1
1-2. 有効性評価における対応手順（「解析」と「運転要領」との比較）	1-2-1
1-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器	1-3-1
1-4. 加圧器逃がし弁からの放出流状態について	1-4-1
1-5. フィードアンドブリード運転以後の事象収束について	1-5-1
1-6. 「2次系からの除熱機能喪失」における重要事故シーケンスの選定について	1-6-1
1-7. フィードアンドブリード運転の余裕時間について	1-7-1

(参考)

- ・SG直接給水用高圧ポンプの仕様等について

2. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

2-1. 有効性評価の条件設定の考え方	2-1-1
2-2. 有効性評価における対応手順（「解析」と「運転要領」との比較）	2-2-1
2-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器	2-3-1
2-4. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプの仕様等について	2-4-1
2-5. 長期のパラメータ推移について	2-5-1
2-6. 格納容器の除熱機能喪失およびECCS再循環機能喪失における LOCA時の破断位置設定の考え方について	2-6-1

2-7. 事象初期の燃料被覆管温度及び格納容器温度について	2-7-1
2-8. 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」におけるヒートシンクによる吸熱について	2-8-1
2-9. 再循環運転時における高圧注入ポンプの有効NPSHについて	2-9-1
2-10. 再循環ユニット等の機器の健全性、除熱量評価について	2-10-1
3. ECCS再循環機能喪失	
3-1. 有効性評価の条件設定の考え方	3-1-1
3-2. 有効性評価における対応手順（「解析」と「運転要領」との比較）	3-2-1
3-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器	3-3-1
4. 共通事項	
4-1. 運転員の事象判別プロセスについて	4-1-1

1-1. 有効性評価の条件設定の考え方

【2次系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水機能喪失）】

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	—
原子炉出力（初期）	100%(2,660 MWt)×1.02	崩壊熱等を保守的に評価する観点から、定格熱出力に対して、正の定常誤差を考慮した上限値として設定
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	定格値に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材平均温度（初期）	304.5℃	実運転上の100%設定値
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	「55Gウラン燃料+1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定（なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定）
原子炉トリップ	「蒸気発生器水位低」 (狭域水位11%)	現実的な値として、設定値の下限値である狭域水位11%を設定
蒸気発生器ドライアウト判定条件	蒸気発生器広域水位0%到達	蒸気発生器がドライアウトにいたる水位として設定。 (運転要領における操作開始条件として設定されている広域水位指示計10%の根拠は、広域水位計は停止中に使用するため低温で校正されており、高温状態でドライアウトに至った時の指示に計装誤差を見込んだものとしている。(別紙1参照))
フィードアンドブリード開始 (安全注入信号手動発信+加圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器ドライアウト後5分で開始	手動安全注入発信及びシーケンス動作の確認として2分、加圧器逃がし弁開操作として1分に加え、余裕時間を見込み設定

※その他の条件として、蒸気発生器について、解析では52F型としているが、泊3号炉の蒸気発生器型式54F型の条件と同等である。なお、54F型は伝熱面積及び2次側容積（保有水量）が大きい。2次系からの除熱機能喪失事象の観点からは事象初期に2次側の保有水量が多いほうが蒸気発生器ドライアウトまでの時間が長く、フィードアンドブリード開始までの時間を長くとることができる。フィードアンドブリード開始時点の崩壊熱がより小さくなるため、本事象に関して僅かに楽な結果を与えられられる。

運転要領における蒸気発生器ドライアウトの判断について

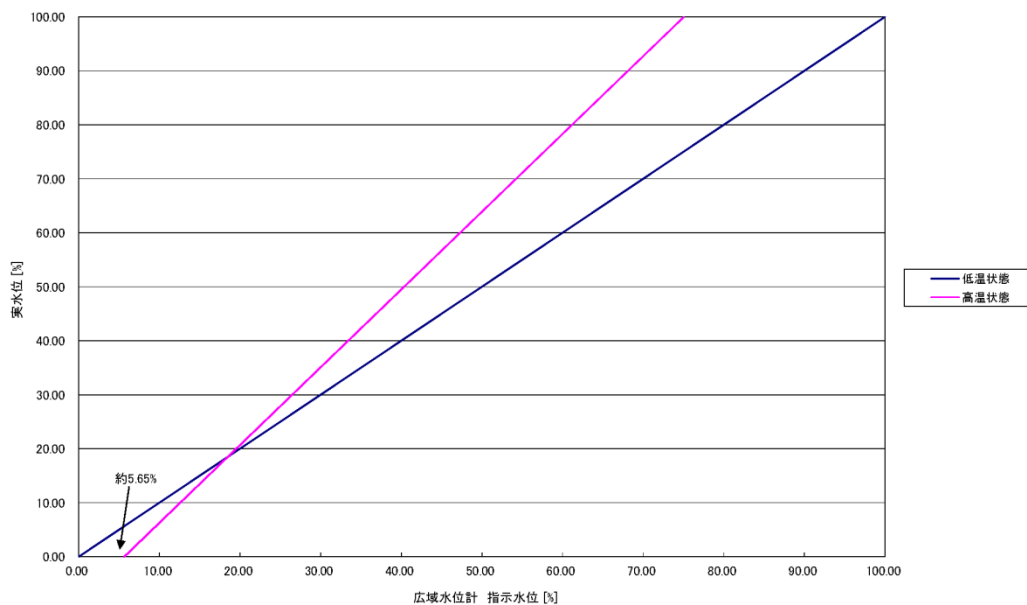
<ドライアウト判断の設定根拠>

運転要領における蒸気発生器ドライアウトの判断は、広域水位指示計 10%に到達した時点としている。これは以下の評価により設定したものである。

蒸気発生器の広域水位指示計は、差圧式水位計であり、定期検査での蒸気発生器の水張り時における水位を確認することを主目的としており、常温、常圧の状態において正確な水位が測定されるように校正される。

一方、高温状態では、蒸気発生器内の水、蒸気の比重が異なるため、広域水位計の値は実水位と異なる指示を示すこととなる。高温状態における実水位と広域水位計指示の関係は、図－1 に示す関係となり、実水位0%時の広域水位計の指示は、約5.65%の指示となる。

また、蒸気発生器広域水位計の計器誤差は±2.75%であるため、計器誤差を考慮し、蒸気発生器のドライアウトの判断として、「健全SG 広域水位10%未満」に設定している。



図－1 蒸気発生器広域水位計温態停止時の指示水位と実水位の関係

＜蒸気発生器広域水位計の校正について＞

蒸気発生器水位計の概略図を図－２に示す。

蒸気発生器水位計の低圧側にはコンデンスポットを設けており、水位計使用時にコンデンスポットは常に液相で満水としている。

水位計はこの液相で満水としている低圧側にかかる圧力と、下部管台から取り出した高圧側にかかる圧力の差圧を計測することにより、水位を計測する。

また、プラント起動前の蒸気発生器水張り等のプラント状態を前提として、以下の条件で0～100%水位差圧を設定している。

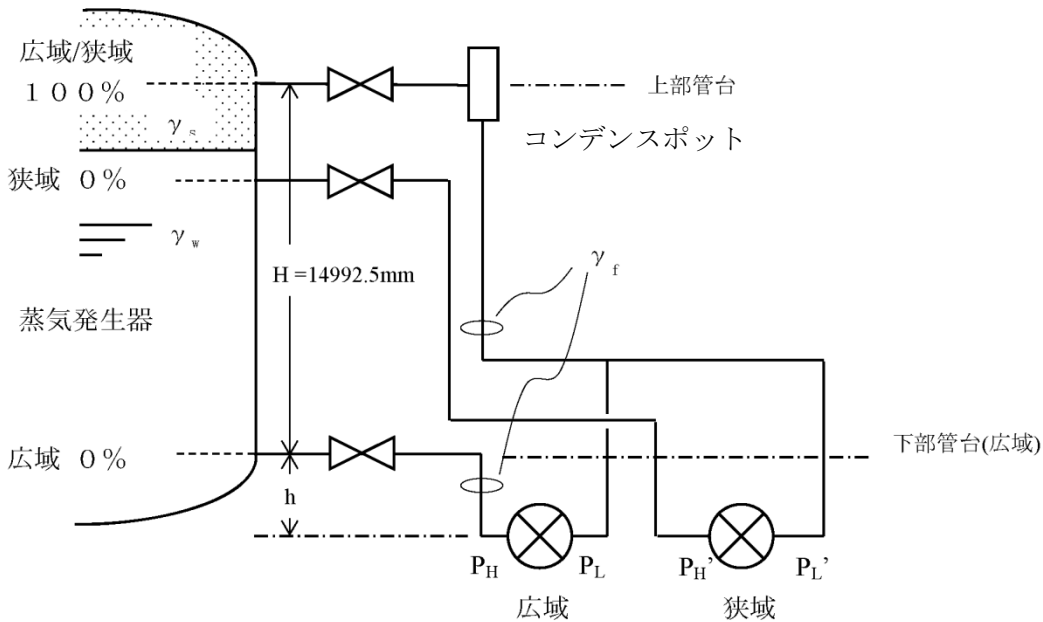
蒸気発生器気相部密度	$\gamma_s = 0$ [kg/m ³]
蒸気発生器液相部密度	$\gamma_w = 1,000$ [kg/m ³]
低圧側検出配管液相部密度	$\gamma_f = 1,000$ [kg/m ³]
重力加速度	$g = 9.80665$ [m/s ²]

0%水位時に(高圧側にかかる圧力)－(低圧側にかかる圧力)

$$= h \times \gamma_f \times g - (h+H) \times \gamma_f \times g = \text{約} -147100 \text{ [Pa]}$$

100%水位時に(高圧側にかかる圧力)－(低圧側にかかる圧力)

$$= (H \times \gamma_w + h \times \gamma_f) \times g - (h+H) \times \gamma_f \times g = \text{約} 0 \text{ [Pa]}$$



図－２ 蒸気発生器水位計概略図

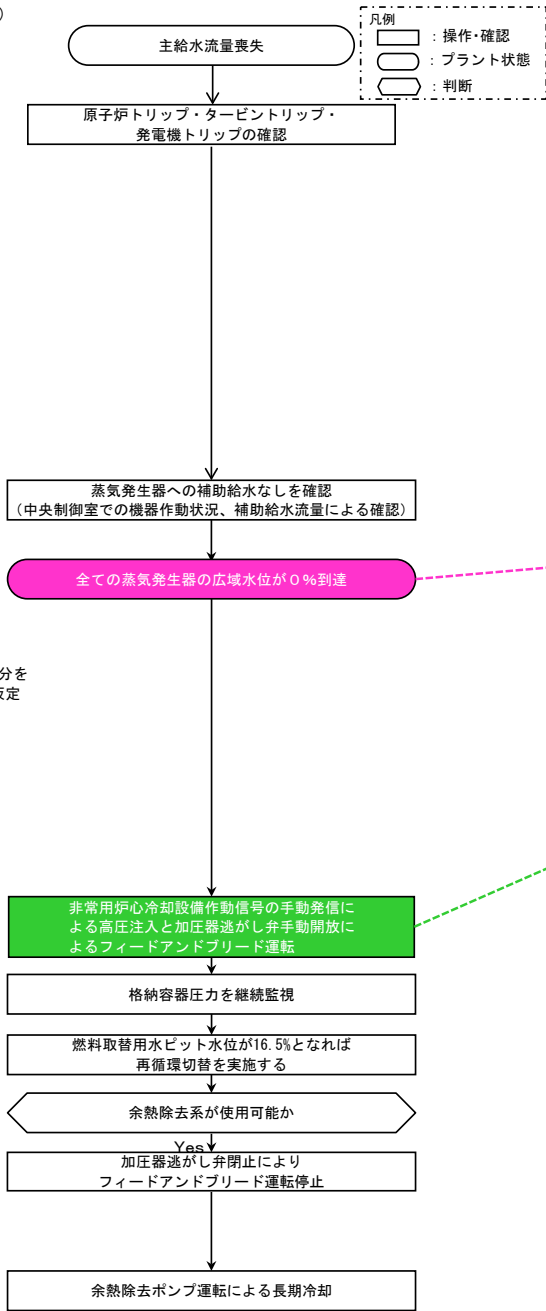
蒸気発生器内温度約 286℃を用いて蒸気発生器内密度を評価し、格納容器内温度 49℃を用いて低圧側検出配管液相部密度を評価すると前頁の高温状態の水位を求めることが出来る。

1-2. 有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【2次系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】

【運転要領(案)】

(解析上の時刻)
(0分)



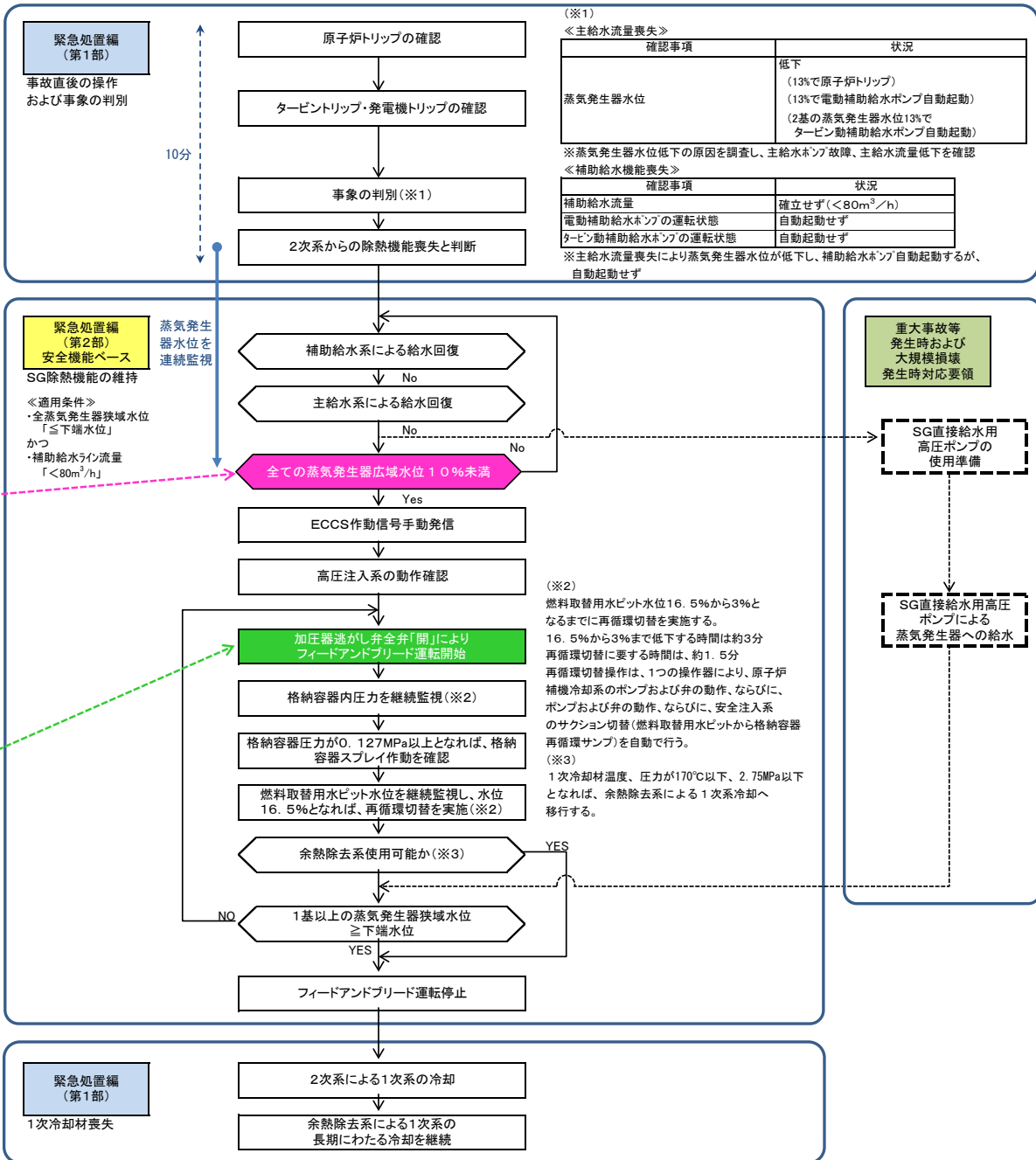
凡例
 □ : 操作・確認
 ○ : プラント状態
 ◇ : 判断

(約24分)

5分を仮定

(約29分)

1-2-1



(※1)
 <主給水流量喪失>

確認事項	状況
蒸気発生器水位	低下 (13%で原子炉トリップ) (13%で電動補助給水ポンプ自動起動) (2基の蒸気発生器水位13%でタービン動補助給水ポンプ自動起動)

※蒸気発生器水位低下の原因を調査し、主給水ポンプ故障、主給水流量低下を確認
 <補助給水機能喪失>

確認事項	状況
補助給水流量	確立せず(<80m ³ /h)
電動補助給水ポンプの運転状態	自動起動せず
タービン動補助給水ポンプの運転状態	自動起動せず

※主給水流量喪失により蒸気発生器水位が低下し、補助給水ポンプ自動起動するが、自動起動せず

緊急処置編 (第2部)
 安全機能ベース
 SG除熱機能の維持
 <適用条件>
 ・全蒸気発生器狭域水位「≧下端水位」かつ
 ・補助給水ライン流量「<80m³/h」

(※2)
 燃料取替用水ピット水位16.5%から3%となるまでに再循環切替を実施する。16.5%から3%まで低下する時間は約3分再循環切替に要する時間は、約1.5分再循環切替操作は、1つの操作器により、原子炉補機冷却系のポンプおよび弁の動作、ならびに、ポンプおよび弁の動作、ならびに、安全注入系のサクシオン切替(燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプ)を自動で行う。
 (※3)
 1次冷却材温度、圧力が170℃以下、2.75MPa以下となれば、余熱除去系による1次系冷却へ移行する。

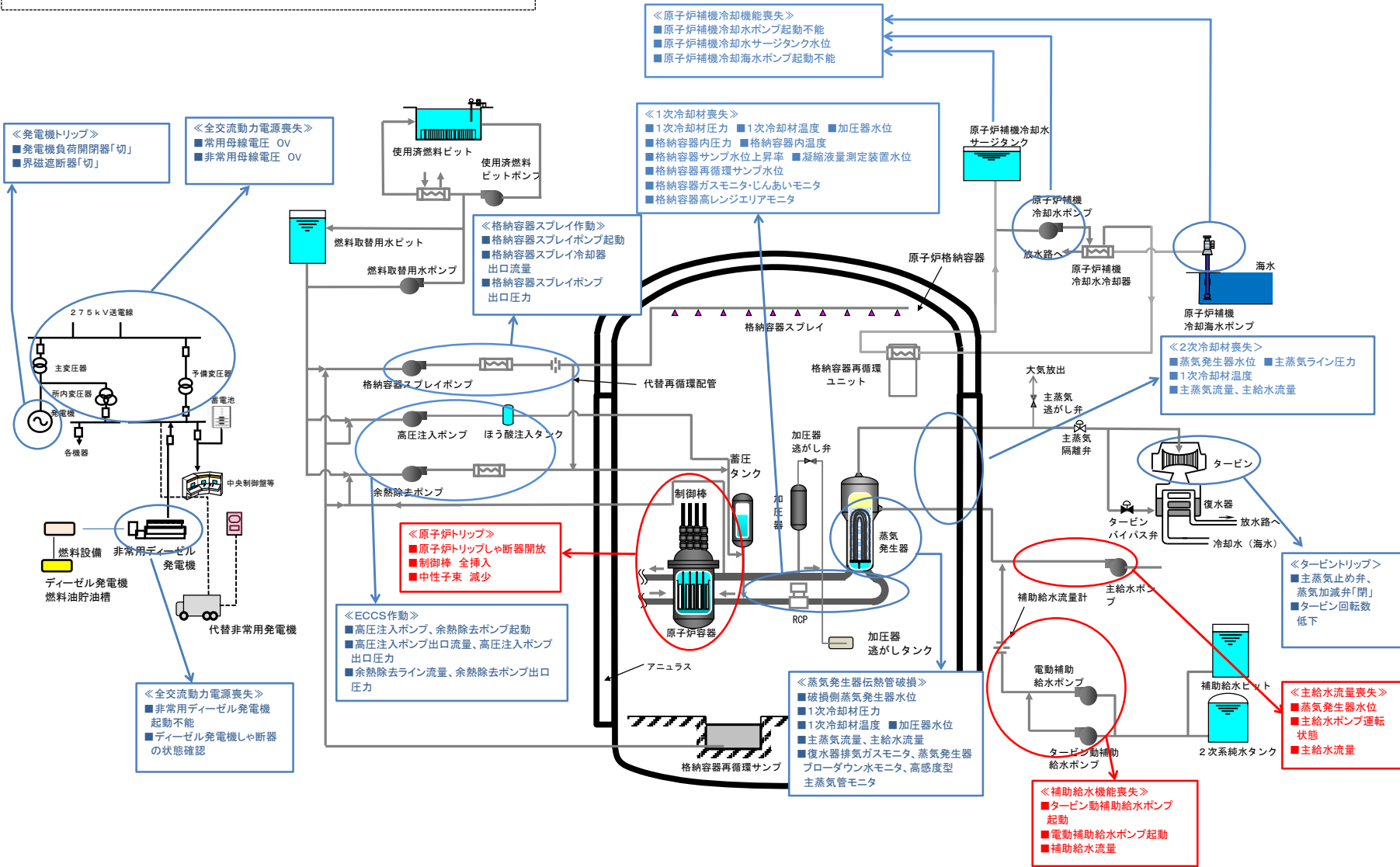
重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領
 SG直接給水用高圧ポンプの使用準備
 SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への給水

緊急処置編 (第1部)
 1次冷却材喪失

1-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器 2次系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水機能喪失)

※1: 赤色で記載している確認項目は、「2次系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水機能喪失)」事象の判別に必要な確認項目

1-3-1



1-4. 加圧器逃がし弁からの放出流状態について

2次系からの除熱機能喪失において、加圧器逃がし弁からの放出流の状態を図-1の上部に示す。

フィードアンドブリード開始により加圧器が満水となり液相放出が始まることで1次系圧力は急減圧を示す。その後減圧沸騰が発生することで放出流が2相流となり、流路圧損増加等による除熱低下から1次系圧力が上昇する。約50分後からは加圧器水位が低下することで放出流は再び蒸気単相流となる。

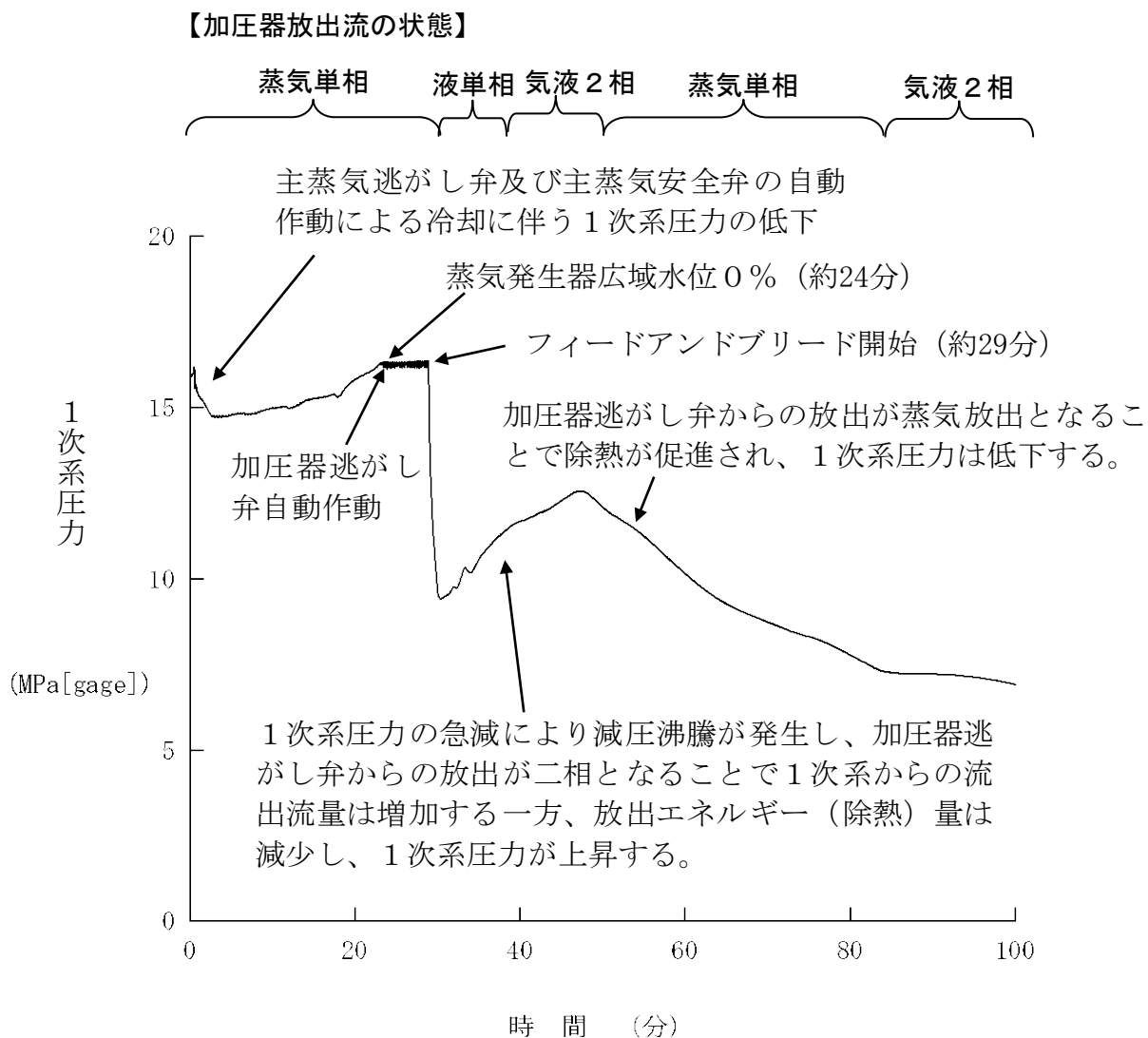


図-1 1次系圧力の推移

1-5. フィードアンドブリード運転以後の事象収束について

「2次系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水機能喪失）」有効性評価解析においては、フィードアンドブリード運転により、初期の炉心の過渡変化が収束し、以降炉心を継続的に冷却することが可能な状態となるまで、解析により確認を実施している。

本解析について、さらに時間を経過させた場合の1次冷却材温度、1次系圧力の時間変化をそれぞれ図1、2に示す。

図1、2に示すとおり、事象発生後約150分にて、1次冷却材温度はサブクールを確保した状態で約170℃に到達し、また、1次系圧力は約2.75MPaとなり、余熱除去運転への移行が可能な状況となる。以降余熱除去運転による炉心冷却により低温停止状態とし、継続的に冷却を実施する。

なお、フィードアンドブリード運転に伴う格納容器内への蒸気の放出により格納容器圧力が0.127MPa(事象発生後約2～3時間後程度と推定)となれば、格納容器スプレイポンプ起動による格納容器冷却・減圧により、格納容器の健全性は確保され、燃料取替用水ピット水位が約16.5%に到達すれば、格納容器スプレイ再循環運転へ移行する。

格納容器スプレイ作動や再循環運転への移行の有無に関わらず、1次冷却系の減圧・冷却は継続して行うことが可能である。

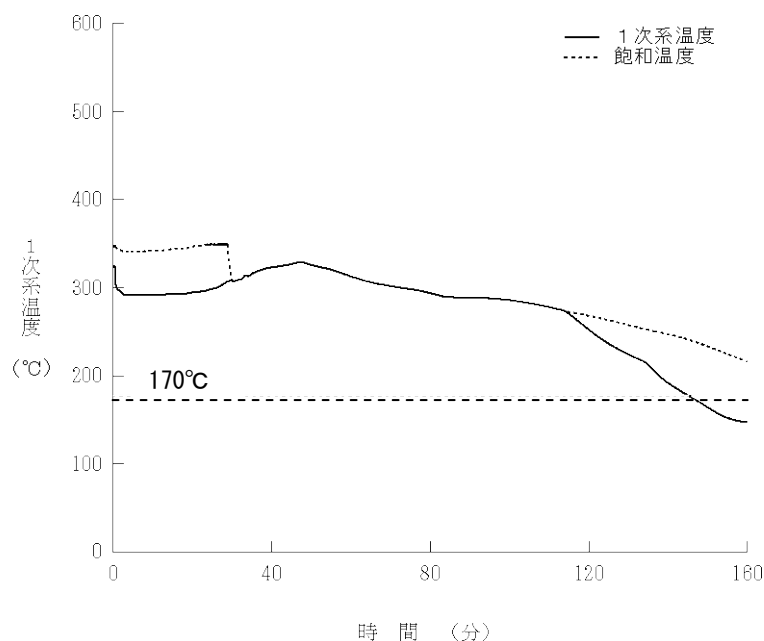


図1 1次冷却材温度（高温側）の時間変化

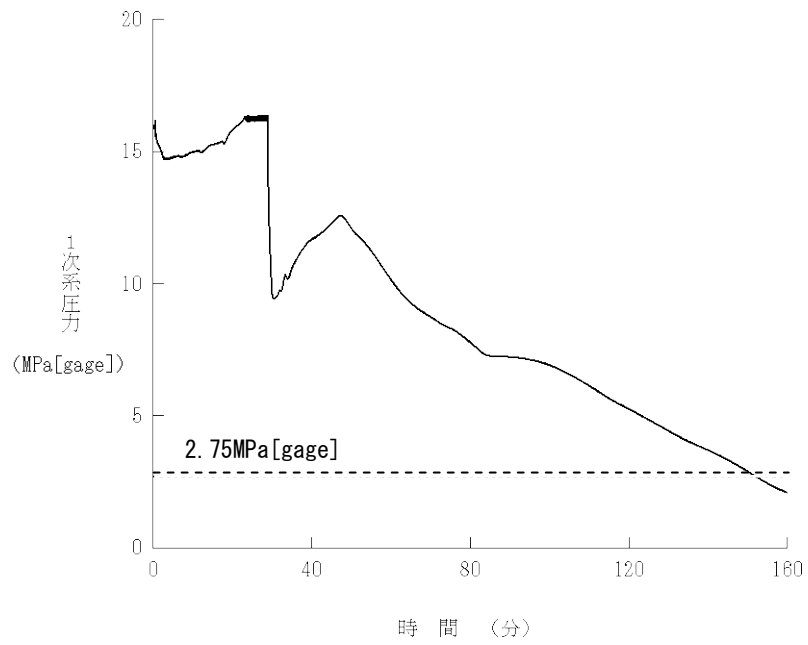


図2 1次系圧力の時間変化

1-6. 「2次系からの除熱機能喪失」における 重要事故シーケンスの選定について

「2次系からの除熱機能喪失」では、以下の考え方にに基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く）の内、起因事象として、「主給水流量喪失事象」を選定している。

事故シーケンス^{※1}および重要事故シーケンス選定の考え方

①主給水流量喪失+補助給水失敗（選定）

全ての給水が使用できないことに加え、事象発生後も運転が継続され、「蒸気発生器水位低」により原子炉トリップに至るため、原子炉トリップ時点において、2次系からの除熱に使用できる蒸気発生器の保有水が少ない。

②過渡事象+補助給水失敗

③手動停止+補助給水失敗

「主給水流量喪失事象」に比べて、主給水が使用できるため、原子炉トリップ時点において、2次系からの除熱に使用できる蒸気発生器の保有水水位が確保される。

④2次冷却系破断^{※2}+補助給水失敗

⑤2次冷却系破断^{※2}+主蒸気隔離失敗

「主給水流量喪失事象」に比べて、原子炉トリップ時点において、2次系からの除熱に使用できる蒸気発生器の保有水量が多く、また、2次冷却系破断により、2次側からの冷却も促進される。

⑥外部電源喪失+補助給水失敗

「主給水流量喪失事象」に比べて、原子炉トリップに至るタイミングが早いいため、原子炉トリップ時点において、2次系からの除熱に使用できる蒸気発生器の保有水量が多い。

⑦蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗

⑧小破断 LOCA+補助給水失敗

起因事象発生により、自動で SI 信号が発信し、かつ、系外へ1次冷却材が漏えいすることで、1次系の減圧も促進されることから、高圧注入が開始されることにより、炉心冷却の促進が期待できる。小破断 LOCA では、1次冷却材が減少するが、高圧注入により直ちに1次冷却水が回復するため、燃料被覆管温度上問題とならない。

(※1) 本事故シーケンスの抽出については、別途、PRA において整理する。

(※2) 主給水管の破断、若しくは主蒸気管の破断を想定している。

1-7. フィードアンドブリード運転の余裕時間について

「2次系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード運転の開始時間は蒸気発生器ドライアウト後5分としている、万一これが遅れた場合には、1次系温度、圧力が上昇し、さらに加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁が作動して1次冷却材が系外に流出し続けることにより、やがて炉心露出に至ることが想定される。

本事象の解析結果である炉心出口ボイド率、原子炉容器水位、燃料被覆管温度をそれぞれ、図1、2、3に示す。これらの結果から、事象発生後29分でフィードアンドブリード運転を開始することにより、高圧注入による炉心冷却の効果と相まって、減圧による炉心出口ボイド率は約40%に留まり、原子炉容器水位も冠水を維持し、燃料被覆管温度は初期値以下となっている。

事象発生後約24分から約29分にかけて発生した加圧器逃がし弁の自動作動時においても、1次系保有水量の減少は、約660kgであり、通常運転状態の1次系保有水量約190,000kgと比較しても、わずかであると考えられる。

図4、5から、フィードアンドブリード運転開始時点では1次系のサブクール度が確保され、フィードアンドブリード運転による1次系減圧により、高圧注入による炉心冷却が成立している。

したがって、フィードアンドブリード運転の開始が数分遅れても、1次系の急速減圧の効果を失わないものと考えており、直ちに炉心露出に至ることはないと考えられる。

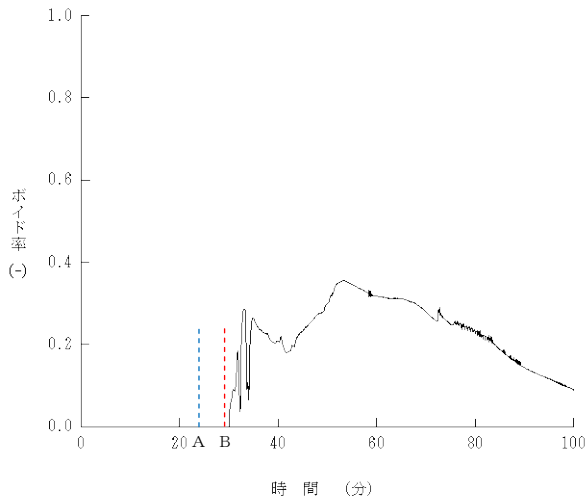


図1 炉心出口ボイド率

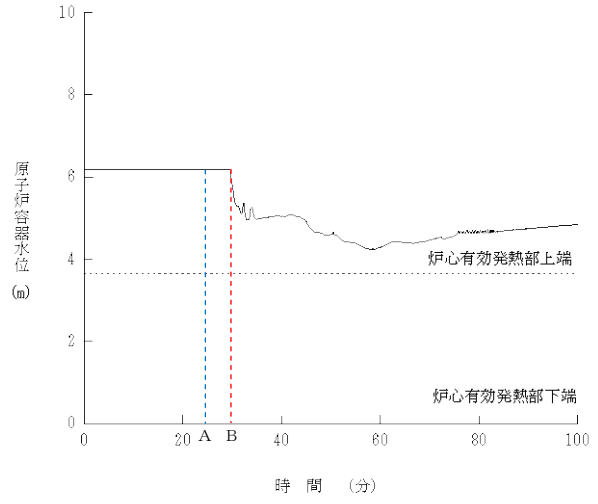


図2 原子炉容器水位

(原子炉上部プレナム上端部～炉心下端までのコラプス水位を表示)

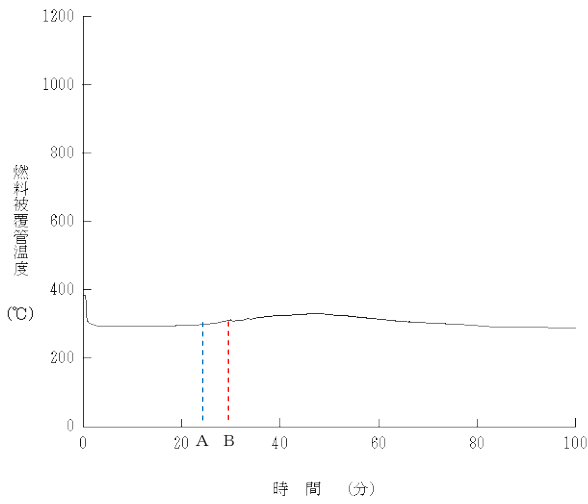


図3 燃料被覆管温度

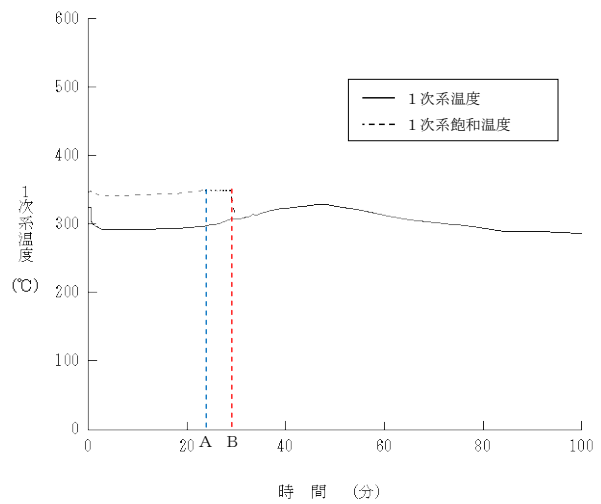


図4 1次系温度

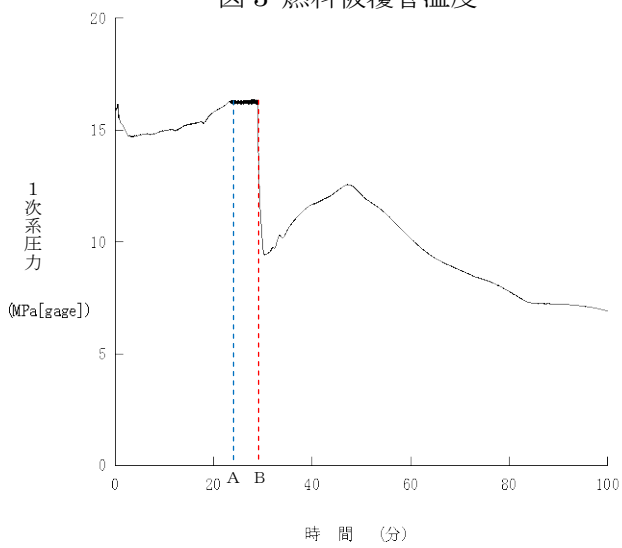


図5 1次系圧力

A : 24分(SGドライアウト)

B : 29分(F & B開始)

(参考) SG直接給水用高圧ポンプの仕様等について

1. 機器仕様

(1) ポンプ

種類：うず巻型

吐出量：90 m³/h／個

全揚程：900m

個数：1

取付箇所：原子炉建屋 T.P.24.8m（補助給水ピット横エリア）（免震架台上に設置）

(2) 原動機

種類：三相誘導電動機

電動機出力：380kW

電圧：6.6kV

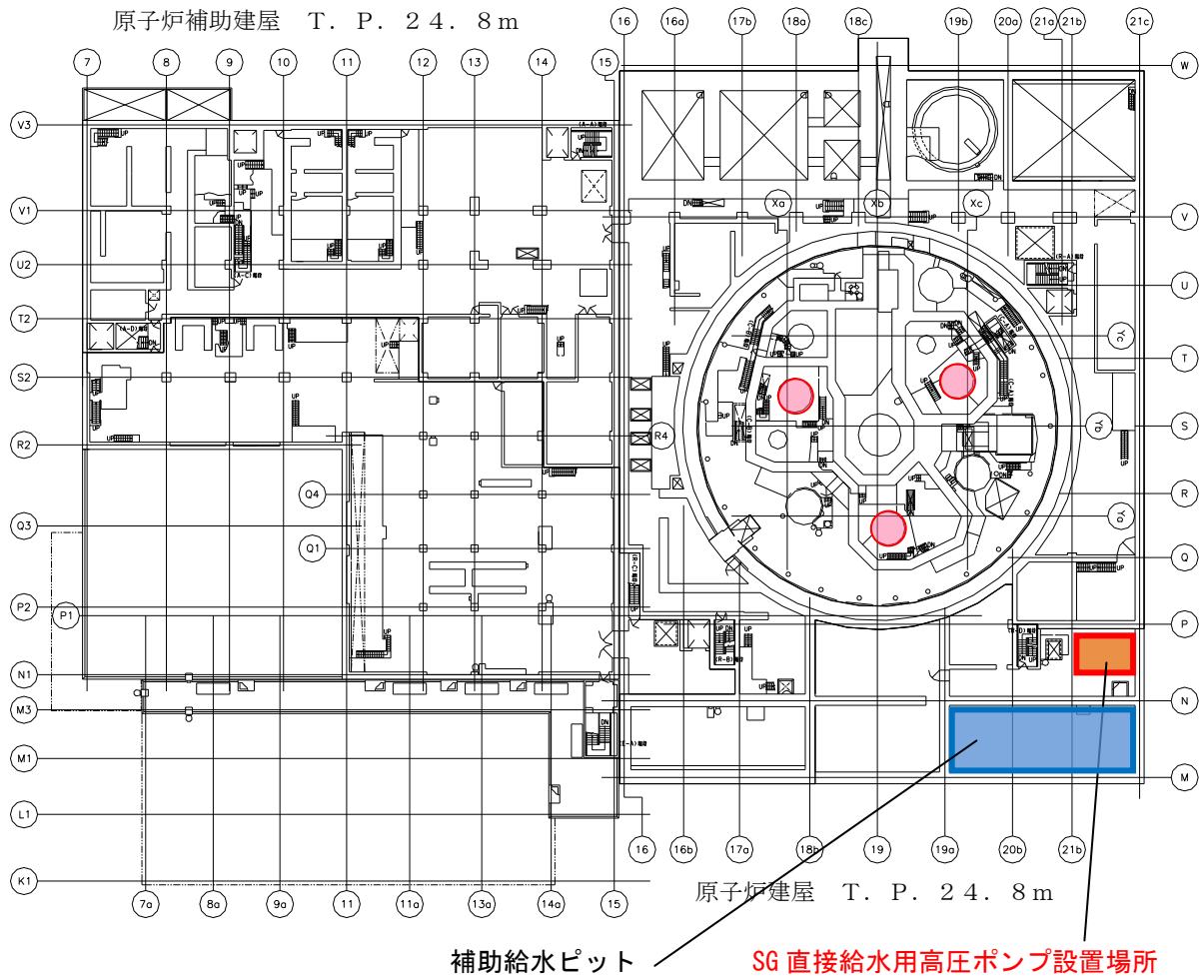
個数：1

取付箇所：原子炉建屋 T.P.24.8m（補助給水ピット横エリア）（免震架台上に設置）

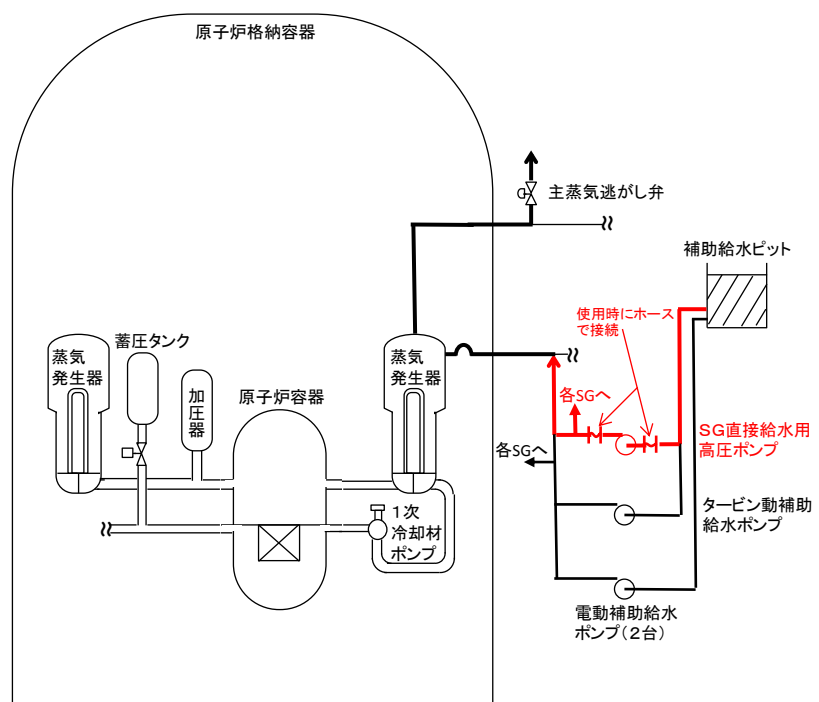
2. 外観（写真は設置工事中の状態）



3. 設置場所



4. 概略系統



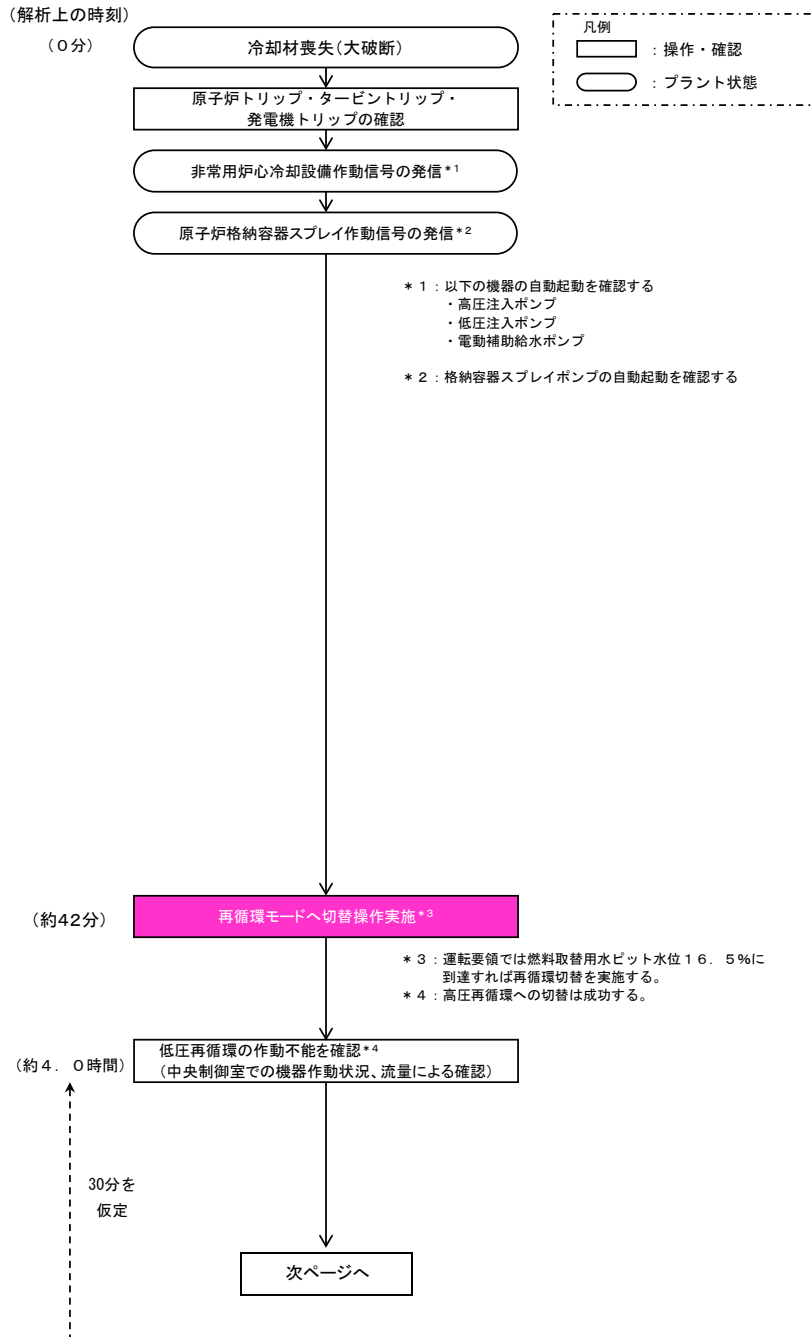
2-1. 有効性評価の条件設定の考え方

【原子炉格納容器の除熱機能喪失（大LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）】

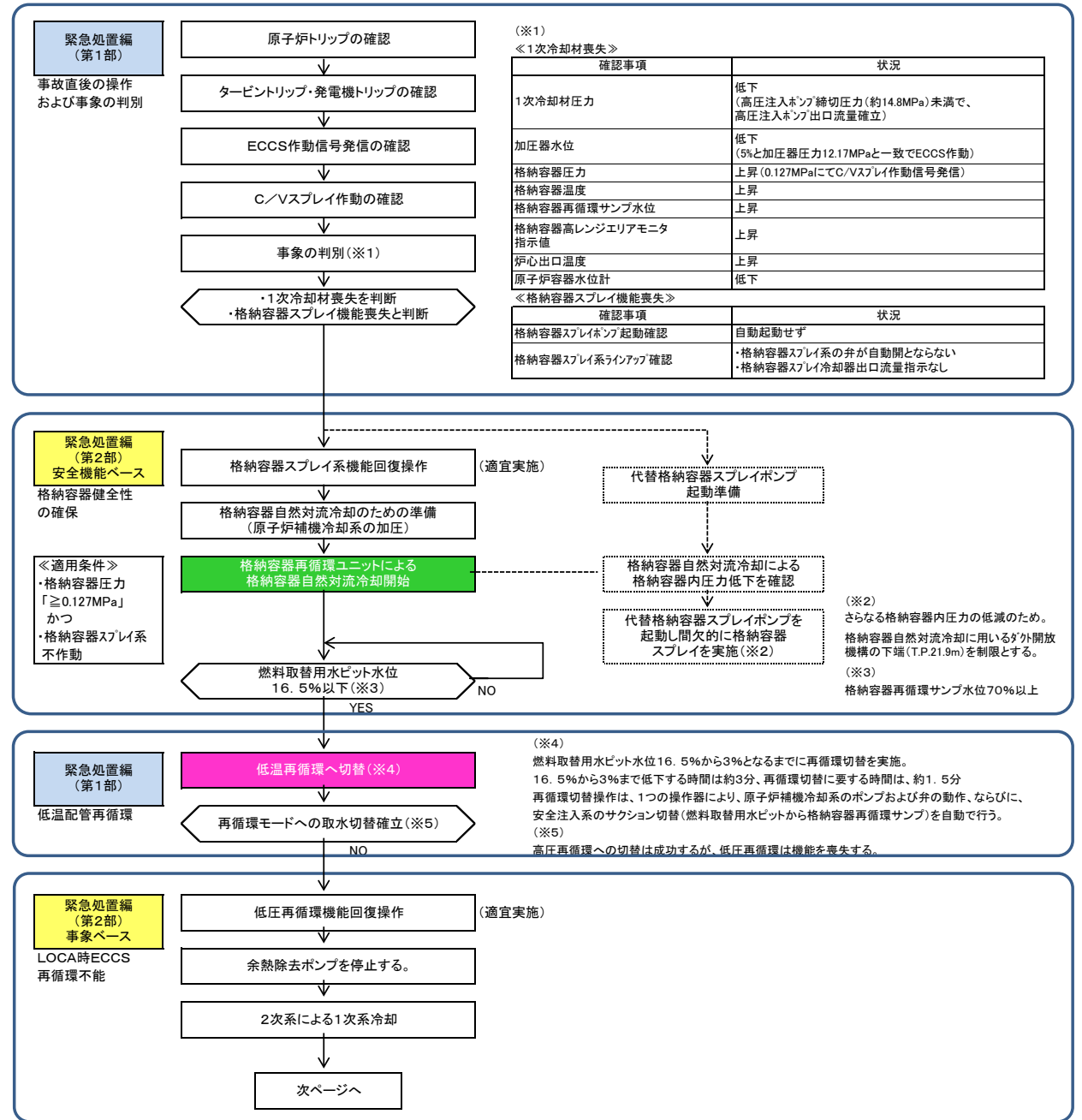
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉出力（初期）	100%(2,660 MWt)×1.02	崩壊熱等を保守的に評価する観点から、定格熱出力に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	冷却材喪失時に流出量が多く、事象の推移を保守的に評価する観点から、定格値に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材平均温度（初期）	304.5℃	実運転上の100%設定値
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	「55Gウラン燃料+1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定（なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定）
格納容器自然対流冷却開始	格納容器最高使用圧力到達から 30分後	運転員操作余裕時間として設定
格納容器再循環ユニットへの 通水流量	120m ³ /h×2台	17×17型3ループ標準データを使用 泊3号機設計値(82m ³ /h)に対し、想定される温度領域においては、両者の除熱能力はほぼ同等であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
破断位置、口径	低温側配管の完全両端破断	炉心損傷防止の観点から厳しい設定
格納容器自由体積	67,400m ³	17×17型3ループ標準データを使用 泊3号機設計値(65,500m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
1次冷却材体積	264m ³	17×17型3ループ標準データを使用 泊3号機設計値(273m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない

2-2. 有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【原子炉格納容器の除熱機能喪失(大LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】

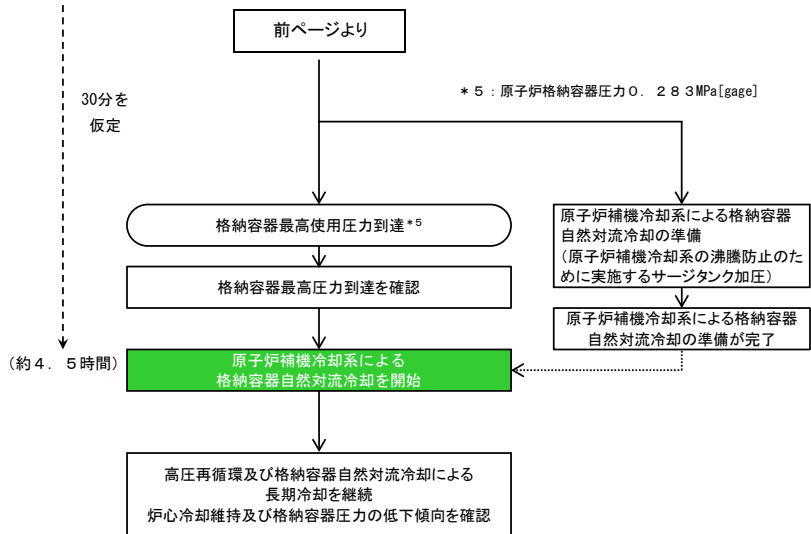


【運転要領(案)】

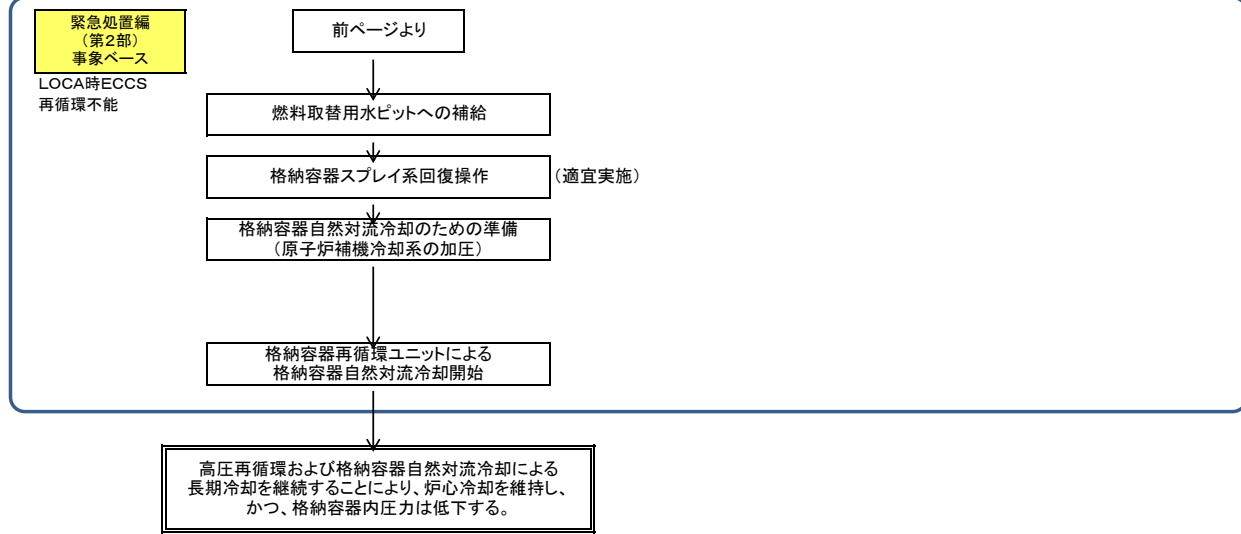


2-2. 有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【原子炉格納容器の除熱機能喪失(大LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】



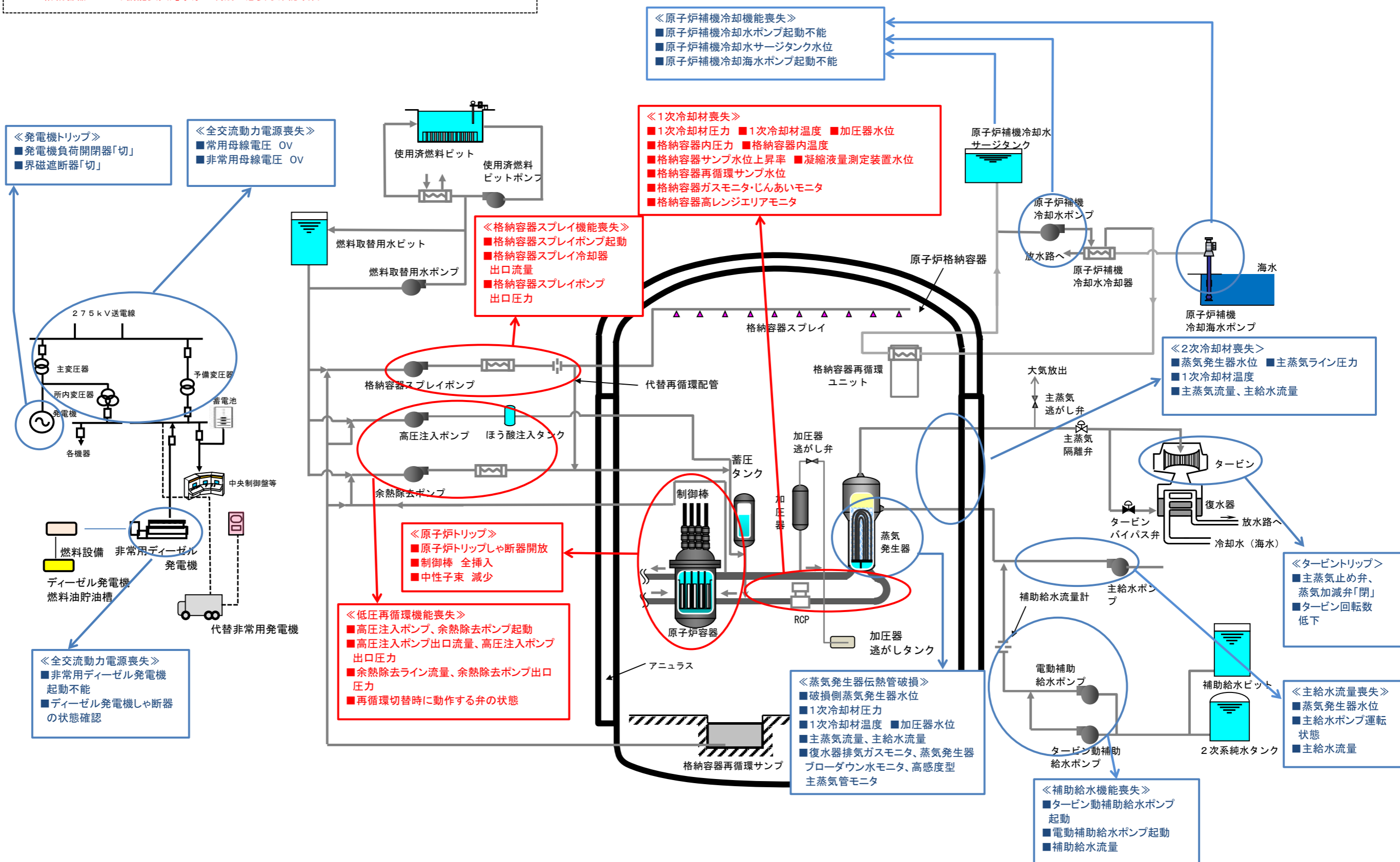
【運転要領(案)】



2-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器 原子炉格納容器の除熱機能喪失(大LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)

※1: 赤色で記載している確認項目は、「原子炉格納容器の除熱機能喪失(大LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)」事象の判別に必要な確認項目

2-3-1



2-4. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベの仕様等について

1. ポンベ仕様

種類：継目なし鋼製高圧ガス容器

容量：46.7ℓ/個

胴外形：232mm

個数：2（予備2）

取付場所：原子炉建屋 T.P.43.6m

2. ポンベ本数の設定について

JIS規格に基づく一般的な、内容積46.7ℓの汎用型窒素ガスポンベを用いる。

なお、充填圧力は14.7MPaである。

重大事故等対処時に格納容器自然対流冷却を行う場合に、格納容器再循環ユニット内の冷却コイルに通水した原子炉補機冷却水が沸騰するのを防止するための、原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標圧力は約0.30MPaである。この時、必要ポンベ数は以下の通りとなる。

$$n = \frac{P \times V}{(14.7 - P) \times 46.7 \div 1000} = 1.8$$

ここで、 n ：必要ポンベ数 [本]

P ：原子炉補機冷却水サージタンク内目標圧力 [MPa] =0.30

V ：加圧容積（大気圧）[m³] =4.0

以上より、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベの必要ポンベ数は2本となる。これに加え予備として2本を準備する。

3. 外観（写真は類似設備の写真）



2-5. 長期のパラメータ推移について

有効性評価解析においては、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が低下傾向を示していることから、以降「高圧再循環」及び「格納容器自然対流冷却」運転を継続することで長期的な炉心の冷却が可能と判断し72時間後までの解析結果を示している。

本解析結果について、168時間まで評価を行った場合の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の結果を図-1及び図-2に示す。

本図に示すとおり、72時間以降については、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度ともに低下の傾向を示している。

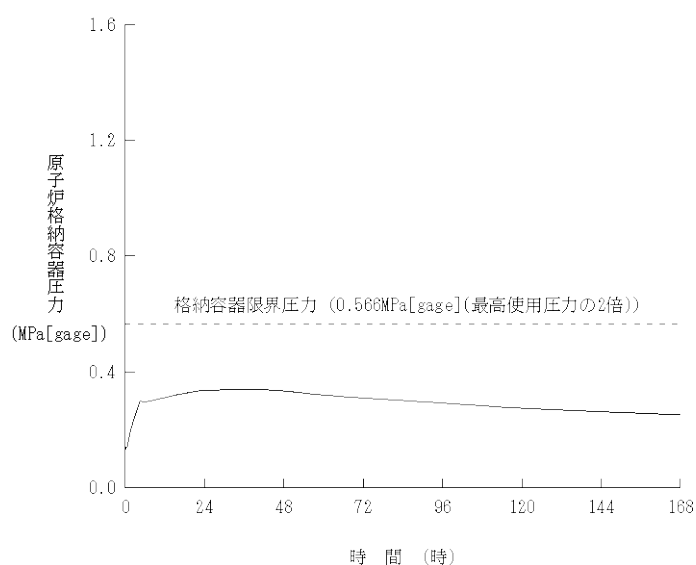


図-1 原子炉格納容器圧力(長期)

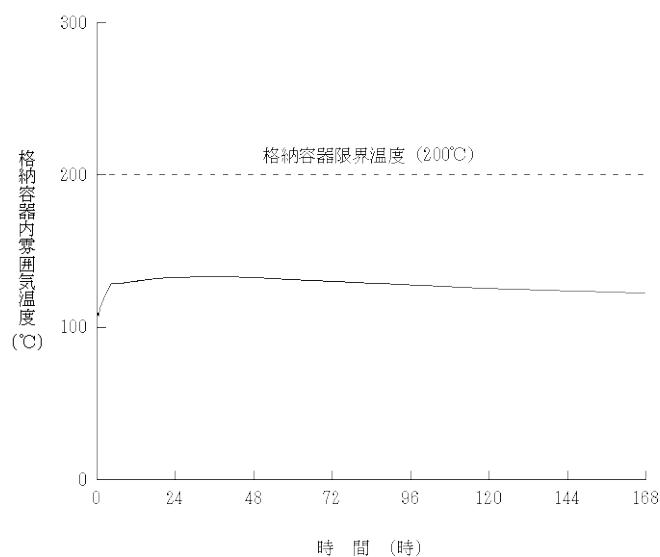


図-2 原子炉格納容器雰囲気温度(長期)

2-6. 格納容器の除熱機能喪失およびECCS再循環機能喪失における LOCA時の破断位置設定の考え方について

「格納容器の除熱機能喪失」においては、「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」の有効性を確認するため、炉心損傷防止及び長期的な格納容器の健全性確認の観点から有効性評価を実施している。また、「ECCS再循環機能喪失」においては、「格納容器スプレイ系を用いた代替再循環」の有効性を確認するため炉心損傷防止の観点から有効性評価を実施している。

なお、重大事故においては、設計基準事故と異なり、ECCS注入/再循環及び格納容器スプレイ/再循環機能の一部もしくは全てが機能喪失することから、結果を厳しくする破断想定についても設計基準事故とは異なってくる場合がある。

「格納容器の除熱機能喪失」および「ECCS再循環機能喪失」では、大破断LOCAを想定しているが、両事象における、ECCS条件、重大事故対策、破断位置想定の方針を表-1に整理した。同表に示すとおり、「格納容器の除熱機能喪失」においては、「炉心冷却を厳しくする想定」及び「長期的に格納容器破損に対し厳しい想定」として、低温側配管の破断を設定している。「ECCS再循環機能喪失」においても、「炉心冷却を厳しくする想定」として低温側配管の破断を設定している。

また、表-2には表-1の方針の根拠となる、低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合に、破断位置がECCS(蓄圧注入、高圧/低圧注入)の効果、蒸気発生器伝熱、炉心の冷却性、原子炉格納容器へのエネルギー放出の各要素に対する影響を整理している。

上記2事象においては、炉心損傷防止の観点からは「低温側配管」、格納容器破損防止の観点からは短期的には「高温配管破断」、長期的には「低温側配管破断」の想定が厳しいものと考えられる。

表-1 重大事故におけるLOCA時の破断想定の方の整理

分類	事故シーケンス	ECCS条件	重大事故対策	破断位置
炉心損傷防止対策	格納容器の除熱機能喪失	高压注入 ○ 低压注入 ○ 高压再循環 ○ 低压再循環 × CVスプレイ × 蓄圧注入 ○	・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して低温側から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わり、長期的には放出エネルギーが大きくなり、格納容器破損の観点より厳しい想定
	ECCS再循環機能喪失	高压注入 ○ 低压注入 ○ 高压再循環 × 低压再循環 × CVスプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 格納容器破損の観点からは、設計基準事故における格納容器健全性評価（大破断LOCA）の結果に包絡
(参考)設計基準事故	ECCS性能評価 格納容器健全性評価 ※単一故障を想定	高压注入 ○ 低压注入 ○ 高压再循環 ○ 低压再循環 ○ CVスプレイ ○ 蓄圧注入 ○	—	(a) ECCS性能評価では、炉心冷却を厳しくする観点から低温側配管破断を想定 (b) 格納容器健全性評価では、炉心及び蒸気発生器2次側の熱を早く格納容器へ放出する観点から高温側配管破断もしくは蒸気発生器出口側配管破断を想定

表-2 重大事故におけるLOCA時の低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の、破断位置が各要素に与える影響

破断位置	ECCS の効果		蒸気発生器伝熱管を通じた 2次系からの加熱冷却効果	炉心冷却性		原子炉格納容器への エネルギー放出
	蓄圧注入 (ブローダウン期間)	高圧/低圧注入 (ブローダウン期間以降)		ブローダウン期間	ブローダウン期間以降	
低温側 配管	蓄圧注入水がバイパスして直接破断口に向かう割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が小さい(炉心残存保有エネルギーが大きい)。	注入水の一部が破断口から直接流出し、炉心冷却に寄与する割合が小さい。注入水の蒸発(潜熱)冷却により炉心発生蒸気量が多くなる。	炉心で発生した蒸気がさらに2次冷却系からの熱を受けて過熱蒸気となり、破断口から放出される。蒸気密度が小さく流速が増加することから破断点までの圧損が増加する。 炉心過熱蒸気が2次冷却系温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。	炉心出口から破断口までの圧損が大きく炉心流量が停滞する傾向。またブローダウン終了が遅い。	炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい蒸気発生器、1次冷却材ポンプがあり圧損が大きいため、炉心再冠水が遅れる。	炉心再冠水期間以降は、炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して低温側から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わり、長期的には放出エネルギー流量が大きくなる。 炉心過熱蒸気が2次側温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。
高温側 配管	蓄圧注入水が炉心を通過する割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が大きい(炉心残存保有エネルギーが小さい)。	注入水のほぼ全量が炉心を通過するので注入水の顕熱冷却割合が多く、炉心発生蒸気量が少なくなる。	事象初期を除いて炉心発生蒸気又は2相流は蒸気発生器伝熱管を經由しないことから、2次冷却系からの熱を受けない。	炉心上部から破断口までの圧損が小さく炉心は強い上昇流となる。またブローダウン終了が早い。	炉心出口ー破断口の圧損が小さく、破断口が炉心上部に位置することから蒸気又は2相流が直接放出されやすい。	ブローダウン事象進展が早く、1次系初期保有エネルギーが蒸気発生器を經由せず直接放出されることから、短期的には放出エネルギー量が大きくなる。
比較	上記より、炉心損傷(の観点からは低温側配管破断の想定が厳しい)。 また、格納容器損傷防止の観点からは、短期的には高温側配管破断、長期的には低温側配管破断の想定が厳しい。					

2-6-3

(注) 「蒸気発生器伝熱管出口側配管(クロスオーバーレグ)破断」については、一般的に低温側配管破断と高温側配管破断の中間的な傾向を有するが、炉心再冠水期間以降、炉心発生蒸気がSGを經由して流出する際には、SG2次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ1次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、放出されるエネルギー量が大きくなる。

2-7. 事象初期の燃料被覆管温度及び格納容器温度について

【燃料被覆管温度の挙動】

格納容器の除熱機能喪失における事象初期の燃料被覆管温度、原子炉容器水位の挙動を図-1、図-2に、それぞれ示す。

事象初期においては、初期ブローダウン時の燃料ヒートアップ、及びその後の一時的な炉心の露出により燃料被覆管温度は上昇するが、高圧注入及び低圧注入の作動により直ちに冠水状態となるため、燃料被覆管温度の上昇は小さい結果となっている。

本事象においては、長期的な格納容器の挙動の確認を実施する目的から MAAP コードによる評価を実施しているが、MAAP コードでは、炉心全体（発熱部）を径方向、軸方向に複数の領域に分割し、炉心全体の温度を時々刻々計算しており、その中で最も高温となる領域の結果（領域の平均的な温度）を示している。炉心が露出した場合においても同様の取り扱いとしている。

上記のように MAAP コード内では高温集合体や高温燃料棒は模擬されていないため、燃料被覆管温度の上昇も比較的緩やかな結果となる。

本事象初期については、ECCS 注入系が2系統とも作動している状況であるため、PCT は設計基準事故の大破断 LOCA の結果と比べ低くなると考えられる。

また、同じ大破断 LOCA を起因とする ECCS 再循環機能喪失の燃料被覆管温度、原子炉容器水位の挙動を図-3および図-4に示す。本事象では、初期の格納容器スプレイ機能が期待できるという若干の条件の相違はあるが、原子炉水位と被覆管温度の推移は格納容器除熱機能喪失とほぼ同様である。

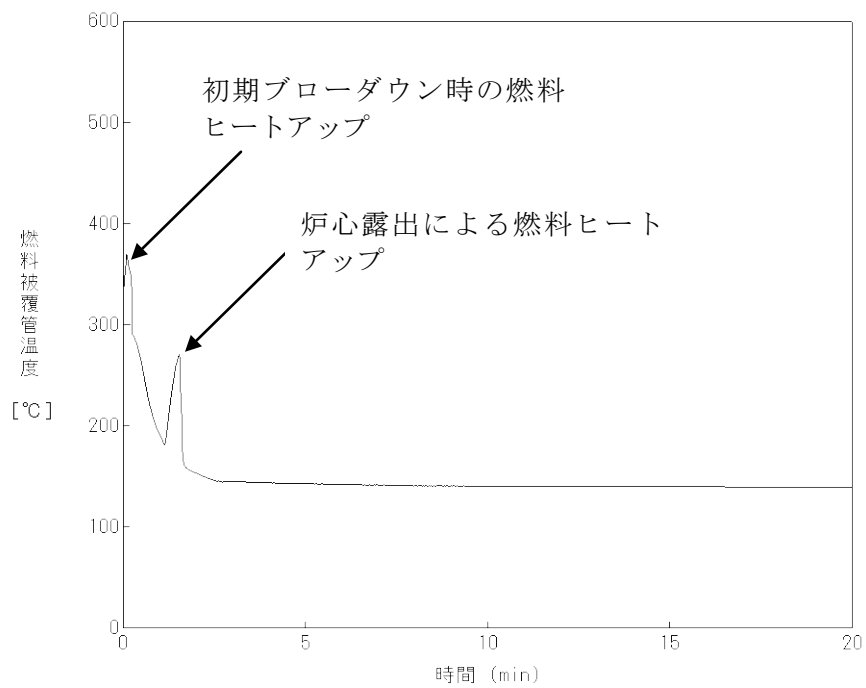


図-1 燃料被覆管温度 (格納容器の除熱機能喪失)

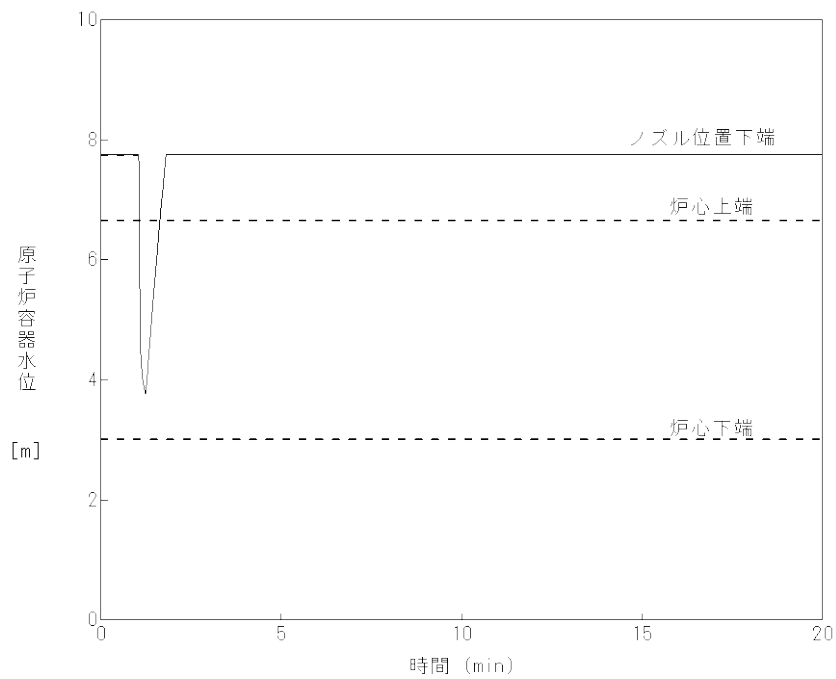


図-2 原子炉容器水位 (格納容器の除熱機能喪失)

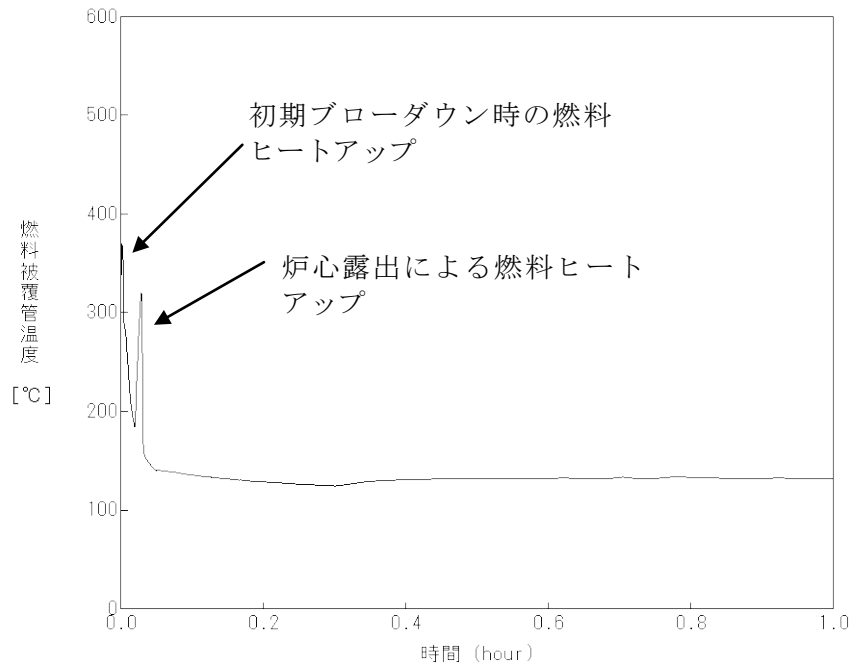


図-3 燃料被覆管温度 (ECCS再循環機能喪失)

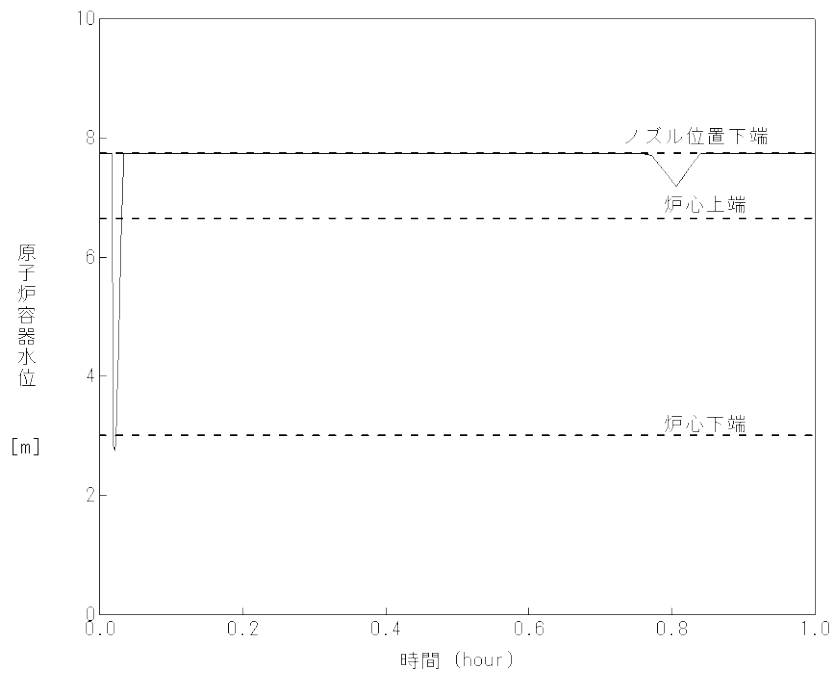


図-4 原子炉容器水位 (ECCS再循環機能喪失)

【格納容器内温度の挙動について】

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では低温配管破断を想定しているが、事象初期において破断直後の格納容器雰囲気の最大温度は約 168℃（約 13 秒）となっている。

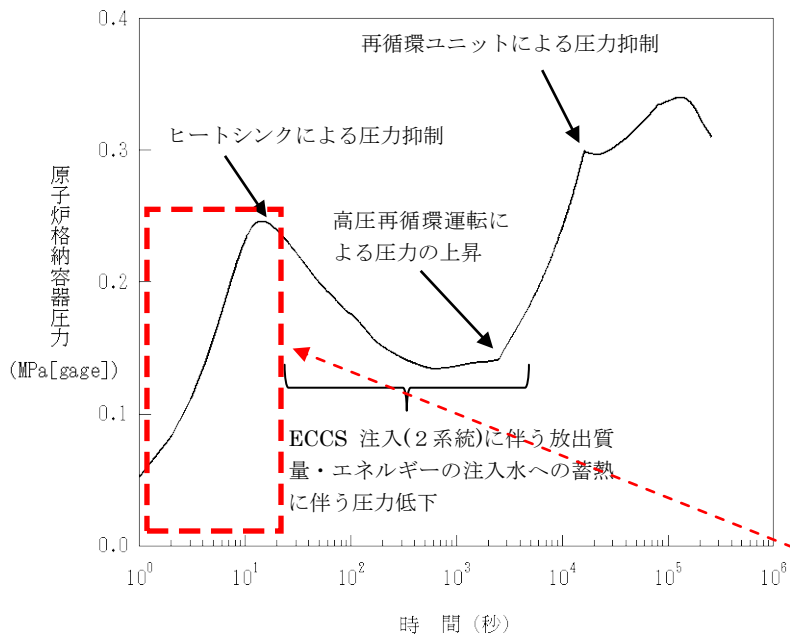
また、破断位置を高温側配管とした場合の事象初期の挙動は、格納容器過圧破損事象シーケンスと同様と考えられ、破断直後（ブローダウン期間）における格納容器雰囲気の最大温度は約 168℃（約 11 秒）となる。

このように低温側配管破断と高温側配管破断で破断直後の格納容器雰囲気の最大温度が同じとなっているが、これは破断直後ブローダウン終了までに格納容器内に放出される破断エネルギー流の合計は破断位置によらずほぼ一定であり、破断直後の格納容器雰囲気の最大温度はブローダウン終了時点の前後で出現すると考えられるためである。格納容器雰囲気温度は両者とも同じ結果となっているが、最大温度の出現時刻は高温側配管破断のほうが 2 秒程度早くなっており、高温側配管破断のほうが事象進展が早いことを示している。

MAAP コードでは、コードの特性として、運動量保存式を近似的に取り扱うことから、本大 LOCA 事象においては、破断口から流出する過熱蒸気が瞬時に格納容器内に伝播され、一時的に蒸気温度が飽和温度を大きく上回る状況となっており、本評価におけるごく初期の急峻な挙動では格納容器温度、圧力の結果は保守的（高温、高圧側）な評価となっているものと考えられる。

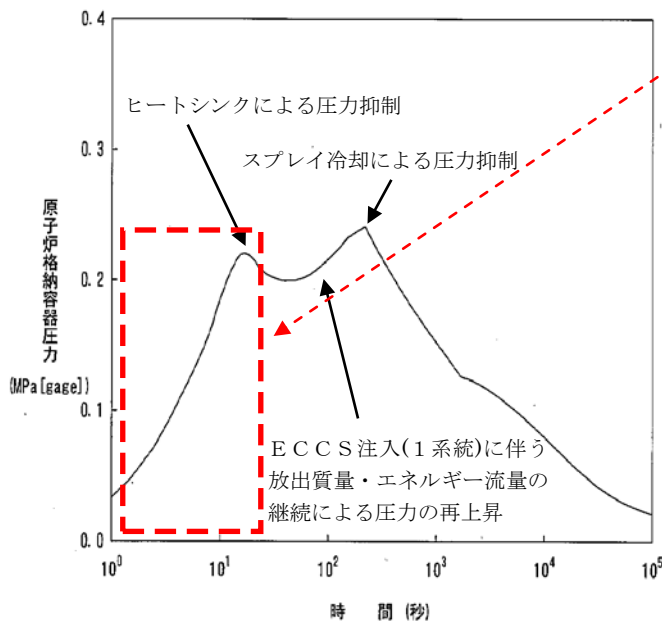
格納容器内の圧力について、ブローダウン過程における ECCS、格納容器スプレイ作動前の挙動の比較を図-5 に示す。本比較から、両事象では、主に動作する注入系の系統、再循環の成功有無、格納容器の除熱設備（スプレイ冷却もしくは再循環ユニット冷却）の差異のため、格納容器内圧の挙動には相違があるが、大破断 LOCA 発生直後の挙動は同等となっている。

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、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作動後の有効性を評価することを目的としている。MAAP コードでは、状態量を近似的に取り扱っているものの、事象初期の応答が急峻な期間は保守的な結果となっており、また、事象進展が緩やかとなる長期的な挙動については質量保存及びエネルギー保存則に則った計算モデルとし正確な模擬がなされており、本シーケンスにおける妥当性確認の使用コードとして妥当と判断している。



大破断LOCA初期の格納容器応答は同等の挙動

(a) 格納容器除熱機能の喪失 (MAA Pコード)



(b) 原子炉冷却材喪失 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析 (SATAN-VI/WREFLOOD/COCOコード)

図-5 格納容器の除熱機能喪失と格納容器健全性評価結果の比較

2-8. 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における ヒートシンクによる吸熱について

原子炉格納容器内のヒートシンクとしては、「格納容器ドーム部」「格納容器内コンクリート」「鋼材」「配管」等の格納容器内の構成部材を考慮している。

なお、保温材が必要な高温部材及び保温材についてはヒートシンクとして考慮していない。

解析における格納容器内のヒートシンク初期温度は、格納容器初期温度と合わせて49°C（通常運転時の格納容器内最高温度）としており、評価結果におけるヒートシンクによる吸熱については以下に示すとおりである。

事象初期においては、開口部からの放出により、格納容器内雰囲気温度とヒートシンク温度の差が非常に大きくなる。このため、事象初期においてヒートシンク吸熱量が一時的に非常に高くなるが、その後ヒートシンクの吸熱による雰囲気温度の低下と、ヒートシンク表面温度の増加により、温度差が小さくなるため、吸熱量は減少する。

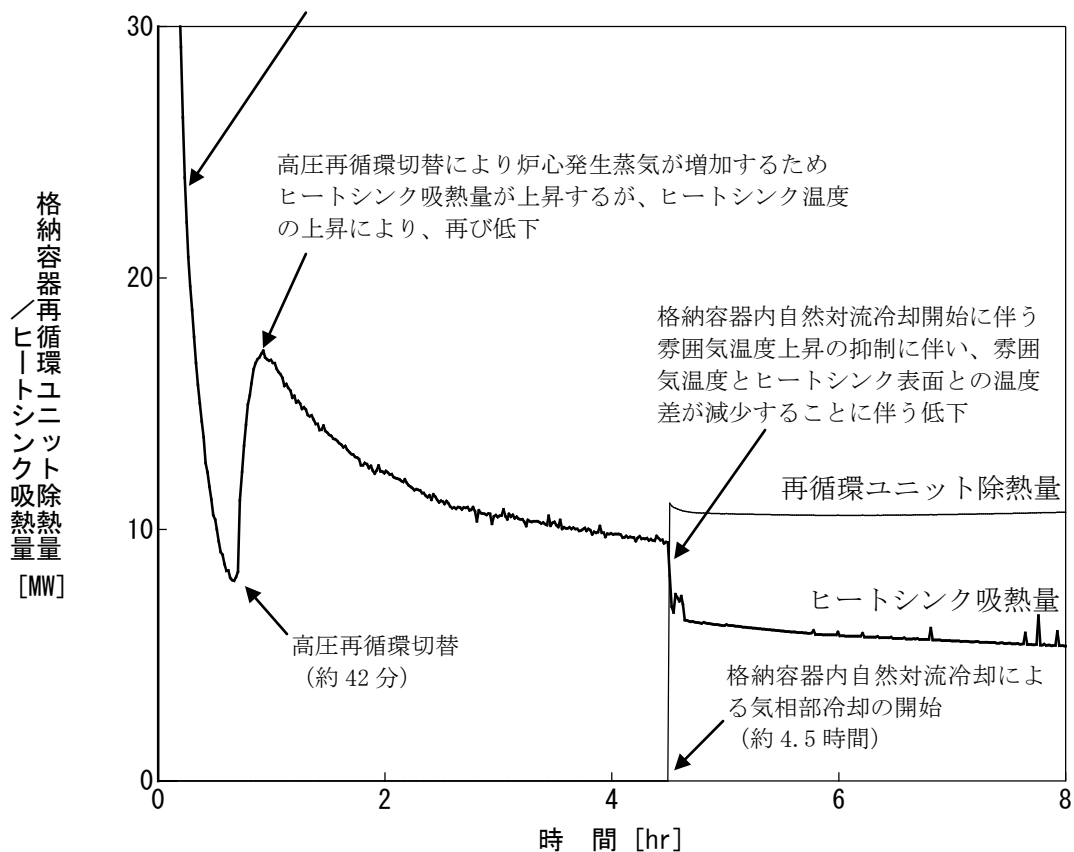


図 格納容器からの除熱量

2-9. 再循環運転時における高圧注入ポンプの有効 NPSH について

格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転時の高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプおよび格納容器スプレイポンプの有効 NPSH については、格納容器再循環サンプスクリーンの工事計画変更認可申請において評価を行っており、評価結果を以下の表にまとめる。

	高圧注入ポンプ	余熱除去ポンプ	格納容器スプレイポンプ
必要 NPSH			
格納容器再循環サンプを水源として いる場合の有効 NPSH	8. 5 7 m	9. 2 7 m	7. 7 4 m

上記の評価についての主な評価条件は以下のとおりである。

- 格納容器再循環サンプ水は保守的に飽和状態を仮定（格納容器内の背圧を考慮しない）
- 格納容器再循環サンプ水位は LOCA 時の最低水浸レベルの T.P.13.7m（広域水位約 70%）
- 高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプは同時に運転（最大流量）
- 再循環サンプスクリーンには大破断 LOCA を想定した異物が付着することを想定

運転要領に基づき格納容器再循環サンプ広域水位が約 70%であることを確認して再循環切替を実施するので、上表のとおり再循環運転時においても

$$\text{有効 NPSH} > \text{必要 NPSH}$$

となる。

なお、原子炉格納容器の除熱機能喪失（大 LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）シナリオにおける再循環運転は、高圧注入ポンプのみを運転するので、再循環サンプスクリーンを通過する流量は上表の評価条件の 1/10 程度であり、スクリーンで発生する差圧等が減少するため、高圧注入ポンプの有効 NPSH はさらに大きくなる。

以上

2-10. 再循環ユニット等の機器の健全性、除熱量評価について

1. 限界温度・圧力における機器の健全性について

泊発電所3号機の有効性評価では限界温度、圧力まで達するシーケンスはないが、原子炉格納容器は限界温度、限界圧力をそれぞれ 200℃、0.57MPa としていることから、これらの温度条件、圧力条件を仮定した場合の機器の健全性について評価を行った。

なお、これら機器の健全性評価については、後日、工事計画認可申請書の説明において、別途詳細説明する。

自然対流冷却に使用するユニット、ダクト類の構造図を添付1に示す。

(1) 強度について

a. 冷却コイル管側

(a) 内圧が高い場合の評価

日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む。))」(JSME S NC1-2005/2007) (以下「設計・建設規格」という。) PPC1.3式に準拠して、CV内温度 200℃、CV内圧力 0.57MPa と設定し必要肉厚を求めた。

$$t = \frac{P D_0}{2 S \eta + 0.8 P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 管内圧力 (MPa、本評価では管内圧 1.5MPa と管外圧 (CV内圧 0.57MPa または 0MPa) の差圧の組み合わせ)

D₀ : 管の外径 (mm)

S : 限界温度における許容引張応力 (MPa)

η : 長手継ぎ手の効率

(b) 外圧が高い場合の評価

設計・建設規格 図 PPC-3411-1 により、限界温度 (200℃) における引張許容応力と、(管の厚さ/管の外径) = 1/15.2 = 0.066 より、外面に許容される最高圧力を求めたところ、1.38MPa 程度となった。

表1 冷却コイル健全性評価結果

(a)	内圧	外圧	必要肉厚	設計肉厚
	1.5MPa	0.57MPa	0.316mm	1.0mm
	1.5MPa	0MPa	0.505mm	1.0mm
(b)	内圧	外圧	許容最高圧力	
	0MPa	0.57MPa	1.38MPa	

b. ユニット本体側（胴側各部材）

格納容器が限界温度、限界圧力となっても、ユニット内外で圧力差はなく、部材に応力が発生しないため、問題となることはない。

以上から、限界温度、圧力により構造健全性が問題となることはない。

(2) 温度・環境について

限界温度における構成する機器の材料への影響は表2に示すとおりで影響はない。

表2 温度影響のまとめ

材料	強度などの変化	影響
冷却コイルチューブ、胴、ダクトなど金属材料	コイル材料が銅系材料であり、最も温度影響がある。	上記評価の通り、コイルは構造強度上問題はない。 その他の金属材料は150～200℃程度の温度による強度の変化はほとんどない
CCW配管との取り合い等のフランジガスケット（ノンアスベストシートガスケット）	最高使用温度260℃であり、変化なし	影響ない。
アクセスパネルの取り付けガスケット（ゴム系）	劣化の可能性あり。	耐圧部でなく当該パネルは金属性ボルトで締結されていることから、外れることはなく、また、ユニット内外で圧力差も生じないことから機能に影響はない。

また、仮に格納容器スプレイ系により苛性ソーダ、ヒドラジンが格納容器内に存在するような状態となっても、自然対流冷却の流路となる機器・構造物を構成する、金属材料（鋼材、銅系材料）、ガスケットともにこれらの成分で劣化するものではなく、影響はないものと考えられる。

海水が混入した場合について、鋼材はメッキ、あるいは塗装による防食処置がなされており、また、銅系材料は海水に対して耐食性を有することから、機能に影響が出るような腐食が発生する可能性は殆ど無いものと考えられる。

以上から、温度、環境による機器の劣化はない。

(3) 耐震性について

格納容器再循環ユニットは剛性の高い骨組鋼材に冷却コイル等を固定する構造としており、ユニット定着部に作用する応力に対して、ユニット取付ボルトが十分な強度を有し、転倒しなければ機器の健全性は保たれる。

このため、格納容器再循環ユニットについて重大事故等対処設備として耐震Sクラス相当の耐震評価を実施し、Ss地震動に対して定着部に発生する応力が許容応力以下であることにより確認した。

以下のとおり、Ss地震動に対して裕度を有しており、耐震性に問題ない。

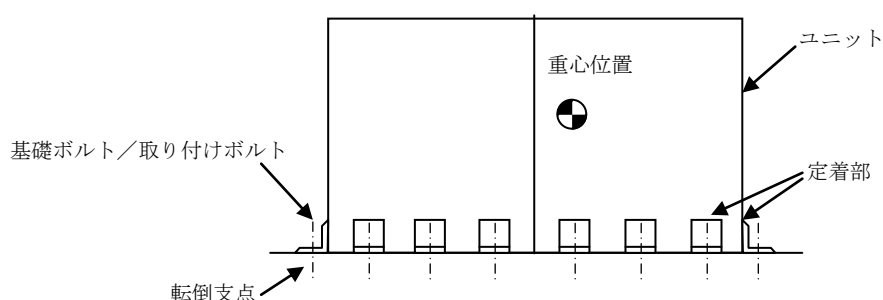


図1 評価モデル

表3 評価結果

	発生値	許容値 ^{※1}	裕度
引張	112N/mm ²	207N/mm ²	1.84
せん断	32N/mm ²	159N/mm ²	4.96

※1) 地震発生時の格納容器雰囲気温度(49℃)における許容値を示す。なお、仮に200℃を想定した場合においても、許容応力の低下割合は2割程度で問題となることは無く、十分な耐力を有していると言える。

(4) 放射線影響について

炉心溶融後の格納容器内は非常に強い放射線環境となるが、自然対流冷却用いる、格納容器再循環ユニット、ダクトなどは静的機器であり、放射線の影響を受ける電子機器などには用いていないため、放射線影響はないと考えられる。

また、再循環ユニットのアクセスパネルの取り付け等にゴム系のガスケットを用いているが、これが劣化しても、強度、性能に影響を与えるものではない。また、その他については非アスベスト系のシートパッキンを用いており、放射線による劣化はない。

以上から、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却の対象機器について、事故における環境が機器の健全性に影響を与えることはないと考えられる。

2. 自然対流冷却での除熱量評価について

(1) 除熱性能の評価手法について

泊3号機の格納容器自然対流冷却に用いるユニット、ダクトは添付1に示す構造となっており、原子炉補機冷却水または海水を通水することで、再循環ユニット内に冷気が形成され、ダクトを通してCV内T.P.約22mに放出されることにより、CV気層部の冷却が可能な構造となっている。

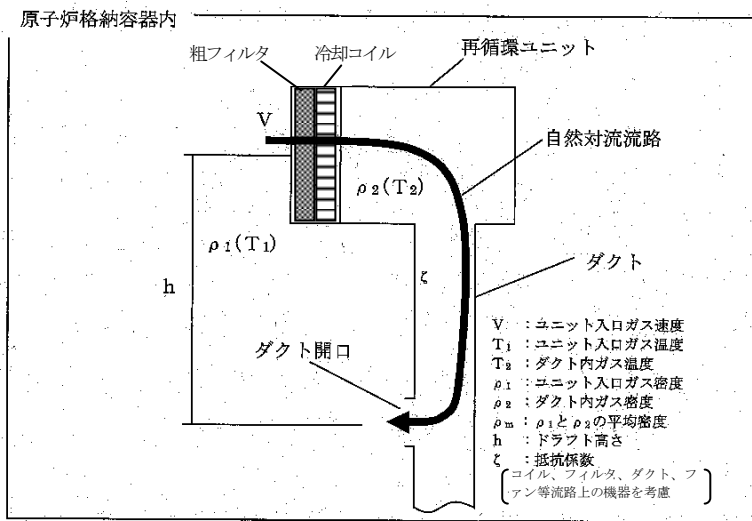
自然対流冷却の流量（入口ガス速度）は、再循環ユニットのドラフト高さ（h）と流路圧損に依存する。このため、再循環ユニットの自然対流冷却時の除熱量（q）はドラフト高さから引き起こされる自然対流力と流路圧損がバランスするユニット入口ガス速度から求める。

具体的には、図1に示す流動モデルから、下式に示す通り自然対流力（ P_d ）とダクト圧損（ ΔP ）を算出して、このバランスからユニット入口ガス速度（V）を決定する。

$$\text{自然対流力 } P_d = h \times (\rho_2 - \rho_1)$$

$$\text{圧損 } \Delta P = \zeta \times V^2 \times \rho_m \div 2 g, \quad \rho_m = (\rho_1 + \rho_2) / 2$$

$$\text{自然対流量 } V = \{ 2 g h / \zeta \times (\rho_2 - \rho_1) / \rho_m \}^{0.5}$$



圧力損失の内訳

要素	抵抗比率
粗フィルタ	82%
冷却コイル	7%
ダクト (ファン等を含む)	11%

図1 再循環ユニットにおける自然対流モデル

ここで、図1におけるドラフト高さ（h）は固定値、ユニット入口ガス温度、密度は入口における値（ T_1 ）（ ρ_1 ）を入力し、ガス速度を変数として、除熱量評価式から除熱量、ダクト内ガス温度・密度（ T_2 ）、（ ρ_2 ）を求めて上記のバランス式を解き、入口ガス速度を決定する。この入口ガス速度に対する除熱量が自然対流冷却時の除熱量となる（図2参照）。

さらに入口ガス温度を変化させ、同様の計算を行い、入口ガス温度（格納容器雰囲気温度）に対する除熱量を求めている。（図3参照）

なお、自然対流冷却の除熱評価式の適用性については、後日、別途説明する。

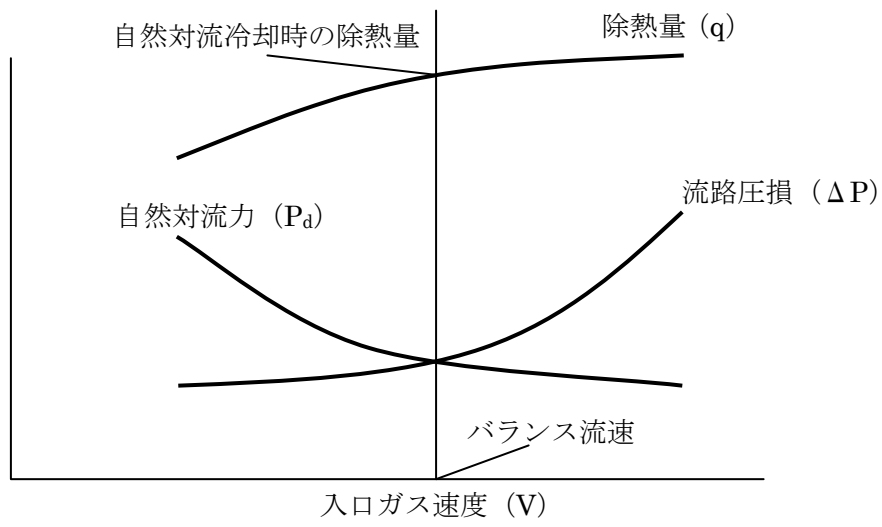


図2 自然対流冷却におけるバランスイメージ図



図3 重大事故時の格納容器再循環ユニット除熱量

(2) MAAP コードとの関係について

除熱評価式では図3に示す温度に対する除熱量データを計算し、これを MAAP コードに受け渡す。

具体的には、図4に示すように MAAP の上部区画から空気・飽和蒸気の混合気体を吸気し、除熱後、アニュラ区画内に放出するよう、除熱式で除熱量を計算し、熱解析を行う。

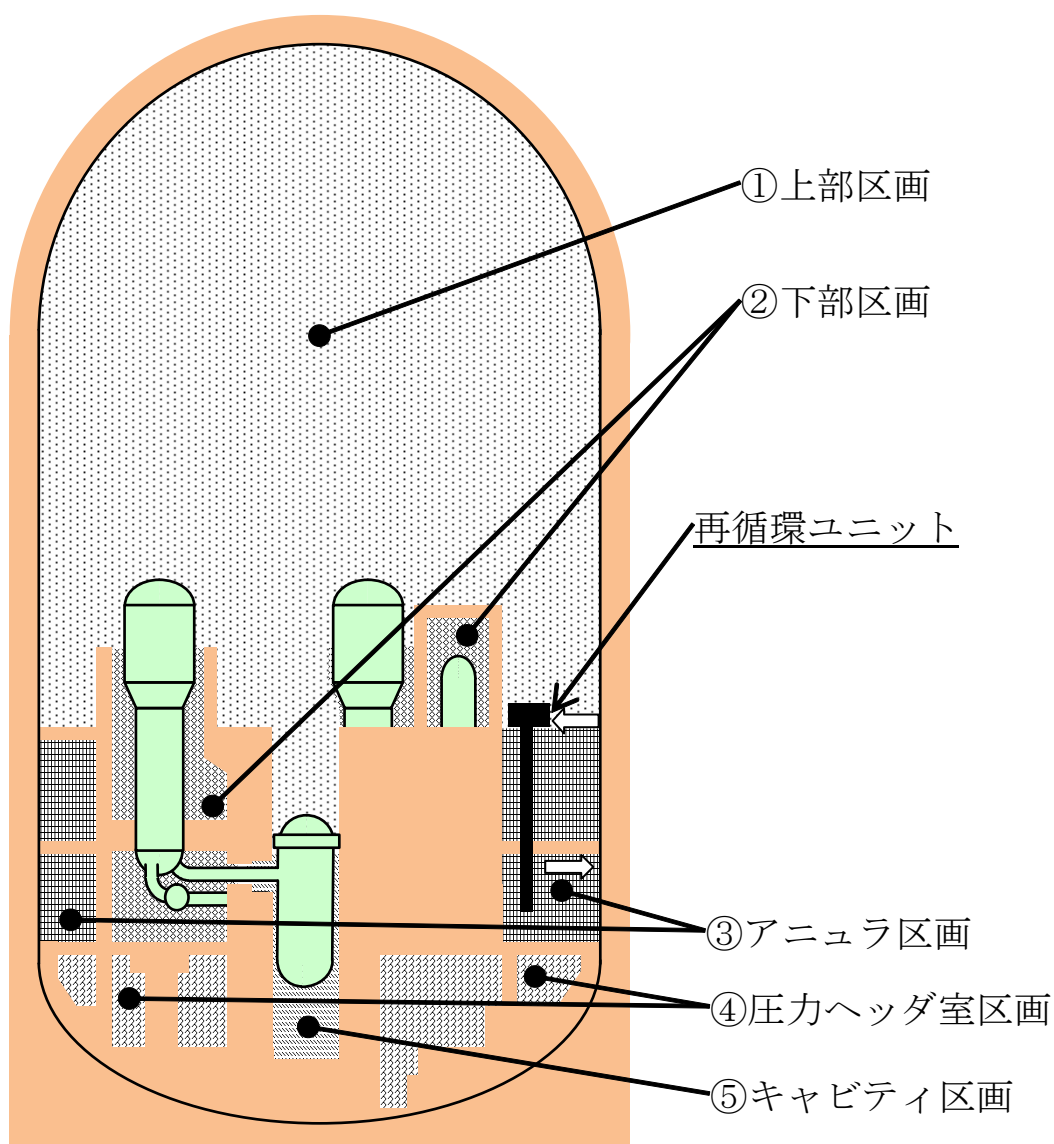
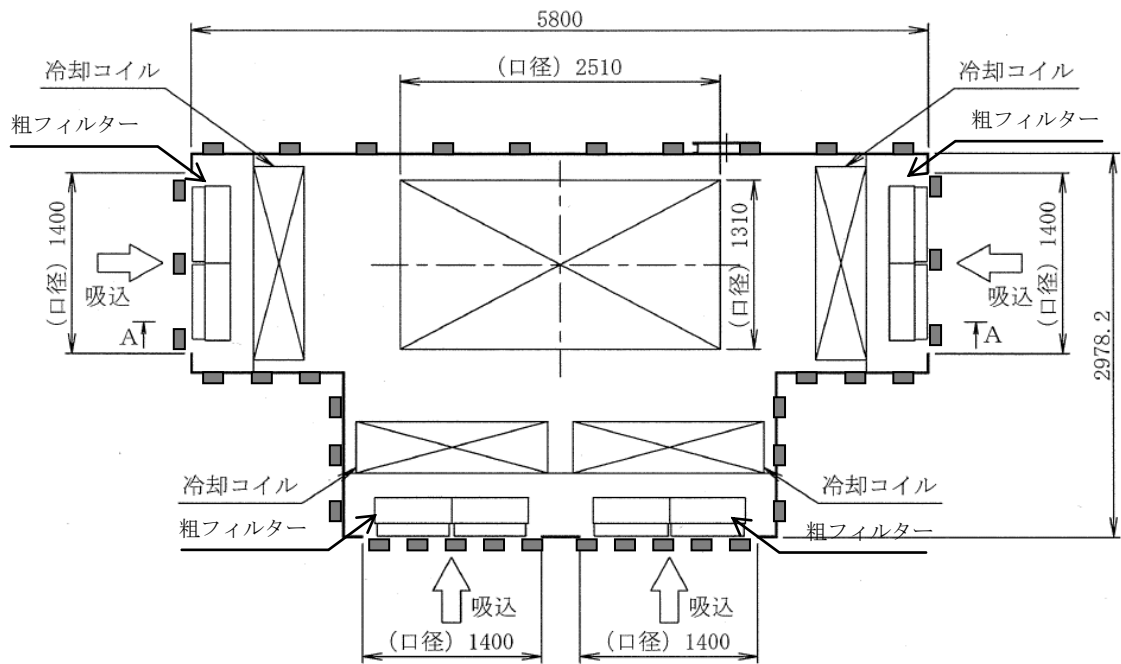
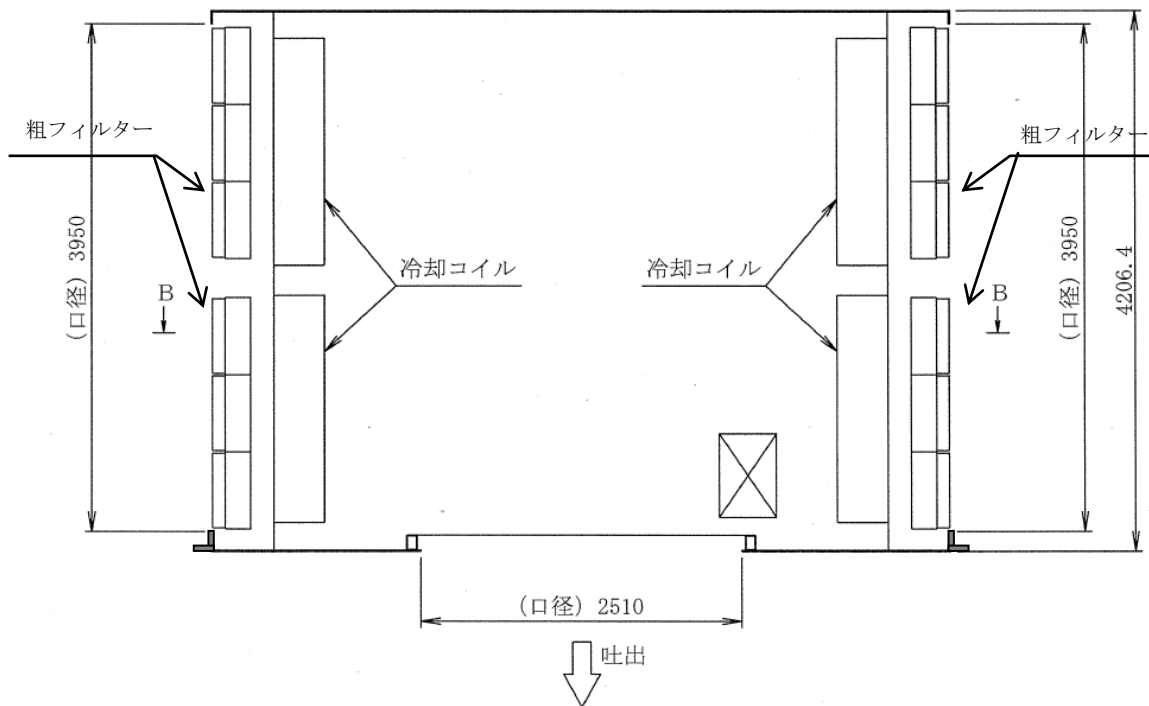


図4 MAAP の Node の区画イメージ



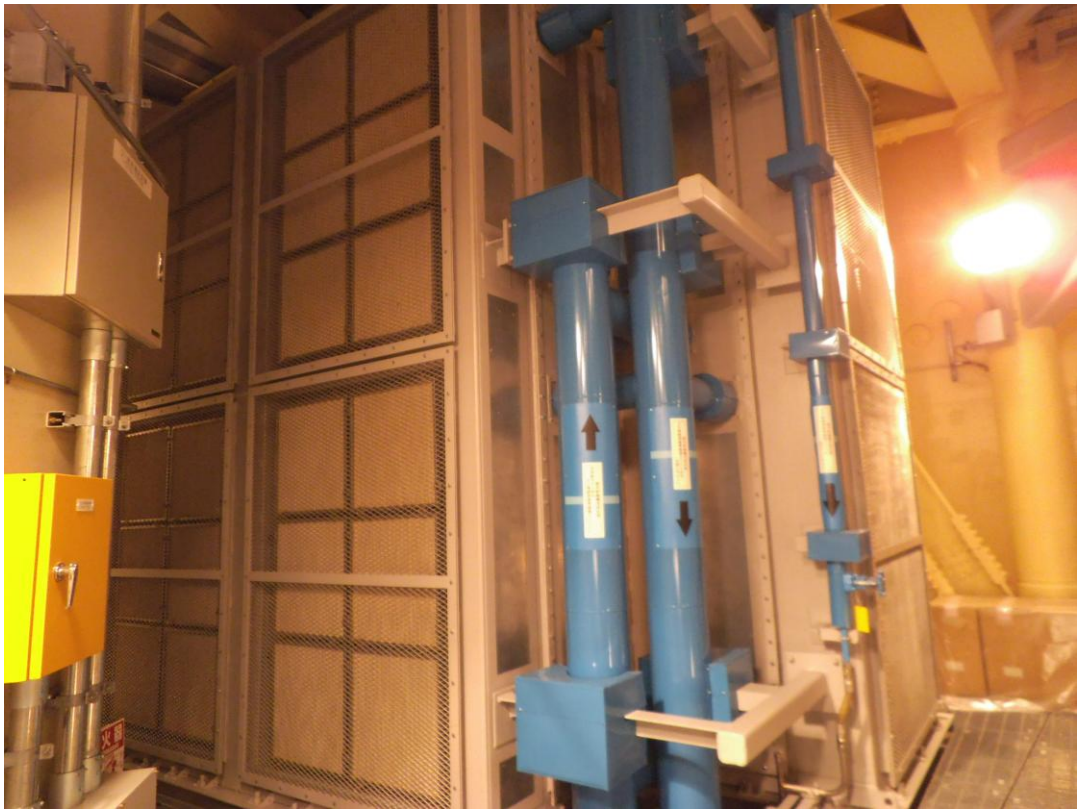
平面図 (断面B-B)



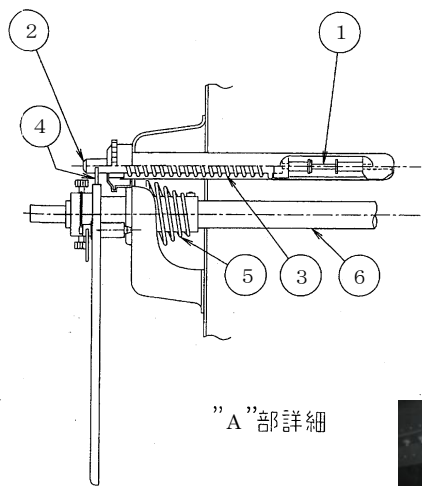
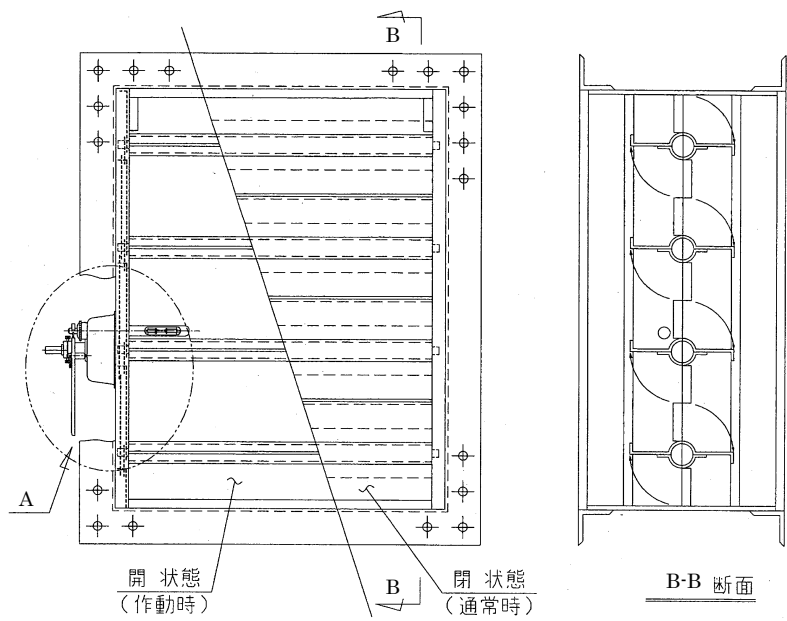
側面図 (断面A-A)

■ : 定着部

図 格納容器再循環ユニット構造図



格納容器再循環ユニット



- ① メルティングヒューズ
- ② ヒューズ押しピン
- ③ 押し出しスプリング
- ④ フック
- ⑤ 作動スプリング
- ⑥ シャフト

”A”部詳細



図 ダクト開放機構

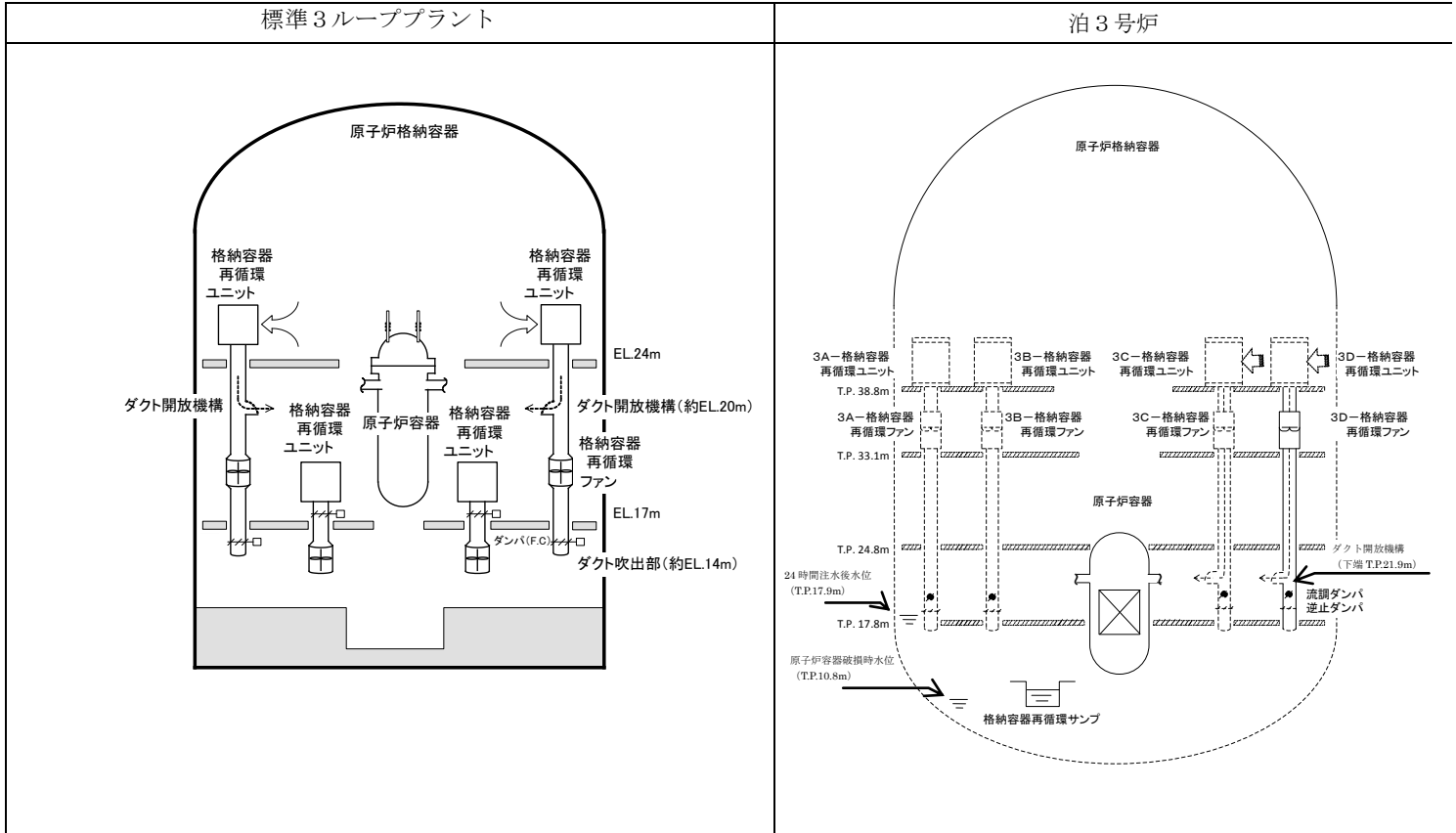


図 格納容器再循環系統

3-1. 有効性評価の条件設定の考え方

【ECCS 再循環機能喪失（大 LOCA+高圧再循環機能喪失+低圧再循環機能喪失）】

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉出力（初期）	100%(2,660 MWt)×1.02	崩壊熱等を保守的に評価する観点から、定格熱出力に対して、正の定常誤差を考慮した上限値として設定
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	定格値に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材平均温度（初期）	304.5℃	実運転上の100%設定値
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	「5.5Gウラン燃料+1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定（なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定）
代替再循環開始	再循環切替失敗後+30分 (この間は注水がないと仮定)	訓練等に基づく実移動時間や、操作等に必要な時間を現時的に想定した上で十分に対応できる運転員操作余裕時間として設定
代替再循環注水流量	200m ³ /h	再循環切替時点での崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として設定。 なお、1次系圧力が高い方が蒸発潜熱が小さくなり蒸発量が多くなることから、小LOCAも考慮して約0.6MPaの圧力条件下で蒸散量を評価している。
破断位置・口径	低温側配管の完全両端破断	炉心損傷防止の観点から厳しい設定（「2-6. LOCA時の破断位置設定の考え方について」参照）

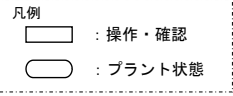
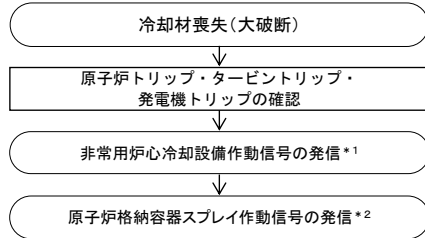
3-2. 有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【ECCS再循環機能喪失(大LOCA+高圧再循環機能喪失+低圧再循環機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】

【運転要領(案)】

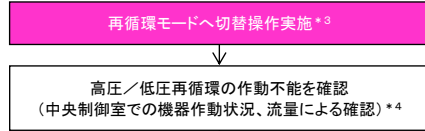
(解析上の時刻)

(0分)

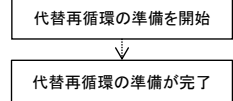


- * 1 : 以下の機器の自動起動を確認する
・ 高圧注入ポンプ
・ 低圧注入ポンプ
・ 電動補助給水ポンプ
- * 2 : 格納容器スプレイポンプの自動起動を確認する
- * 3 : 運転要領では燃料取替水ビット水位16.5%に到達後実施する。
- * 4 : 格納容器スプレイ再循環への切替は成功する。
- * 5 : 準備が完了すれば、その段階で実施する。

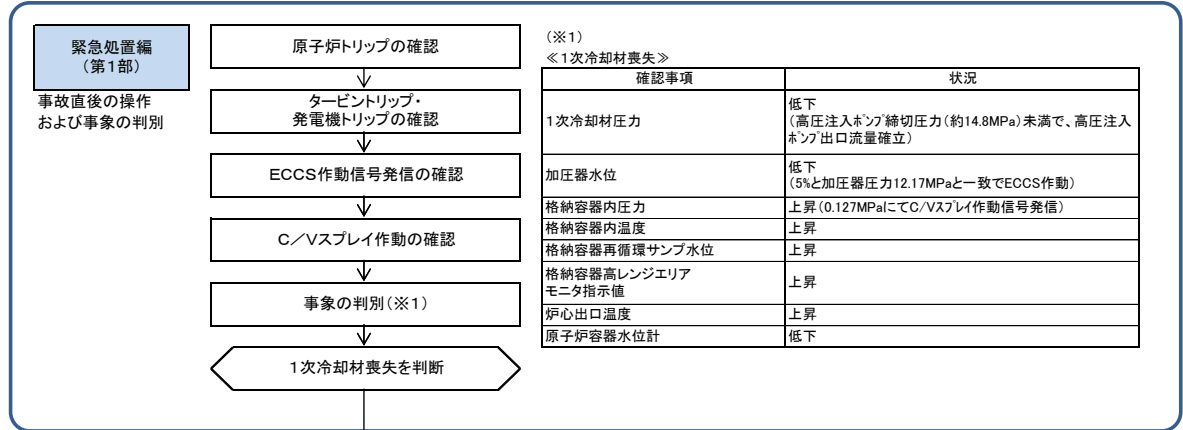
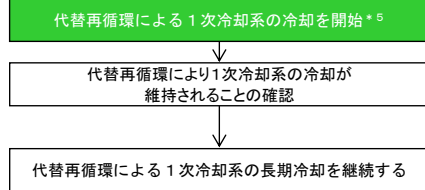
(約19分)



30分を
仮定

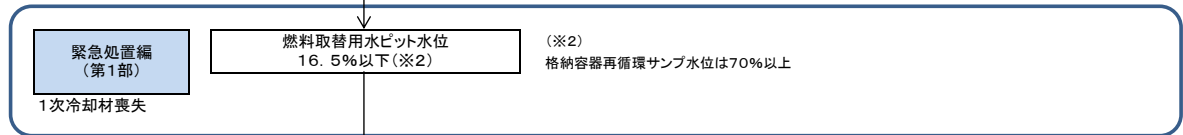


(約49分)

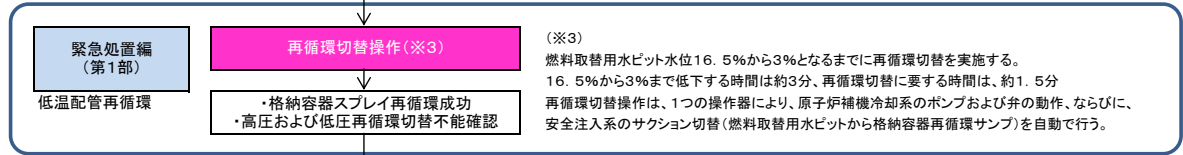


(※1)
《1次冷却材喪失》

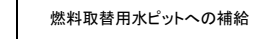
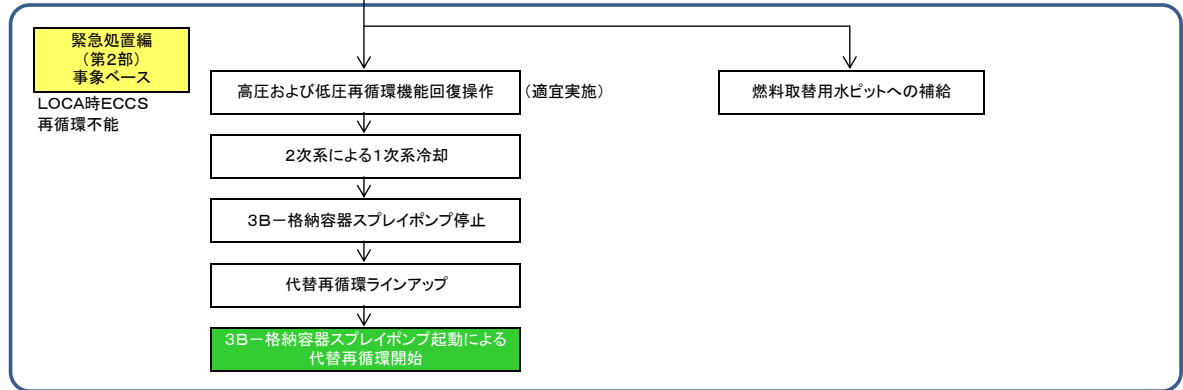
確認事項	状況
1次冷却材圧力	低下 (高圧注入ポンプ締切圧力(約14.8MPa)未満で、高圧注入ポンプ出口流量確立)
加圧器水位	低下 (5%と加圧器圧力12.17MPaと一致でECCS作動)
格納容器内圧力	上昇(0.127MPaにてC/Vスプレイ作動信号発信)
格納容器内温度	上昇
格納容器再循環サンプル水位	上昇
格納容器高レンジエリアモニタ指示値	上昇
炉心出口温度	上昇
原子炉容器水位計	低下



(※2)
格納容器再循環サンプル水位は70%以上



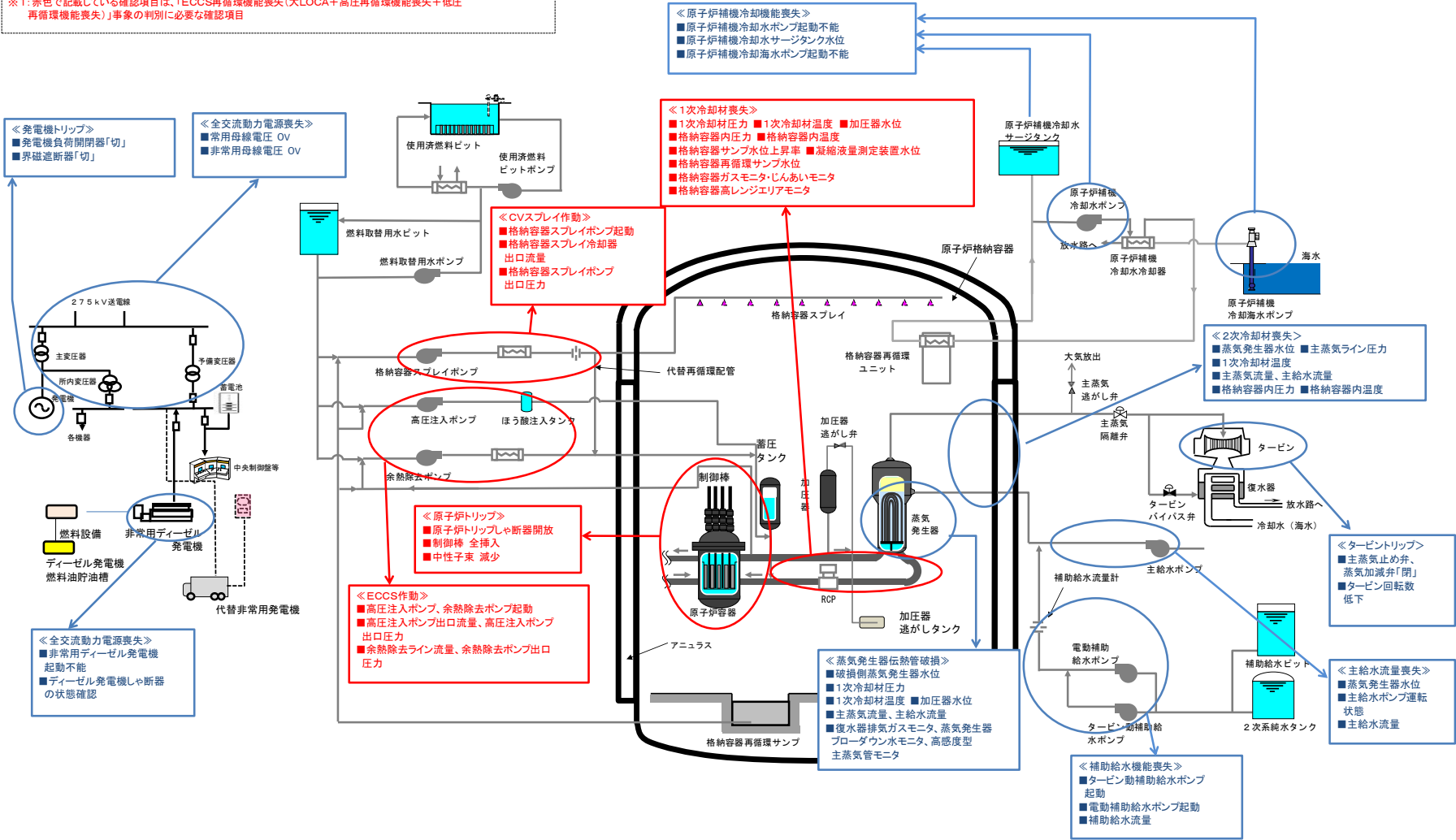
(※3)
燃料取替水ビット水位16.5%から3%となるまでに再循環切替を実施する。16.5%から3%まで低下する時間は約3分、再循環切替に要する時間は、約1.5分
再循環切替操作は、1つの操作器により、原子炉補機冷却系のポンプおよび弁の動作、ならびに、安全注入系のサクシオン切替(燃料取替水ビットから格納容器再循環サンプル)を自動で行う。



・代替再循環による炉心の長期冷却を実施する。

3-3. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器 ECCS再循環機能喪失（大LOCA+高圧再循環機能喪失+低圧再循環機能喪失）

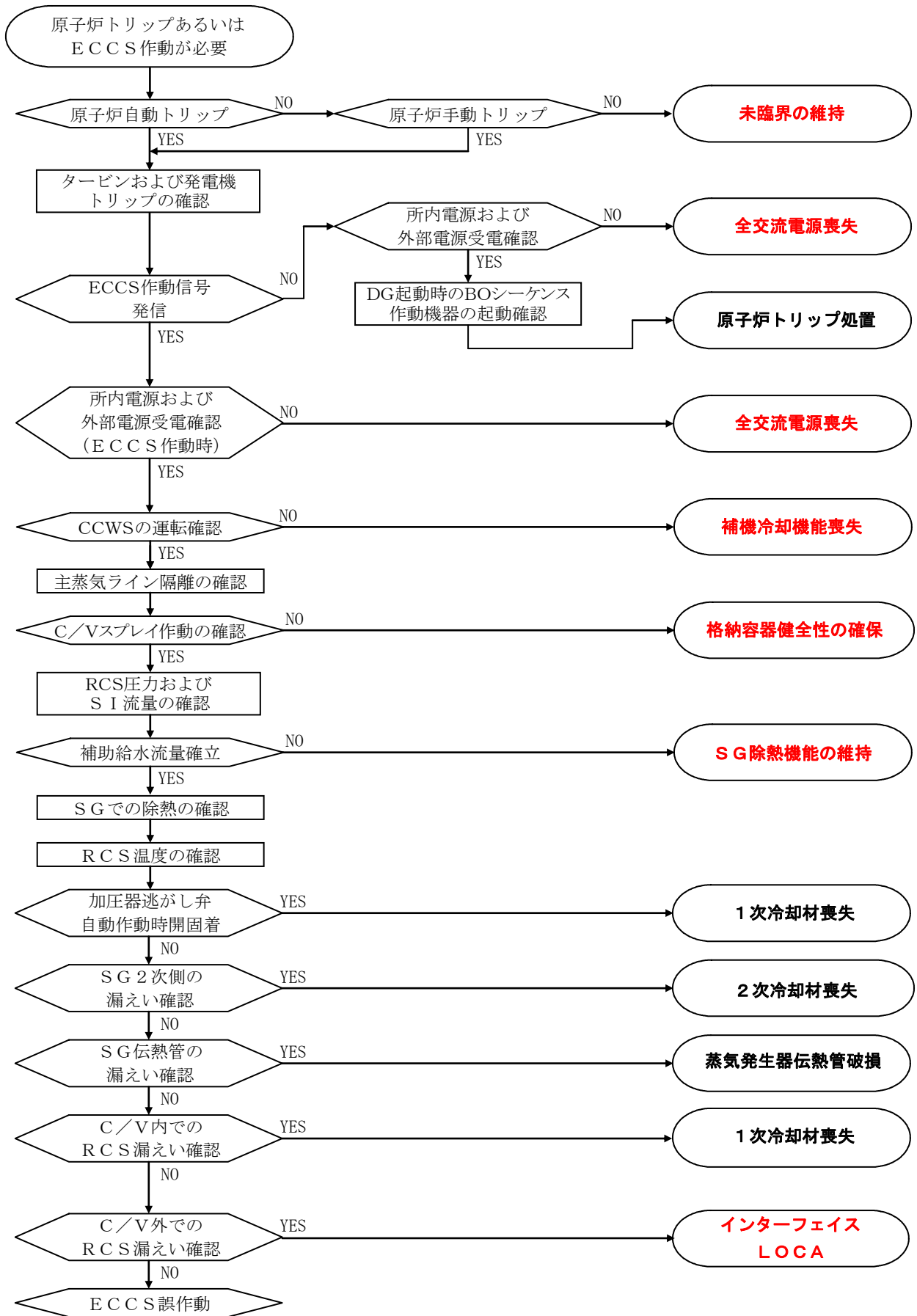
※1: 赤色で記載している確認項目は、「ECCS再循環機能喪失（大LOCA+高圧再循環機能喪失+低圧再循環機能喪失）」事象の判別に必要な確認項目



4-1. 運転員の事象判別プロセスについて

- 運転中の異常な過渡変化および事故が発生した場合、運転員は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の原則に基づき対応する。
まずは、運転要領緊急処置編（第1部）「事故直後の操作および事象の判別」にて、事故直後の操作と事象判別を行う。具体的には、「止める」機能確立のため、原子炉トリップを含むプラントトリップ確認を実施し、自動トリップしない場合には、手動によるトリップ操作を実施する。次に「冷やす」機能確立のため、安全注入（ECCS）作動信号の発信有無および外部電源の有無を確認した後、当該の信号が発信している場合には、安全系補機がシーケンス通りに自動作動し炉心にほう酸水が注入されるとともに、2次系による炉心冷却が維持されていることを確認する。また、「閉じ込める」機能確立のため、格納容器隔離弁により段階的に格納容器の隔離機能が確保されていることを確認する。
- これらの自動作動機器の動作状況および安全機能パラメータの確認を行う中で事象判別を実施し、事象毎に対応した手順に則り対応処置を実施することとなる。事象判別フローの概要は添付1のとおり。
運転員は、添付2「事象判別のための確認事項および判断基準」に示す様々な確認事項を確認するとともに、事象判別の判断基準に従い適切な運転要領を選択する。
これら事象毎に対応した手順は、運転要領「緊急処置編（第1部）」および「緊急処置編（第2部）事象ベース、安全機能ベース」にて構成されている。
これらの体系移行は、「緊急処置編（第1部）」による対応操作を実施中に、必要な安全機能や安全機器の多重故障等により炉心冷却機能等に重大な問題が生じた場合に、各々の判断基準に従い、「緊急処置編（第2部）事象ベース」および「緊急処置編（第2部）安全機能ベース」へ移行し対応処置を行うこととなる。
- さらにあらかじめ定められた炉心損傷の判断基準に合致すれば、「緊急処置編（第3部）」に移行し、炉心損傷進展の防止および緩和、ならびに、格納容器の健全性維持、外部への放射性物質放出の防止および緩和のための操作を行う。
- 添付3に「事象発生後に使用する手順の選定フロー」を、添付4に「安全機能パラメータおよび運転要領適用条件」、「緊急処置編（第3部）適用条件」を示す。

運転員の事象判別フロー概要



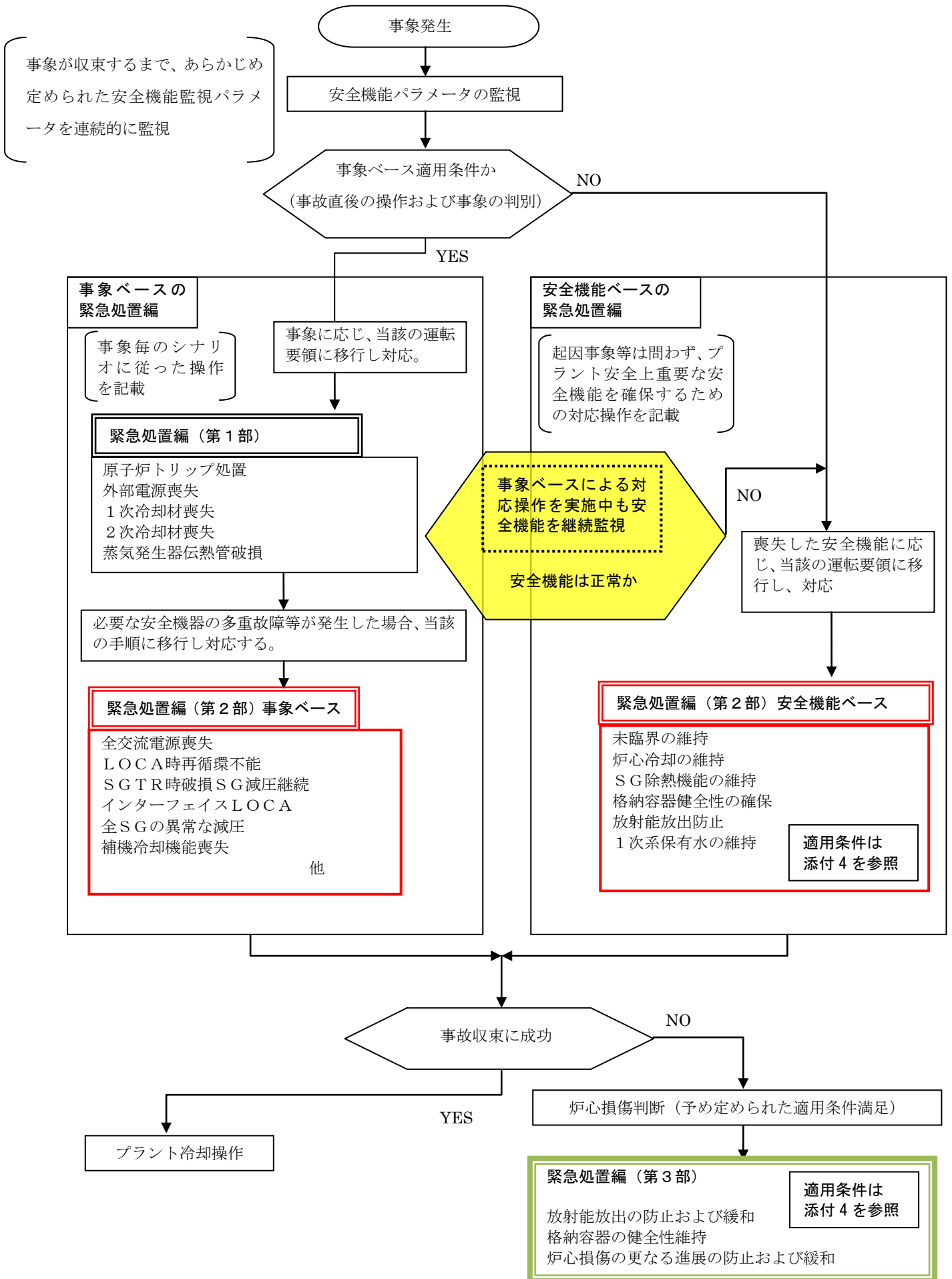
事象判別のための確認事項および判断基準

項目	確認事項	事象判別の判断基準	備考
原子炉トリップ	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉トリップ遮断器「開放」 ●制御棒「全挿入」 ●中性子束「減少中」 	<ul style="list-style-type: none"> ●トリップできない場合は、 緊急処置編（第2部）安全機能ベース「未臨界の維持」へ移行 	
タービントリップ	<ul style="list-style-type: none"> ●非常しゃ断油圧力「低」 ●主蒸気止め弁「全閉」 ●蒸気加減弁「全閉」 ●インターセプト弁「全閉」 ●再熱蒸気止め弁「全閉」 		
発電機トリップ	<ul style="list-style-type: none"> ●発電機負荷開閉器「切」 ●界磁遮断器「切」 		
所内電源および外部電源受電確認	<ul style="list-style-type: none"> ●非常用高圧母線電圧「約6.6kV」 ●常用高圧母線電圧「約6.6kV」 ●275kV甲、乙母線電圧「約275kV」 ●泊幹線1号線、泊幹線2号線、後志幹線1号線、後志幹線2号線電圧「約275kV」 	<ul style="list-style-type: none"> ●全ての確認事項について満足した場合、 緊急処置編（第1部）「原子炉トリップ処置」へ移行 ●275kV甲、乙母線、ならびに、泊幹線および後志幹線が停電し、ディーゼル発電機から受電している場合は、「BOシーケンス作動」を確認した後、 緊急処置編（第1部）「原子炉トリップ処置」へ移行 ●275kV甲、乙母線、ならびに、泊幹線および後志幹線が停電し、非常用高圧母線の両母線が受電不能である場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「全交流電源喪失」へ移行 	
ECCS作動信号発信	<ul style="list-style-type: none"> ●ECCS作動ファーストアウト警報を確認 ●ECCS作動シーケンスによる機器の自動起動確認（※1） ●RCP「停止」 ●主給水隔離 ●原子炉格納容器隔離A作動 		※1： 高圧注入系、低圧注入系、補助給水系、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系、換気空調系の機器の起動
所内電源および外部電源受電確認（ECCS作動時）	<ul style="list-style-type: none"> ●ディーゼル発電機自動起動 ●非常用高圧母線電圧「約6.6kV」 ●常用高圧母線電圧「約6.6kV」 ●275kV甲、乙母線電圧「約275kV」 ●泊幹線1号線、泊幹線2号線、後志幹線1号線、後志幹線2号線電圧「約275kV」 	<ul style="list-style-type: none"> ●275kV甲、乙母線、ならびに、泊幹線および後志幹線が停電し、非常用高圧母線の両母線が受電不能である場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「全交流電源喪失」へ移行 	
CCWSの運転確認	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉補機冷却水ポンプ起動確認 ●原子炉補機冷却系のラインアップ正常の確認 ●原子炉補機冷却水サージタンク水位の確認 	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「補機冷却機能喪失」へ移行 	
主蒸気ライン隔離	<ul style="list-style-type: none"> ●主蒸気隔離弁「閉」 		

項目	確認事項	事象判別の判断基準	備考
C/Vスプレイ作動	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器スプレイポンプ起動確認 ●格納容器スプレイ系ラインアップ正常 ●原子炉格納容器隔離B作動 	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器圧力がC/Vスプレイ作動圧力以上で、格納容器スプレイ系が不作動の場合、 緊急処置編（第2部）安全機能ベース「格納容器健全性の確保」へ移行 	
RCS圧力およびSI流量の確認	<ul style="list-style-type: none"> ●1次冷却材圧力の確認 ●高圧注入ポンプ出口圧力、流量の確認 		
補助給水流量の確認	<ul style="list-style-type: none"> ●補助給水ライン流量「$\geq 80\text{m}^3/\text{h}$」 ●蒸気発生器水位の確認 	<ul style="list-style-type: none"> ●補助給水ライン流量が「$< 80\text{m}^3/\text{h}$」、かつ、全蒸気発生器狭域水位「\leq下端水位」の場合、 緊急処置編（第2部）安全機能ベース「SG除熱機能の維持」へ移行 	
SGでの除熱確認	<ul style="list-style-type: none"> ●タービンバイパス弁による除熱確認 または ●主蒸気逃がし弁による除熱確認 		
RCS温度の確認	<ul style="list-style-type: none"> ●1次冷却材温度確認 		
加圧器逃がし弁自動作動時開固着	<ul style="list-style-type: none"> ●加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁の閉止に失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ●加圧器逃がし弁、加圧器逃がし元弁の閉止に失敗した場合、 緊急処置編（第1部）「1次冷却材喪失」へ移行 ●緊急処置編（第1部）「1次冷却材喪失」に従い操作中、燃料取替用水ピット水位16.5%となり、再循環切替操作を実施したが、再循環運転に移行できない場合は、 緊急処置編（第2部）事象ベース「LOCA時再循環不能」に移行 	
SG2次側の漏えい確認	<ul style="list-style-type: none"> ●いずれかの蒸気発生器の主蒸気ライン圧力「低下」 ●いずれかの蒸気発生器の主蒸気ライン流量「上昇」 	<ul style="list-style-type: none"> ●蒸気発生器2次側の漏えいと判断される場合、 緊急処置編（第1部）「2次冷却材喪失」へ移行 ●緊急処置編（第1部）「2次冷却材喪失」に従い操作中、健全蒸気発生器が確認できず、全蒸気発生器が減圧を示した場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「全SGの異常な減圧」に移行 	
SG伝熱管の漏えい確認	<ul style="list-style-type: none"> ●復水器排気ガスモニタ指示値「上昇」 ●蒸気発生器ブローダウン水モニタ指示値「上昇」 ●高感度型主蒸気管モニタ指示値「上昇」 	<ul style="list-style-type: none"> ●SG伝熱管の漏えいと判断される場合、 緊急処置編（第1部）「蒸気発生器伝熱管破損」へ移行 ●緊急処置編（第1部）「蒸気発生器伝熱管破損」に従い操作中、破損側蒸気発生器の主蒸気ライン圧力が無負荷圧力（6.93MPa）より低下し、減圧が継続している場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「SGTR時破損SG減圧継続」に移行 ●緊急処置編（第1部）「蒸気発生器伝熱管破損」に従い操作中、漏えい停止のための1次冷却系減圧操作が不可能な場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「SGTR時破損減圧操作不能」に移行 	
C/V内でのRCSの漏えい確認	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器じんあいモニタ指示値「上昇」 ●格納容器ガスモニタ指示値「上昇」 ●格納容器圧力「上昇」 ●格納容器再循環サンプル水位「上昇」 	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器内での1次冷却材の漏えいと判断される場合、 緊急処置編（第1部）「1次冷却材喪失」へ移行 ●緊急処置編（第1部）「1次冷却材喪失」に従い操作中、燃料取替用水ピット水位16.5%となり、再循環切替操作を実施したが、再循環運転に移行できない場合は、 緊急処置編（第2部）事象ベース「LOCA時再循環不能」に移行 	

項目	確認事項	事象判別の判断基準	備考
C/V外でのRCSの漏えい確認	<ul style="list-style-type: none"> ●排気筒ガスモニタ指示値「上昇」 ●原子炉補助建屋、原子炉建屋での漏えい（※2） 	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器外での1次冷却材の漏えいと判断される場合、 緊急処置編（第2部）事象ベース「インターフェイスLOCA」へ移行 	※2： 補助建屋サンプタンク水位、漏えい検知器等による確認
ECCS誤作動の確認	<ul style="list-style-type: none"> ●1次冷却材圧力 ●加圧器水位 ●格納容器じんあいモニタ、ガスモニタ ●格納容器圧力 ●格納容器再循環サンプ水位 ●復水器排気ガスモニタ指示値 ●蒸気発生器ブローダウン水モニタ指示値 ●排気筒ガスモニタ指示値 ●主蒸気ライン圧力 ●主蒸気ライン流量 ●加圧器逃がしタンク水位・圧力・温度 	全ての確認事項が「正常」	

事象発生後に使用する手順の選定フロー



安全機能パラメータおよび運転要領適用条件

運転要領 緊急処置編（第2部） 安全機能ベース	安全機能パラメータおよび運転要領適用条件
未臨界の維持	原子炉出力「 $\geq 5\%$ 」 または 炉外核計測装置中間領域起動率「 > 0 」
炉心冷却の維持	炉心出口温度「 $\geq 350^{\circ}\text{C}$ 」
SG除熱機能の維持	全蒸気発生器狭域水位「 \leq 下端水位」 かつ 補助給水ライン流量「 $< 80\text{m}^3/\text{h}$ 」
格納容器健全性の確保	格納容器圧力「 $\geq 0.127\text{MPa}$ 」 かつ 格納容器スプレイ系不作動
放射能放出防止	格納容器高レンジエリアモニタ指示値「 $\geq 10^3\text{mSv/h}$ 」 かつ 格納容器スプレイ系不作動
1次系保有水の維持	ECCS作動中でなく かつ 加圧器水位「 $\leq 17\%$ 」

緊急処置編（第3部）適用条件

《適用条件》

炉心出口温度 350°C 以上 かつ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示値 $1 \times 10^5\text{mSv/h}$ 以上
