

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

1. 操作概要

全交流動力電源喪失時において1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を実施する。

炉心注水を行っている間に炉心出口温度指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B-充てんポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

- (1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替え手順
 - a. 中央制御室及び現場にて代替格納容器スプレイポンプの系統構成（炉心注入）実施する。
 - b. 代替格納容器スプレイポンプを起動し、代替炉心注水を開始する。
 - c. 中央制御室にて炉心の冷却状態を継続的に監視する。
 - d. 事象進展により炉心損傷と判断した場合は、代替格納容器スプレイポンプの注入先を炉心注水から格納容器スプレイへ切り替える
 - (a) 中央制御室にてB-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁を開弁する。
 - (b) 現場にて代替格納容器スプレイポンプ出口ラインの切替えを行う。
 - (c) 中央制御室にて余熱除去BラインC/V外側隔離弁を閉弁する。
 - (d) 中央制御室にて原子炉格納容器の冷却状態を継続的に監視する。
- (2) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水手順
 - a. 中央制御室及び現場にてB-充てんポンプ（自己冷却）の系統構成実施する。
 - b. 系統構成完了後は、事象進展に備える。
 - c. 炉心損傷を判断した場合は、代替格納容器スプレイポンプの注入先を格納容器スプレイに切替え後、代替炉心注水を開始する。
 - (a) 中央制御室にてB-充てんポンプを起動し、代替炉心注水を開始する。
 - (b) 中央制御室にて炉心の冷却状態を継続的に監視する。

2. 必要要員数及び操作時間

- (1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
 - a. 現場
 - (a) 代替格納容器スプレイポンプ系統構成（炉心注水）

必要要員数：2名

操作時間（想定）：30分

操作時間（実績）：27分

(b) 代替格納容器スプレイポンプ系統構成・起動操作

必要要員数：1名

操作時間（想定）：5分

操作時間（実績）：3分

b. 中央制御室

(a) 代替格納容器スプレイポンプ系統構成

必要要員数：1名

操作時間（想定）：5分

操作時間（実績）：3分

(2) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水準備

a. 現場

(a) B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成

必要要員数：2名

操作時間（想定）：35分

操作時間（実績）：30分

b. 中央制御室

(a) B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成

必要要員数：1名

操作時間（想定）：10分

操作時間（実績）：3分

(3) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替え

a. 現場

(a) 代替格納容器スプレイポンプ系統構成

必要要員数：1名

操作時間（想定）：20分

操作時間（実績）：12分

b. 中央制御室

(a) 代替格納容器スプレイポンプ系統構成

必要要員数：1名

操作時間（想定）：5分

操作時間（実績）：2分

(4) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

a. 中央制御室

(a) B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成

必要要員数：1名

操作時間（想定）：5分

操作時間（実績）：3分

3. 必要な要員と作業項目

手順の項目	必要な要員と作業項目	炉心損傷前 経過時間(分)		炉心損傷判断後 経過時間(分)		備考
		50	100	150	20	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員					
	3号					
代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水	運転員(現場) 災害対策要員(現場)		30分 系統構成		約20分 代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水から代替格納容器 スプレイへの切替え完了	
	2					
	1		5分 系統構成			
Bー充てんポンプ(自己冷却)による 代替炉心注水準備	運転員(現場) 災害対策要員(現場)		35分 系統構成			
	【2】					
	【1】		10分 系統構成			
代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水から代替格納容器 スプレイへの切替え	運転員(中央制御室) 運転員(現場)				20分 切替え	
	【2】					
Bー充てんポンプ(自己冷却)による 代替炉心注水	運転員(中央制御室)				5分 起動	
	【1】					

2次系強制冷却における温度目標について

全交流動力電源喪失時のプラント停止(1次系の減温・減圧)操作は、2次系強制冷却により1次系の減温・減圧を実施する。この際、いくつかの温度状態(208℃及び170℃)にて状態を保持することとしている。これらの目標温度設定の考え方と解析上の取扱を以下にまとめた。

1. 2次系強制冷却における温度目標について

全交流動力電源喪失+補機冷却水の喪失事象が発生した際の2次系強制冷却操作に関する1次系温度目標値を208℃としている。

1次系温度の目標を208℃とする理由は、蓄圧タンク出口弁閉止による1次系への窒素ガス混入防止である。蓄圧タンク出口弁閉止圧力は、1次系への窒素ガス混入圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPa[gage]の余裕を考慮した1.7MPa[gage]とし、この飽和温度である約208℃を2次系強制冷却における目標温度としている。これにより、1次冷却材圧力の低下に応じて蓄圧タンク保有水を可能な限り1次系へ注入するとともに窒素ガスの混入を防止する。

主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却を開始した後、1次冷却材温度208℃を目標として当該弁の弁開度を調整して冷却を継続する。解析上の取扱いとしては、1次系高温側配管温度と目標温度である208℃の偏差に基づくP I制御*により主蒸気逃がし弁の開度調整を行っている。RCPシールLOCAが発生しない場合の解析結果を図1及び図2に示す。また、当該模擬と運転操作の関係について別紙に示す。

2. 2次系強制冷却再開後における目標温度170℃について

1.7MPa[gage]の飽和温度である約208℃の状態温度維持し、代替非常用発電機等からの電源供給により蓄圧タンク出口弁を閉止した後、1次冷却材温度170℃を目標として2次系強制冷却を再開する。

2次系強制冷却再開後における1次冷却材温度の目標を170℃とする理由は、以下のとおり。

- ①0.7MPa[gage]の飽和温度である約170℃を目標温度とすることで、RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁からの漏えいを停止(吹き止まり圧力0.83MPa[gage])することができる。
- ②1次系と同様に2次系の圧力も0.7MPa[gage]となることから、タービン動補助給水ポンプが継続的に運転することが可能。
- ③170℃は、余熱除去系への接続が可能な温度である(プラントをスムーズに低温停止に移行、維持するためには、余熱除去系を使用した冷却手段を確保する必要がある。)

※：P I制御とは、目標値との偏差に基づき、あるパラメータが目標値を達成する制御のことである。PはProportional、IはIntegralの略であり、それぞれが示すとおり、比例要素と積分要素を組み合わせて制御を行う

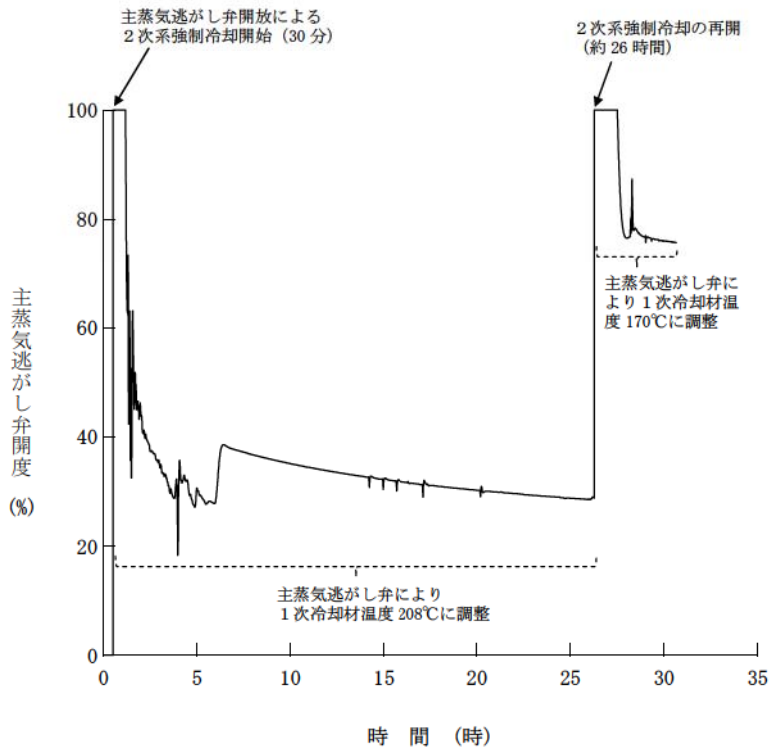


図1 主蒸気逃がし弁開度の推移

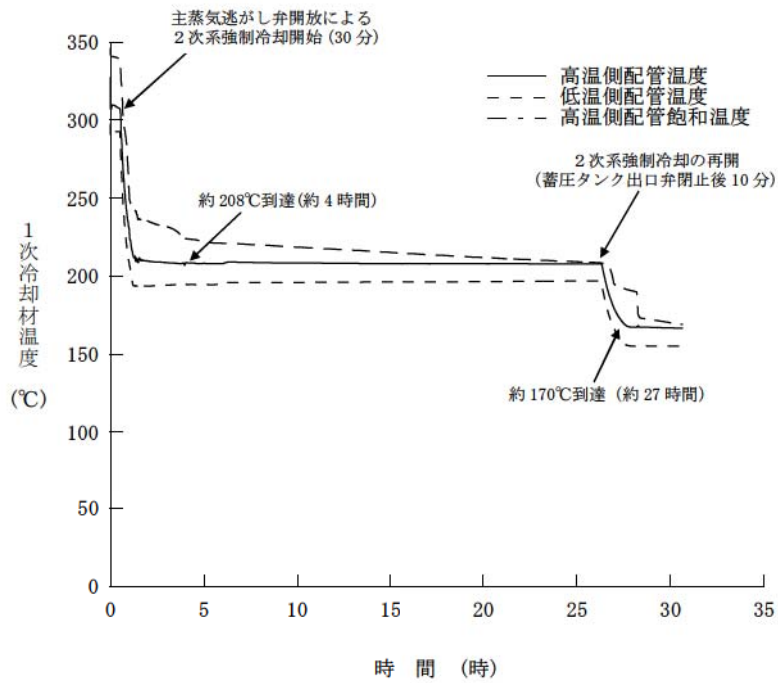


図2 1次冷却材温度の推移

主蒸気逃がし弁の手動操作の解析上の模擬と実際の運転員操作について

1. 主蒸気逃がし弁の手動操作の解析上の模擬

運転員による主蒸気逃がし弁の手動操作は、目標温度との偏差や温度の変化に応じて逃がし弁開度の調整を行う。このため、人的操作の模擬を PI 制御として解析を実施している。

解析においては、運転員が実施する高温側配管温度と目標温度と温度偏差の大きさに応じた弁開度の調整を比例(P)制御とし、温度偏差の推移状況に対する調整を積分(I)制御として評価を行い、評価の結果から、裕度を持った運転員操作が可能な模擬であり、実際の運転操作の検討等にあたり参考指標とするデータとして十分妥当なものと判断している。

図3の1次冷却材温度の短期応答に示す通り、事象発生30分後の2次系による強制冷却開始(約310℃)から目標温度(約208℃)付近まで低下するには、1時間以上かかる比較的緩慢な温度挙動である。このため、運転員による主蒸気逃がし弁操作によって容易に目標温度まで減温することが可能であり、また、目標温度到達以降の温度維持も崩壊熱の漸減分に対応する操作となることから調整は容易に行える。したがって、SBO時の収束シナリオに従う運転員操作により、安定な冷却状態へ移行することは十分可能である。

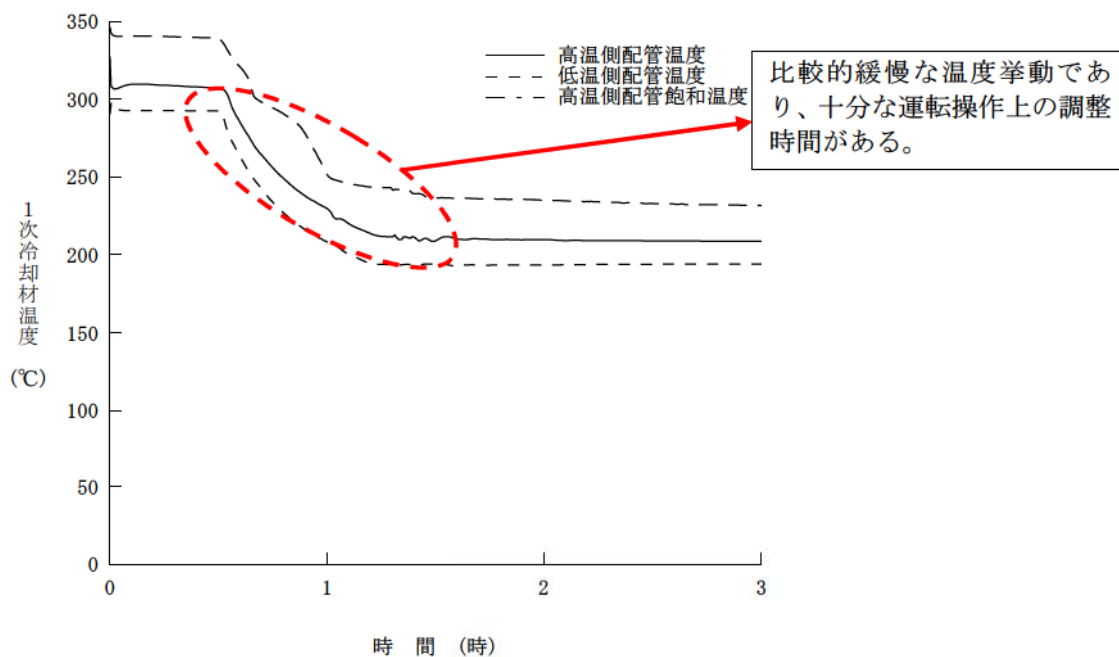


図3 1次冷却材温度の推移（短期応答図）

2. 解析評価と運転員操作手順の関連について

解析評価と運転操作手順検討の関連を図4に示す。本図に示すとおり、解析評価および運転手順等の検討にあたっては、解析評価担当と運転手順検討部署間で相互確認を行った上で評価の実施、手順の整備を行っている。

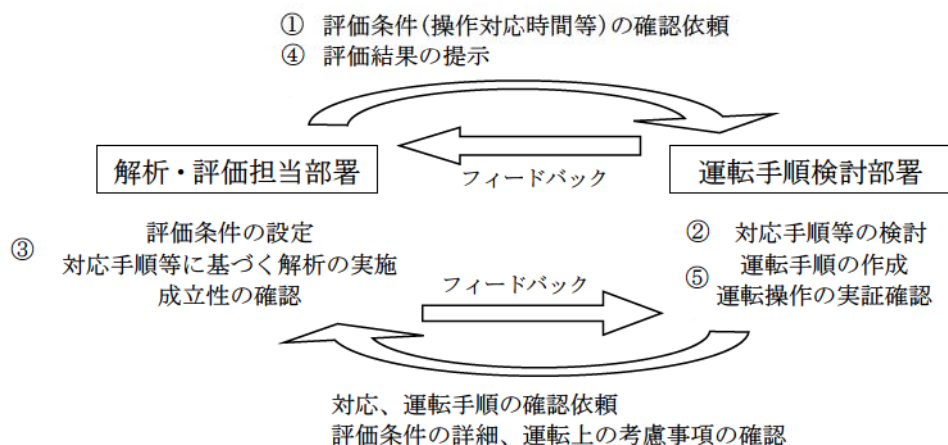


図4 解析評価と運転間で相互確認の概念図

発電所において、新たに制定する運転手順については、解析評価を参考とした上で、中央操作員及び現場操作員が連携したシミュレータにより、確認・検証しながら作成する。

また、運転員は、手順の制定に際し、運転手順の内容に関する教育により、操作目標や挙動等に関する机上学習を実施し、さらに、定期的にシミュレータ訓練を実施することから、本シーケンスにおける主要な運転操作である、主蒸気逃がし弁開度調整操作に伴う1次冷却系の温度、圧力の応答・挙動の確認等を通じ、事故収束に必要な適切な操作の実施が十分可能と判断している。

長期にわたり余熱除去系への切り替えが実施できない場合の対応について

原子炉補機冷却水システムの故障継続等により、余熱除去系を使用した冷却手段の確保ができない状況が長引いた場合の、プラントのあり方については、そのときの状況と実施に伴う影響を十分に検討し対応する。

●外部電源が確保されていない場合

タービン動補助給水ポンプによる給水と主蒸気逃がし弁による2次系冷却操作により、1次冷却材圧力、温度を0.7MPa[gage]、170°Cの安定した状態に維持し続ける。長期的に崩壊熱の減少に伴い、2次側での圧力を0.7MPa[gage]に維持することが困難な状況となれば、蒸気発生器への給水手段をタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプに切り替える。この給水切替については、補助給水流量等の変動によるプラントへの影響、供給電源システムの信頼性に注意を払うこととなる。外部電源が無い場合、電動補助給水ポンプの電源は燃料補給を必要とする代替非常用発電機となるため、万一を考慮してタービン動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせずバックアップとして待機させる。タービン動補助給水ポンプが使用可能な期間は活用し、放出蒸気を活用した効果的な1次系冷却を保持することとしている。

●外部電源が確保された場合

外部電源が復旧すれば、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まることから、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切り替えを検討する。電動補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプのように2次側の圧力を0.7MPa[gage]に維持する必要がないことから、2次側の圧力をさらに低下させることが可能となり、電動補助給水ポンプによる給水および主蒸気逃がし弁の開放により、可能な範囲で1次系を170°Cよりさらに冷却する。

●更なる長期対応

更なる長期対応として、1次系の温度、圧力が安定している状況を確認し、蒸気発生器および主蒸気配管を満水操作し可搬型大型送水ポンプ車による給水と主蒸気管ドレン弁によるフィード&ブリードにより1次系を冷却することにより、低温停止(93°C以下)に移行することができる。

以上

蓄電池の給電時間評価

1. 評価の概要

泊発電所3号機は、設置許可基準第57条の常設直流電源設備として、蓄電池（非常用）2組（A、B）および後備蓄電池1組を有している。

後備蓄電池については、重大事故に対処するための主な設備（代替CVスプレイポンプ、代替再循環設備等）をB系列に設置していることから、これらの補機操作に必要な操作機器および監視計器への直流電源を極力長期間確保するため、B系列に接続することとしている。

B系列については、全交流動力電源喪失（以下、SBOと言う。）後1時間で中央制御室に隣接する安全系計装盤室、8.5時間で中央制御室の1階下の安全補機開閉器室で不要な負荷切離しを行うこと、更には13.0時間後に後備蓄電池を接続することにより24時間以上の給電が可能である。

A系列については、B系列同様の不要負荷切り離しに加えて、1時間で安全系計装用インバータ2台中1台を中央制御室から遠隔操作にて切離しを行うことにより、24時間以上の給電が可能である。

2. 負荷切離しの考え方

表-1にA、B系列の直流コントロールセンタにおいて切離す対象の負荷およびその考え方を、表-2に直流コントロールセンタの下流の計装用インバータにおいて切離す対象の負荷およびその考え方を示す。

切離す直流負荷としては、主に以下を選定している。

- ・ SBO時に機能喪失する補機の操作に必要な制御機器等
（非常用ディーゼル発電機、制御用空気圧縮機等の制御盤他）
- ・ SBOへの対応に機能が要求されない保護計装等
（制御用地震計、電気式タービン保安装置、炉外核計測装置（NIS出力領域）他）
- ・ 他系列または他チャンネルにより代替可能な機能または機器
（C-計装用インバータ（主に安全保護系Ⅲチャンネルの監視機能）、安全系FDP（保守用））

図-4に蓄電池の設置場所、図-5、6に不要負荷切離し場所を示す。

1時間での切離しは中央制御室または中央制御室に隣接する安全系計装盤室で、8.5時間での切離しは中央制御室の1階下の安全補機開閉器室で行う。

表-1、2に示す負荷切離しを実施した場合の蓄電池の給電時間を評価した結果を図-2、3に示す。

評価の結果、B系列は既設の蓄電池（非常用）で13.5時間、後備蓄電池を13.0時間で接続することにより約27.1時間、A系列はB系列同様の不要負荷に加えて計装用インバータ1台を切り離すことにより既設の蓄電池（非常用）で約25.5時間の給電が可能である。

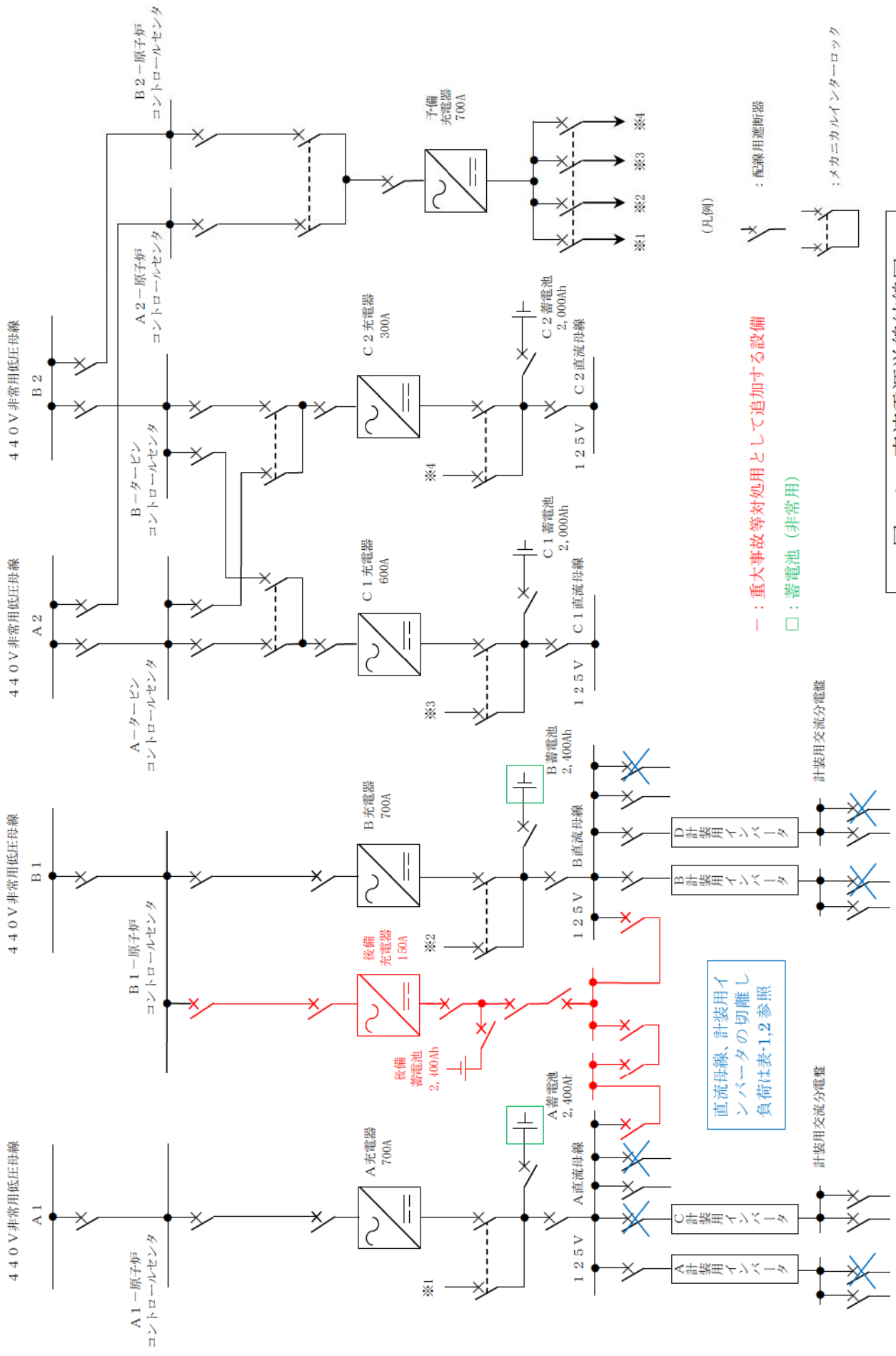


図-1 直流電源単線結線図

表一1 直流コンントロールセンタ負荷積み上げ表

(1) A 直流コンントロールセンタ (DCA)

負荷名称	負荷電流 (切離し前) (A)	負荷電流 (切離し後) (A)	DCAでの 負荷切離し	備考
3A-補助建屋直流分電盤	11.9	11.9	○	
3A-6.6kVメタクラ	1.6	1.6	○	
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンA	2.4	2.4	○	
3A-計装用インバータ	81.0	48.0	△	A計装用インバータの一部負荷を不要負荷として切離し実施 (切離し対象負荷は添 7.1.2.5-5 頁「A計装用インバータの負荷切離し対象表」参照)
3C-計装用インバータ	67.0	0.0	×	C計装用インバータ本体を不要負荷として切離し実施
3A-ディーゼル発電機制御盤 (発電機盤)	3.4	0.0	×	SB0ではDG使用不能であるため不要
3A-ディーゼル発電機制御盤 (励磁機盤)	0.1	0.0	×	SB0ではDG使用不能であるため不要
3DCA共通電源	0.0	0.0	○	
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンA	6.9	6.9	○	
3A1-パワーコントロールセンタ	0.1	0.1	○	
3A2-パワーコントロールセンタ	0.3	0.3	○	
合計負荷電流 (A)	174.7	71.2	-	

 : 1時間で切離し : 8.5時間で切離し : 一部負荷を1時間または8.5時間で切離し
 ○ : NFB「入」、× : NFB「切」、△ : 計装用インバータ負荷の一部を下流のNFBにて「切」

(2) B 直流コントロールセンタ (DCB)

負荷名称	負荷電流 (切離し前) (A)	負荷電流 (切離し後) (A)	DCBでの 負荷切離し	備考
3B-補助建屋直流分電盤	23.7	23.7	○	
3B-6.6kVメタクラ	1.6	1.6	○	
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンB	2.4	2.4	○	
3B-計装用インバータ	78.0	47.0	△	B計装用インバータの一部負荷を不要 負荷として切離し実施 (切離し対象負荷は添7.1.2.5-7頁 「B計装用インバータの負荷切離し対 象表」参照)
3D-計装用インバータ	79.0	47.0	△	D計装用インバータの一部負荷を不要 負荷として切離し実施 (切離し対象負荷は添7.1.2.5-8頁 「D計装用インバータの負荷切離し対 象表」参照)
3B-ディーゼル発電機制御盤 (発電機盤)	3.4	0.0	×	SB0 ではDG 使用不能であるため不要
3B-ディーゼル発電機制御盤 (励磁機盤)	0.1	0.0	×	SB0 ではDG 使用不能であるため不要
3DCB共通電源	0.0	0.0	○	
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンB	3.5	3.5	○	
3B1-パワーコントロールセンタ	0.1	0.1	○	
3B2-パワーコントロールセンタ	0.2	0.2	○	
3B-AM設備直流電源分電盤	6.2	6.2	○	
合計負荷電流 (A)	198.2	131.7	-	

■ : 8.5時間で切離し ■ : 一部負荷を1時間または8.5時間で切離し
○ : NFB「入」、× : NFB「切」、△ : 計装用インバータ負荷の一部を下流のNFBにて「切」

表-2 計装用インバータの負荷切離し対象

(1) A 計装用インバータ		必要負荷：○、不要負荷：×			
負荷名称	入力負荷容量 (VA)	入力負荷容量 (切離し後) (VA)	要否	備考	
3 A 1 計装用交流分電盤	制御用地震計 (下部階)	18	0	×	原子炉トリップ信号発信設備であり、原子炉トリップ後は不要
	制御用地震計 (上部階)	15	0	×	
	RCP母線計測盤	152	0	×	SB0 では RCP は停止しているため不要
	原子炉安全保護盤 N I S 計装用	166	166	○	
	DG制御盤	125	0	×	SB0 では DG 使用不能であるため不要
	空調用冷凍機盤	49	0	×	SB0 では空調用冷凍機の動力電源を喪失しているため不要
	電気式タービン保安装置分電盤	32	0	×	タービントリップ後は不要
	直流コントロールセンター	8	8	○	
	6. 6 kVメタクラ (電圧計)	—	—	○	
	電圧計	—	—	○	
	AM設備計装用電源切換器盤	—	—	○	
3 A 2 計装用交流分電盤	原子炉安全保護盤	2194	2194	○	
	原子炉安全保護盤 N I S 制御用	190	190	○	
	工学的安全施設作動盤	916	916	○	SB0 では作動機器電源がないため不要であるが、他の盤との連携のため必要
	安全系現場制御監視盤 (G r. 1)	1435	1435	○	SB0 では Gr. 1 は補助給水流量制御に必要、Gr. 2, 3 は動力電源を喪失しているため不要
	安全系現場制御監視盤 (G r. 2)	1180	0	×	
	安全系現場制御監視盤 (G r. 3)	1471	0	×	
	安全系マルチブリンクサ	318	318	○	
	安全系 FDP (3 S F O A 1)	337	337	○	
	安全系 FDP (3 S F O A 2)	337	337	○	
	安全系 FDP (3 S F M A 1, 2)	568	0	×	定検作業等にて操作、監視に使用する保守用 FDP であるため不要
	安全系 FDP (3 S F M A 5, 6)	566	0	×	
電圧計	—	—	○		
合計負荷容量 (VA)	10077	5901	—		
計装用インバータ負荷電流換算 (A)	81	48	—		

： 1 時間で当該盤にて切離し [] : 8. 5 時間で計装用交流分電盤にて切離し

必要負荷：○、不要負荷：×

(2) C計装用インバータ

負荷名称	入力負荷容量 (VA)	入力負荷容量 (切離し後) (VA)	要否	備考
3 C 1 計装用交流分電盤	制御用地震計 (下部階)	16	×	原子炉トリップ信号発信設備であり、原子炉トリップ後は不要
	制御用地震計 (上部階)	12	×	
	RCP母線計測盤	152	×	SB0ではRCPは停止しているため不要
	原子炉安全保護盤N I S計装用	107	×	出力領域のみ監視する盤であり、原子炉トリップ後は不要
	制御用空圧縮機盤	51	×	SB0では制御用空圧縮機の動力電源を喪失しているため不要
	空調用冷凍機盤	45	×	SB0では空調用冷凍機の動力電源を喪失しているため不要
	直流漏電検出器盤	139	×	設備保護はNFBで行う、地絡は地絡リレ一にて検知可能であるため不要。
	電圧計	—	—	分電盤を切離すため不要
	原子炉安全保護盤	2098	0	BトレンにてB, D計装用インバータにより2ch監視可としたことから、Aトレンの1chは不要とした
	原子炉安全保護盤N I S制御用	63	0	出力領域のみ監視する盤であり、原子炉トリップ後は不要
3 C 2 計装用交流分電盤	原子炉安全保護盤RMS信号処理用	218	×	高レンジエリアモニタはBトレンで監視可能であるため不要
	工学的安全施設作動盤	716	×	SB0では作動機器電源がないため不要
	安全系現場制御監視盤 (Gr. 1)	838	×	A計装用インバータより給電されるため不要
	安全系現場制御監視盤 (Gr. 2)	987	×	SB0では対象補機の動力電源を喪失しているため不要
	安全系現場制御監視盤 (Gr. 3)	1340	0	
	安全系マルチブレイクサ	241	0	A計装用インバータより給電されるため不要
	安全系FDP (3SFOA3)	326	0	A計装用インバータより給電される安全系FDPが使用できるため不要
	安全系FDP (3SFMA3, 4)	569	0	定検作業等にて操作、監視に使用する保守用FDPであるため不要
	安全系FDP (3SFMA7)	338	0	
	電圧計	—	—	分電盤を切離すため不要
合計負荷容量 (VA)	8256	0	—	
計装用インバータ負荷電流換算 (A)	67	0	—	

：1時間でC計装用インバータ本体を切離し

必要負荷：○、不要負荷：×

(3) B 計装用インバータ

負荷名称	入力負荷容量 (VA)	入力負荷容量 (切離し後) (VA)	要否	備考
制御用地震計 (下部階)	16	0	×	原子炉トリップ 信号発信設備であり、原子炉トリップ後は不要
制御用地震計 (上部階)	14	0	×	
RCP 母線計測盤	153	0	×	SB0 では RCP は停止しているため不要
原子炉安全保護盤 N I S 計装用	153	153	○	
DG 制御盤	128	0	×	SB0 では DG 使用不能の想定であるため不要
空調用冷凍機盤	56	0	×	SB0 では空調用冷凍機の動力電源を喪失しているため不要
電気式タービン保安装置分電盤	33	0	×	タービントリップ後は不要
直流コンローラセンター	8	8	○	
6. 6 kV メタクラ (電圧計)	—	—	○	
電圧計	—	—	○	
AM 設備計装用電源切換器盤	797	797	○	
原子炉安全保護盤	2213	2213	○	
原子炉安全保護盤 N I S 制御用	165	165	○	
工学的安全施設作動盤	605	605	○	SB0 では作動機器電源がないため不要であるが、他の盤との連携のため必要
安全系現場制御監視盤 (G r. 1)	855	855	○	SB0 では Gr. 1 は補助給水流量制御に必要、Gr. 2, 3 は動力電源を喪失しているため不要
安全系現場制御監視盤 (G r. 2)	1118	0	×	
安全系現場制御監視盤 (G r. 3)	1231	0	×	
安全系マルチブリンクサ	267	267	○	
安全系 FDP (3 S F O B 1)	343	343	○	
安全系 FDP (3 S F O B 2)	346	346	○	
安全系 FDP (3 S F M B 1, 2)	572	0	×	定検作業等にて操作、監視に使用する保守用 FDP であるため不要
安全系 FDP (3 S F M B 5, 6)	566	0	×	
電圧計	—	—	○	
合計負荷容量 (VA)	9639	5752	—	
計装用インバータ負荷電流換算 (A)	78	47	—	

： 1 時間で当該盤にて切離し [] : 8. 5 時間で計装用交流分電盤にて切離し

(4) D 計装用インバータ		必要負荷：○、不要負荷：×		
負荷名称	入力負荷容量 (VA)	入力負荷容量 (切離し後) (VA)	備考	
3 D 1 計装用交流分電盤	制御用地震計 (下部階)	16	×	
	制御用地震計 (上部階)	15	×	
	原子炉安全保護盤 N I S 計装用	112	×	出力領域のみ監視する盤であり、原子炉トリップ後は不要
	制御用空圧縮機盤	50	×	SBO では制御用空圧縮機の動力電源を喪失しているため不要
	空調用冷凍機盤	56	×	SBO では空調用冷凍機の動力電源を喪失しているため不要
	直流漏電検出器盤	136	×	設備保護は NFB で行う、地絡は地絡リレ一にて検知可能であるため不要。
	電圧計	—	○	
	CMF 対策盤	502	○	
	原子炉安全保護盤	2151	○	
	原子炉安全保護盤 N I S 制御用	63	×	出力領域のみ監視する盤であり、原子炉トリップ後は不要
3 D 2 計装用交流分電盤	原子炉安全保護盤 RMS 信号処理用	227	○	
	工学的安全施設作動盤	806	○	SBO では作動機器電源がないため不要であるが、他の盤との連携のため必要
	安全系現場制御監視盤 (G r. 1)	990	○	SBO では G r. 1 は補助給水流量制御に必要、G r. 2, 3 は動力電源を喪失しているため不要
	安全系現場制御監視盤 (G r. 2)	1134	×	
	安全系現場制御監視盤 (G r. 3)	1556	×	
	安全系マルチブレイクサ	307	○	
	安全系 FDP (3 S F O B 3)	345	○	
	安全系 FDP (3 S F M B 3, 4)	567	×	定検作業等にて操作、監視に使用する保守用 FDP であるため不要
	安全系 FDP (3 S F M B 7)	341	×	
	電圧計	—	○	
緊急時対策用ゲートウェイ盤用切換器分電盤	495	○		
合計負荷容量 (VA)	9869	5823	—	
計装用インバータ負荷電流換算 (A)	79	47	—	

： 1 時間で当該盤にて切離し [] : 8. 5 時間で計装用交流分電盤にて切離し

図-2 泊3号機 所内常設蓄電式直流電源による直流電源給電パターン (A 直流 C/C 給電)

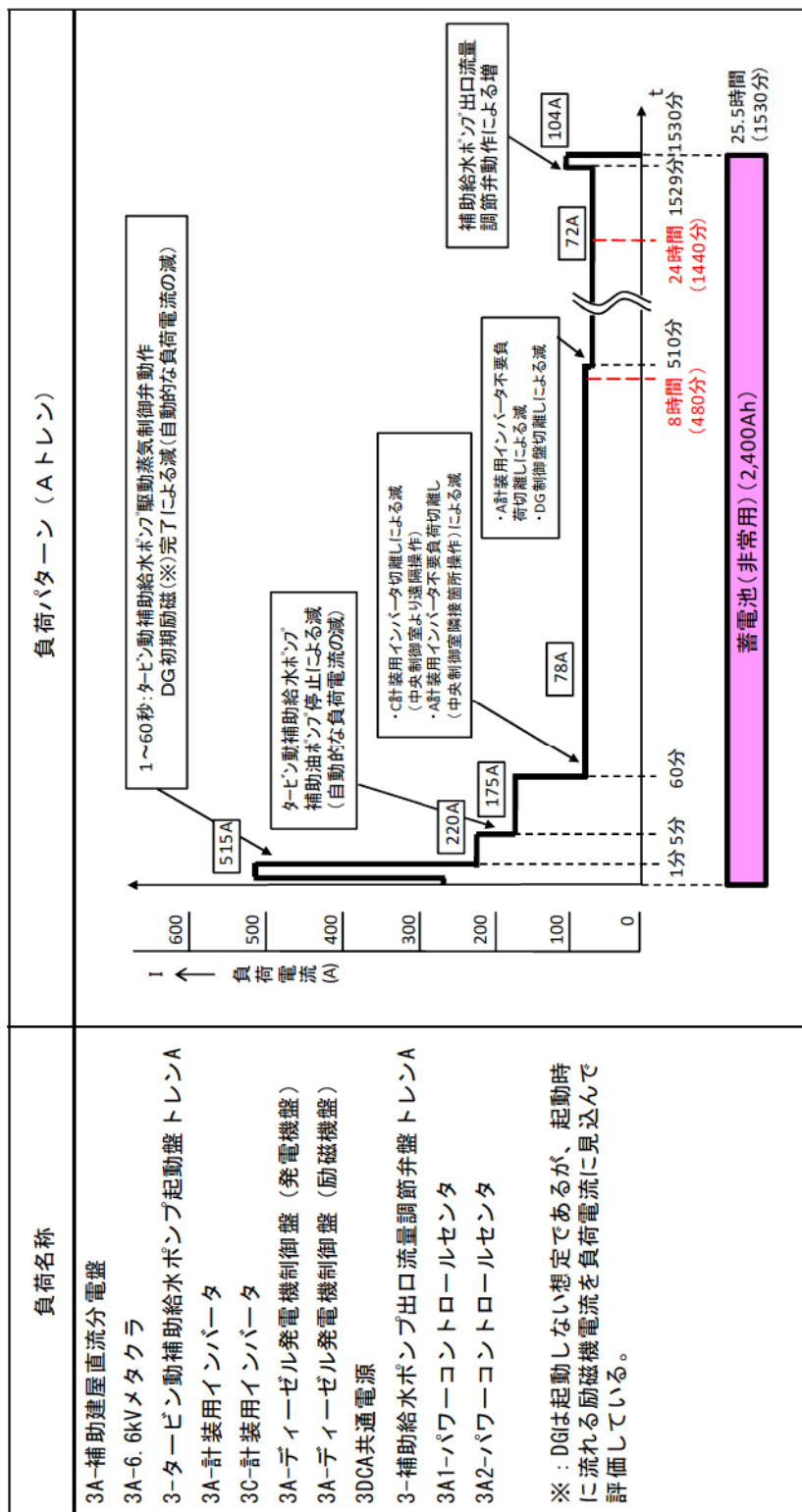


図-3 泊3号機 所内常設蓄電式直流電源による直流電源給電パターン (B 直流 C/C 給電)

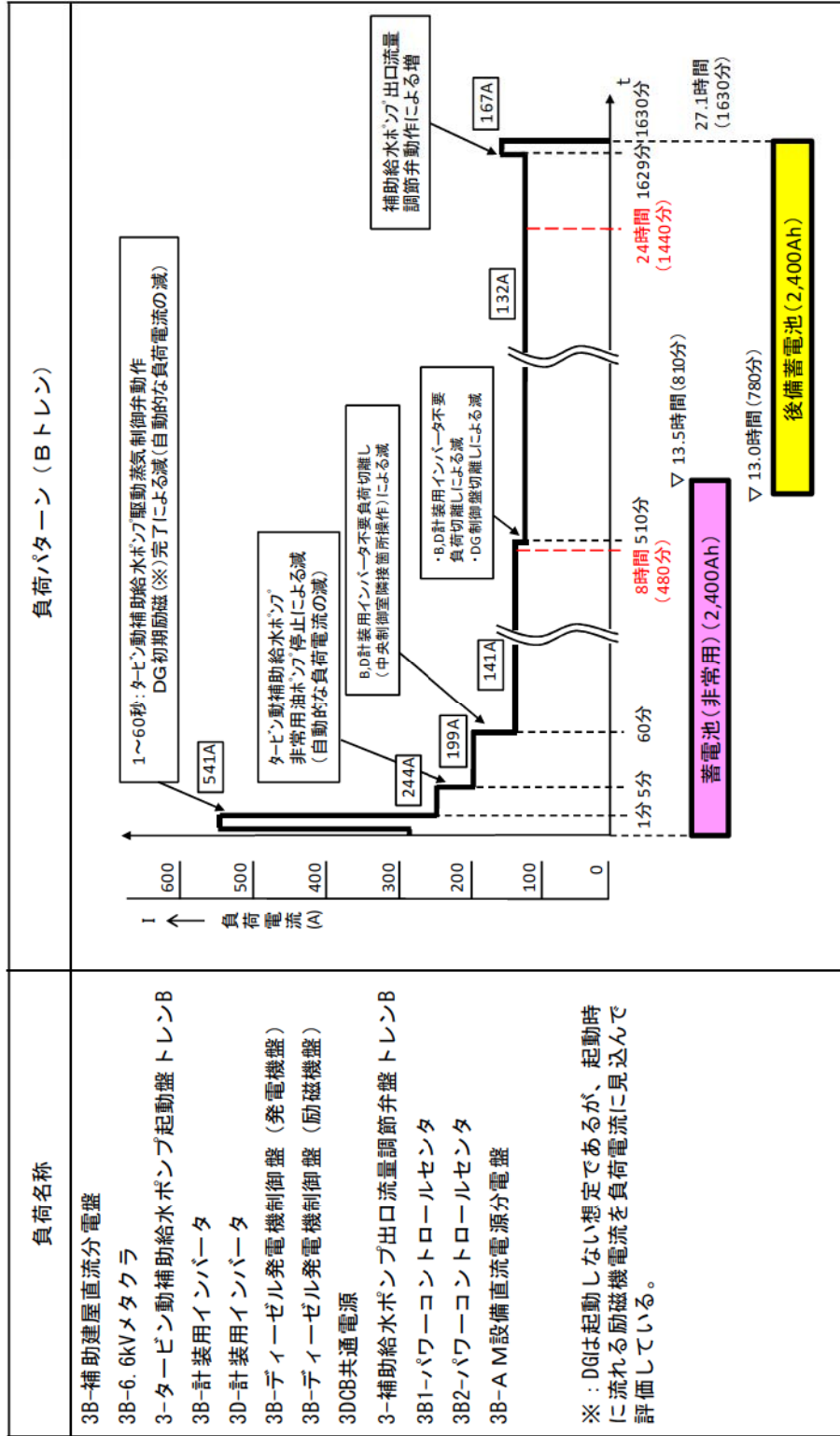
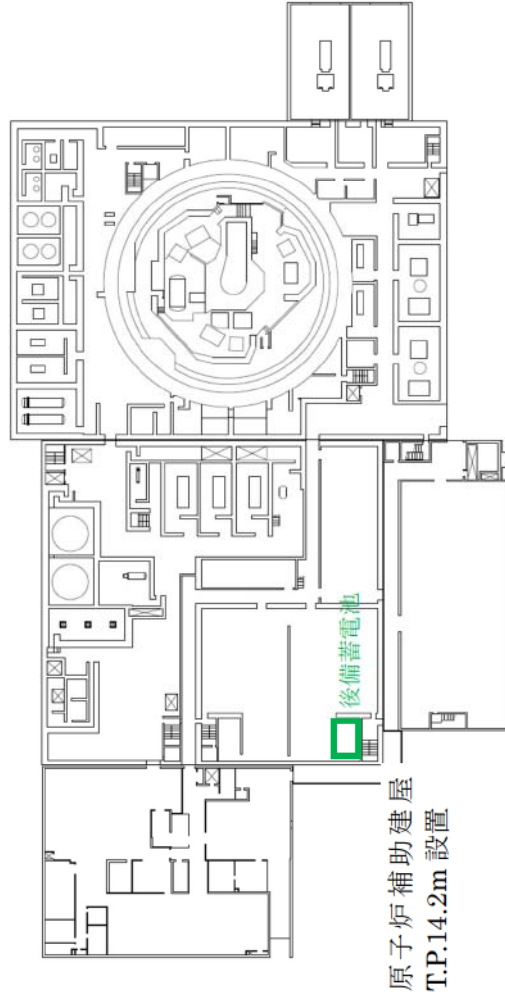
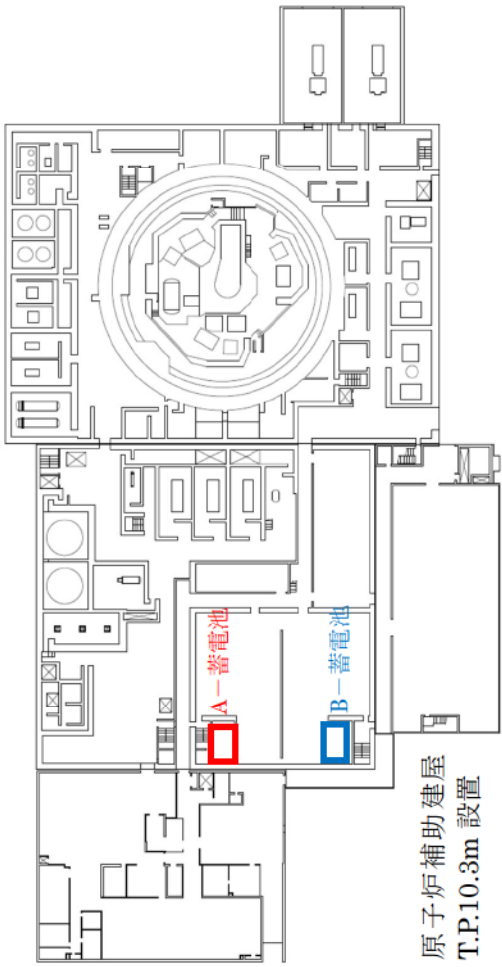


図-4 蓄電池配置図



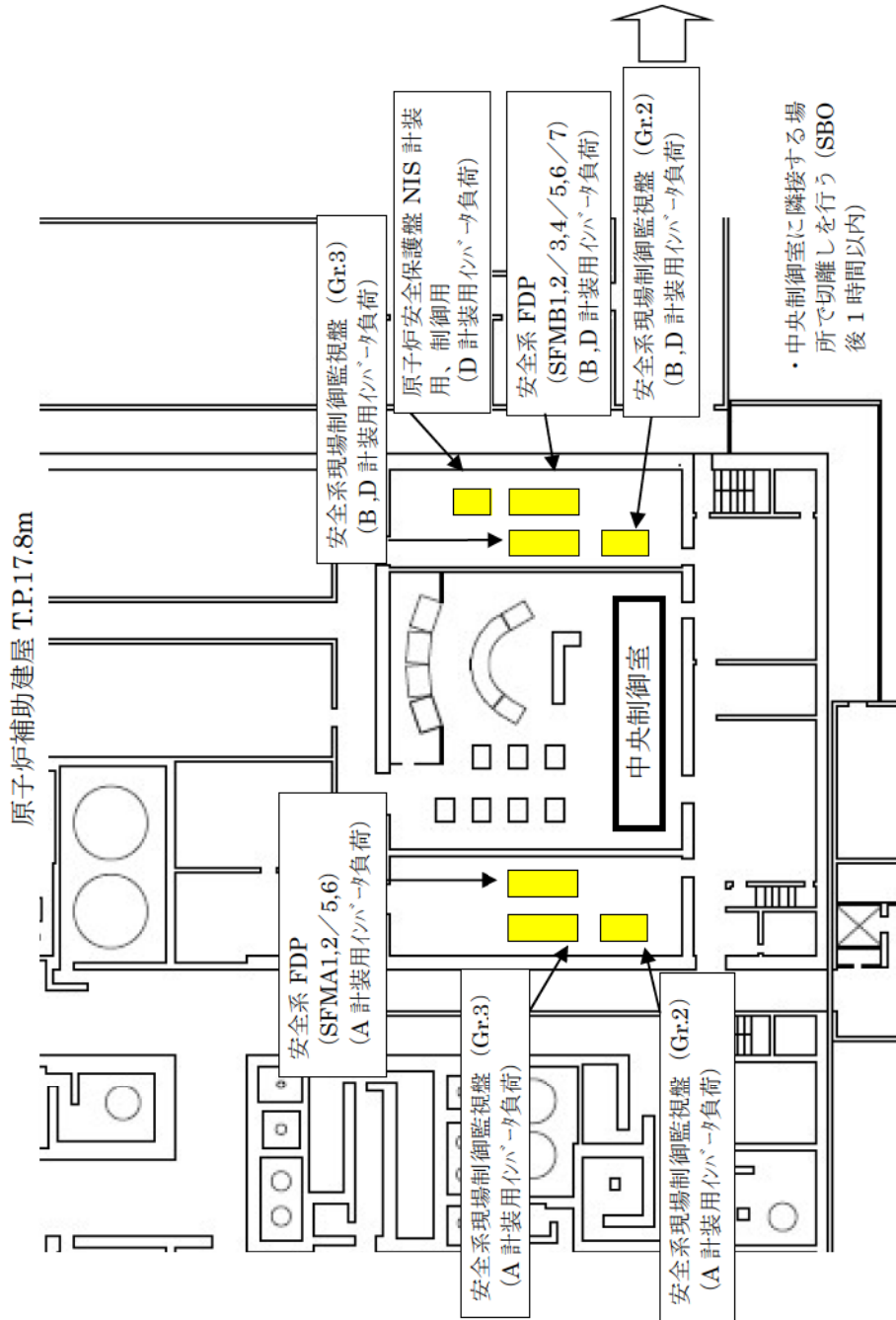
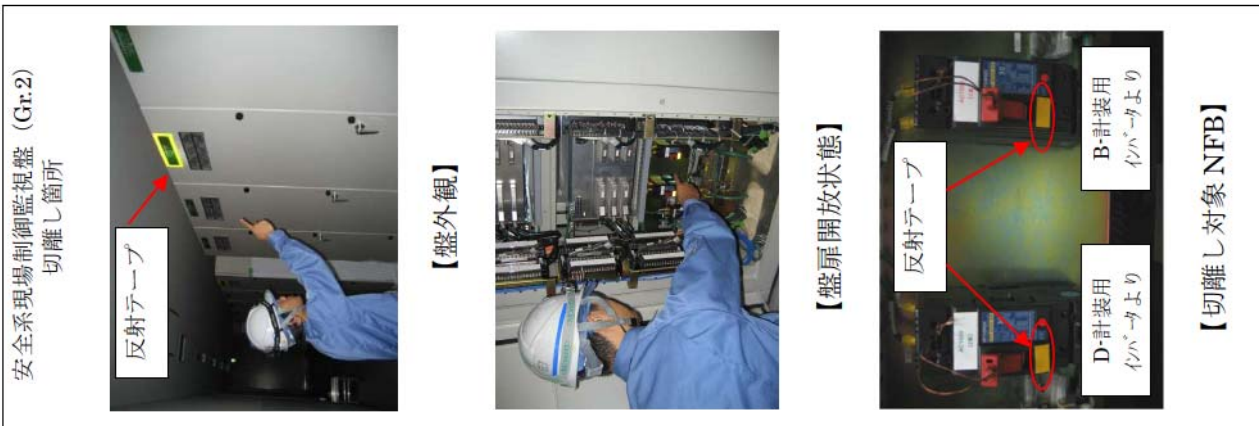
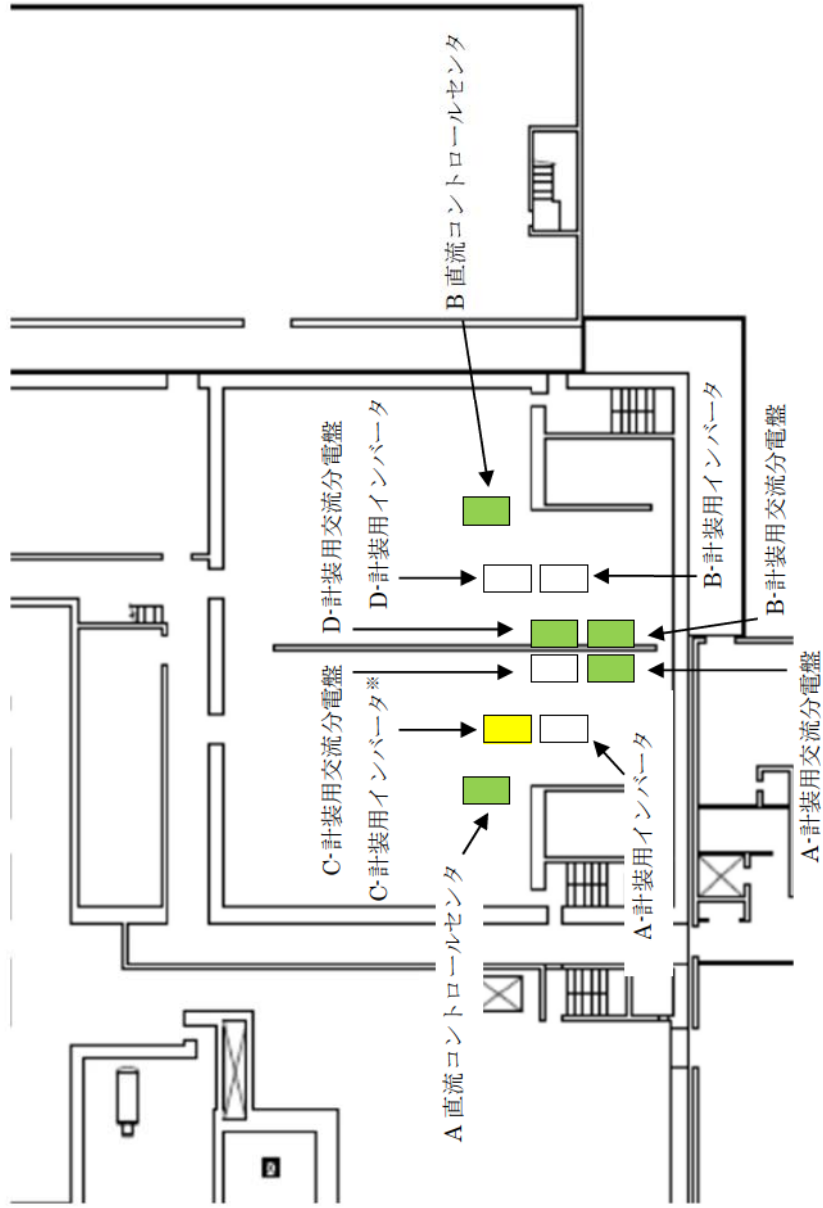


図-5 負荷切離し場所 (原子炉補助建屋 T.P.17.8m)

原子炉補助建屋 T.P.10.3m



※：C-計装用インバータを中央制御室から遠隔操作により切離しを行う（SBO 後 1 時間以内）
 ・SBO 後 8 時間以降に切離す負荷は、中央制御室より 1 階下の原子炉補助建屋 T.P.10.3m 計装用交流分電盤および直流コントロールセンタの NFB を「切」とする。

B 直流コントロールセンタ



B-計装用交流分電盤



図-6 負荷切離し場所（原子炉補助建屋 T.P.10.3m）

蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて

1. 蓄圧タンク出口弁の閉止タイミングについて

プラント運転中、蓄圧タンクについては気相部が約 4.4MPa[gage]程度のN₂ガスで加圧されており、出口弁は開状態であり待機状態にある。運転中の1次冷却材圧力は約 15.4MPa[gage]であることから、蓄圧タンクが注入されることはない（逆止弁を設置しており1次系からの逆流もない）。蓄圧タンクは非常用炉心冷却設備の一つであり、事故等で1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力以下となれば、注入が開始される。

外部からの動力を必要としないが、注入量は有限である。その機能が求められる状態が解消すれば出口弁を閉止して蓄圧機能を停止することとなる。特に、蓄圧タンク内の水が全て注入後も出口弁の開状態を継続すると、N₂ガス（非凝縮性ガス）が1次系内に流入し、1次冷却材ポンプ停止後におけるSG2次側冷却による1次系自然循環が阻害されることとなるため、注入が終了すれば出口弁の閉止が求められる。出口弁を閉止するタイミングは機能要求に合わせて表1のようになる。

表1. 蓄圧タンク出口弁閉止タイミング一覧

蓄圧機能要求	蓄圧タンク出口弁閉止タイミング	事象例 (重大事故等事故シーケンス)	出口弁閉止理由 (設定根拠)
要求なし	(1) 1次冷却材圧力 6.9MPa[gage]で閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・通常停止操作 ・小LOCA (ECCS正常) (高压注入により1次冷却材圧力が6.9MPa[gage]以上で維持されECCS停止条件が確立できる事象。蓄圧注入を必要とせず事故収束可能な漏えい量の少ない1次冷却材喪失。) 	不要注入防止 (制御可能)
要求あり	安全注入による炉心冷却に期待する場合	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA + 高压注入失敗 ・インターフェイスシステムLOCA 	N ₂ 放出防止
	1次系自然循環冷却による炉心冷却に期待する場合	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 + RCPシールLOCAあり ・全交流動力電源喪失 (24時間) + RCPシールLOCAなし 	N ₂ 放出防止

※1：蓄圧注入速度を考慮して設定。大LOCAのような急速注入時は、断熱変化による器内温度低下を考慮し全量注入確認圧力は低めとし、確実な注入とN₂放出防止を図る。全交流動力電源喪失時のように、2次系冷却操作により1次冷却材圧力を制御し蓄圧注入をゆっくりと確実に行う場合は、初期温度が保持されることを考慮し、等温変化と考え、高めの確認圧力とし、必要な注入量の確保とN₂放出防止を図る。

2. 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングの設定理由（1次冷却材圧力等）について（表1の解説）

(1) 1次冷却材圧力6.9MPa[gage]で閉止する場合

1次冷却材圧力6.9MPa[gage]で閉止する理由として、不要な注入を防止するため蓄圧タンク圧力約4.4MPa[gage]に余裕をみた圧力6.9MPa[gage]にて閉止するよう定めている。1次冷却材圧力6.9MPa[gage]で閉止する事象は以下のとおり。

- a. 通常停止操作
- b. 小LOCA（ECCS正常）（蓄圧注入を必要とせず事故収束可能な1次冷却材喪失）

なお、小LOCAにおいては、1次系からの漏えい量が少ないことからECCS停止条件確立後、充てんポンプからの注入により1次冷却材圧力が安定するため、蓄圧タンクの注入前に事象が収束する。

(2) 1次冷却材圧力0.6MPa[gage]で閉止する場合

1次冷却材圧力0.6MPa[gage]で閉止する理由として、大LOCA時、1次系からの漏えい量が多いため、蓄圧タンク水は急速に注入される。この場合において、1次系へのN₂ガス流入防止の観点から、1次冷却材圧力が0.6MPa[gage]となれば出口弁を閉止する。1次冷却材圧力0.6MPa[gage]で閉止する事象は以下のとおり。（0.6MPa[gage]の根拠については、3項参照）

- a. 中破断LOCA+高圧注入失敗
- b. インターフェイスシステムLOCA

(3) 1次冷却材圧力（温度）1.7MPa[gage]（208℃）で閉止する場合

1次冷却材圧力1.7MPa[gage]（208℃）にて閉止する理由として、全交流動力電源喪失時（高・低圧注入系が使用不能）、蓄圧注入により一定量のほう酸水注入による反応度補償および、安定した冷却継続のための1次冷却材インベントリを確保する。確実に注水量を確保する観点から早すぎる閉止操作は適切でないこと、一方で1次系へのN₂ガス流入防止の観点からは、蓄圧タンク注入開始後、適切なタイミングで蓄圧タンク出口弁を閉止する必要がある。したがって、閉止操作を行う1次冷却材圧力は、N₂ガスが1次系内に流入する圧力約1.2MPa[gage]に対し、運転操作上の余裕+0.5MPaをみて、1次冷却材圧力（温度）を1.7MPa[gage]（208℃）としている。（1.7MPa[gage]の根拠については、3項参照）

具体的な操作として、主蒸気逃がし弁による急速冷却により1次系の減温・減圧を行う。やがて蓄圧タンクから注入されるが、電源復旧しなければ出口弁の閉止ができないため、1次冷却材圧力（温度）を1.7MPa[gage]（208℃）にキープし、電源復旧後、出口弁を閉止する。1次冷却材圧力（温度）を1.7MPa[gage]（208℃）で閉止する事象は以下のとおり。

- a. 全交流動力電源喪失+RCPシールLOCAあり
- b. 全交流動力電源喪失（24時間）+RCPシールLOCAなし

3. 蓄圧注入後の全量注入確認圧力（蓄圧タンク出口弁閉止圧力（0.6MPa[gage]、1.7MPa[gage]）の考え方について

蓄圧タンク加圧用の内部N₂ガス放出が生じる圧力は以下の計算式で求められる。

$$P = P_i \times (V_i/V)^\gamma$$

P_i : 初期圧力 (MPa)

V_i : 初期気相部体積 (m³)

P : 蓄圧タンク空の圧力 (MPa)

V : 蓄圧タンク空の気相部体積 (m³)

γ : ポリトロップ指数（等温変化：1.0 断熱変化：1.4）

全量注入確認は、蓄圧タンク保有水量の 29.0m³/基が放出されたときの圧力として確認できる。注入速度によって、適用するポリトロップ指数が異なることから、この点を考慮して出口弁閉止圧力を以下のとおり設定している。

(1) 1次冷却材圧力0.6MPa[gage]で閉止する考え方

大LOCA等のように漏えい量が多く1次冷却材圧力が保持できない場合は、蓄圧タンクの圧力は早い変化であることから、蓄圧タンク内気相部の温度変化は外部の影響を受けないと考えられる。従って温度変化は外部と遮断した状態である断熱変化とみなされ、ポリトロップ指数は、断熱変化：1.4 を使用して計算する。この場合の蓄圧タンク加圧用の内部N₂ガス放出が生じる圧力は約 0.6MPa となるため、蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次冷却材圧力0.6MPa[gage] としている。また、炉心への注入を優先することから操作余裕は考慮しない。

(2) 1次冷却材圧力1.7MPa[gage]で閉止する考え方

全交流動力電源喪失のように高・低圧注入系が使用不能の場合は、2次系冷却操作により1次系の圧力を制御し蓄圧注入を確実に行っていく。このような事象では1次冷却材圧力の低下に応じて、蓄圧タンクの圧力は、ゆっくりとした変化であることから、蓄圧タンク内気相部の温度は外部の影響を受けると考えられる。従って、温度変化は初期温度を保持できる等温変化とみなされ、ポリトロップ指数は、等温変化：1.0 を使用して計算する。この場合の蓄圧タンク加圧用の内部N₂ガス放出が生じる圧力は、約1.2MPa となる。そこに+0.5MPa（注）の運転操作余裕を持たせ、蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage] としている。

(注) 運転操作余裕+0.5MPaの妥当性について

閉止操作を行う1次冷却材圧力は、運転操作の余裕をみて設定する必要がある。また、確実に注水量を確保する観点からは、早すぎる閉止操作は適切でない。

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

1. はじめに

全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失に重畳して、RCPシールLOCAが発生した場合、1次系の保有水量を確保することで炉心露出を防止する観点から、運転員等による炉心注水操作を実施するにあたっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に1次系の圧力及び温度の維持を行う、1次冷却材圧力0.7MPa[gage]に到達した後に、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を実施することとしており、その注水流量の設定の考え方について整理した。

2. 設定方法

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における炉心損傷防止対策である、代替格納容器スプレイポンプにおける代替炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$ としており、設置変更許可申請書添付書類十における、小破断LOCA事象の解析において実績のある、小破断ブローダウン解析コード「SATAN-M(Small LOCA)」を用いた確認解析を実施した結果から設定している。

3. 確認解析による設定結果

事前に実施した確認解析の結果から、確認解析において炉心露出に至ると想定される時刻（約4時間）に対して、余裕を考慮した時刻（約3時間）における漏えい流量（約 $25\text{m}^3/\text{h}$ ）に、さらに余裕（約 $5\text{m}^3/\text{h}$ ）を考慮した値として、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定した。

事前に実施した確認解析における解析条件を表1に、解析結果を図1から図3に示す。

なお、確認解析によって設定した代替炉心注水流量である $30\text{m}^3/\text{h}$ については、重大事故等対策の有効性評価において、炉心損傷の防止が可能であることが確認されていることから妥当な設定である。

表1 主要解析条件

項目	有効性評価	確認解析
解析コード	M-RELAP5	SATAN-M(Small LOCA)
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652Wt)×1.02	100%(2,652MWt) ^{※1}
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41MPa[gage] ^{※1}
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	302.3℃ ^{※1}
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)	同左
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	同左
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基	同左
RCPからの漏えい率 (初期)	定格圧力において、約109m ³ /h/台 (480gpm/台)相当となる口径約1.6cm(約 0.6inch)/台(RCP3台合計1.1inch)(事 象発生時からの漏えいを仮定)	同左
代替格納容器スプレイポンプ の原子炉への注水流量	30m ³ /h	考慮しない ^{※2}
2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	同左
1次系温度圧力の保持	1次冷却材温度208℃ (約1.7MPa[gage]到達時)	考慮しない ^{※2}
蓄圧タンク出口弁閉止	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び 代替交流電源確立(60分)から10分後	考慮しない ^{※2}
2次系強制冷却再開	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	考慮しない ^{※2}
代替格納容器スプレイポンプ 起動	1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達 (約2.2時間後)	考慮しない ^{※2}

※1：炉心露出時間、漏えい流量に十分な余裕を考慮していることから影響は軽微。

※2：炉心露出までの挙動を確認する観点から考慮は不要。

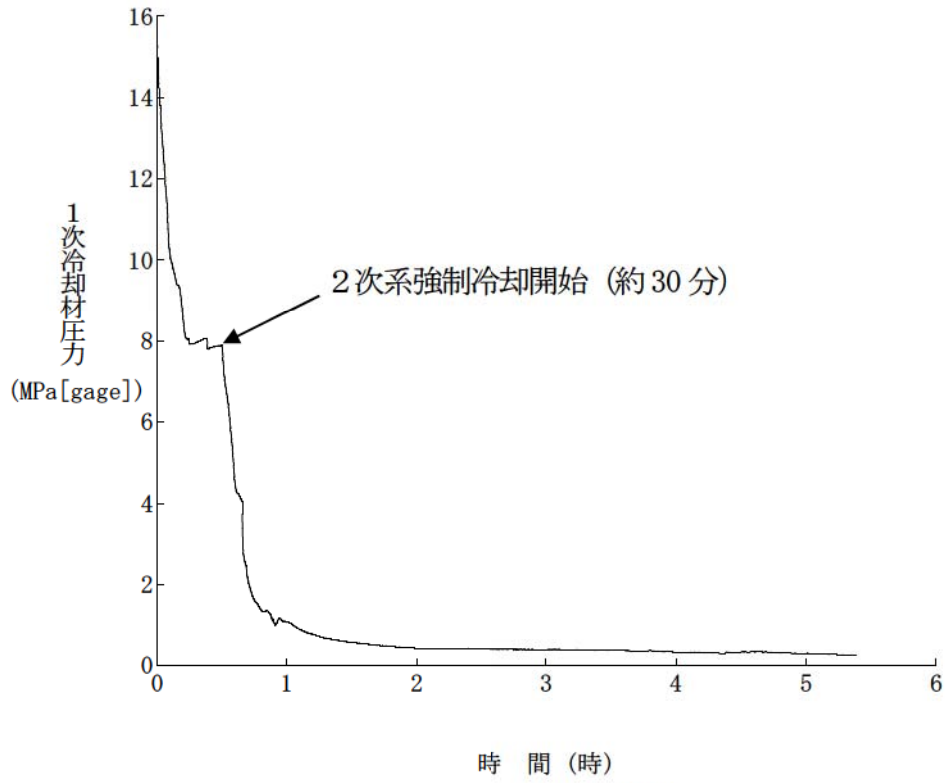


図1 1次冷却材圧力の推移

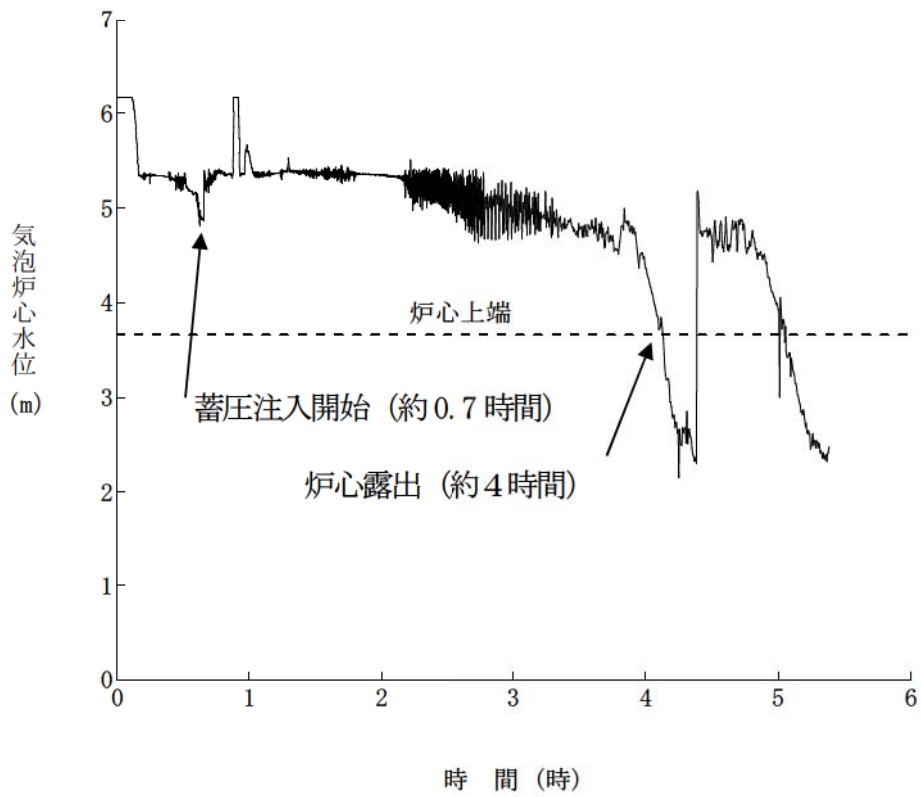


図2 気泡炉心水位の推移

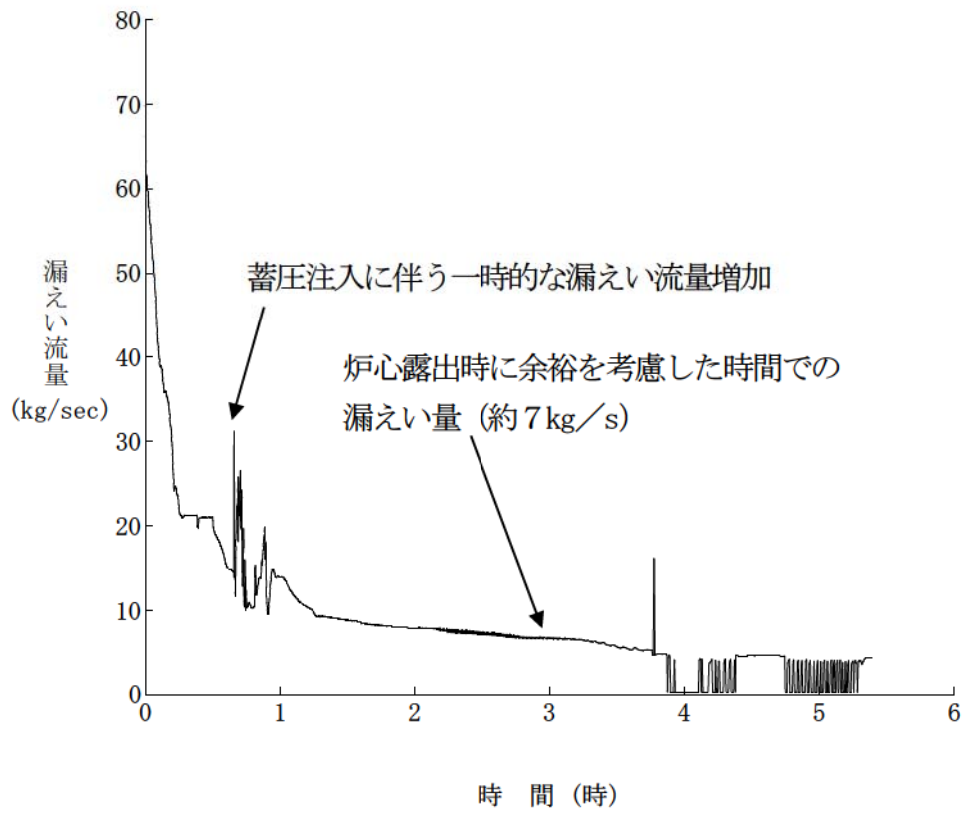


図3 漏えい流量の推移

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

1. はじめに

全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）が発生した場合、24時間後には可搬型大型送水ポンプ車から格納容器再循環ユニットへの冷却水通水準備が整い、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却が開始され、原子炉格納容器の圧力及び温度が低下する。

上記を確認するため、24時間以降の原子炉格納容器圧力・温度を評価した。

2. 確認結果

表1に示す全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）と同様の解析条件のもと評価を実施した。評価結果を図1～図4に示す。

事象発生後24時間以降も原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、事象発生約81時間後に格納容器再循環ユニットのダクト開放機構作動温度である110℃に到達し、事象発生約229時間後に最高使用圧力に到達する。

他の事故シーケンスと同様に、最高使用圧力到達の30分後から、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を開始した場合、図1及び図2に示すとおり、格納容器内自然対流冷却の効果により、原子炉格納容器圧力及び温度が低下するため、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）・温度（200℃）を上回ることなく、原子炉格納容器圧力及び温度が低下することを確認した。

実態としては、事象発生約81時間後に格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動するとともに、それまでに可搬型大型送水ポンプ車による冷却水（海水）通水が実施可能である。よって、事象発生約81時間後の原子炉格納容器雰囲気温度110℃到達時点で格納容器内自然対流冷却を開始した場合、図3及び図4に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度は最高使用圧力及び最高使用温度を上回ることなく、原子炉格納容器圧力及び温度が低下することを確認した。

表 1 主要解析条件一覧 (1/2)

項目	申請書解析		長期解析		ガイドへの適合状況	条件設定の考え方
	確認解析 1	確認解析 2	確認解析 1	確認解析 2		
解析コード	MAAP*	M-RELAP5/COCO	MAAP*	MAAP*	審査ガイド2.2.1(2)「実験等を基に検証されたモデル」	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド変化、気液分離・対向流、構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	同左	100%(2,652MWt)×1.02	同左	同左	審査ガイド2.2.1.(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	同左	15.41+0.21MPa [gage]	同左	同左	同上	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングも遅くなることから、厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	同左	306.6+2.2℃	同左	同左	同上	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングも遅くなることから、厳しい設定。
RCPからの漏えい率 (初期)	同左	定格圧力において、約109m ³ /h/台 (480gpm) 相当となる口径約1.6cm (約0.6インチ) /台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	同左	同左	審査ガイド2.2.3(2)b iii 「全交流動力電源喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注水機能喪失を仮定した漏えい」	米NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内のRCPで評価された米国製RCPと、漏えい量を決定する管路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製RCPシールからの漏えい率が米国内評価の使用値よりさらに小さいことを確認していることより、保守的な設定。
炉心崩壊熱	同左	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)	同左	同左	審査ガイド2.2.1.(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
蓄圧タンク保持圧力	同左	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	同左	同左	同上	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力として設定。
蓄圧タンク保有水量	同左	29.0m ³ /基 (最小保有水量)	同左	同左	審査ガイド2.2.3 a 「設備の容量は設計値を使用する」	最小の保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	同左	30m ³ /h	同左	同左	審査ガイド2.2.2(5)b 「重大事故等対処設備の作動条件等を設計仕様に基づき設定する」	想定する流出流量に対して、1次冷却材圧力0.7MPa [gage] 到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。

*：EPR1によって開発されたコード

表 1 主要解析条件一覧 (2/2)

項目	申請書解析	長期解析		ガイドへの適合状況	条件設定の考え方
		確認解析 1	確認解析 2		
2 次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	同左	同左	審査ガイド2.2.2(5)a.(c)「現場での操作時間については、訓練実績等に基づき設定する」	運転員等操作時間として、事象発生後の検知・判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
1 次系温度圧力の保持	1 次冷却材温度208℃ (約1.7MPa[gage]到達時) 及び 1 次冷却材温度170℃ (約0.7MPa[gage]到達時)	同左	同左	審査ガイド2.2.2(5)f「炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す」	208℃については、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
蓄圧タンク 出口弁閉止	1 次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立 (60分) から 10分後	同左	同左	同上	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知・判断に10分を想定して設定。
2 次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク 出口弁閉止から10分後	同左	同左	同上	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
代替格納容器スプレイポンプ 作動	1 次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達時	同左	同左	同上	運転員等による代替炉心注水操作を実施するにあたっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に1次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。
格納容器再循環ユニット	模擬していない	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約3.6MW～約 6.5MW)	同左	審査ガイド2.2.2(5)b「重大事故等 対処設備の作動条件等を設計仕様 に基づき設定する」	格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
格納容器自然対流冷却開始	模擬していない	格納容器最高 使用圧力到達 +30分	格納容器内温 110℃到達	審査ガイド2.2.2(5)a.(c)「現場での操作時間については、訓練実績等に基づき設定する」	運転員操作余裕時間として設定。
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同左	同左	審査ガイド2.2.1.(1)「保守的な仮 定及び条件の適用を否定するもの ではない」	評価結果を厳しくするように、設計値に基づき小さめの値を設定。

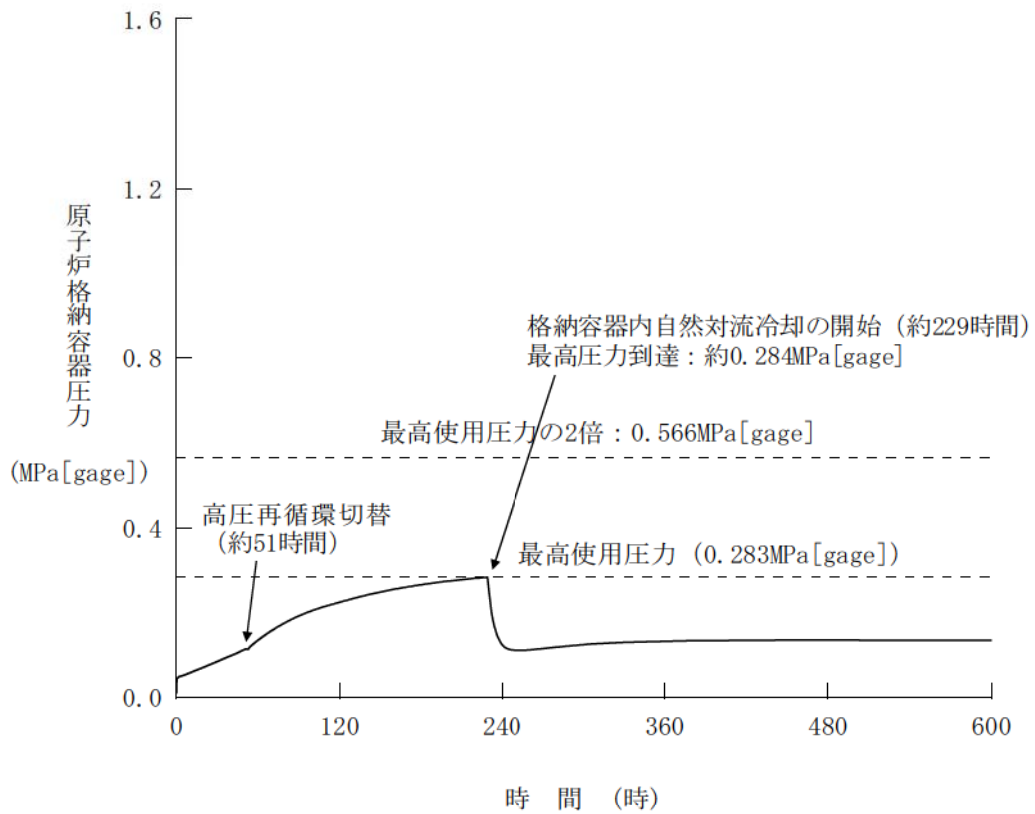


図1 原子炉格納容器圧力の推移 (確認解析1)

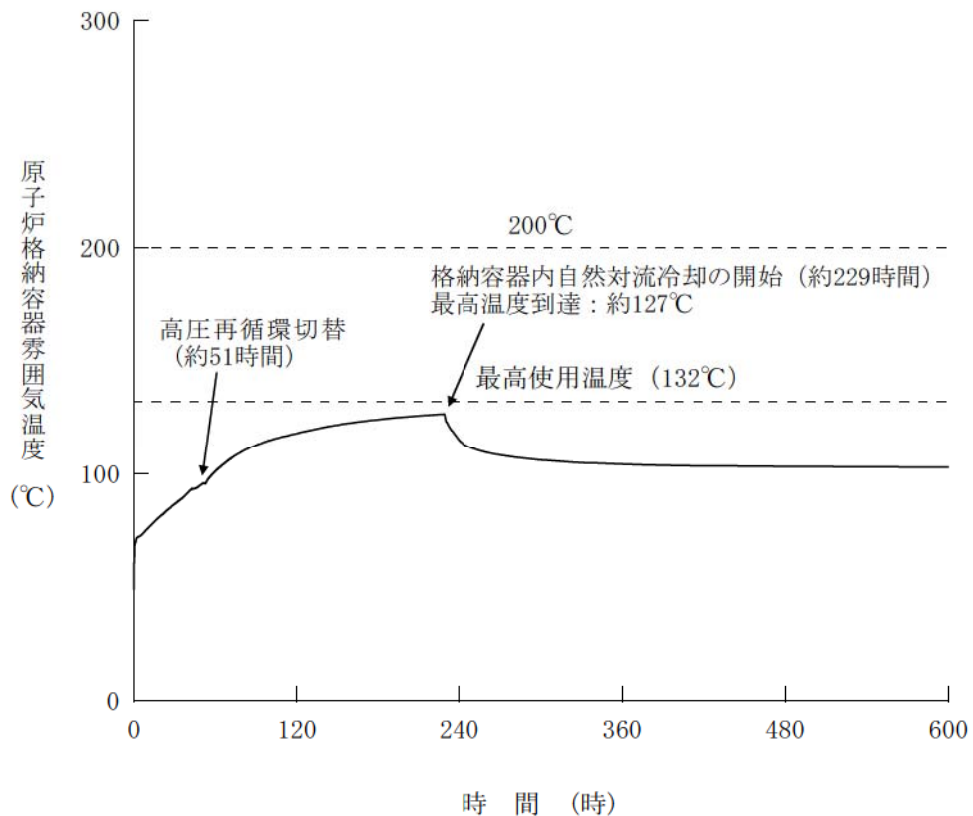


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (確認解析1)

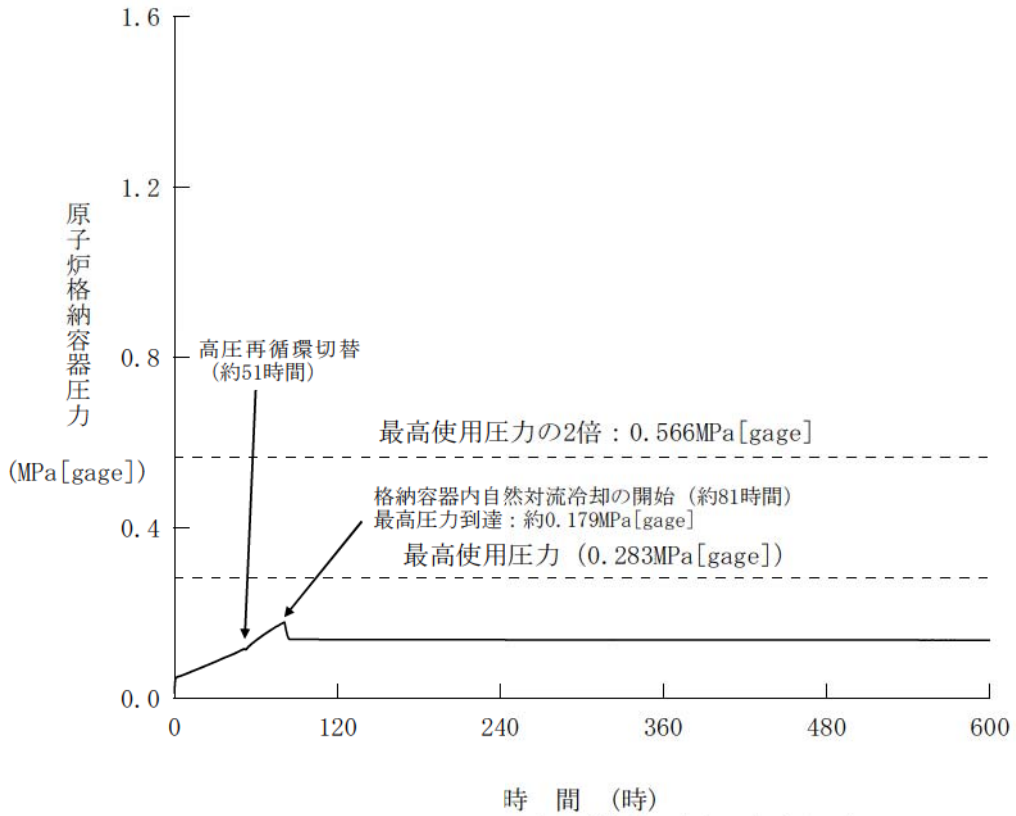


図3 原子炉格納容器圧力の推移 (確認解析 2)

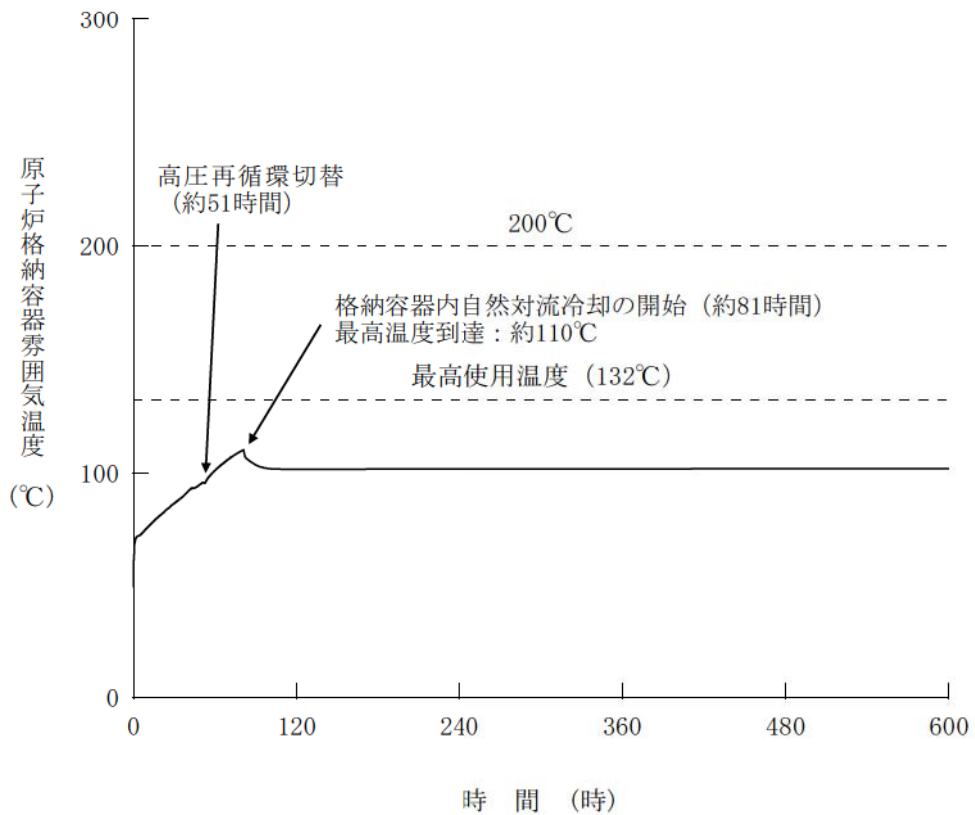


図4 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (確認解析 2)

補足. COCOコードとMAAPコードの違い

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示すために、今回MAAPコードによる計算を行った。

一方、設置変更許可申請書の解析ではCOCOコードによる計算を行っていたため、COCOコードとMAAPコードの特徴を表2に示す。

また、両コードの事象発生後24時間までの原子炉格納容器圧力と温度の推移の比較を図5及び図6に示すが、事象発生後24時間時点の原子炉格納容器圧力と温度は、ほぼ同等となっている。

なお、全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の事故シーケンスの原子炉格納容器圧力及び温度の評価では、プラント応答を詳細に評価できるM-RELAP5コードとの親和性が高いCOCOコードを使用した。格納容器内自然対流冷却の有効性を示すにあたっては、自然対流冷却を適切に模擬できるMAAPコードを使用した。

表2 M-RELAP5/COCOコードとMAAPコードの特徴

	M-RELAP5/COCO コード	MAAP コード
用途	原子炉1次系、2次系及び格納容器を総合的に模擬	
原子炉1次系/ 2次系モデル	あり (M-RELAP5 コード)	あり
格納容器モデル	1区画モデル (COCO コード)	多区画モデル
主たる適用事象	格納容器内の自然対流の影響が少ない事象 (DBA の大破断 LOCA 含む)	シビアアクシデントを含む事故シーケンス全般 (自然対流冷却を模擬する事象含む)

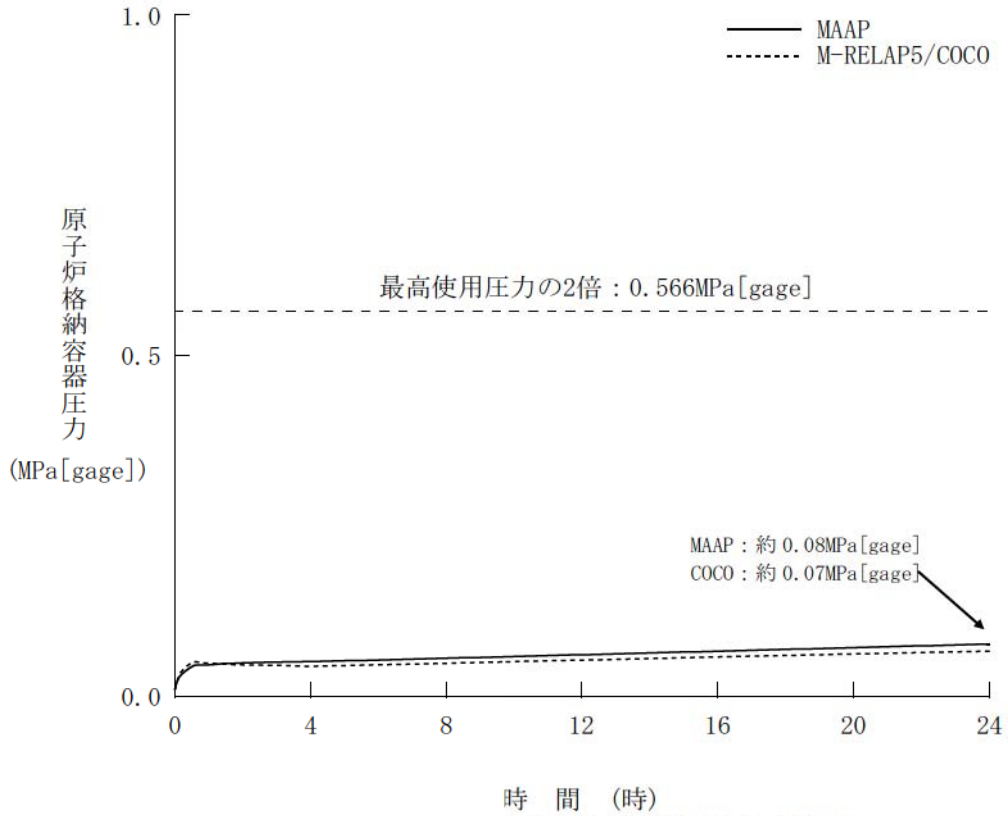


図5 原子炉格納容器圧力の推移比較(24時間)

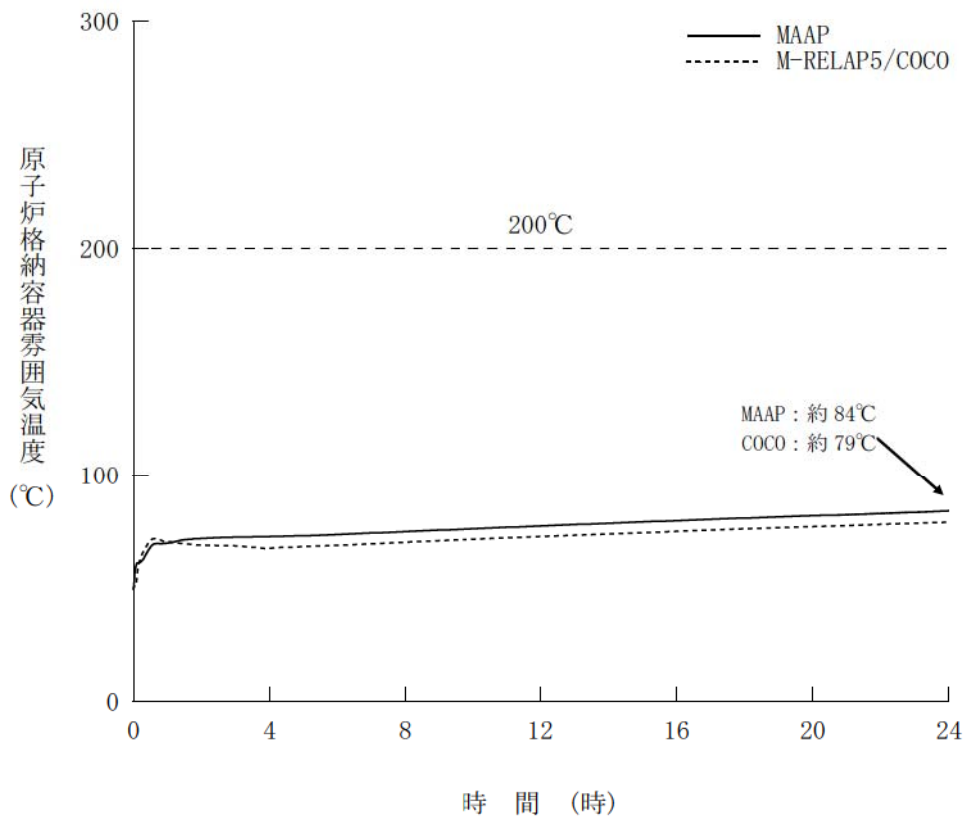


図6 原子炉格納容器雰囲気温度の推移比較(24時間)

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)

重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故（以下「SBO+RCPシールLOCA」という）」及び「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故（以下「SBO+RCPシールLOCA無し」という）」の個別解析条件を第1表に示す。

第 1 表 システム熱水力解析用データ（全交流動力電源喪失）

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備		
1) 1次冷却材ポンプ電源電圧低 原子炉トリップ		
i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）
ii 応答時間	1.8秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連		
1) RCPからの漏えい率 (定格圧力時)	約 109m ³ /h/台(480gpm) (口径約 1.6cm (約 0.6 インチ)) * ¹	最大値（実機評価値に余裕 を考慮した値）
	1.5m ³ /h/台 (口径約 0.2cm (約 0.07 インチ)) * ²	最大値（実機評価値に基づ いた値）
2) タービン動補助給水ポンプ		
i 給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の 60 秒後 (自動起動)	最大値（設計値に余裕を考 慮した値）
ii 個数	1 台	設計値
iii 容量	80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	最小値（設計値に余裕を考 慮した値）
3) 主蒸気逃がし弁		
i 2次系強制冷却開始	1 回目： 事象発生から 30 分後 2 回目： 蓄圧タンク出口弁閉止 10 分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 1次系温度の維持	208℃（1 回目） 170℃（2 回目）	運転員等操作条件
iii 個数	3 個（1 ループ当たり 1 個）	設計値
iv 容量	定格ループ流量の 10%/個（定格運 転時）	設計値
4) 蓄圧タンク		
i 出口弁閉止	1 次冷却材圧力 1.7MPa[gage]到達及 び代替交流電源確立(60 分* ¹ /24 時 間* ²)から 10 分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 個数	3 基（1 ループ当たり 1 基）	設計値
iii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力
iv 保有水量	29.0m ³ （1 基当たり）	最小保有水量

名 称	数 値	解析上の取り扱い
5) 代替格納容器スプレイポンプ i 注水開始	1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立(60分)時点 ^{※1} /考慮しない ^{※2}	運転員等操作余裕の考え方 設計値 (RCP封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力)
ii 注水流量	30m ³ /h ^{※1} /考慮しない ^{※2}	
6) 漏えい停止圧力	考慮しない ^{※1} / 0.83MPa[gage] ^{※2}	

※1 : SBO+RCPシールLOCAの条件

※2 : SBO+RCPシールLOCA無しの条件

RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について

1. 全交流動力電源喪失時におけるRCPシール部の挙動

(1) 通常運転時

通常運転中、RCPシール部は、充てんポンプによる封水注入ラインからの封水注入、およびサーマルバリアへの冷却水通水により、RCPシール部の熱的な防護が図られている。(図1)

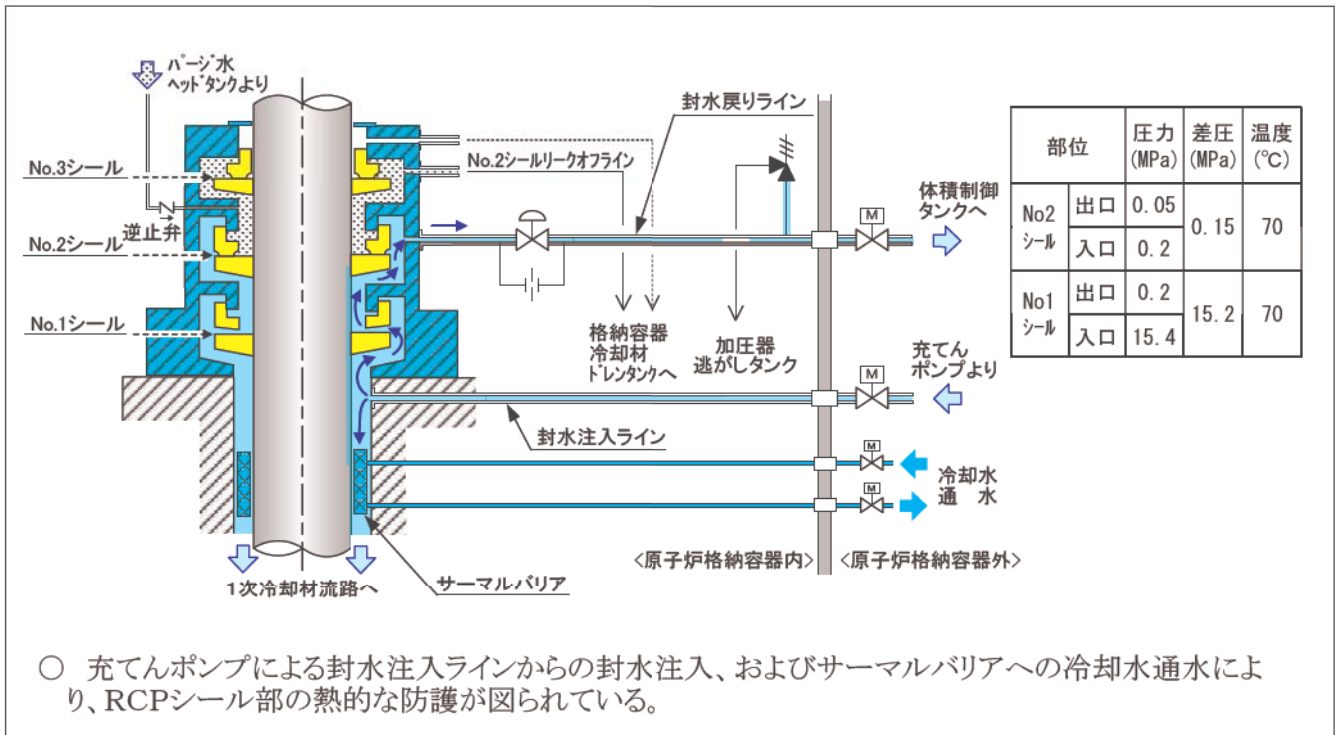


図1 RCPシールの状況 (通常運転時)

(2) 全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時 (以下、「SBO」という) には、充てんポンプおよび原子炉補機冷却水ポンプが停止し、封水の注入、サーマルバリアへの冷却水通水が停止するため、シール部は高温の1次冷却材にさらされる。

対応操作として、封水注入ライン弁および封水戻りライン弁を閉止することに伴い、封水戻りライン内部の圧力上昇により逃がし弁が作動し、RCPシール部へ到達した1次冷却材は加圧器逃がしタンク側へと導かれる。

加圧器逃がしタンクにはラプチャディスク (破壊板) が設置されており、規定圧力まで内圧が上昇するとラプチャディスクを通じて1次冷却材が格納容器内へ流出する。

また、SBO時は、封水戻りラインに設置されている止め弁が自動的に閉止し、当該弁をバイパスする形で設置されているバイパスオリフィスを経由することになり、封水戻り流量は制限される。

これに伴い、No.2シール入口の圧力が上昇し、No.2シールからの漏えい量増加が想定される。(図2)

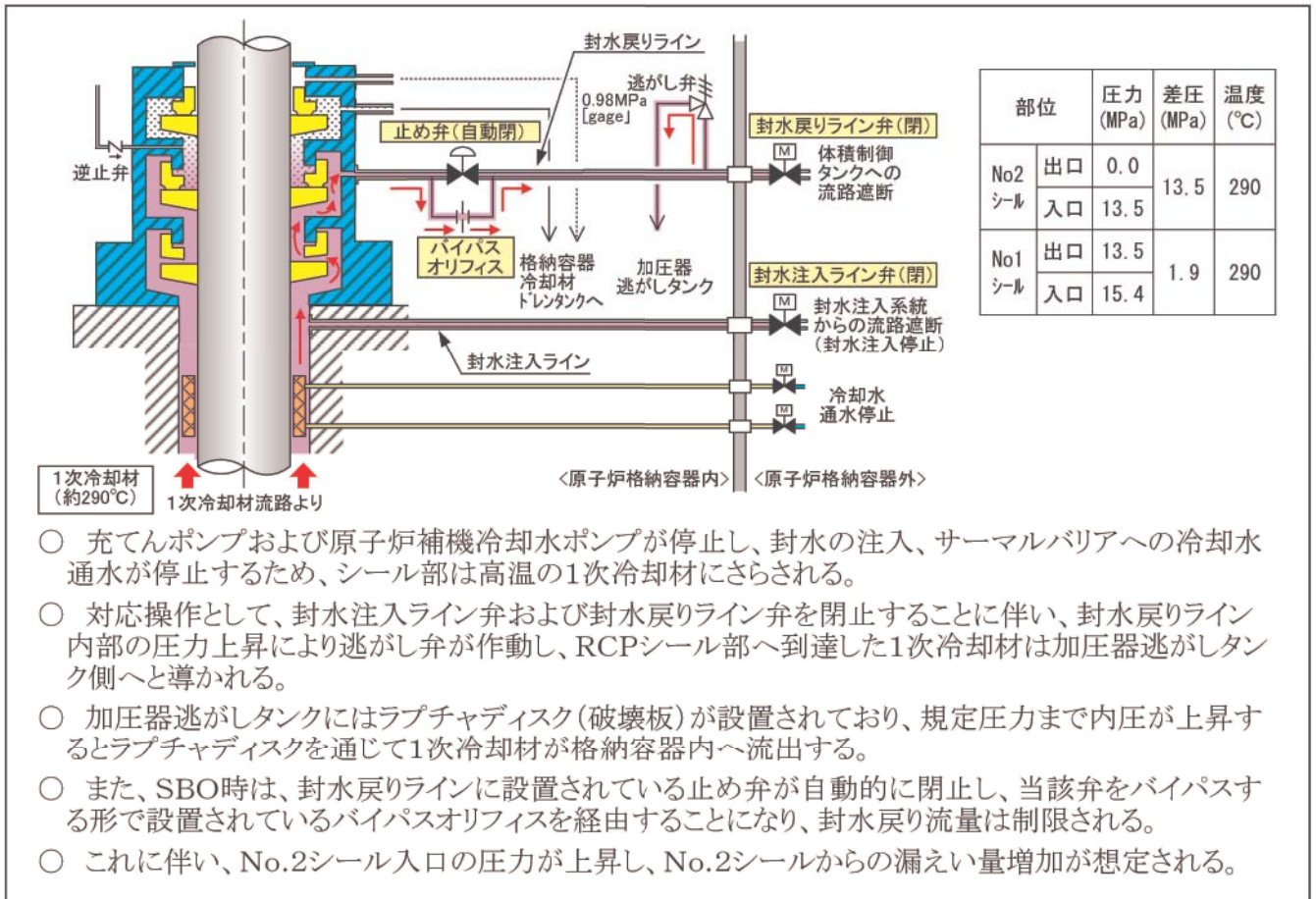


図2 RCPシールの状況 (SBO時)

2. RCPシール部からの漏えい量

2-1. シール部の機能が喪失している場合「RCPシールLOCAあり」における1次冷却材漏えい量

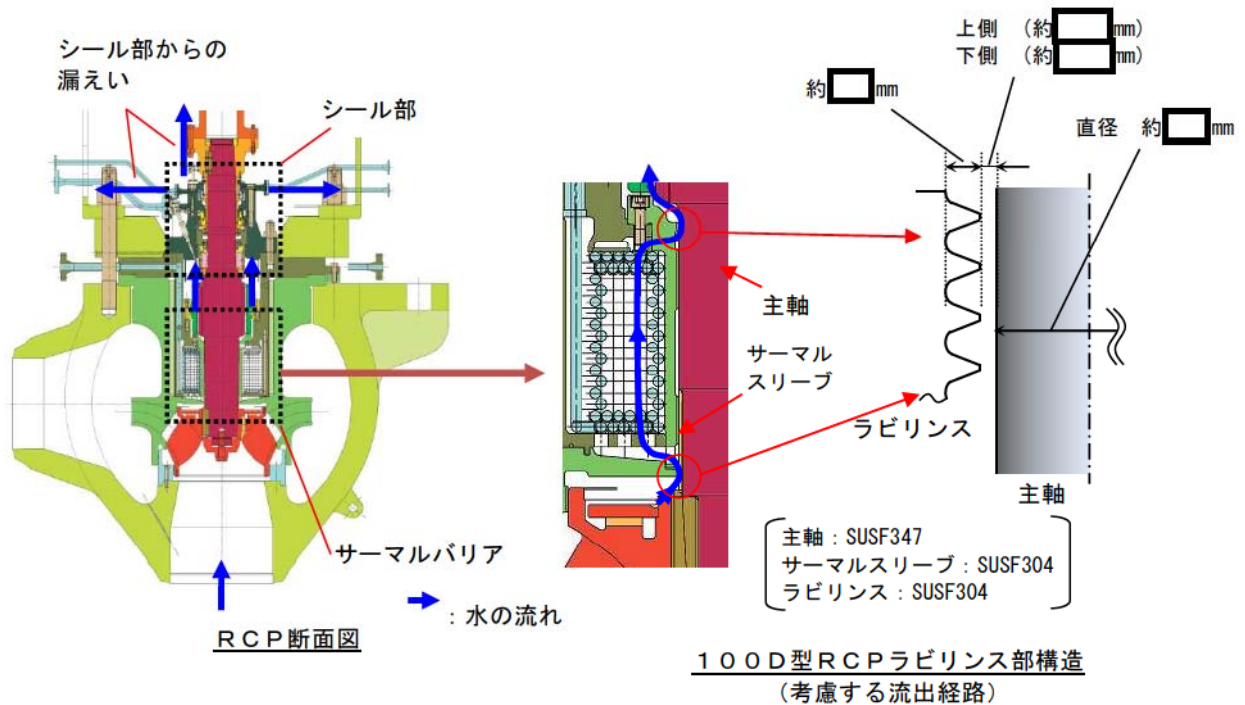
「RCPシールLOCAあり」の有効性評価における100D型RCPシール部からの漏えい量については、シール部が機能喪失した場合の最大の値として、約109m³/h (480gpm 相当) を設定している。

以下に漏えい量の算出方法及び有効性評価における使用値について説明する。

(1) 漏えい量評価方法

RCPシールLOCA時に漏えい量が最大となる全シール (No. 1、2、3) の機能喪失時の流出流量は、シール部や配管等の流出経路の構造によって決まるが、保守的に、シール部や配管等の抵抗は考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみ考慮して評価を行う。下図の通り、ラビリンス2箇所での抵抗で流量が制限される。なお、ラビリンス部の抵抗のみ考慮をした場合においても、ラビリンス部の構造健全性が維持されることを確認している。(別紙1)

枠囲みの内容は機密情報に属します
 ますので公開できません。



評価手順は以下の通りである。(別紙2, 3)

- ①ラビリンス部の圧損係数を評価
- ②ラビリンス出口で臨界流となることを確認
- ③Henry Fauske の式を用いて、臨界流量を算出し、漏えい量を評価

(2) 評価結果

入力条件として、泊3号機の100D型RCPのラビリンス部隙間形状(ラビリンス2箇所の抵抗で流量が制限)および出入口条件(入口:290℃、15.4MPa[gage]、出口:0MPa[gage])を与え、上記評価手順にて算出した結果、100D型RCPシールの漏えい量は約99m³/h/台(約436gpm/台)となる。

(3) 米国RCPシールリークモデル

米国WH社においては、RCPシールリークに係るリスクを評価するモデルとして、WOG2000モデルを開発し、トピカルレポートをNRCに提出した。(2000年12月)

NRCはこれに対し、安全評価書(SER: Safety Evaluation Report)を発行(2003年5月)し、その中で確率論的安全評価に用いるRCPシールリークモデルが示されており、シール機能喪失時の漏えい量を、480gpm/台と設定している。

TIMING AFTER LOSS OF ALL RCP SEAL COOLING		
0-13minutes	13minutes-2hours	>2hours
gpm/RCP (probability)	gpm/RCP (probability)	gpm/RCP (probability)
21 (1.0)	21 (0.79)	21 (0.79)
	76 (0.01)	76 (0.01)
	182 (0.1975)	182 (0.1975)
	480 (0.0025)	480 (0.0025)

(出展)

Safety Evaluation By The Office Of Nuclear Reactor Regulation WCAP-15603, Revision 1, "WOG2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model For Westinghouse PWRs" Westinghouse Owners Group Project No.694

(4) 漏えい量の設定

RCPシール部の漏えい量の評価結果(約 99m³/h/台(約 436gpm/台))と米国のシールリークモデルを参照した漏えい量(約 109 m³/h/台(480gpm/台))から、有効性評価においてはシール機能喪失時漏えい量として約 109m³/h/台(480gpm/台)を設定した。

なお、WH社が設定した漏えい量 480gpm/台は、泊3号機における評価方法と同様に、ラビリンス部の抵抗のみを考慮して算出されたものである。

2-2. シール部の機能が維持されている場合「RCPシールLOCAなし」における
1次冷却材漏えい量

(1) 評価方法

SBO時は、タービン動補助給水ポンプ等を用いて炉心を冷却することにより、1次冷却材温度・圧力が低下するため、シールが機能することを確認している。従って、RCPシールリーク量の評価では、No. 1、No. 2シールが機能していることを前提としている。SBO時におけるRCPシール部からの漏えい量（封水戻りラインバイパスオリフィス（以下、「バイパスオリフィス」と言う。）およびNo. 2シールからの漏えい量）を以下の手順により評価した。（図3）

① 差圧－流量特性評価

1次冷却材温度 290℃における各要素（No. 1シール／No. 2シール／バイパスオリフィス）の“差圧－流量特性”を評価する。

- ・No. 1シール（—）※単相流として評価（別紙4）
- ・No. 2シール（.....）※シール出口における減圧沸騰を考慮して評価（別紙5）
- ・バイパスオリフィス（- - - - -）※オリフィス通過時の減圧沸騰を考慮して評価（別紙6）

② No. 2シールおよびバイパスオリフィスの“差圧－流量特性”を合成する。（—）

③ No. 1シール通過流量（ Q_1 ）が、（No. 2シール通過流量（ Q_2 ））＋（バイパスオリフィス通過流量（ Q_3 ））に一致することから、各要素の前後差圧を評価する。

④ ③の評価結果により各要素の流量を算定する。

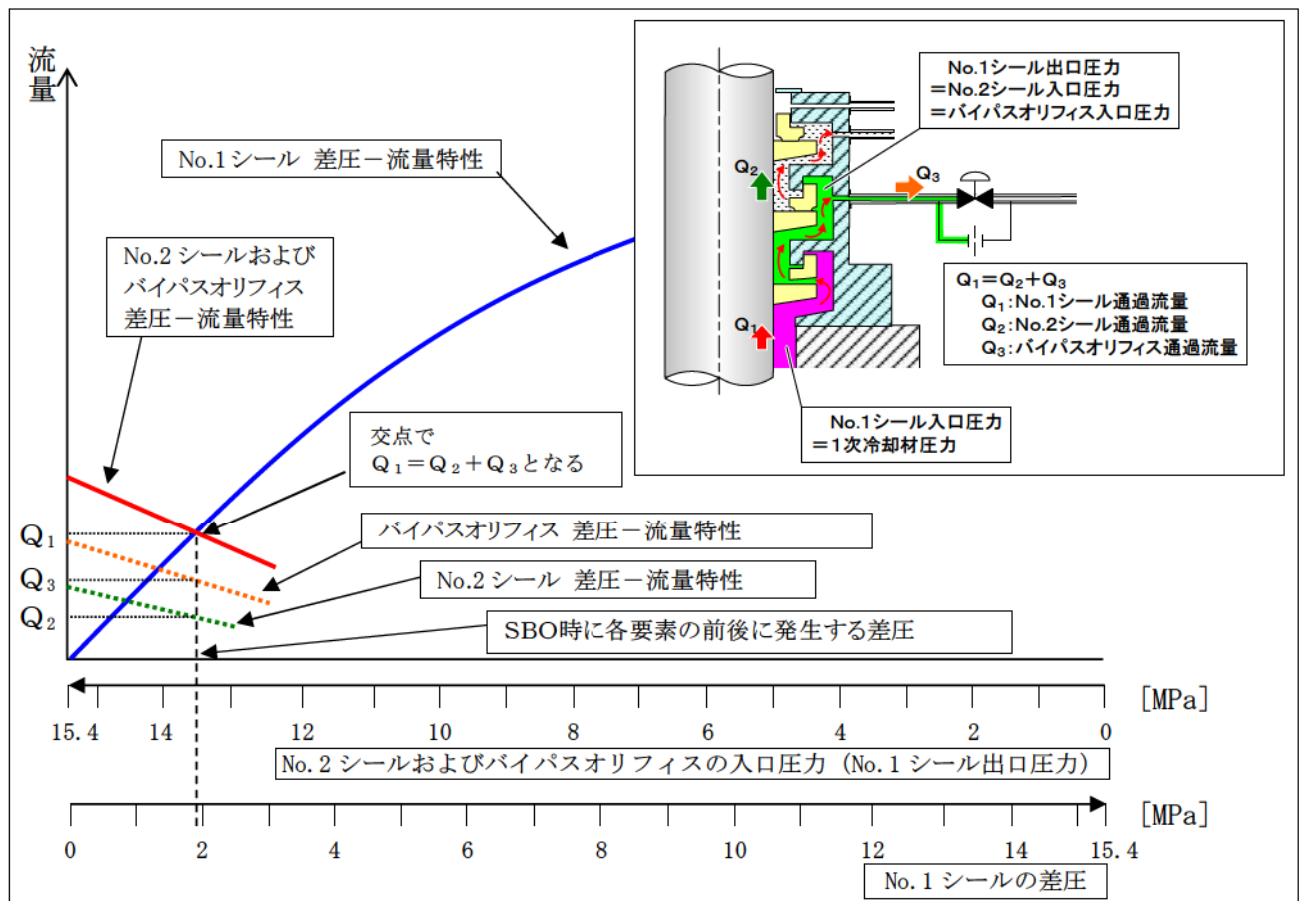


図3 RCPシール部からの漏えい量算定方法

(2) 評価結果及び漏えい量の設定

(1) の手順に基づく評価を実施した結果、SBO環境条件となる1次冷却材圧力15.4MPa、1次冷却材温度290℃において、封水戻りライン（バイパスオリフィス）を通じた1次冷却材漏えい量（ Q_3 ）は約0.8m³/h、No.2シールからの漏えい量（ Q_2 ）は約0.4m³/hであり、シール部からの漏えい量（ $Q_1=Q_2+Q_3$ ）は合計で約1.2m³/h/台である。

なお、漏えい量の評価においては、No.2シール出口の圧力を大気圧、封水戻りライン（バイパスオリフィス）出口の圧力を封水戻りライン逃がし弁（吹出し圧力:0.98MPa、吹止り圧力:0.83MPa）の吹出し圧力（0.98MPa）として評価しており、実機と同等条件である。

有効性評価においては、上記の漏えい量に余裕を見込んだ値として、保守的に約1.5m³/h/台に相当する口径約0.2cm（約0.07inch/台）の開口を設定し解析している。ここで、口径の設定にあたっては、開口部の出口圧力は大気圧としたうえで、初期漏えい量が約1.5m³/h/台となるように設定している。

また、有効性評価においては、RCP封水戻りライン逃がし弁が1次冷却材圧力の低下により吹き止まった後は、封水戻りライン（バイパスオリフィス）及びNo.2シールともに漏えいが止まる（0m³/h）として評価している。

ここで、封水戻りライン（バイパスオリフィス）は、RCP封水戻りライン逃がし弁が吹き止まれば流出経路がなくなり漏えいは止まる。RCP封水戻りライン逃がし弁の吹き止まりについては、定期的に分解点検を実施し、吹き出し圧力を確認するとともに、吹き止まり圧力設定値以上の圧力にて漏えい量が判定基準 [] :窒素ガス) 以下であることを確認しており、信頼性を有している。

また、No.2シールについては、接触式であり、RCP封水戻りライン逃がし弁が吹き止まる圧力（0.83MPa）においては、シール面の接触状態が維持され、十分な押し付け荷重（閉止荷重）がかかることから、漏えいはにじみ程度と考えられる。なお、差圧0.83MPaで漏えい量の評価に用いた式*1により漏えい量を算定した結果、0.001m³/h以下であり*2有効性評価上無視できる。

*1：別紙5 No.2シール 差圧—流量特性評価方法における（1）式

*2：低差圧状態でのNo.2シール漏えい量算定にあたっては、シールの工場試験の実績から求められる摺動面間 [] を設定している。なお、1.2m³/hのシール漏えい量評価におけるNo.2シール漏えい量算定においては、保守的にNo.2シール入口圧力を15.4MPa、出口部では沸騰減圧し臨界流になると想定し、別紙5 No.2シール 差圧—流量特性評価方法における（1）式、（2）式を用いて求めた摺動面隙間 [] を設定している。

ラビリンスシールの健全性評価について

RCP シール LOCA 時に漏えい量が最大となる全シール (No. 1、2、3) の機能喪失時の流出流量は、シール部や配管等の流出経路の構造によって決まるが、保守的に、シール部や配管等の抵抗は考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみ考慮して評価を行っている。

ラビリンス部の通過流量は、出入口条件 (入口温度 : 290℃、圧力 : 15.4MPa、出口圧力 : 0MPa) を与えて評価しているが、ラビリンス部に対し温度・圧力による影響、通過流体によるラビリンスの侵食が考えられる。それらにより、漏えい量の評価に有意な影響を及ぼさないことについて、以下の通り確認した。

1. 圧力差によるラビリンスの強度評価

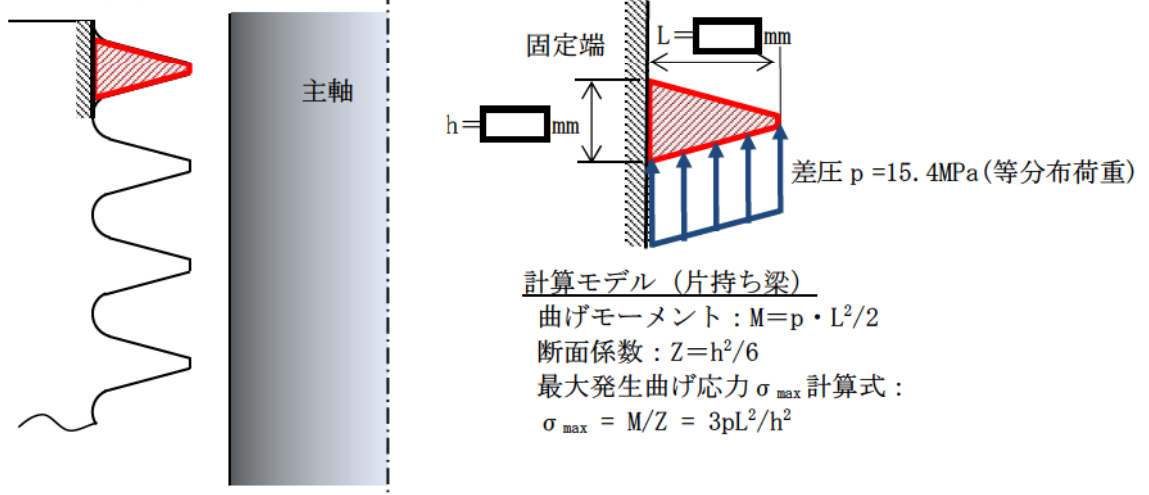
ラビリンス突起部の入口/出口の圧力差により発生する応力を評価する。漏えい量評価においては、ラビリンス入口に圧力 15.4MPa の 1 次冷却材が侵入し、複数のラビリンス突起部を通過し、徐々に減圧されることとなる。本評価においては、リング状のラビリンス部の断面を下図の通り、2 次元の片持ち梁としてモデル化し、保守的に 1 つの溝山に差圧 15.4MPa が等分布荷重として作用することとして評価を行った。

本形状での片持ち梁における最大曲げ応力発生部は、固定端付け根部となるため、付け根部の応力を右下の最大発生曲げ応力の σ_{max} の計算式に基づき評価した。

評価の結果、ラビリンス付け根部に発生する最大応力は、290℃における SUSF304 の降伏点以下の値となり、強度上健全であり、塑性変形は生じない。なお、ラビリンス突起先端部に発生する応力は、上記の σ_{max} より小さいことから、先端部がかかることはない。

差圧	最大発生応力 σ_{max}	SUSF304 の降伏点 S_y (290℃)	発生応力の降伏点に対する比率 σ_{max}/S_y
15.4MPa	121MPa	128.6MPa	0.94

ラビリンス (材料 : SUSF304)



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 温度及び圧力差によるラビリンスと主軸の隙間への影響

ラビリンスへの高温 (290℃) の1次冷却材の侵入に伴い、流路構成部材の温度が上昇する。この時の熱膨張差による主軸とラビリンスの隙間の広がり量を計算した結果、隙間の広がり量は、0.5%以下 (上側: 約 *1、下側: 約 *1) であり、算出流量に与える影響も 0.5%以下となり、漏えい量の評価に与える影響はごくわずかである。

*1 : 直径分の広がり量

[計算式]

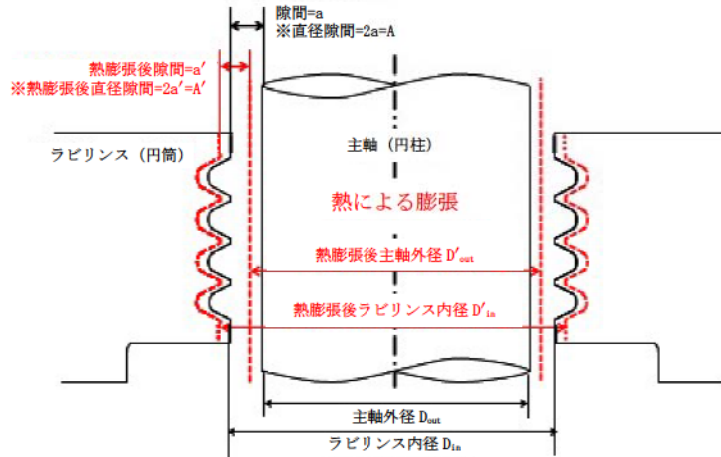
$$\text{熱膨張量 (mm)} = \alpha \times D \times (T_{\text{SBO}} - T_{\text{RT}})$$

α : 線膨張係数 (mm/mm℃) D : ラビリンス内径 or 主軸外径 (mm)

T_{SBO} : 290℃

T_{RT} : 20℃

[計算モデル]



[ラビリンス熱膨張計算]

			上側	下側
ラビリンス内径	D_{in}	mm		
主軸外径	D_{out}	mm		
直径隙間	$A = D_{\text{in}} - D_{\text{out}}$	mm		
熱膨張後ラビリンス内径	D'_{in}	mm		
熱膨張後主軸外径	D'_{out}	mm		
熱膨張後直径隙間	$A' = D'_{\text{in}} - D'_{\text{out}}$	mm		
隙間の広がり量	$B = A' - A$	mm		
変化率	B/A	%	0.46	0.46

SUSF304 の線膨張係数	$\times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	17.018
SUSF347 の線膨張係数	$\times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	17.554

上記の熱膨張差に加え、1次系圧力 15.4MPa がラビリンス部に作用した際に発生する変位に伴う隙間の広がり評価する。保守的に、前記 1. 項で求めたラビリンス部付け根部に発生する最大応力 σ_{max} が、山の圧縮方向全体に発生すると仮定して、ラビリンス隙間の広がりを計算した結果、熱膨張差による変位との合計で 1.0%以下（上側：約 \square *1、下側：約 \square *1）であり、算出流量に与える影響も 1.0%以下となり、漏えい量の評価に与える影響はごくわずかである。

* 1 : 直径分の広がり量

$$\begin{aligned} \text{＜計算式＞ 差圧による変位量 (mm)} &= (L \times \sigma_{max} / E) \\ &= \square \times 121 / 176400 \\ &= \square \text{ mm} \end{aligned}$$

L : ラビリンス長さ (mm)

σ_{max} : ラビリンス付け根部の発生応力 (MPa) [1. 参照]

E : 縦弾性係数 (MPa)

3. 流体によるラビリンス形状への影響

漏えい量評価においては最終段ラビリンス部で臨界流となると評価しているが、臨界流の条件下ではラビリンス先端部の浸食が想定される。しかしながら、以下のことから、ラビリンス部の有意な侵食は生じないと考えられる。

- ・材料として耐浸食性に比較的優れた SUSF304 を使用している。
- ・事象発生後、1次系温度・圧力は速やかに減温・減圧され、ラビリンス部の通過流束も速やかに制限される。
- ・臨界流となるのは、最終段ラビリンス部の出口であり、ラビリンス本体に液滴が高速で衝突する割合は小さい。
- ・昭和 54 年の(財)発電熱機関協会「蒸気発生器信頼性実証試験 伝熱管破断試験」において、伝熱管の破断開口部を模擬した円孔、またはスリットより、1次系サブクール水（約 320℃、15.4MPa）を臨界流で噴出させ、開口部（材質：インコネル 600）のエロージョン状況を調査している。同調査によると、20 時間の噴出においても開口部の浸食は認められず、開口面積（流量）の変化は生じないことが確認されている。なお、エロージョン影響に対して支配的因子である材質の硬度は、インコネル 600 より RCP ラビリンス部材である SUSF304 の方が高い。

RCPシール漏えい量評価におけるラビリンス通過流量算出方法

1. 計算の考え方

ラビリンスを通過する流れは、入口では水単相流であるが、圧力損失によって圧力が低下し、ラビリンス最下段手前では出口との圧力差の関係で臨界流となる(図 1)。計算では、水単相流または臨界流となるかを判別して流量を計算する。

2. 計算方法

計算フローを図 2 に示す。各計算式は以下の通りである。

2.1 ラビリンス通過時の圧力損失(水単相流)(文献 1)

$$\xi = \frac{\Delta P}{\rho u^2 / 2} = 1 + \xi' + z \cdot (a + \xi' \cdot b) \quad (1)$$

式(1)右辺 ξ' はラビリンス隙間幅が十分小さい場合、0.5 となる。また、係数 a, b は図 3 に示す線図から求める。

2.2 臨界流流量

臨界流流量は次式の Henry-Fauske の式(文献 2)を用いて計算する。

$$\left(\frac{Q_c}{A}\right)^2 = \left[\frac{x_0 v_g + (v_g - v_{t0})}{nP} \left\{ \frac{(1-x_0)N}{S_{gE} - S_{tE}} \frac{dP}{dP} - P(S_{g0} - S_{t0}) \right\} \right]^{-1} \quad (2)$$

ここで、 $N = \frac{x_{g0}}{0.14}$ である。

記号

- A : 流路断面積[m²]
 - g : 重力加速度[m/s²]
 - P : 圧力[Pa]
 - u : ラビリンス通過流速[m/s]
 - S_{gE} : 液の熱平衡エントロピー[J/kgK]
 - S_{g0} : 液の流み点エントロピー[J/kgK]
 - v_g : 気相の比体積[m³/kg]
 - x : 蒸気乾分率[-]
 - ξ : 抵抗係数[-]
 - n : polytropic exponent[-]
- ab : 係数[-]
 - O_c : 臨界流量[kg/s]
 - ΔP : 圧力損失[Pa]
 - S_{gE} : 蒸気の熱平衡エントロピー[J/kgK]
 - S_{g0} : 蒸気の流み点エントロピー[J/kgK]
 - t : スロート部
 - v_g : 液相の比体積[m³/kg]
 - z : ラビリンス段数[-]
 - ρ : 密度(液相)[kg/m³]
 - γ : isentropic exponent[-]

文献

- 1 : I. E. Idelchik, "Handbook of Hydraulic Resistance, 4th Edition", pp.655-656.
- 2 : Henry, R. E. and Fauske, H. K., "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short

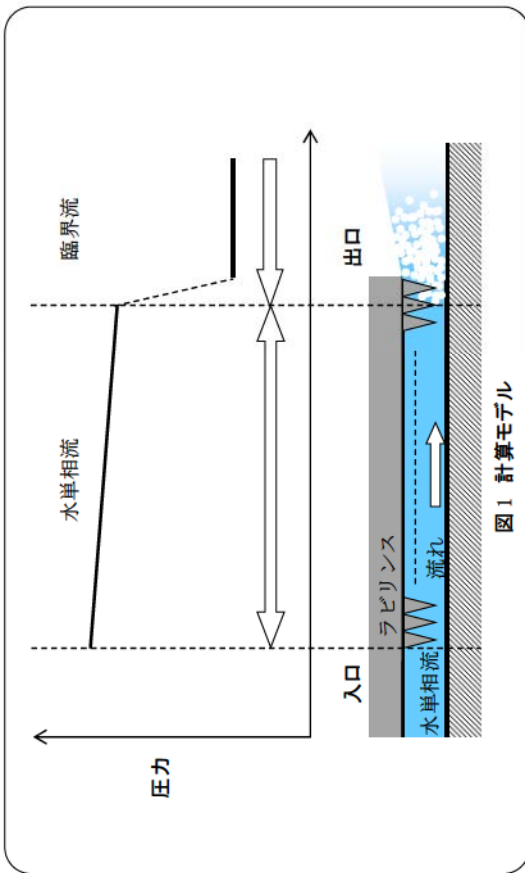


図 1 計算モデル

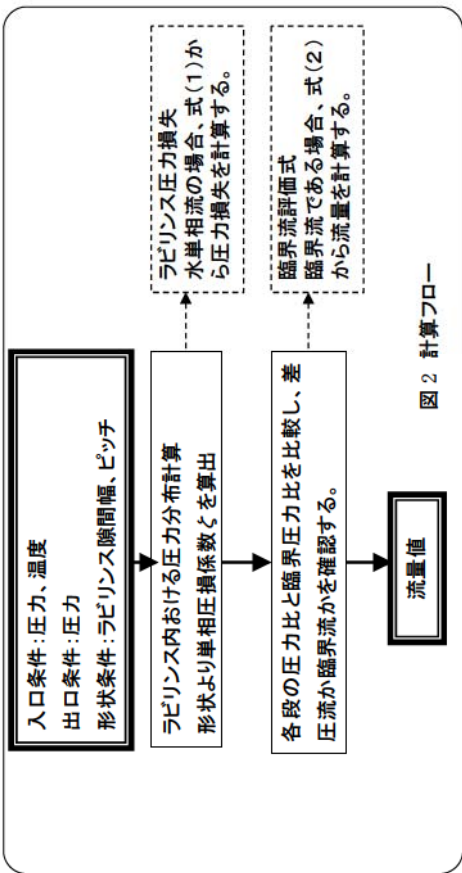


図 2 計算フロー

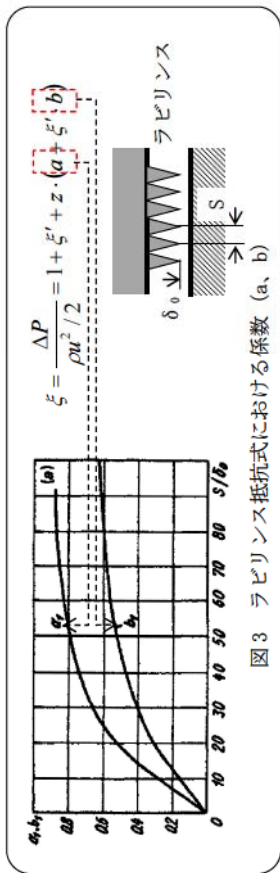


図 3 ラビリンス抵抗式における係数 (a, b)

1 次冷却材ポンプシール部からの漏えい率の評価における Henry-Fauske の式の適用性について

1. はじめに

1 次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）シール部からの漏えい率の評価においては、最終段のラビリンス部の通過流量を Henry-Fauske の式を適用して算出している。

ラビリンス部の流路断面は、図 1 の通り、幅の狭い円環形状であるが、そのような形状に対し Henry-Fauske の式を適用することの妥当性について次に示す。

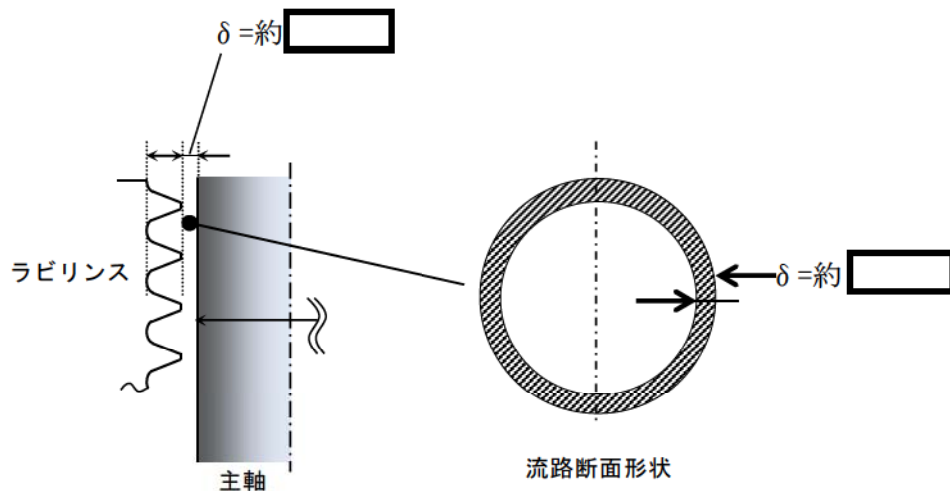


図 1 RCPラビリンス部流路の断面形状

2. Henry-Fauske の式の適用性

(1) プラントメーカーにおける試験

平成 14 年にプラントメーカーにおいて、社内試験として、アングル弁下流の噴流挙動調査を目的にアングル弁の弁開度と通過流量（臨界流）の関係を試験・調査している。

図 2 に示すとおり、アングル弁を通過する流路は円環形状であり、弁開度を小さくすると流路面積が小さくなるとともに RCP シール部と同様に幅の狭い円環形状となる。同調査によると、アングル弁の流路面積と流量（試験値）の関係について図 3 の結果を得るとともに、Henry-Fauske の式を用いて算定した流量が試験値とよく一致することが確認されている。

また、図 3 には、横軸のアングル弁の流路面積に加え、隙間寸法（最小ギャップ： δ ）を今回付加して示しているが、RCP ラビリンス部の隙間寸法は試験範囲に包絡されている。

以上のことから、RCPシール部からの漏えい率評価において、Henry-Fauskeの式を適用することは妥当といえる。

なお、同調査におけるアングル弁の流路面積は、RCPラビリンス部より小さいが、ごく小さい流路面積に Henry-Fauske の式を適用することの妥当性も示しているといえる。

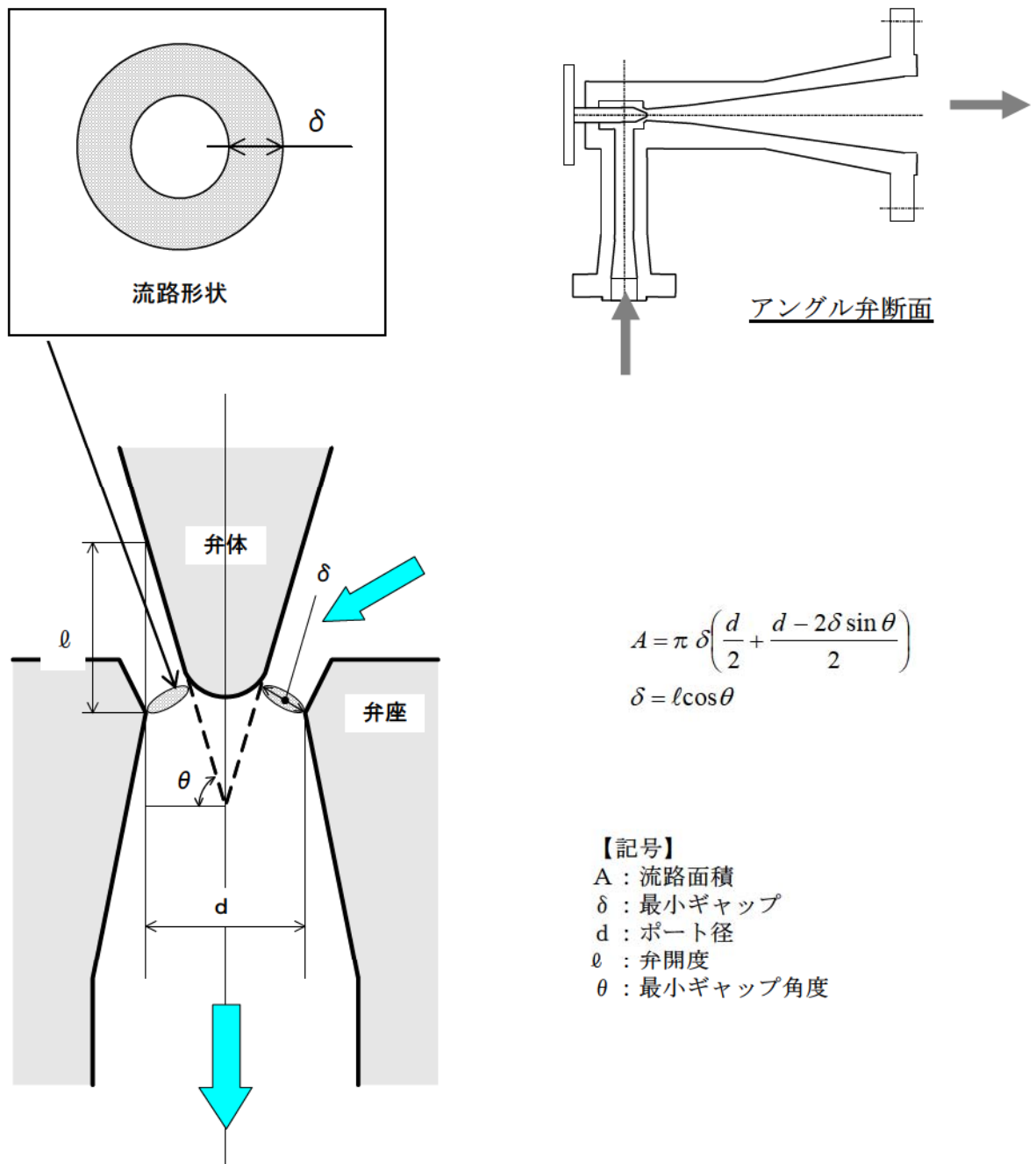


図2 流路形状模式図(アングル弁)

枠囲みの内容は機密情報に属します
ので公開できません。

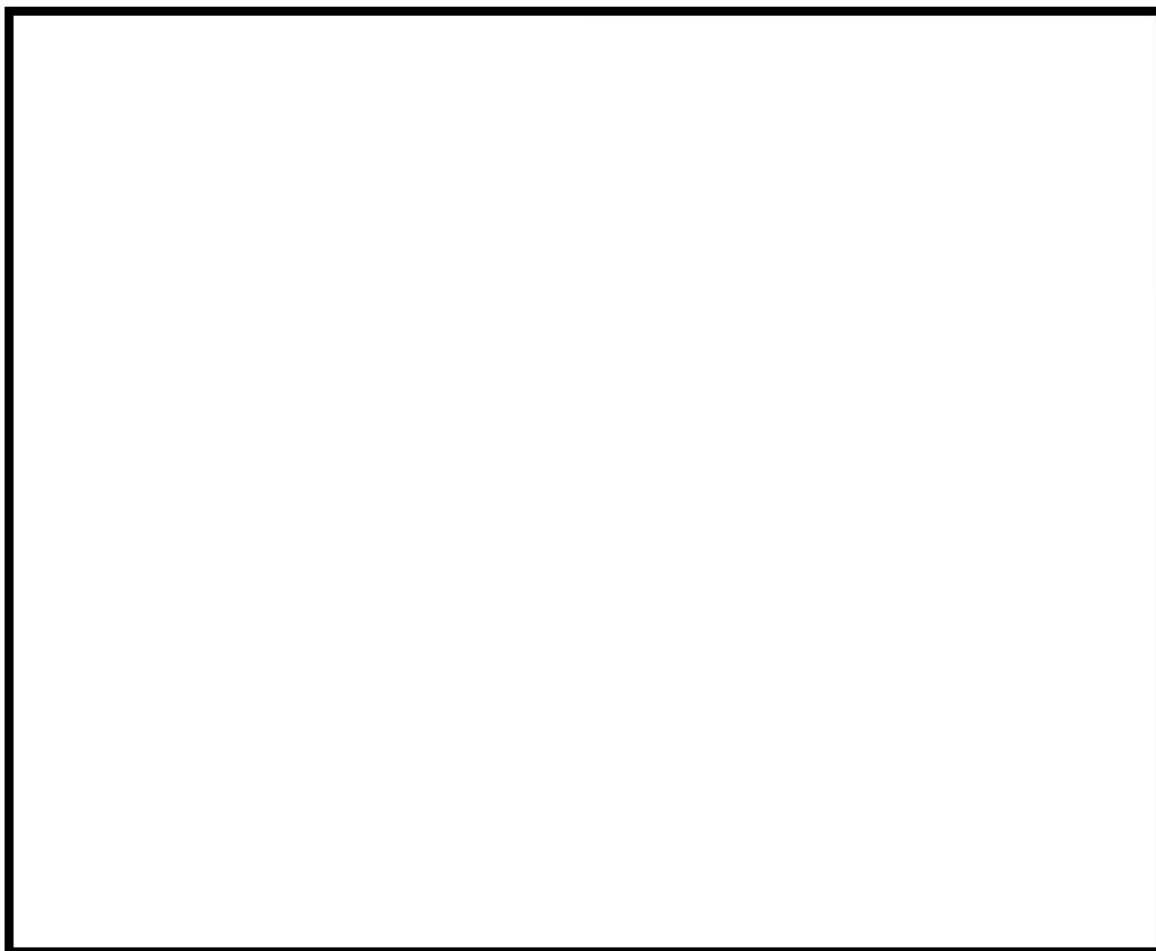


図 3 アングル弁流路面積とすきま流量の関係

(2) 公開文献における検証試験

Henry-Fauske の式については、公開文献^{※1}において、PWR における LOCA による配管の微小隙間からの漏えい量の評価手法確立を目的に、直径 4 mm 及び 16 mm のノズルを通過する臨界流量の試験データとの検証を行った結果が示されている。それによると複数の温度・圧力ケースにおいて、Henry-Fauske の式より求められる臨界流量は、試験流量とよく一致することが確認されている。その面積は RCP ラビリンス部より小さい面積であり、(1) と同じく、ごく小さい流路面積に Henry-Fauske の式を適用することの妥当性を示しているといえる。

※1 : Lin J. C., Gruen G. E., Quapp W. J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

CRITICAL FLOW IN SMALL NOZZLES FOR
SATURATED AND SUBCOOLED WATER AT HIGH PRESSURE

J. C. Lin, G. E. Gruen, W. J. Quapp

EG&G Idaho, Inc.

Idaho Falls, Idaho 83415

TABLE 3
TEST CONDITIONS FOR WYLE AND LTSF SMALL NOZZLE CALIBRATION TESTS

TEST	PRESSURE	TEMPERATURE	NOZZLE SIZE
	(Test Section)	(Test Section)	
	MPa	K	mm
LOSI-IRRR	9.6	543	16
LOSI-2	6.20	543	16
LOSI-3	4.60	538	16
LOS2-1A	13.44	552	4
LOS2-2	10.5	550	4
LOS2-3	7.2	551	4
Wyle 3R	14.7	557	16
Wyle 06	14.7	557	4

LOSI and LOS2: Test Series 1 and 2 for LTSF small nozzle calibration tests.

(出典)

Lin J. C., Gruen G. E., Quapp W. J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

TABLE 4 SUBCOOLED FLOW MASS FLOW MASS FLUX L1SF AND WYLE CALIBRATION DATA

TEST	PRESSURE	DENSITY	STAGANATION QUALITY	DISCHARGE MASS FLUX	HENRY-FAUSKE MASS FLUX	MODIFIED BURNELL MASS FLUX	GE DATA
	MPa	kg/m ³	--	kg/s-m ² x10 ⁴	kg/s-m ² x10 ⁴	kg/s-m ² x10 ⁴	kg/s-m ² x10 ⁴
LOS1-1RRR ^a	9.60	770	-0.008	8.2±0.4	6.4	8.6	--
LOS1-2	6.20	740	0.001	3.9±0.2	4.4	3.7	4.1
LOS1-3	4.60	700	0.004	3.0±0.15	3.7	3.3	--
LOS2-1A ^a	13.44	737	-0.022	11.7±3.2	10.9	11.4	--
LOS2-2	10.59	719	-0.005	7.8±1.6	8.5	8.5	--
LOS2-3	7.27	727	0.0006	6.0±1.2	5.2	5.3	5.6
WYLE 3R ^b	6.50	700	0.0033	4.7±0.4	4.6	3.6	4.6
WYLE 05 ^b	6.85	815	-0.0044	7.4±0.4	7.7	8.3	7.6
WYLE 06	6.66	821	-0.0044	7.0±0.4	7.8	8.2	7.6

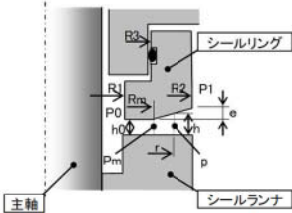
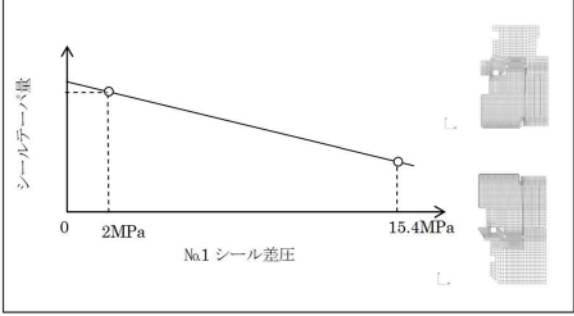
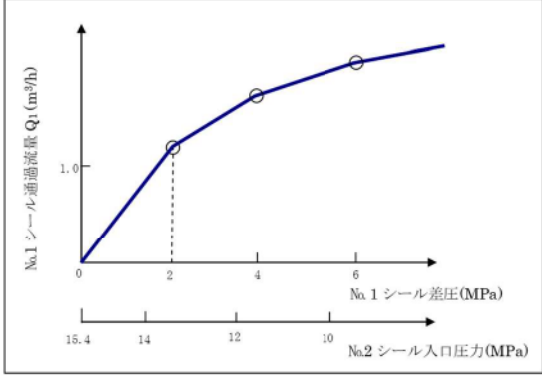
a. LOS1 and LOS2: L1SF 16 mm and 4 mm nozzles test data, respectively.

b. WYLE 3R and WYLE 05: WYLE 16 mm and 4 mm nozzle test data, respectively.

(出典)

Lin J.C., Gruen G.E., Quapp W.J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

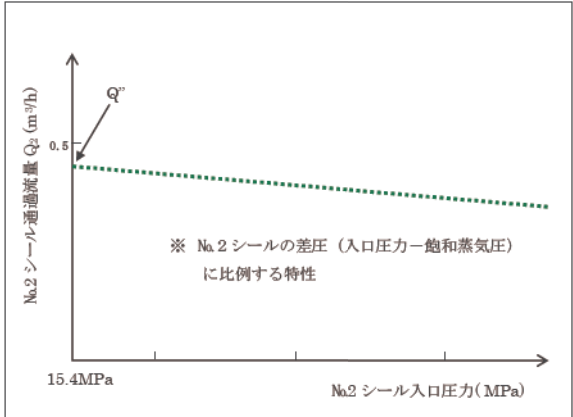
No. 1 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>変形解析を実施し、No.1 シール差圧毎のテーパ量 e を求める。</p>	 	<ul style="list-style-type: none"> シール構造データ 部材の物性値等
<p>シール差圧を 0MPa から 2MPa ピッチ設定し、No.1 シール流量を求める。</p>	<p>シール差圧を仮定し $W_L = W_S$ となる $h0$ を設定</p> $W_L = 2\pi \cdot \int_{R1}^{R2} p r dr$ $W_S = \pi \cdot (R2^2 - R1^2) \cdot P1$ $W_L = W_S$ $h = h0 + e \cdot \frac{r - Rm}{R2 - Rm}$ $Q = \frac{\pi \cdot r \cdot h^3}{6 \cdot \mu} \cdot \frac{dp}{dr} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \cdot \mu \cdot \int_{R1}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3}} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \mu \left\{ \int_{Rm}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3} + \frac{1}{h0^3} \ln \left(\frac{Rm}{R1} \right) \right\}}$	<ul style="list-style-type: none"> p: 圧力[Pa] Q: 流量[m³/s] h: 隙間 ($h0$: バランスする隙間) [m] r: 半径位置[m] W_L: リフトイングフォース[N] W_S: シーティングフォース[N] μ: 粘性係数[Pa/s] e: テーパ量[m] $P1$: 高压側圧力[Pa] $P0$: 低压側圧力[Pa] Rm: テーパ開始部の半径寸法[m] Rn: 半径寸法 ($n=1, 2, 3$) [m]
<p>差圧毎に求められた通過流量を元にプロットし、差圧－流量特性を求める。</p>		

(出典)

機械工学便覧 (流体工学) : 日本機械学会

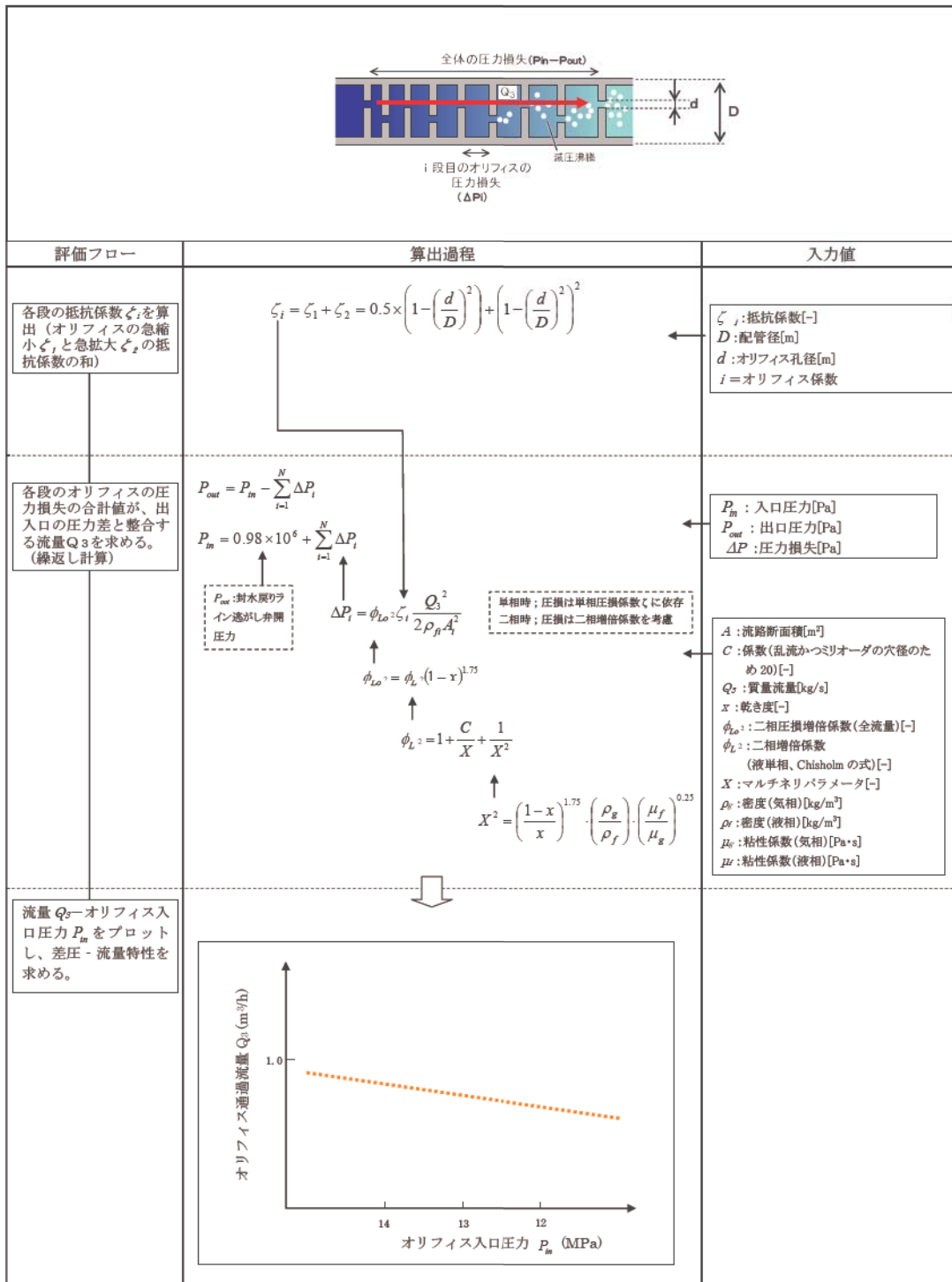
No. 2 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa における $Q_2=Q_2'$ となる h を繰返し計算により求める。</p>	$Q_2 = \frac{bh^3}{12 \cdot \mu \cdot l} \Delta P$ $b = 2\pi \cdot r$	<p>Q_2 : 摺動面通過流量[m³/s] Q_2' : 減圧沸騰時の摺動面通過流量[m³/s] b : 摺動部の長さ[m] l : 摺動部の幅[m] h : 摺動部隙間[m] μ : 水の粘性率[Pa·s] r : シール摺動部の内半径[m] ΔP : No.2シール差圧[Pa] (No.2シール入口圧力－飽和蒸気圧)</p>
	$Q_2' = A \times C \times \frac{\rho'}{\rho^n}$ $A = 2\pi \times r \times h$	<p>A : 摺動部出口面積 C : 水蒸気の音速[m/s] ρ' : 水蒸気の密度[kg/m³] ρ^n : 水の密度[kg/m³]</p>
	<p>$Q_2 = Q_2'$ となる h を求める</p>	
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa の通過流量 Q' を元に No.2 シールの差圧－流量特性を求める。</p>	<p style="text-align: center;">↓</p> 	

(出典)

機械工学便覧 (流体工学) : 日本機械学会

バイパスオリフィス 差圧－流量特性評価方法



(出典)

管路・ダクトの流体抵抗：日本機械学会
 気液二相流技術ハンドブック：日本機械学会

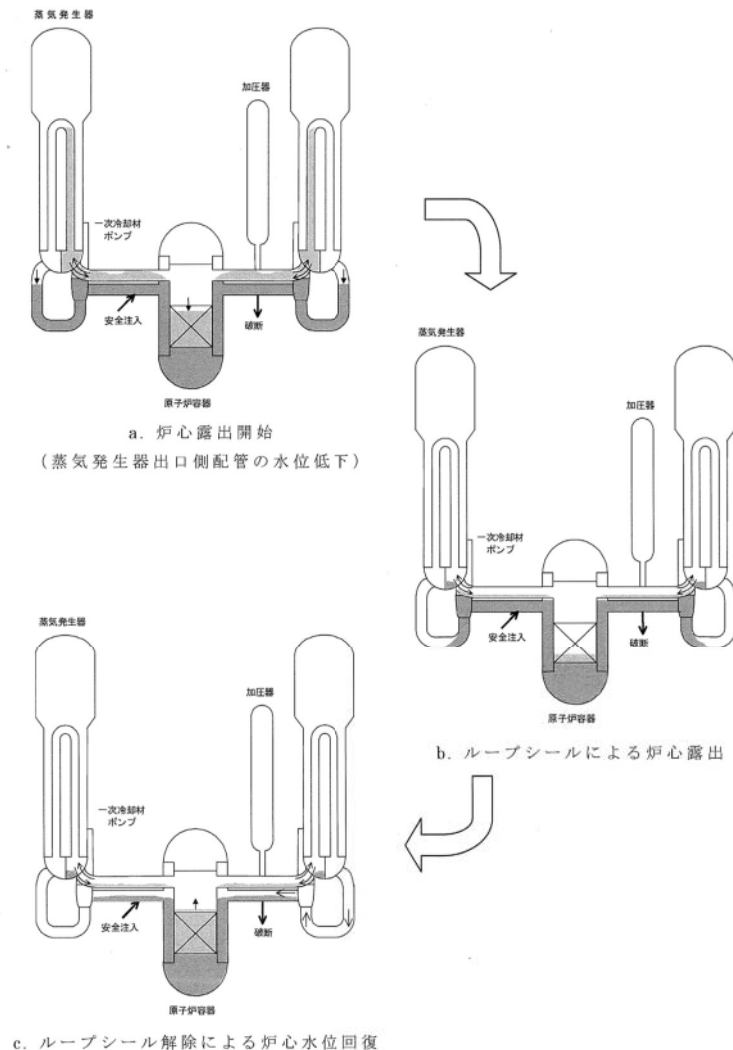
RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響

一般的に1次冷却材の漏えい量が大きくなると、1次系保有水量が早期に減少するため炉心露出の観点で厳しくなる。

小破断LOCAでは約4～6インチ相当で、燃料被覆管温度が最も高くなる現象が見られる。これはループシール※により炉心が露出し、燃料被覆管温度が増加する現象が生じるためであり、これよりも破断サイズが増加すると蓄圧注入等の注水が早まることにより燃料被覆管温度は低下するためである。

これに対しRCPシールLOCAでの破断流量約109m³/hは、破断サイズがRCP 3台分合計で約1.1インチ相当の漏えいであり、この領域ではループシールによる炉心露出が発生することはないため、RCPシールからの漏えい量が大きい方が早期に炉心露出する想定となり、保守的な設定となる。

※ループシール：漏えいにより1次冷却水が流出する過程で蒸気発生器出口側配管に水が残り、シールが形成されることにより、炉心で発生した蒸気が破断口から抜けず、炉心水位が低下する現象。（下図参照）



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

1. 有効性評価における初期条件設定

重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。

- ・ 初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]
- ・ 初期保有水量（最小保有水量）：29.0 [m³]

2. 条件設定

LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次系注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等1次系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。

a. 大破断LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次系注水を期待する事象

(a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。

(b) 初期保有水量

炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最小保有水量」としている。

b. 全交流動力電源喪失事象等1次系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象

(a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。

(b) 初期保有水量

最小保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに1次系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最大及び最小保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙1に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最小保有水量」としている。

全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討

1. はじめに

蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最小保有水量」とした場合、「最大保有水量」とした場合と比較すると、「最小保有水量」とした方が注水量がわずかに多くなり、「最小保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「全交流動力電源喪失」を対象に考察した。

2. 影響確認

a. RCPシールLOCAが発生する場合

RCPシールLOCAが発生する場合に、蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が、注水量に与える影響としては、3基合計で約5[m³]の注水量の差異が考えられる。しかし、図1及び図2に示すとおり、1次系保有水量及び蓄圧注入流量積算値の解析結果から確認できるとおり、蓄圧注入開始時点（事象発生後約39分：約121[t]）から蓄圧タンク出口弁閉止（事象発生後70分：約120[t]）までの蓄圧タンクからの注水が行われている期間における1次系保有水量は、その後の安定状態に至る時点の1次系保有水量（約78[t]）に対して十分余裕がある。

b. RCPシールLOCAが発生しない場合

RCPシールLOCAが発生しない場合に、蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が、注水量に与える影響としては、3基合計で約8[m³]の注水量の差異が考えられる。しかし、図3及び図4に示すとおり、1次系保有水量及び蓄圧注入流量積算値の解析結果から確認できるように、蓄圧注入開始時点（事象発生後約60分：約191[t]）から、蓄圧タンク出口弁閉止（事象発生後約26時間：約208[t]）までの蓄圧タンクからの注水が行われている期間における1次系保有水量は、RCPシールLOCAが発生する場合の安定状態到達時点の1次系保有水量（約78[t]）に対して十分余裕がある。

3. 確認結果

RCPシールLOCAが発生する場合については、安定状態維持時点の1次系保有水量よりも蓄圧タンクの注水開始時点から出口弁閉止までの期間中の1次系保有水量が十分に多いことから、蓄圧タンクの初期保有水量の設定による注水量への影響を考慮しても炉心露出に至ることはない。

RCPシールLOCAが発生しない場合については、RCPシールLOCAが発生する場合の安定状態維持時点の1次系保有水量よりも蓄圧タンクの注水開始時点から出口弁閉止までの期間中の1次系保有水量が十分に多いことから、蓄圧タンクの初期保有水量の設定による注水量への影響を考慮しても炉心露出に至ることはない。

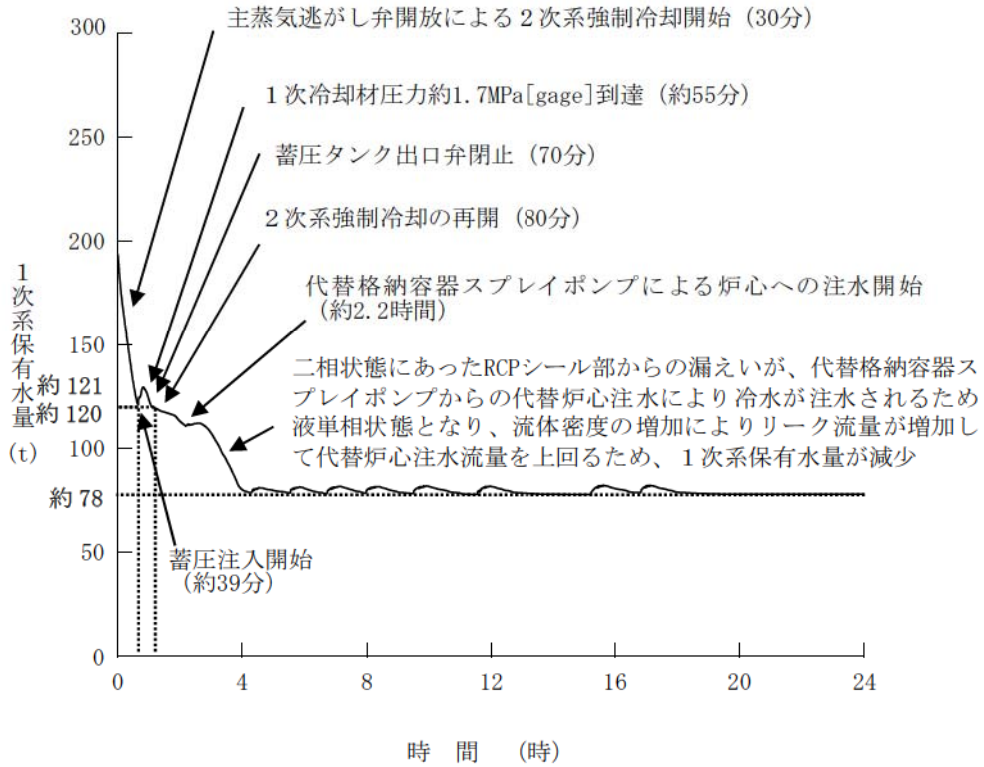


図1 1次系保有水量の推移 (全交流動力電源喪失：RCPシールLOCAが発生する場合)

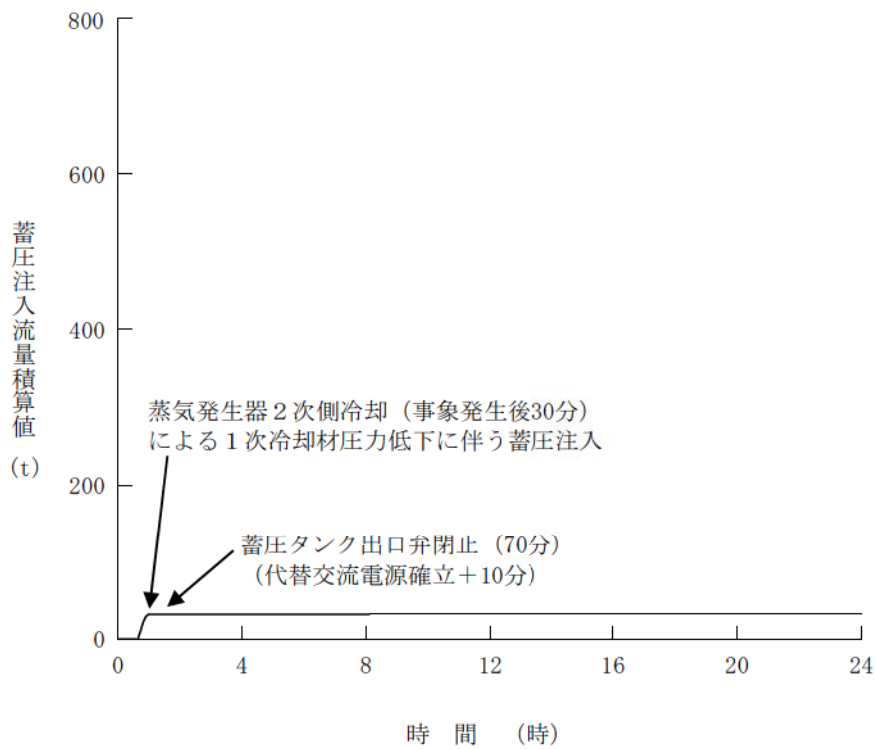


図2 蓄圧注入流量積算値の推移 (全交流動力電源喪失：RCPシールLOCAが発生する場合)

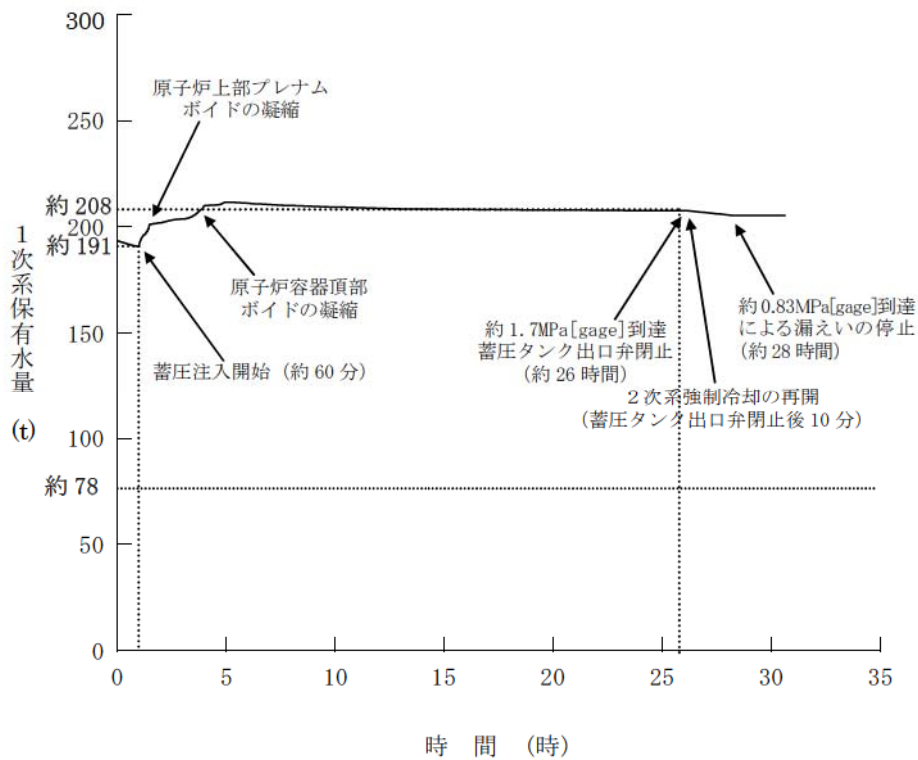


図3 1次系保有水量の推移 (全交流動力電源喪失 : RCP シール LOCA が発生しない場合)

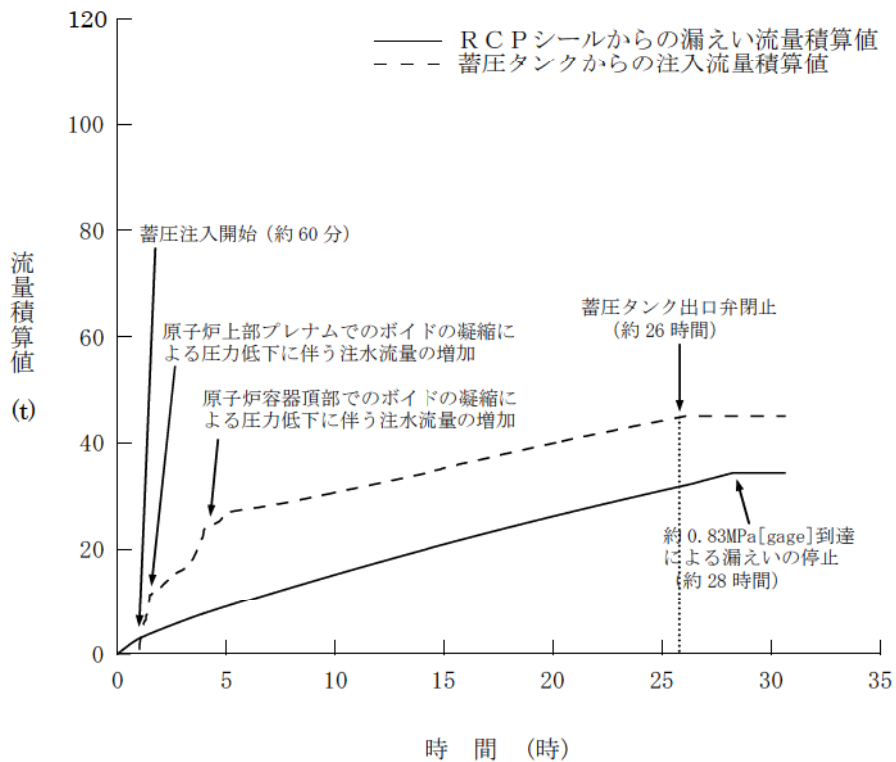


図4 漏えい量と注水量の推移 (全交流動力電源喪失 : RCP シール LOCA が発生しない場合)

蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について

蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。

$$P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$$

ただし、

P_i : 初期圧力 (MPa[abs])

V_i : 初期気相部体積 (m³)

12.0m³ (最小保有水量 (1基あたり))

10.0m³ (最大保有水量 (1基あたり))

P : 蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs])

V_T : 蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m³)

γ : ポリトロープ指数

1.0 : 等温変化時

1.4 : 断熱変化時

蓄圧タンク容積 (1基あたり) : 41.0m³

最小保有水量 (1基あたり) : 29.0m³

最大保有水量 (1基あたり) : 31.0m³

初期圧力 : 4.04MPa[gage]

蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力

: 1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)

: 0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失)、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

とする。

上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下の通りの注水量に対する影響がある。

①全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり)

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.6[m³]となり、3基合計で約5[m³]となる。

②全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAなし)

事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約2.6[m³]となり、3基合計で約8[m³]となる。

③ECCS注水機能喪失

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4[m³]となり、2基合計で約7[m³]となる。

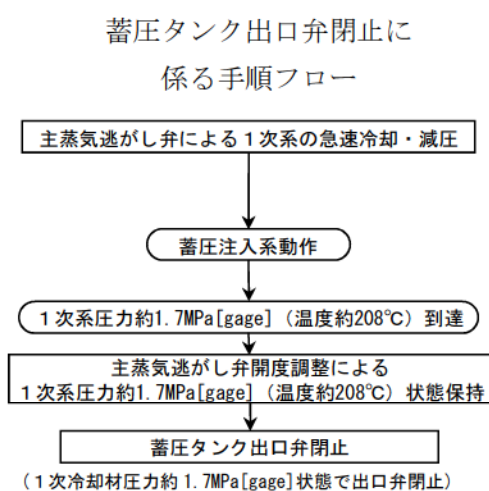
④格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4[m³]となり、3基合計で約10[m³]となる。

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

1. 蓄圧タンク出口弁閉止に対する余裕について

全交流動力電源喪失の事故シナリオにおいては、以下のフローに基づく手順としており、そのうち蓄圧タンク出口弁閉止の操作については、以下の事項から蓄圧タンクからの窒素が流入する前に確実に出口弁を閉止できる運用としている。



- ・窒素が流入しだす圧力を保守的な評価(等温変化を仮定)により高めの1.2MPa[gage]と求め、さらに不確かさを考慮し、0.5MPaを余裕として加えた1.7MPa[gage]で蓄圧タンク出口弁を閉止(隔離)する。
- ・運転員は、運転手順に基づき操作を実施することから、操作の注意事項として圧力の挙動に十分注意して冷却操作を行う。
- ・蓄圧注入系作動以後の1次冷却材圧力の低下は、蓄圧タンクからの流入水により比較的緩慢に推移する。

2. 窒素混入の影響について

1項にて述べたように、1次冷却材圧力1.7MPa[gage]状態にて蓄圧タンク出口弁の閉止操作を実施するが、評価における圧力推移の結果から窒素混入となる圧力(約1.2MPa[gage])まで到達する可能性は非常に小さい。

過去の試験¹においては、蒸気発生器のU字管曲げ部の体積を上回る窒素ガスを注入した場合でも自然循環が維持されていることが確認されており、本試験の結果から、泊3号炉において蒸気発生器伝熱管U字管曲げ部の体積(約6.3m³)に相当する窒素が混入される状況となっても、自然循環による冷却は維持されるものと推測される。

蓄圧タンク出口弁の閉止操作前の状況における1次冷却材圧力の低下は非常に緩慢なことから、本体積に相当する窒素が混入する圧力の低下(約0.06MPa程度)までには、十分な時間余裕がある。

¹非凝縮性ガス存在下での蒸気発生器伝熱管内自然循環熱特性, 内海ら(三菱重工)、日本混相流学会年会講演会論文集(2004年08月)

3. 蓄圧タンク出口弁閉止操作の時間余裕について

1項にて述べたように、蓄圧タンク出口弁閉止操作は、蓄圧タンク内の窒素ガスが1次系に混入される際の圧力である1.2MPa[gage]までに実施する必要がある。図1の全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)時の1次冷却材圧力応答から確認できるとおり、1次系の圧力低下に伴いRCPシール部からの漏えい率が低下することで、以降の1次系の圧力低下が緩慢になるが、保守的に1次冷却材圧力1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した結果、13分程度の時間余裕があることが確認できる。

なお、RCPシールLOCAが発生しない場合においては、さらに漏えい量が少ないことから、同等以上の時間余裕がある。

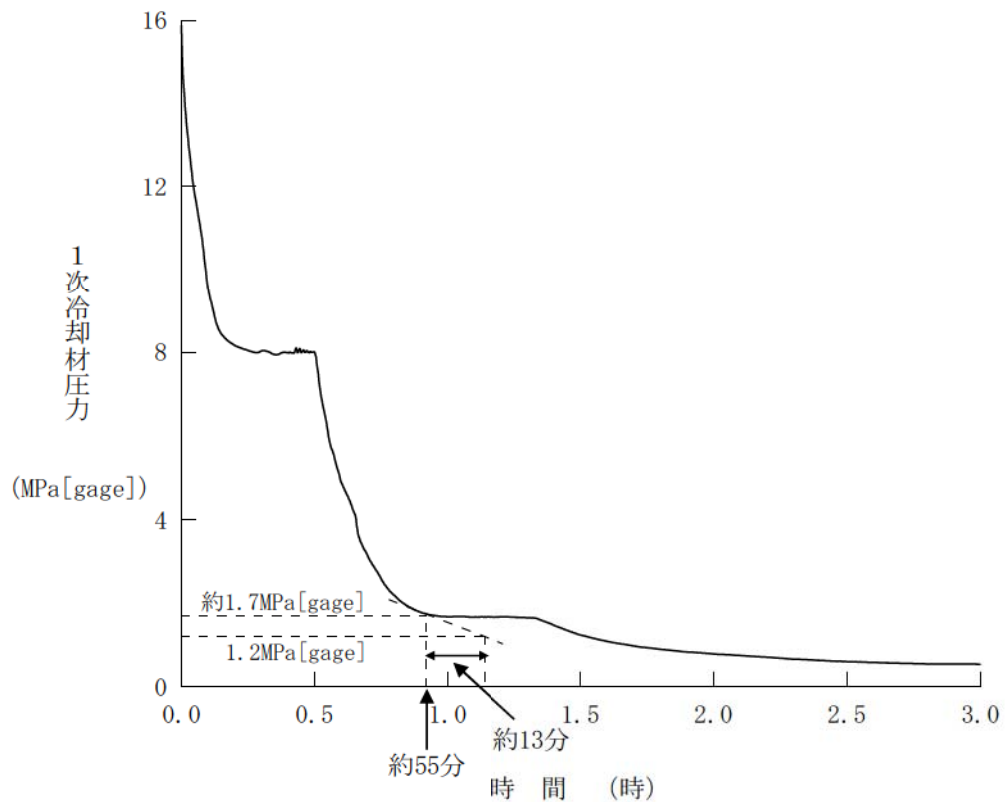


図1 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

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

「全交流動力電源喪失」における重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

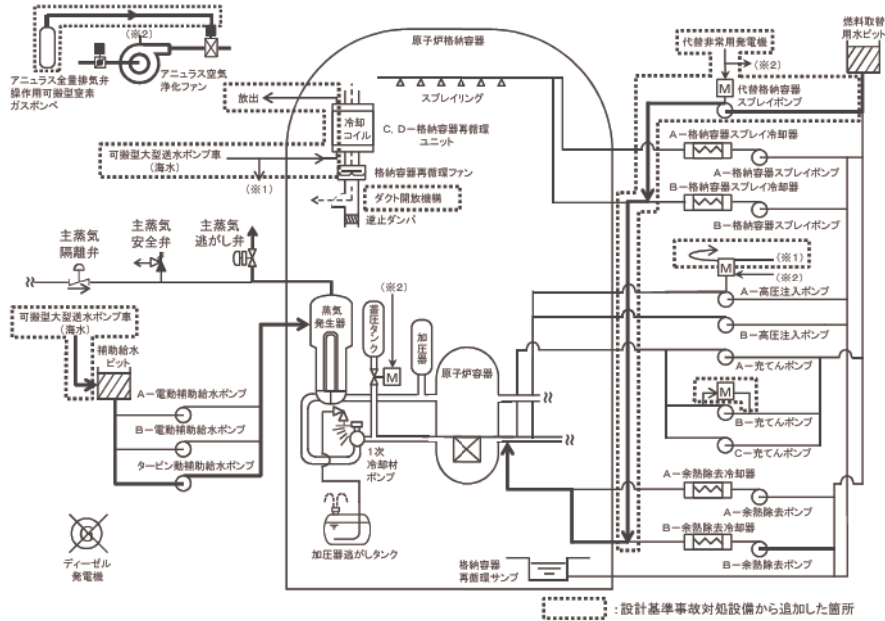


図 1 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

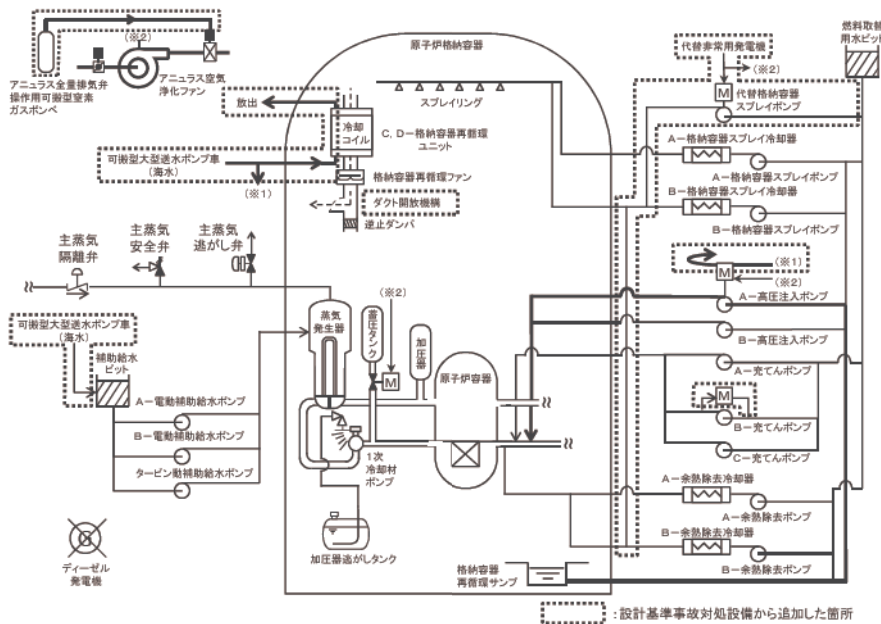


図 2 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）
（原子炉安定以降の対策）

また、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

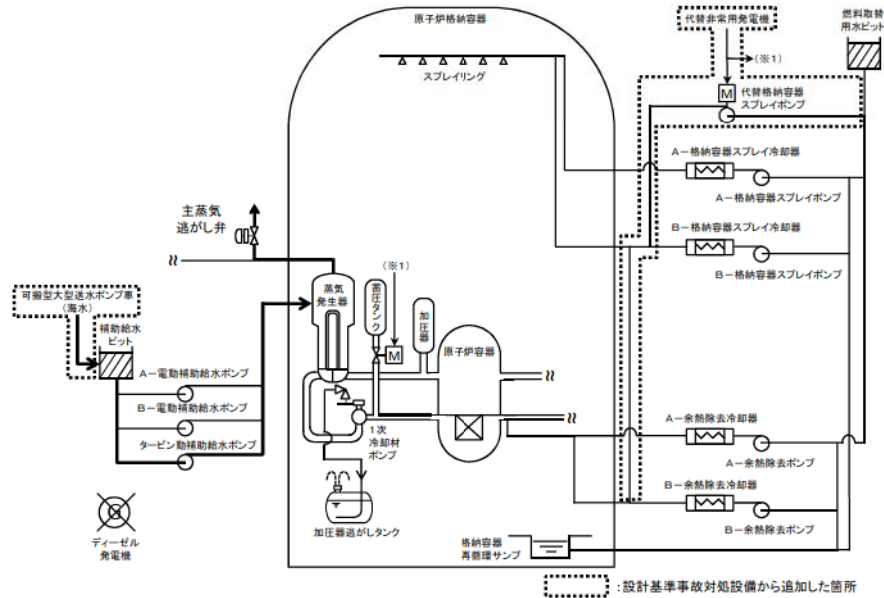


図 3 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

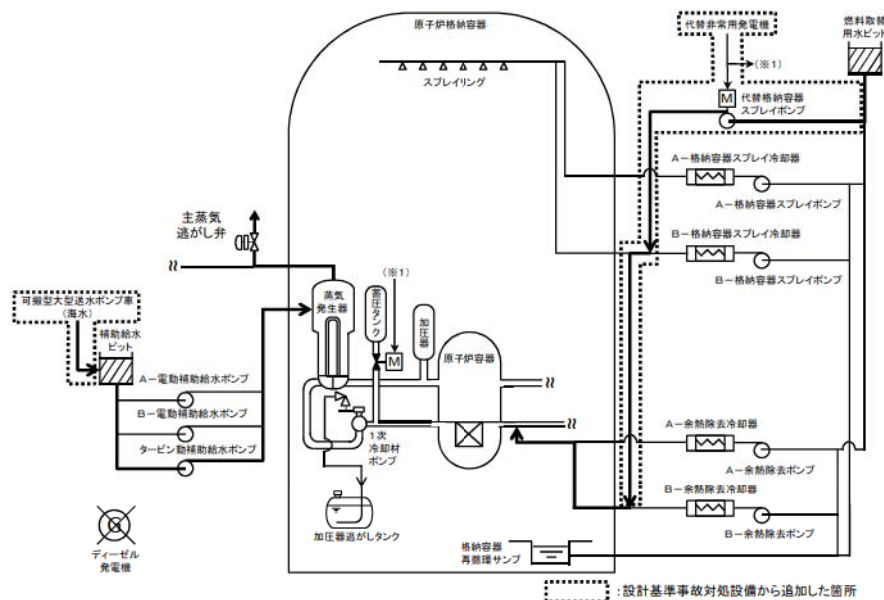


図 4 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）

安定停止状態について①

全交流動力電源喪失（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：1次冷却材圧力0.7MPa[gage]、温度170℃保持及び加圧器水位維持

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生後30分から主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を開始し、1次冷却材圧力0.7MPa[gage]、温度170℃に到達すれば主蒸気逃がし弁開度を調整し、1次冷却材圧力、温度を保持する。

事象発生約2.2時間後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始することで、1次系保有水量（加圧器水位）を維持することができる。また、第7.1.2.8図の解析結果より約4時間後から1次系保有水（加圧器水位）が安定するため、事象発生約4時間後を原子炉安定停止状態とした。

格納容器再循環ユニットによる長期安定状態の維持について

第7.1.2.25図及び第7.1.2.26図の解析結果より、格納容器雰囲気温度が110℃に到達し、格納容器再循環ユニットダクト開放機構作動により格納容器内自然対流冷却が開始され、格納容器内温度、圧力が低下傾向となる時間（約81時間）を安定状態とした。

高圧再循環による長期冷却の継続について

事象発生約51時間後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替えることで、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

安定停止状態について②

全交流動力電源喪失（全交流動力電源喪失（24時間）＋原子炉補機冷却機能喪失）時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：1次冷却材圧力0.7MPa[gage]、温度170℃保持及び加圧器水位維持

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生約30分後から主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行い、1次冷却材圧力が低下することにより、1次冷却材漏えい量も減少していく。

1次冷却材圧力0.83MPa[gage]にてRCP封水戻りライン逃がし弁からの漏えいが停止することにより保有水（加圧器水位）は維持される。

第7.1.2.27図及び第7.1.2.28図の解析結果より、事象発生約31時間後に1次冷却材圧力0.7MPa[gage]、温度170℃に到達し、主蒸気逃がし弁開度調整により、1次冷却材圧力、温度を維持でき、保有水量（加圧器水位）も安定することから事象発生約31時間後を原子炉安定停止状態とした。

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)

重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故（以下「SBO+RCPシールLOCA」という）」及び「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故（以下「SBO+RCPシールLOCA無し」という）」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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	
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
		燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	0%～40%	炉心における燃料棒表面熱伝達に依存する燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THFT試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作時間には大きな影響はない。	炉心における燃料棒表面熱伝達に依存する燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THFT試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作時間には大きな影響はない。
	気液分離 (水位変化)・対向流	沸騰・ポイド率変化	ポイドモデル 流動様式	炉心水位: 0～-0.3m コードでは、炉心水位低下を数秒早く評価する可能性あり	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THFT試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高く、炉心水位を起点とする運転員等操作時間には大きな影響はない。	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THFT試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高く、炉心水位を起点とする運転員等操作時間には大きな影響はない。
		冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	約20%過大評価	1次冷却系における冷却材流量変化及び圧力損失に係る壁面熱伝達モデル及び運動量保存則の解析モデルは、自然循環流量について約20%過大に評価することを確認している。しかし、自然循環の発生は流量の大小に係らず炉心に発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示しており、1次冷却材流量を起点としている運転員等操作時間には大きな影響はない。	1次冷却系における冷却材流量変化及び圧力損失に係る壁面熱伝達モデル及び運動量保存則の解析モデルは、自然循環流量を約20%過大に評価することを確認している。しかし、自然循環の発生は流量の大小に係らず炉心に発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示しており、1次冷却材流量を起点としている運転員等操作時間には大きな影響はない。
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	冷却材放出	サブクール臨界流 : ±10% 二相臨界流 : -10%～+50%	1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動電圧損失では、初期の漏えい量が実機設計漏えい量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの東部領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量と東部領域で大きく評価することを確認すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が遅くなる。	1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動電圧損失では、初期の漏えい量が実機設計漏えい量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの東部領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量と東部領域で大きく評価することを確認すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が遅くなる。	
		沸騰・凝縮・ポイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	1次冷却材圧力 : 0 MPa～+0.5MPa	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析の結果から、2次系強制冷却操作による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析の結果から、2次系強制冷却操作による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。
	気液分離・対向流	流動様式	1次冷却材圧力 (凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次冷却材圧力で定量化)	入力値に含まれる	1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF試験解析の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での熱伝達が実際よりも小さくなることにより、1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材圧力を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作の開始が遅くなる。	1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF試験解析の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での熱伝達が実際よりも小さくなることにより、1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材圧力を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作の開始が遅くなる。
		ECCS 強制注入 (先でん系含む)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	<ul style="list-style-type: none"> 減圧時 1次冷却材圧力 : 0MPa\sim+0.5MPa 加圧時 1次冷却材温度 : \pm2$^{\circ}$C 1次冷却材圧力 : \pm0.2MPa 	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、備えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
原子炉格納容器	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	ピーク圧力: 0 \sim 約1.6倍 温度: 0 $^{\circ}$ C \sim 20 $^{\circ}$ C	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で約20 $^{\circ}$ C高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で約20 $^{\circ}$ C高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなる影響(1/2)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)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と与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	炉心熱出力 ^{※1}	100%(2.652MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくなり、崩壊熱が小さくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなるため、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなり、1次冷却材温度及び炉心保有熱が小さくなり、蒸発熱が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなるため、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなり、蒸発熱が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	1次冷却材圧力 ^{※1}	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなることともに、蓄圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注入されるタイミミングが遅くなることから、厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、1次系からの減温、減圧が早くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、1次系からの減温、減圧が早くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	1次冷却材平均温度 ^{※1}	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなることとともに、蓄圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングが遅くなることから、厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、1次系からの減温、減圧が早くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、1次系からの減温、減圧が早くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	炉心崩壊熱 ^{※1}	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)	17×17型燃料集合体を装着した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装着を考慮。	解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び炉心熱出力が早くなり、主蒸気発生が速くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び炉心熱出力が早くなり、主蒸気発生が速くなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	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い。
	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするように、設計値に基づき小さい値を設定。	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い。
	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	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い。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失が喪失するものとして設定。	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い。
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いる。	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い。	

※1:「SBO+RCPシールドLOCAあり」及び「SBO+RCPシールドLOCA無し」で共通の条件

※2:「SBO+RCPシールドLOCA」のみの条件

※3:「SBO+RCPシールドLOCA無し」のみの条件

※4:「SBO+RCPシールドLOCA」及び「SBO+RCPシールドLOCA無し」で異なる条件(上段:シールドLOCA、下段:シールドLOCA無し)

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (2/2)

項目	解析条件 (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と与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期) ^{※4}	定格圧力において、約109m ³ /h/台(480gpm/台)相当となる口径約1.6cm(約0.6インチ)台(事象発生時からの漏えいを仮定)	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内のRCPとNRCで評価された米国製RCPとで、漏えい量を決定する管路構造が同等であること及び臨界流量モデルで評価した国内製RCPシールからの漏えい率が米国評価の使用値よりさらに小さいことを確認していることより、保守的な設定。	解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなるため、主蒸気速がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が遅くなる。	解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	蓄圧タンク保持圧力 ^{※1}	定格圧力において、1.5m ³ /h/台相当となる口径約0.2cm(約0.07インチ)台(事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果を上回る値として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなるが、操作開始の起点とするパラメータに対しての影響はない。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなり、1次系保有水量の減少が抑制される。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
機器条件	蓄圧タンク保有水量 ^{※1}	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、初期の気相部体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次冷却材圧力約0.7MPa [gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧タンクによる1次系への注水期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件で設定している初期保有水量より多くなるため、蓄圧タンクの初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次冷却材圧力約0.7MPa [gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧タンクによる1次系への注水期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	漏えい停止圧力 ^{※3}	0.83MPa [gage]	RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。	解析条件と設計値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。	解析条件と設計値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。
機器条件	タービン動補給給水ポンプ ^{※1}	事象発生60秒後に給水開始	タービン動補給給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速時間に余裕を考慮して設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件で設定しているタービン動補給給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器水位の回復が早くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	主蒸気速がし弁 ^{※1}	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補給給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。	解析条件と設計値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。	解析条件と設計値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。
機器条件	原子炉トリップ信号 ^{※1}	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	トリップ設定値に計器誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発生遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなるため、主蒸気速がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が早くなる。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなるため、1次系からの漏えい流量が少なくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量 ^{※2}	30m ³ /h	想定する流出流量に対して、1次冷却材圧力0.7MPa [gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と設計値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:「SBO+RCPシールLOCA」及び「SBO+RCPシールLOCA無し」で共通の条件

※2:「SBO+RCPシールLOCA」のみの条件

※3:「SBO+RCPシールLOCA無し」のみの条件

※4:「SBO+RCPシールLOCA」及び「SBO+RCPシールLOCA無し」で異なる条件 (上段:シールLOCA、下段:シールLOCA無し)

表3 操作条件が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 (1 / 2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			条件設定の考え方	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
	解析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 解析上に見込まれる操作開始時間	解析コードの不確かさによる影響	解析条件 (操作条件を除く) の不確かさによる影響				
2次系強制冷却開始 (主蒸気発生がし弁開) ※1	事象発生から30分後 (判断10分 + 操作20分)	パラメータを起点に開始する操作ではないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作ではないことから影響はない。	運転員等操作時間として、主蒸気発生がし弁の現地開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮し、事象発生後30分後と設定。	2次系強制冷却は、現地での操作であるが、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。	2次系強制冷却は、パラメータを起点として操作開始するものではないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	2次系強制冷却の実施時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後30分後であるのに対し、事象発生後60分後に開始する場合、2次系強制冷却を実施した結果、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕があり、事象発生から約60分の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.1.2.18)
操作条件	1次冷却材温度 208°C (約1.7MPa[gage]到達時)	蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	炉心崩壊熱等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	208°Cについては、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である。約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170°Cについては、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。	1次冷却材温度及び圧力の維持は、現地での操作であるが、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。	運転員の主蒸気発生がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	操作時間余裕としては、運転員による主蒸気発生がし弁の開度調整により、1次系の減温、減圧率を調整できることから、十分な余裕がある。
	170°C (約0.7MPa[gage]到達時)	1次冷却系における冷却材放出の不確かさにより、調整操作時間が遅くなる。	RCPからの漏えい率の不確かさにより調整操作時間が遅くなる。				
蓄圧タンク出口弁閉止 ※4	1次冷却材圧力 約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立(60分)から10分後	蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	炉心崩壊熱等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知・判断に10分を想定して設定。	蓄圧タンク出口弁の閉止は、中央制御室での操作であり、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。	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び1次冷却材圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した結果、約3分の操作時間余裕があることを確認した。	蓄圧タンク出口弁の閉止の操作時間余裕としては、1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]から、蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した結果、約3分の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.1.2.13)
	1次冷却材圧力 約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立(24時間)から10分後	1次冷却系における冷却材放出の不確かさにより、調整操作時間が遅くなる。	RCPからの漏えい率の不確かさにより調整操作時間が遅くなる。				

※1:「SBO+RCPシールドLOCA」及び「SBO+RCPシールドLOCA無し」で共通の条件

※2:「SBO+RCPシールドLOCA」のみの条件

※3:「SBO+RCPシールドLOCA無し」のみの条件

※4:「SBO+RCPシールドLOCA」及び「SBO+RCPシールドLOCA無し」で異なる条件 (上段:シールドLOCA、下段:シールドLOCA無し)

表3 操作条件が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(2/2)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ			条件設定の考え方	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
	解析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	解析コードの不確かさによる影響	解析条件(操作条件を除外)の不確かさによる影響				
2次系強制冷却再開(主蒸気逃がし弁開) ^{※1}	解析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	蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	炉心崩壊熱等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。	2次系強制冷却再開は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなることで操作開始が早く、運用として実際は解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には1次系からの漏えい量が少なく、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	2次系強制冷却再開は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなることで操作開始が早く、運用として実際は解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には1次系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなる。また、この操作は解析に見込まれる操作開始時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。また、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開も、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	操作時間余裕として、は、事象発生後の30分後の2次系強制冷却操作と同程度以上である。
	実際に見込まれる操作開始時間	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	蓄圧タンク出口弁閉止完了次第				
代替格納容器スプレイポンプ ^{※2} 起動 ^{※3}	解析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	蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	炉心崩壊熱等の不確かさにより調整操作時間が早くなる。	運転員等による代替炉心注水操作を実施するにあたっての余裕を考慮した時点として、安全状態到達後に1次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa [gage]到達後に注水を実施するものとして設定。	代替格納容器スプレイポンプの起動は、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作は配置による他の操作に与える影響はない。	代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の操作時間は、1次系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなる。また、この操作は解析に見込まれる操作開始時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。また、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開も、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の操作時間は、1次系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなる。また、この操作は解析に見込まれる操作開始時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。また、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開も、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	実際に見込まれる操作開始時間	1次冷却材圧力0.7MPa [gage]到達(約2.2時間後)	準備完了次第(判断10分+操作他35分)				

※1:「SBO+RCPPシールドLOCA」及び「SBO+RCPPシールドLOCA無し」で共通の条件

※2:「SBO+RCPPシールドLOCA」のみの条件

※3:「SBO+RCPPシールドLOCA無し」のみの条件

※4:「SBO+RCPPシールドLOCA」及び「SBO+RCPPシールドLOCA無し」で異なる条件(上段:シールドLOCA、下段:シールドLOCA無し)

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

1. はじめに

全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の2次系強制冷却開始時刻の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース：2次系強制冷却開始時間【事象発生+30分】⇒【事象発生+60分】

2. 影響確認

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を図1～図4から、以下のことを確認した。

- ・図1、図2の結果から、2次系強制冷却開始時刻を遅らせることにより、圧力挙動に遅れが生じるものの、いずれのケースにおいても安定に至る挙動に大きな差異はない。
- ・図3の結果から、2次系強制冷却開始時刻を遅らせることにより、蓄圧注入、代替格納容器スプレイポンプによる注水開始時期に遅れが生じるものの、安定に至る挙動に大きな差異はない。
- ・図4の結果から、基本ケース（申請書解析）と同様に、燃料被覆管温度は初期より低下し、24時間時点での燃料被覆管温度の差異はない。

3. 結論

2. を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図5に示すが、主蒸気逃がし弁の操作時間に余裕があり、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できることが確認できた。

表1 申請書解析と感度解析の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース（申請書解析）	感度ケース （2次系強制冷却開始60分後）
解析コード	M-RELAP5/COCO	←
炉心熱出力（初期）	100%(2,652MWt) × 1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2°C	←
RCPからの漏えい率（初期）	約109m ³ /h/台	←
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)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]（最低保持圧力）	←
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（最小保有水量）	←
代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	30m ³ /h	←
2次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	事象発生から60分後
蓄圧タンク注入	事象発生から約39分後	事象発生から約67分後
1次系温度圧力の保持	1次冷却材温度約208°C (約1.7MPa[gage]) 到達時 【事象発生から約55分後】	← 【事象発生から約82分後】
蓄圧タンク出口弁閉止**	代替交流電源確立+10分 【事象発生から70分後】	1次冷却材温度約208°C (約1.7MPa[gage]) 到達+10分 【事象発生から約92分後】
2次系強制冷却再開（主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止+10分 【事象発生から80分後】	← 【事象発生から約102分後】
代替格納容器スプレイポンプ作動	1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達時 【事象発生から約2.2時間後】	← 【事象発生から約2.4時間後】

※基本ケース（申請書解析）は、1次冷却材温度約208°C到達【約55分後】時点では、代替交流電源が確立されていないことから【60分後】、代替交流電源確立+10分【70分後】に「蓄圧タンク出口弁閉止」としているが、感度ケースは、1次冷却材温度約208°C到達【約82分後】時点で代替交流電源が確立されていることから、1次冷却材温度約208°C到達+10分【約92分後】に「蓄圧タンク出口弁閉止」としている。

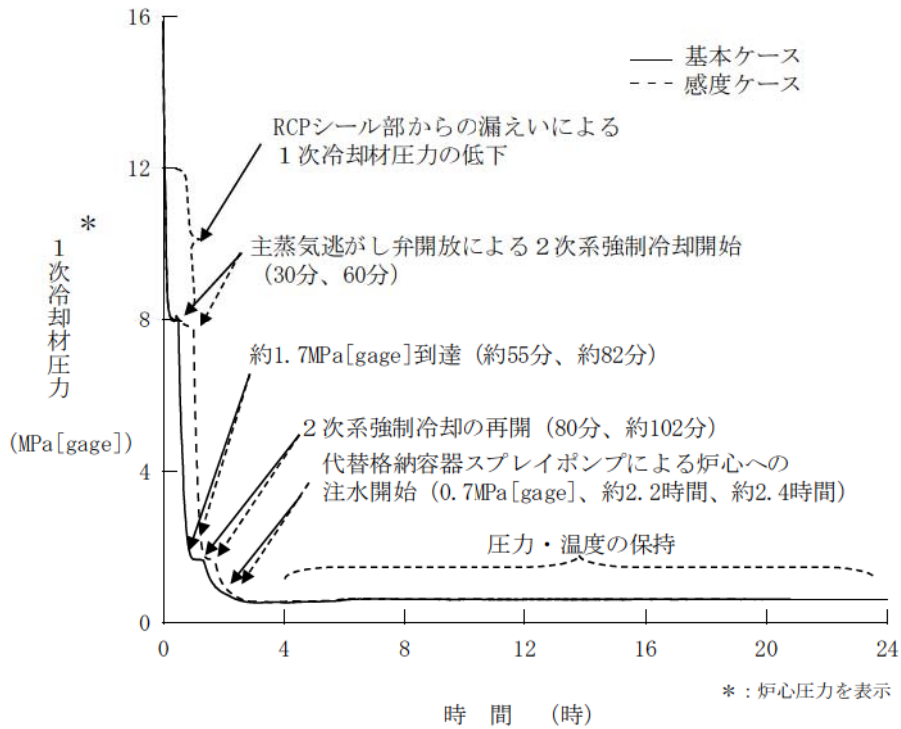


図1 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)

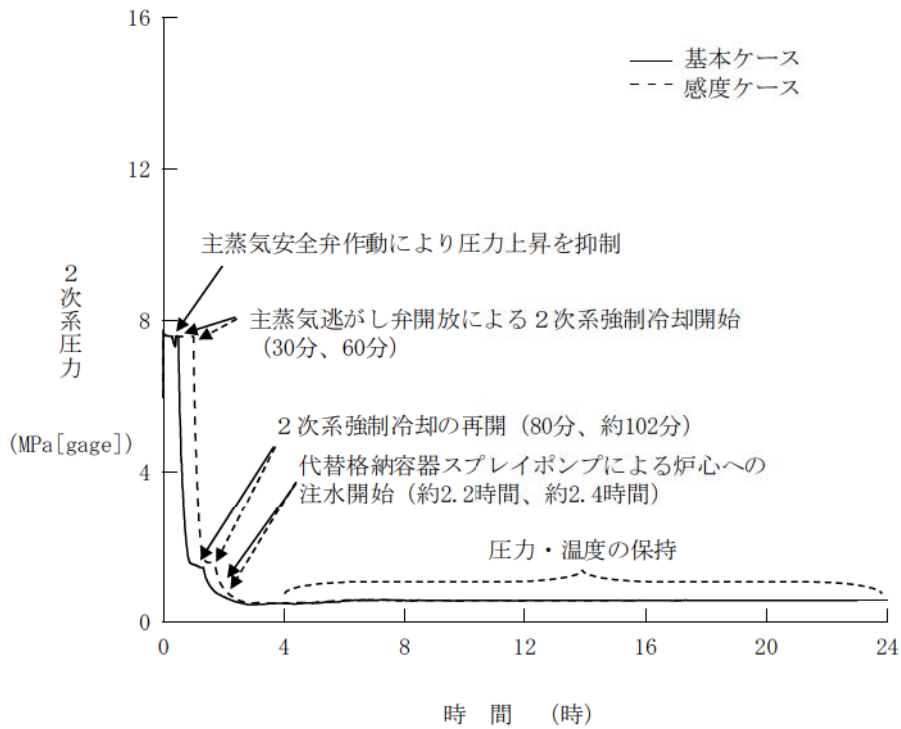


図2 2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)

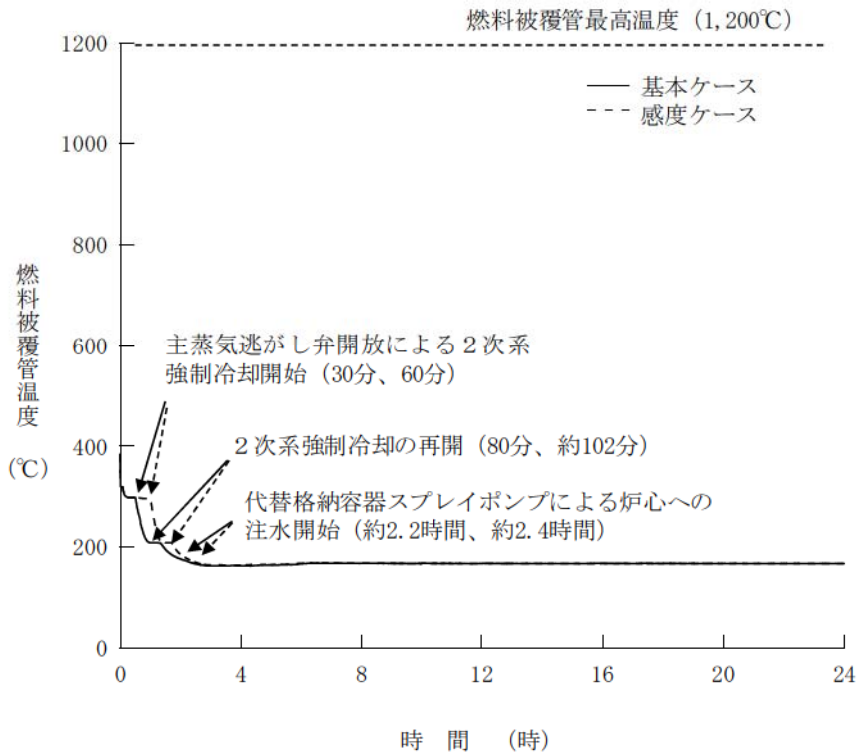


図3 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)

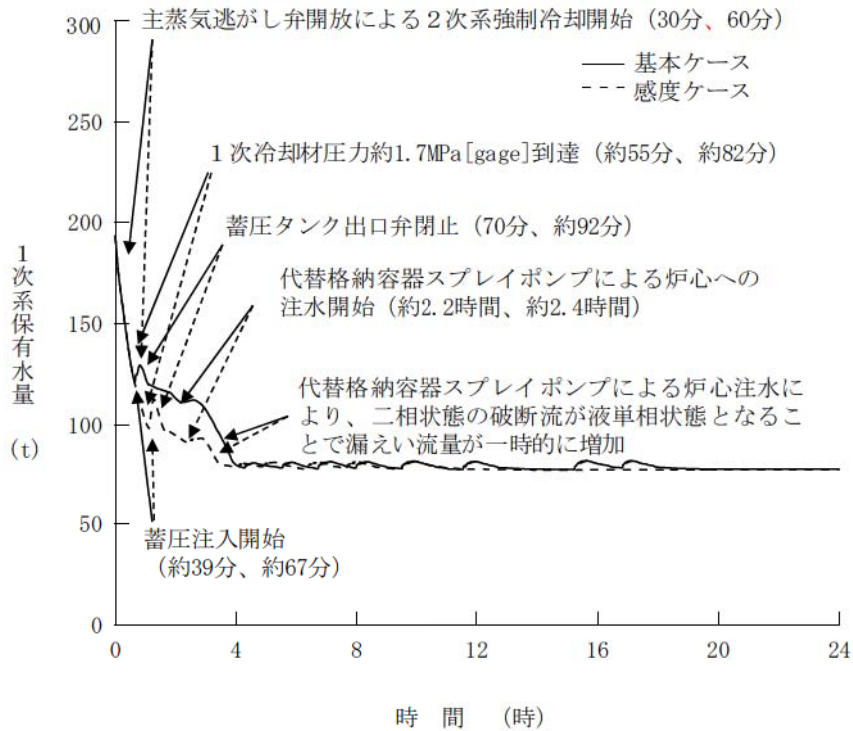


図4 1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)

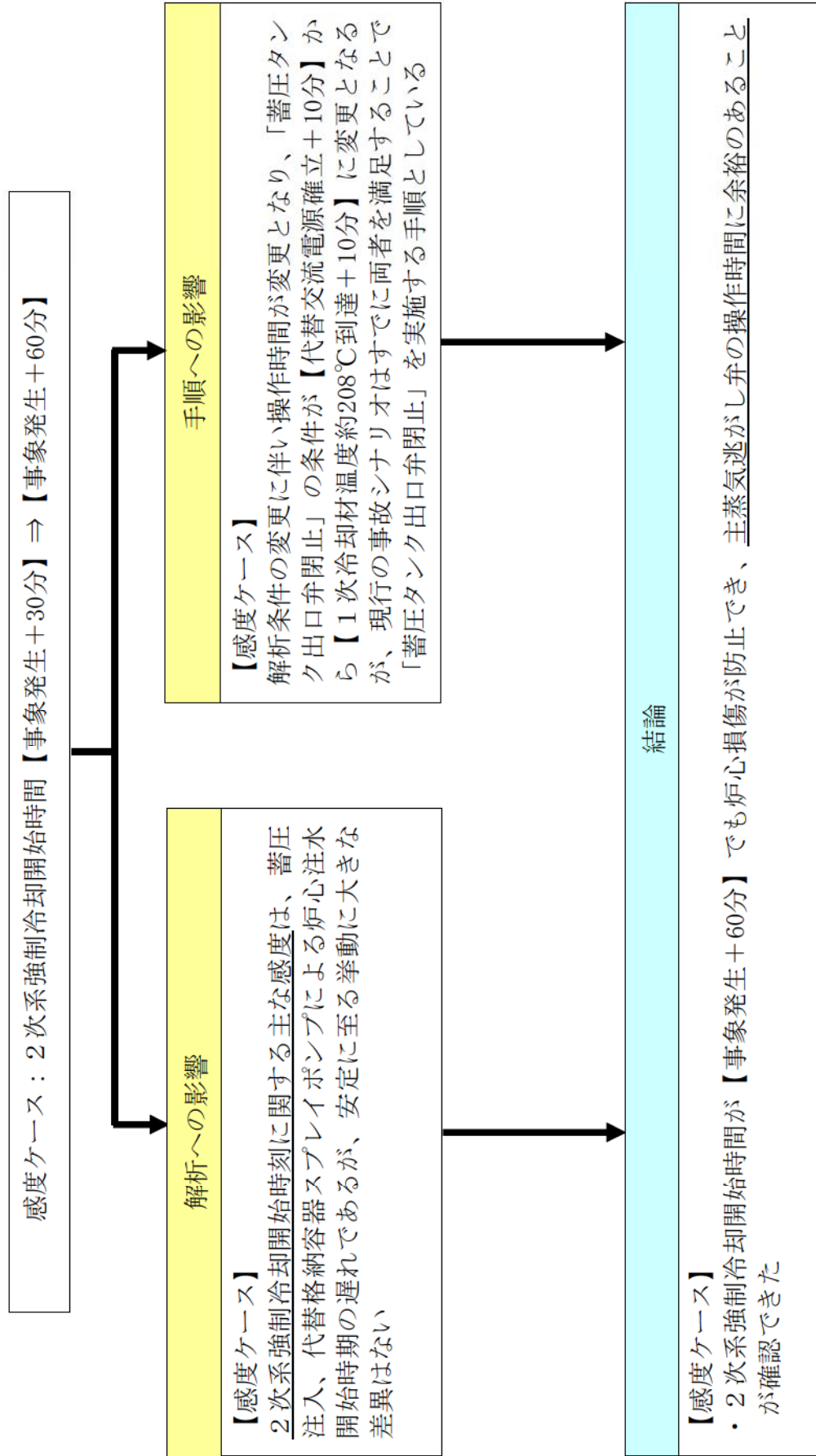


図5 感度ケースの解析、手順への影響確認結果

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

1. はじめに

全交流動力電源喪失が発生するとともにRCPシールLOCAが発生した場合において、1次系保有水量を確保し炉心露出を防止する観点から1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]到達後に代替炉心注水を実施することとしており、その操作の時間余裕について確認した。

2. 影響確認

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）時の1次系保有水量の応答から確認できるとおり、2次系強制冷却操作の再開による1次系の減圧により1次系からの漏えい率は減少するが、保守的に1次系からの漏えい率を2次系強制冷却再開操作時点で維持するものとして概算した。その結果、全交流動力電源喪失時に炉心露出に至る可能性がある1次系保有水量である約65[t]となるまでには、約1.6時間程度の時間余裕があることから、操作時間余裕として、約1.6時間程度は確保できる。

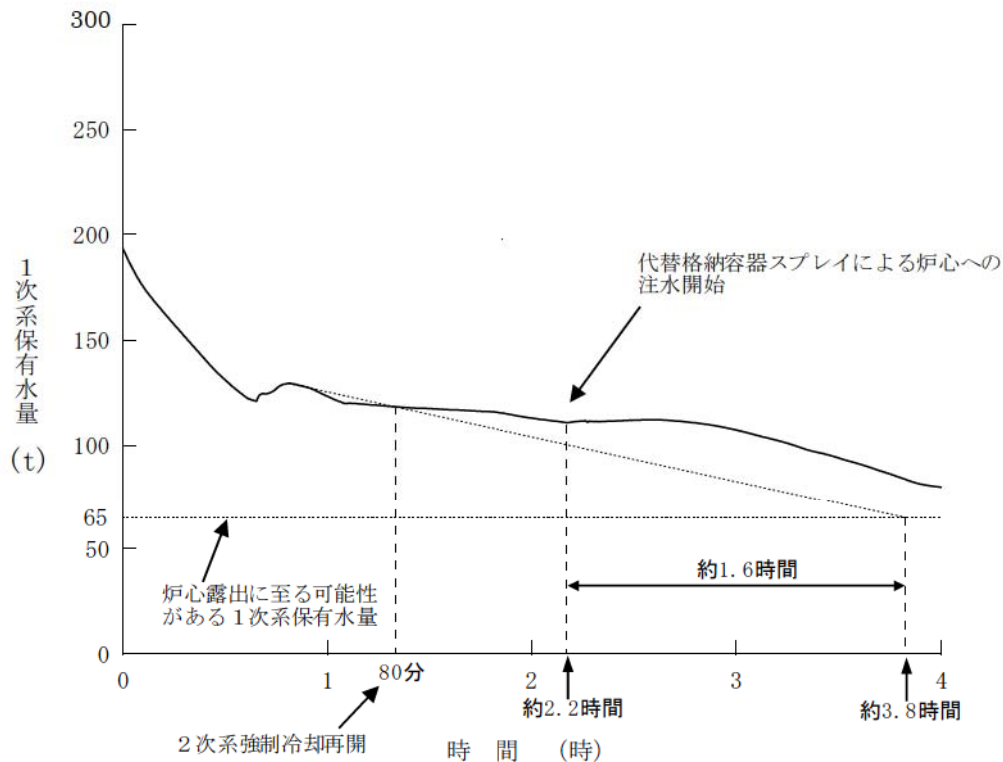


図1 1次系保有水量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）

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）

1. 水源に関する評価（炉心注水）

重要事故シーケンス

【全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA】

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m³（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：30m³/h 事故後 2.2 時間以降運転

○時間評価

燃料取替用水ピット容量（1,700m³）÷ 30m³/h ＋ 2.2hr ≒ 58.8 時間

○水源評価結果

事故後 58 時間までに可搬型大型送水ポンプ車、CV 再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却＋高圧再循環運転に移行することで対応可能である。

58 時間までに可搬型大型送水ポンプ車で格納容器自然対流冷却＋高圧再循環運転への移行が可能なのは成立性評価（所要時間）にて確認した。

2. 水源に関する評価（蒸気発生器注水）

重要事故シーケンス

【全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA】及び

【全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA が発生しない場合】

○水源

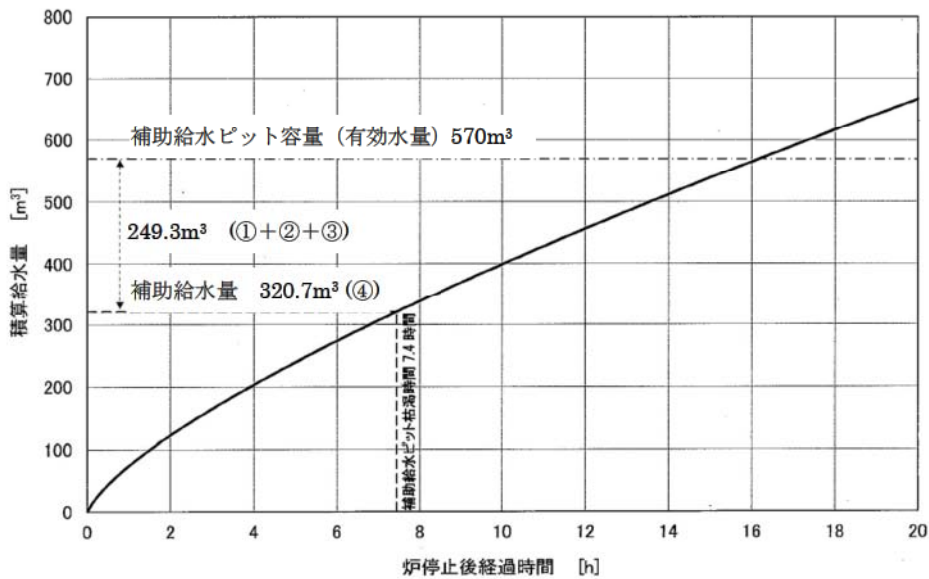
補助給水ピット：570m³（有効水量）

○水使用パターン

補助給水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器への必要注水量を以下に示す。

【必要注水量内訳】注水温度 40℃

- | | |
|---|-----------------------|
| ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去
（原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他） | ： -11.6m ³ |
| ② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去
（1次冷却材及び蒸気発生器保有水量等の顕熱） | ： 156.5m ³ |
| ③ 蒸気発生器水位回復 | ： 104.4m ³ |
| 上記①～③の合計 | ： 249.3m ³ |
| ④ 崩壊熱除去 | ： 320.7m ³ |



補助給水ピットの有効水量 570m³ から、1次冷却材系統を出力運転状態から 170℃まで減温するために必要な給水量等（249.3m³）を差し引き、崩壊熱除去に使用可能な水量（320.7m³）を求め、崩壊熱曲線から使用可能水量が枯渇する時間を評価すると 7.4 時間後となる。

○水源評価結果

事故後、7.4 時間までに、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うことにより、対応可能である。

7.4 時間までに、可搬型大型送水ポンプ車により補給が可能なことは成立性評価（所要時間）にて確認した。

3. 燃料消費に関する評価

重要事故シーケンス

【全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA】及び

【全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA が発生しない場合】

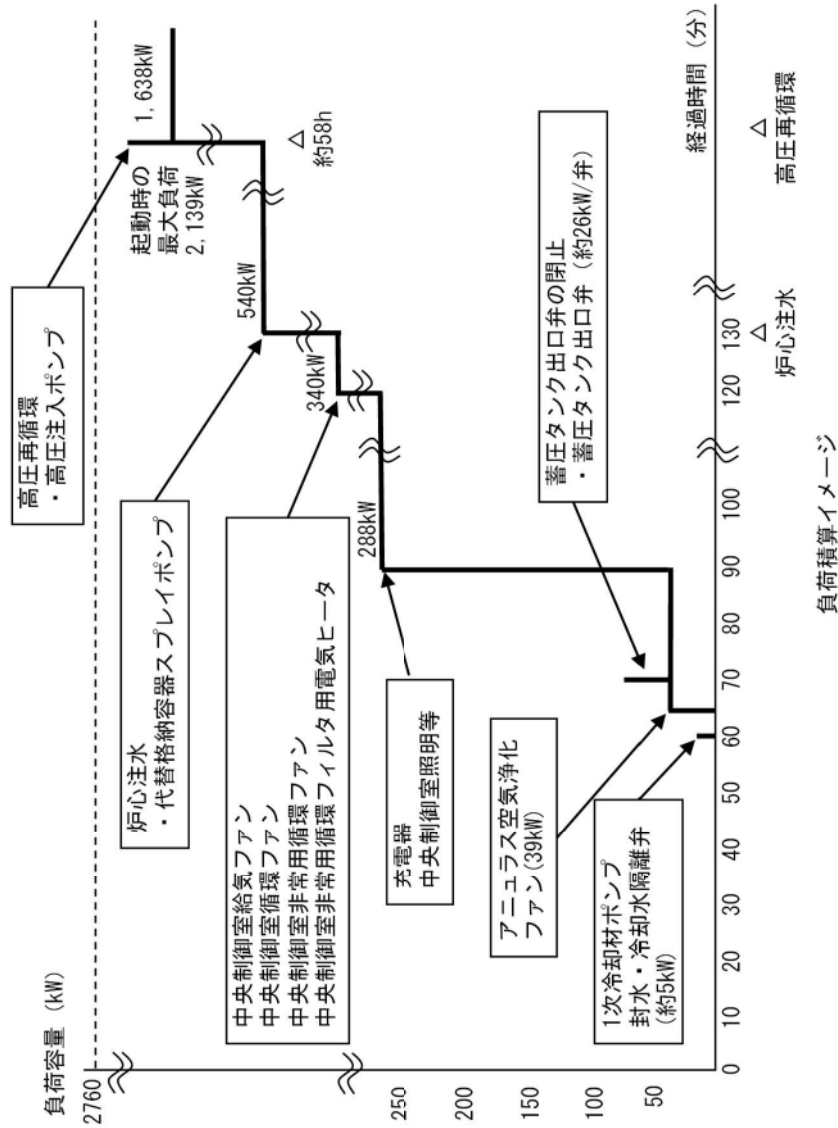
燃料種別		軽油
時 系 列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411 ℓ/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約 138.1kℓ
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間 =7,342 ℓ = 約7.4 kℓ
	事象発生7h後～7日間 (=161h) <補助給水ピット及び使用済燃料ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車 (1台) 起動。 燃費約 72 ℓ/h (最大負荷) ×1台×161h = 約 11.6kℓ
	事象発生14h後～7日間 (=154h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車 (1台) 起動。 追而 燃費約 72 ℓ/h (最大負荷) ×1台×154h = 約 11.1kℓ
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 168.2 kℓ
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540kℓ) にて供給可能

4. 電源に関する評価

負荷リスト 代替非常用発電機 (1725 kVA × 2 台 (給電容量: 2,760 kW))

【全交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA】

(【全交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA が発生しない場合】 の場合も包絡される)



主要機器名称	容量 (kVA/kW)
高圧注入ポンプ	1,229/1,098
充電器 (A, B)	131/113
	131/113
計装用電源 (安全系) (A, B, C, D)	充電器 A に含む (27/22)
	充電器 B に含む (27/22)
	充電器 A に含む (27/22)
	充電器 B に含む (27/22)
代替格納容器スプレイポンプ	209/200
アニュラス空気浄化ファン	45/39
中央制御室給気ファン	27/21
中央制御室循環ファン	15/13
中央制御室非常用循環ファン	6/5
中央制御室照明等	23/23
中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	13/13
合計 (kVA/kW)	1,829/1,638

主要負荷リスト