

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-008 改 03
提出年月日	2022年1月27日

工事計画に係る補足説明資料
(原子炉冷却系統施設)

2022年1月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料
 添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書		
2	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書		
3	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書		
4	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書		
5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	補足 1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について 補足 2 原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について 補足 3 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について	今回提出範囲
6	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書		

非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの
有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

補足 1	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭 について……………	補足 1-1
補足 2	原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について…………	補足 2-1
補足 3	原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について……………	補足 3-1

1. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について
 (1) 原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる, サプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて, 大気圧 101.325kPa を考慮し, 吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は, 以下の差分 □ m としている。 ●水源の水位: EL □ m 水源の水位としては, サプレッションプールの最低水位とした。 ●ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管及び弁類圧損は, 原子炉隔離時冷却ポンプが以下の流量*1で運転することを想定する。 この場合, サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管*2及び弁類圧損の合計値は, □ m となる。 ●原子炉隔離時冷却ポンプ: 99 m ³ /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧損は, 圧損合計値より □ m に設定する。 注記*1: サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプの吸込配管は, 単独取水する配管構成となっているため, 他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 *2: サプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を保守的に丸めて, 以下に示す。 ●ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中のサプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため, これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力 10.3 m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効 NPSH は, 以下の計算式により算出している。 有効 NPSH = H _a + H _s - H ₁ - H ₂ - h _s $□ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要 NPSH	□ m	原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプ運転流量 99 m ³ /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より, 有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり, 必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH: □ m > 必要 NPSH: □ m

(2) 高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる, サプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて, 大気圧 101.325kPa を考慮し, 吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は, 以下の差分 □ m としている。 ●水源の水位: EL □ m 水源の水位としては, サプレッションプールの最低水位とした。 ●ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は, 高圧原子炉代替注水ポンプが以下の流量* ¹ で運転することを想定する。 この場合, サプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管* ² 及び弁類圧損の合計値は, □ m となる。 ●高圧原子炉代替注水ポンプ: 93 m ³ /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧損は, 圧損合計値より □ m に設定する。 注記* ¹ : サプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプの吸込配管は, 残留熱除去ポンプと共用する部分があるが, 同時使用しない運用であるため, 残留熱除去ポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 * ² : サプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を, 以下に示す。 ●ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	高圧原子炉代替注水ポンプ運転中のサプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため, これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力水頭 10.3m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効 NPSH は, 以下の計算式により算出している。 $\text{有効 NPSH} = H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$ $= □ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要 NPSH	□ m	高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプ運転流量 93 m ³ /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より, 有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり, 必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH: □ m > 必要 NPSH: □ m

(3) 低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプ (評価流量: <input type="text"/> m ³ /h)		
記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3m	水源である低圧原子炉代替注水槽は大気に開放しているため、吸込み液面に作用する絶対圧力は、大気圧とし10.3mとしている。
H _s : 吸込揚程	<input type="text"/> m	<p>静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●水源の水位: EL <input type="text"/> m ●ポンプ軸中心: EL <input type="text"/> m <p>水源の水位としては、低圧原子炉代替注水ポンプトリップ水位を保守的に丸めた値とした。</p>
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> m	<p>サプレッションプールから低圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は、低圧原子炉代替注水ポンプが以下の流量で運転することを想定する。</p> <p>この場合、サプレッションプールから低圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、<input type="text"/> m となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●低圧原子炉代替注水ポンプ: <input type="text"/> m³/h × 1 台 <p>ポンプ吸込配管中の圧損は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。</p>
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7m	低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度 66℃における飽和蒸気圧水頭として、2.7m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	<input type="text"/> m	<p>有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。</p> <p>有効 NPSH = H_a + H_s - H₁ - H₂ - h_s</p> <p>= 10.3 + <input type="text"/> - 2.7</p> <p>= <input type="text"/> m</p>
必要 NPSH	<input type="text"/> m	<p>低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプ運転流量 <input type="text"/> m³/h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。</p> <p>以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。</p> <p>有効 NPSH: <input type="text"/> m > 必要 NPSH: <input type="text"/> m</p>

原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について

重大事故等時、原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度は時間経過とともに変化するが、原子炉格納容器圧力は常にサプレッションプール水温度に対応する飽和水蒸気圧力を超えている。したがって、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭の評価にあたっては、原子炉格納容器圧力よりサプレッションプール水温度に対応する飽和蒸気圧力を差し引いた圧力である、原子炉格納容器の背圧を見込むことができる。原子炉格納容器の背圧を考慮する場合には、有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）の評価を保守的にするため、原子炉格納容器の背圧を小さく評価する必要がある。このため、原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度に影響する評価条件を設定した解析を行い、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合の有効 NPSH が、ポンプの必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを確認する。

1. 評価事象の選定

(1) 評価事象

評価の対象とする事象は、原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプに期待する炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンスの中から、原子炉格納容器の背圧がもっとも小さくなる重要事故シーケンスを選定する。

第 1 表に有効 NPSH 評価事象の整理を示す。原子炉隔離時冷却ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（長期 TB）を対象とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（TBU, TBD）を対象とする。

なお、有効性評価解析においては、低圧原子炉代替注水系の有効性を確認する観点より、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧開始と同時に、原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水を停止する扱いとしている。

(2) 評価事象の包絡性

原子炉停止機能喪失及び逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シーケンス以外の事故シーケンスでは、崩壊熱とのバランスで逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個によって原子炉圧力が制御されるため、その排気によりサプレッションプール水温度が上昇し、原子炉格納容器の背圧が小さくなっていく。このため、原子炉圧力制御時間が長く、ポンプの運転時間が長くなる事故シーケンスほど原子炉格納容器の背圧条件が厳しくなる。

ここで、全交流動力電源喪失（長期 TB, TBU, TBD）及び崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスは、事象発生直後より逃がし安全弁（逃がし弁機能）による原子炉圧力制御が開始される事故シーケンスであり、急速減圧を開始する約 8 時間までポンプの運転を継続する事故シーケンスであることから、原子炉格納容器の背圧条件としては最も厳しくなる。このうち、全交流動力電源喪失（長期 TB）及び崩壊熱除去機能喪失については、サブプレッションプール水温度が 100℃に到達する 8 時間までポンプの運転を継続することに変わりはないことから、原子炉隔離時冷却ポンプの評価にあたっては、全交流動力電源喪失（長期 TB）を対象とする。なお、実際にはポンプの運転時間が 8 時間よりも長くなる可能性はあるが、サブプレッションプール水温度が 100℃到達時にポンプの運転を停止することから、原子炉格納容器の背圧条件に対する影響はない。

原子炉停止機能喪失は原子炉格納容器圧力の上昇が早い事象であるため、ポンプ運転中の原子炉格納容器の背圧は大きめに推移する。また、逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シーケンスでは、原子炉圧力の減少が早く、ポンプ運転時間が短くなるため、ポンプ運転停止時の原子炉格納容器の背圧は大きくなる。

以上のことより、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価にあたっては、ポンプの運転時間が長くなる全交流動力電源喪失（長期 TB）及び全交流動力電源喪失（TBU, TBD）の重要事故シーケンスを対象に評価することで、保守的な原子炉格納容器の背圧条件を設定することができる。

2. 解析条件

保守的に原子炉格納容器の背圧を小さくする観点より、設置変更許可申請書添付書類十で示した有効性評価解析の条件よりも、原子炉格納容器圧力を低めに評価する解析条件を設定する。また、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温度については、有効性評価解析において、サブプレッションプール水温度を高めめに評価する条件を設定しており、本評価においても同一の条件を設定する。第 2 表に解析条件を示す。

3. 評価結果

第 3 表及び第 4 表に有効 NPSH 算定結果を、第 5 表及び第 6 表に有効 NPSH 評価結果を示す。また、第 1 図から第 6 図に、原子炉格納容器圧力の推移、サブプレッションプール水温度の推移、有効 NPSH の推移を示す。

ポンプの運転期間中において、原子炉格納容器の背圧が最も厳しくなるポンプ停止時点（8 時間）での有効 NPSH を第 5 表に示す。なお、ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭については、保守的に解析結果を包絡する 100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値を設定している。

第6表に示すとおり、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合においても、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水に期待する期間の有効NPSHは、それぞれのポンプの必要NPSHを上回る。

第1表 有効NPSH評価事象の整理

重要事故シナリオ	ポンプ*1	減圧時間*2	ポンプに期待する期間の原子炉格納容器の背圧条件	評価事象
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	—	30分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	—	約34分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)	RCIC	8時間	他の重要事故シナリオに比べて、RCIC運転時間が長く、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	○ RCIC
2.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)	HPAC	約8.3時間	HPAC運転時間が長く、サブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	○ HPAC
2.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)				
2.3.4 全交流動力電源喪失(TBP)	RCIC	事故発生直後	長期TBに比べて減圧タイミングが早く、RCIC運転時間が短くなることから、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	RCIC	8時間	長期TBと同様RCIC運転時間が長く、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)	RCIC	8時間	長期TBと同様RCIC運転時間が長く、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	
2.5 原子炉停止機能喪失	RCIC	—	長期TBに比べてサブプレッションポンプール水温度は高めになるが、格納容器圧力の上昇が早いことから、長期TBよりもRCIC停止時の原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
2.6 LOCA時注水機能喪失	—	30分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.7 格納容器バイパス(ISLOCA)	RCIC	30分	長期TBに比べて減圧タイミングが早く、RCIC運転時間が短くなることから、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	

炉心損傷防止対策有効性評価

注記*1：設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価解析において期待しているポンプ (RCIC：原子炉隔離時冷却ポンプ、HPAC：高圧原子炉代替注水ポンプ)

*2：設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価解析における逃がし安全弁による原子炉減圧の開始時間 (事象発生からの時間)

第2表 解析条件

項目	有効NPSH評価		有効性評価解析 (参考)
	解析条件	条件選定理由	
格納容器圧力	大気圧	実機条件に対して低めの値として設定。 初期圧力が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	5 kPa [gage]
格納容器雰囲気温度	10 °C	実機条件に対して低めの値として設定。 初期温度が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	57 °C
格納容器体積 (ドライウエル)	7,900 m ³	設計値を設定。	7,900 m ³
格納容器体積 (ウェットウエル)	空間部：4,700 m ³ 液相部：2,800 m ³	サブレーションプール水位の運用下限値に基づき設定。設計値は、液相部の最小値である。 液相部が小さい方が、ポンプ停止時のサブレーションプール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	空間部：4,700 m ³ 液相部：2,800 m ³
サブレーションプール水位	3.61 m (EL 5.61 m)	液相部体積はサブレーションプール水位の運用下限値に基づき設定して いることから、サブレーションプール水位は、背圧に影響しない。	3.61 m (EL 5.61 m)
サブレーションプール水温度	35 °C	サブレーションプール水温度の運用上限値を設定。 初期の温度が高い方が、ポンプ停止時のサブレーションプール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	35 °C

第3表 原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	<input type="text"/>
H_s ：吸込揚程	<input type="text"/>
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> *2
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	<input type="text"/>
h_s ：ポンプ吸込口における飽和水蒸気圧	10.3*3
有効NPSH($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="text"/>

注記*1：原子炉隔離時冷却ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：ティー及びピネ部を含む。

*3：解析結果を包絡するサプレッションプール水温100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値。

第4表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	<input type="text"/>
H_s ：吸込揚程	<input type="text"/>
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> *2
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	<input type="text"/> *3
h_s ：ポンプ吸込口における飽和水蒸気圧	10.3*4
有効NPSH($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="text"/>

注記*1：高圧原子炉代替注水ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：ティー及びピネ部を含む。

*3：高圧原子炉代替注水ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効NPSH評価上保守的な評価となるように、残留熱除去ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

*4：解析結果を包絡するサプレッションプール水温100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値。

第 5 表 原子炉隔離時冷却ポンプの有効 NPSH 評価結果

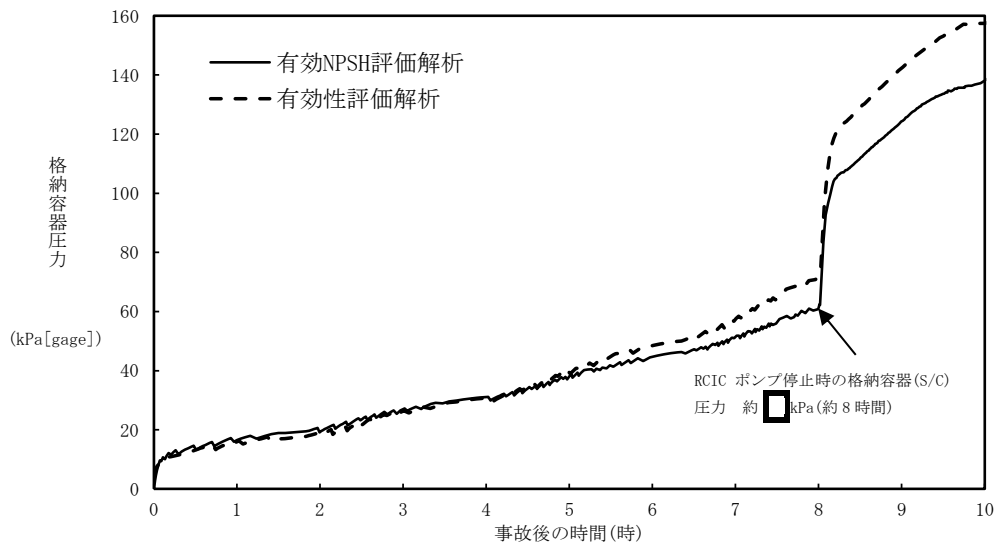
(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却ポンプ	□	□

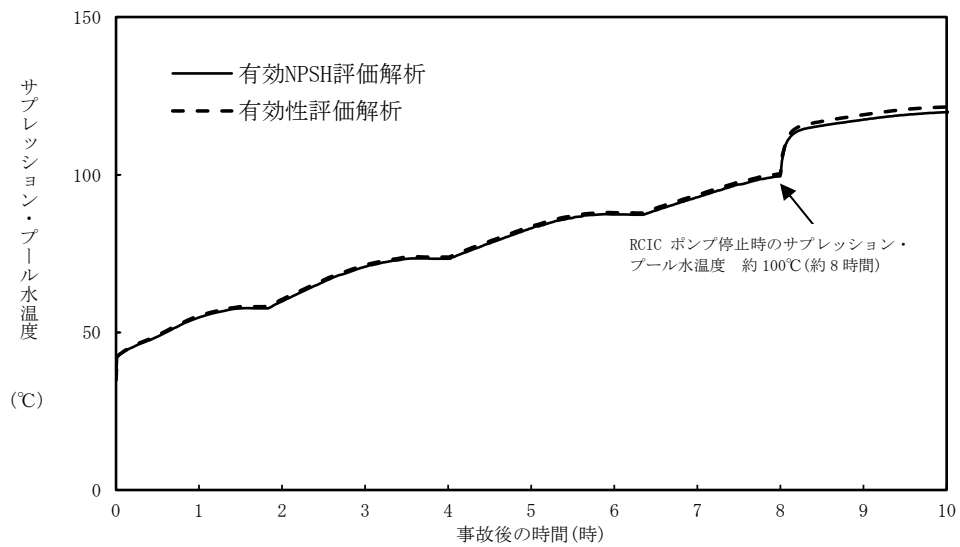
第 6 表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

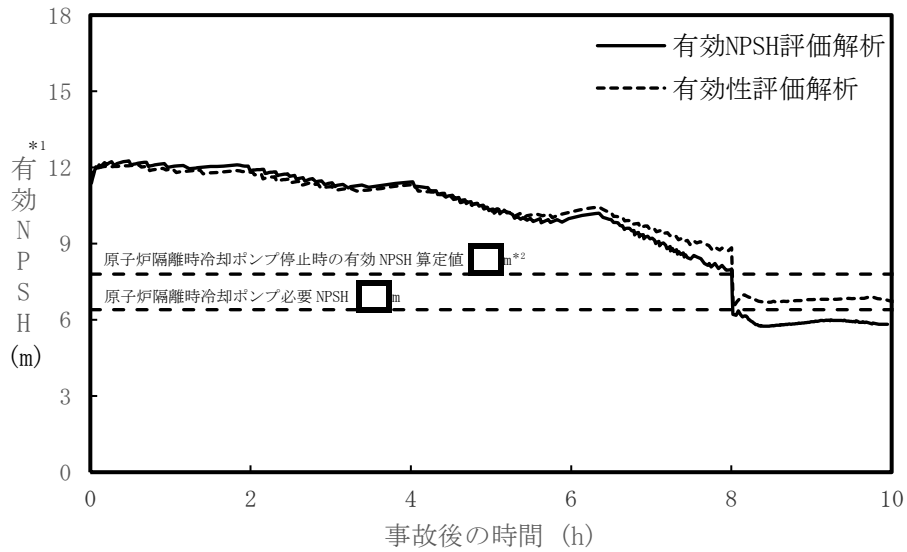
	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧原子炉代替注水ポンプ	□	□



第1図 原子炉格納容器圧力の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

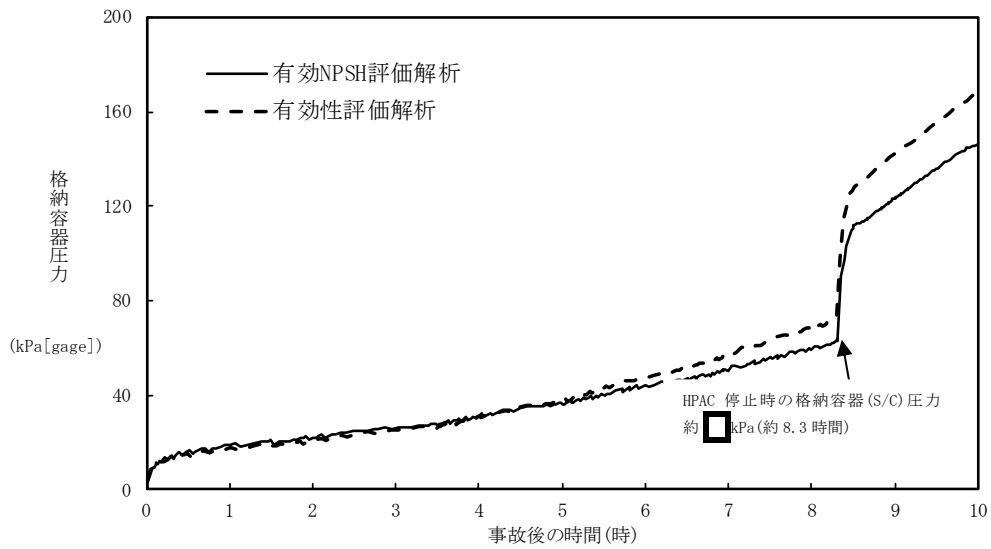


第2図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

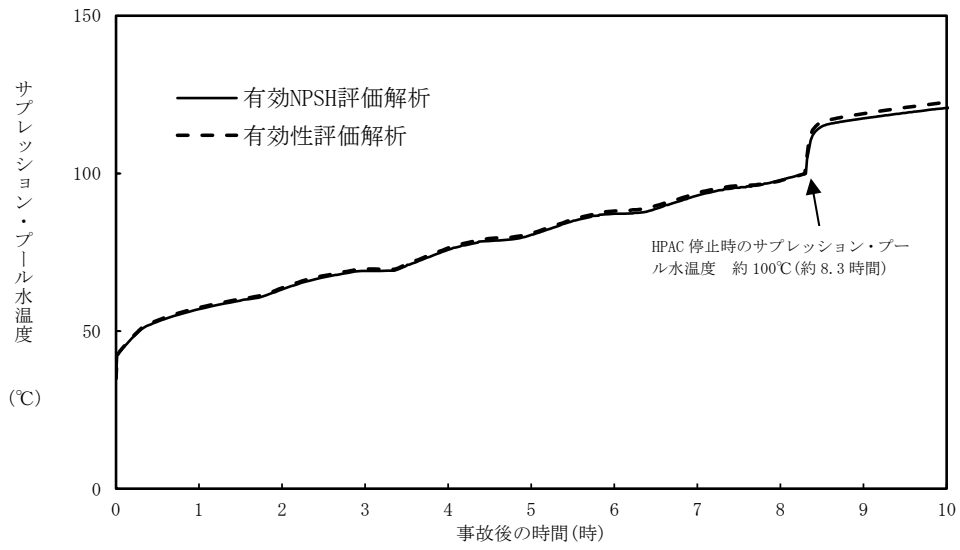


注記*1：格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
 *2：保守的にサプレッションプール水温度 100℃の条件で算定した値

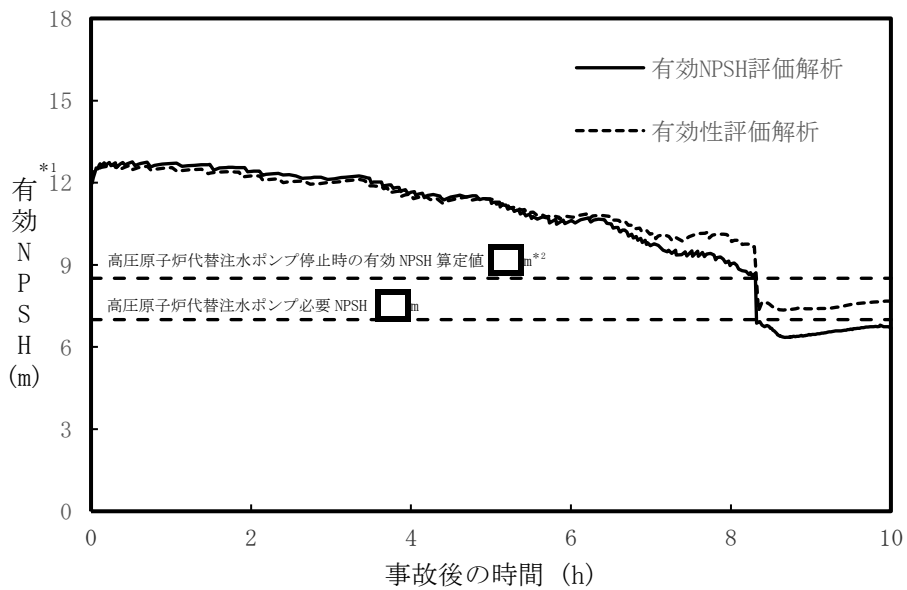
第3図 原子炉隔離時冷却ポンプ有効NPSHの推移
 [全交流動力電源喪失（長期TB）]



第4図 原子炉格納容器圧力の推移
 [全交流動力電源喪失（TBD, TBU）]



第5図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]



注記*1：格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
*2：保守的にサプレッションプール水温度 100°Cの条件で算定した値

第6図 高圧原子炉代替注水ポンプ有効NPSHの推移
[全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]

原子炉隔離時冷却系ストレナの圧損評価について

1. はじめに

本書は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損を評価したものである。

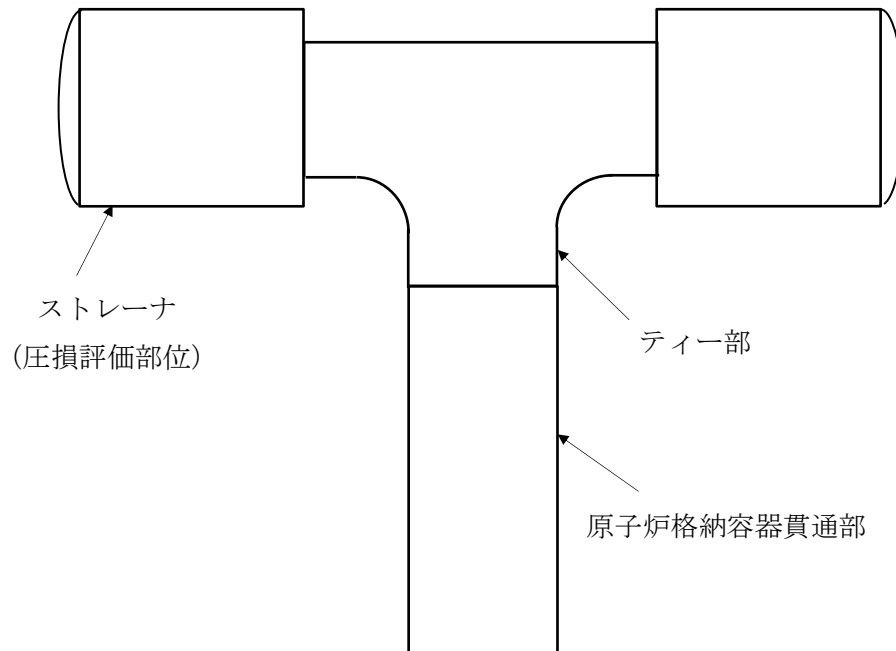


図1-1 圧損評価部位

2. ストレーナ圧損

ストレーナ圧損は、設計上ストレーナ表面積の % が閉塞した場合の圧力損失として求める。

2.1 仕様

表 2-1 にポンプの定格流量を示す。

表 2-1 原子炉隔離時冷却ポンプの定格流量

ポンプ名称	定格流量 Q m ³ /h
原子炉隔離時冷却ポンプ	99

2.2 圧力損失に関する検討

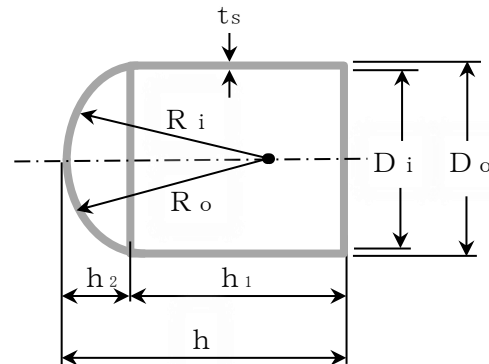
2.2.1 ストレーナ近傍の平均流速

(1) ストレーナの寸法

$$D_i = \text{} \text{ mm}$$

$$R_i = \text{} \text{ mm}$$

$$t_s = \text{} \text{ mm}$$



$$D_o = D_i + 2 \cdot t_s = \text{} + 2 \times \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$R_o = R_i + t_s = \text{} + \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$h = \text{} \text{ mm}$$

$$h_2 = R_o - \sqrt{(R_o)^2 - \left(\frac{D_o}{2}\right)^2} = \text{} - \sqrt{(\text{})^2 - \left(\frac{\text{}}{2}\right)^2} = \text{} \text{ mm}$$

$$= \text{} \text{ m}$$

$$h_1 = h - h_2 = \text{} - \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$S_1 = \pi \cdot D_o \cdot h_1 = \pi \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

$$S_2 = 2 \cdot \pi \cdot R_o \cdot h_2 = 2 \times \pi \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

$$S = S_1 + S_2 = \text{} + \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

(ストレーナ表面積の % が閉塞した場合の圧力損失を確認するため、ストレーナ 1 個の表面積を用いて圧損を評価する。)

(2) ストレーナ近傍の平均流速

$$\text{ストレーナの表面積} : S = \text{} \text{ m}^2$$

$$\text{平均流速} : \bar{v} = \frac{Q / 60^2}{S} = \frac{99 / 60^2}{\text{}} = \text{} \text{ m/s}$$

2.2.2 圧損評価式

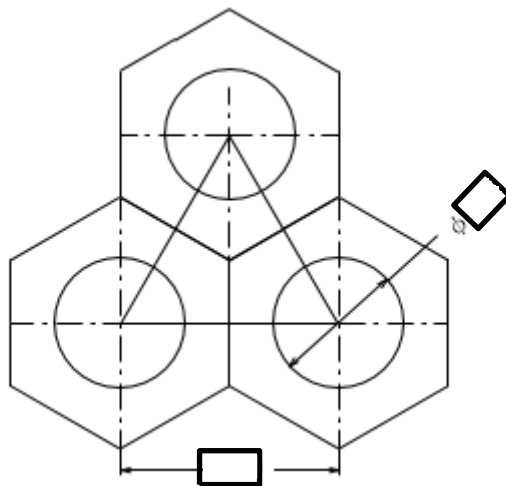
(1) ストレーナ面積比

下図に示すような正三角形モデルとすると、

$$\text{ストレーナ面積比} : \bar{f} = \frac{\frac{\pi}{4} \cdot d^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot p^2} = \frac{\frac{\pi}{4} \square^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \square^2} = \square$$

ここで、 p : ピッチ (mm)

d : ストレーナ穴径 (mm)



(2) ストレーナ通過時のレイノルズ数

① ストレーナ通過時の平均流速 : $v_0 = \frac{\bar{v}}{f}$ m/s

② 動粘性係数 : $\nu = \square$ m²/s (at \square °C)

原子炉設置変更許可申請書の添付書類「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」の解析では事象発生初期にサブプレッションプール水温が 50°C 以上であり、本評価では保守的に水温を \square °C として評価を行う。

水温 \square °C 時の水の密度及び動粘性係数は、下記に示す水の物性値 *1 を用いる。

・密度 (ρ) : \square g/cm³ = \square kg/m³
 ・動粘性係数 (ν) : \square cSt = \square m²/s

注記*1 : 引用文献[1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4

② $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}}$ は, Diagram 8-5*³ の上表の数値を用いて直線内挿して算出する。

Diagram 8-5 *³ の上表の数値 $\text{Re} = \square$ にて $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \square$
 $\text{Re} = \square$ にて $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \square$ から
線形補間により $\text{Re} = \square$ における $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}}$ を算出する。

$$\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \square = \square$$

*3: 引用文献[2] "HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition"

③ ζ_{1qu} は, Diagram 4-15*⁴ ($\text{Re} > 10^3$) に基づいて算出する。

$$\zeta_{1qu} = \left\{ 0.5 \cdot (1 - \bar{f})^{0.75} + \tau \cdot (1 - \bar{f})^{1.375} + (1 - \bar{f})^2 + \lambda \cdot \frac{\ell}{d_h} \right\} \cdot \frac{1}{\bar{f}^2}$$
$$= \square$$
$$= \square$$

(a) $\tau = (2.4 - \bar{\ell}) \cdot 10^{-\varphi(\bar{\ell})} = \square = \square$

(b) $\bar{\ell} = \frac{\ell}{d_h} = \frac{\square}{\square} = \square > 0.015$ (ℓ = 多孔プレートの厚さ)

(c) $\varphi(\bar{\ell}) = 0.25 + 0.535 \times \left\{ \frac{(\bar{\ell})^8}{(0.05 + (\bar{\ell})^8)} \right\}$
 $= 0.25 + 0.535 \times \left\{ \frac{\square^8}{(0.05 + \square^8)} \right\}$
 $= \square$

(d) 管摩擦係数: $\lambda = \frac{64}{\text{Re}}$ (引用文献[3] 図 151)

$$\lambda = \frac{64}{\text{Re}} = \frac{64}{\square} = \square$$

*4: 引用文献[2] "HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition"

④ 縮流係数の計算

$$\zeta_{\text{Re}} = \frac{\zeta_{\phi}}{\bar{f}^2} + \bar{\epsilon}_{0\text{Re}} \cdot \zeta_{1qu} = \square = \square$$

(4) ストレナー部圧力損失

縮流係数を用いてストレナー部圧力損失を計算する。

$$\Delta H = \zeta_{\text{Re}} \cdot \frac{\bar{V}^2}{2 \cdot g} = \square = \square \rightarrow \square \text{ m}$$

補足 3-6

2.3 結 論

以上の計算結果から、ストレーナ片側が閉塞した場合のストレーナの圧力損失は、m となる。

ストレーナ名称	定格圧力損失 (m)
原子炉隔離時冷却系ストレーナ	<input type="text"/>

[引用文献]

- [1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4
- [2] HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition
- [3] 機械工学便覧 基礎編 A 5 流体工学（日本機械学会 編）