

第1.15-7図 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)		備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容														
	1号	2号												10	20		
				事象発生 原子炉トリップ プラント状況判断 約24分 蒸気発生器広域水位0%以下 約29分 非常用炉心冷却設備作動1次系フィードアンドブリード運転開始 (加圧器逃がし弁開放) 約11.4時間 再循環切替水位到達 約19.8時間 以降原子が安定													
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主給水流量喪失確認 ●補助給水失敗確認 (中央制御室確認)	10分												
蒸気発生器注水回復操作	運転員B	1	1	●補助給水ポンプ手動起動 (中央制御室確認)	適宜実施												蒸気発生器水位回復は解析上考慮せず
	運転員C + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	2	2	●現地移動/補助給水ポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
	運転員B	[1]	[1]	●主給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施												
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E, G	2	2	●現地移動/主給水ポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
1次系のフィードアンドブリード運転操作	運転員A	1	1	●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信 ●充てん/高圧注入ポンプによる高圧注入状況確認 ●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)	5分										継続操作		1次系のフィードアンドブリード運転が、解析上、期待している約29分までに実施できる
高圧再循環運転切替操作	運転員A	[1]	[1]	●高圧注入から高圧再循環運転への切替操作*1 (中央制御室操作)											25分		*1 燃料取替用水タンク水位計指示16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示が67%以上となれば実施する
余熱除去系による炉心冷却	運転員A	[1]	[1]	●余熱除去系による炉心冷却*2 ●蓄圧タンク出口弁閉止*2 ●1次系のフィードアンドブリード運転停止*2 (中央制御室操作)											5分 5分		*2 1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系が使用可能となれば余熱除去系による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリード運転を停止する

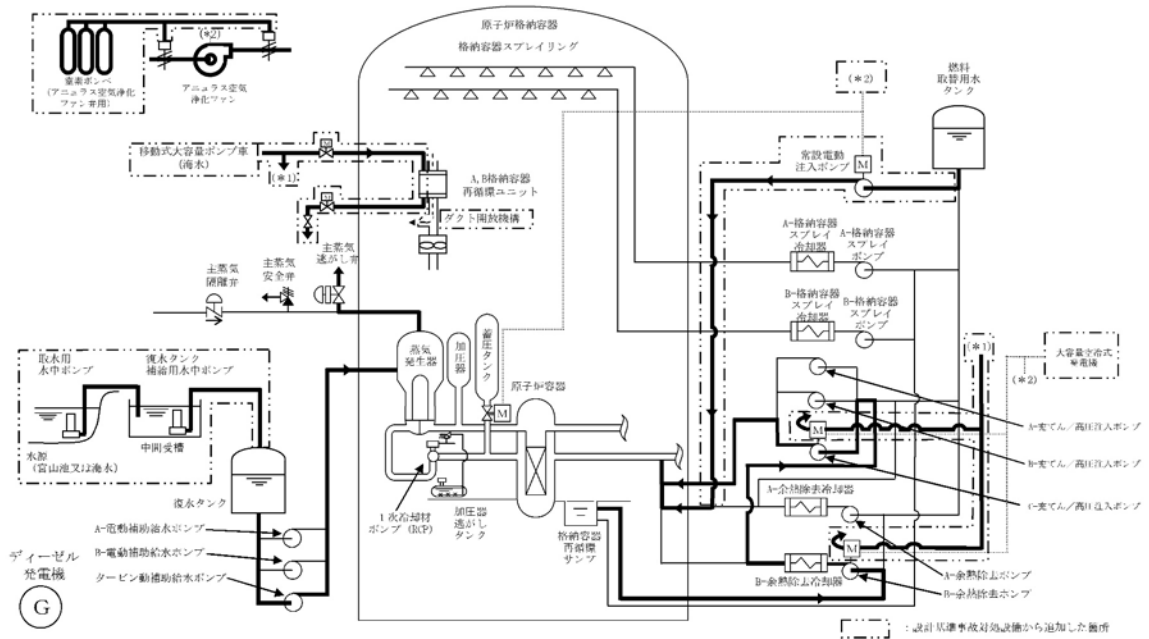
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-8図 2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水失敗)の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)												備考		
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	約9.0時間 ▽可搬型ディーゼル 注入ポンプによる 蒸気発生器への代替注水														
	【 】は他作業後 移動してきた要員	1号															2号	
蒸気発生器 注水回復操作	重大事故等対策要員 (初動) 12名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 12名	12	12	●可搬型ディーゼル注入ポンプ、ホース等の運搬		1時間												事象発生後2時間14分で アクセスルトが復旧され アクセスルトを考慮す ると10時間14分で注水可 能となる 蒸気発生器水位回復は解 析上考慮せず
		【12】	【12】	●可搬型ディーゼル注入ポンプ、ホース等の設置			6.5時間											
	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル注入ポンプ起動・運転監視 ●可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油														起動、監視、給油 → 約1.4時間ごとに給油	
	運転員B	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (中央制御室操作)		5分												
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E、F	【2】	【2】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (現場操作)												75分	適宜流量調整	

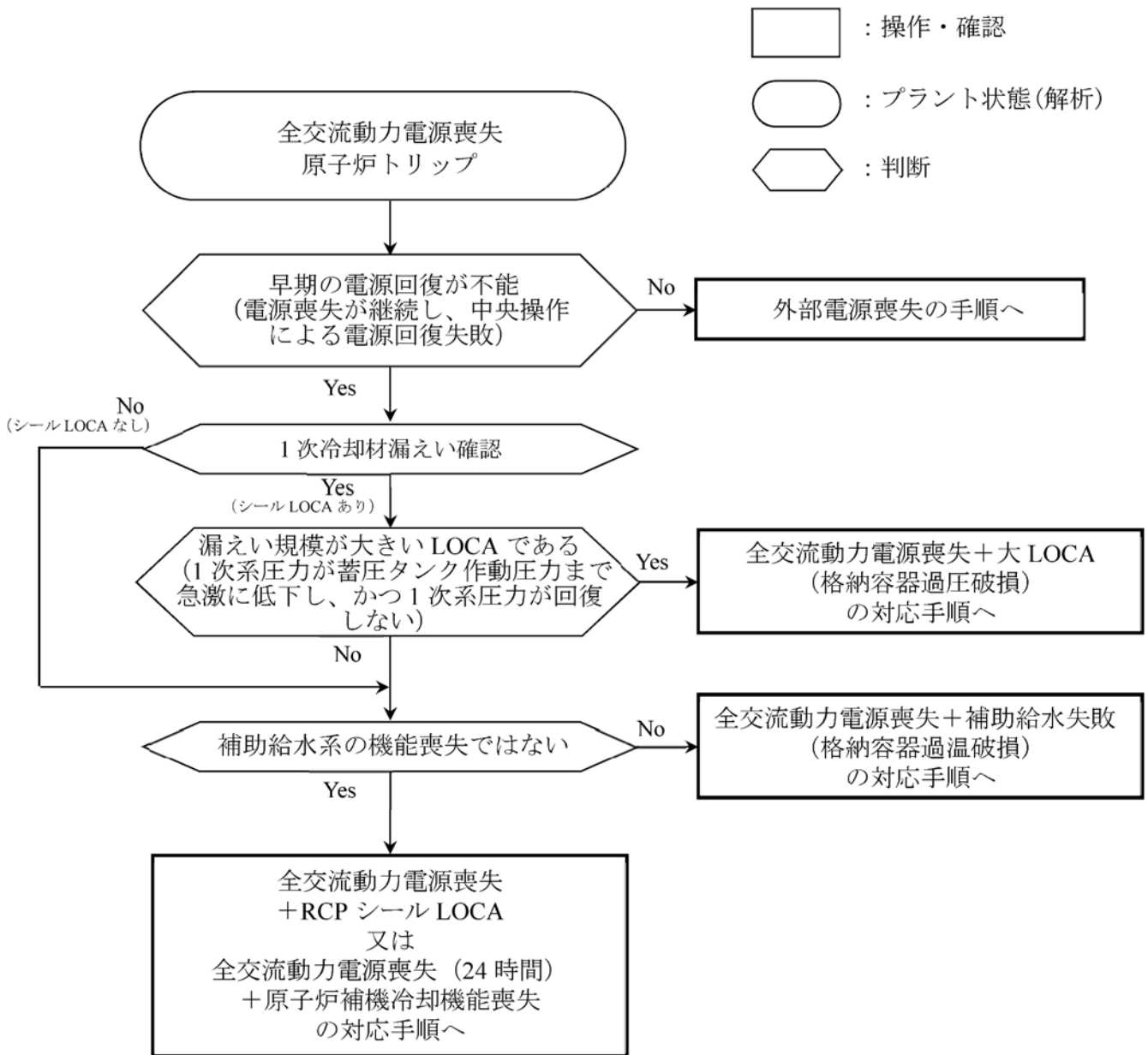
・給油間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-8図 2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水失敗)の作業と所要時間(2/2)

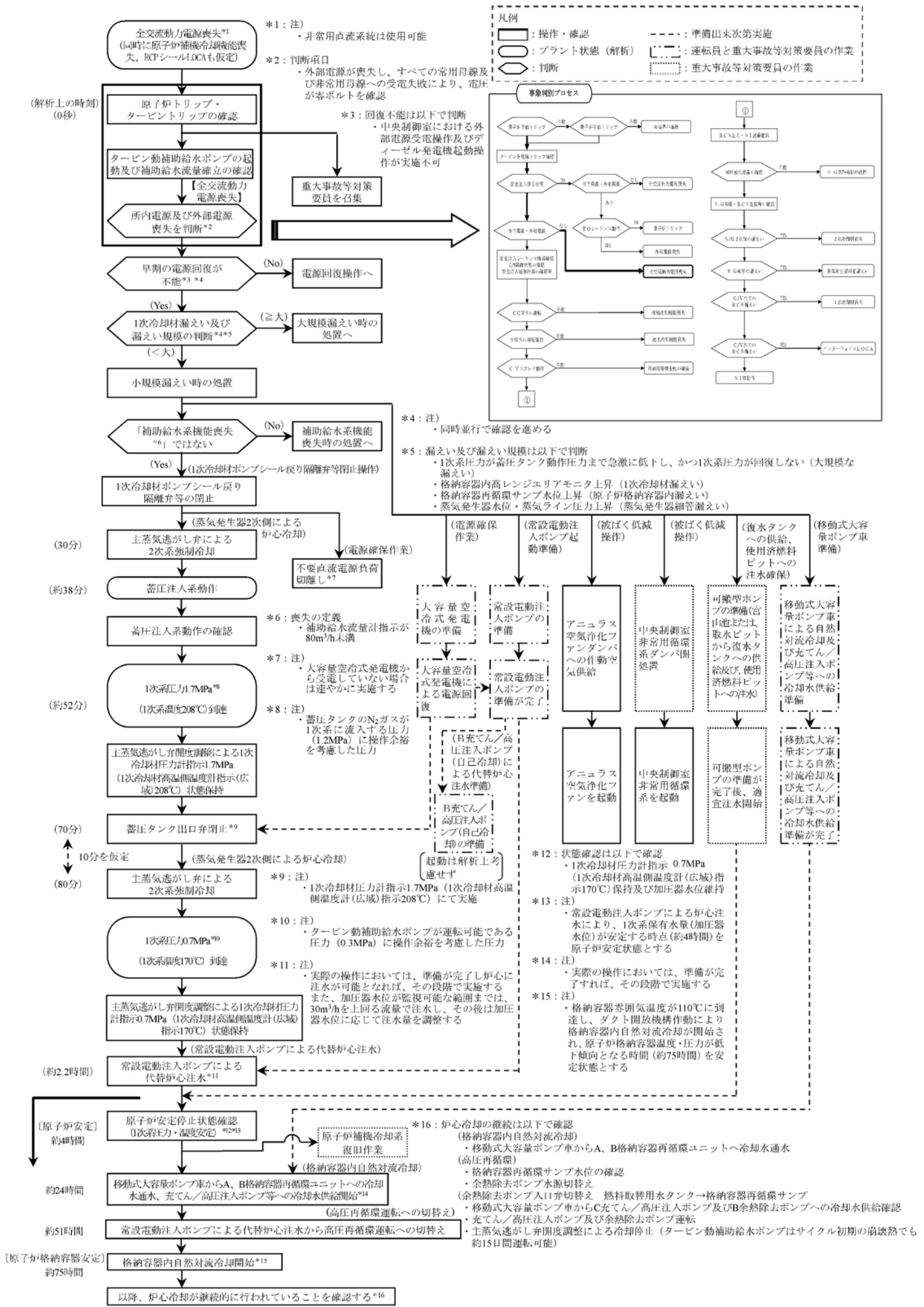


第1.15-9図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

全交流動力電源喪失時の初期対応に対する手順

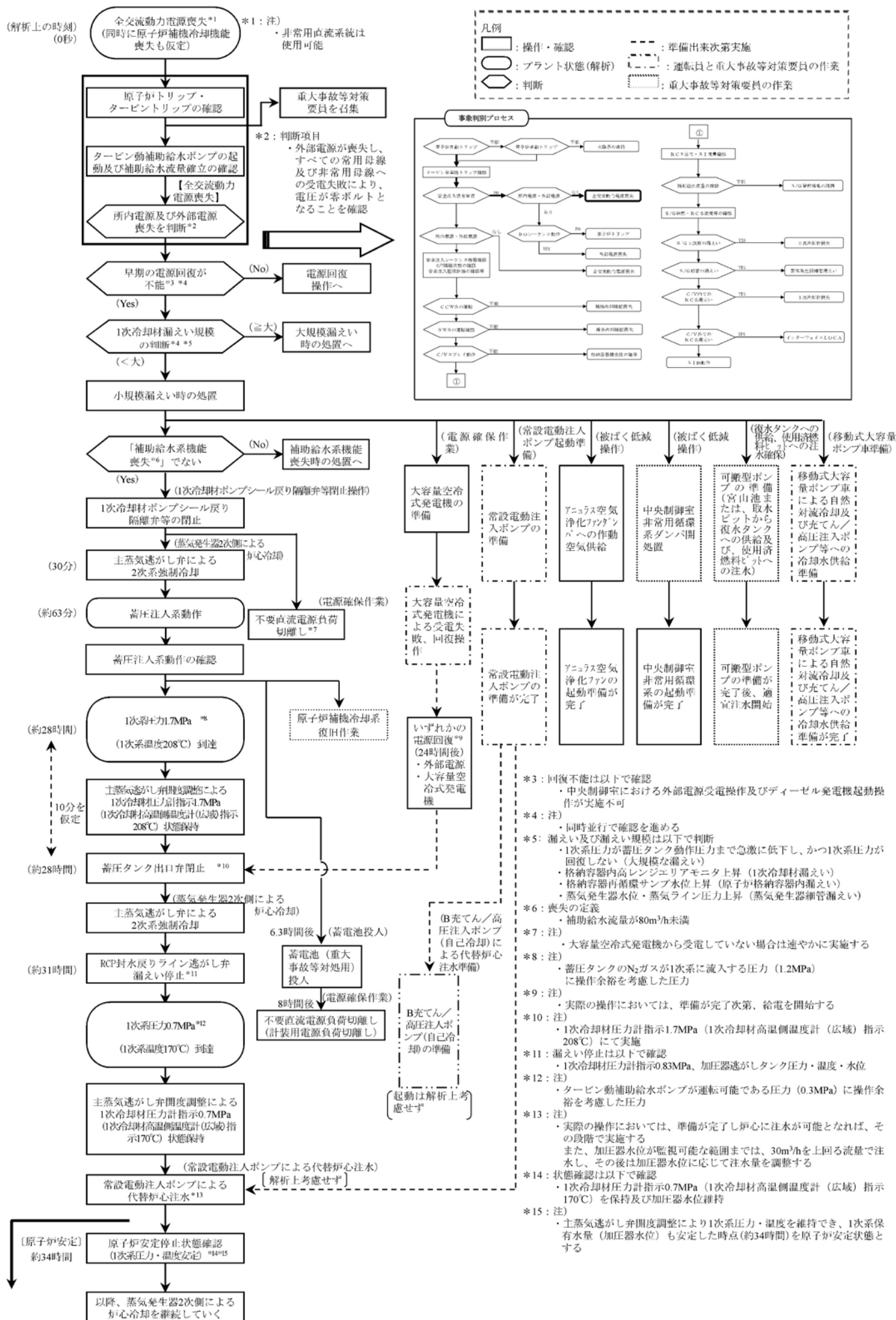


第1.15-10図 全交流動力電源喪失時の初期対応手順



第 1.15-11 図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

(重要事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」の事象進展)



第 1.15-12 図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)			備考
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		20 40 60 80 100 120 140 160 180 200										4 5 50			
	手順の内容	1号	2号	手帳発生 原子炉トリップ プラント状況即時全交流動力電源喪失判断 約38分 蓄圧注入系作動 約52分 1次系圧力1.7MPa(温度208℃)到達 約80分 2次系強制冷却再開 約70分 蓄圧タンク隔離完了 約2.2時間 1次系圧力0.7MPa(温度170℃)到達 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始 約51時間 高圧再循環切替え 以降炉心が安定 約5時間 中央制御室非常用循環系による被ばく低減操作開始												
当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●タービン補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室) ●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 ●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認													
電源確保作業	運転員B	1	1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作)												
重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認													
運転員C, D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	3	3	●現地移動/主蒸気逃がし弁開放													
運転員D	【1】	【1】	●現地移動/タービン補助給水ポンプ給水流量制御弁開度調整													
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F, G	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(炉心注水)												
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	運転員B	【1】	【1】	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作												
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F, G	【2】	【2】	●現地移動/アンユラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作												
B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F, G	【2】	【2】	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成												
充電器盤受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	3	3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備(ディスタンスピース取替え)												
中央制御室操作	運転員A	1	1	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開処置(現場操作)												
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【1】	【1】	●可搬型計測器取付け												

*各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 *緊急時対策本部要員は2名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 1.15-13 図 全交流動力電源喪失時(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)の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考
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	手順の内容	2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 75																								
			大容量空冷式発電機対応	6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油																						
復水タンクへの供給	[10] +10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																									アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である
	[5] [5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置																									
	[1] [1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																									
	[5] [5]	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機中間受槽、可搬型ホース等の設置																									
	[2] [2]	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油																									
使用済燃料ピットへの注水確保	[7] [7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ可搬型ホース等の設置・運転監視																									
移動式大容量ポンプ車準備	[6] [6]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)																									アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、移動式大容量ポンプ車による高圧再循環切替準備及び格納容器内自然対流冷却は、燃料取替用水タンクを水源とする炉心注水継続時間(約58時間)中に対応可能である
	[4] [4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																									
	[7] [7]	●海水ストレートナ蓋取替及び可搬型ホース接続																									
	[2] [2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続																									
	[2] [2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け																									
原子炉補機冷却系復旧作業	[4] [4]	●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																									
	運転員	[3] [3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成*																								
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等																									適宜実施

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレートナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレートナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレートナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレートナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名(重大事故等対策要員(初動後) 係修対応要員のうち2名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第 1.15-13 図 全交流動力電源喪失時(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)の作業と所要時間(2/2)

必要の要員と作業項目		経過時間(分)										備考									
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200		220	240	260	280					
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	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ ▽プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 30分 2次系強制冷却開始																
状況判断	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●タービン補助給水ポンプ運転・補助給水量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	10分																
電源確保作業	運転員B	1	1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)	10分																*1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機電源回復操作 (現場確認)																	
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員C,D + 重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員E	3	3	●現地移動/主蒸気逃がし弁開放 (現場操作)	20分																主蒸気逃がし弁手動開放操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分(解析上の仮定)までに開始することができる
	運転員D	[1]	[1]	●現地移動/タービン補助給水ポンプ給水量制御弁開度調整 (現場操作)																	
常設電動注入ポンプ 起動準備	運転員B + 重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員F,G	[1] + 2	[1] + 2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(炉心注水)*2 (現場操作)	50分																起動は解析上考慮せず *2 電源回復後、起動操作を行う
	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)	30分																
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員F,G	[2]	[2]	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)																	
	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	[8]	[8]	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)																	
B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員F,G	[2]	[2]	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)																	起動は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	3	3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)	60分																
充電器兼受電操作	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置 (現場操作)																	充電器盤の受電操作は、大容量空冷式発電機より受電後、速やかに実施する
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員H	1	1	●現地移動/1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止 (現場操作)																	*3 主給水隔離弁の閉止操作実施後は速やかに主蒸気逃がし弁の適宜調整操作に備える
	運転員C	[1]	[1]	●現地移動/主給水隔離弁の閉止*3 (現場操作)																	
中央制御室操作	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作及び受電失敗後の回復操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成*4*5 ●蓄圧タンク出口弁閉止*4 ●アニュラス空気浄化ファン起動*4 ●中央制御室非常用循環系起動*4 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*4 (中央制御室操作)																	*4 電源回復後、操作を行う *5 起動は解析上考慮せず
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 修修対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付け (現場操作)																	適宜実施

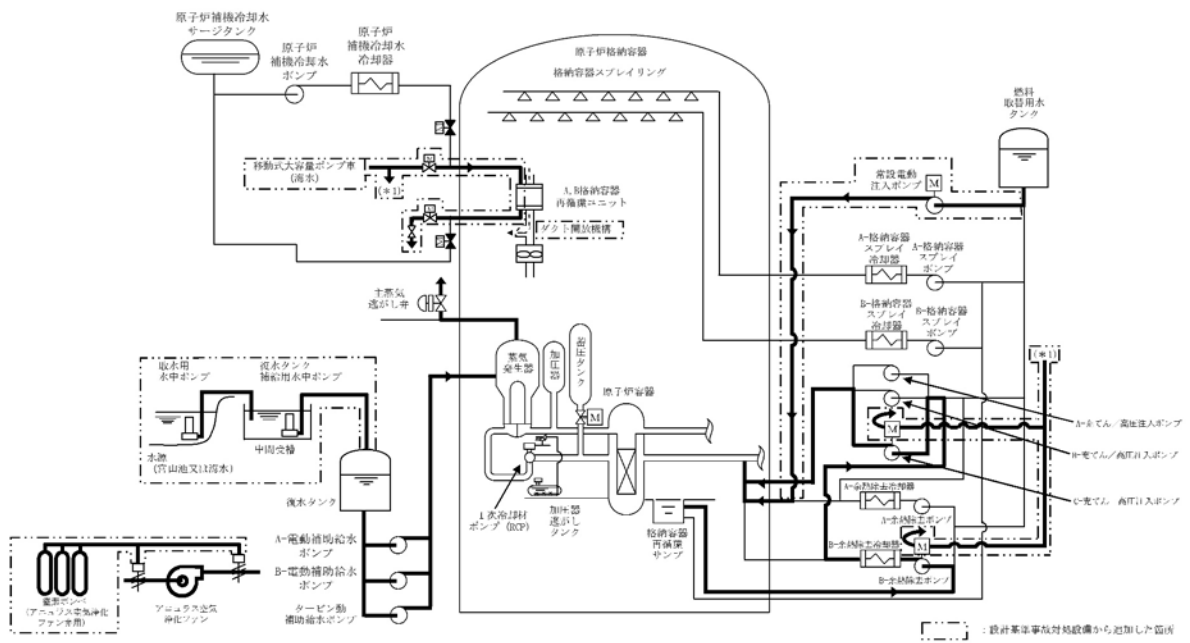
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 1.15-14 図 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失(24 時間) + 原子炉補機冷却機能喪失)の作業と所要時間(1/2)

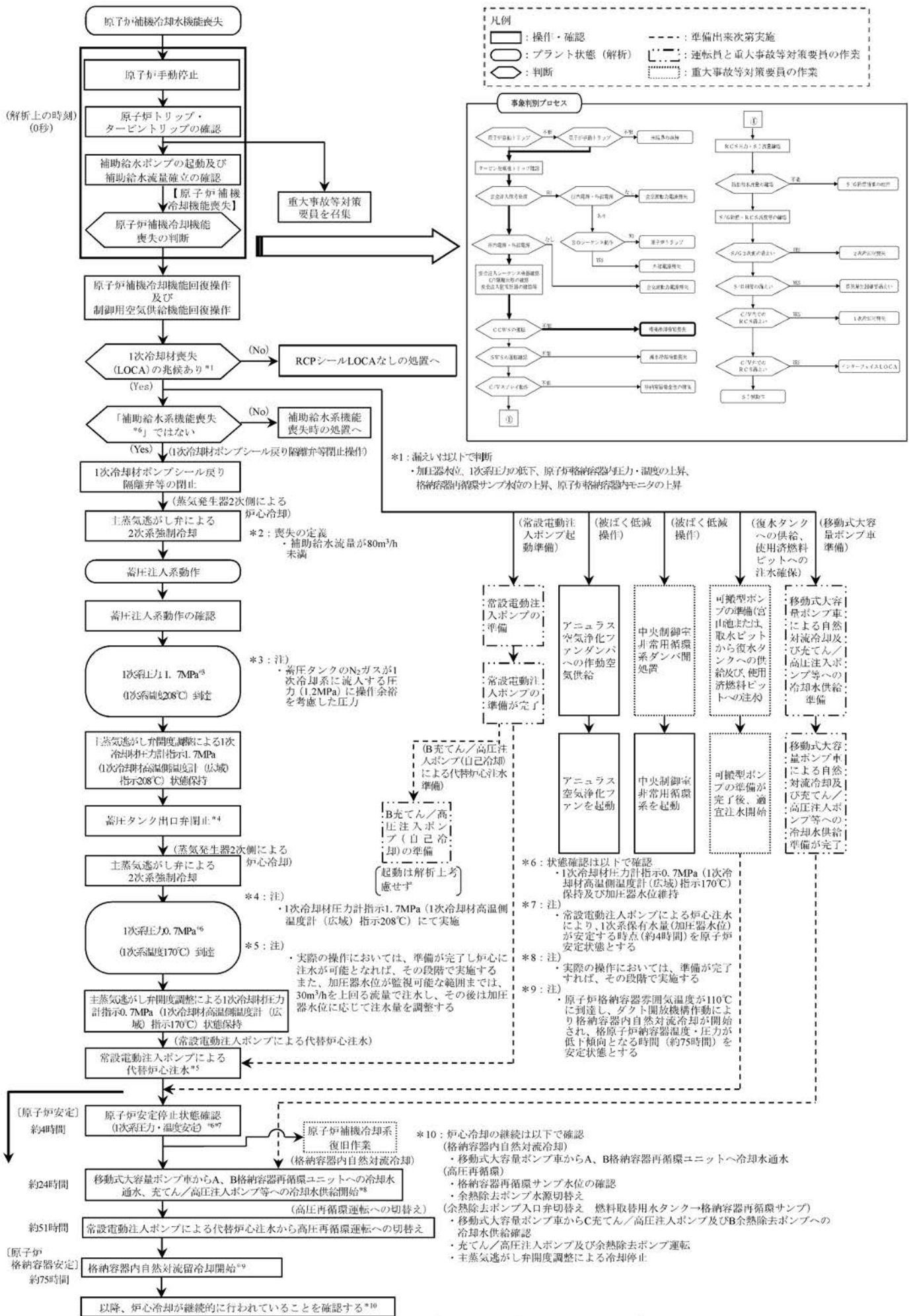
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26	30	32	34	36
電源確保操作対応	3	3	●電源回復操作																	事象発生後2時間14分でアクセスルートを復旧される
復水タンクへの供給	【10】	+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																	
	【5】	【5】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置																	
	【1】	【1】	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油																	
	【5】	【5】	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置																	アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である
	【2】	【2】	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ビット 補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油																	
使用済燃料ビットへの注水確保	【7】	【7】	●使用済燃料ビット補給用水中ポンプ 可搬型ホース等の設置・運転監視																	
移動式大容量ポンプ車準備	【6】		●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)																	*1 原子炉格納容器圧力の上昇しだいで通水検討
	【4】	【4】	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																	
	【7】	【7】	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続																	*2 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能(21時間20分)*1
	【2】	【2】	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続																	
	【2】	【2】	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け																	
	【4】	【4】	●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																	
運転員	【3】	【3】	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成*2																	
蒸気発生器2次側による か心冷却再開	運転員	【3】	●主蒸気逃がし弁、タービン動補助給水ポンプ制御弁開度調整																	
蓄電池投入	運転員	【1】	●重大事故等対処用蓄電池投入(中央制御室)																	
電源確保作業	運転員	【1】	●不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)																	
原子炉補機冷却系 復旧作業	参集要員	-	●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等																	適宜実施

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名(重大事故等対策要員(初動後) 係修対応要員のうち2名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第 1.15-14 図 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失(24 時間) + 原子炉補機冷却機能喪失)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-15図 原子炉補機冷却機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

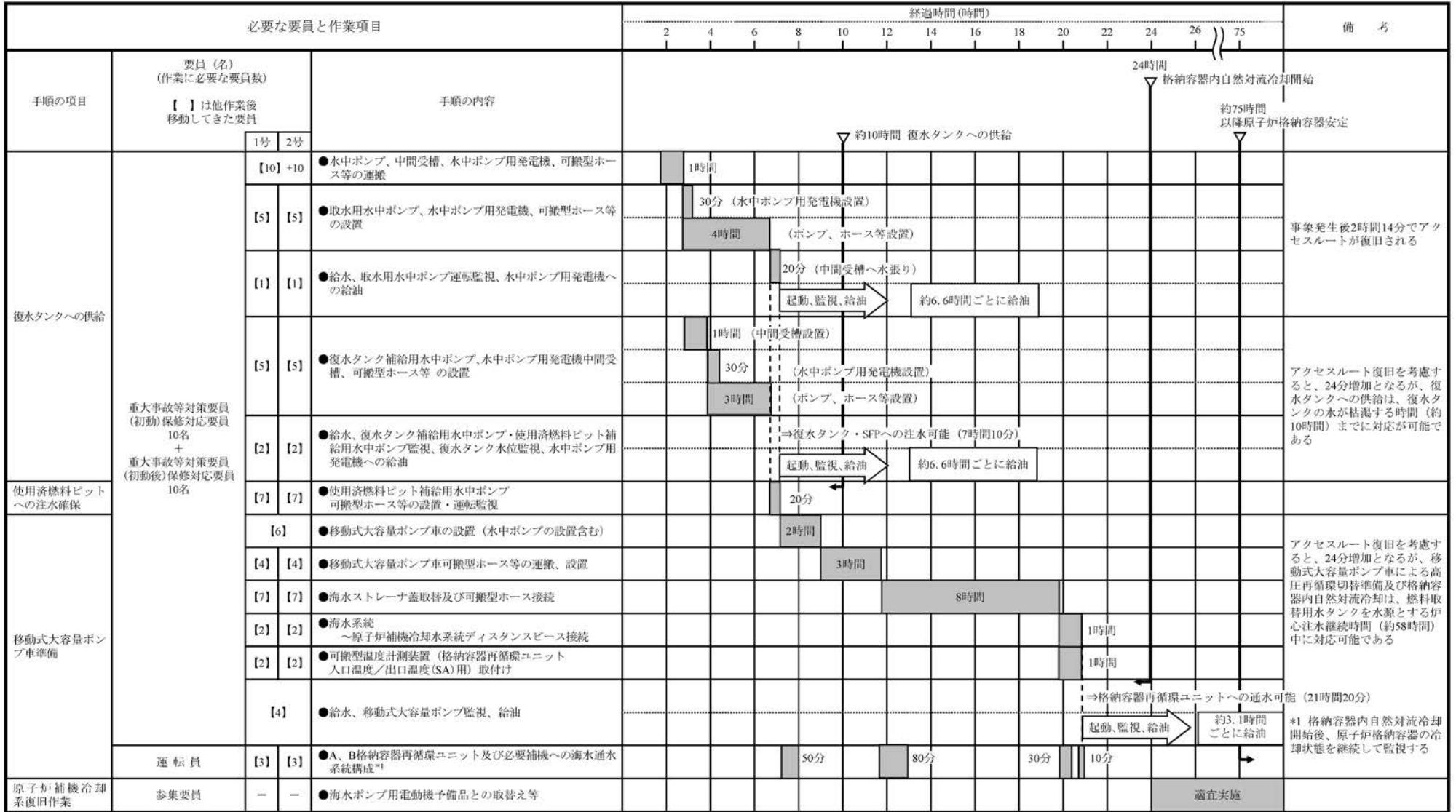


1.15-1015

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)										経過時間(時間)			備考	
	要員(名) (作業に必要な要員数)	作業項目	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	4	5	50		
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	<ul style="list-style-type: none"> ▽ 事象発生 原子炉トリップ ▽ 約38分 蓄圧注入系作動 ▽ 約52分 1次系圧力1.7MPa(温度208℃)到達 ▽ 約80分 2次系強制冷却再開 ▽ 約2.2時間 1次系圧力 0.7MPa(温度170℃) 到達 ▽ 約4時間 以降原子炉安定 ▽ 約5時間 中央制御室非常用循環系による被ばく低減操作開始 													備考	
	手順の内容	手順の内容	<ul style="list-style-type: none"> ▽ プラント状況判断 ▽ 30分 2次系強制冷却開始 ▽ 約70分 蓄圧タンク隔離完了 														
状況判断	運転員		<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉手動停止 ● 原子炉トリップ・タービントリップ確認 ● 補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ● 原子炉補機冷却機能喪失確認 														
	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	3	3	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/主蒸気逃がし弁開放 													主蒸気逃がし弁手動開放操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分(解析上の仮定)までに開始することができる
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員D	[1]	[1]	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量制御弁開度調整 													
	運転員E			<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量制御弁開度調整 													
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	2	2	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 													常設電動注入ポンプ系統構成が、解析上注水を期待している約2.2時間までに実施できる
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	2	2	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え) 													
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	運転員B	1	1	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作 													
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	[2]	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 													
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[8]	[8]	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 													
B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	[2]	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成 													起動は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3	3	<ul style="list-style-type: none"> ● 現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備 (ディスタンスピース取替え) 													
中央制御室操作	運転員A	1	1	<ul style="list-style-type: none"> ● 補助給水流量調整 ● 常設電動注入ポンプ系統構成 ● 蓄圧タンク出口弁閉止 ● 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 ● アニュラス空気浄化ファン起動 ● 中央制御室非常用循環系起動 ● B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成* ● 高圧再循環運転への切替え 													*1起動は解析上考慮せず
				<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧再循環運転への切替え 													

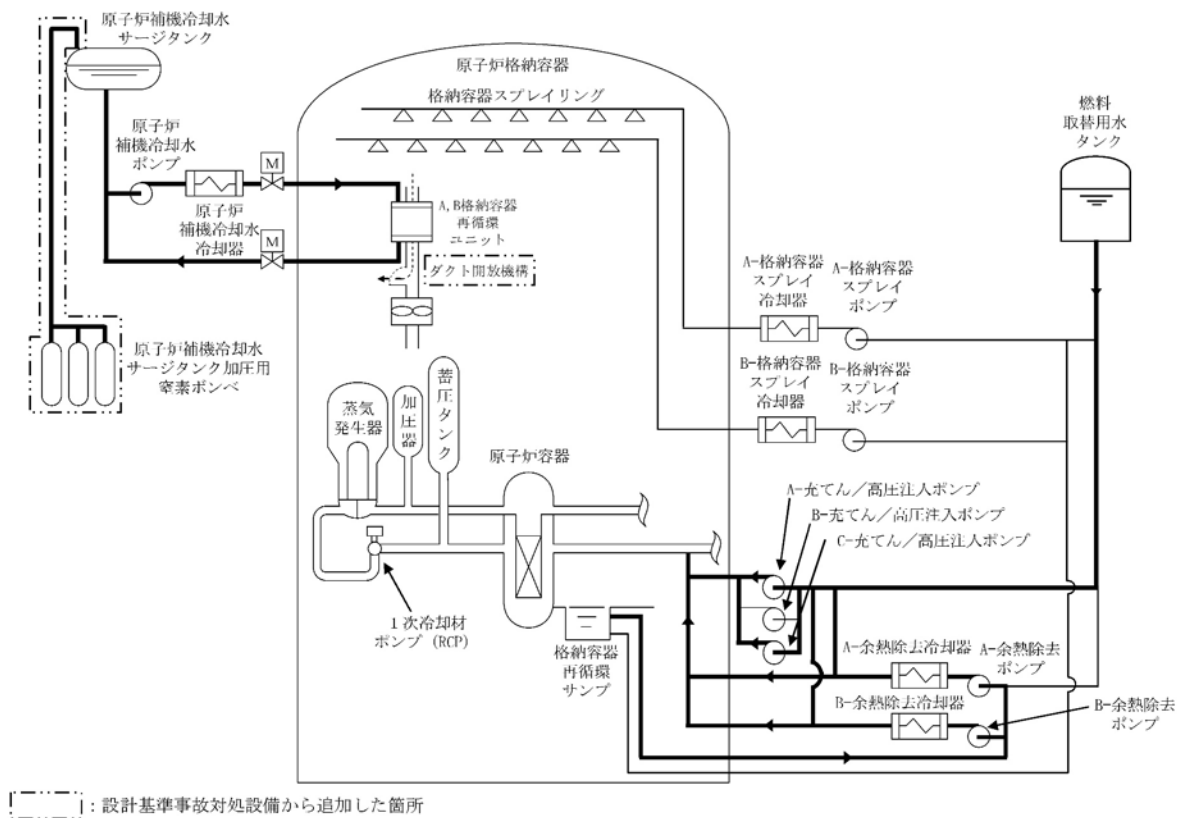
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-17図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(1/2)

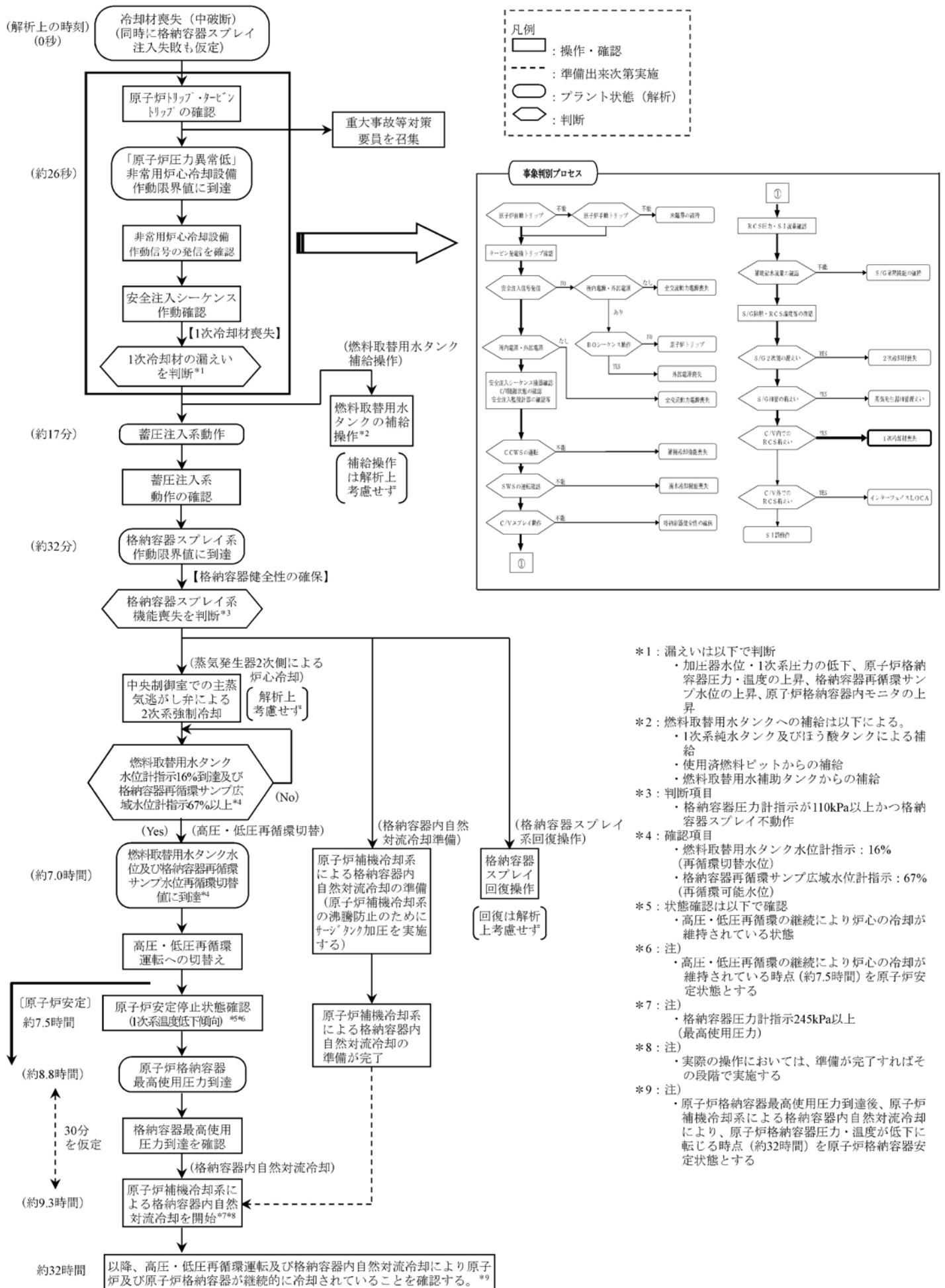


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-17図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-18図 原子炉格納容器の除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

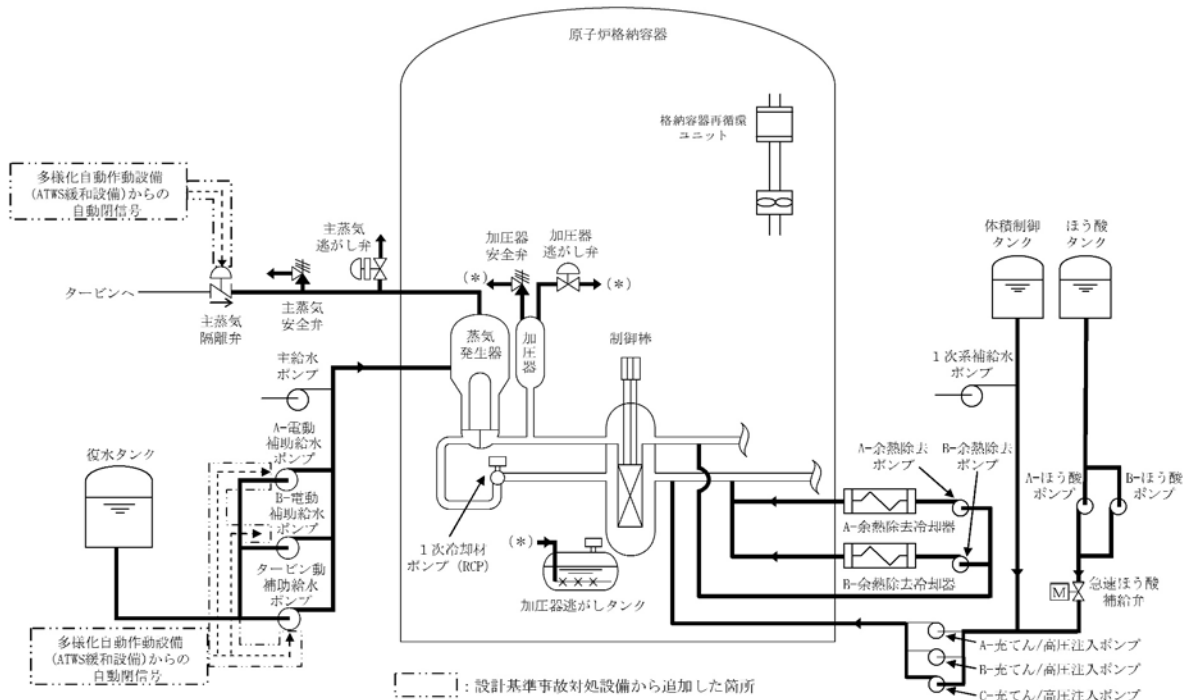


第1.15-19図 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シーケンス「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展)

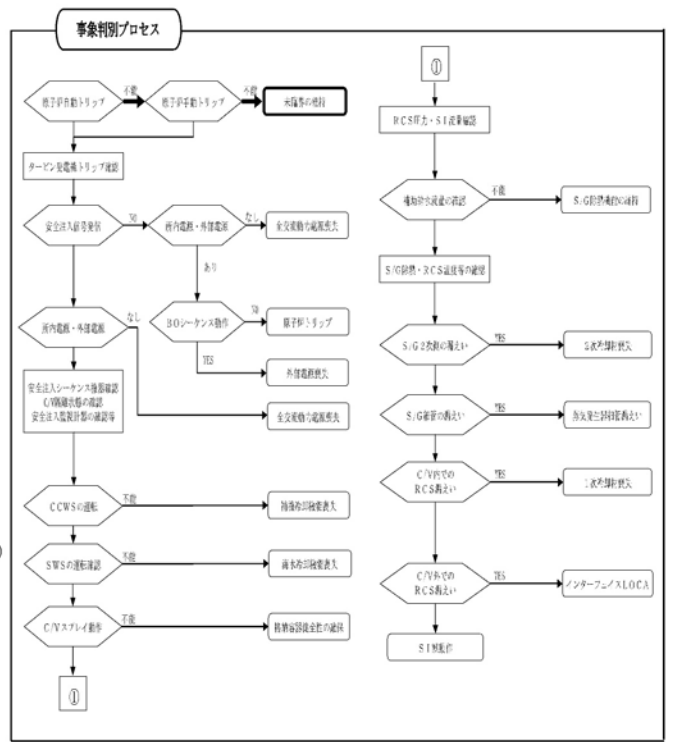
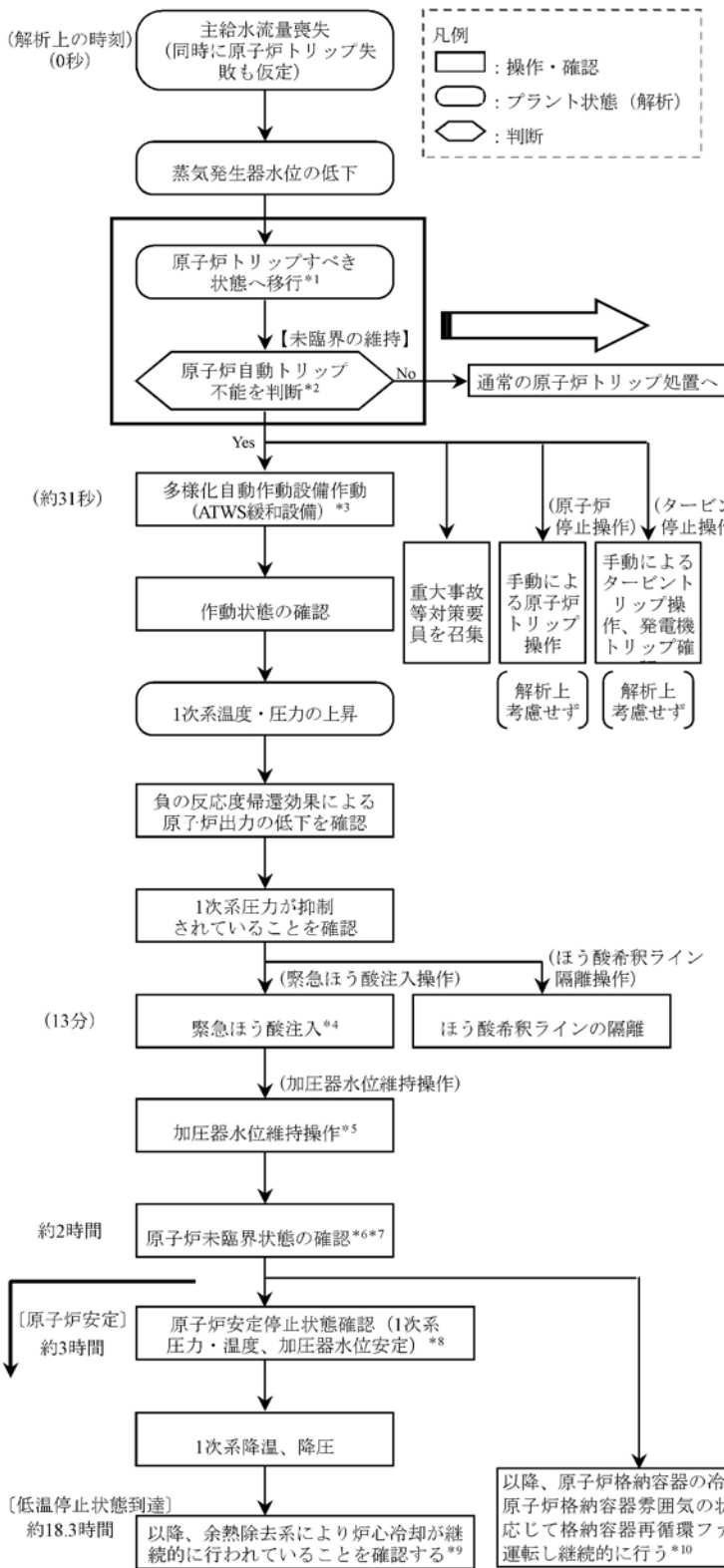
必要な要員と作業項目				経過時間(分)					経過時間(時間)					備考			
				10	20	30	40	50	1	2	7	8	9		10	11	12
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ 約32分 原子炉状況判断 格納容器スプレイ系作動限界値到達 約7.5時間 以降原子炉安定 約8.8時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (245kPa以上) 約9.3時間 格納容器内自然対流冷却開始												
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	—	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量の確認 (中央制御室確認)	10分												
	運転員A	1	1	●格納容器スプレイ注入失敗確認 (中央制御室確認)	1分												
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分												主蒸気逃がし弁開放は、解析上考慮せず*
格納容器スプレイ系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施												回復は解析上考慮せず
	運転員C,D	2	2	●現地移動/格納容器スプレイポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
燃料取替用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	適宜実施												補給操作は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 E	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	25分												
格納容器内自然対流冷却準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 E	【1】	【1】	●現地移動/原子炉補機冷却系加圧操作*1 (現場操作)	60分												*1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	2	●現地移動/可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け (現場操作)	60分												
	運転員A	【1】	【1】	●原子炉補機冷却系加圧操作準備 (中央制御室操作)	10分												
高圧・低圧再循環切替え	運転員A	【1】	【1】	●高圧・低圧再循環運転切替操作 (中央制御室操作)	25分												格納容器再循環サンプル広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達すれば実施
格納容器内自然対流冷却	運転員A	【1】	【1】	●A、B格納容器再循環ユニットによる冷却操作*1(中央制御室操作)	10分												格納容器内自然対流冷却が、解析上、期待している約9.3時間までに実施できる
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/A、B格納容器再循環ユニット冷却水廻り電源操作*1 (現場操作)	10分												

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-20図 原子炉格納容器の除熱機能喪失(中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗)の作業と所要時間

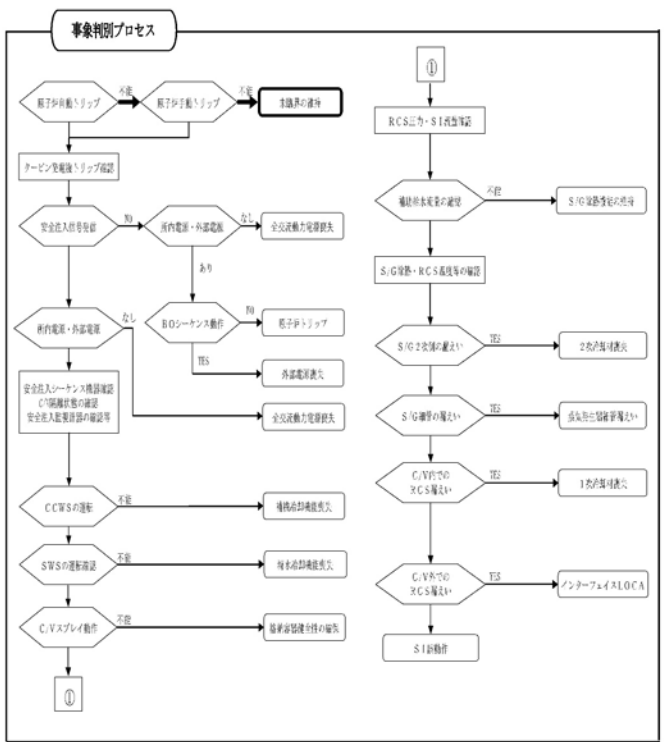
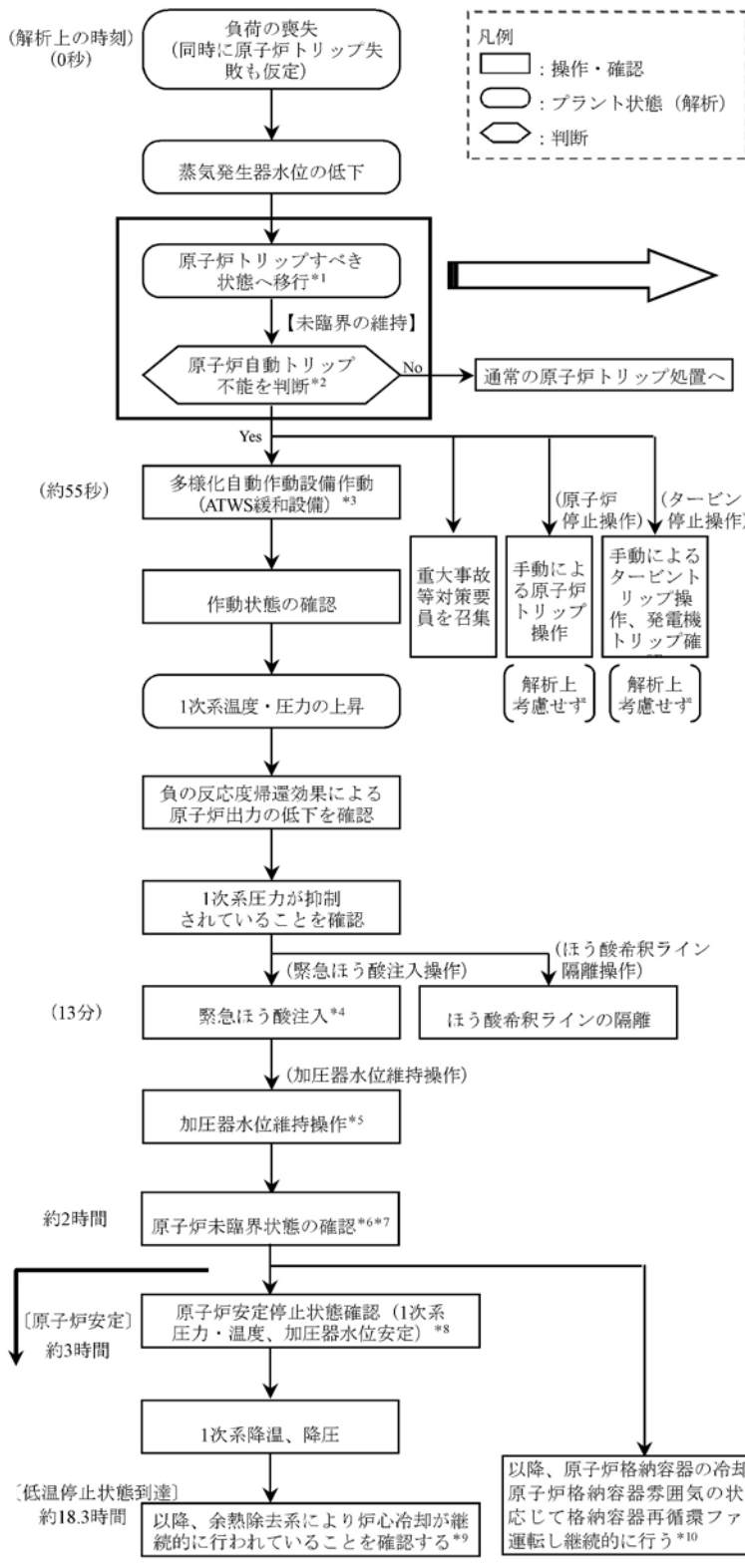


第1.15-21図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



- *1 : 注)
 - ・ 蒸気発生器狭域水位計指示13%以下
- *2 : 判断項目
 - ・ 原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する
- *3 : 作動信号項目
 - ・ タービントリップ
 - ・ 主蒸気ライン隔離
 - ・ タービン動補助給水ポンプ起動
 - ・ 電動補助給水ポンプ起動
- *4 : 注)
 - ・ 原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
 - ・ 実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する
- *5 : 注)
 - ・ 燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30%に維持する
- *6 : 未臨界の確認は以下で確認
 - ・ 出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負
- *7 : 注)
 - ・ サンプルングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する
- *8 : 注)
 - ・ 1次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点 (約3時間) で原子炉安定とする
- *9 : 注)
 - ・ 余熱除去系が使用可能となる時間 (約10時間) に、余熱除去系ウォーミング (約2時間: 定検実績より算出) 及び1次系温度176℃から93℃までの冷却時間 (約6.3時間: 定検実績より算出) を足した時間 (約18.3時間) にて低温停止状態となる
- *10 : 注)
 - ・ 格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-22図 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)



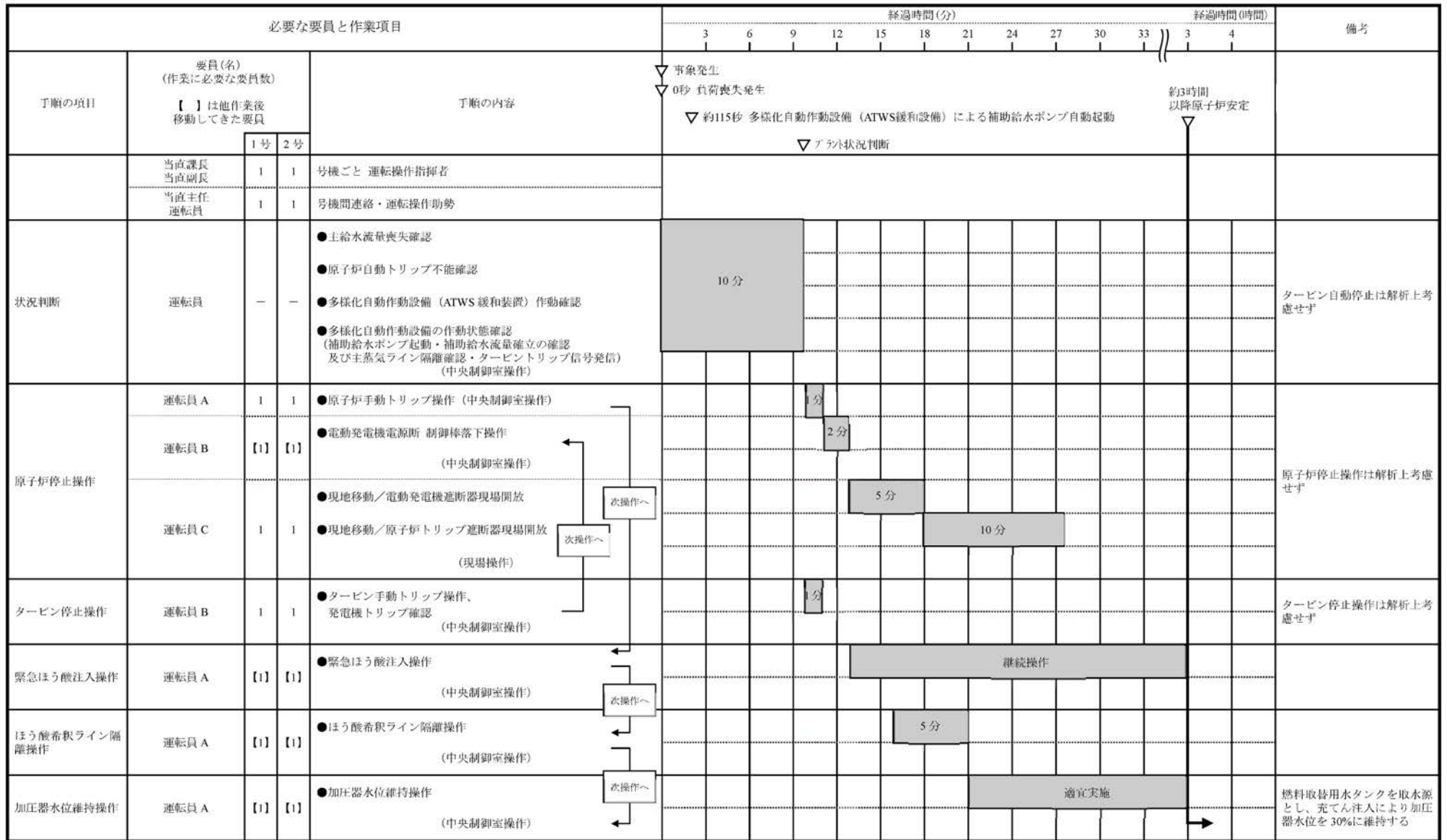
- *1 : 注)
 - ・加圧器圧力計指示16.45MPa以上
- *2 : 判断項目
 - ・原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する
- *3 : 作動信号項目
 - ・タービントリップ
 - ・主蒸気ライン隔離
 - ・タービン動補助給水ポンプ起動
 - ・電動補助給水ポンプ起動
- *4 : 注)
 - ・原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
 - ・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する
- *5 : 注)
 - ・燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30%に維持する
- *6 : 未臨界の確認は以下で確認
 - ・出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負
- *7 : 注)
 - ・サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する
- *8 : 注)
 - ・1次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点（約3時間）で原子炉安定とする
- *9 : 注)
 - ・余熱除去系が使用可能となる時間（約10時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）及び1次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約18.3時間）にて低温停止状態となる
- *10 : 注)
 - ・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-23図 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)		備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	3	6	9	12	15	18	21	24	27	30	33	36	39	42		45			
		【 】は他作業後移動してきた要員			事象発生 0秒 主給水流量喪失発生 約48秒 多様化自動作動設備(ATWS緩和装置)による主蒸気ライン隔離 約3時間以降原子炉安定 プラント状況判断																	
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																		
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																		
状況判断	運転員	—	—	●主給水流量喪失確認 ●原子炉自動トリップ不能確認 ●多様化自動作動設備(ATWS緩和装置)作動確認 ●多様化自動作動設備の作動状態確認 (補助給水ポンプ起動・補助給水流量確立の確認 及び主蒸気ライン隔離確認・タービントリップ信号発信) (中央制御室操作)	10分																	タービン自動停止は解析上考慮せず
原子炉停止操作	運転員 A	1	1	●原子炉手動トリップ操作(中央制御室操作)																		
	運転員 B	【1】	【1】	●電動発電機電源断 制御棒落下操作 (中央制御室操作)																		
	運転員 C	1	1	●現地移動/電動発電機遮断器現場開放 ●現地移動/原子炉トリップ遮断器現場開放 (現場操作)																		
タービン停止操作	運転員 B	1	1	●タービン手動トリップ操作、 発電機トリップ確認 (中央制御室操作)																		タービン停止操作は解析上考慮せず
緊急ほう酸注入操作	運転員 A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 (中央制御室操作)	継続操作																	
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員 A	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)																		
加圧器水位維持操作	運転員 A	【1】	【1】	●加圧器水位維持操作 (中央制御室操作)	適宜実施																	燃料取扱用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位を30%に維持する

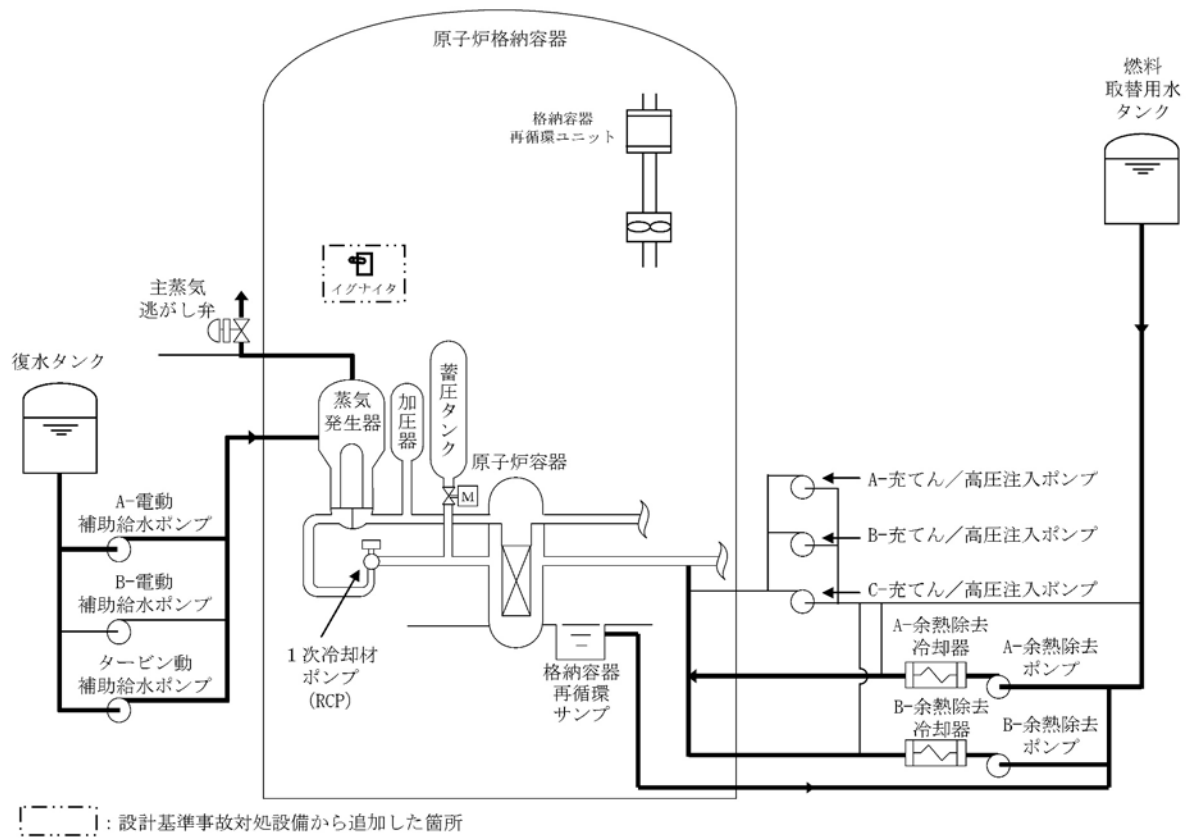
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-24図 原子炉停止機能喪失時(主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間

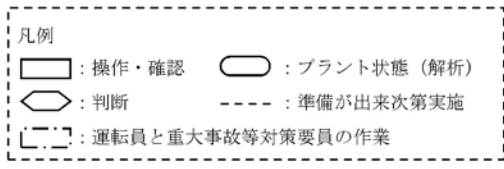


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

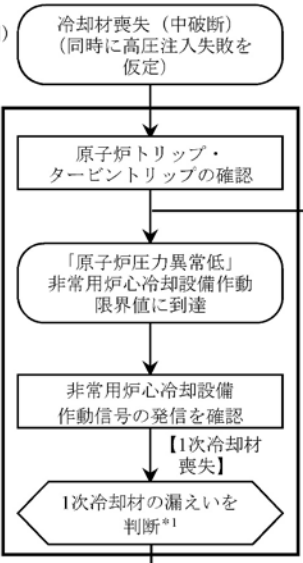
第1.15-25図 原子炉停止機能喪失時(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間



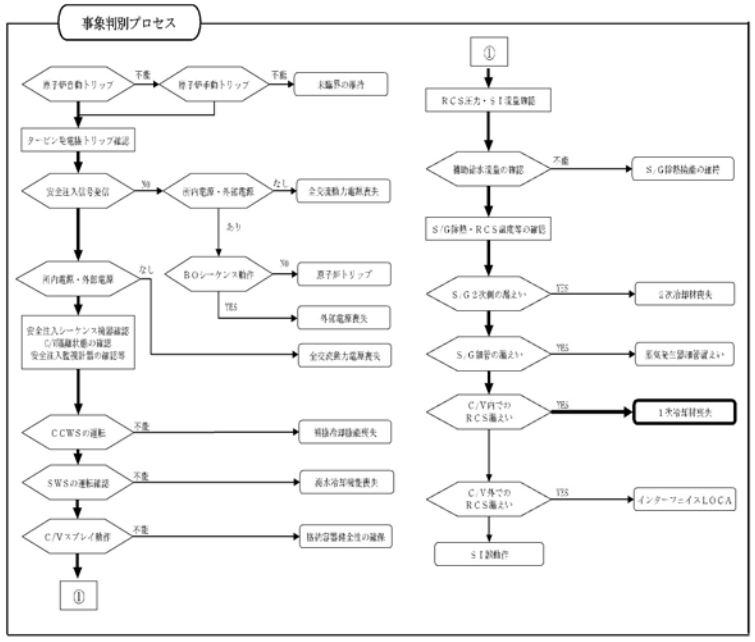
第1.15-26図 ECCS注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



(解析上の時刻)
(0秒)



(約18秒)

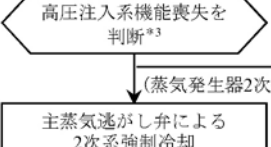


10分後の操作開始
および1分間の操作
時間を仮定

【炉心冷却の維持】

(燃料取替用水タンク補給操作)

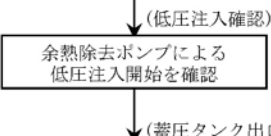
(約11分)



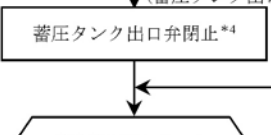
(約11分)



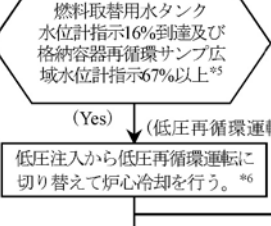
(約31分)



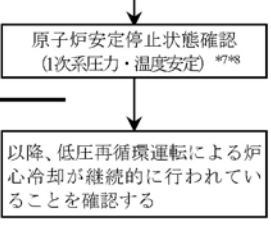
約3.2時間



約3.6時間



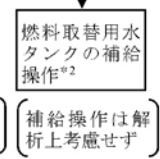
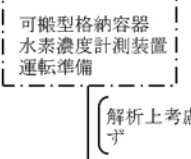
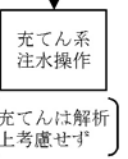
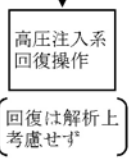
[原子炉安定]
約3.6時間



(高圧注入系回復操作)

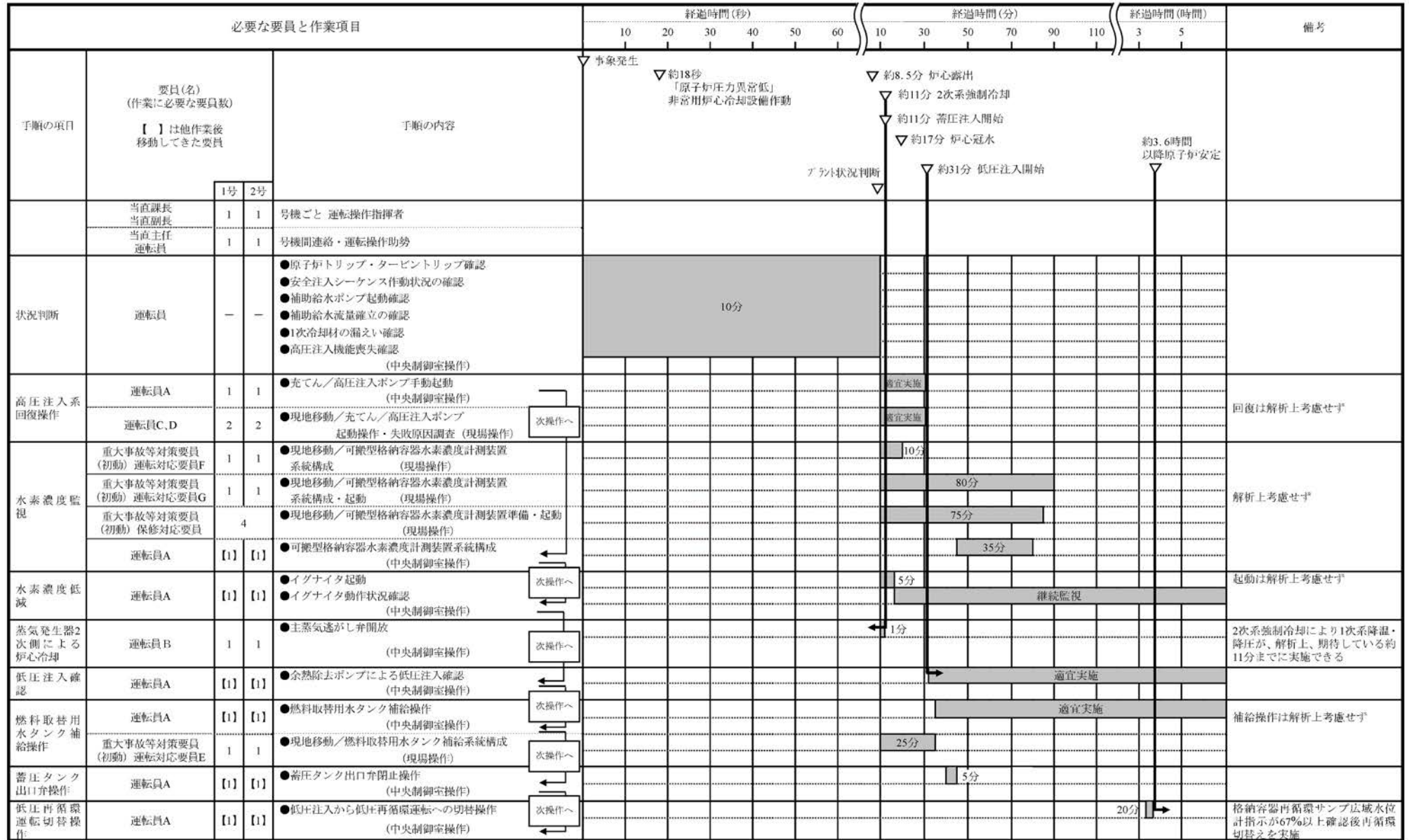
(水素濃度低減)

(水素濃度監視)



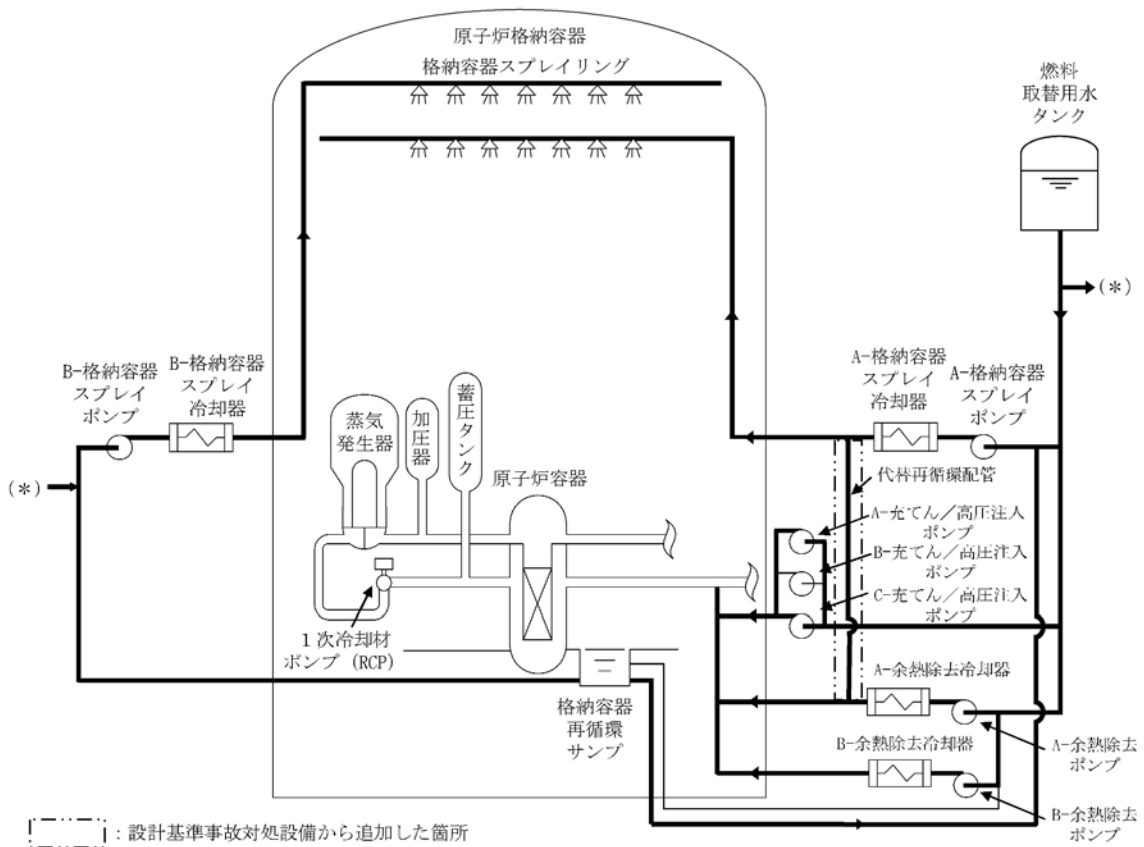
- *1 : 漏えいは以下で判断
 - ・加圧器水位、1次系圧力の低下
 - ・原子炉格納容器内圧力・温度の上昇
 - ・格納容器再循環サンプル水位の上昇
 - ・原子炉格納容器内モニタの上昇
- *2 : 燃料取替用水タンクへの補給は以下による。
 - ・1次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
 - ・使用済燃料ピットからの補給
 - ・燃料取替用水補助タンクからの補給
- *3 : 判断項目
 - ・充てん/高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又はほう酸注入ライン流量が確認できない。
 - ・すべての高圧注入系が作動しない場合は、2次系強制冷却を行う。
- *4 : 1次冷却材圧力計指示0.6MPaにて実施
- *5 : 確認項目
 - ・燃料取替用水タンク水位計指示 : 16% (再循環切替水位)
 - ・格納容器再循環サンプル広域水位計指示 : 67% (再循環可能水位)
- *6 : 冷却前に以下を確認
 - ・低温停止ほう酸濃度 (必要により濃縮)
- *7 : 状態確認は以下で確認
 - ・1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示93℃以下
- *8 : 注
 - ・事象発生後約3.6時間後に低圧再循環運転に切り替え、炉心の長期冷却が可能となることから、この時点原子炉安定状態とする
- *9 : 注
 - ・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-27図 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「中破断LOCA+高圧注入失敗」の事象進展)

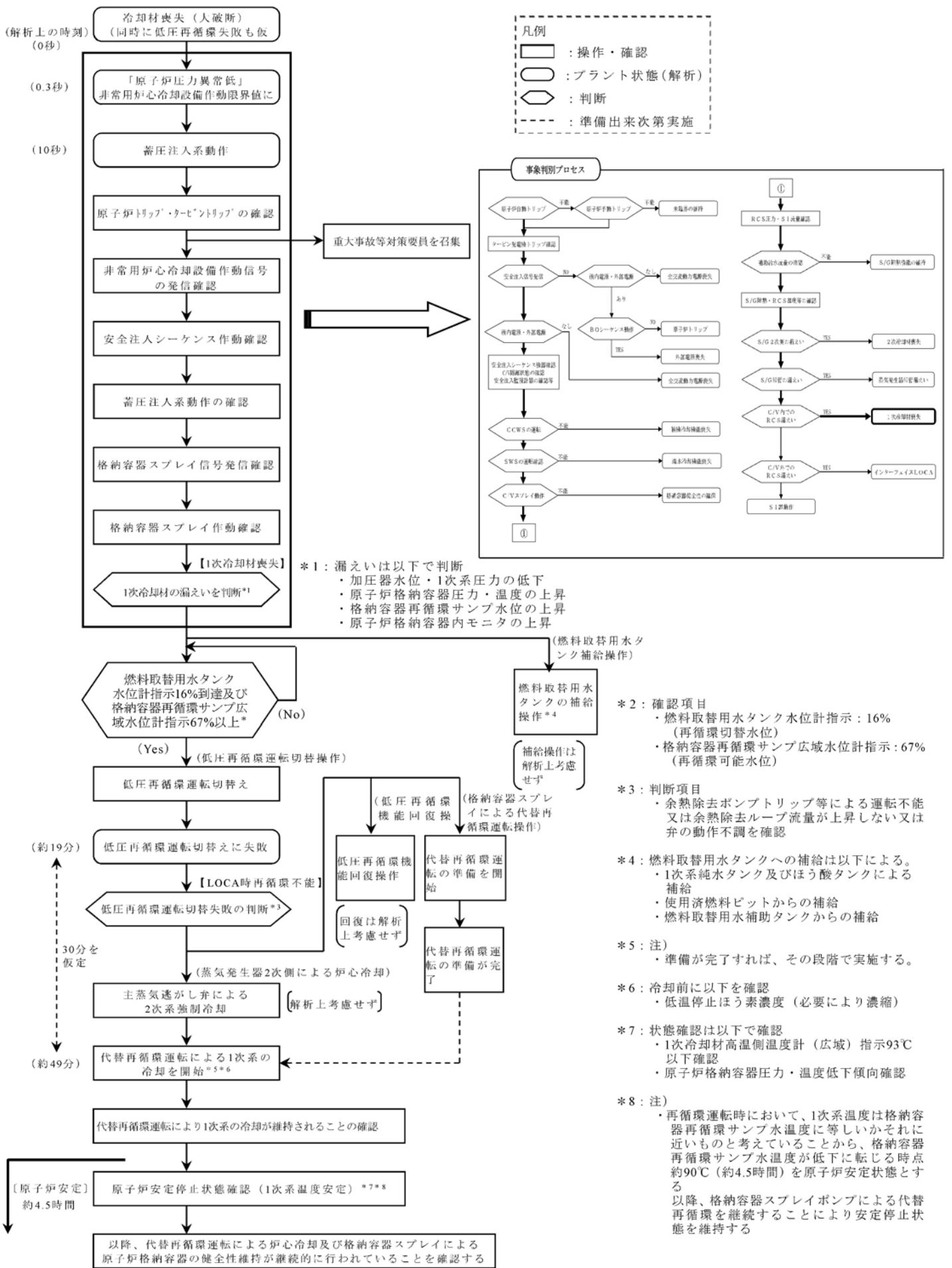


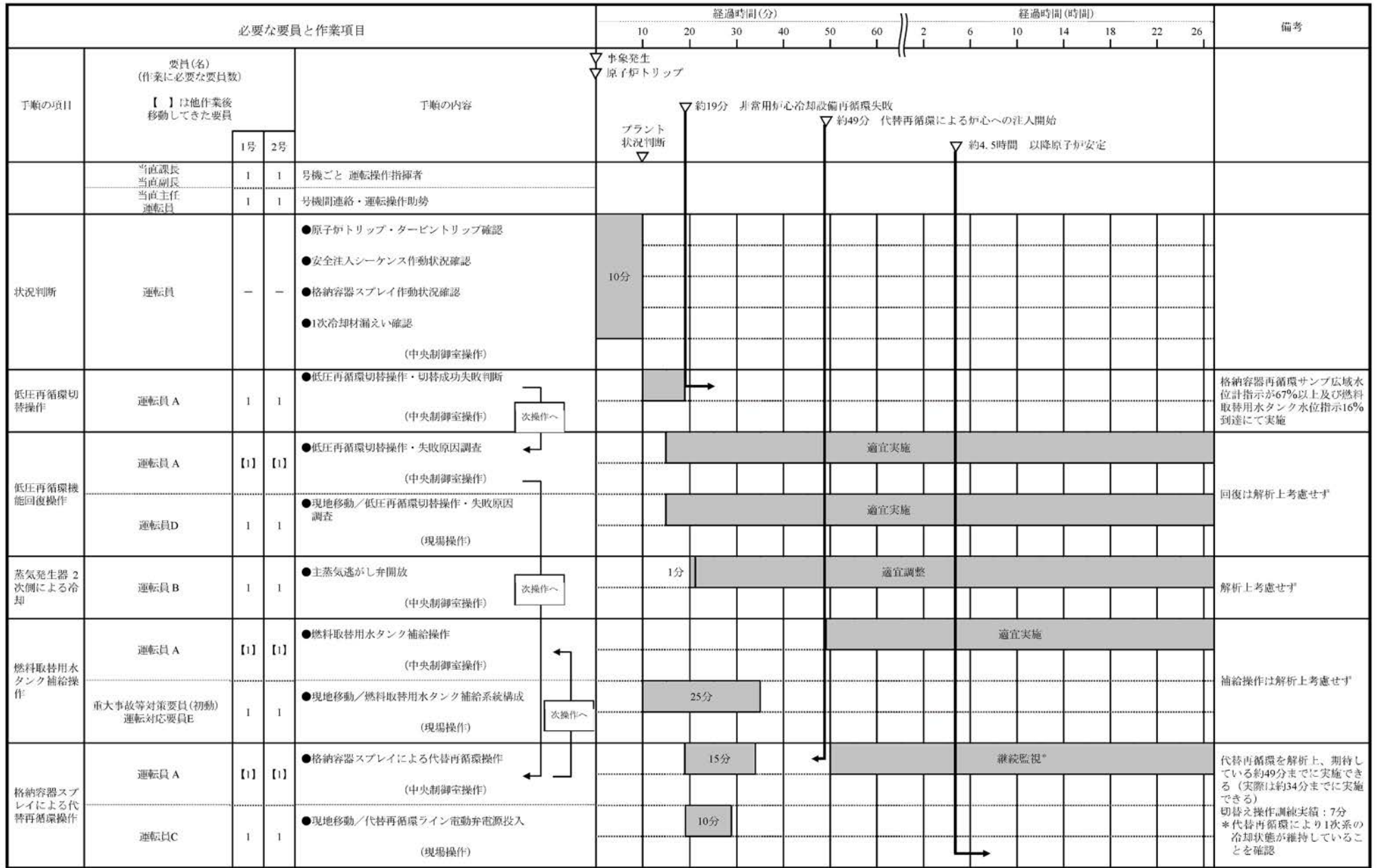
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-28図 ECCS注水機能喪失時(中破断LOCA+高圧注入失敗)の作業と所要時間



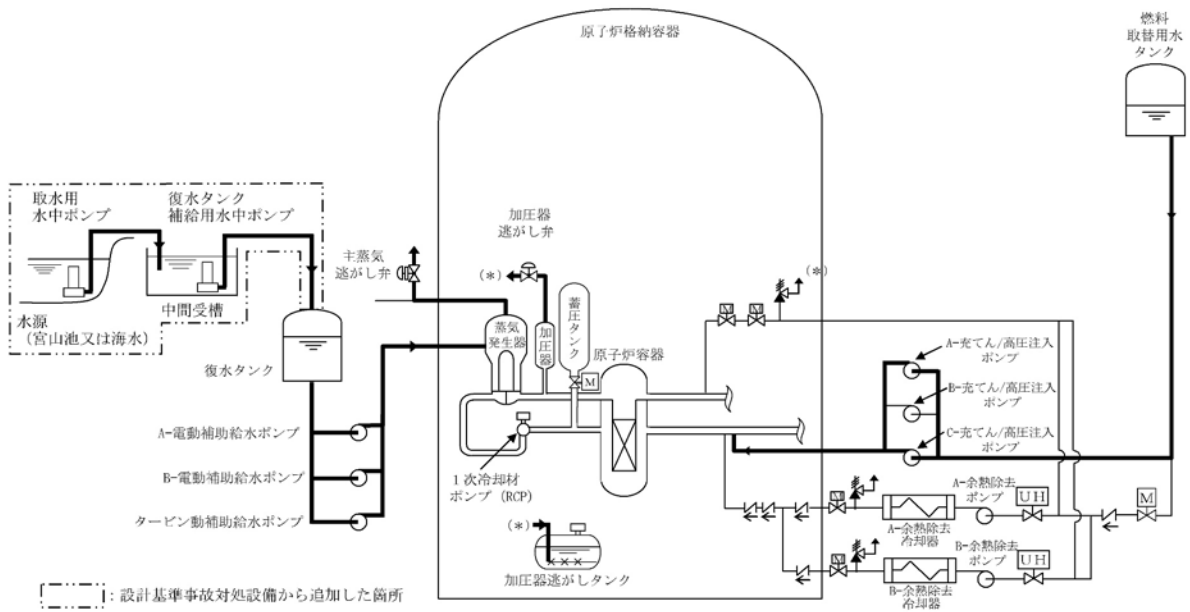
第1.15-29図 ECCS再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



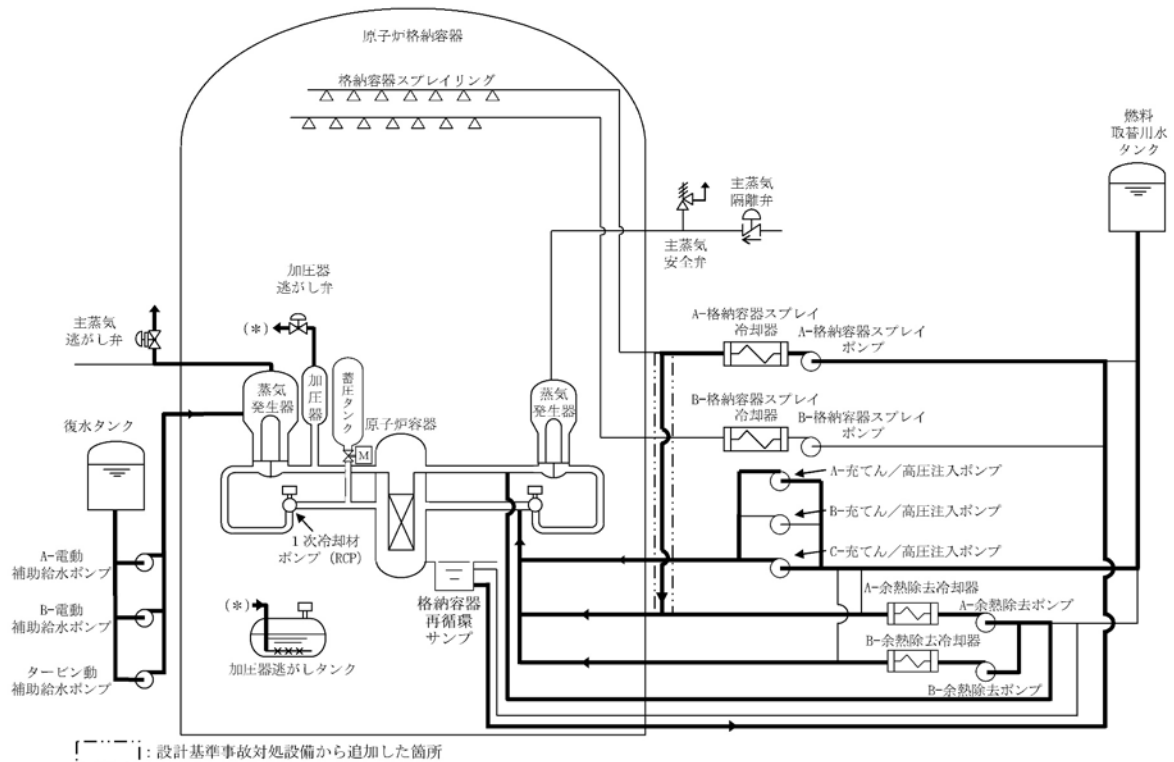


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

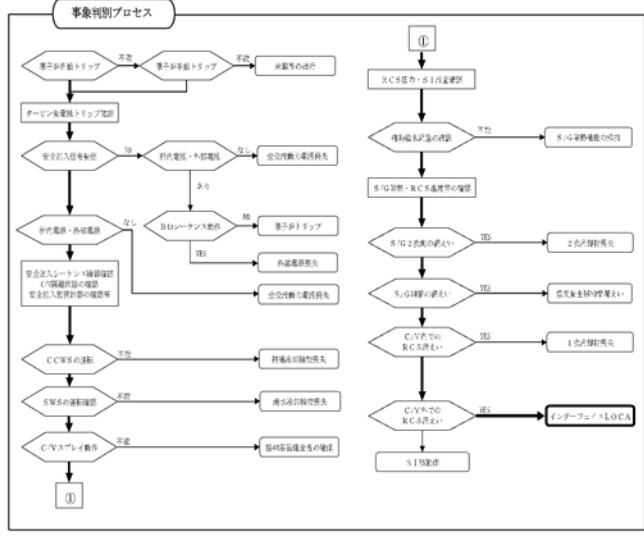
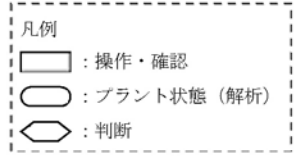
第1.15-31図 ECCS再循環機能喪失時(大破断LOCA+低圧再循環失敗)の作業と所要時間



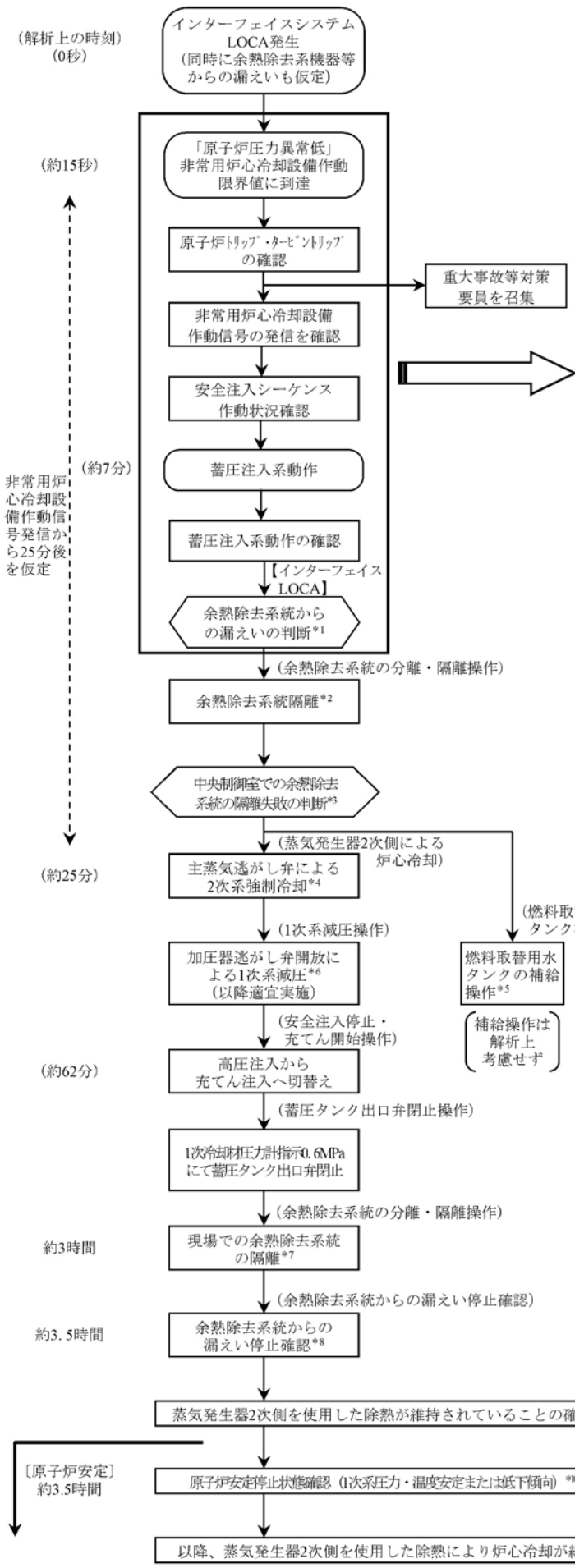
第1.15-32図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
 (インターフェイスシステムLOCA)



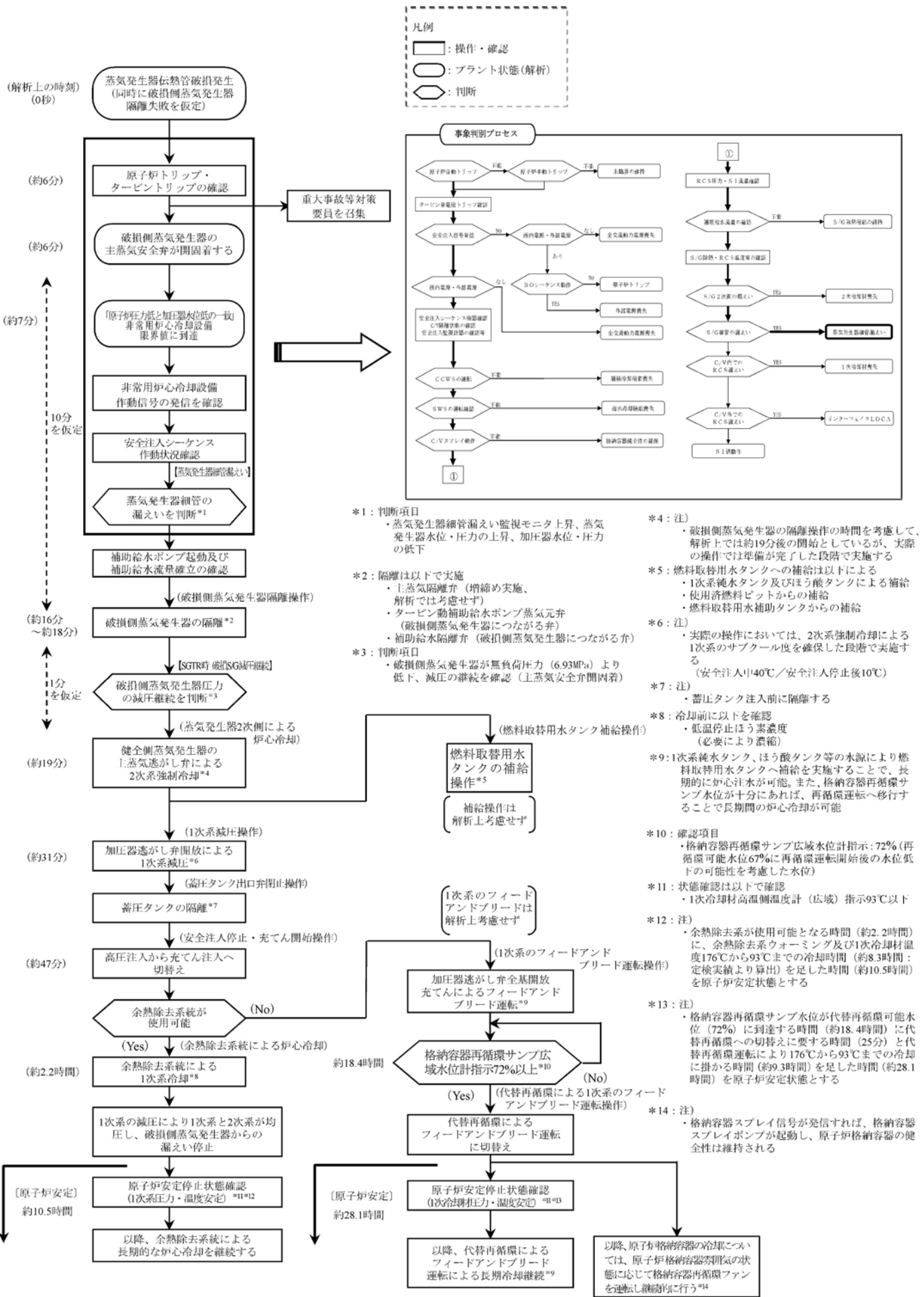
第1.15-33図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



- *1: 漏えいは以下で判断
 - ・1次系圧力の低下
 - ・加圧器水位の低下
 - ・原子炉格納容器内及び補助建屋内の漏えい
 - ・補助建屋排気筒ガスモニタ等の指示上昇
 - ・放射線モニタ上昇
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇を確認
 - ・蒸気発生器関連モニタ指示正常
- *2: 余熱除去システムの隔離は以下による
 - ・余熱除去ポンプの停止
 - ・燃料取替用水タンクから余熱除去システムを隔離
 - ・1次冷却材系統から余熱除去システムを隔離
- *3: 隔離失敗は以下で判断
 - ・1次系圧力の低下継続
- *4: 注)
 - ・漏えいしている余熱除去システムの隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で実施する
 - ・蒸気発生器への注水は、補助給水ポンプによる
- *5: 燃料取替用水タンクへの補給は以下による
 - ・1次系純水タンク及びびろ酸タンクによる補給
 - ・使用済燃料ピットからの補給
 - ・燃料取替用水補助タンクからの補給
- *6: 注)
 - ・実際の操作においては、2次系強制冷却による1次系のサブクール度を確保した段階で実施する (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
- *7: 隔離は以下による
 - ・余熱除去ポンプ入口弁閉止。
 - ・評価上は約3時間で閉止するが、実際には可能な限り早急に閉止する
- *8: 漏えい停止確認は以下による
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力、1次系圧力、充てん流量、原子炉水位、燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の挙動から総合的に漏えい停止を確認。
- *9: 冷却前に以下を確認
 - ・低温停止ほう素濃度 (必要により濃縮)
- *10: 状態確認は以下で確認
 - ・漏えいが停止し、1次系温度・圧力が安定又は低下傾向
 - ・1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示93℃到達は事象発生後約400時間
- *11: 注)
 - ・余熱除去システムの隔離に成功し、漏えい停止を確認、かつ1次系圧力・温度の安定又は低下傾向を確認した時点 (約3.5時間) を原子炉安定状態とする



第1.15-34図 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)



第1.15-35図 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)							経過時間(時)							備考	
				10	20	30	40	50	60	70	3	4	5	6	7				
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	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ安全注入作動 プラント状況判断 約3時間 余熱除去系統隔離完了 25分 2次系強制冷却 約3.5時間 以降原子炉安定														
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者															
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢															
状況判断	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップの確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●余熱除去系統漏えい確認 (中央制御室操作)	10分														
余熱除去系統の分離・隔離操作	運転員A	1	1	●余熱除去系統を燃料取替用水タンクより隔離操作 ●余熱除去系統を1次系より隔離操作 ●余熱除去系統からの漏えい停止確認 (中央制御室操作)	5分 適宜実施 5分 適宜実施 30分														
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分 適宜調整														2次系強制冷却による1次系冷却・減圧が、解析上、期待している25分までに実施できる
1次系減圧操作	運転員A	【1】	【1】	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)	適宜実施														1次系のサブクール度を確保した段階で実施する(安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
燃料取替用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	適宜実施														補給操作は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	25分														
安全注入停止・充てん開始操作	運転員A	【1】	【1】	●安全注入停止操作 ●充てん水注入開始操作 (中央制御室操作)	5分 5分														
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員A	【1】	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)	5分														1次冷却材圧力計指示0.6MPaにて実施
余熱除去系統の分離・隔離操作	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	3	3	●現地移動/破断系列の余熱除去系統隔離操作 (現場操作)	適宜実施 30分														

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
 (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

■ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計等着用
 ■ 放射線防護具着用なし

第1.15-36図 格納容器バイパス時(インターフェイスシステムLOCA)の作業と所要時間

必要な要員と作業項目				経過時間(分)							経過時間(時)						備考							
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	1号 2号		経過時間(分)																				
		手順の内容				事象発生 蒸気発生器伝熱管破損発生 ▼約6分 破損側蒸気発生器上蒸気安全弁開閉着 ▼約16分 破損側蒸気発生器隔離操作開始 ▼約18分 破損側蒸気発生器隔離操作完了 ▼約19分 健全側蒸気発生器の上蒸気逃がし弁開放 プラント 状況判断																		
当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																					
当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																					
状況判断	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動状況確認 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 ●蒸気発生器細管漏えい確認 (中央制御室操作)														10分						
破損側蒸気発生器隔離操作	運転員B	1	1	●破損側蒸気発生器隔離操作 (タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気弁、主蒸気隔離弁等) (中央制御室操作)														2分		破損側蒸気発生器の隔離操作は、原子炉トリップ10分後に開始できる				
重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	1	1	●現地移動/破損側蒸気発生器隔離弁増締め操作(解析では考慮せず) (現場操作)	10分															解析上、増締め操作は想定せず					
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	【1】	【1】	●健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)														1分		健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開放は、破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始できる				
1次系減圧操作	運転員A	1	1	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)														適宜実施						1次系のサブクール度を確保した段階で実施する(安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員A	【1】	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)														5分						
燃料取替用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)														適宜実施						補給操作は解析上考慮せず
	運転員D	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)														25分						
安全注入停止・充てん開始操作	運転員A	【1】	【1】	●安全注入停止操作 ●充てん水注入開始操作 (中央制御室操作)														5分	5分					
<余熱除去系が使用可能な場合> 余熱除去系統による炉心冷却	運転員C	1	1	●現地移動/余熱除去系統電動弁電源操作 (現場操作)														15分		1次系の減圧により1次系と2次系が均圧し、破損側蒸気発生器からの漏えいが停止したことを確認				
	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去系統使用開始操作 (中央制御室操作)														継続操作						
<余熱除去系が使用不能な場合> 1次系のフィードアンドブリード運転操作	運転員A	【1】	【1】	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)														継続操作						解析上考慮せず

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

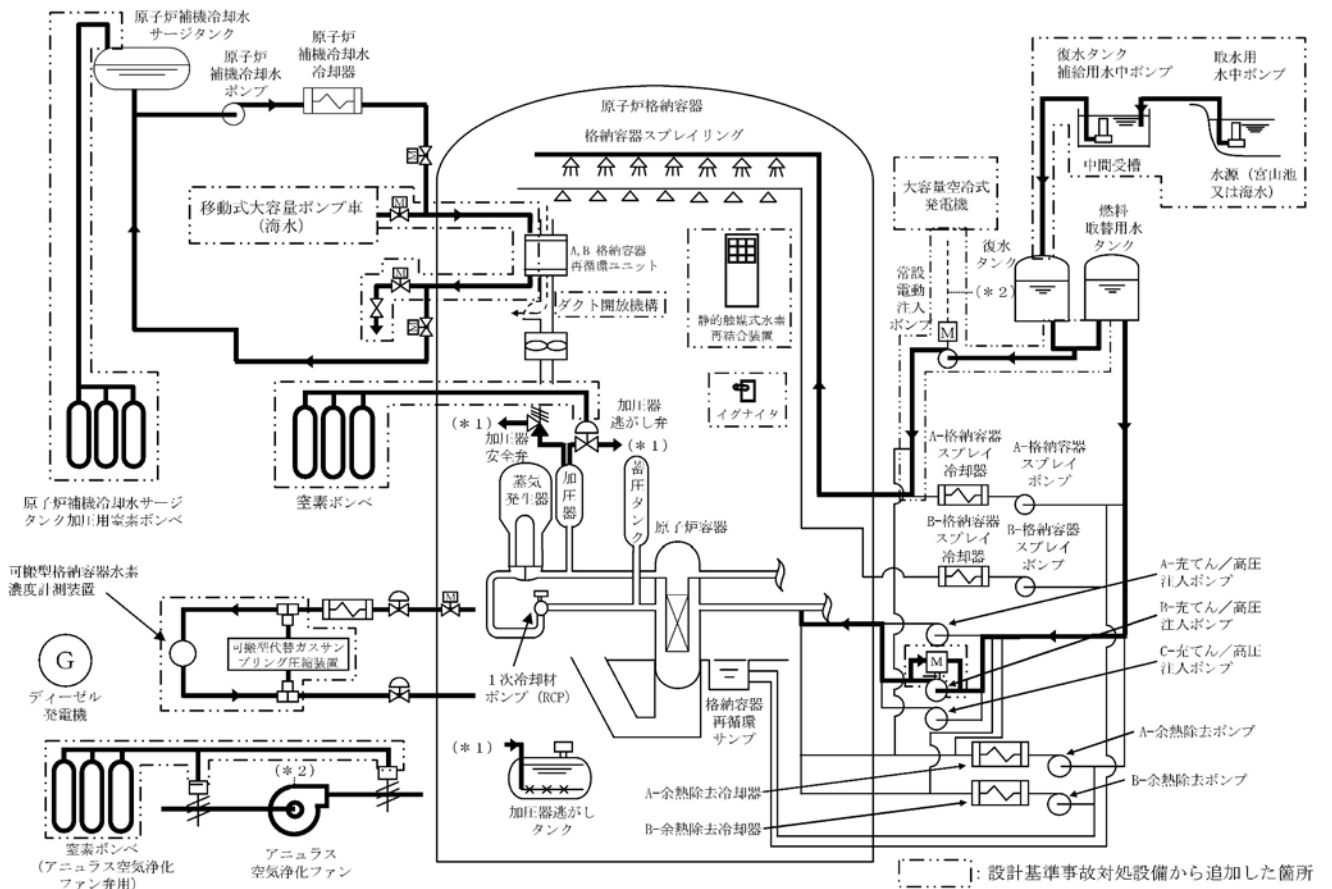
全面マスク、ポケット線量計着用
 放射線防護具着用なし

第1.15-37図 格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)																備考
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																			
		1号	2号	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30				
				<p><余熱除去系が使用可能な場合> ▽約10.5時間 以降原子炉安定</p> <p><余熱除去系が使用可能な場合> ▽約18.4時間 代替再循環による フィードアンドブリード運転へ切替え</p> <p><余熱除去系が使用可能な場合> ▽約28.1時間 以降原子炉安定</p>																
燃料取扱用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	適宜実施																解析上考慮せず
<余熱除去系が使用可能な場合> 余熱除去系統による炉心冷却	運転員A	【1】	【1】	継続監視																
<余熱除去系が使用可能な場合> 代替再循環による1次系のフィード アンドブリード運転	運転員A	【1】	【1】	継続操作																解析上考慮せず
<余熱除去系が使用可能な場合> 代替再循環による1次系のフィード アンドブリード運転	運転員C	【1】	【1】	10分																格納容器再循環サンプル広域水位計指示が72%以上となれば実施
	運転員A	【1】	【1】	15分																

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

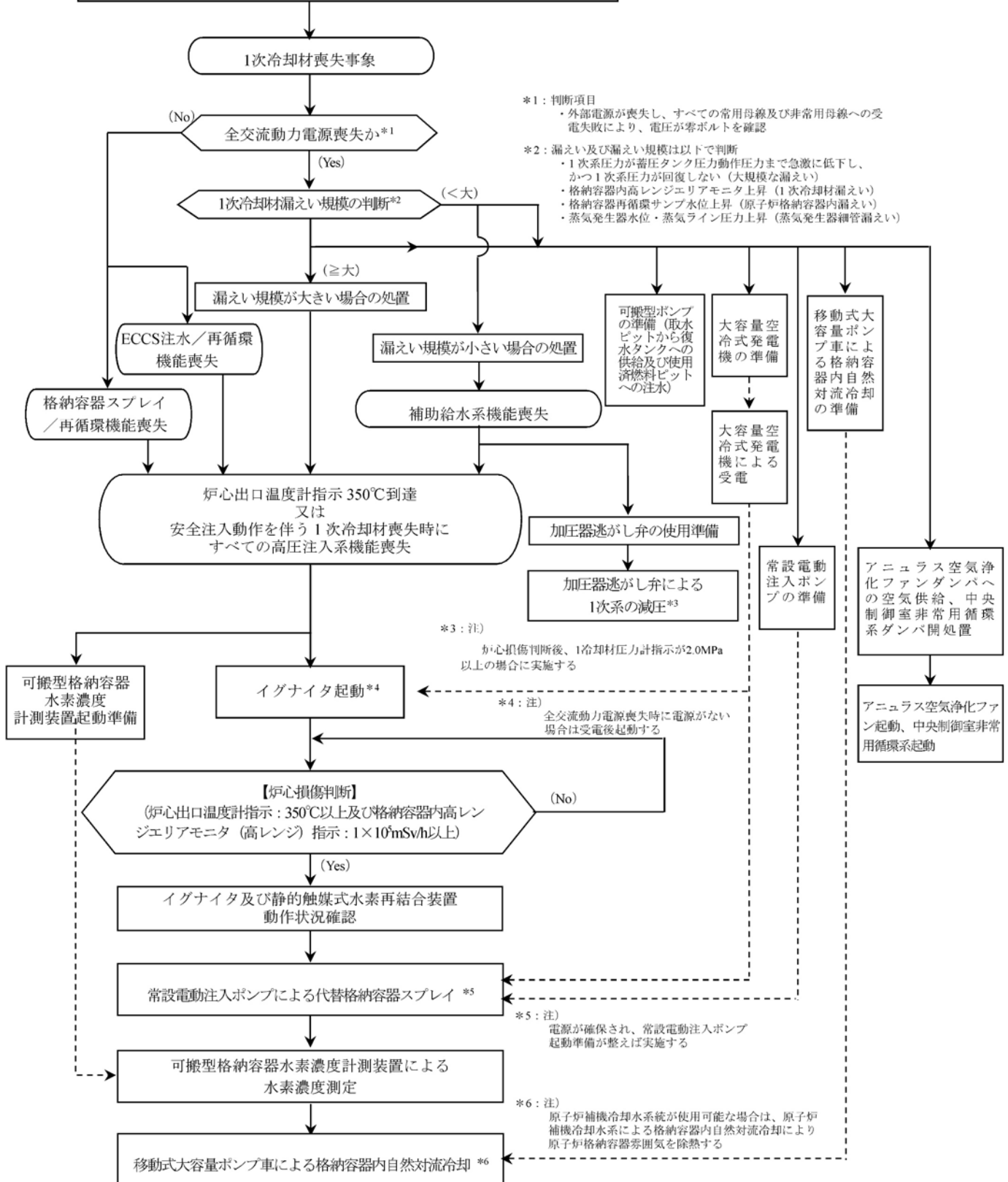
第1.15-37図 格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-38図 零囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)モードでの重大事故等対策の概略系統図

【事象の発生】
 ・過渡事象 ・1次冷却材喪失 ・全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 ・原子炉自動停止 ・非常用炉心冷却設備作動 ・格納容器スプレイ作動
 【安全機能喪失】
 ・ECCS注水/再循環機能喪失 ・格納容器スプレイ/再循環機能喪失
 ・補助給水機能喪失 等

凡例
 □ : 操作・確認
 ○ : プラント状態
 ◇ : 判断
 - - - : 準備が出来次第実施



第1.15-39図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))

1.15-1039

必要な要員と作業項目			経過時間(分)									経過時間(時間)					備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	3	4	5		
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	1号 2号	下順の内容														備考
状況判断	運転員	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●タービン補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)														
電源確保作業	運転員B	1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1(現場操作)														大容量空冷式発電機からの給電により、常設電動注入ポンプを約49分までに起動することができる *1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認(現場確認)														
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E,F,G,H	4	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(格納容器スプレイ) (現場操作)														常設電動注入ポンプ準備を、解析上スプレイを期待している約49分までに実施できる
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)														
B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E,F,G,H	4	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)														起動は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)														
アニュラス内水素濃度推定	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	●現地移動/アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計取付け(現場操作)														
充電器盤受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置(現場操作)														運転員による充電器盤の受電操作は、事象発生約6時間後までに実施する
被ばく低減操作	運転員C,D	2	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)														40分
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	8	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)														
水素濃度監視	運転員C	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (現場操作)														90分
	運転員D	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)														
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	4	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動 (現場操作)														
中央制御室操作	運転員A	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●イグナイタ起動*2 ●静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状態の確認 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 ●アニュラス空気浄化ファン起動 ●中央制御室非常用循環系起動 ●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成・運転*2 (中央制御室操作)														*2 起動は解析上考慮せず
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	●可搬型計測器取付け (現場操作)														適宜実施

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用
 全面マスク、ポケット線量計着用
 放射線防護具着用なし

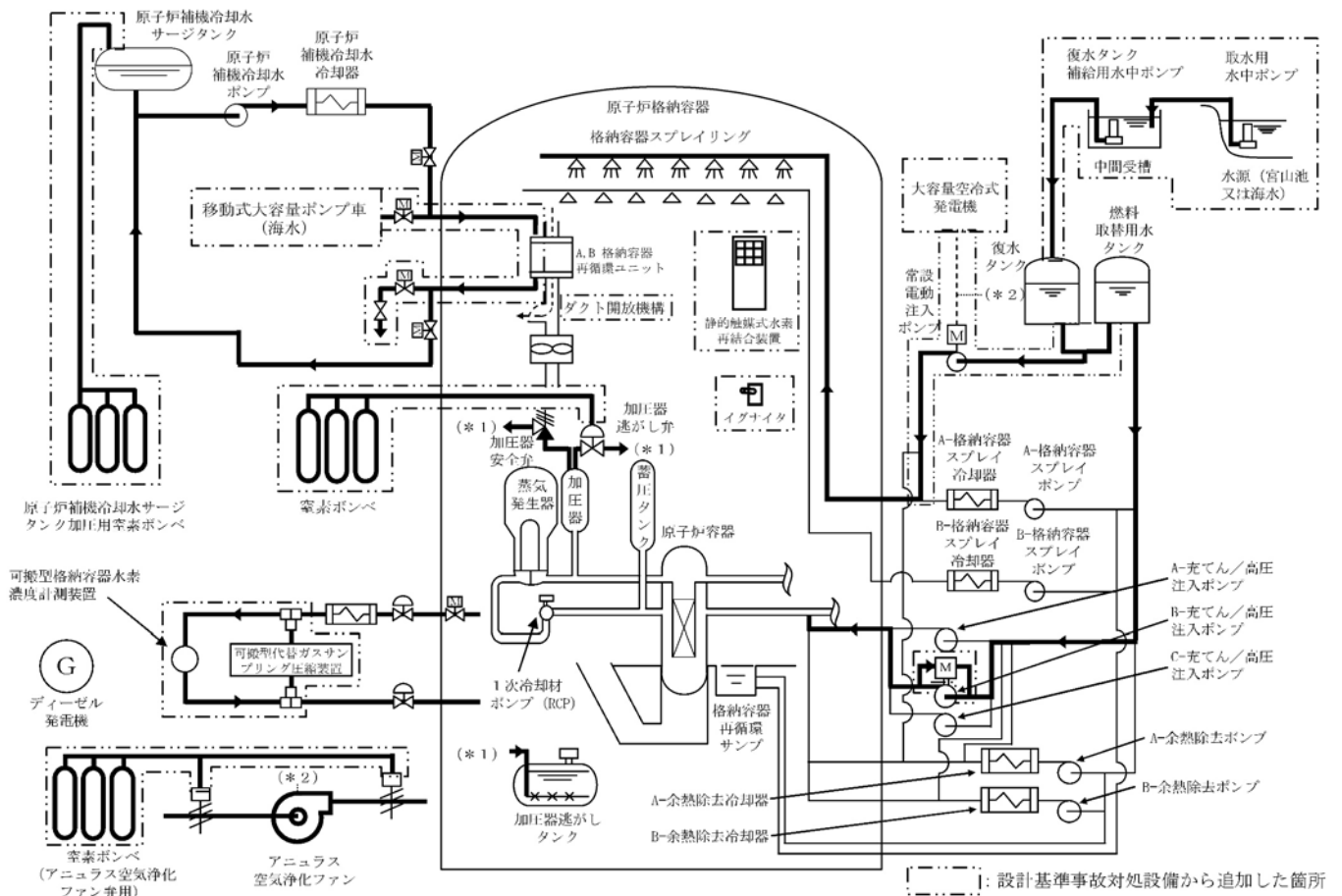
第1.15-40図 零気圧力・温度による静的負荷
(格納容器過圧破損)(大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)時の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)																備考					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	手順の内容																							
		1号	2号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34	36	38	40	42
大容量空冷式発電機対応	6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油		<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 約10時間 復水タンクへの供給 約12.3時間 燃料取替用水タンク補給操作完了 約12.8時間 燃料取替用水タンク水枯渇 約48時間 以降原子炉格納容器安定 24時間 格納容器内自然対流冷却開始 </div>																事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される					
復水タンクへの供給	[10]	+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 1時間 (ホースの運搬・設置) </div>																復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応可能である					
	[5]	[5]	●取水用中間ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置) </div>																					
	[1]	[1]	●給水、取水用中間ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 20分 (中間受槽へ水取り) 約6.6時間ごとに給油 </div>																					
	[5]	[5]	●復水タンク補給用水ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 3時間 (ポンプ、ホース等設置) </div>																					
	[2]	[2]	●給水、復水タンク補給用水ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 約6.6時間ごとに給油 ⇒復水タンクへの供給可能(10時間00分) </div>																					
	[7]	[7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ可搬型ホース等の設置・運転監視	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 約6.6時間ごとに給油 </div>																	2.4日以内に実施				
	移動式大容量ポンプ車準備	[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)		<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 2時間 </div>																移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である *1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する				
		[4]	[4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 1時間 </div>																				
		[7]	[7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 8時間 </div>																				
		[2]	[2]	●海水系統 ～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 1時間 </div>																				
[2]		[2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 1時間 </div>																					
[4]		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油		<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能(23時間50分) 約3.1時間ごとに給油 </div>																					
[3]		[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成*	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 50分 80分 30分 10分 </div>																					
燃料取替用水タンク補給操作		運転員	[2]	●燃料取替用水タンク補給操作	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 25分 </div>																				
水蒸気濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	[1]	●移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 35分 </div>																移動式大容量ポンプ車による海水通水が可能となれば、ガスサンプリング冷却器の海水通水準備を開始する					
		[4]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止	<div style="position: absolute; top: 0; left: 0; width: 100%; height: 100%; border: 1px solid black; font-size: 8px;"> 70分 </div>																					

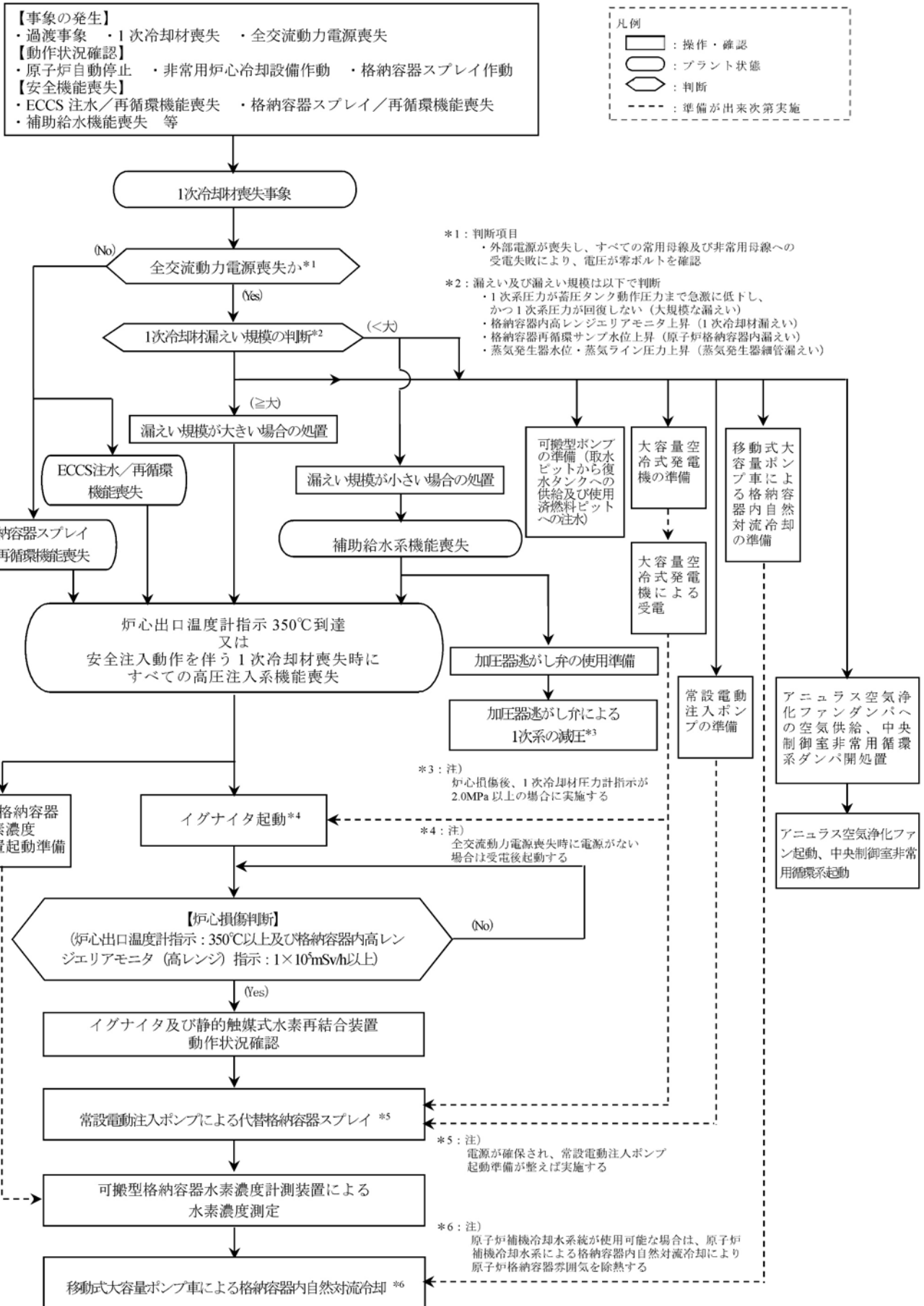
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に含まれることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名(重大事故等対策要員(初動後) 保守対応要員のうち2名が対応)

☒ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用

第1.15-40図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
(大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-41図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)モードでの重大事故等対策の概略系統図



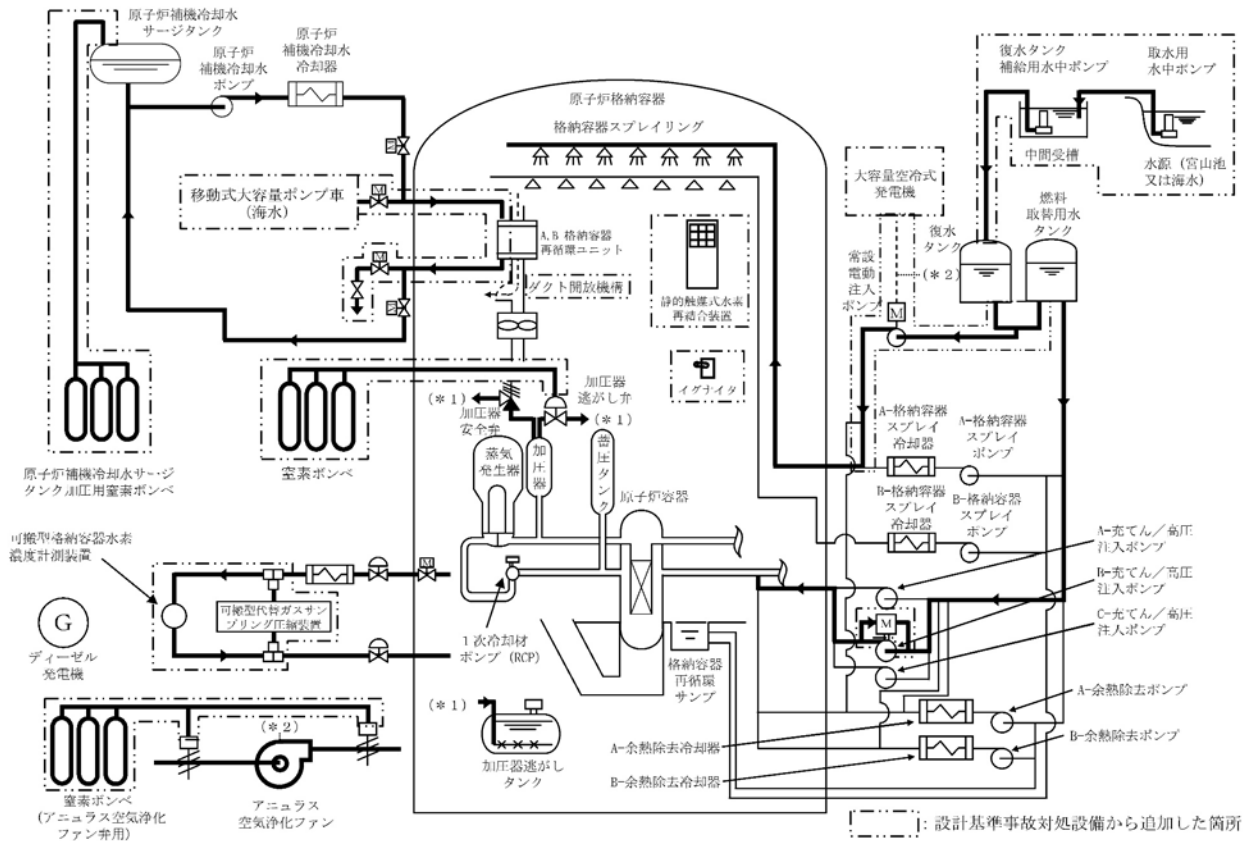
第1.15-42図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))

1.15-1044

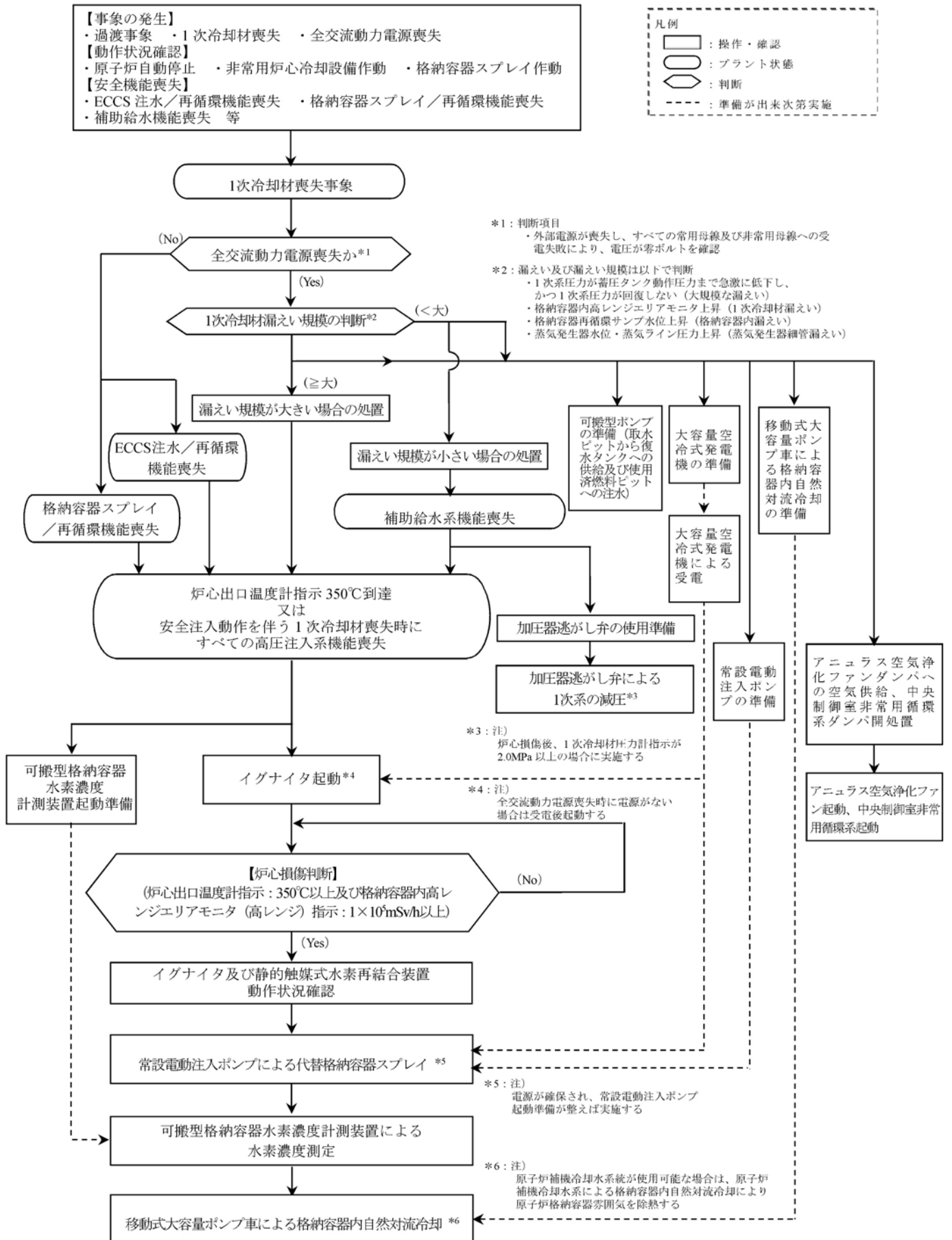
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容																											
		1号	2号																										
大容量空冷式発電機対応		6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油																									事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される	
復水タンクへの供給	重大事故等対策要員(初動) 10名 + 重大事故等対策要員(初動後) 16名	【10】+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																										
		【5】	【5】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置																									
		【1】	【1】	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																									
		【5】	【5】	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置																									
		【2】	【2】	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ビット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油																									
使用済燃料ビットへの注水確保		【7】	【7】	●使用済燃料ビット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置																									2.4日以内に実施
移動式大容量ポンプ車準備		【6】	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)																										
		【4】	【4】	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																									移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である
		【7】	【7】	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続																									
		【2】	【2】	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続																									
		【2】	【2】	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け																									*1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する
		【4】		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																									
燃料取替用水タンク補給操作	運転員	【3】	【3】	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成*																									
		【2】	【2】	●燃料取替用水タンク補給操作																									
水素濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 16名	【1】	【1】	●移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水																									移動式大容量ポンプ車による海水通水が可能となれば、ガスサンプリング冷却器の海水通水準備を開始する
		【4】	【4】	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止																									

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・炉心損傷が起きた場合は、作業員は一時退避する
 ・移動式大容量ポンプ車準備: ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者: 2名(重大事故等対策要員(初動後) 16名中2名が対応)

第 1.15-43 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-44図 水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図



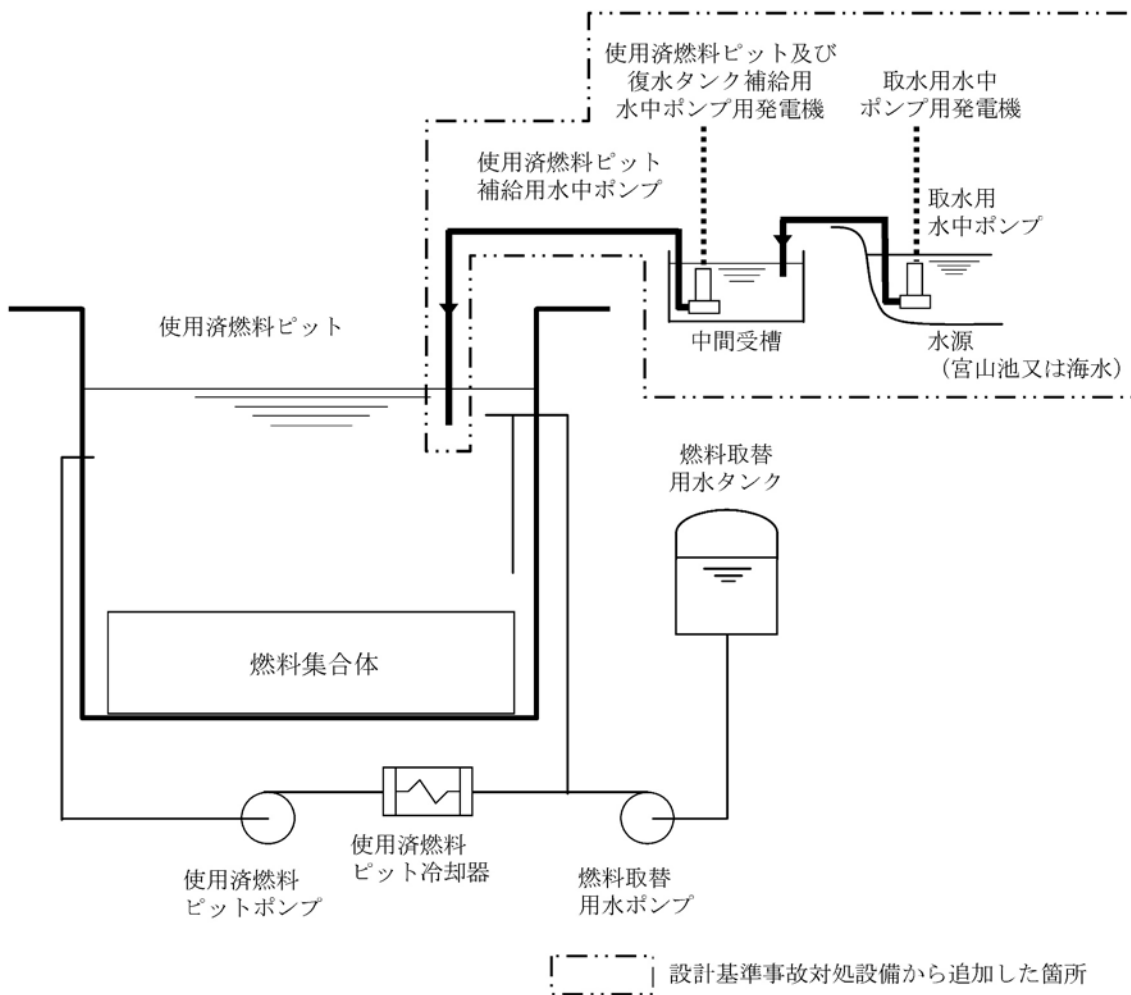
第1.15-45図 格納容器破損モードの対応手順の概要 (水素燃焼)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)				備考
			10	20	30	40	60	80	100	2	3	4	27	28			
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	1号	2号	手順の内容	10	20	30	40	60	80	100	2	3	4	27	28	
状況判断	運転員	-	-	●原子がトリップ・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況確認 ●蓄圧注入系動作状況の確認 ●格納容器スプレイ動作状況確認 ●1次冷却材漏えい確認 (中央制御室操作)	10分												
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)		1分											遅延は考慮せず
高圧注入系回復操作	運転員A	1	1	●充てん/高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)													回復は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)													
	運転員C	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)													
低圧注入系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去ポンプ手動起動 (中央制御室操作)													回復は解析上考慮せず
	運転員D	1	1	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)													
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)													
水素濃度低減	運転員A	【1】	【1】	●イグナイタ起動 ●静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認 (中央制御室操作)													起動は解析上考慮せず
格納容器スプレイ再循環切替操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイ再循環切替操作 (中央制御室操作)													
燃料取替用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)													補給中は燃料取替用水タンク水位を適宜監視する
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)													
水素濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成 (現場操作)													設備運転後、サンプリングを実施し、水素濃度が徐々に低下していることを確認
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成・起動 (現場操作)													
	運転員A	【1】	【1】	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)													
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	4		●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 準備・起動 (現場操作)													
アニュラス内水素濃度推定	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	2	2	●現地移動/アニュラス水素濃度推定用可搬型 観音針計取付け (現場操作)													
格納容器内自然対流冷却準備	運転員A	【1】	【1】	●原子炉補機冷却水系加圧操作準備 (中央制御室操作)													*1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	【1】	【1】	●現地移動/原子炉補機冷却系加圧操作*													
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【2】	【2】	●現地移動/可搬型温度計測装置 (格納容器再循環 ユニット入口温度/出口温度(SA)用) (現場操作)													
格納容器内自然対流冷却	運転員A	【1】	【1】	●A、B格納容器再循環ユニットによる冷却操作** (中央制御室操作)													格納容器再循環サブスクリーンが閉塞した場合実施する
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/A、B格納容器再循環ユニット冷却水通り電源操作** (現場操作)													

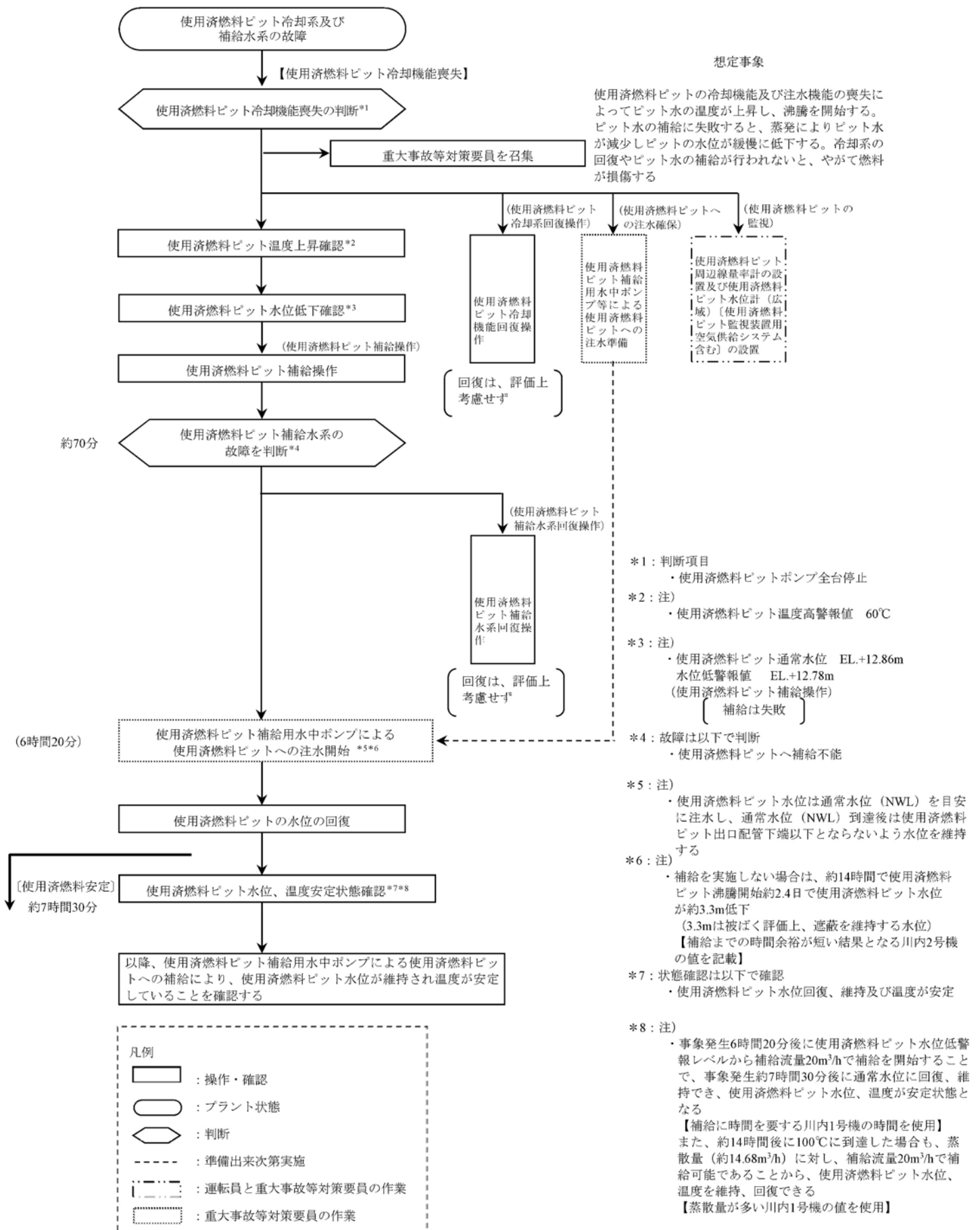
各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通訳連絡等を行う

■ 全面マスク、ポケット濃度計着用
■ 放射線防護具着用なし

第1.15-46図 水素燃焼(大破断LOCA+ECCS注入失敗)における作業と所要時間



第1.15-47図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-48図 想定事故1「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の対応手順の概要 (想定事故1の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)		経過時間(時間)		備考									
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	手順の内容	20	40	60	80		100	120	140	160	6	12	18	24	
手順の項目	1号 2号		約70分 補給水系の故障を判断 約7時間30分 以降使用済燃料安定 約14時間 復帰開始(補給操作なしの場合) 6時間20分 補給用水ポンプによる注水開始													
状況判断	運転員	●使用済燃料ピット冷却系故障確認(中央制御室確認)	10分													
使用済燃料ピット冷却系回復操作	運転員A	●使用済燃料ピット温度、水位の監視 ●使用済燃料ピット冷却系回復操作・失敗原因調査(中央制御室操作)	適宜監視													
	運転員C,D	●現地移動/使用済燃料ピット冷却系回復操作(現場操作)	適宜実施													
使用済燃料ピット補給操作	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E	●現地移動/2次系純水からの補給 ●現地移動/燃料取替用水タンクからの補給(現場操作)	適宜実施													
使用済燃料ピット補給水系回復操作	運転員A	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査(中央制御室操作)	適宜実施													
	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E	●2次系純水からの補給水回復操作・失敗原因調査 ●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査(現場操作)	適宜実施													
使用済燃料ピットの監視	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員F	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作(現場操作)	10分													
	重大事故等対策要員(初動)保修対応要員	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計(広域)等設置(現場操作)	30分	20分	60分											

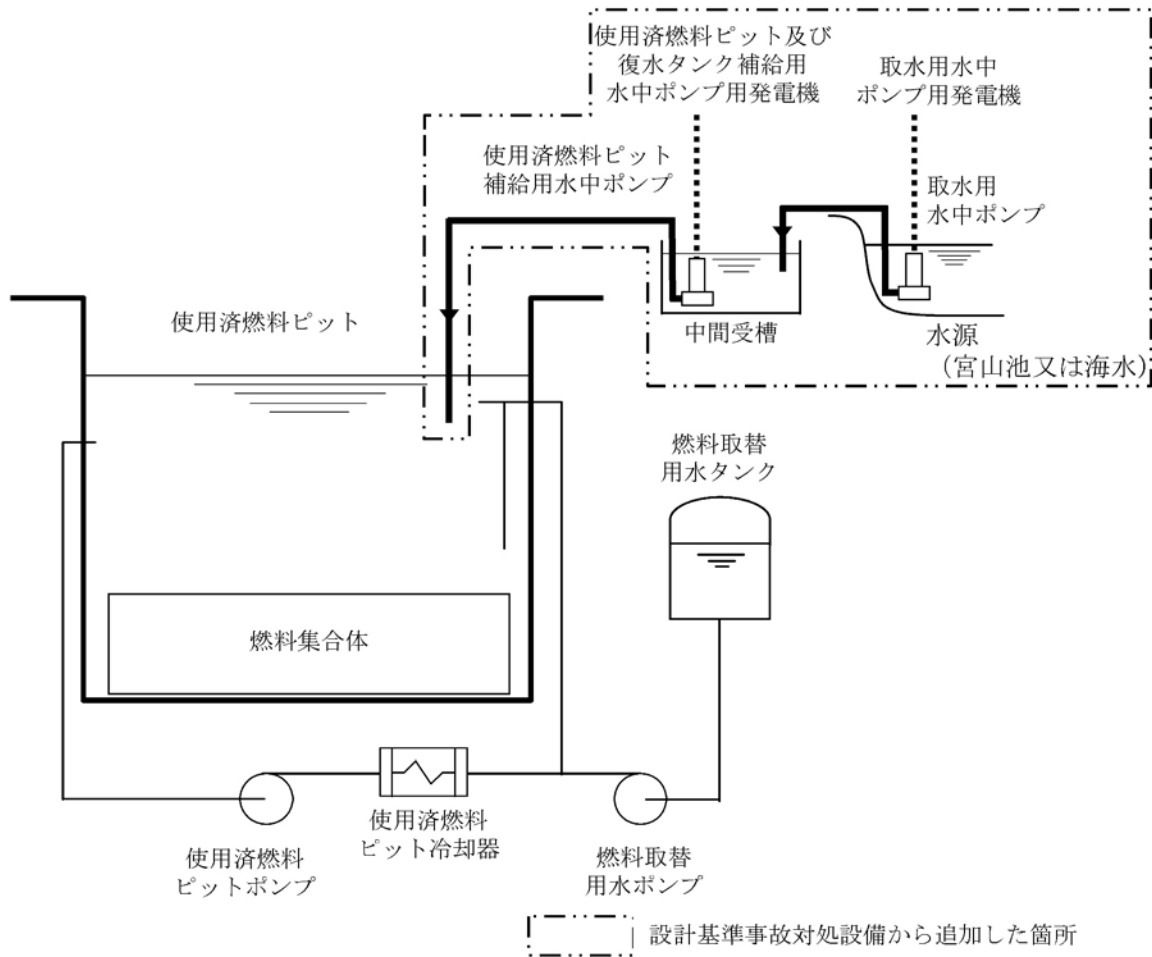
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-49図 想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(1/2)

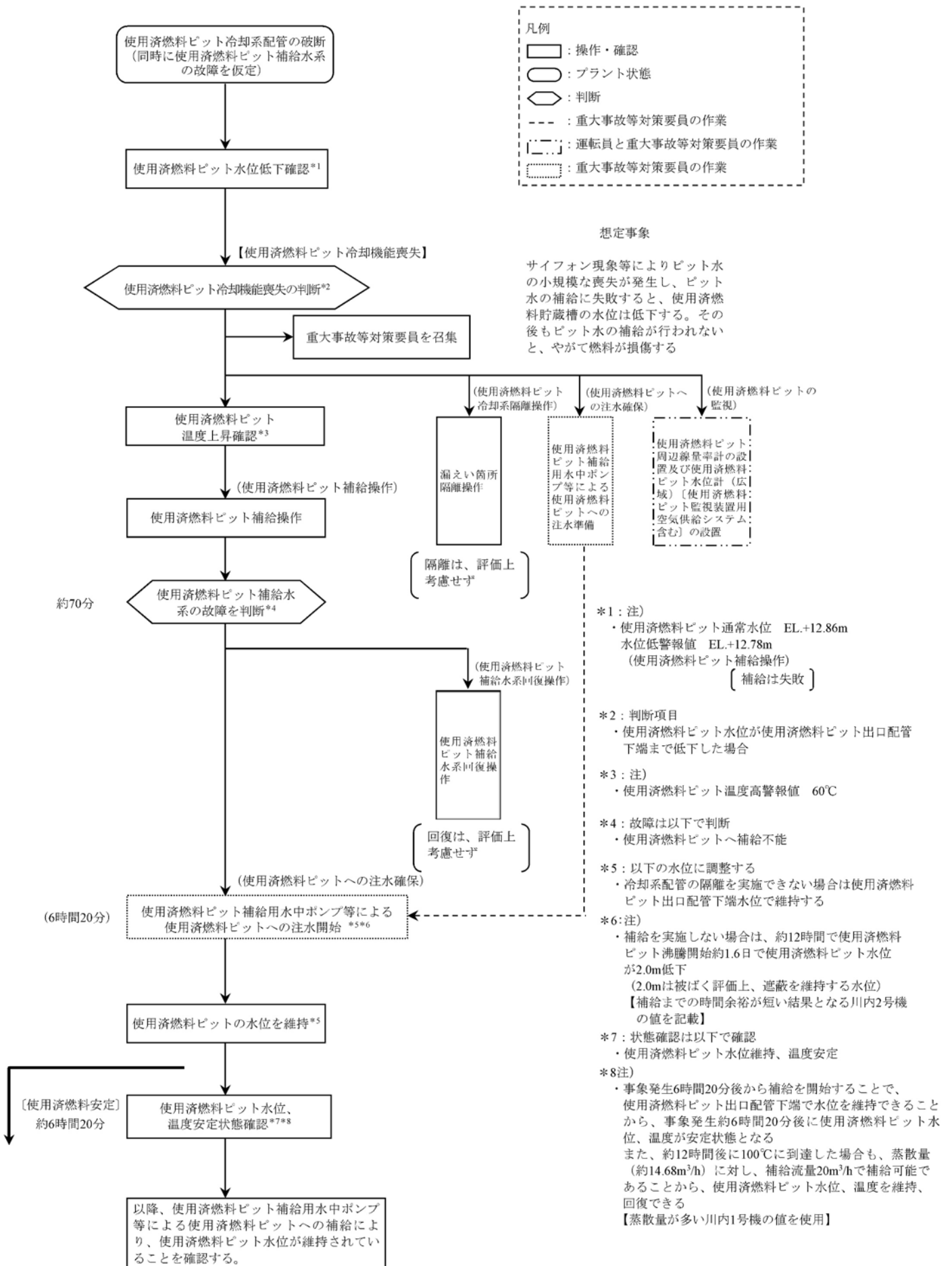
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考				
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	約14時間 湧騰開始 ▽ (補給操作なしの場合)												補給操作なしの場合、約2.4 日で使用済燃料ピット水位が 約3.3m低下				
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動) 12名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 8名 = 20名	8+12 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間															事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される アクセスルート復旧を考慮すると、1時間14分増加となるが、使用済燃料ピット水位が約3.3m低下する約2.4日までに対応可能である	
		[5] [5] ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分(水中ポンプ用発電機設置)	4時間															
		[1] [1] ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	20分(中間受槽へ水張り)																
				起動、監視、給油															
				約6.6時間ごとに給油															
		[5] [5] ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間(中間受槽設置)	30分(水中ポンプ用発電機設置)	2時間														
使用済燃料ピットの監視	[1] [1] ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																		
	[2] [2] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	80分																	

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-49図 想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-50図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-51図 想定事故2「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の対応手順の概要 (想定事故2の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)				備考
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			手順の内容	20	40	60	80	100	120	140	160	6	12	18	24				
		1号	2号		6	12	18	24												
				事象発生 約70分 補給水系の故障を判断 グラント状況判断 約12時間 沸騰開始 (補給なしの場合) 6時間20分 補給用水中ポンプによる注水開始 約6時間20分 以降使用済燃料安定													補給操作なしの場合、 約1.6日で使用済燃料ピット 水位が約2.0m低下			
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	-	-	●使用済燃料ピット水位低下確認 (中央制御室確認)	10分															
使用済燃料ピット 冷却系統隔離 操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット温度、水位の監視 (中央制御室監視)													使用済燃料ピットへ注水開始後は、 水位が維持されていることを確認			
	運転員 C, D	2	2	●使用済燃料ピット冷却系統の隔離 (現場操作)													隔離は評価上考慮せず			
使用済燃料ピット 補給操作	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員 E	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンクからの補給 ●現地移動/燃料取替用水補助タンクからの補給 (現場操作)													補給は評価上考慮せず			
使用済燃料ピット 補給水系回復 操作	運転員 A	[1]	[1]	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)													回復は評価上考慮せず			
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員 E	[1]	[1]	●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 ●燃料取替用水補助タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 (現場操作)																
使用済燃料ピット の監視	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員 F	1	1	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)																
	重大事故等対策要員 (初動)保守対応要員	2	2	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計 (広域) 等設置 (現場操作)	30分					20分										

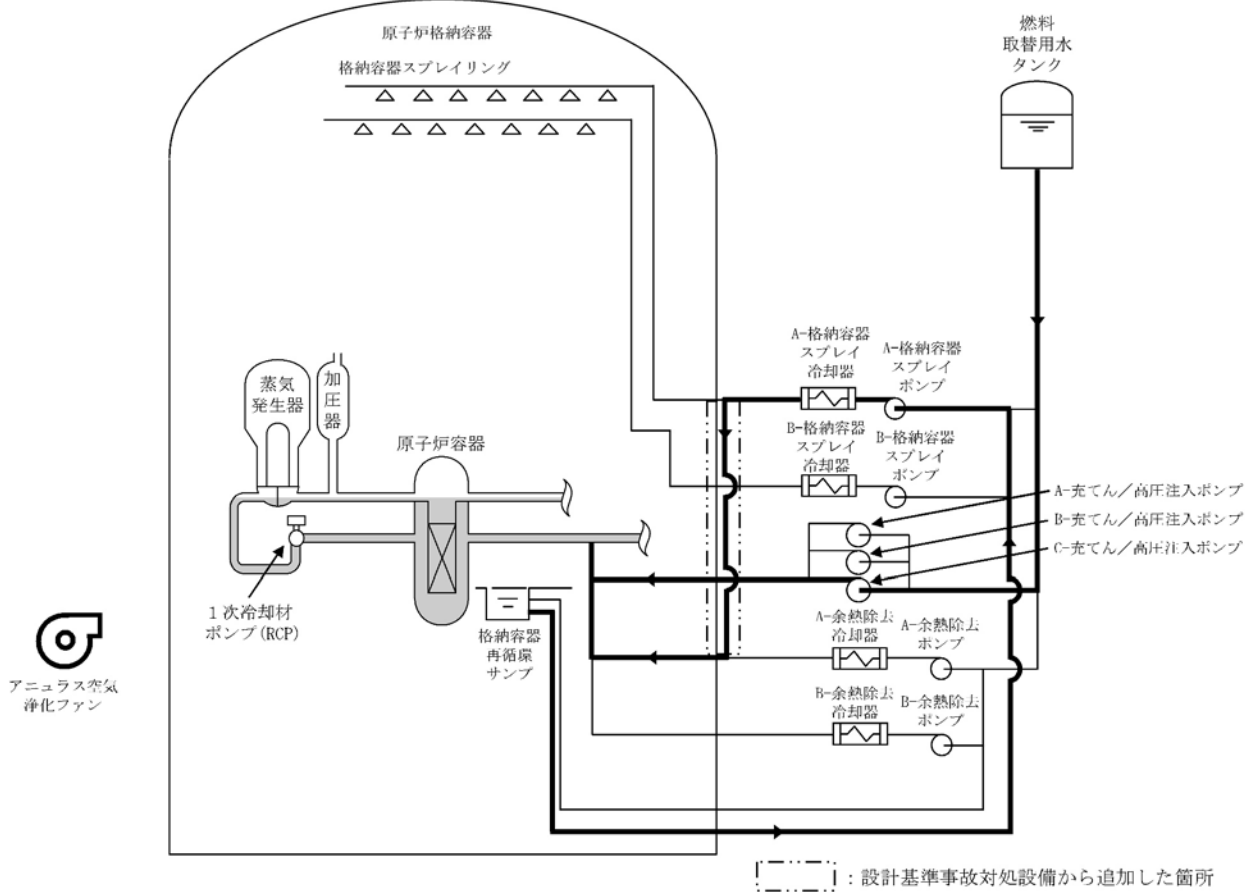
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-52図 想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(1/2)

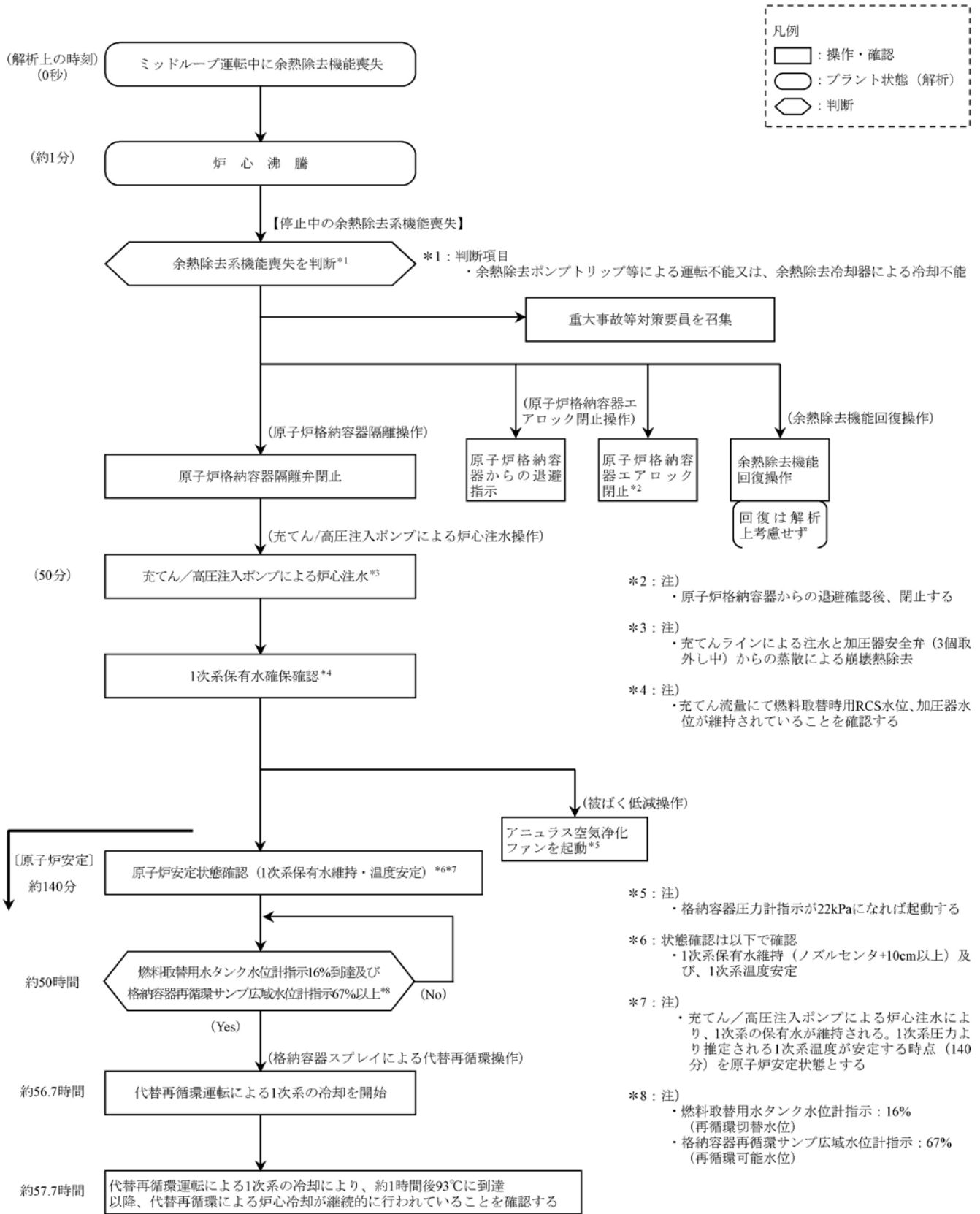
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考				
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽約12時間 沸騰開始 (補給操作なしの場合)												補給操作なしの場合、約1.6日で使用済燃料ピット水位が約2.0m低下				
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動) 8名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 12名	1号 2号 8+12 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間															事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される アクセスルート復旧を考慮すると、1時間14分増加となるが、使用済燃料ピット水位が約2.0m低下する約1.6日までに対応可能である	
		[5] [5] ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分 (水中ポンプ用発電機設置)																
		[1] [1] ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	4時間 (ポンプ、ホース等設置)																
		[5] [5] ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	20分 (中間受槽へ水張り)																
		[1] [1] ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	1時間 (中間受槽設置)																
		[5] [5] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	30分 (水中ポンプ用発電機設置)																
使用済燃料ピットの監視	[2] [2] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	[1] [1] ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	2時間 (ポンプ、ホース等設置)																
		[2] [2] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	80分																

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-52図 想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(2/2)



第1.15-53図 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時の重大事故等対策の概略系統図

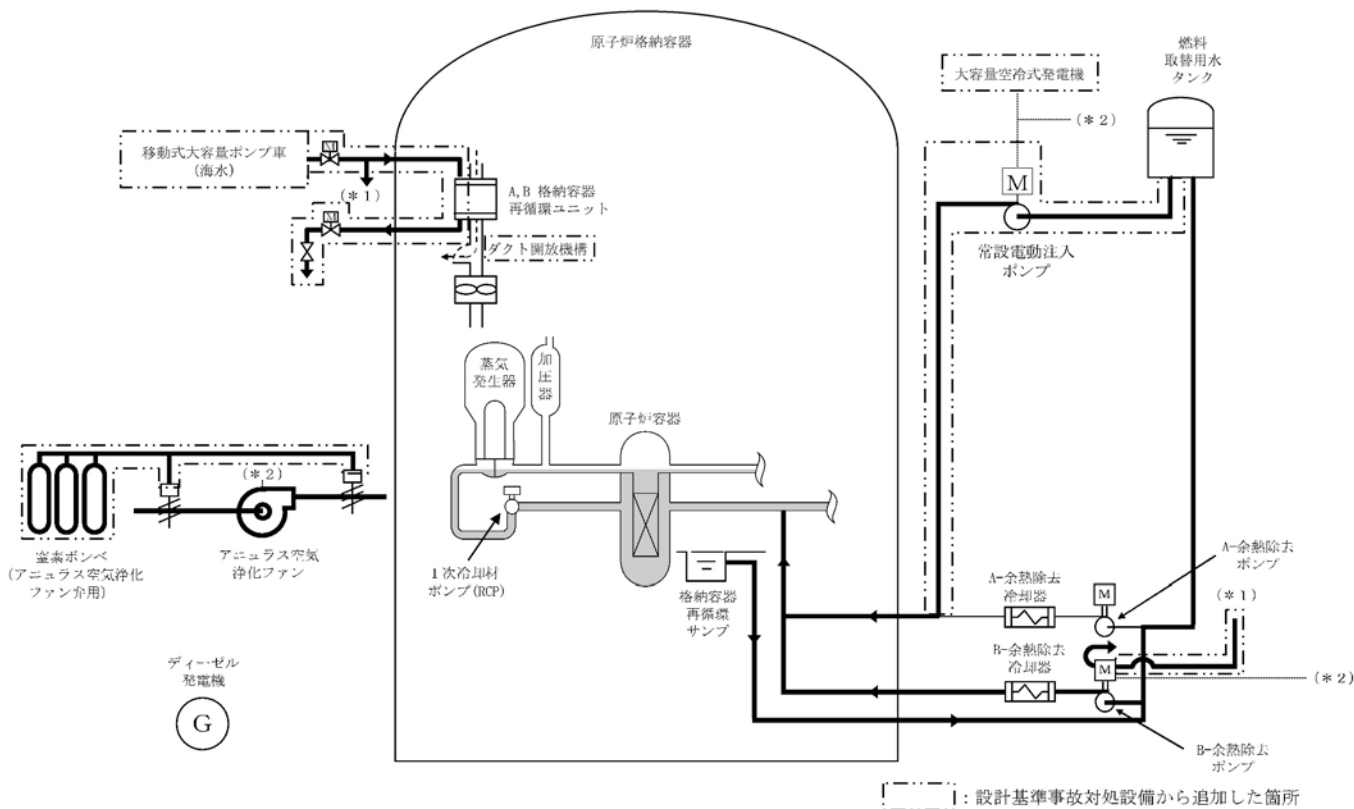


第1.15-54図 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

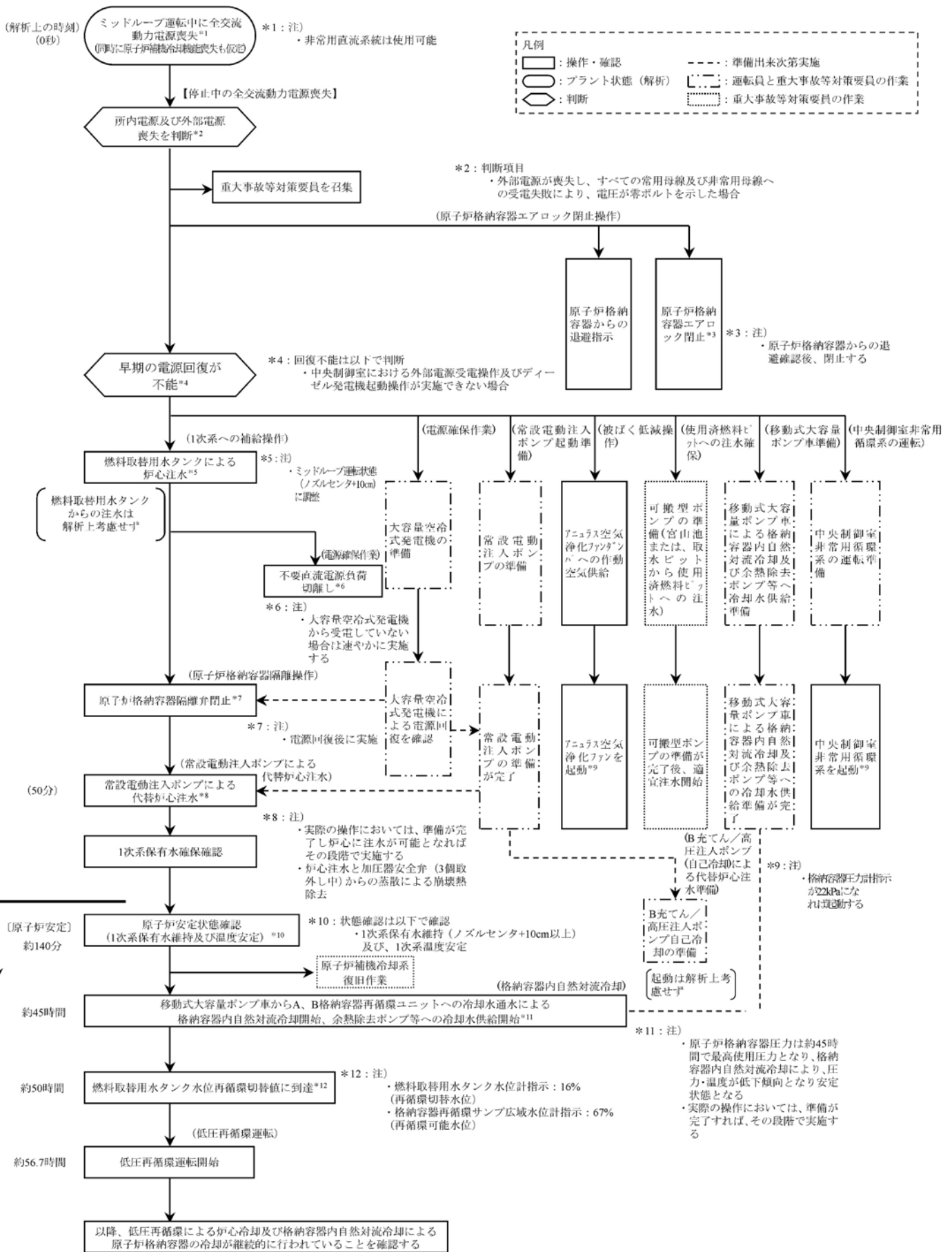
必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)			備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容																	
	1号	2号														40	50	60		
	【 】は他作業後移動してきた要員			事象発生 50分経過までに充てん/高圧注入ポンプによる炉心への注水 約140分 以降炉心安定 △アラート状況判断 ▽原子炉格納容器からの退避指示																
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																原子炉格納容器からの退避指示 EPAキエーションアラーム又はベージング装置により退避を指示
状況判断	運転員	-	-	●余熱除去機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分															
原子炉格納容器隔離操作	運転員A	1	1	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作)	5分															
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び退避確認、原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)	30分															原子炉格納容器からの退避確認後、閉止する
充てん/高圧注入ポンプによる炉心注入操作	運転員A	【1】	【1】	●充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	適宜実施															1次系の水位を一定範囲に保持
余熱除去機能回復操作	運転員C	1	1	●現地移動/余熱除去系統回復操作 (現場操作)	適宜実施															回復は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●現地移動/余熱除去系統回復操作 (現場操作)	適宜実施															
格納容器スプレイによる代替再循環操作	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)	10分															燃料取替用水タンク水位計指示16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示67%以上にて実施
	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)	15分															
被ばく低減操作	運転員A	【1】	【1】	●プデュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)	適宜実施															格納容器圧力計指示が22kPaになれば起動する

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-55図 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時
 (燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-56図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-57図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												備考	
				10	20	30	40	50	60	70	80	110	120	130	140		150
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	1号	2号	手順の内容	事象発生 ▽プラント状況判断所 全交流動力電源喪失判断 ▽50分 常設電動注入ポンプにて代替炉心注水開始 約140分以降炉心炉安定												
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢													エナジェーションアラーム又は「ベージング」装置により退避を指示
状況判断	運転員	-	-	●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	10分												
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員C、D	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び退避確認、 原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)	30分												原子炉格納容器からの退避確認後、閉止する
原子炉格納容器隔離操作	運転員A	[1]	[1]	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作)					5分								
電源確保作業	運転員B	1	1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)	10分			10分								*1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する	
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	適宜実施												
1次系への補給操作	重大事故等対策要員(初動) 運転員対応要員H	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンクによる炉心注水 (現場操作)	適宜実施											解析上考慮せず	
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 運転員対応要員E、F、G	3	3	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (炉心注水) (現場操作)	35分												常設電動注入ポンプ系統が、解析上注水を期待している50分までに実施できる
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	30分												
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	運転員B	[1]	[1]	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作 (現場操作)	3分												
被ばく低減操作	運転員C、D	[2]	[2]	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ 空気供給操作 (現場操作)				30分									
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[8]	[8]	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)				40分									
B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転員対応要員F、G	[2]	[2]	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)系統構成 (現場操作)				70分								起動は解析上考慮せず	
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	3	3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)				60分									
充電器整流電線操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口 ダンパ開処置 (現場操作)				40分								運転員による充電器整流の受電操作は、事象発生約6時間後までに実施する	
中央制御室操作	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●アニュラス空気浄化ファン起動*2 ●中央制御室非常用循環系起動*2 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*3 (中央制御室操作)	15分	20分									*2 格納容器圧力計指示が22kPaになれば起動する *3 起動は解析上考慮せず		
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付け	適宜実施											適宜実施	

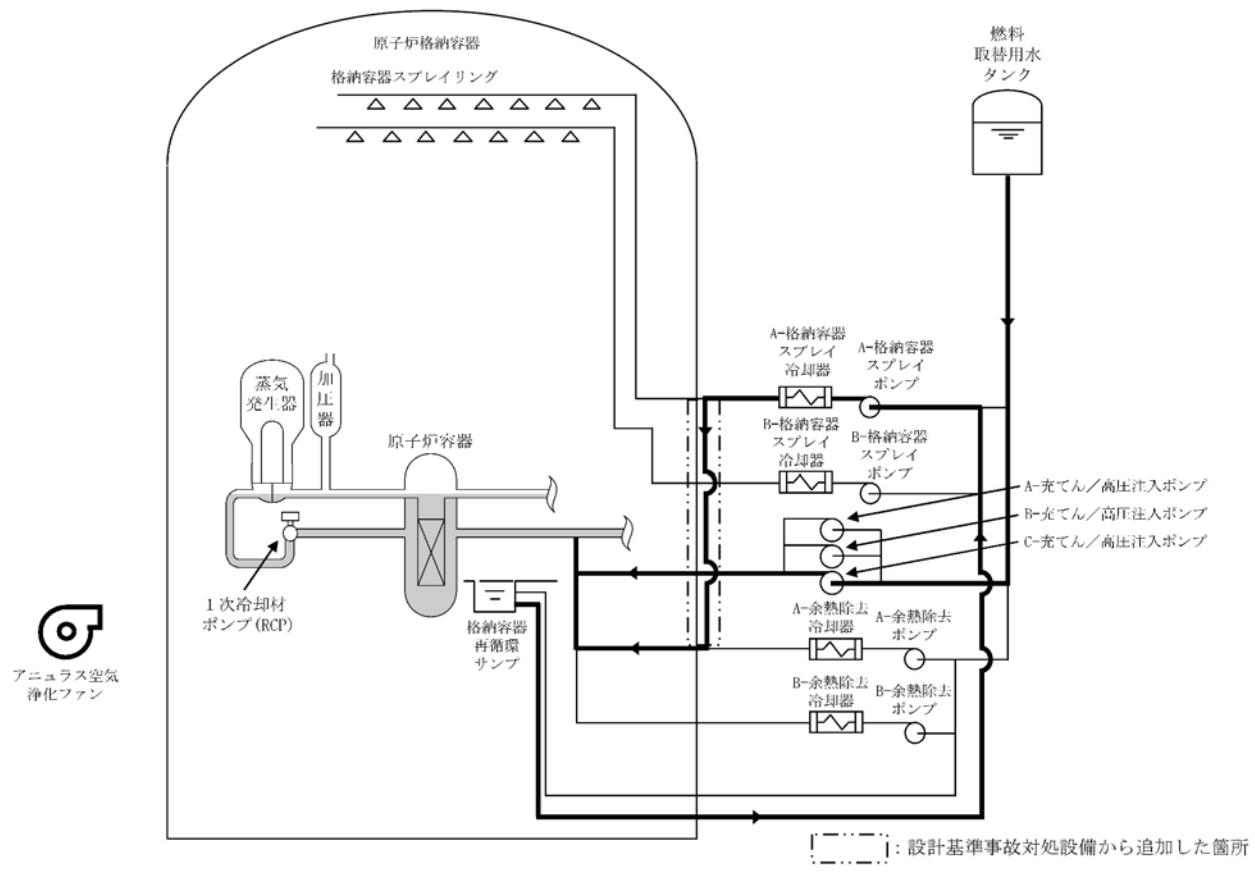
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-58図 全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(1/2)

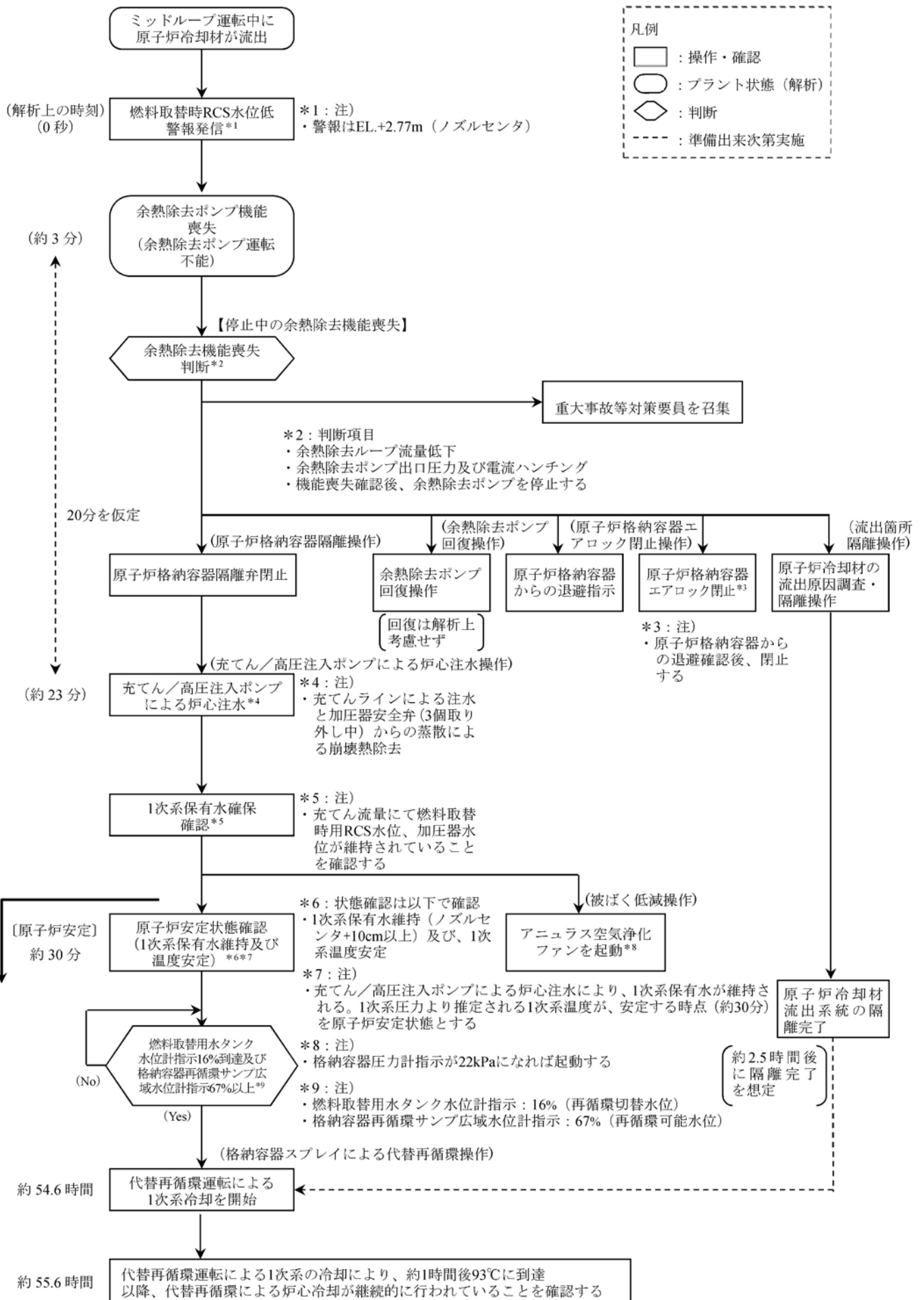
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26												
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号 2号																									
大容量空冷式発電機対応		6																									24時間 格納容器内自然対流冷却開始
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動) 保守対応要員 10名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 保守対応要員 16名	[10]																									2.4日以内実施 (最短時間で配備した場合 の作業時間、要員を記載)
		[5]																									
		[1]																									
		[5]																									
		[2]																									
移動式大容量ポンプ車準備		[6]																									アクセスルート復旧を考慮 すると、24分増加となるが、 移動式大容量ポンプ車による 格納容器内自然対流冷却は、 解析で仮定している時間 (約24時間) までに対応可能 である。 *1 格納容器内自然対流冷却 開始後、原子炉格納容器の冷 却状態を継続して監視する ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間00分)
		[4]																									
		[7]																									
		[2]																									
		[2]																									
		[4]																									
		運転員	[3]																								
低圧再循環運転		[1]																									燃料取替用水タンク水位が再 循環切替値に到達後実施
原子炉補機冷却系 復旧作業	参集要員	-																									適宜実施

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展戻回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフレンジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後） 保守対応要員のうち2名が対応）
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-58図 全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-59図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図

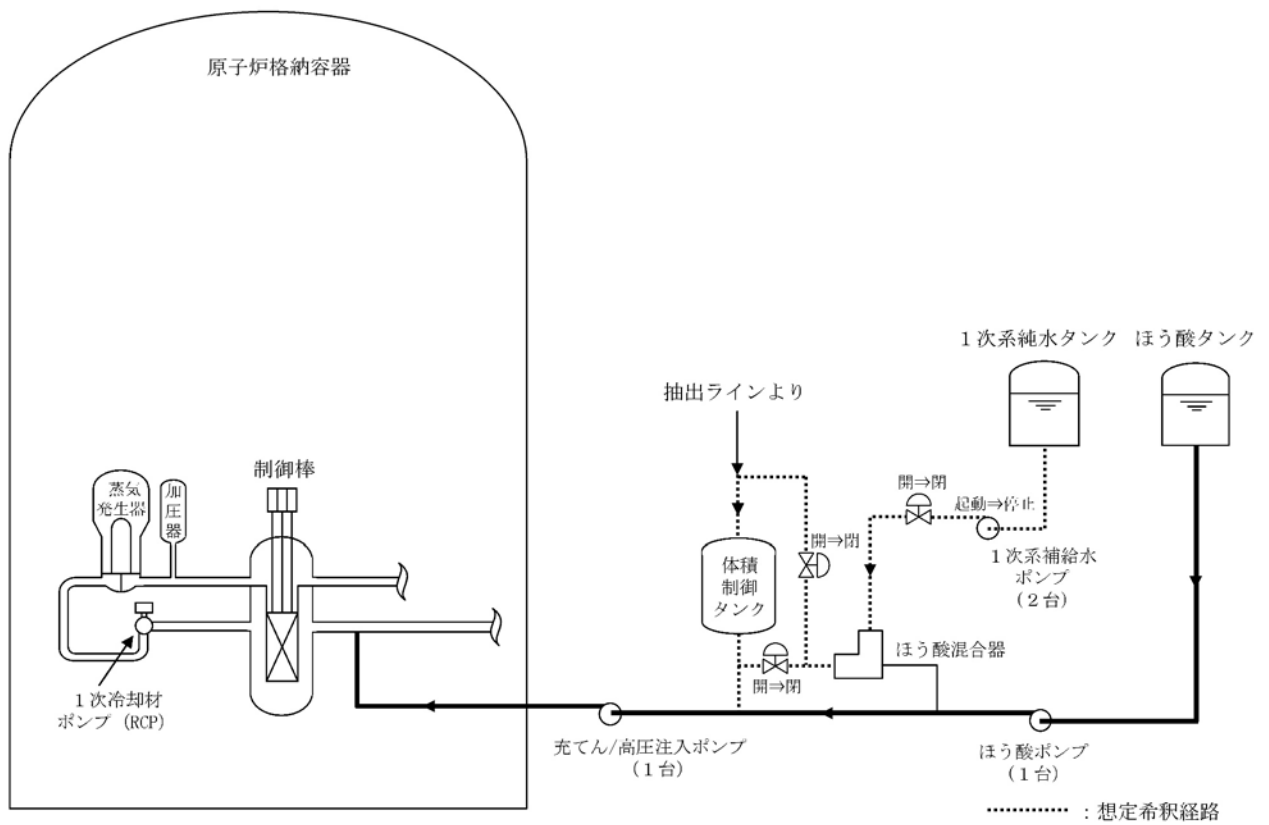


第1.15-60図 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

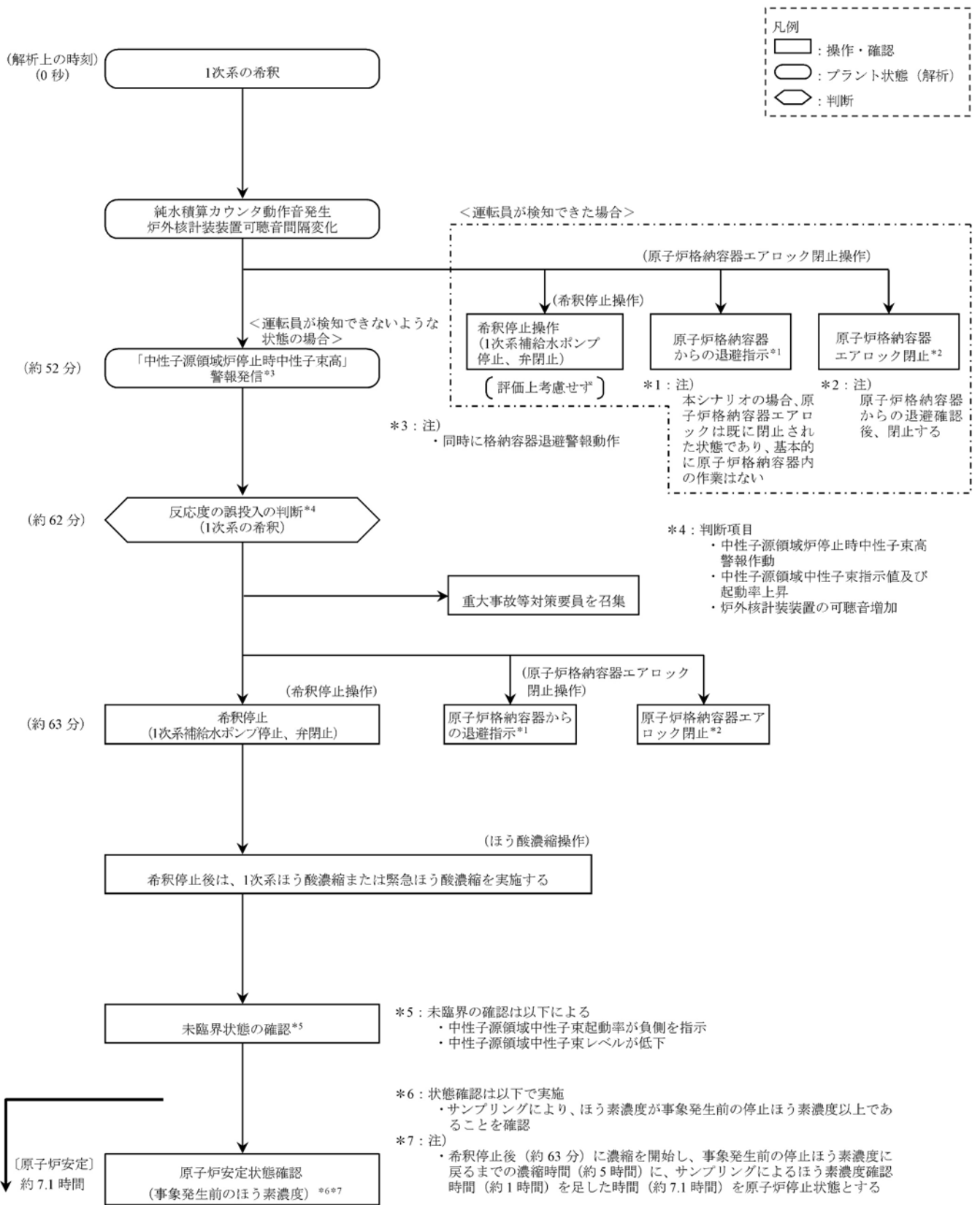
必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)				備考				
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	30	40	50	60						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容																		
当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																			
当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																			
状況判断	運転員	-	-	●原子炉冷却材の流出確認 ●余熱除去系機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分																	
余熱除去ポンプ停止操作	運転員A	1	1	●余熱除去ポンプ停止操作 (中央制御室操作)		1分																
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び退避確認 原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)			30分															
原子炉格納容器隔離操作	運転員A	【1】	【1】	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作)			5分															
充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作	運転員A	【1】	【1】	●充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)																		
余熱除去ポンプ回復操作	運転員C	1	1	●現地移動/余熱除去ポンプ回復操作 (現場操作)																		
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●現地移動/余熱除去ポンプ回復操作 (現場操作)																		
流出箇所隔離操作	運転員A	【1】	【1】	●原子炉冷却材の流出原因調査・隔離操作 (中央制御室操作)																		
格納容器スプレィポンプによる代替再循環操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレィによる代替再循環操作 (中央制御室操作)														15分				
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)														10分				
被ばく低減操作	運転員A	【1】	【1】	●アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作)																		

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-61図 原子炉冷却材の流出時(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-62図 反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図

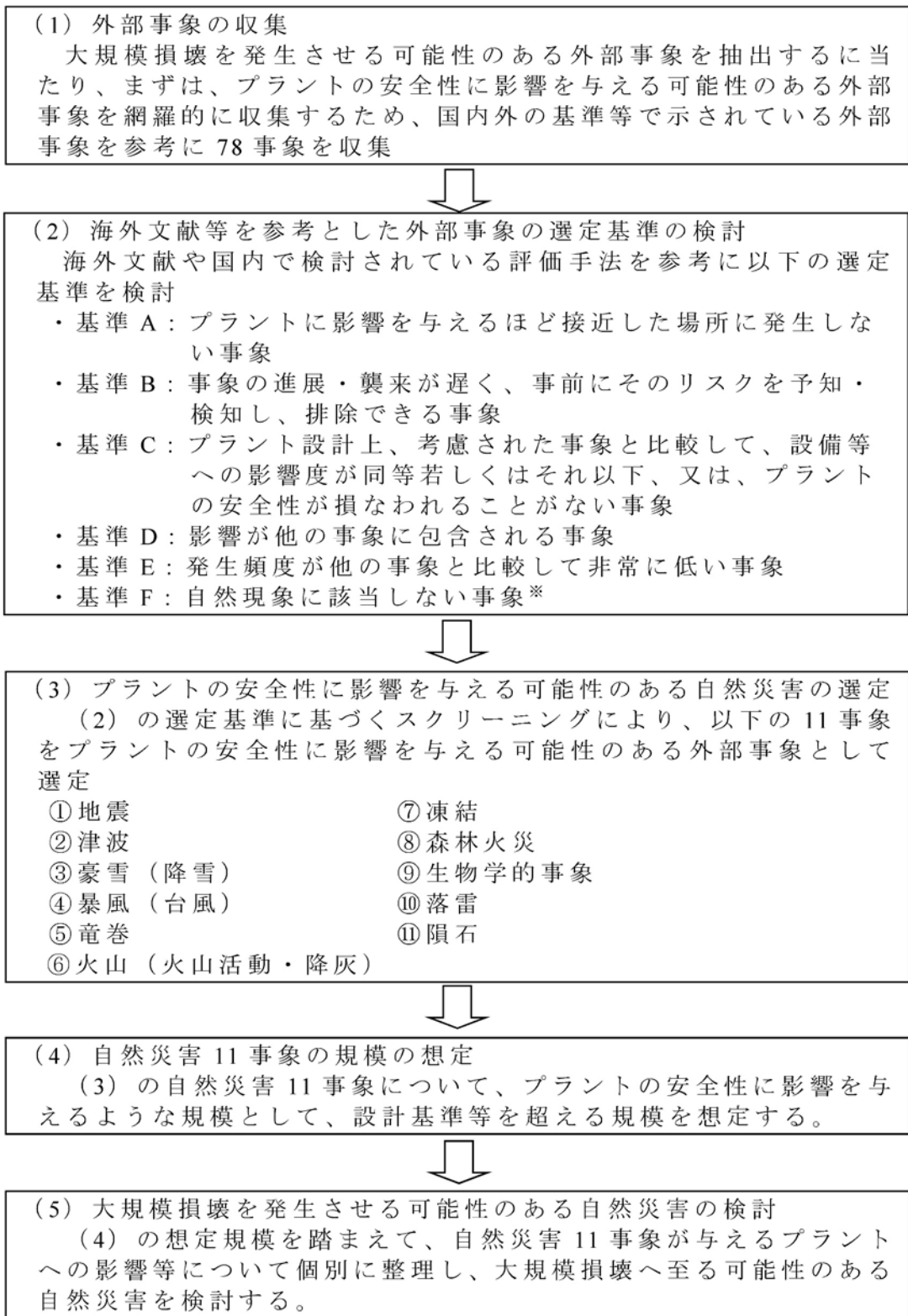


第1.15-63図 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)			経過時間(時間)				備考	
				30	60	90	3	4	5	6		7
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	1号	2号	手順の内容	事象発生 ▼ 約52分「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信 ▼ 約64分 臨界 ▼ 約7.1時間 以降原子炉安定							
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者								
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢	原子炉格納容器からの退避指示							エバキューションチーム又はベージングにより退避を指示
状況判断	運転員	-	-	●中性子源領域指示値確認 (中央制御室確認)	10分							
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員 C,D	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示および退避確認、原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)	30分							原子炉格納容器からの退避確認後、閉止する
希釈停止操作	運転員 A	1	1	●希釈停止操作(1次系補給水ポンプ停止、弁閉止) (中央制御室操作)	1分							評価上考慮せず*
ほう酸濃縮操作	運転員 A	【1】	【1】	●ほう酸濃縮操作 (中央制御室操作)	適宜実施							サンプリング結果確認
未臨界状態の確認	運転員 A	【1】	【1】	●未臨界の確認 (中央制御室確認)	1分							

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-64図 反応度の誤投入時(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)の作業と所要時間

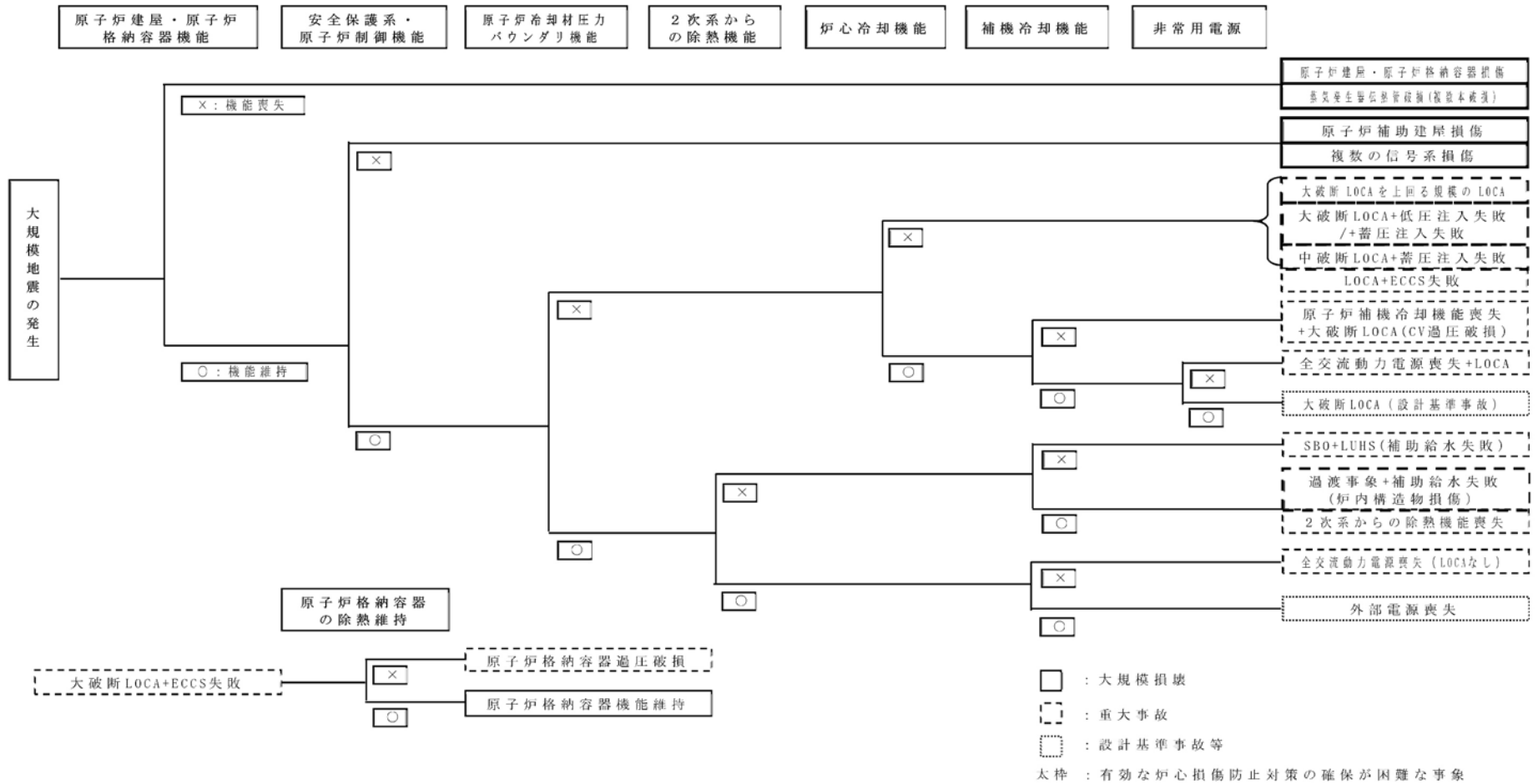


※ 23 事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に含まれる又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

第 1.15-65 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

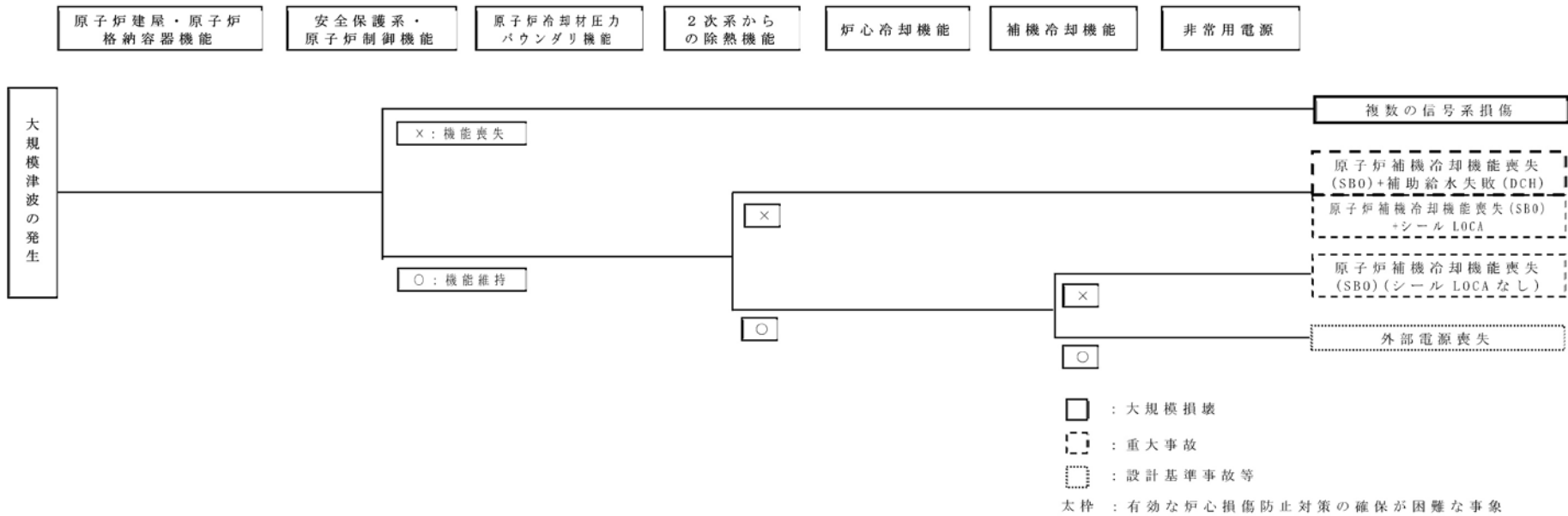
地震

1.15-1070



第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況 (1/7)

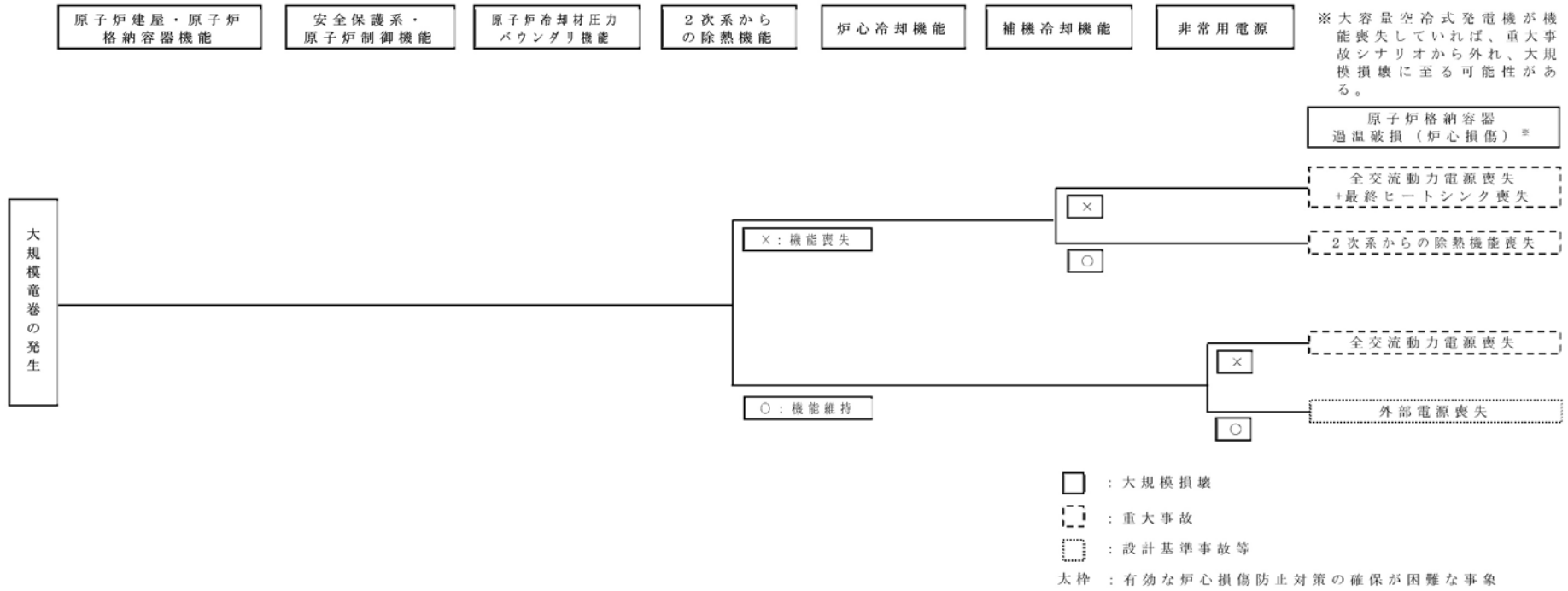
津 波



1.15-1071

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況 (2/7)

竜 巻



1.15-1072

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況 (3/7)

豪雪(降雪)

原子炉建屋・原子炉格納容器機能

安全保護系・原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

2次系からの除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

非常用電源

豪雪(降雪)の発生

外部電源喪失

火山(降灰)

原子炉建屋・原子炉格納容器機能

安全保護系・原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

2次系からの除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

非常用電源

火山(降灰)の発生

外部電源喪失

1.15-1073

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(4/7)

暴風(台風)

原子炉建屋・原子炉
格納容器機能

安全保護系・
原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力
バウンダリ機能

2次系から
の除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

非常用電源

暴風(台風)の発生

外部電源喪失

凍 結

原子炉建屋・原子炉
格納容器機能

安全保護系・
原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力
バウンダリ機能

2次系から
の除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

非常用電源

凍結の発生

通常運転(影響なし)

1.15-1074

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(5/7)

森林火災

- 原子炉建屋・原子炉格納容器機能
- 安全保護系・原子炉制御機能
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
- 2次系からの除熱機能
- 炉心冷却機能
- 補機冷却機能
- 非常用電源

森林火災の発生

外部電源喪失

生物学的事象

- 原子炉建屋・原子炉格納容器機能
- 安全保護系・原子炉制御機能
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
- 2次系からの除熱機能
- 炉心冷却機能
- 補機冷却機能
- 非常用電源

生物学的事象の発生

×：機能喪失

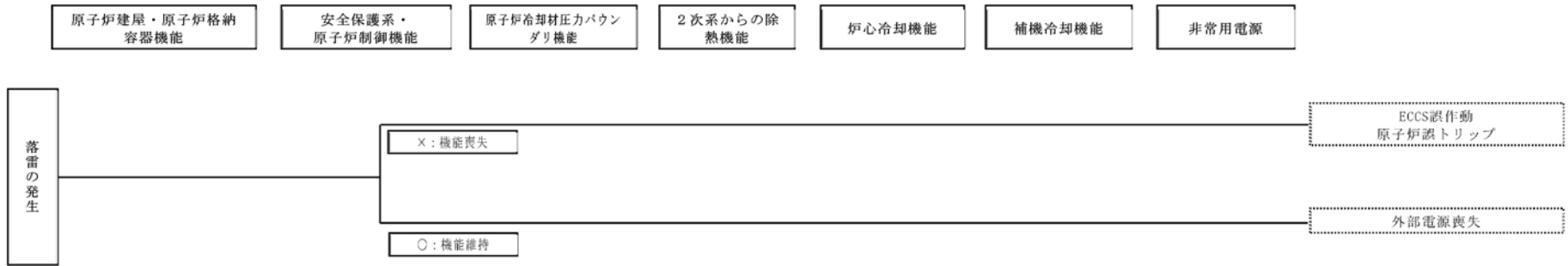
原子炉補機冷却機能喪失
(外部電源あり)

○：機能維持

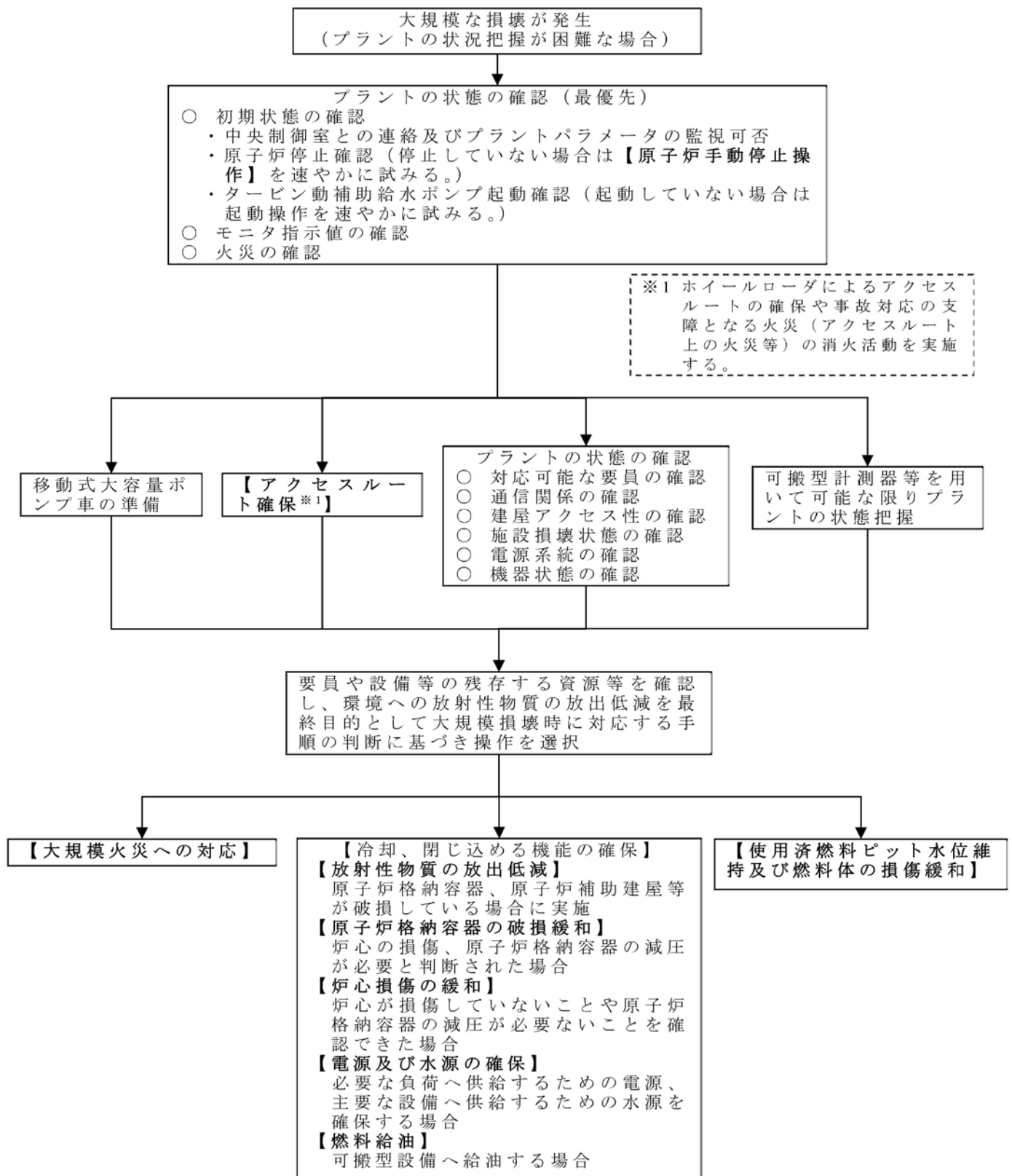
通常運転

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(6/7)

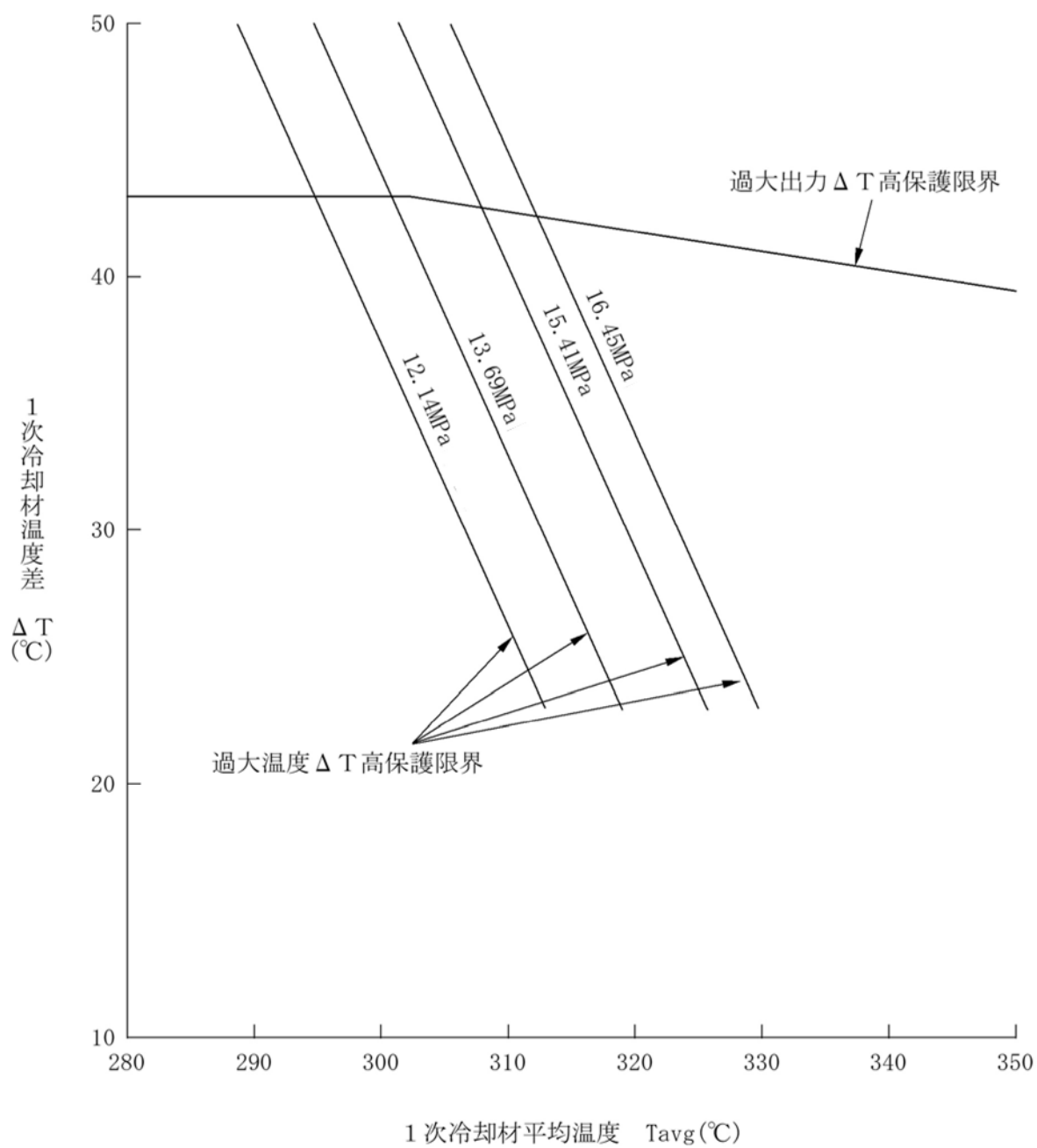
落雷



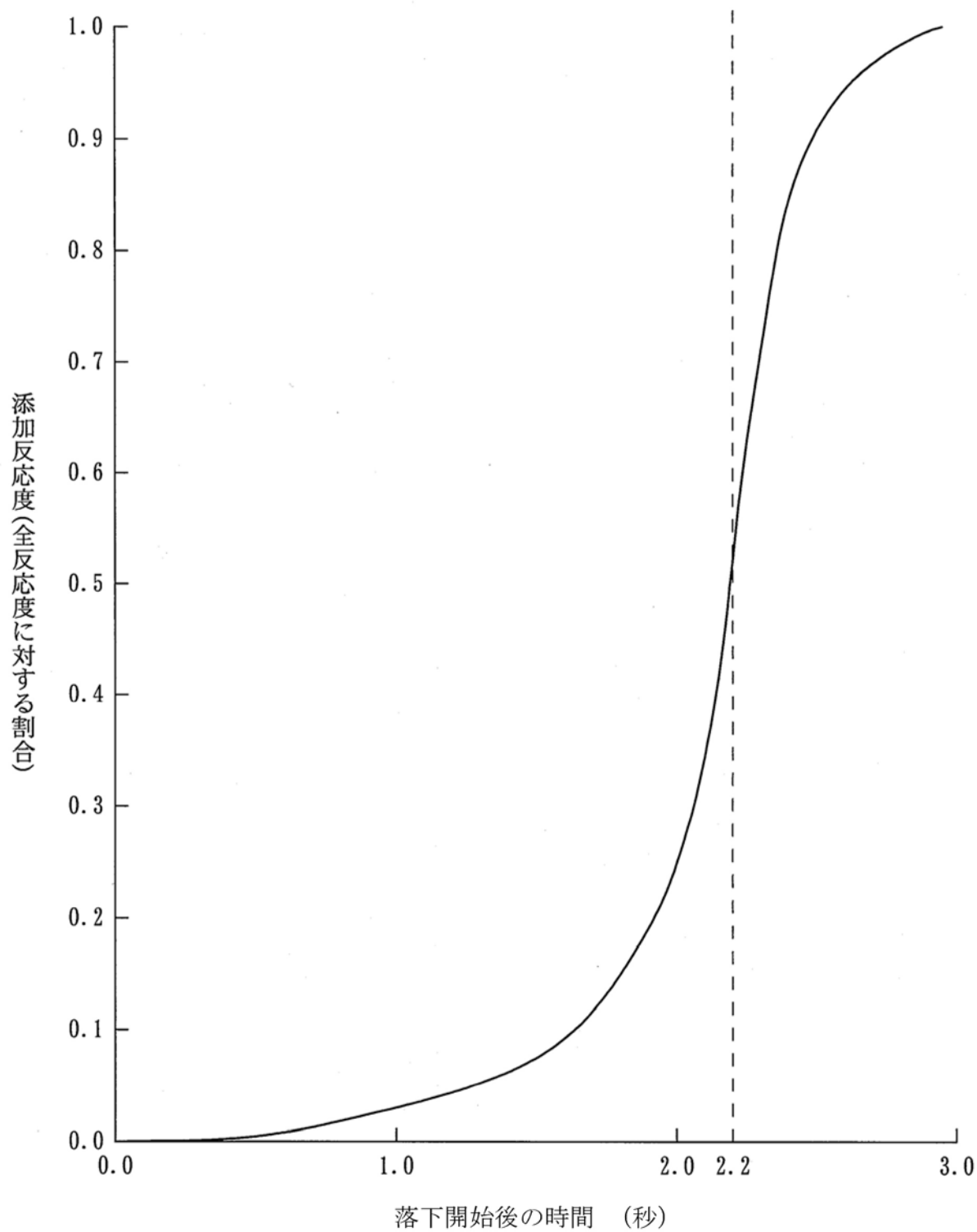
第1.15-66図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況 (7/7)



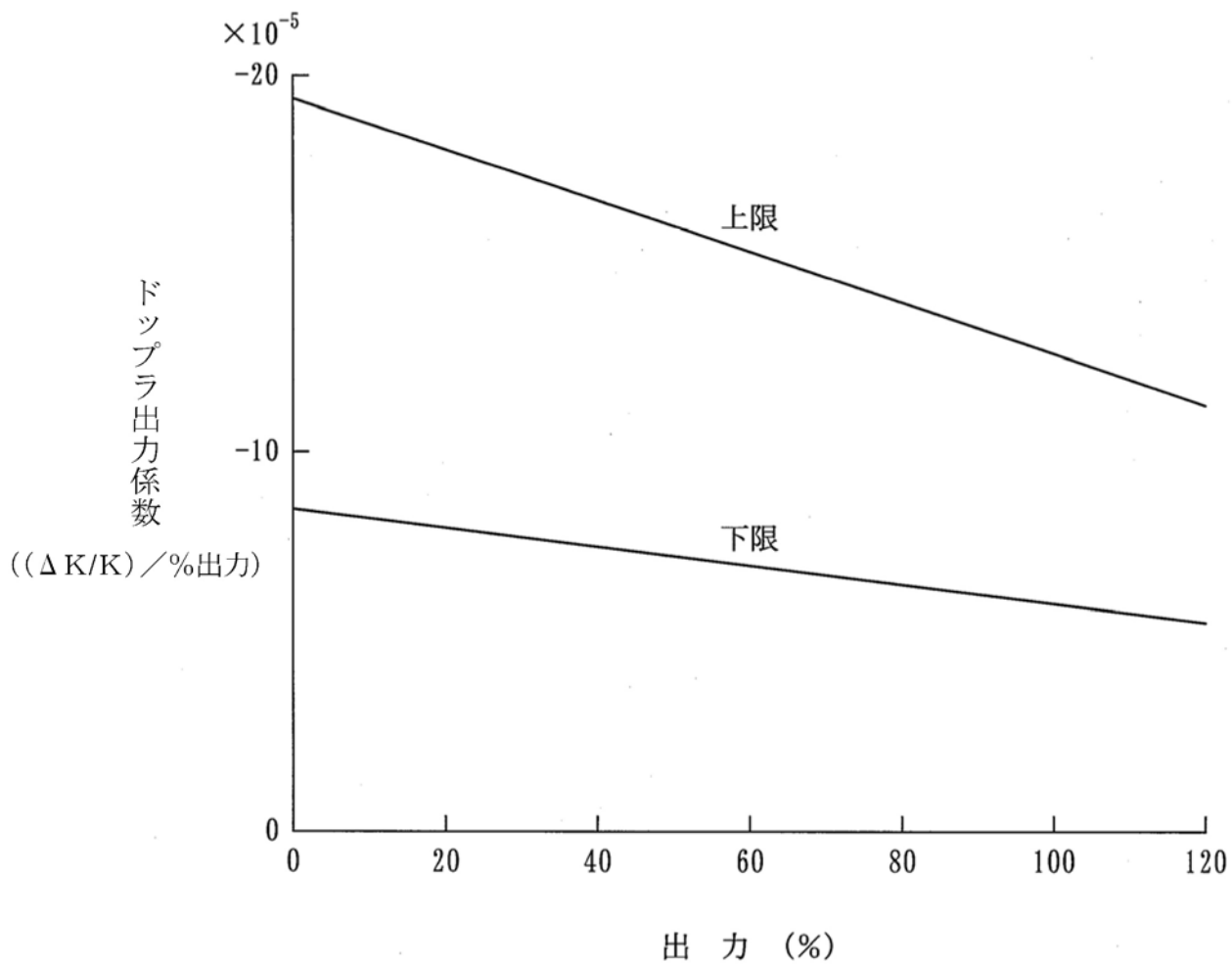
第1.15-67図 大規模損壊発生時の対応全体フロー
(状況把握が困難な場合)



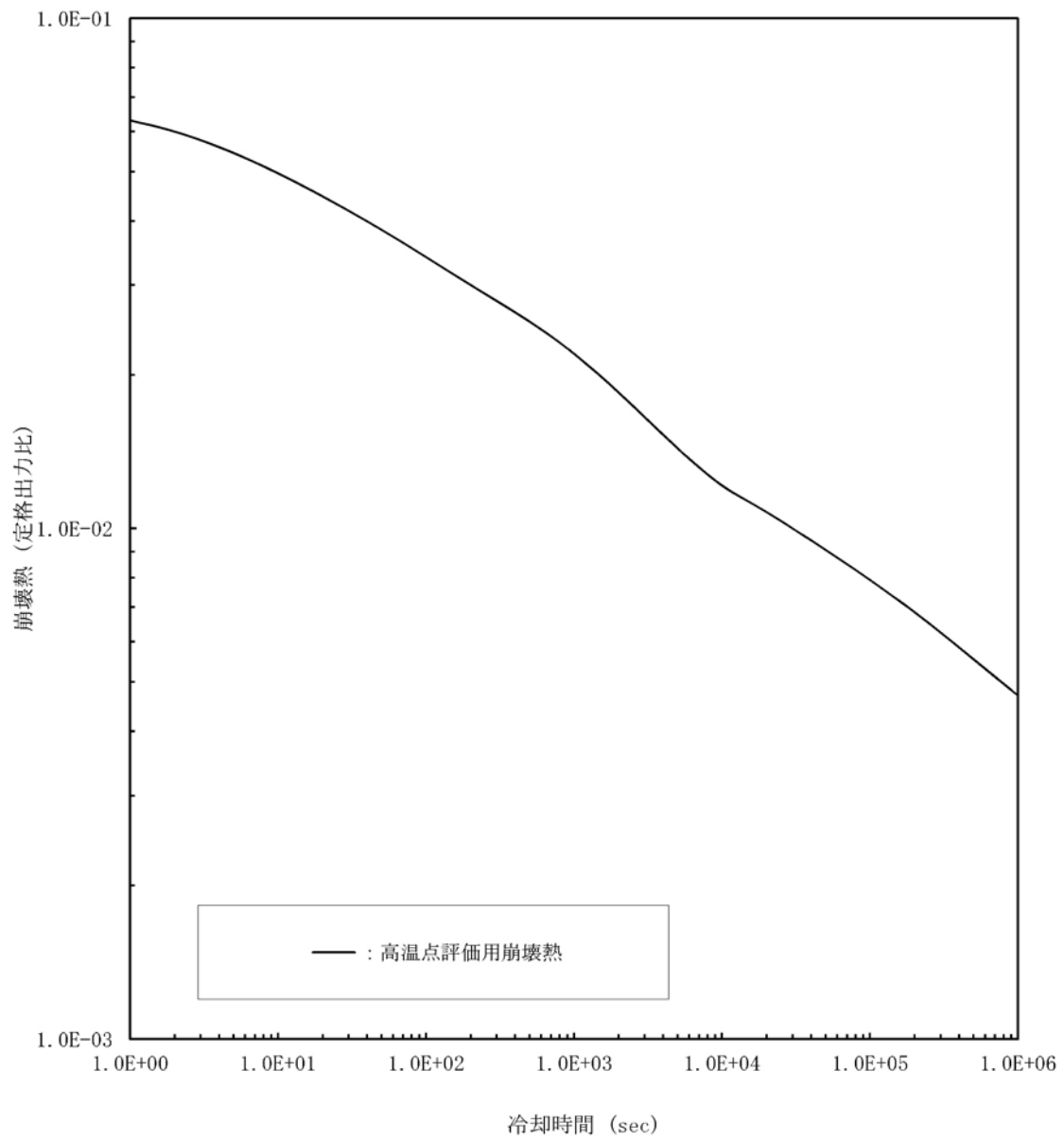
第1.15-68図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図(代表例)



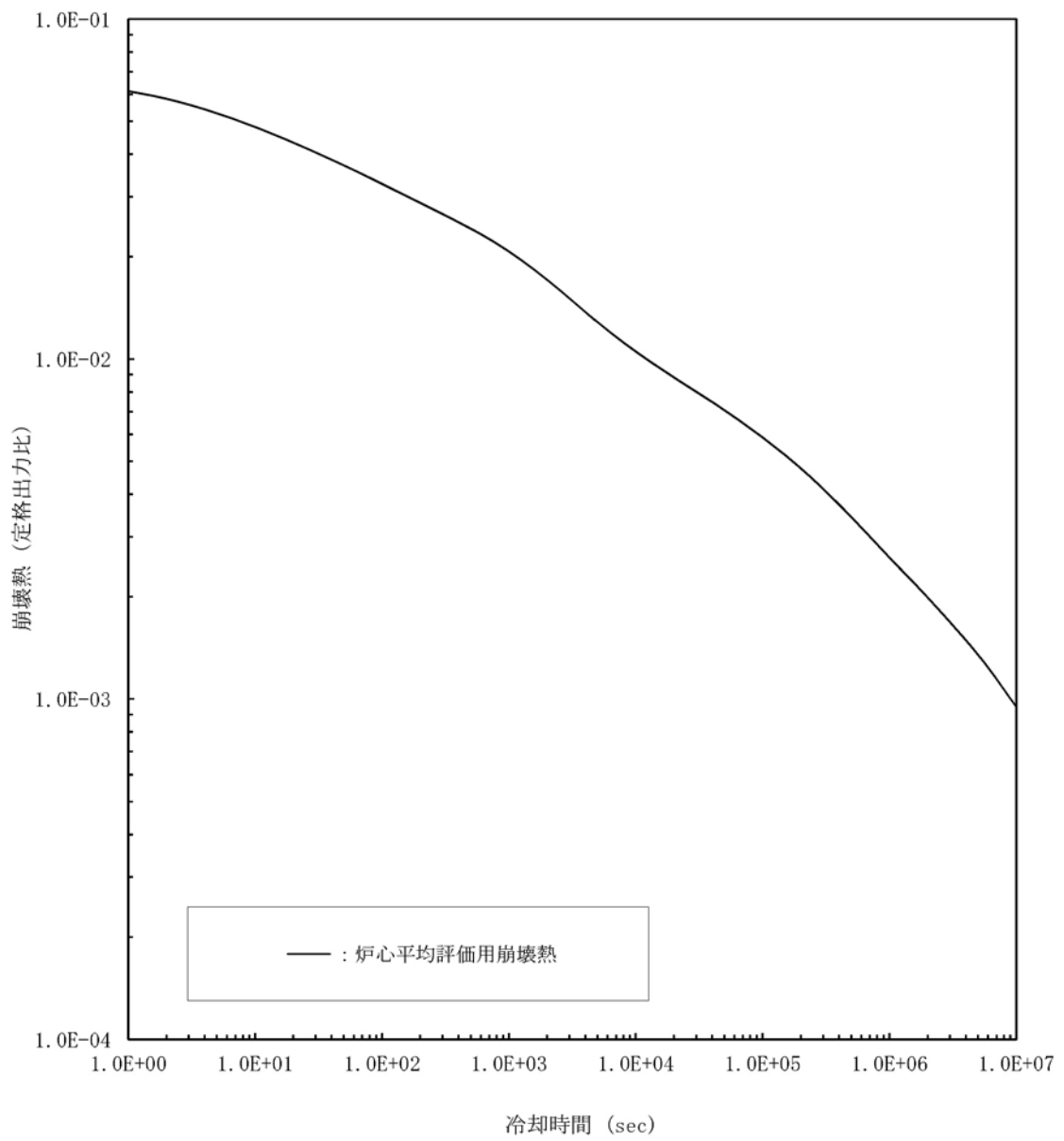
第1.15-69図 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



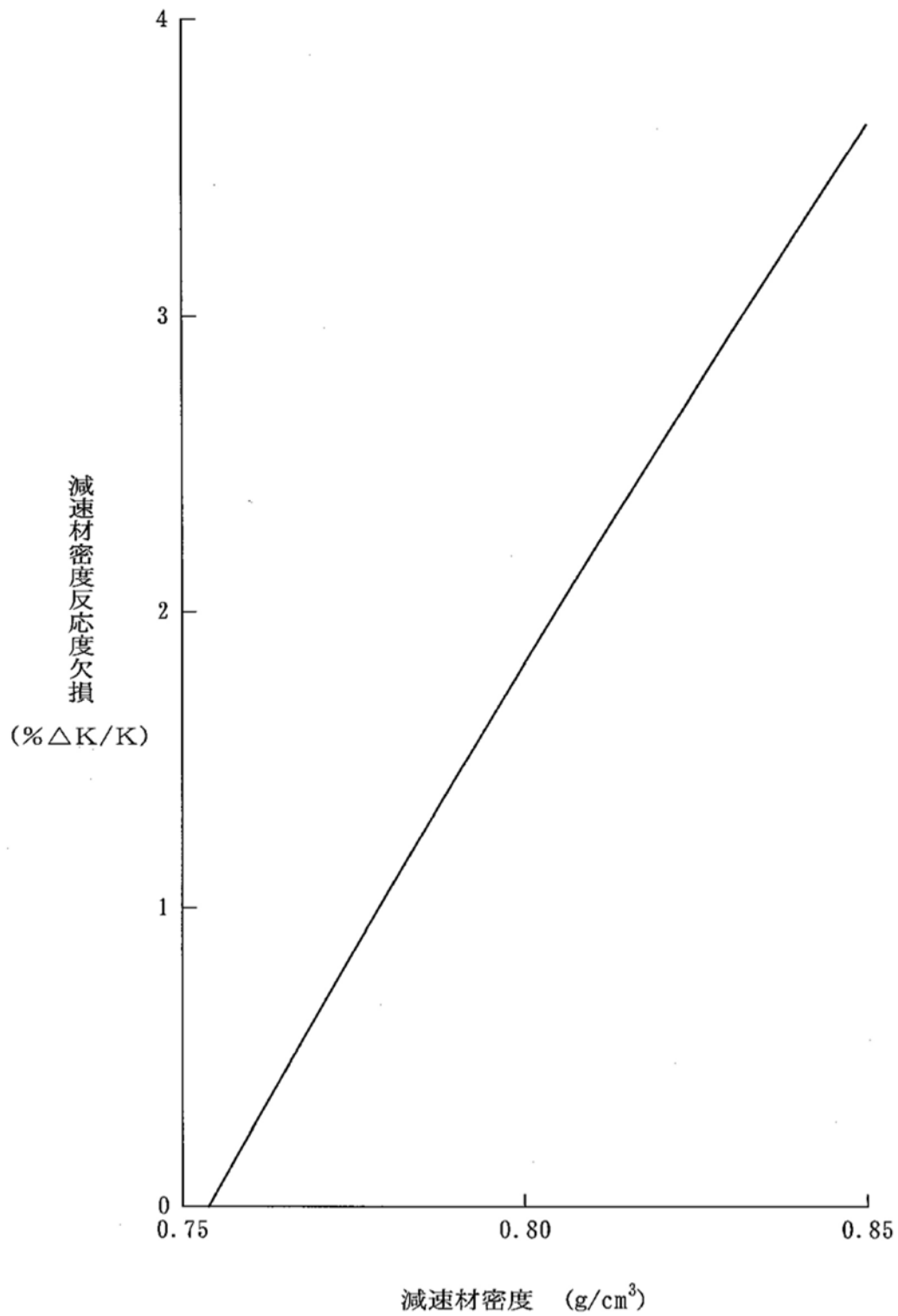
第1.15-70図 解析に使用したドップラ出力係数



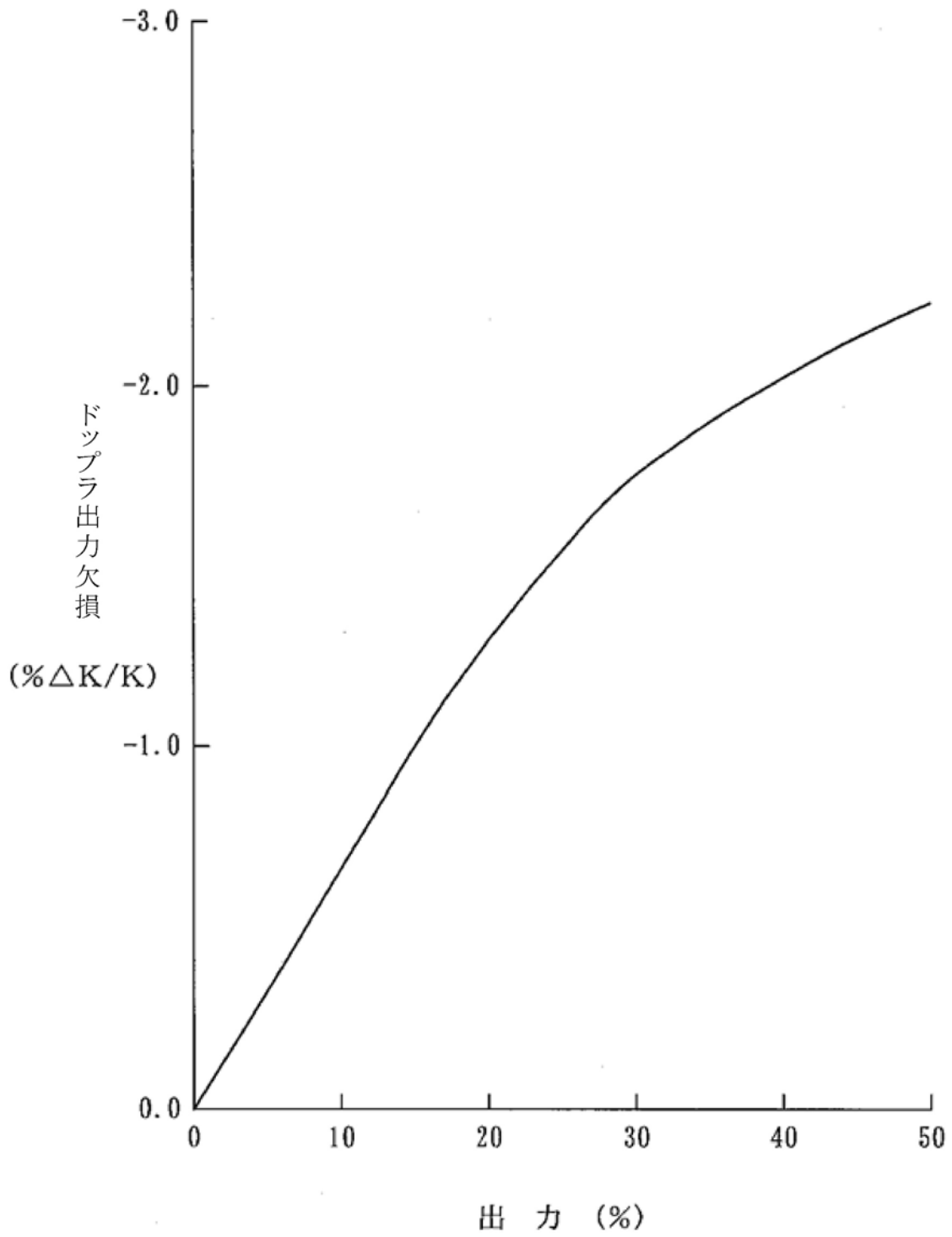
第 1.15-71 図 高温点評価用崩壊熱



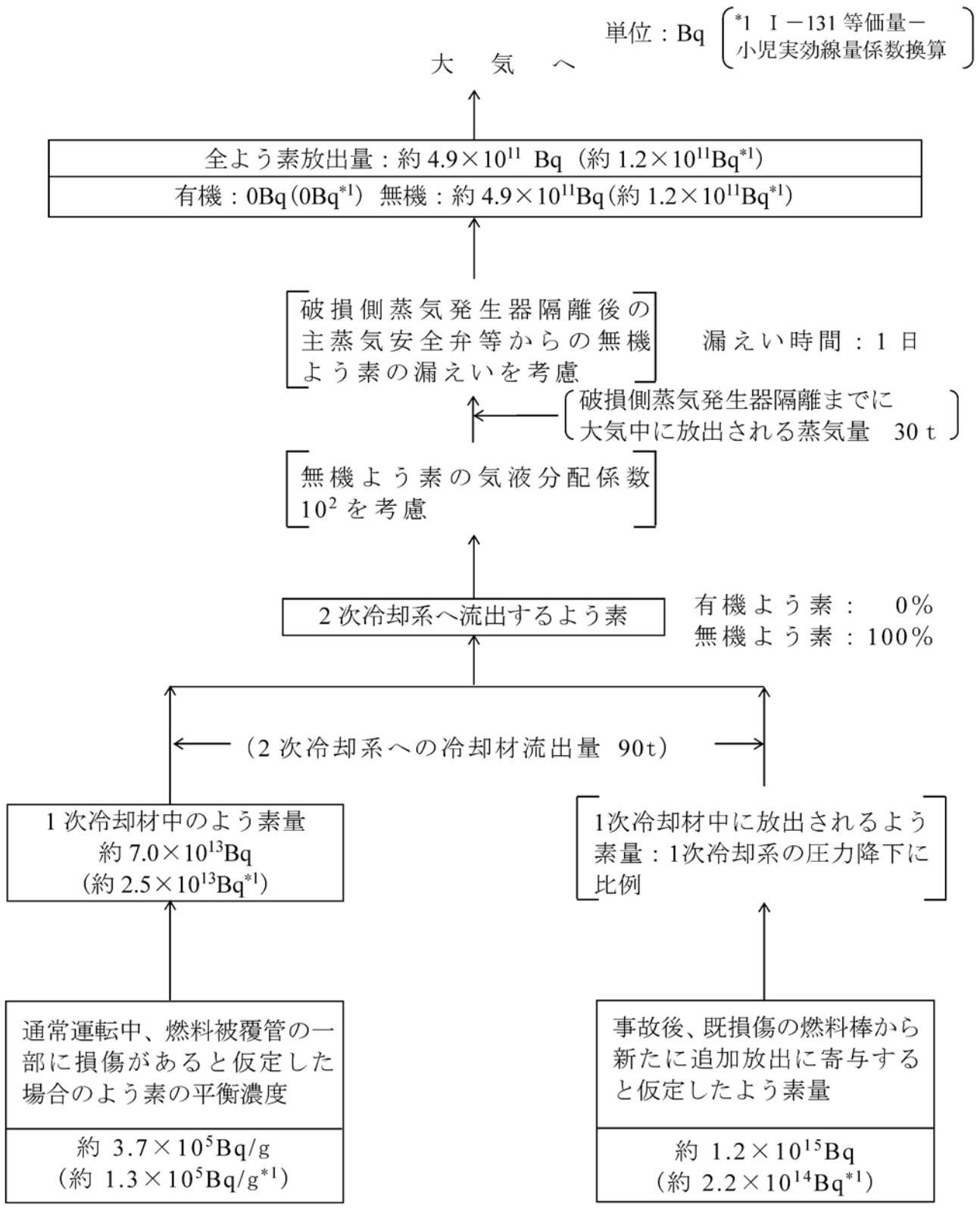
第 1.15-72 図 炉心平均評価用崩壊熱



第1.15-73図 解析に使用した減速材密度反応度欠損

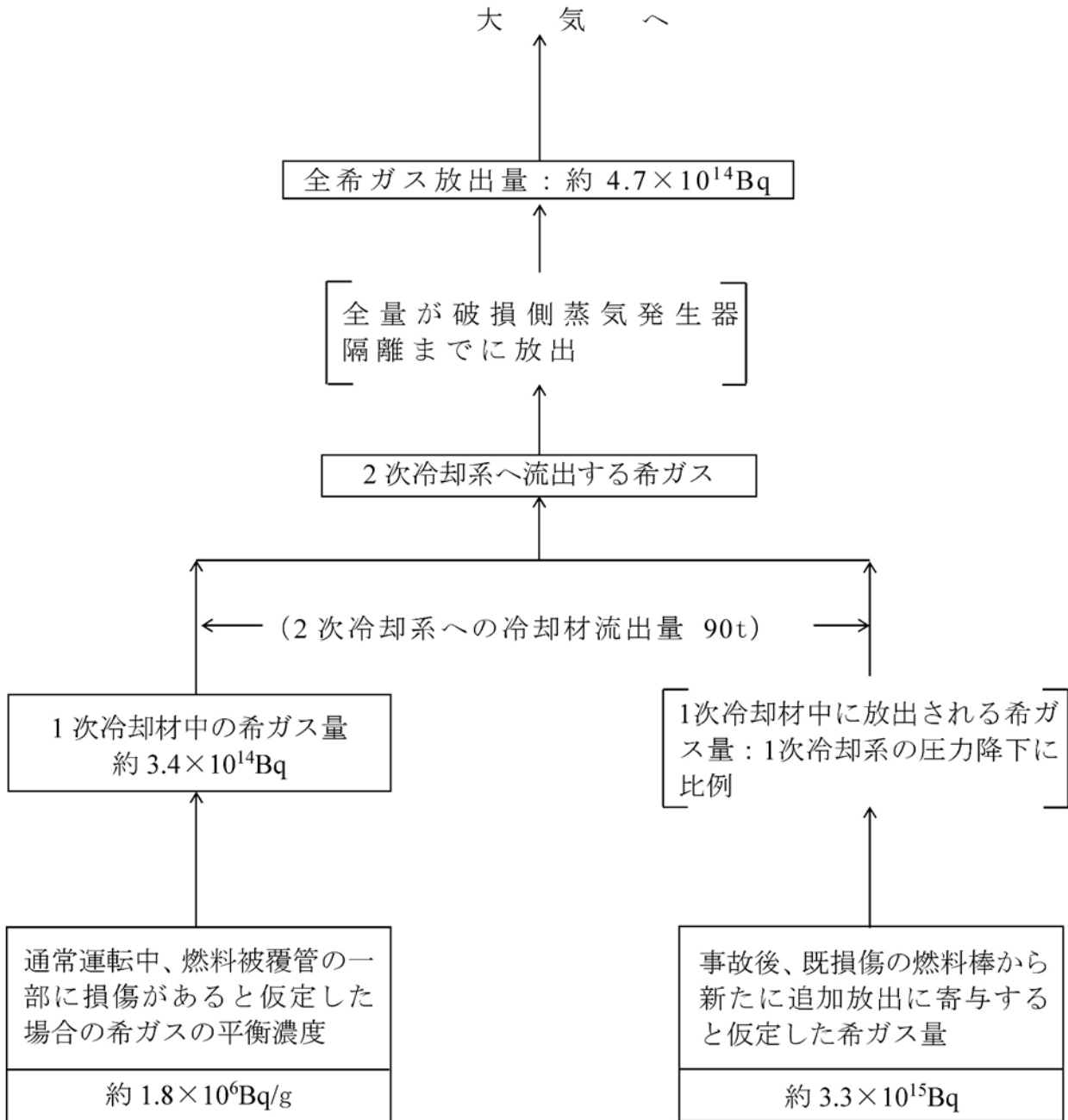


第1.15-74図 解析に使用したドップラ出力欠損

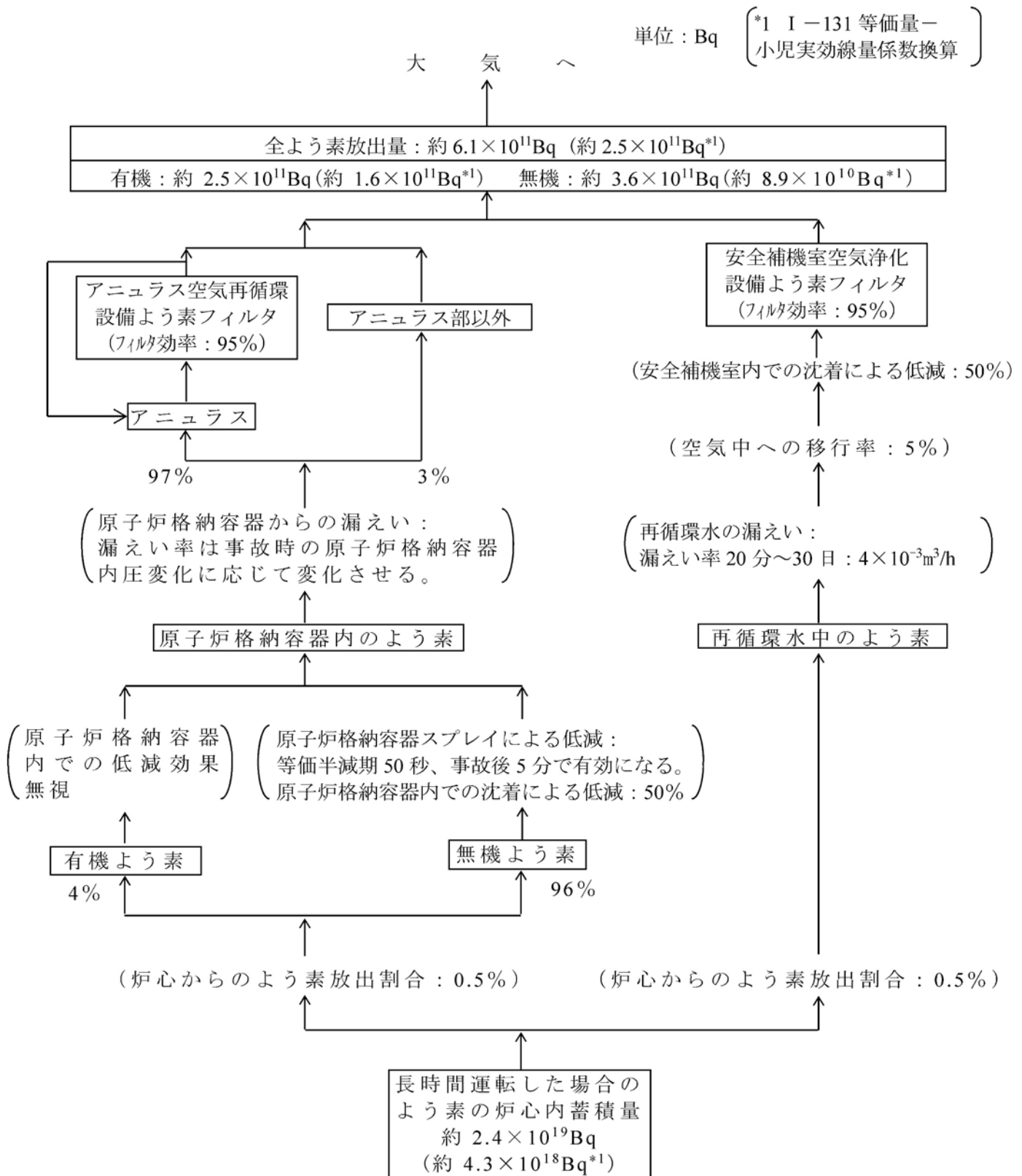


第 1.15-75 図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算

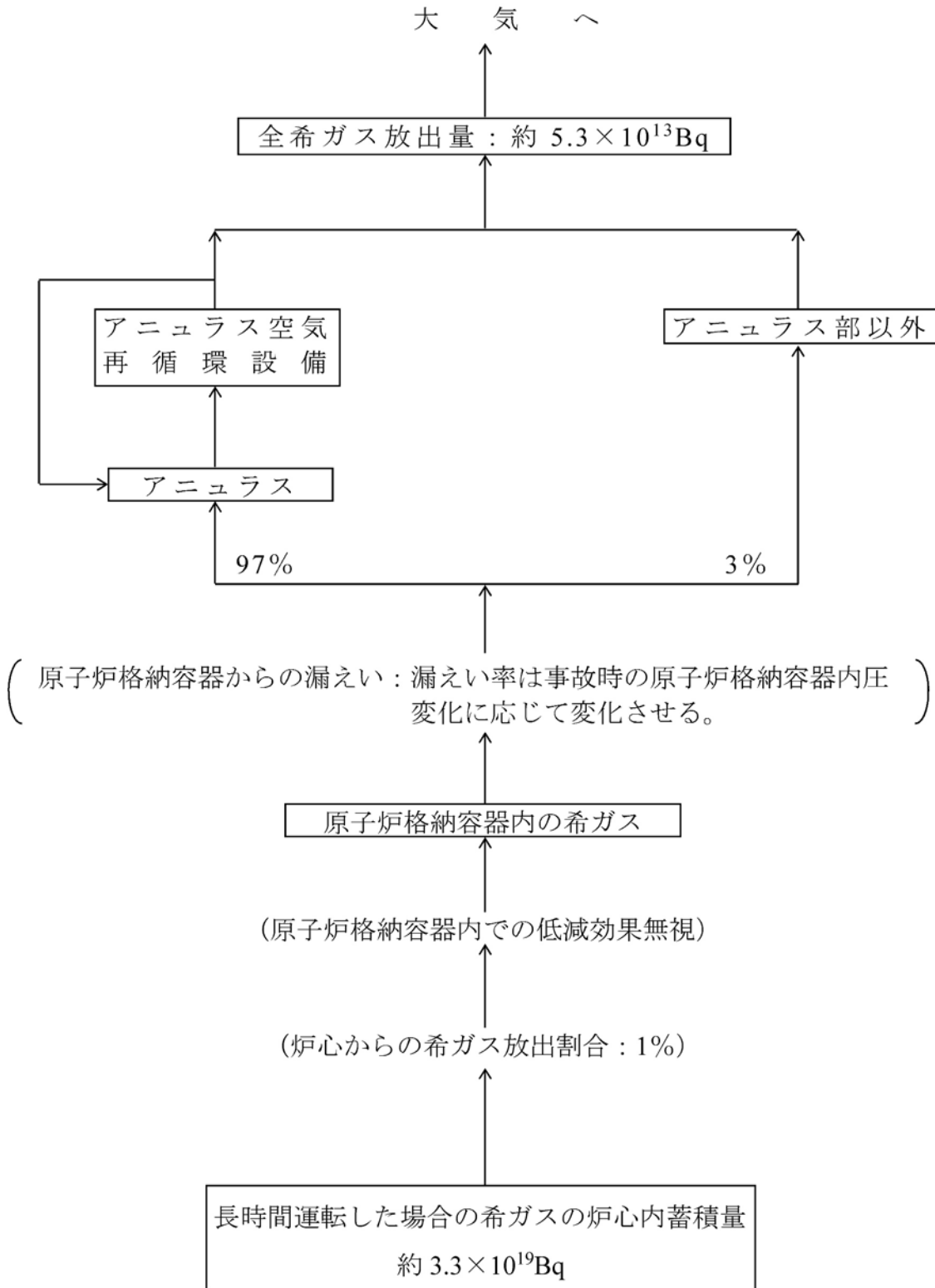


第 1.15-76 図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

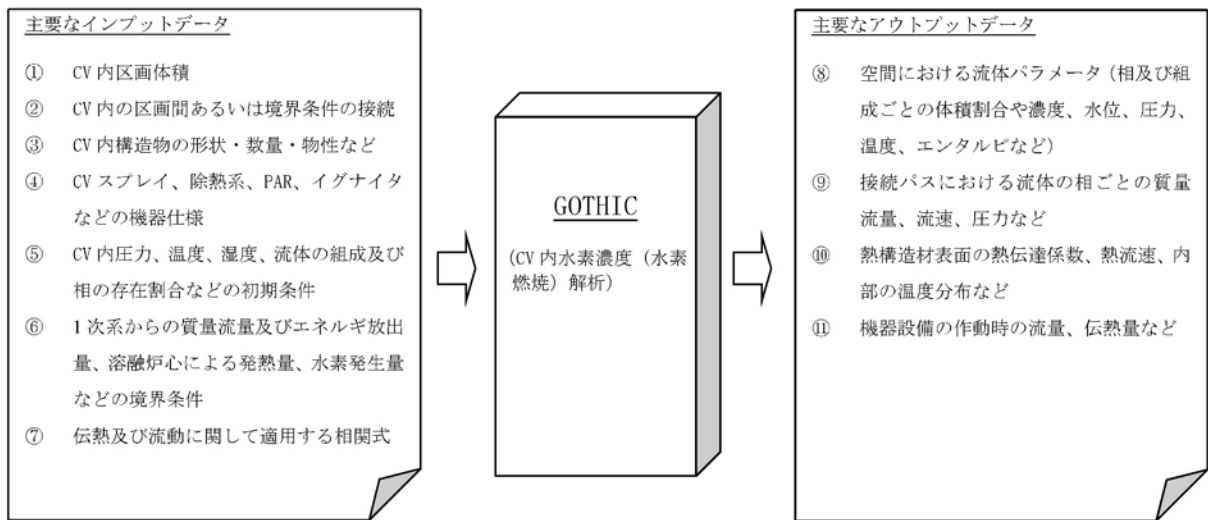
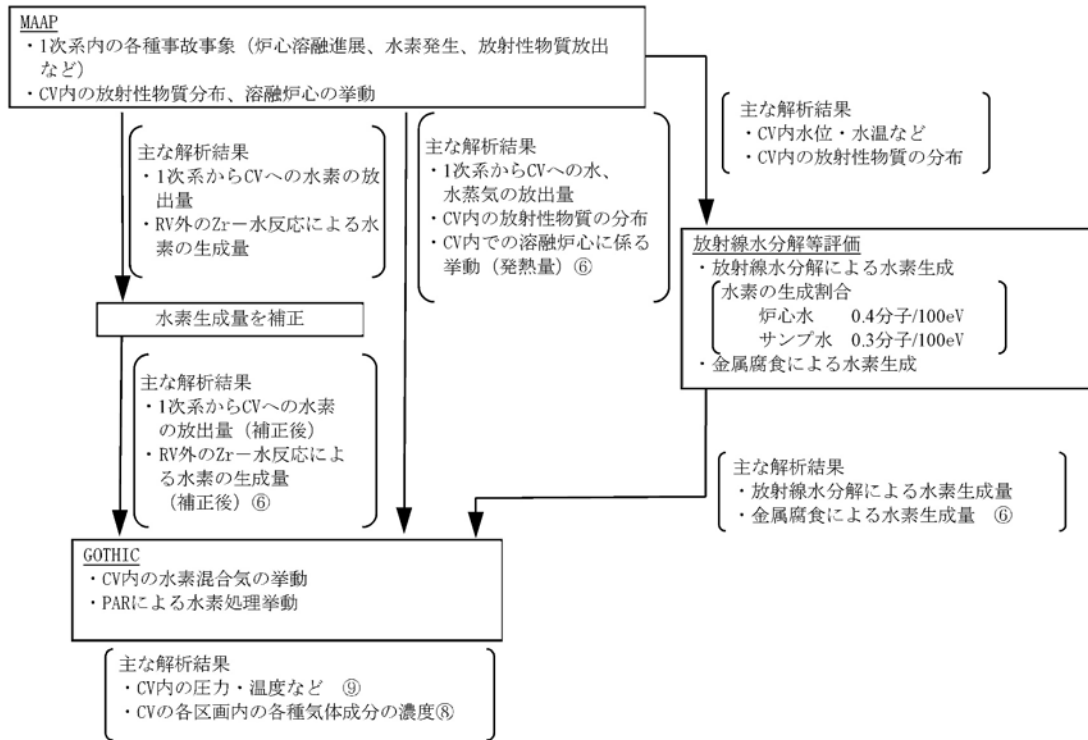


第 1.15-77 図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大气放出過程

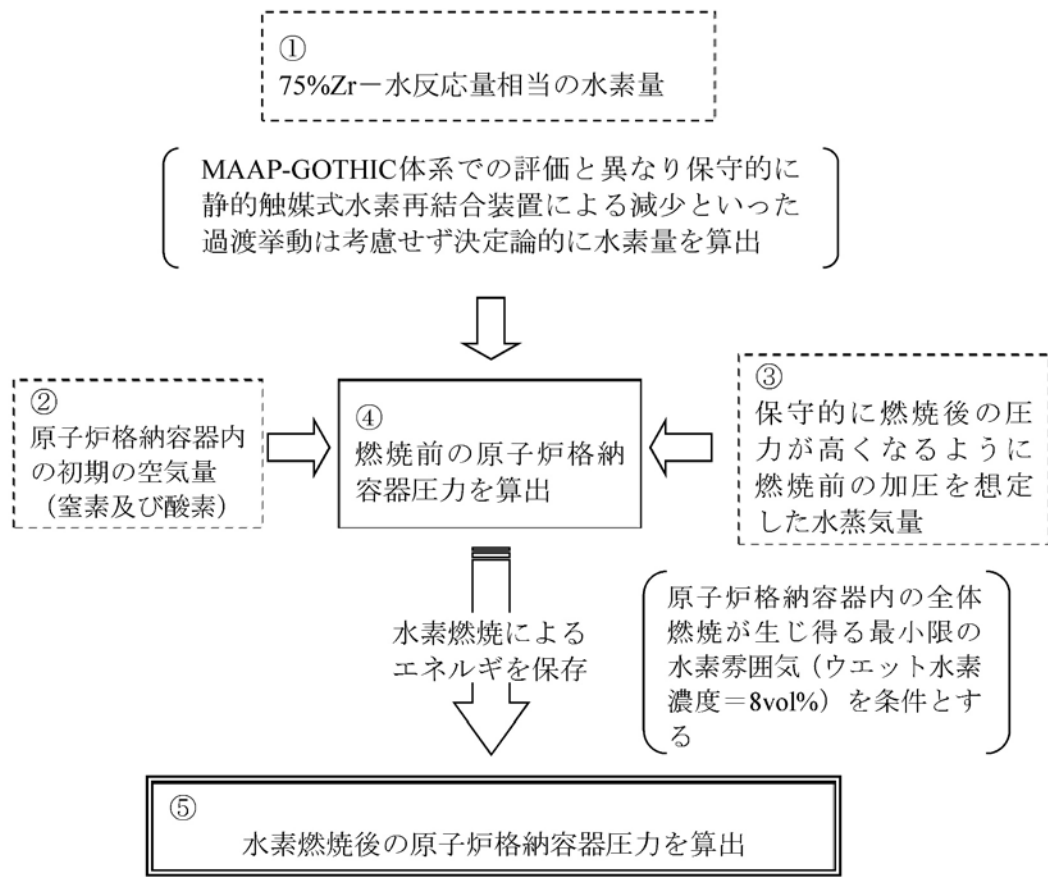
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



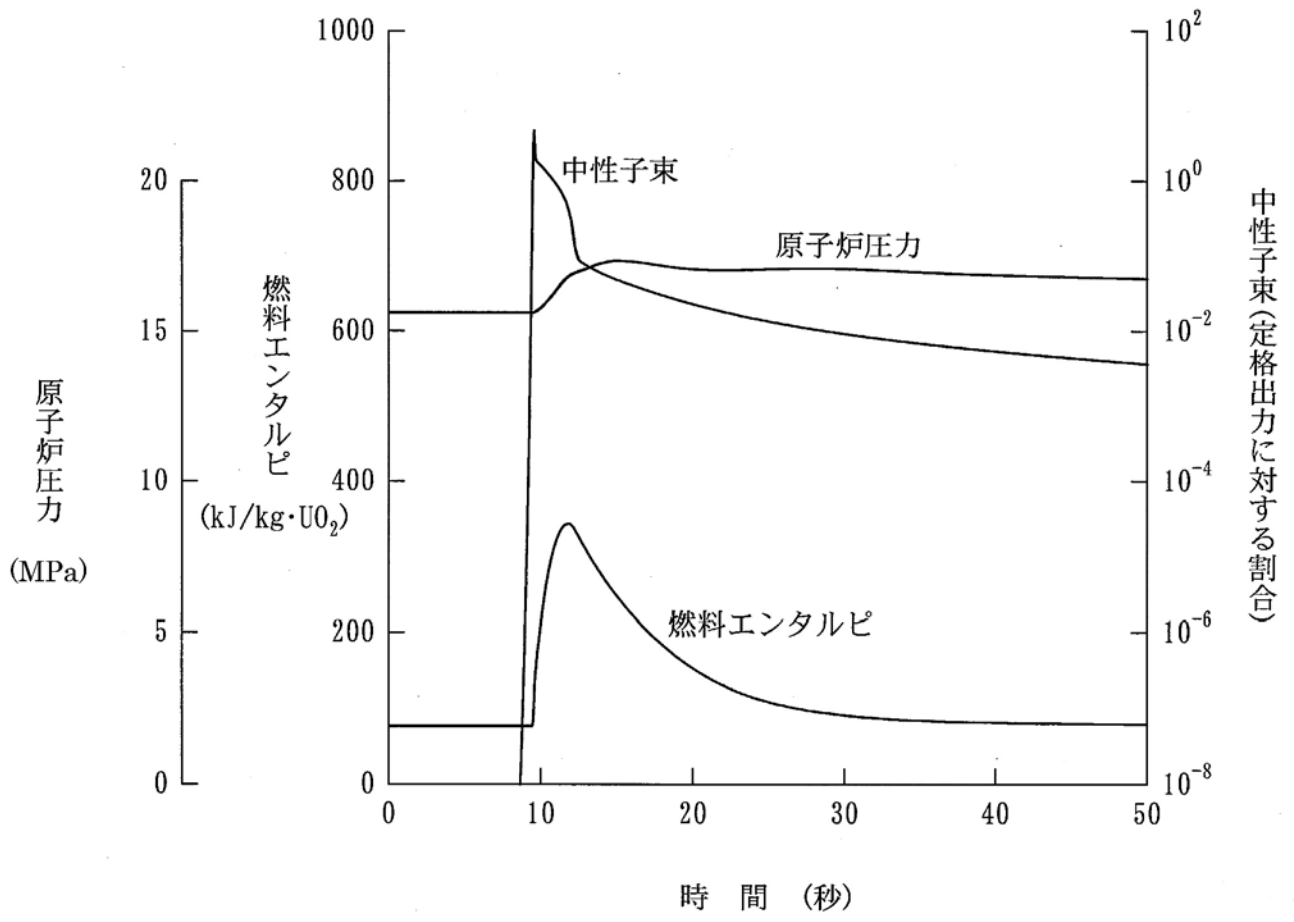
第 1.15-78 図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程



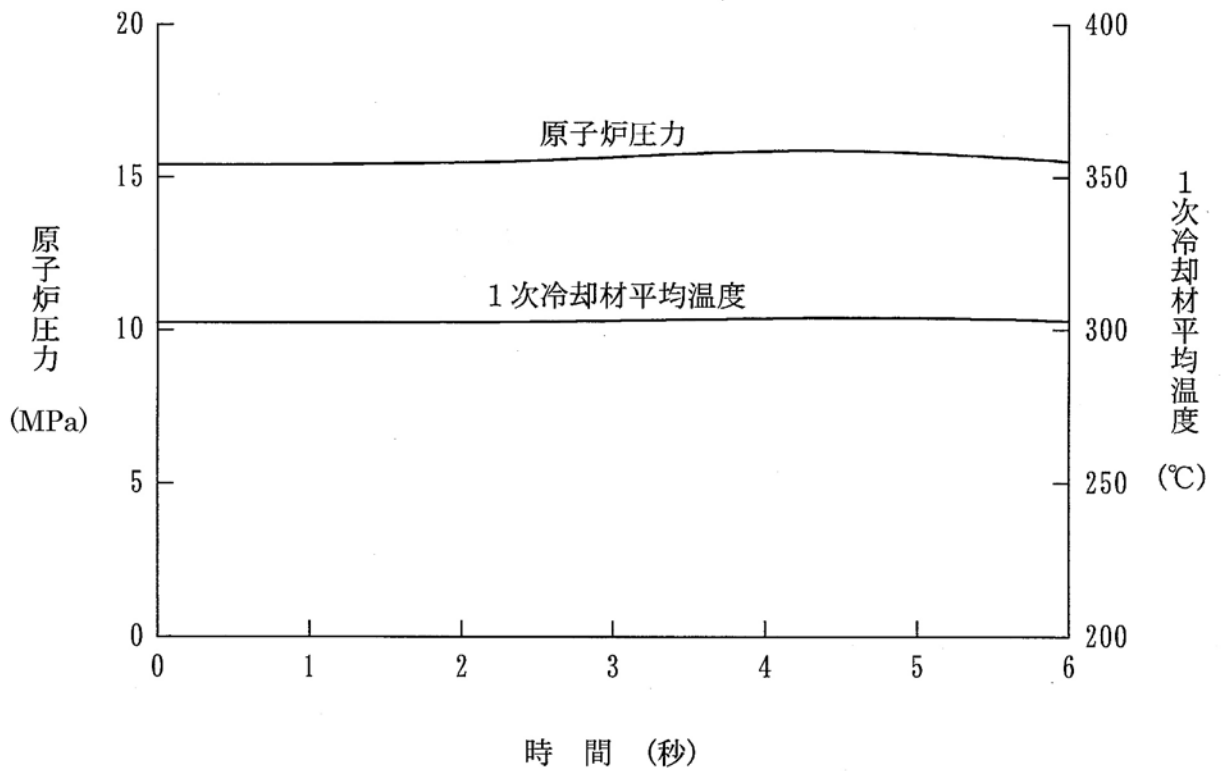
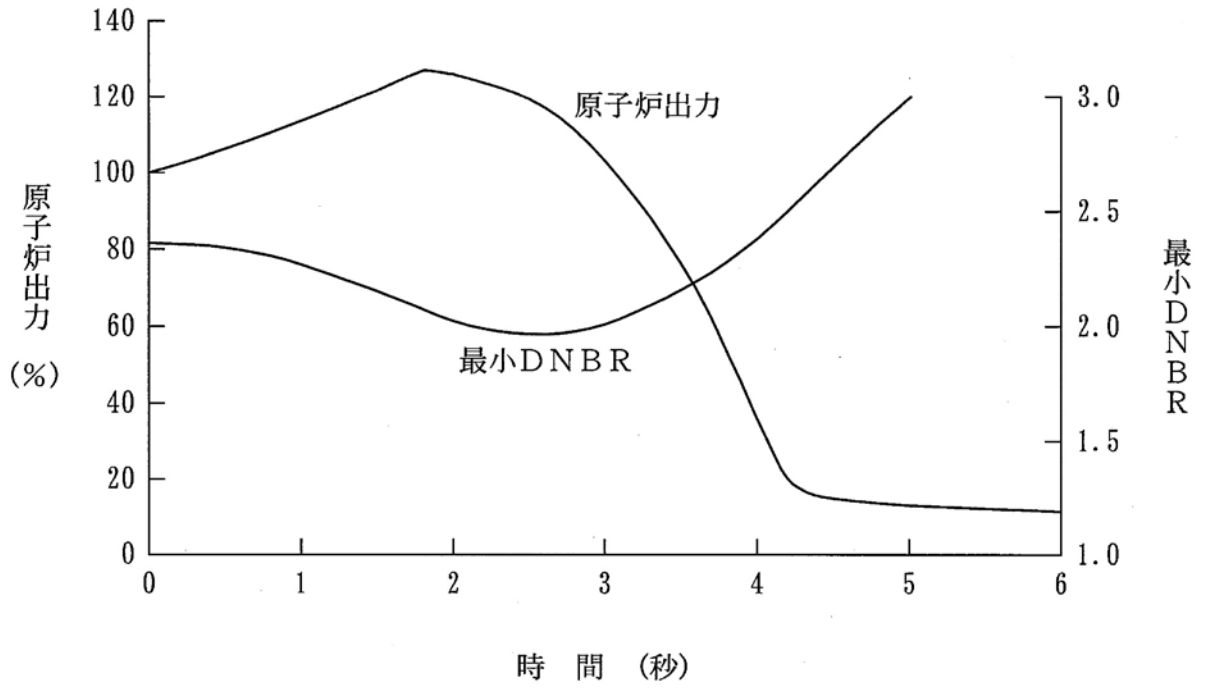
第1.15-79図 水素濃度評価の概要



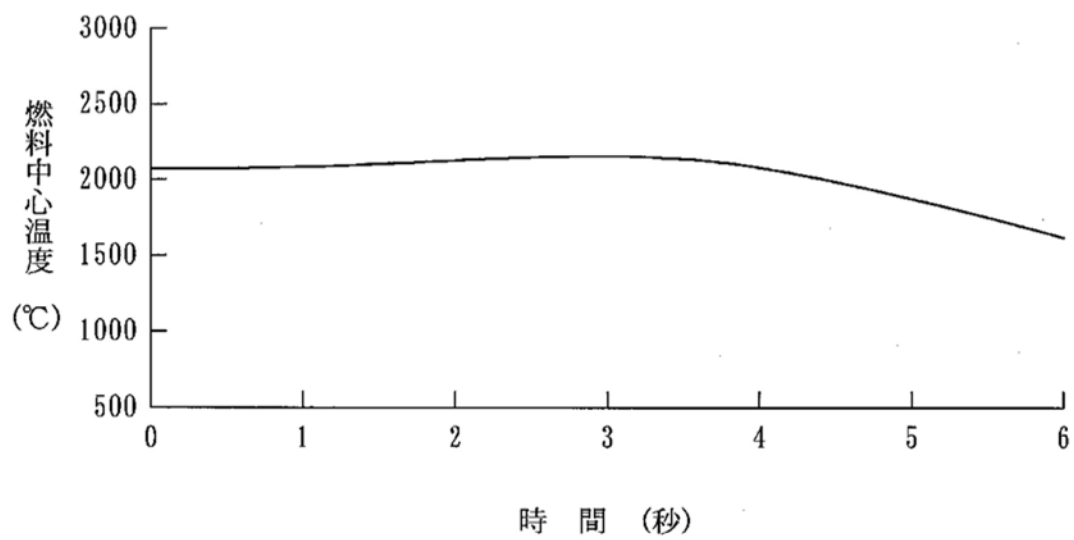
第1.15-80図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



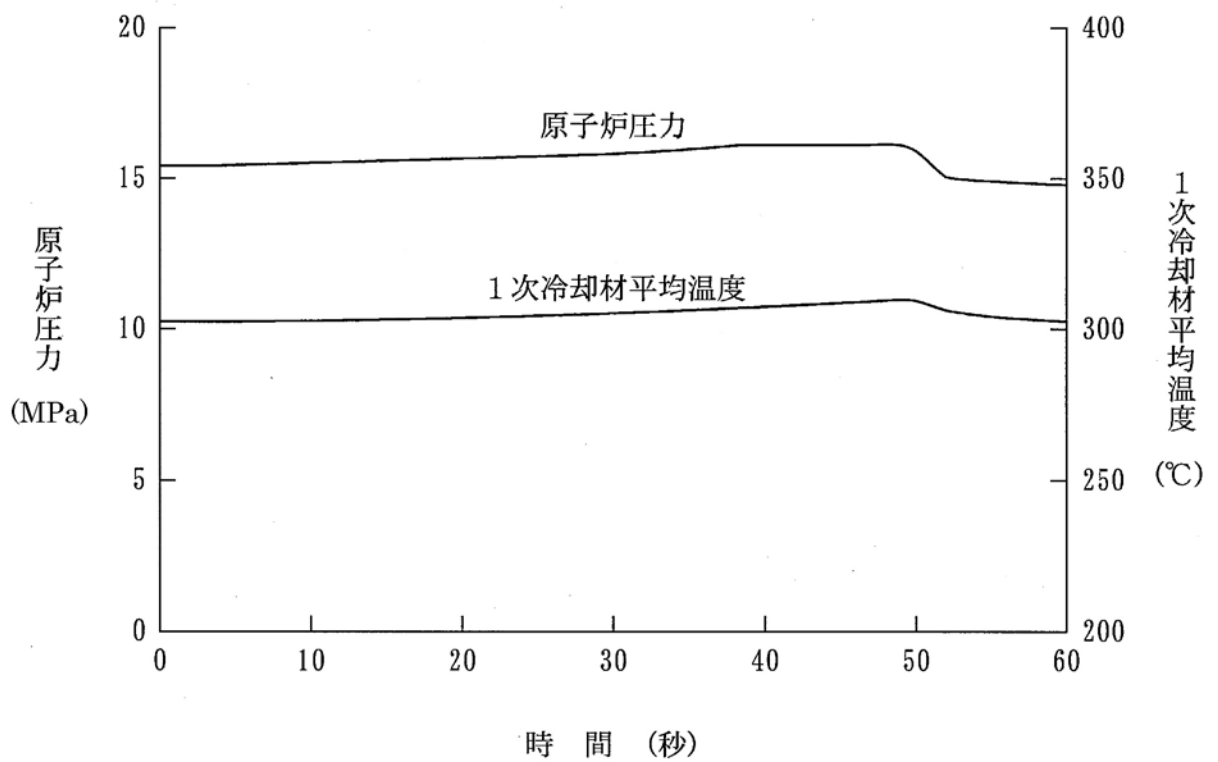
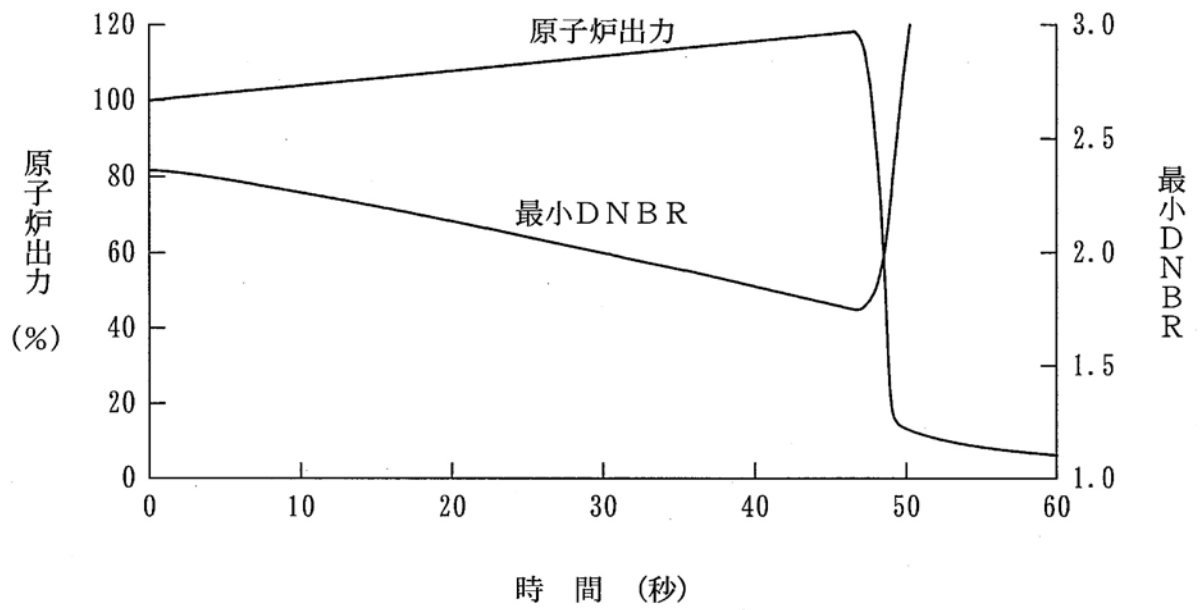
第1.15-81図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



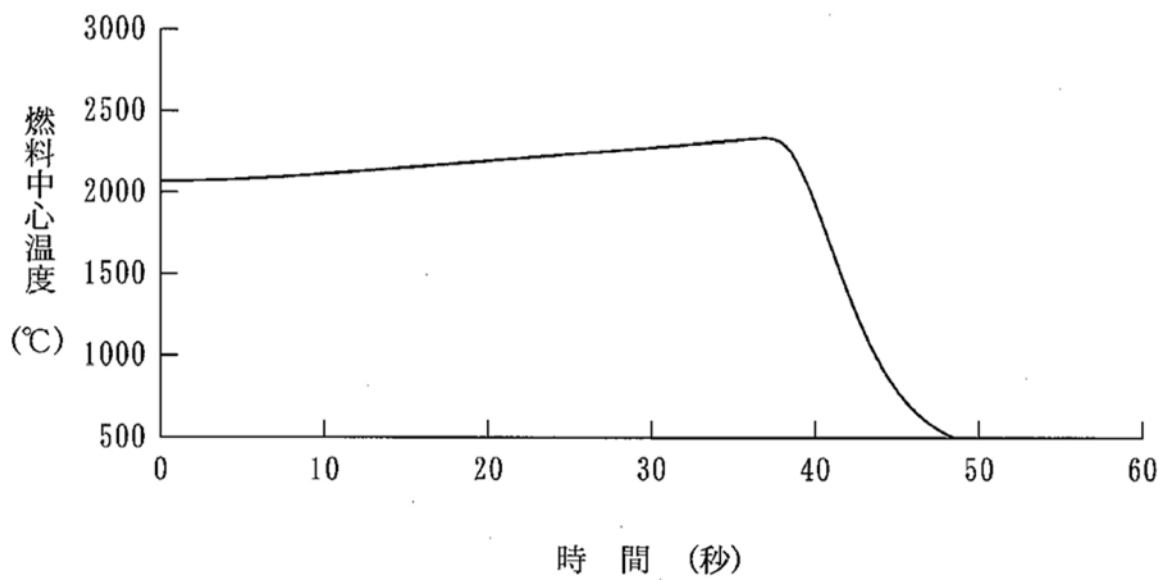
第1.15-82図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(1)



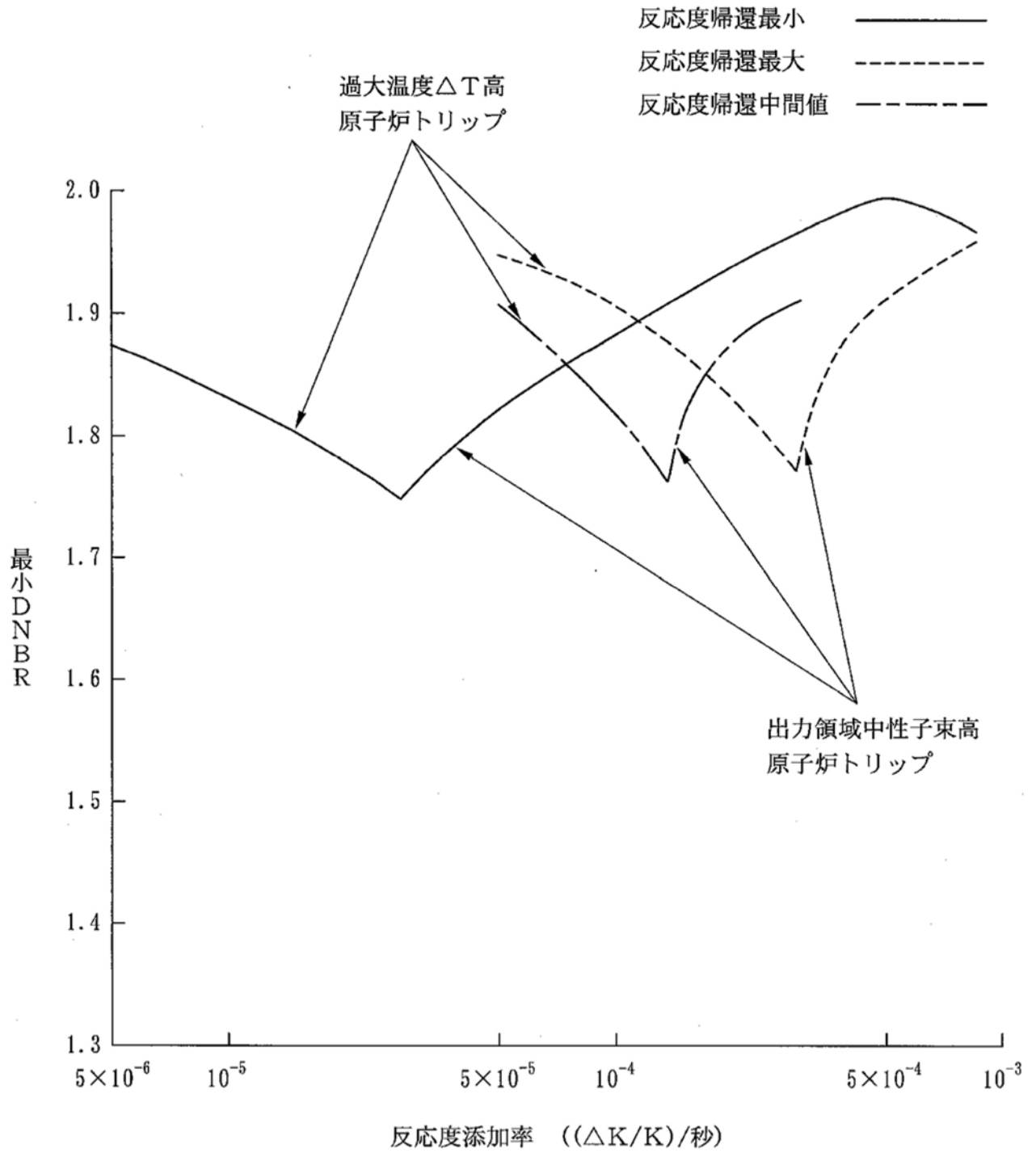
第1.15-83図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(2)



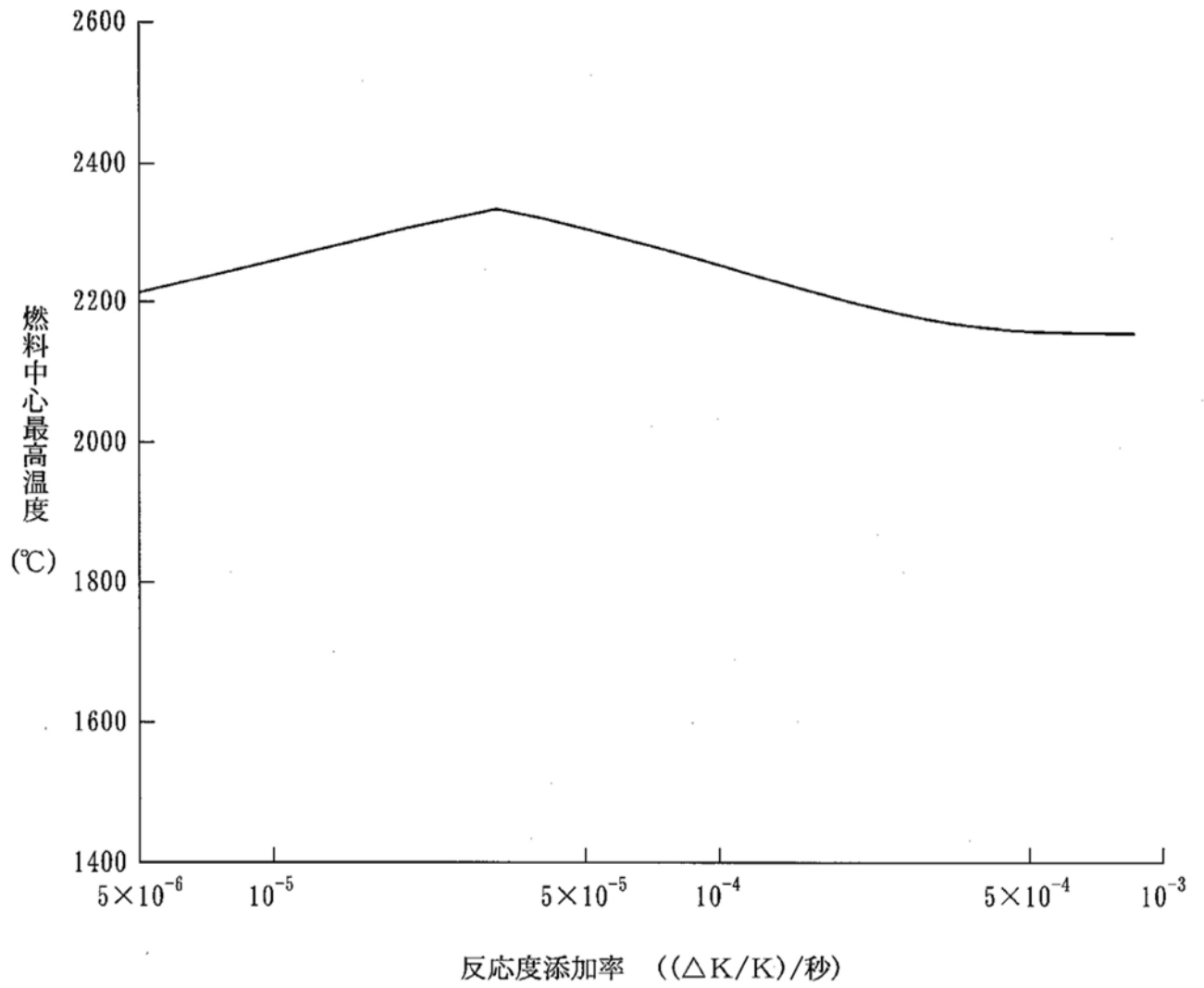
第1.15-84図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一遅い引き抜きの場合(1)



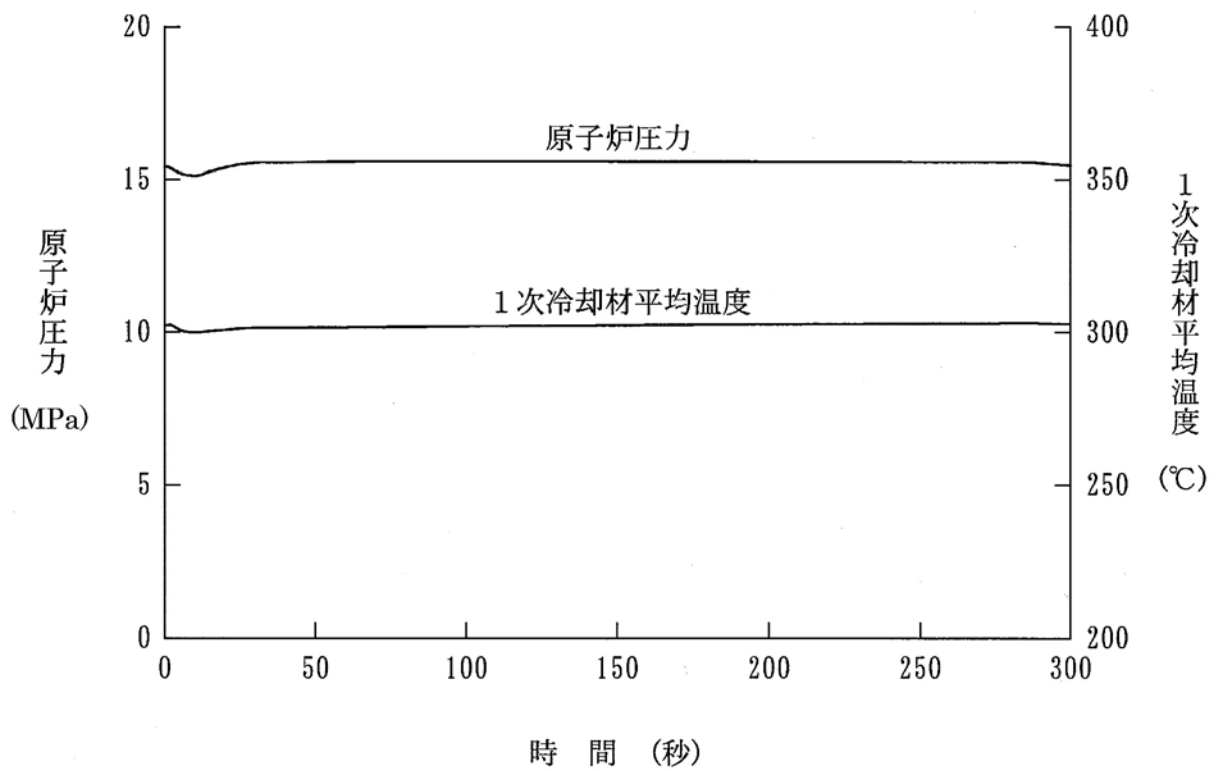
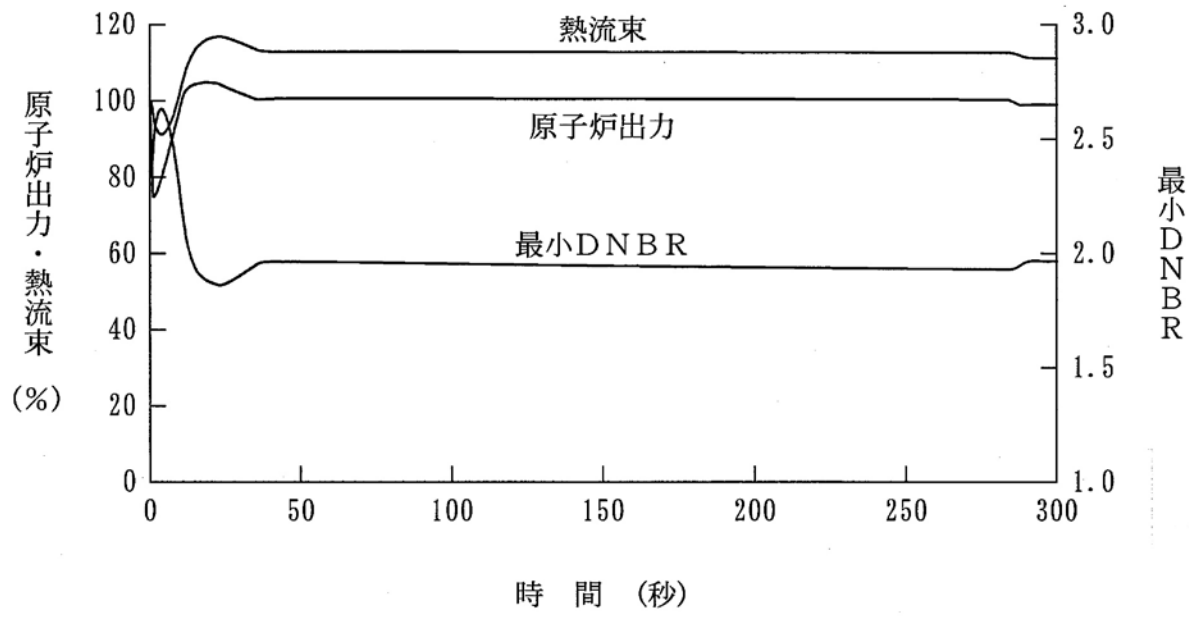
第1.15-85図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(2)



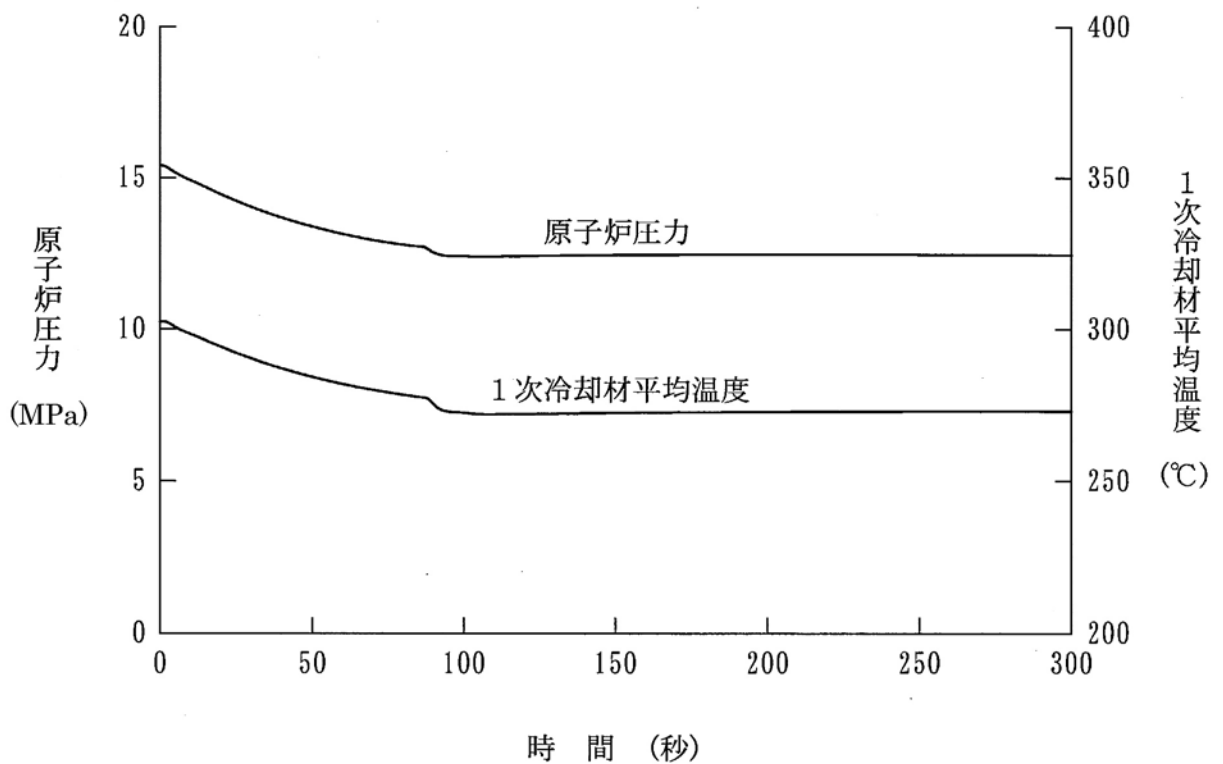
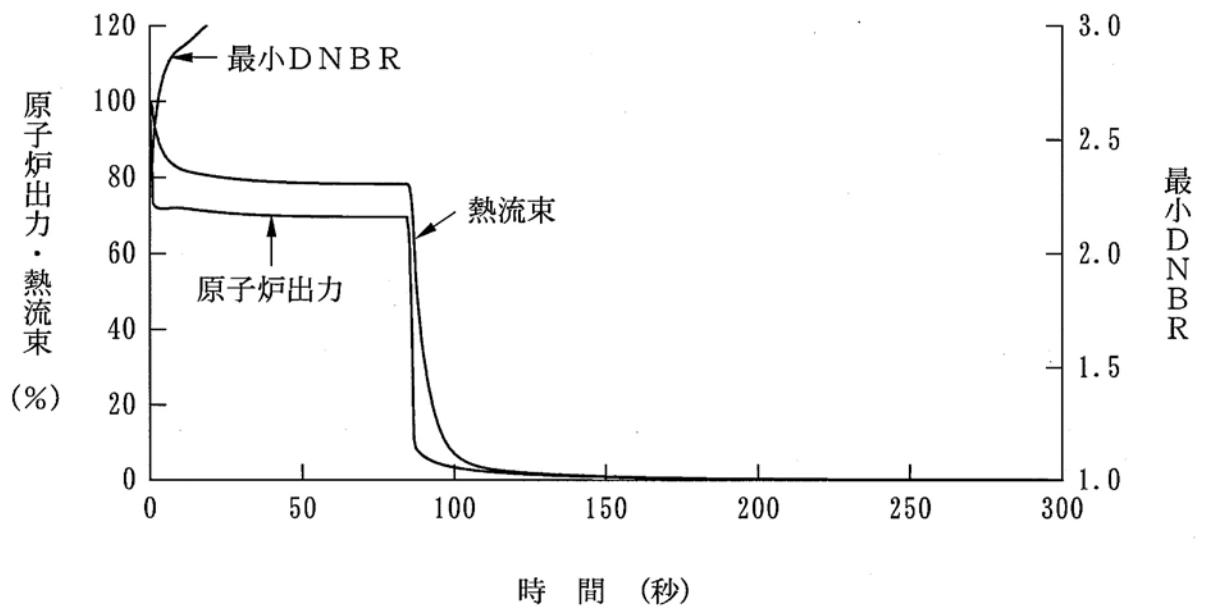
第1.15-86図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



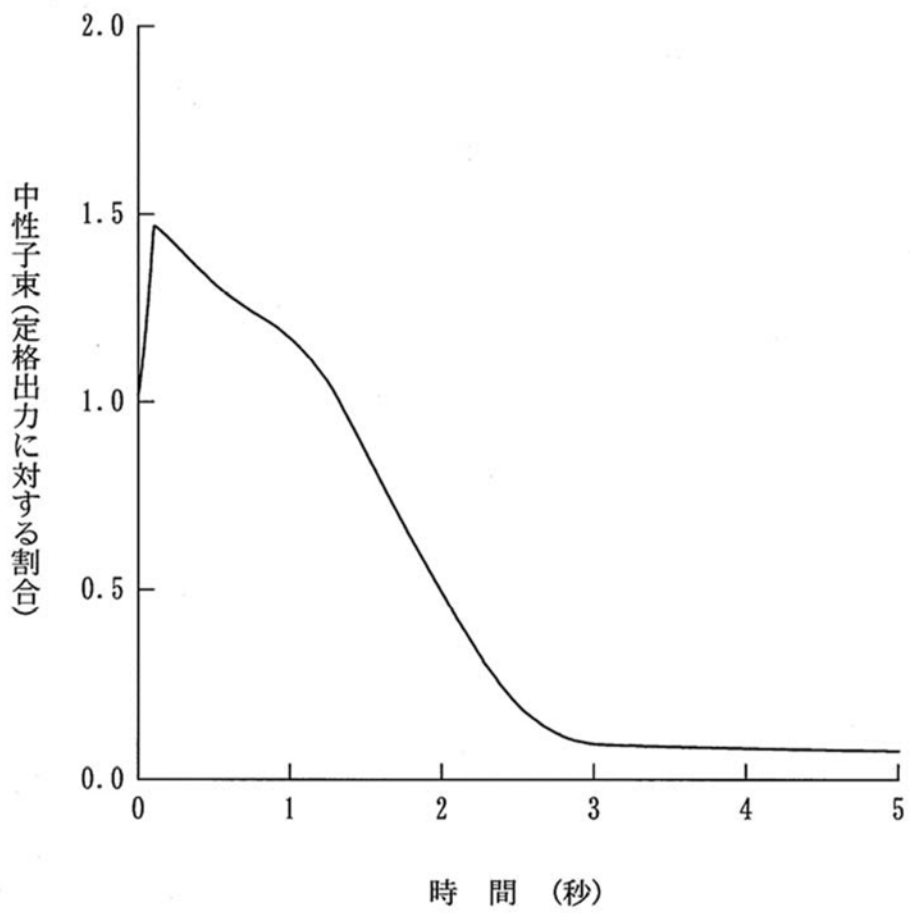
第1.15-87図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



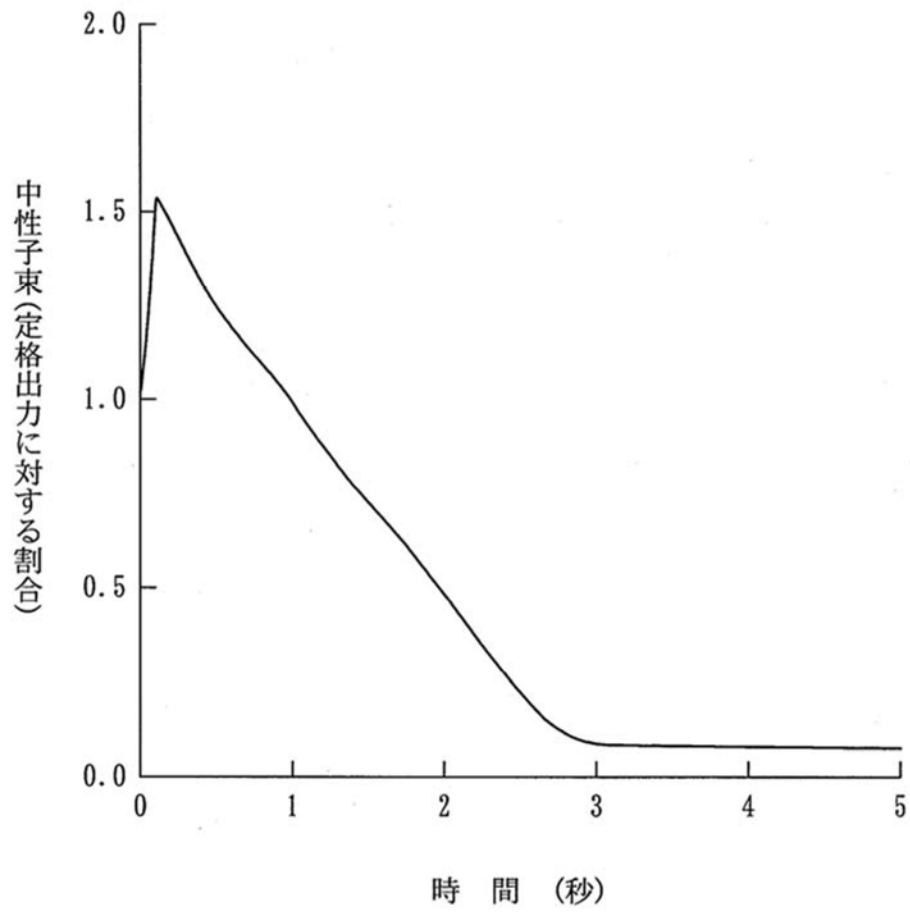
第1.15-88図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



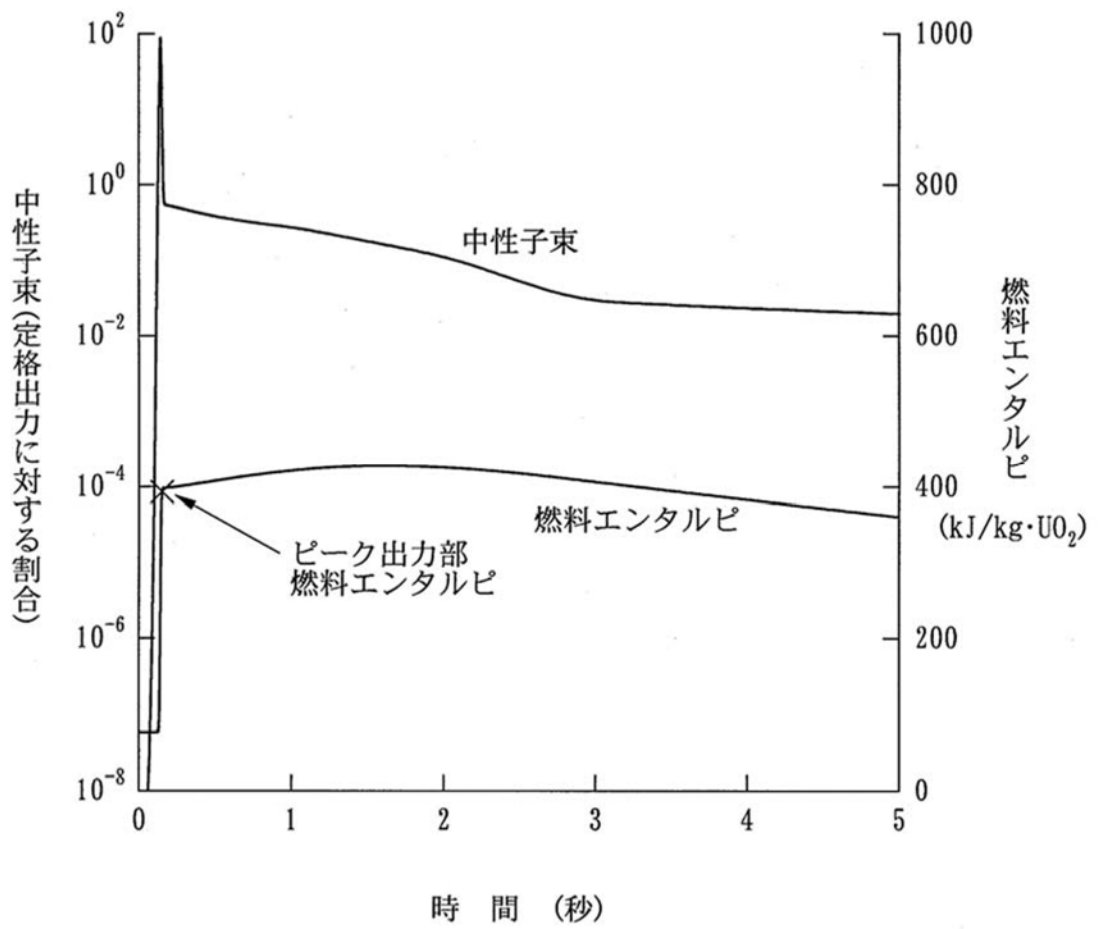
第1.15-89図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



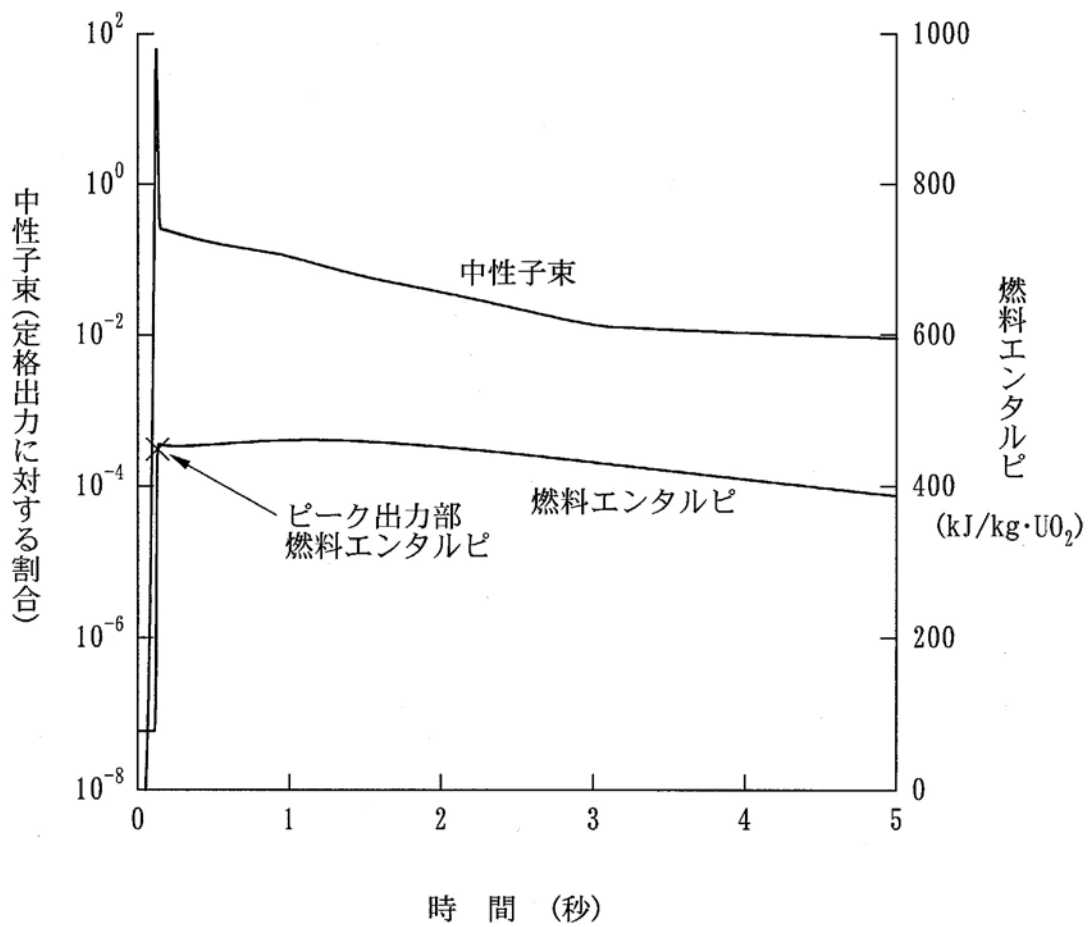
第1.15-90図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



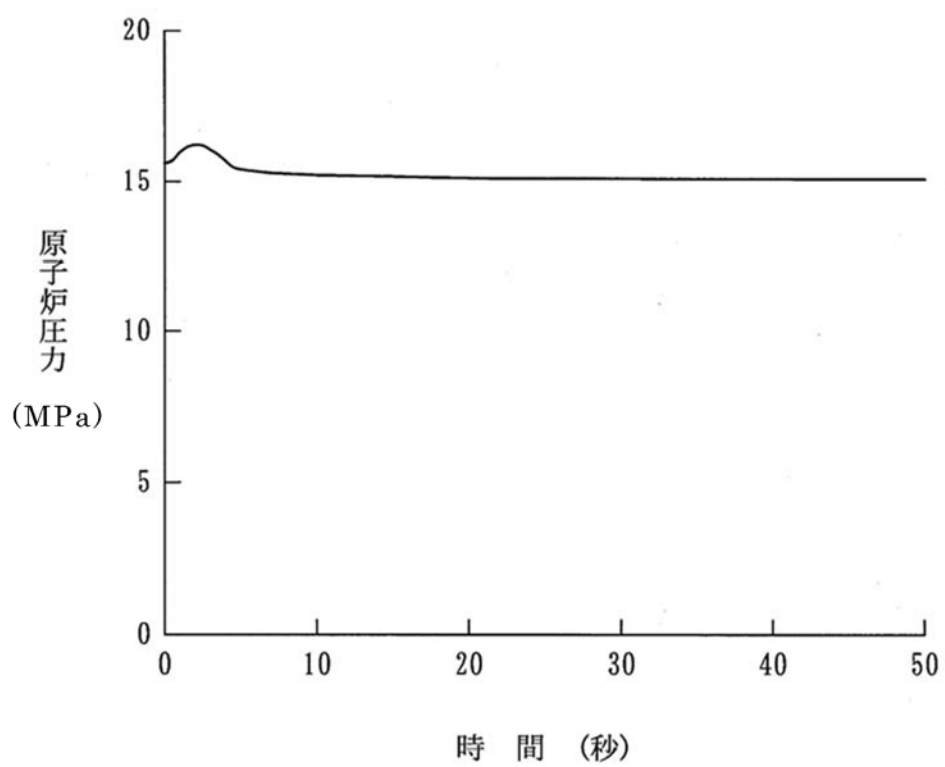
第1.15-91図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



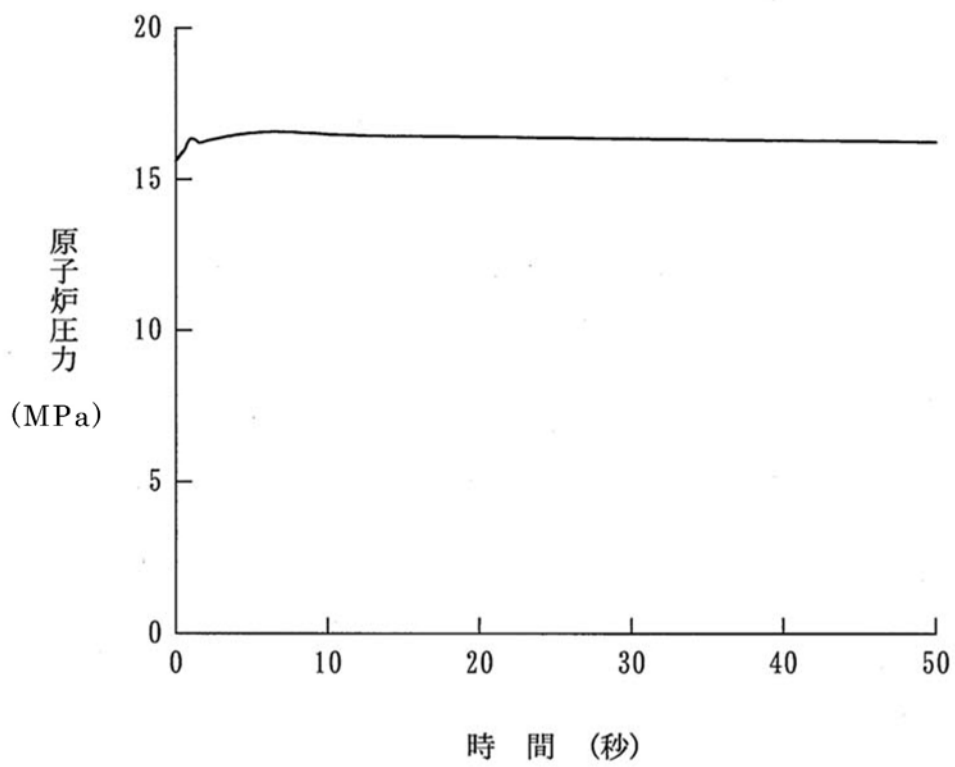
第1.15-92図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



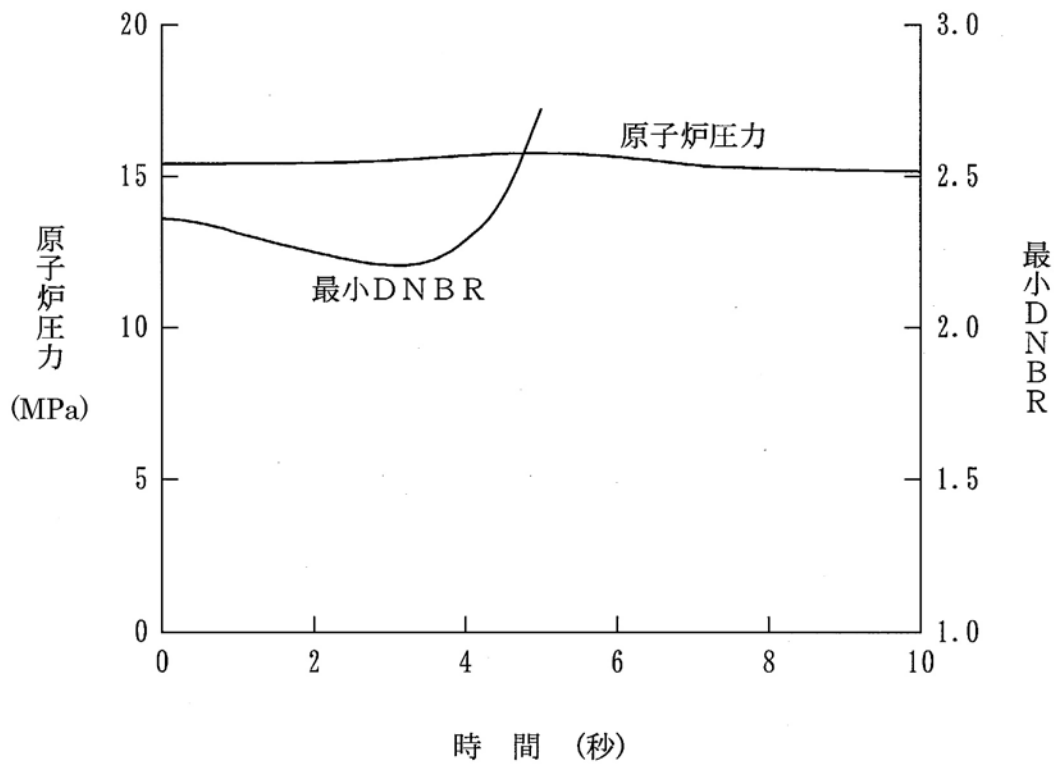
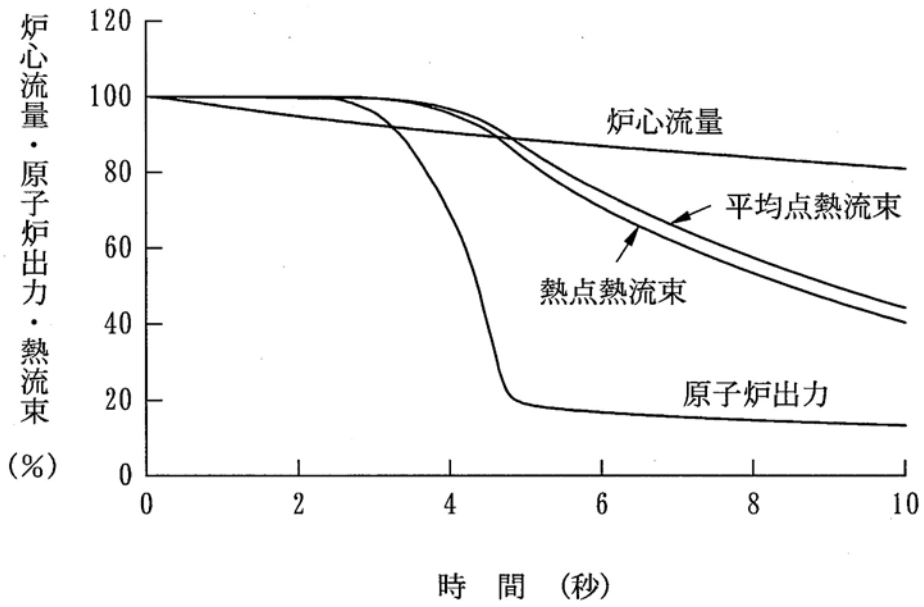
第1.15-93図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力



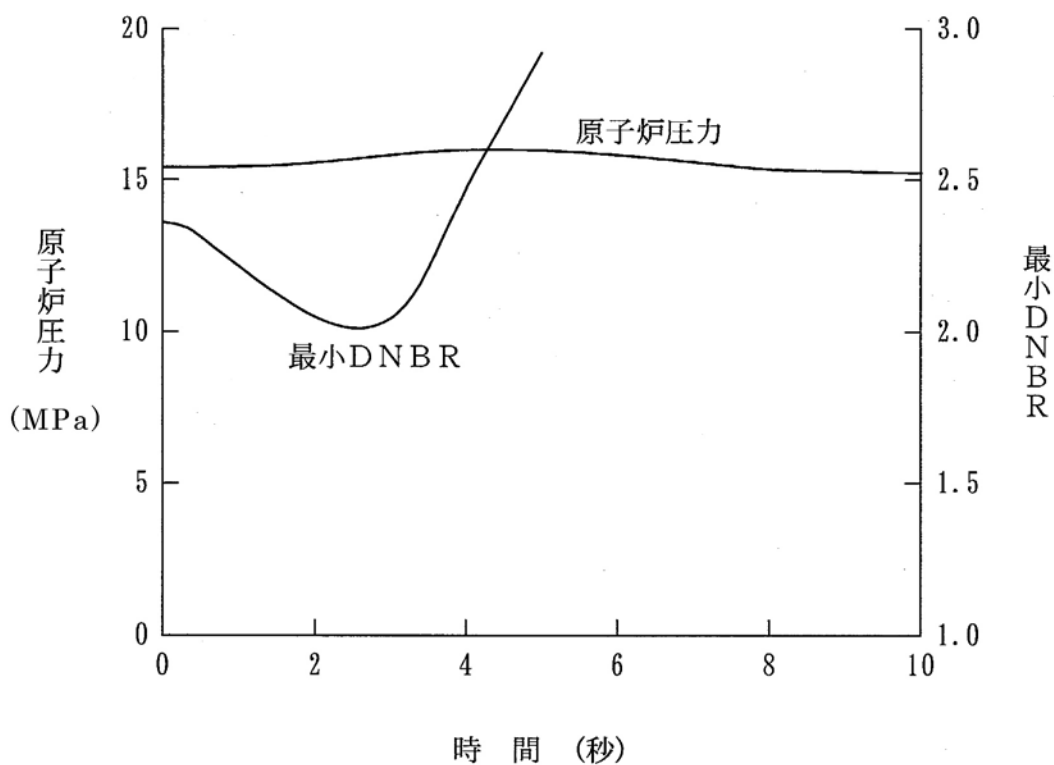
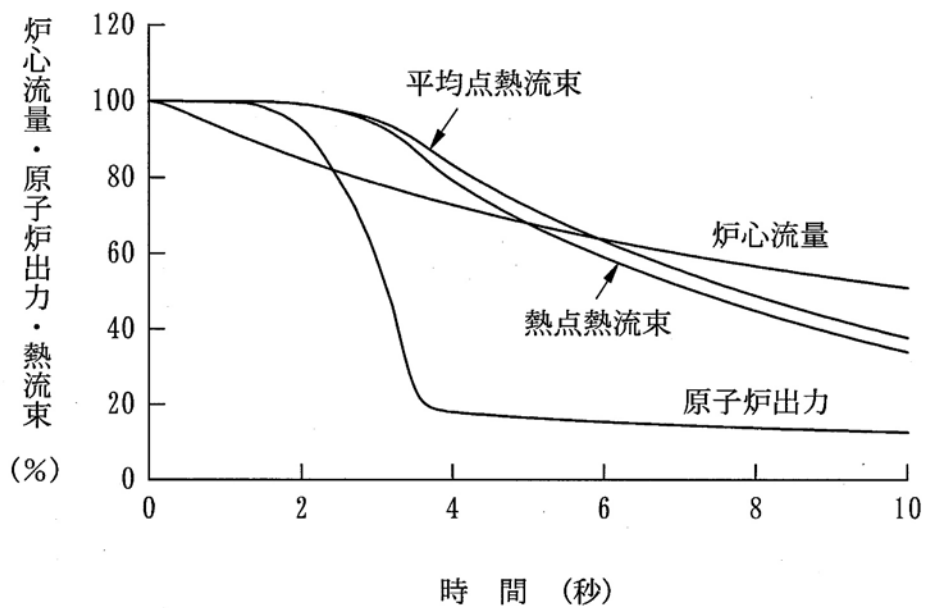
第1.15-94図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力ー圧力解析



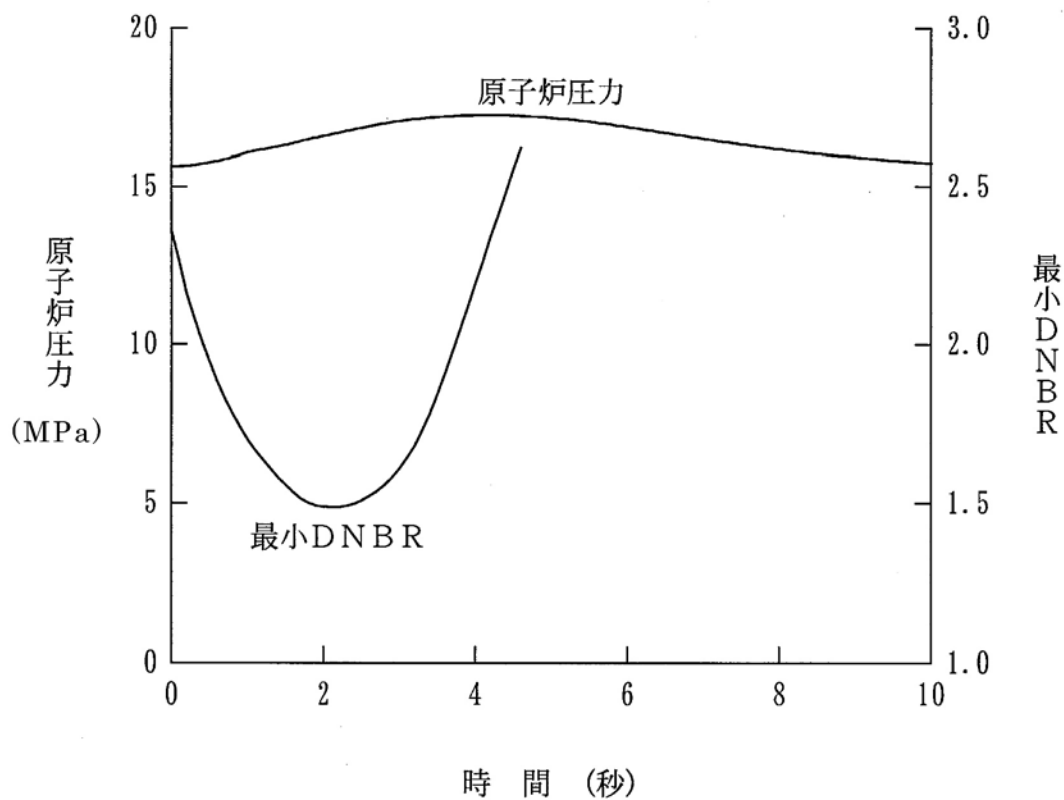
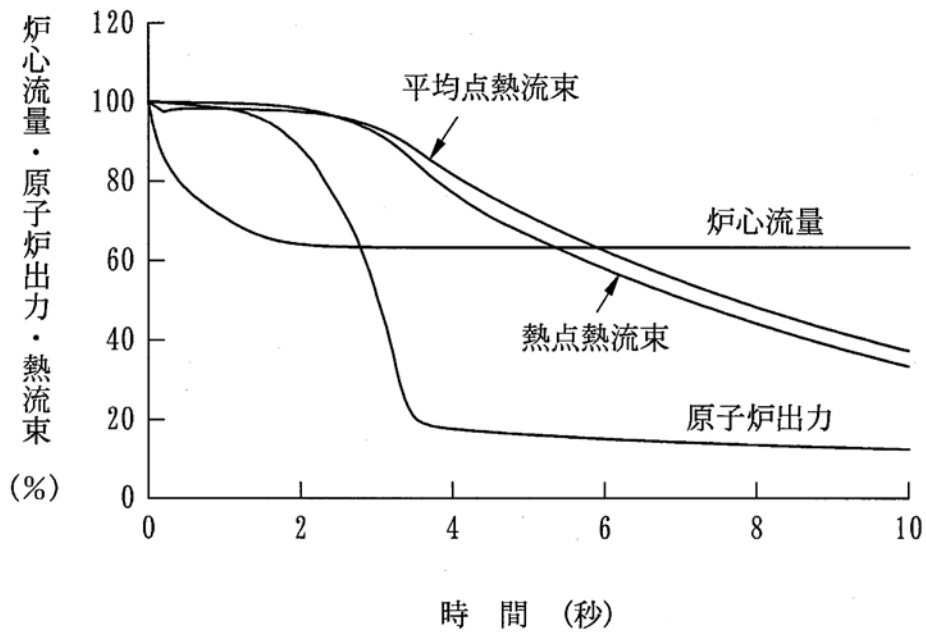
第1.15-95図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力ー圧力解析



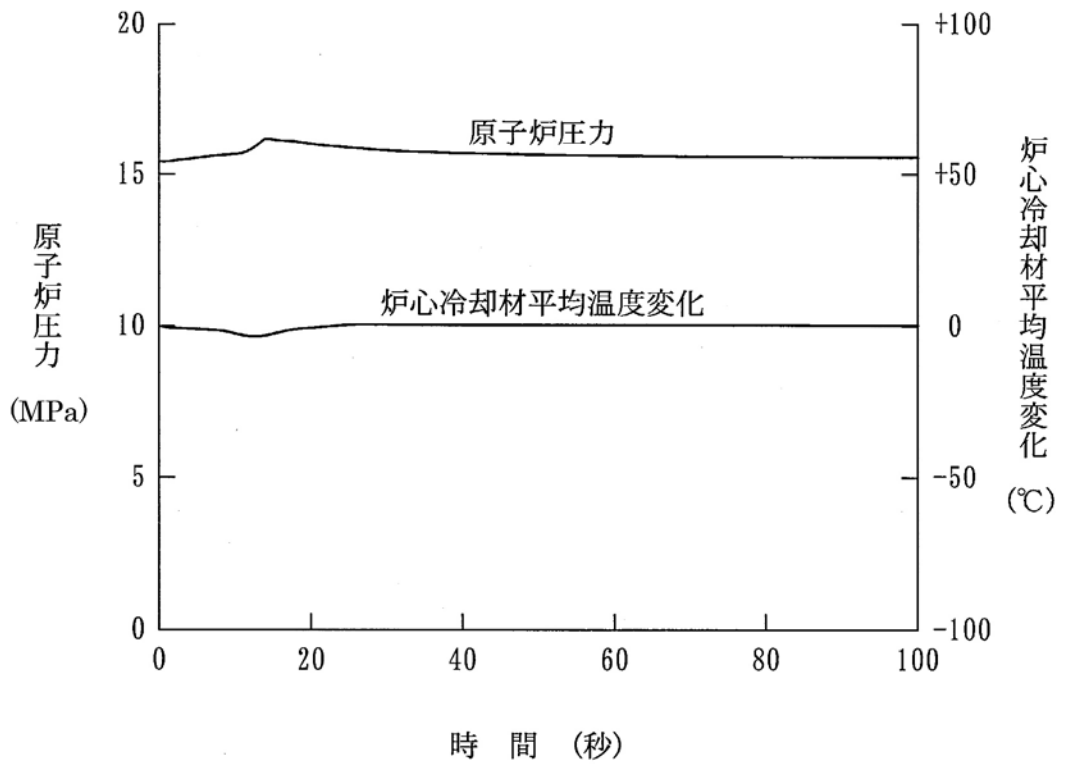
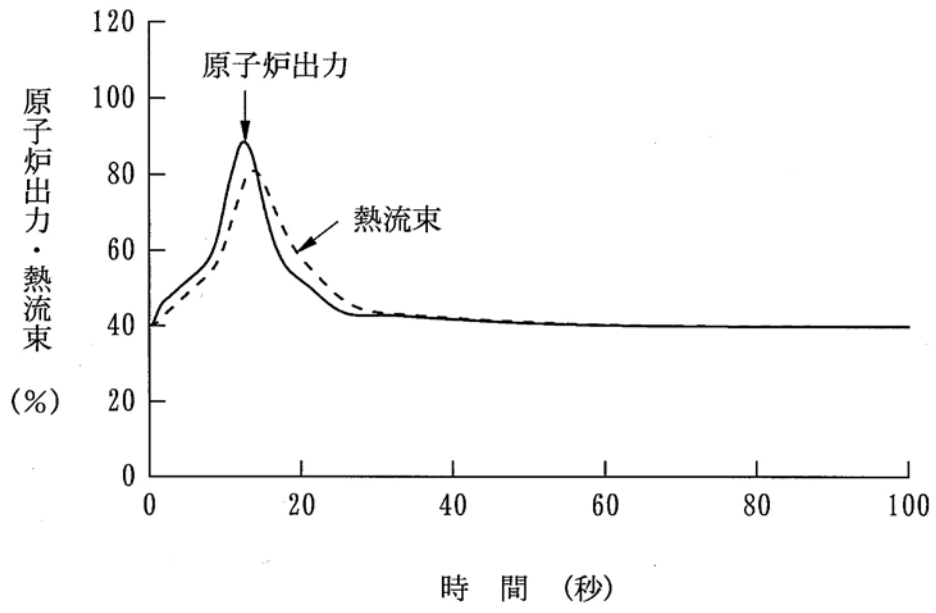
第1.15-96図 原子炉冷却材流量の部分喪失



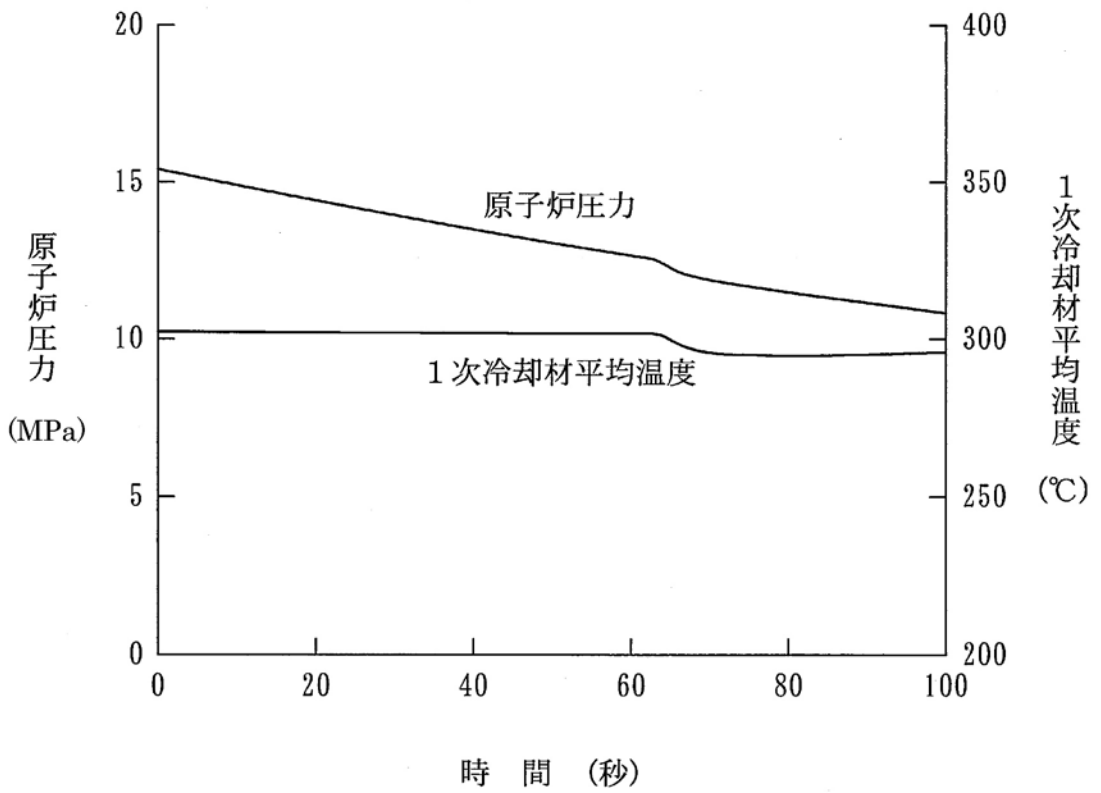
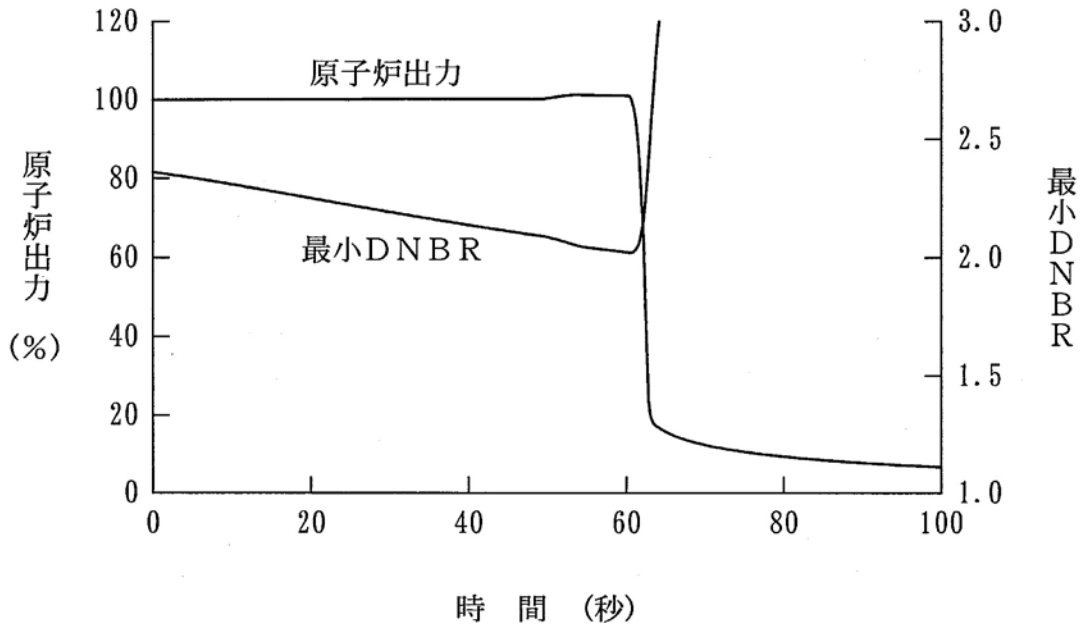
第1.15-97図 原子炉冷却材流量の喪失



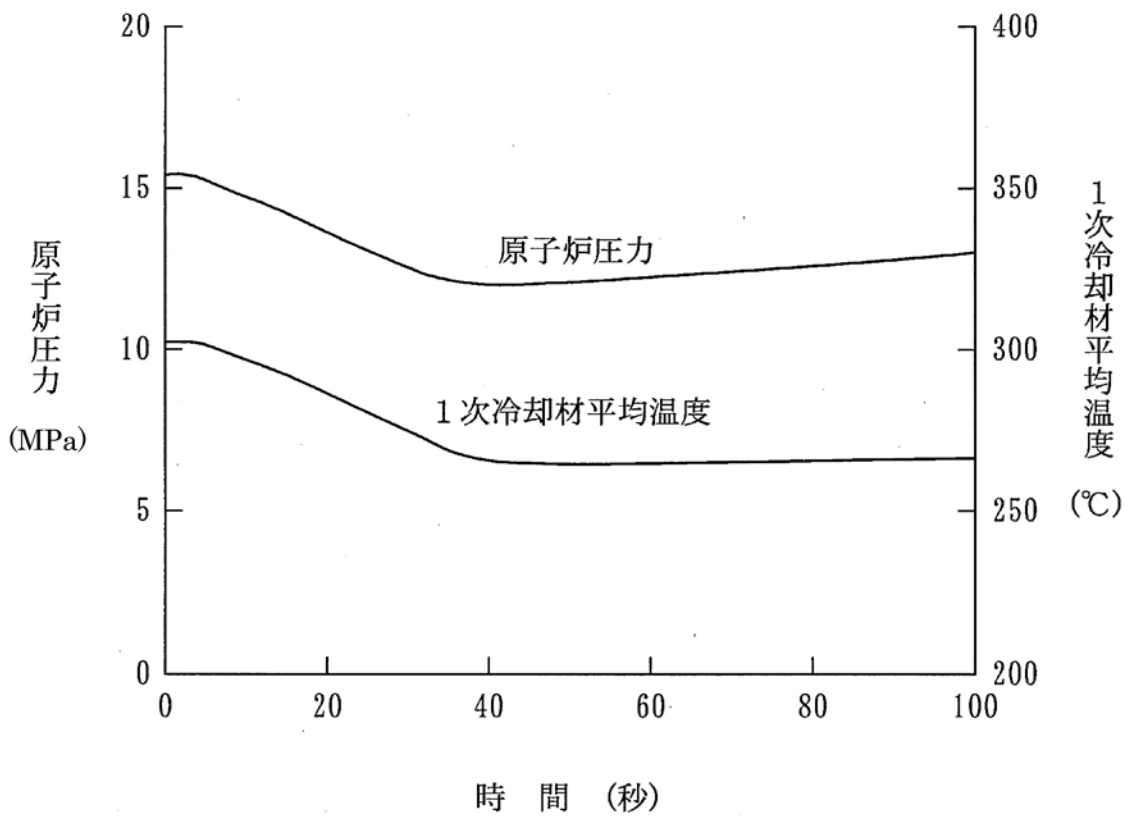
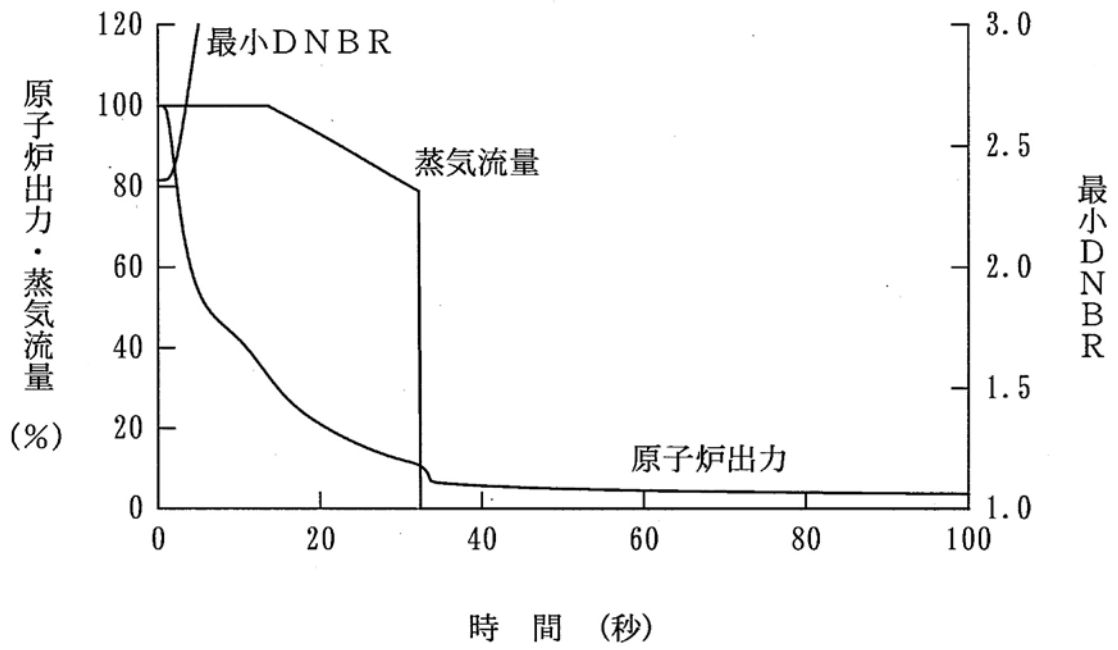
第1.15-98図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



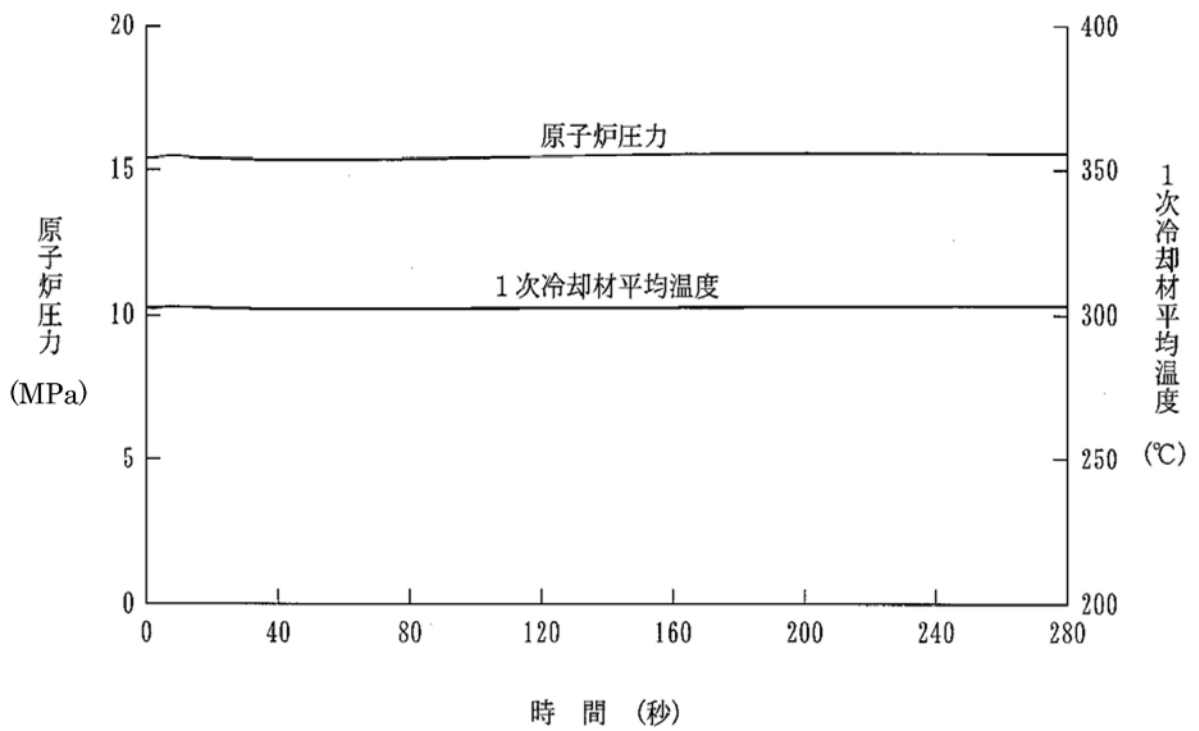
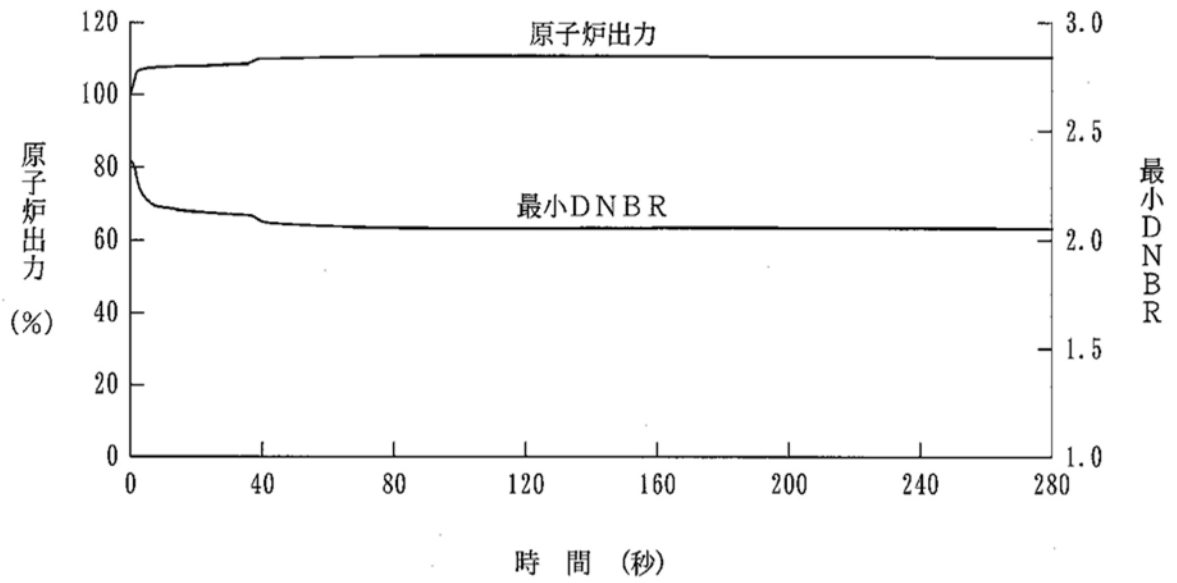
第1.15-99図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



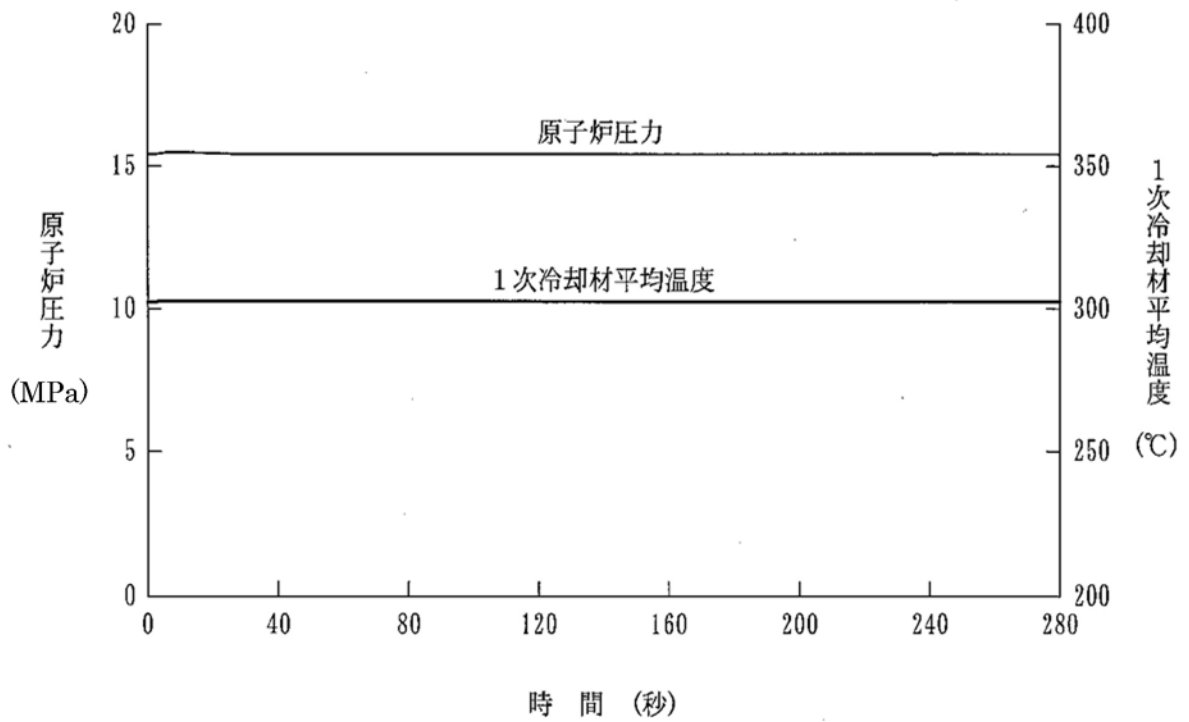
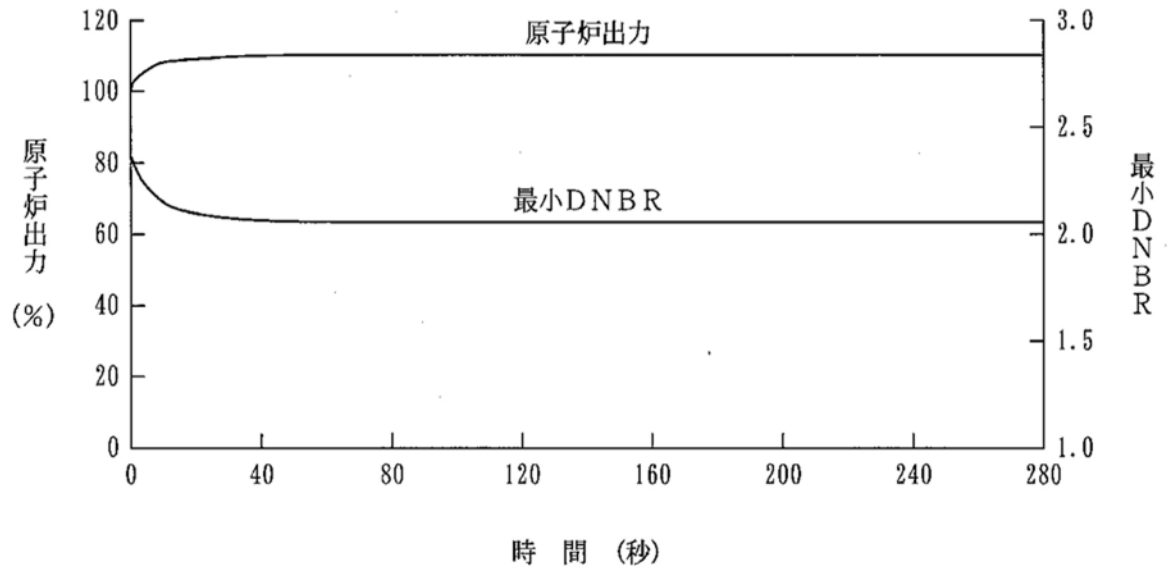
第1.15-100図 原子炉冷却材系の異常な減圧



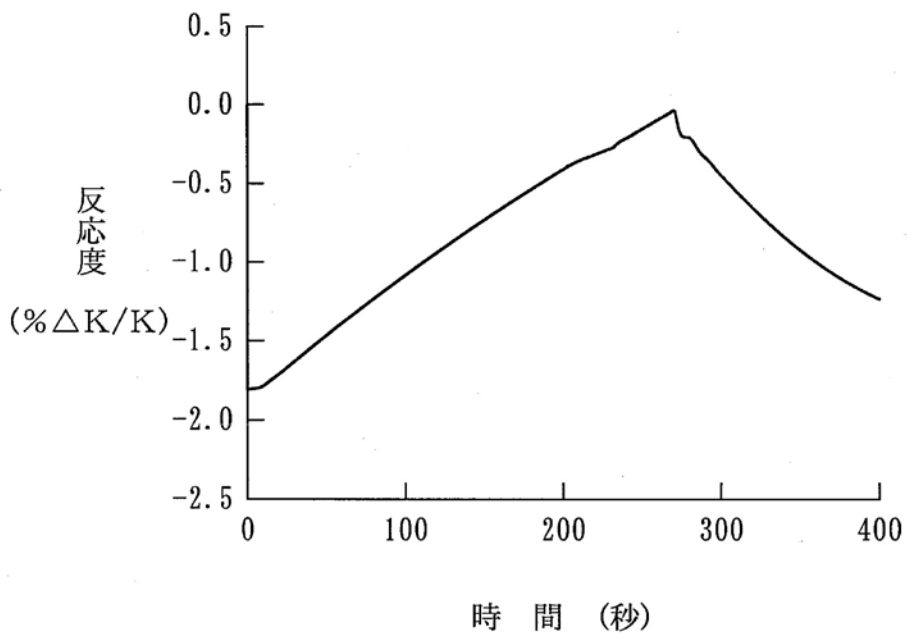
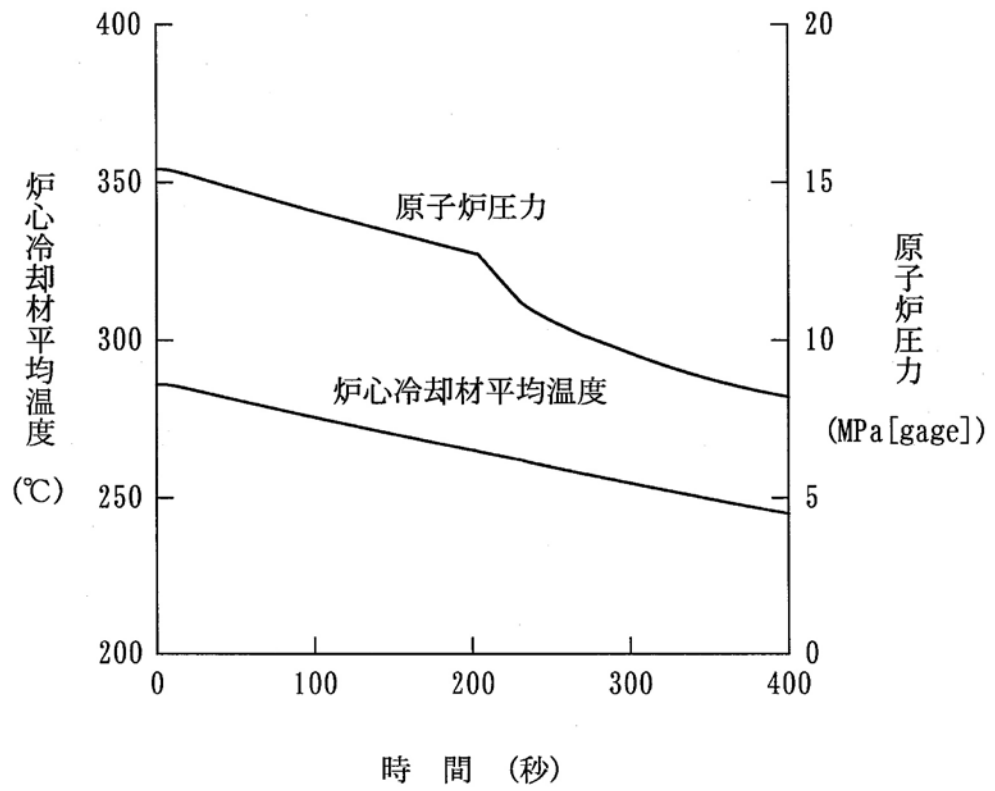
第1.15-101図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



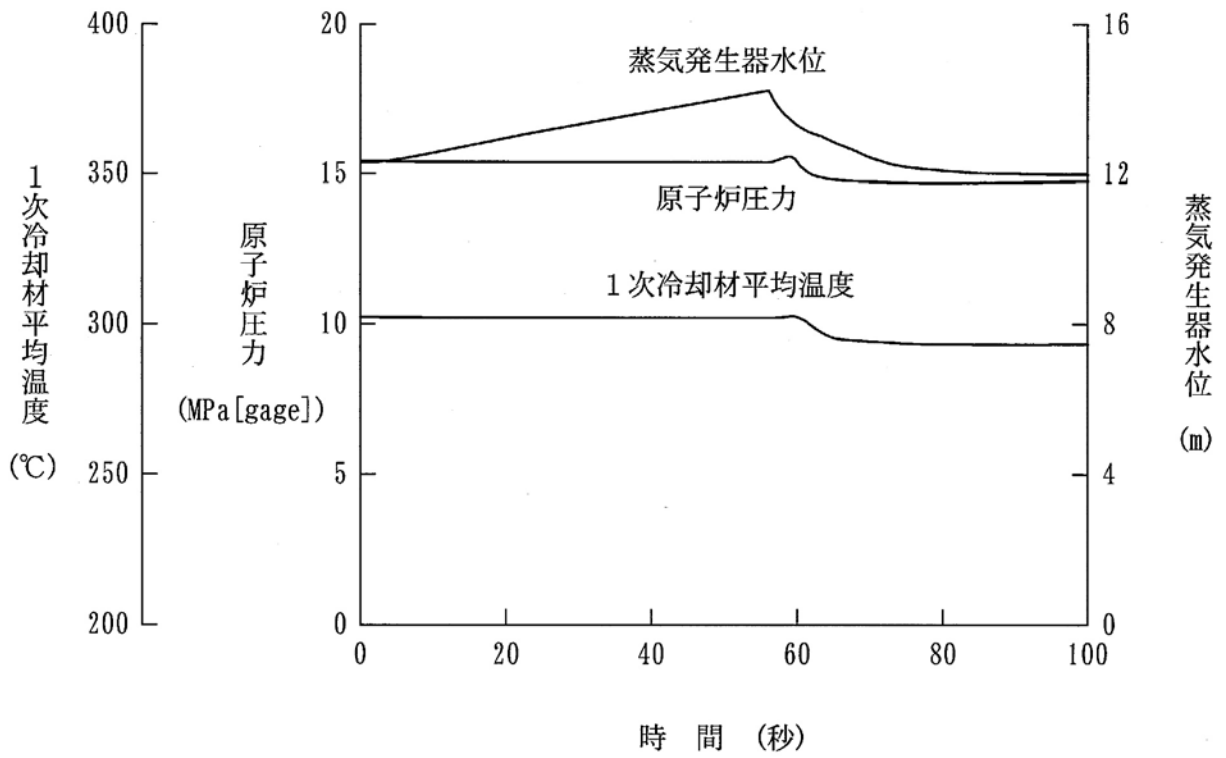
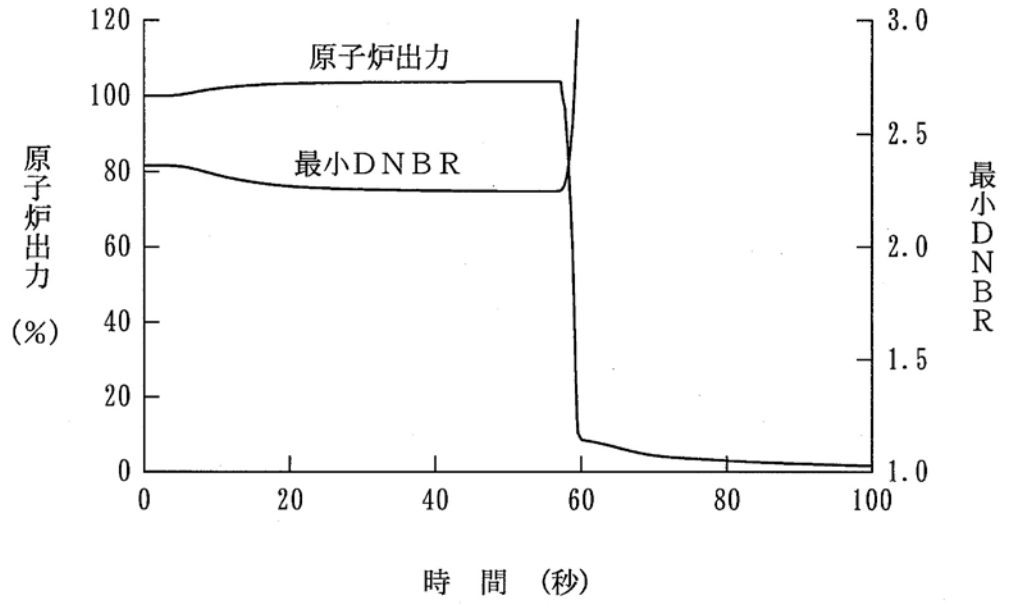
第1.15-102図 蒸気負荷の異常な増加ーケースC
(自動運転・サイクル初期)



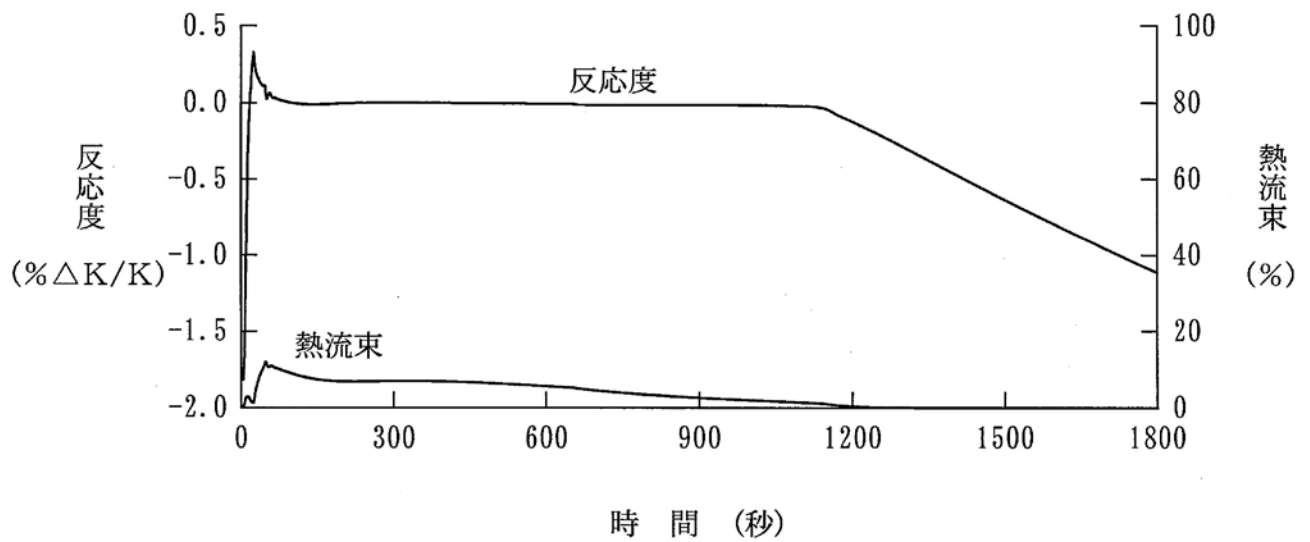
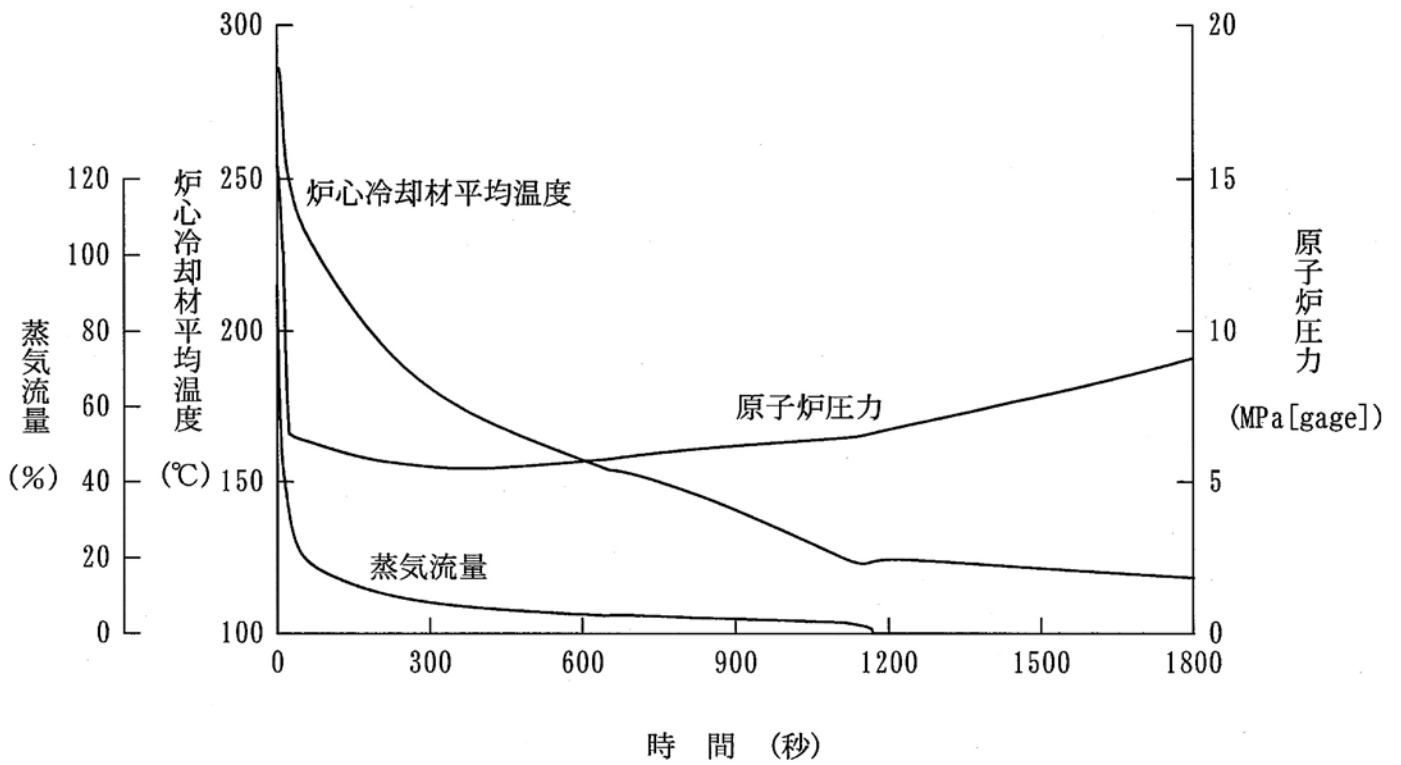
第1.15-103図 蒸気負荷の異常な増加ーケースD
(自動運転・サイクル末期)



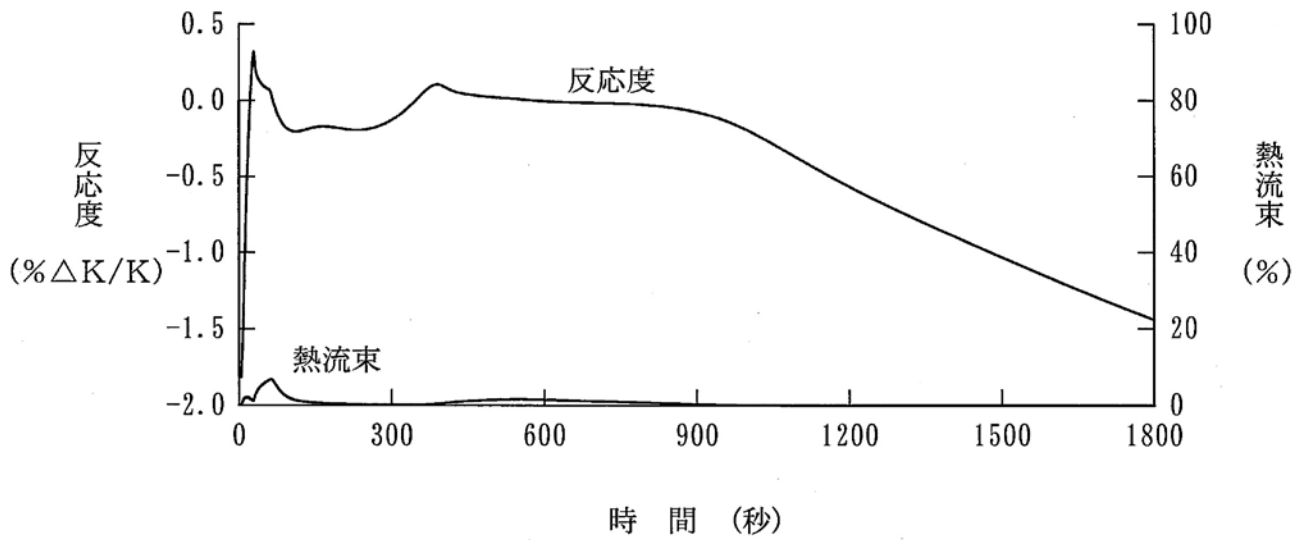
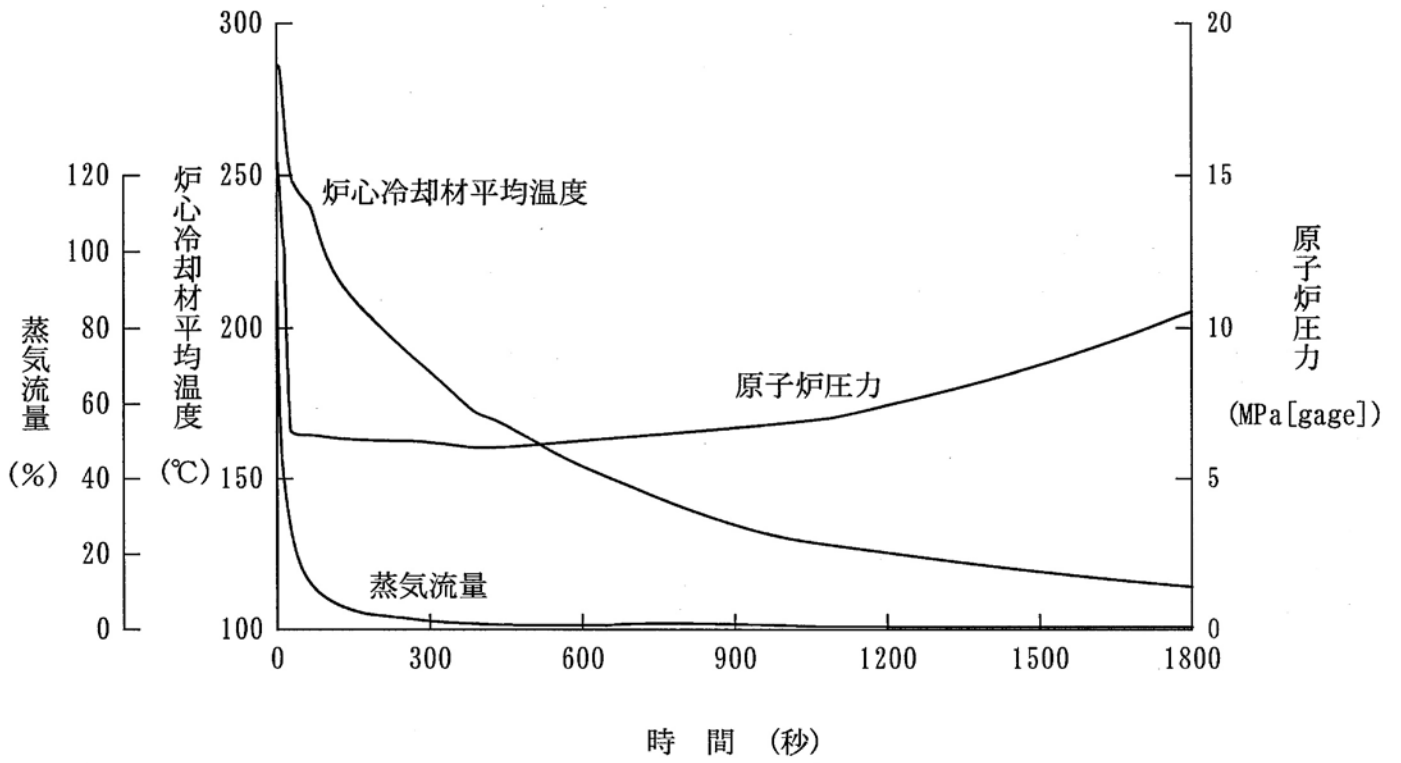
第1.15-104図 2次冷却系の異常な減圧



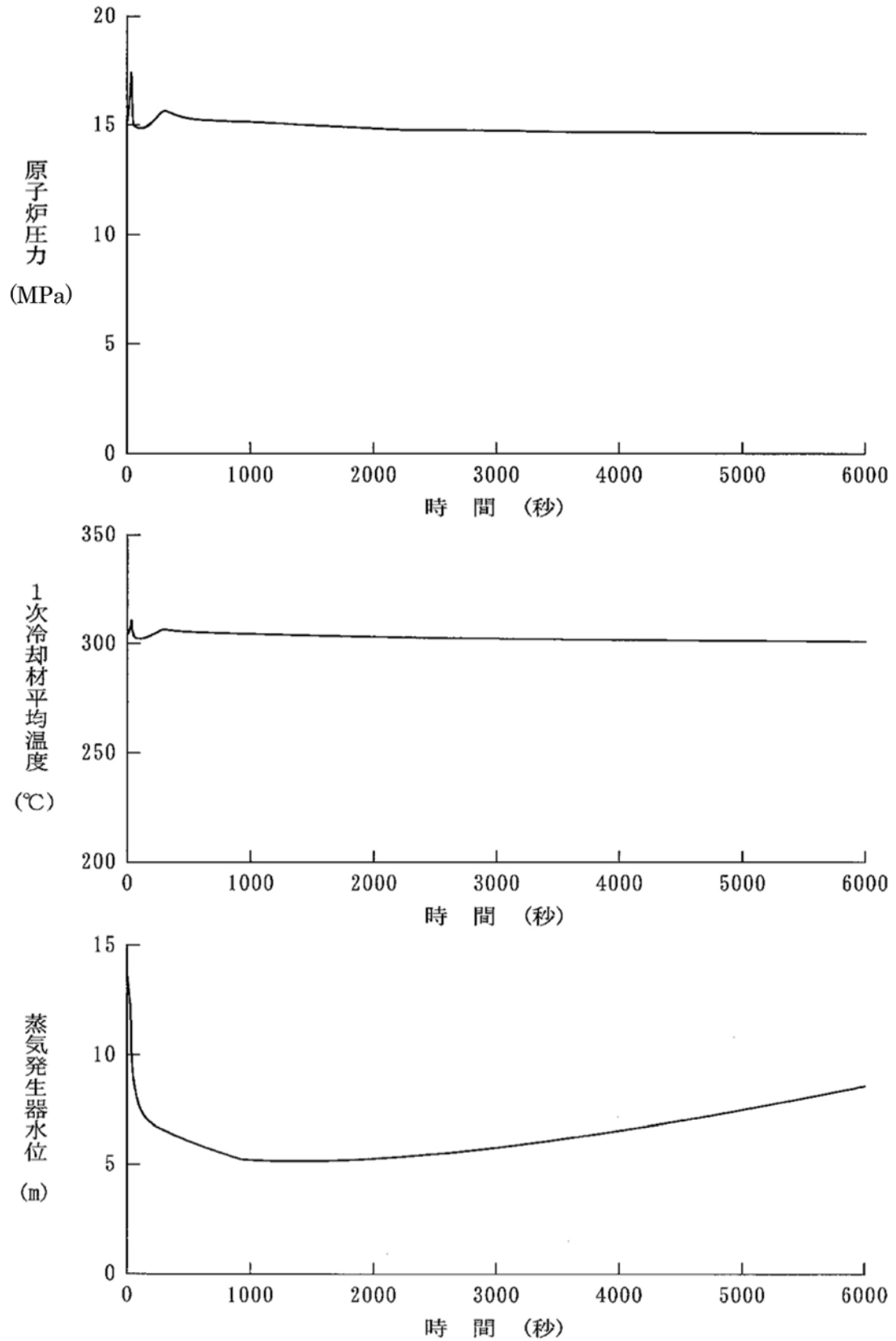
第1.15-105図 蒸気発生器への過剰給水



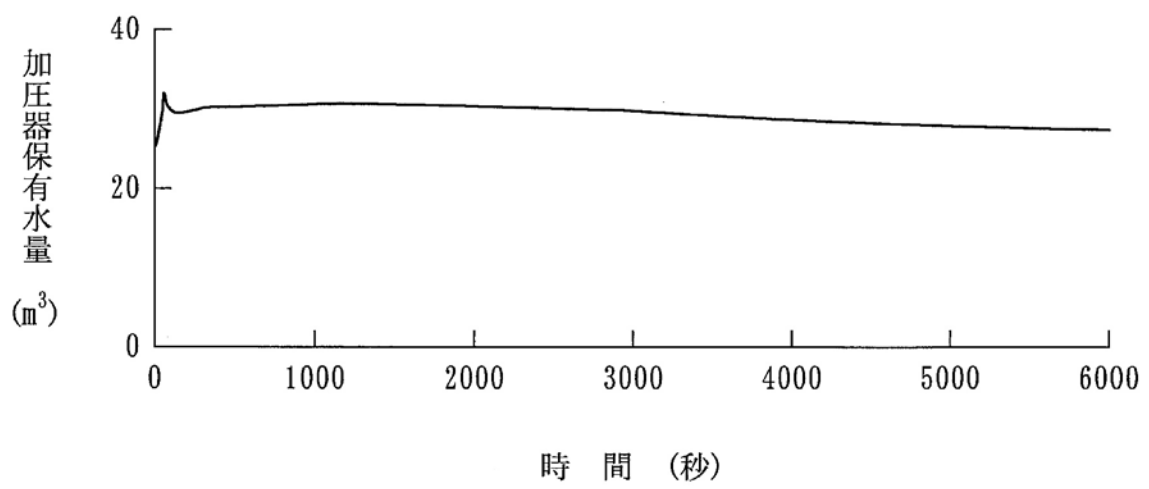
第1.15-106図 主蒸気管破断一ケースA (外部電源あり)



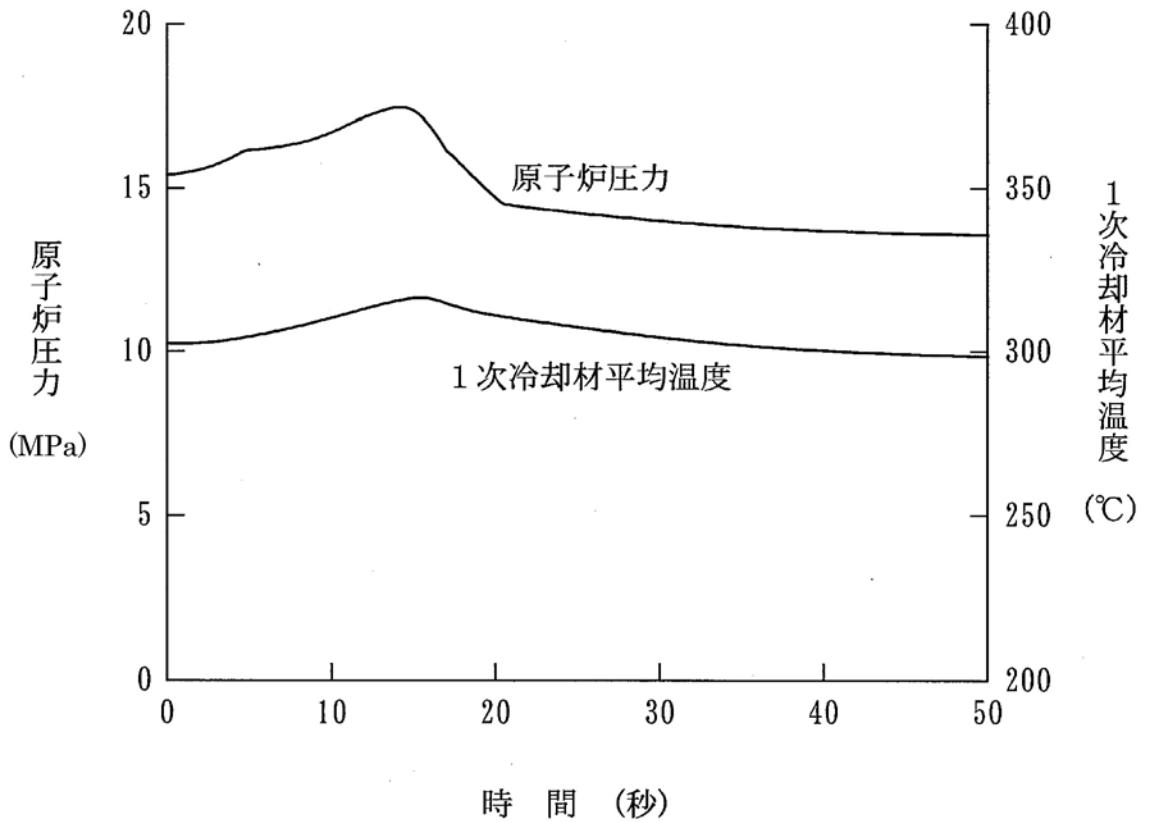
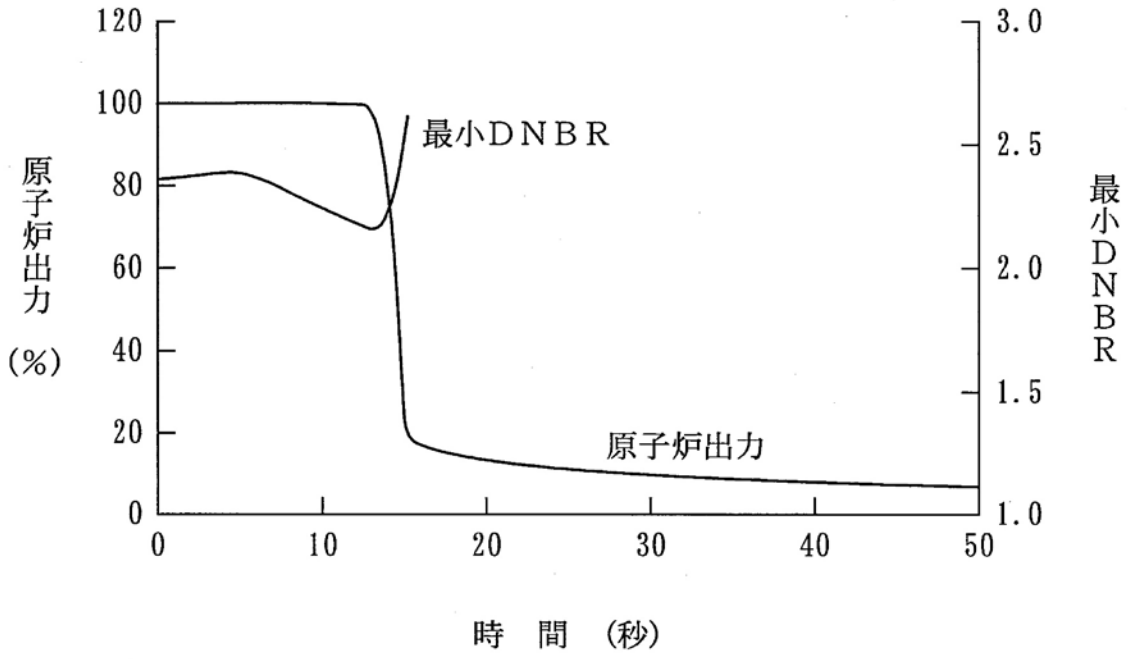
第1.15-107図 主蒸気管破断一ケースB(外部電源なし)



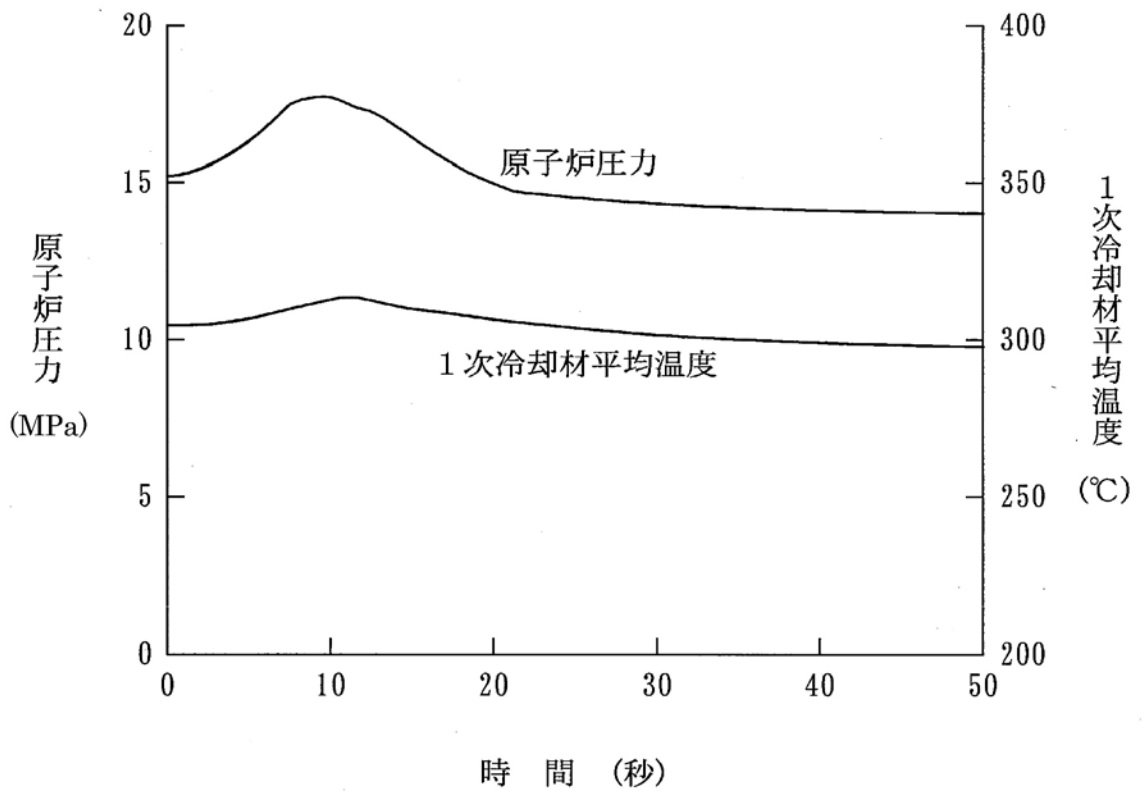
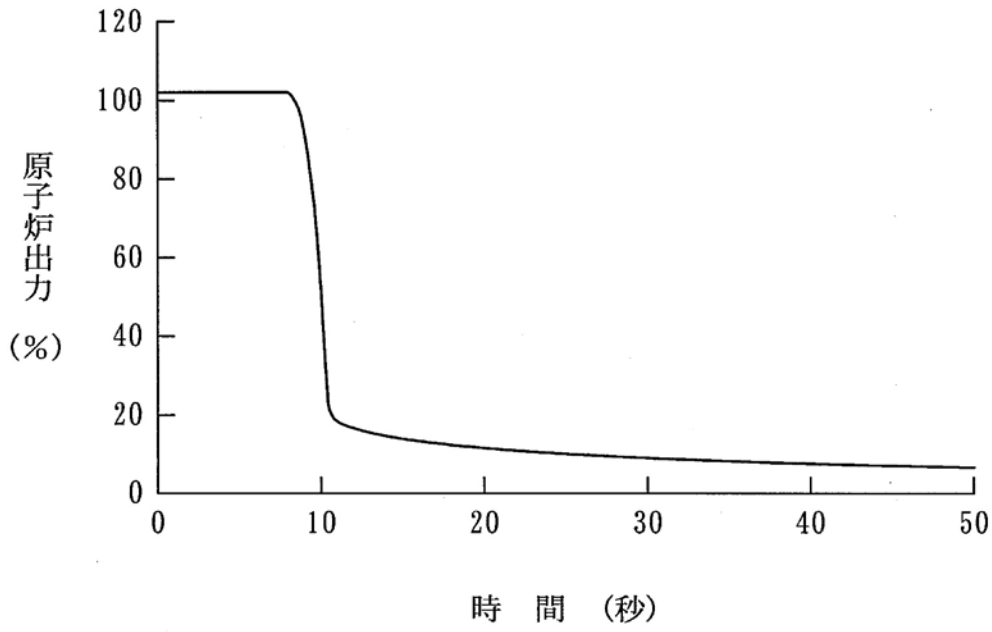
第1.15-108図 主給水流量喪失(1)



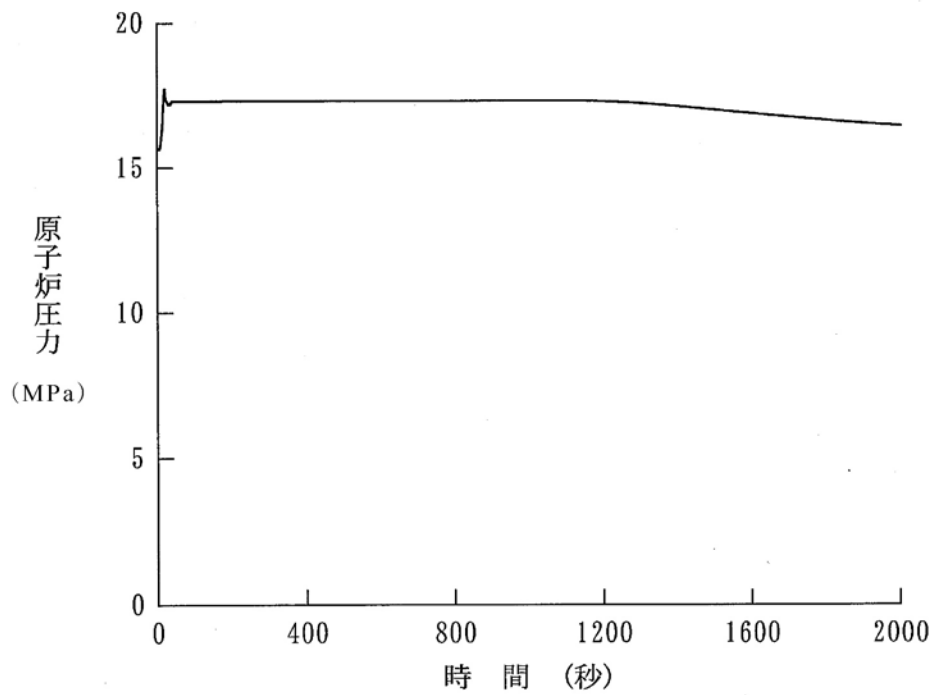
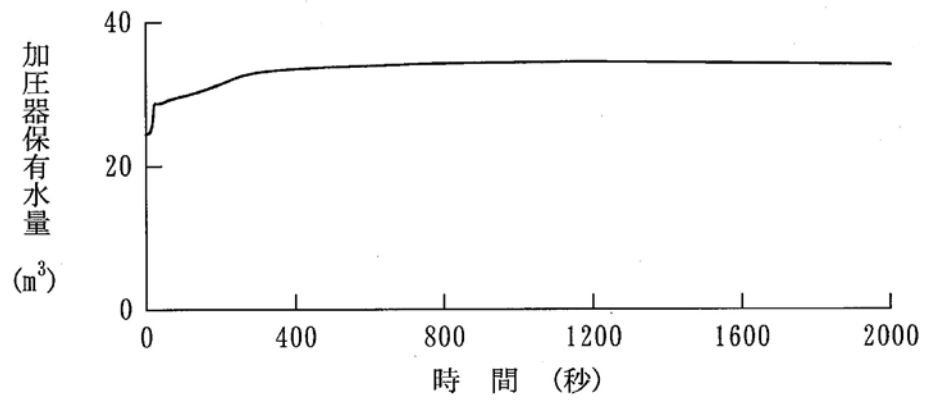
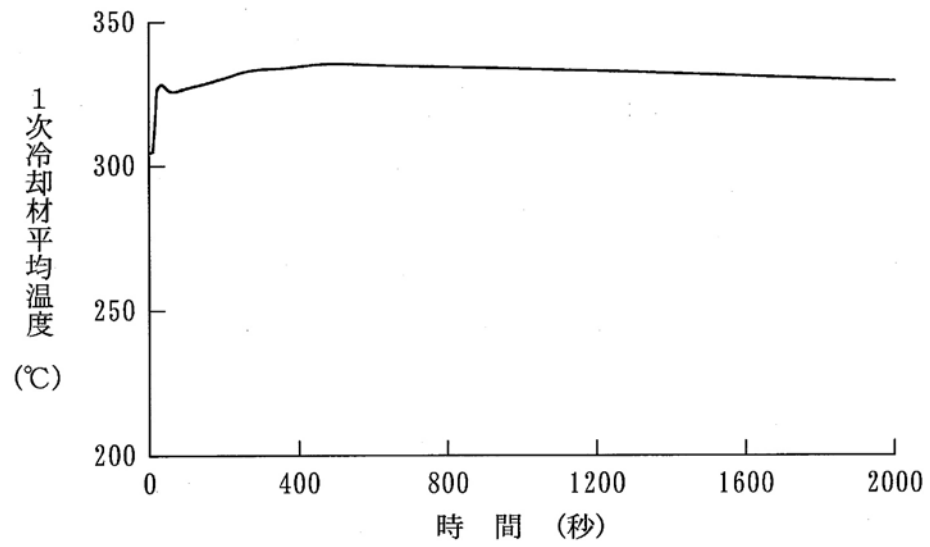
第1.15-109図 主給水流量喪失(2)



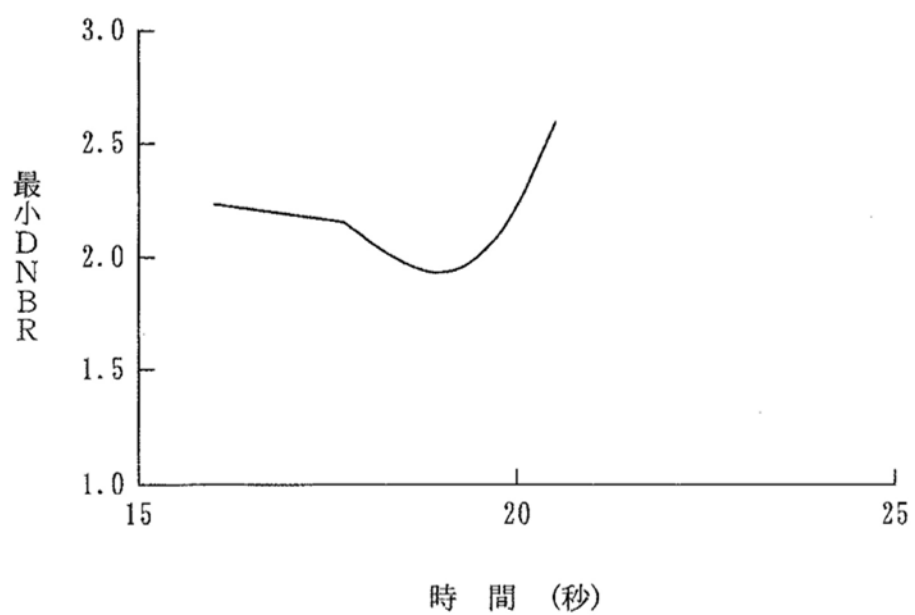
第1.15-110図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系作動



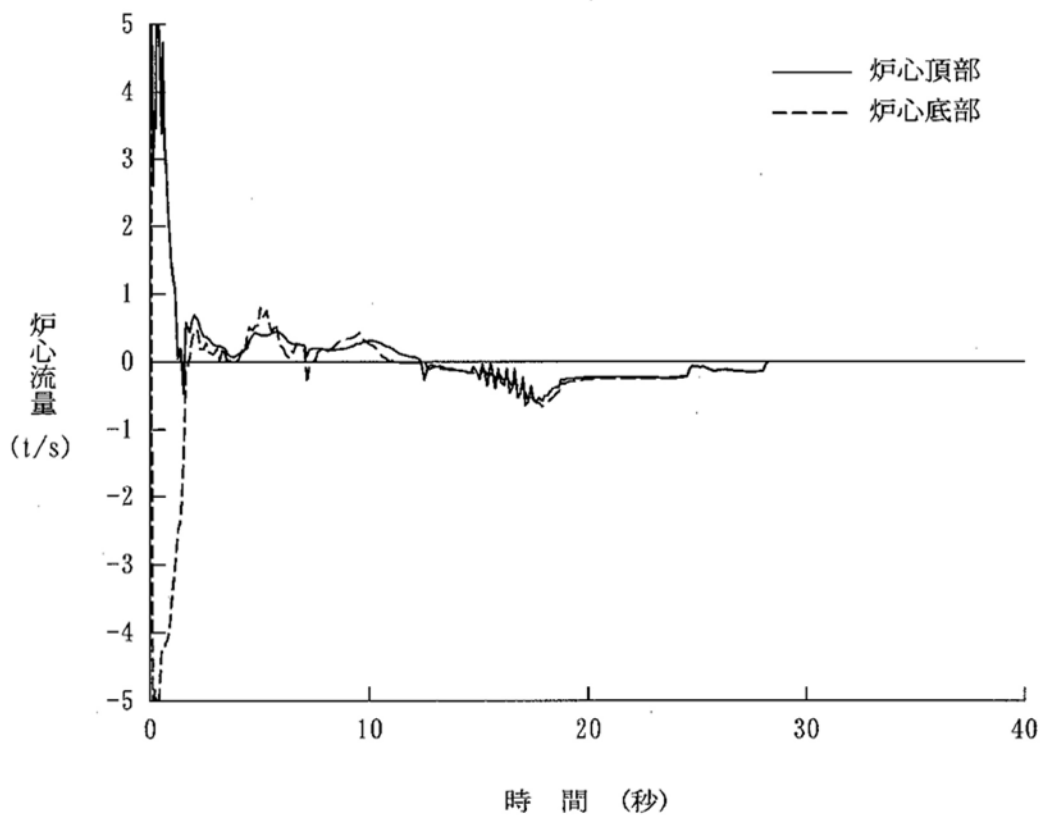
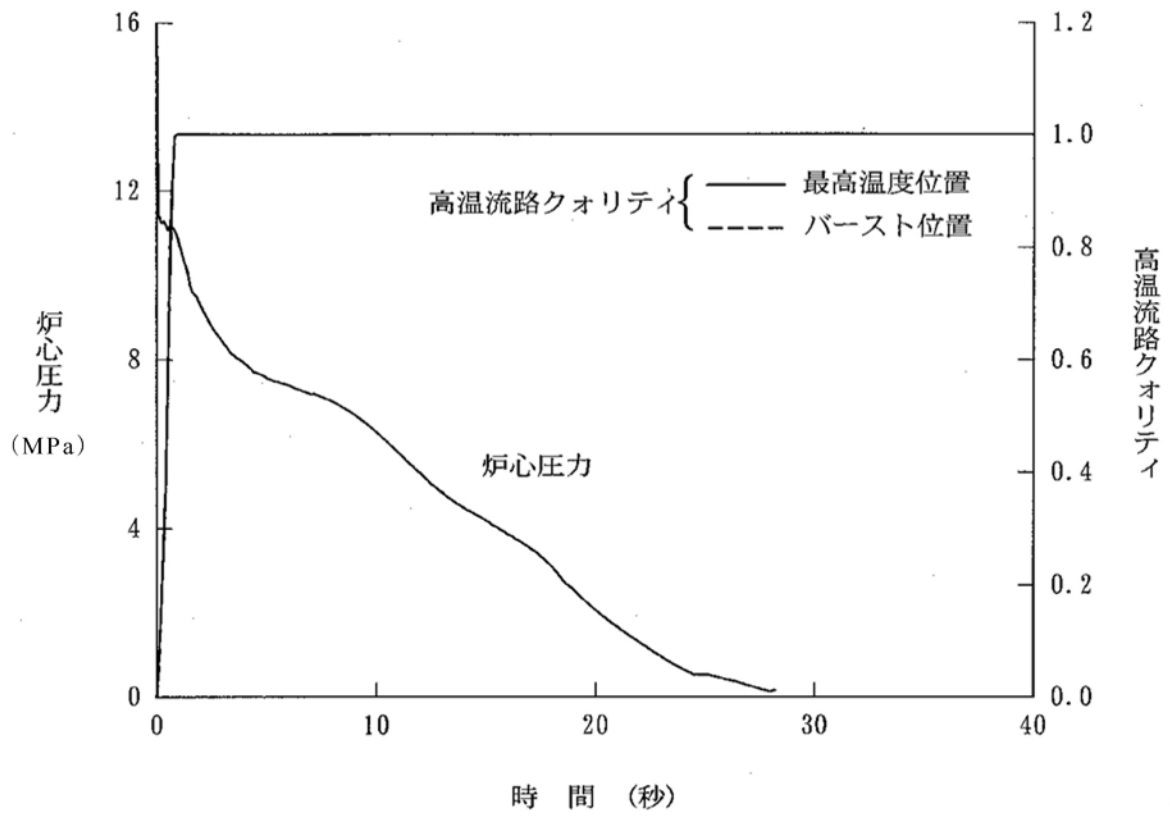
第1.15-111図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



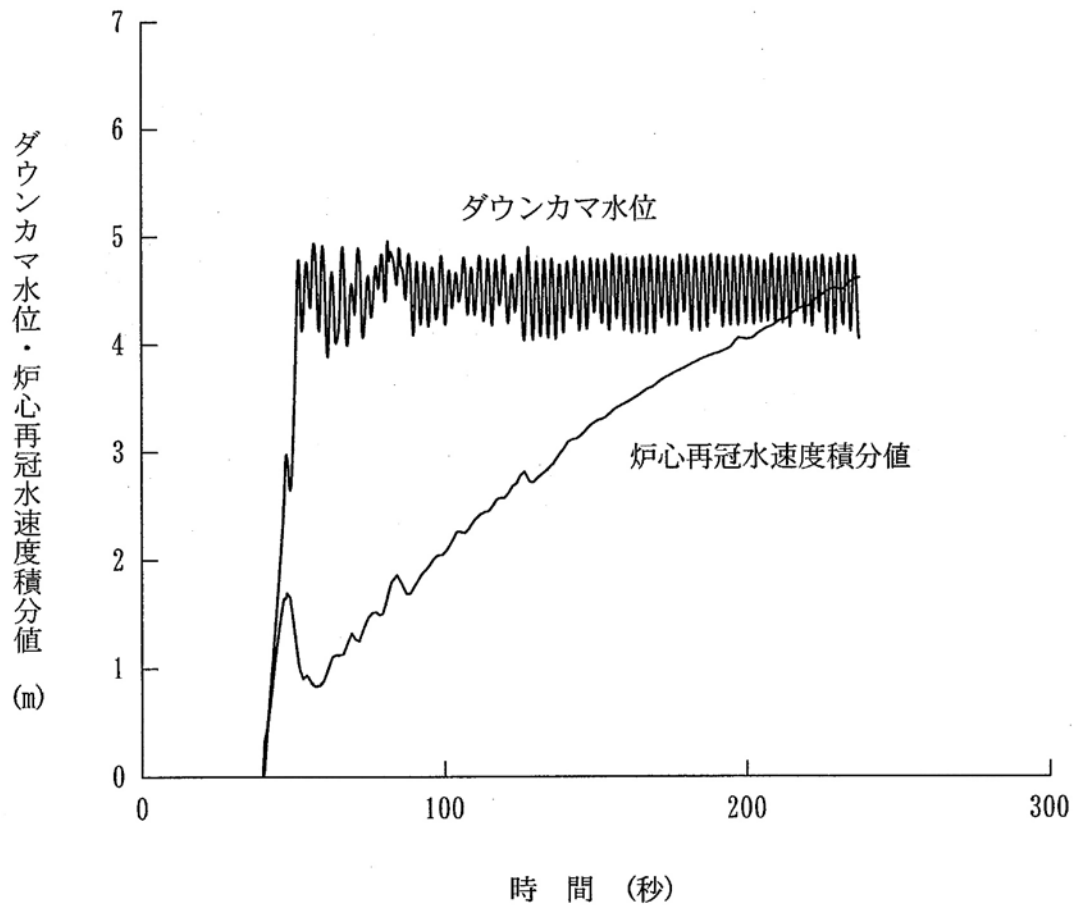
第1.15-112図 主給水管破断(1)



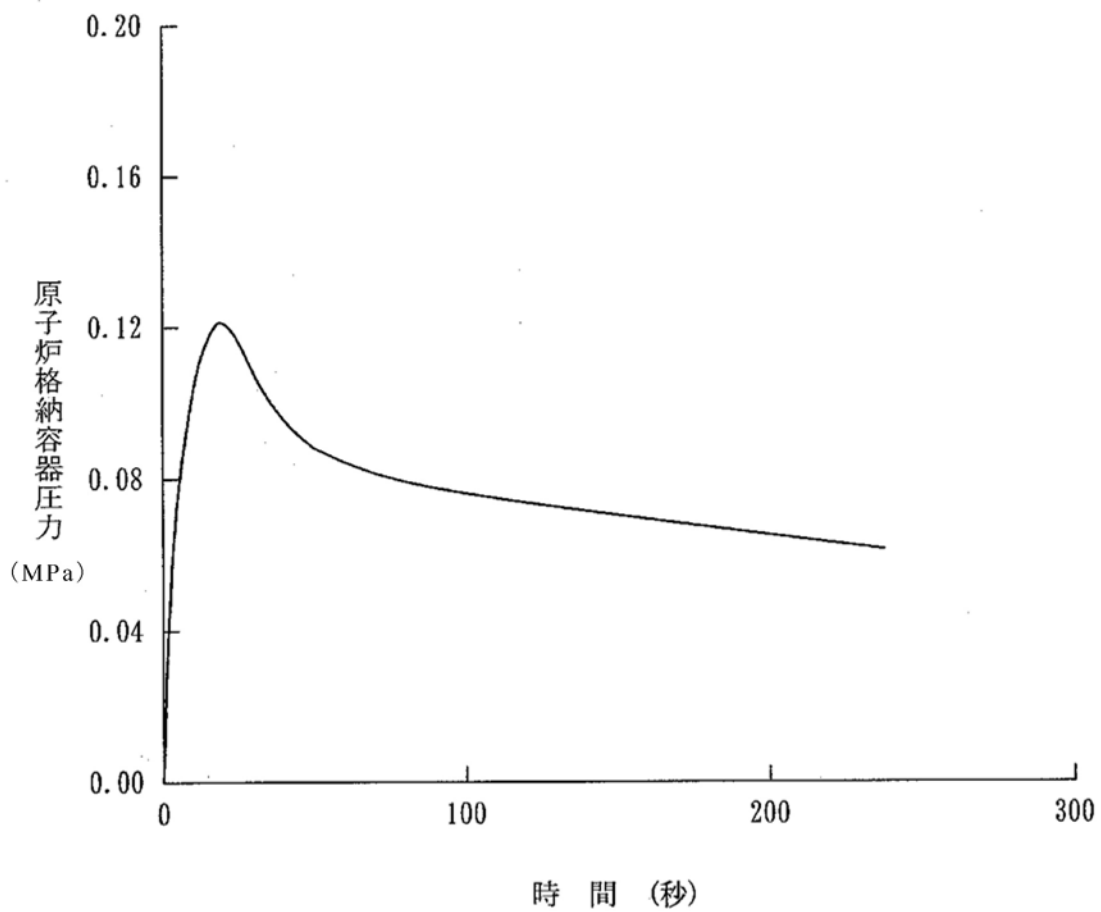
第1.15-113図 主給水管破断(2)



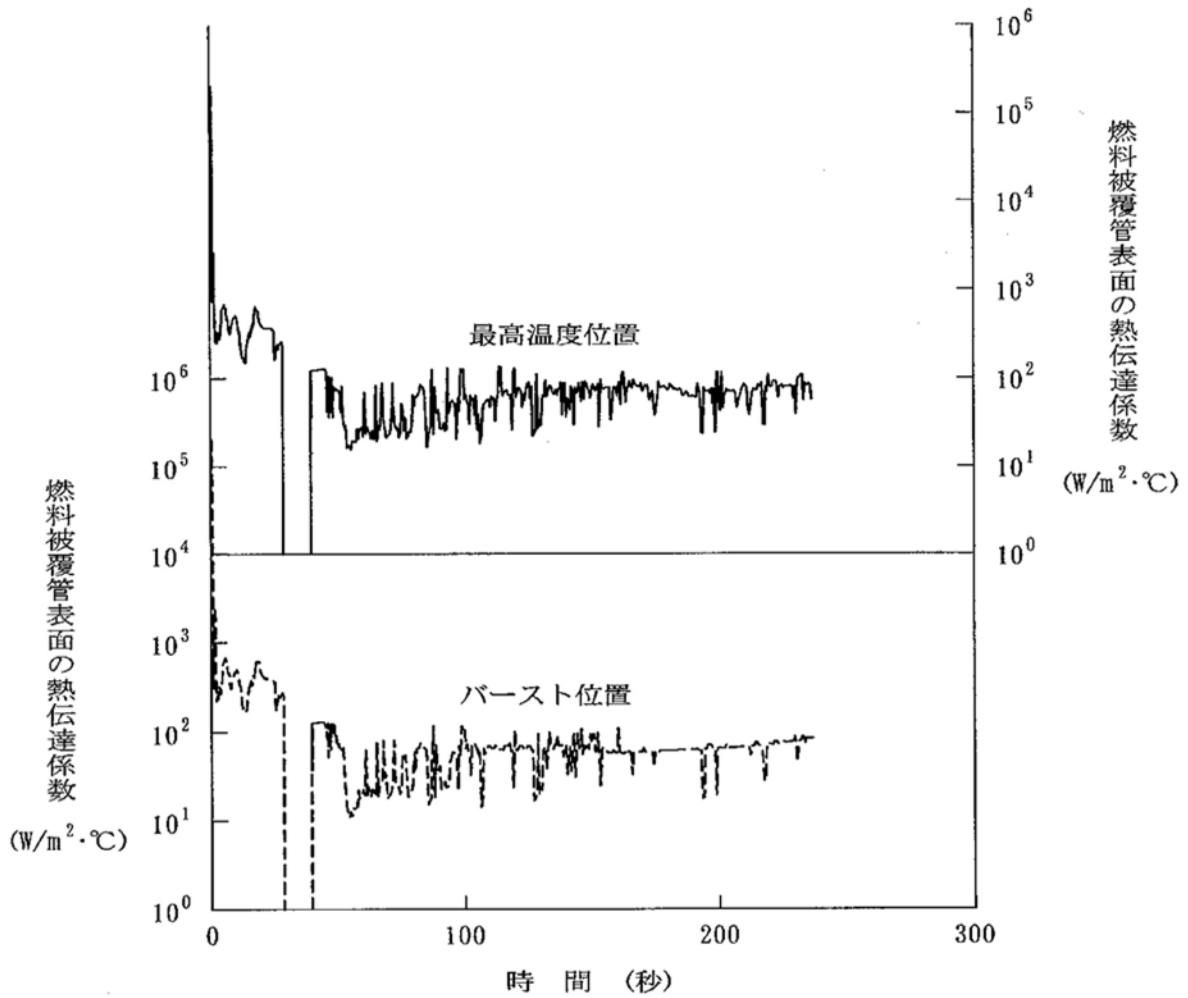
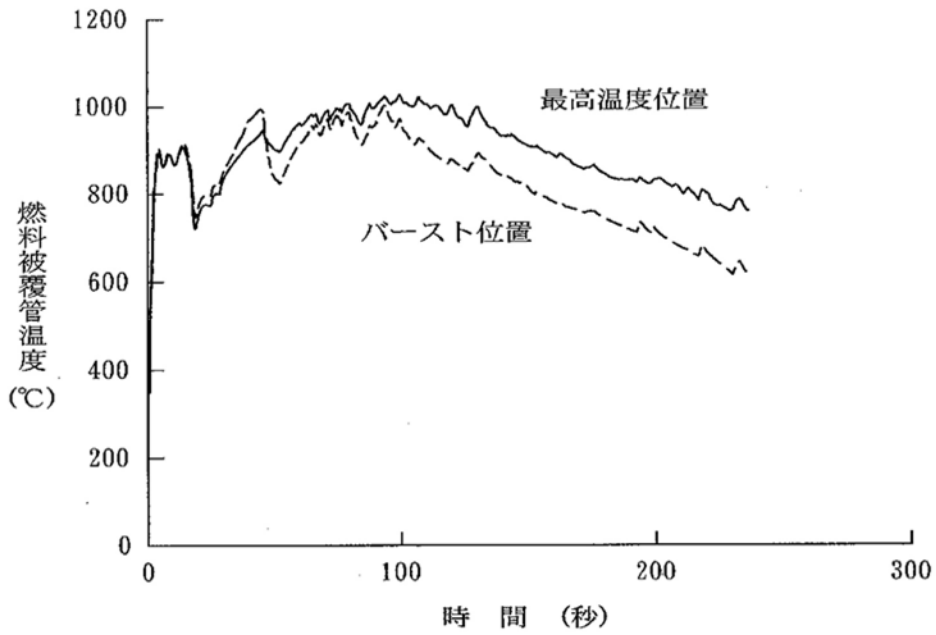
第1.15-114図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(1)



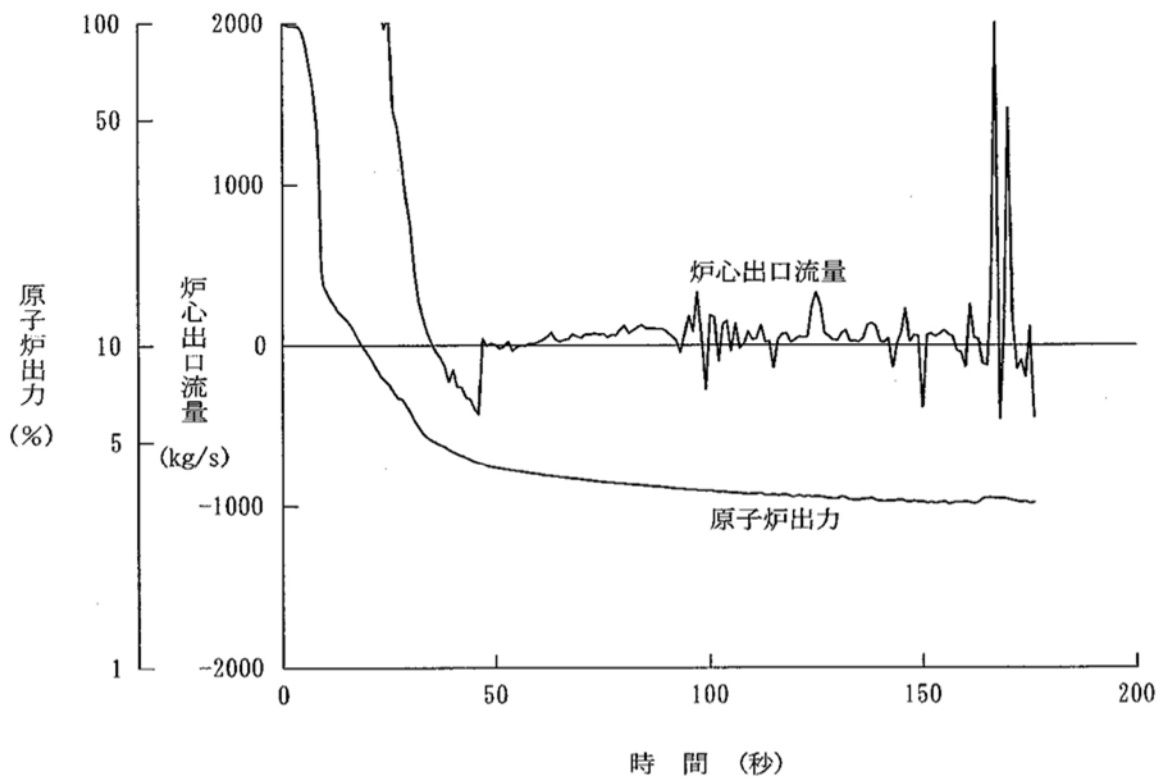
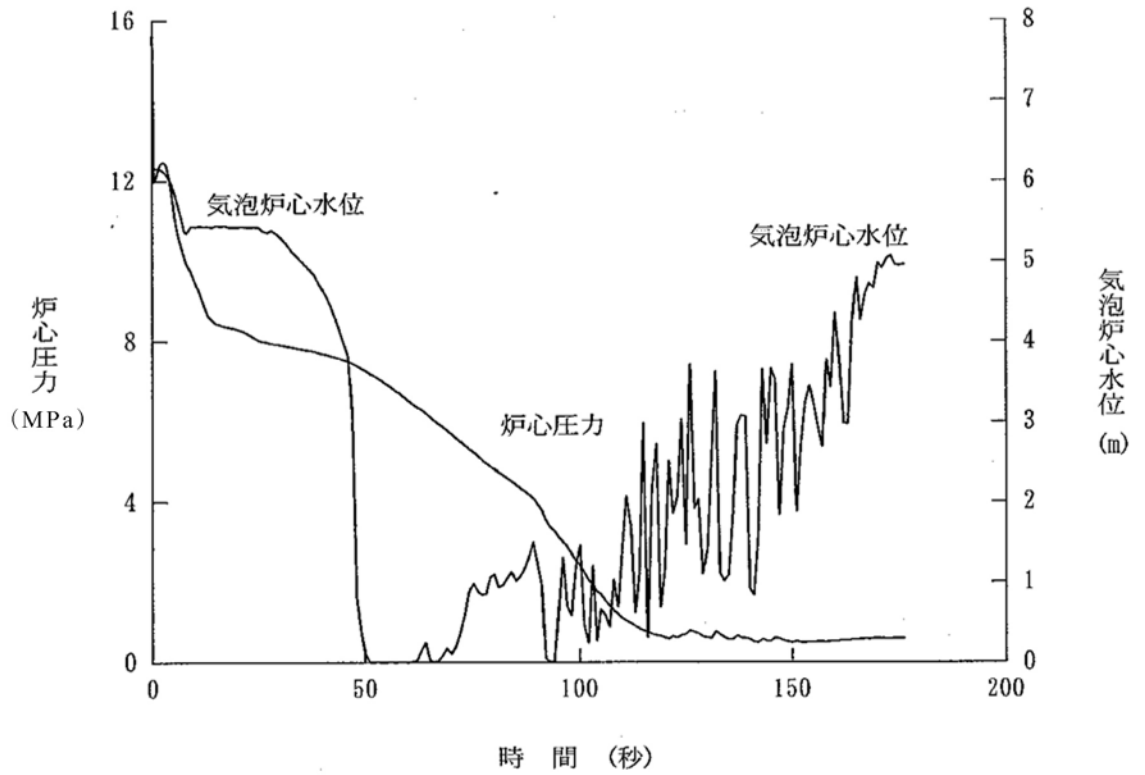
第1.15-115図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(2)



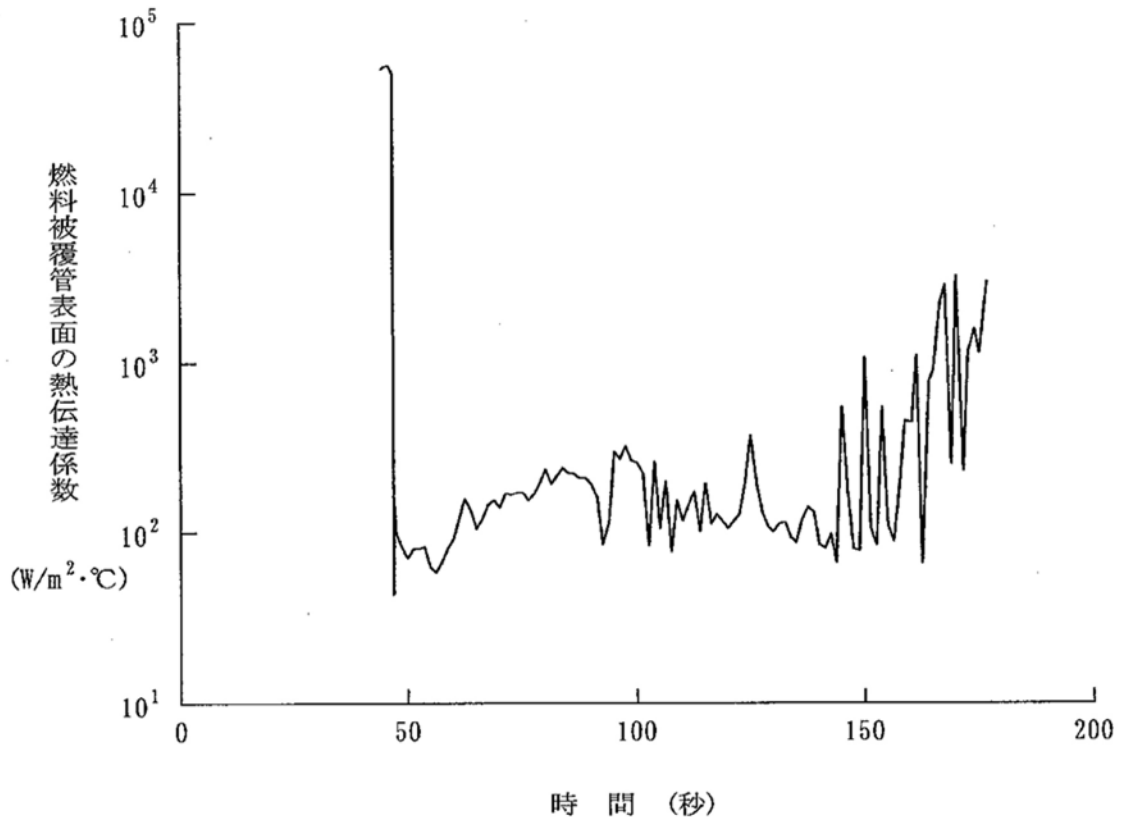
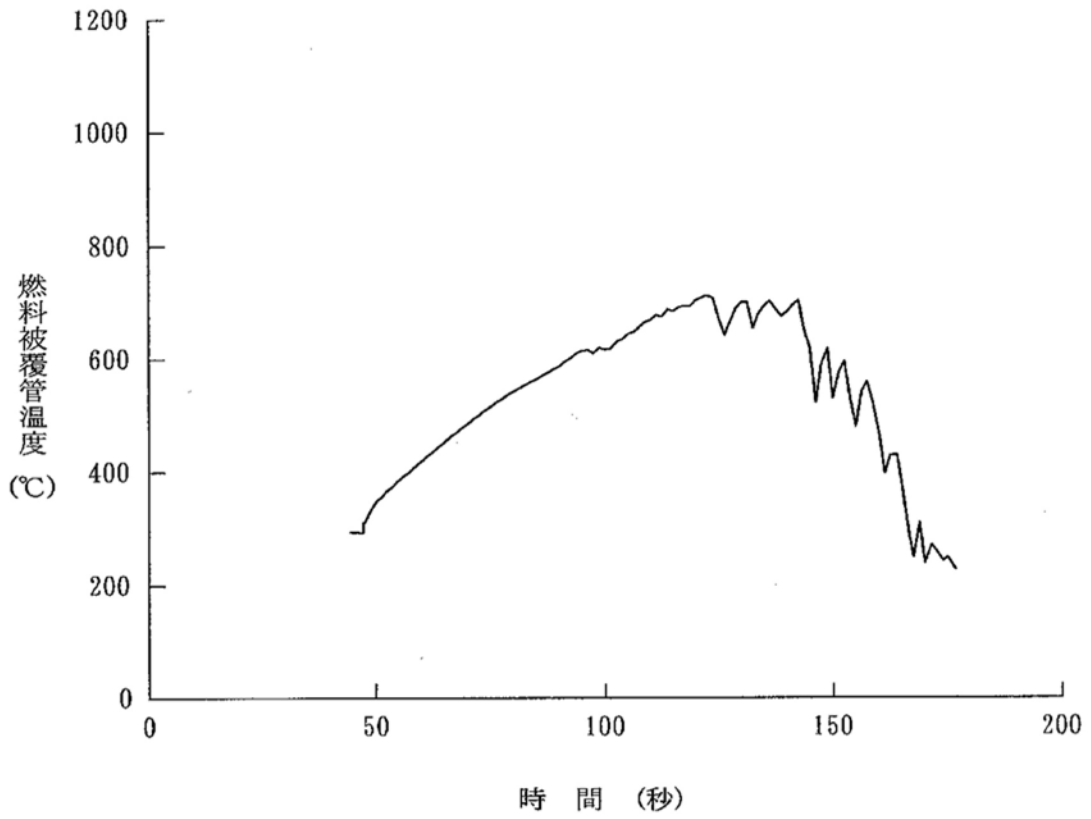
第1.15-116図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(3)



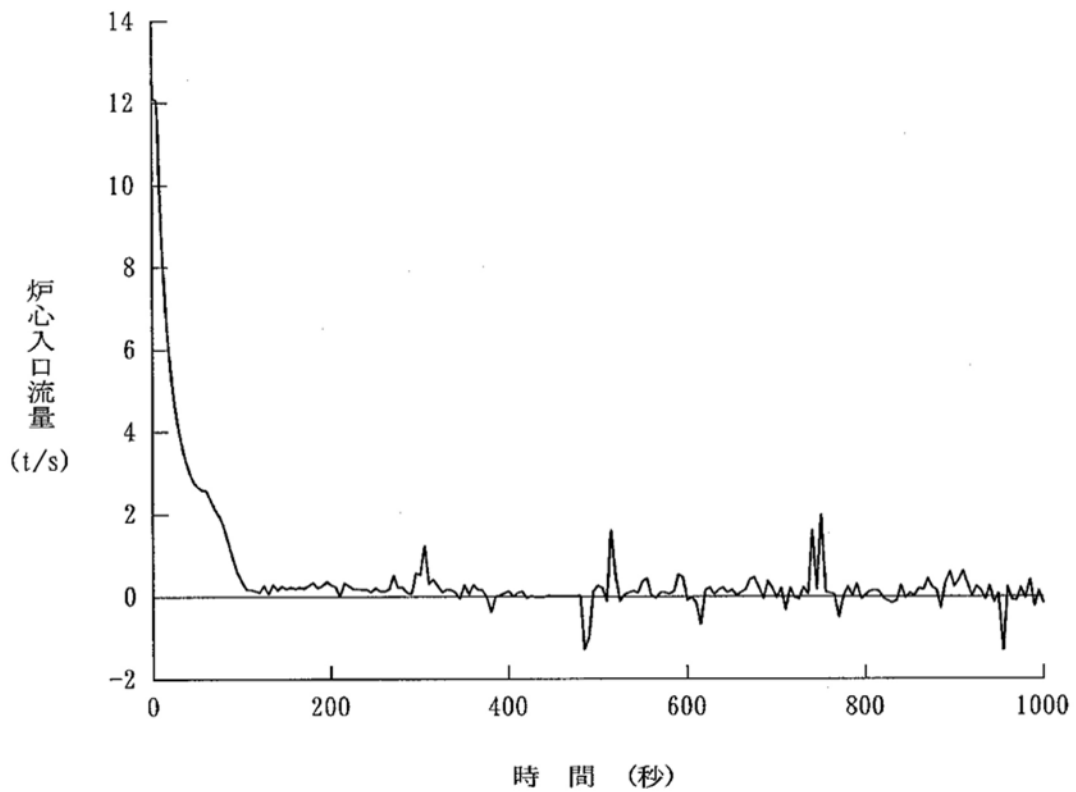
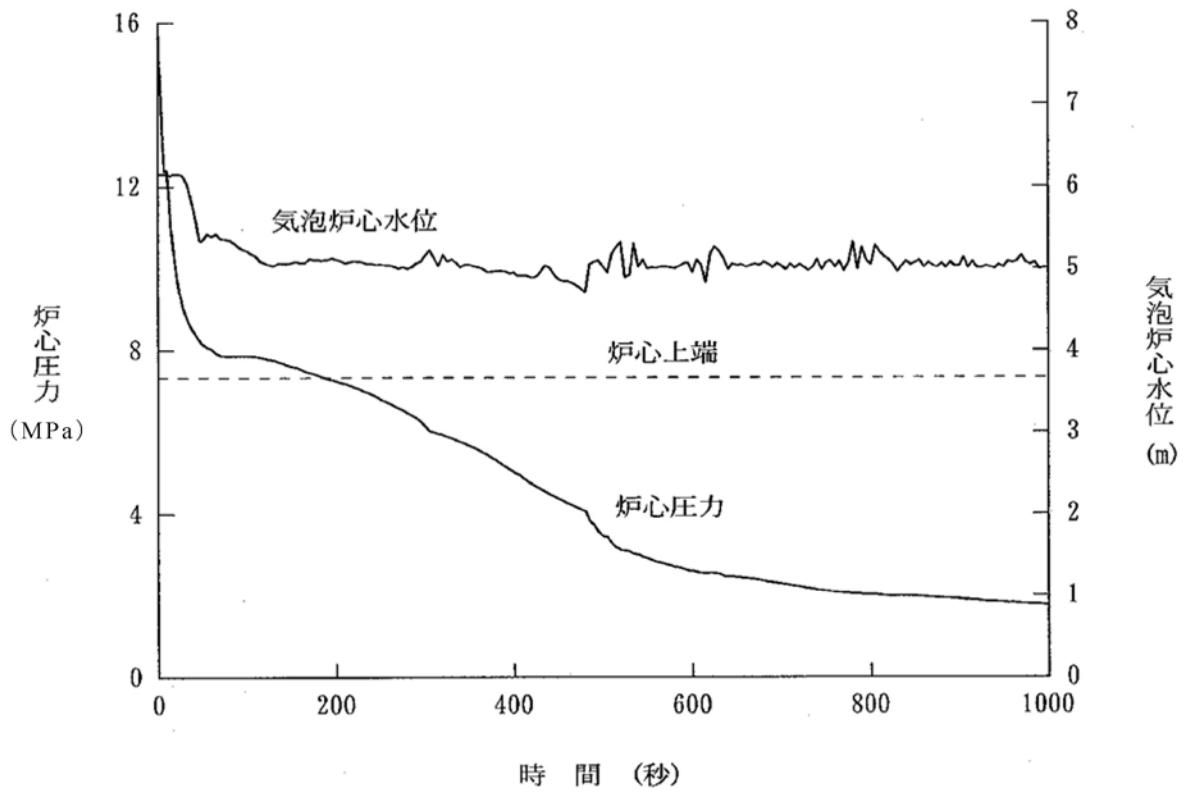
第1.15-117図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(4)



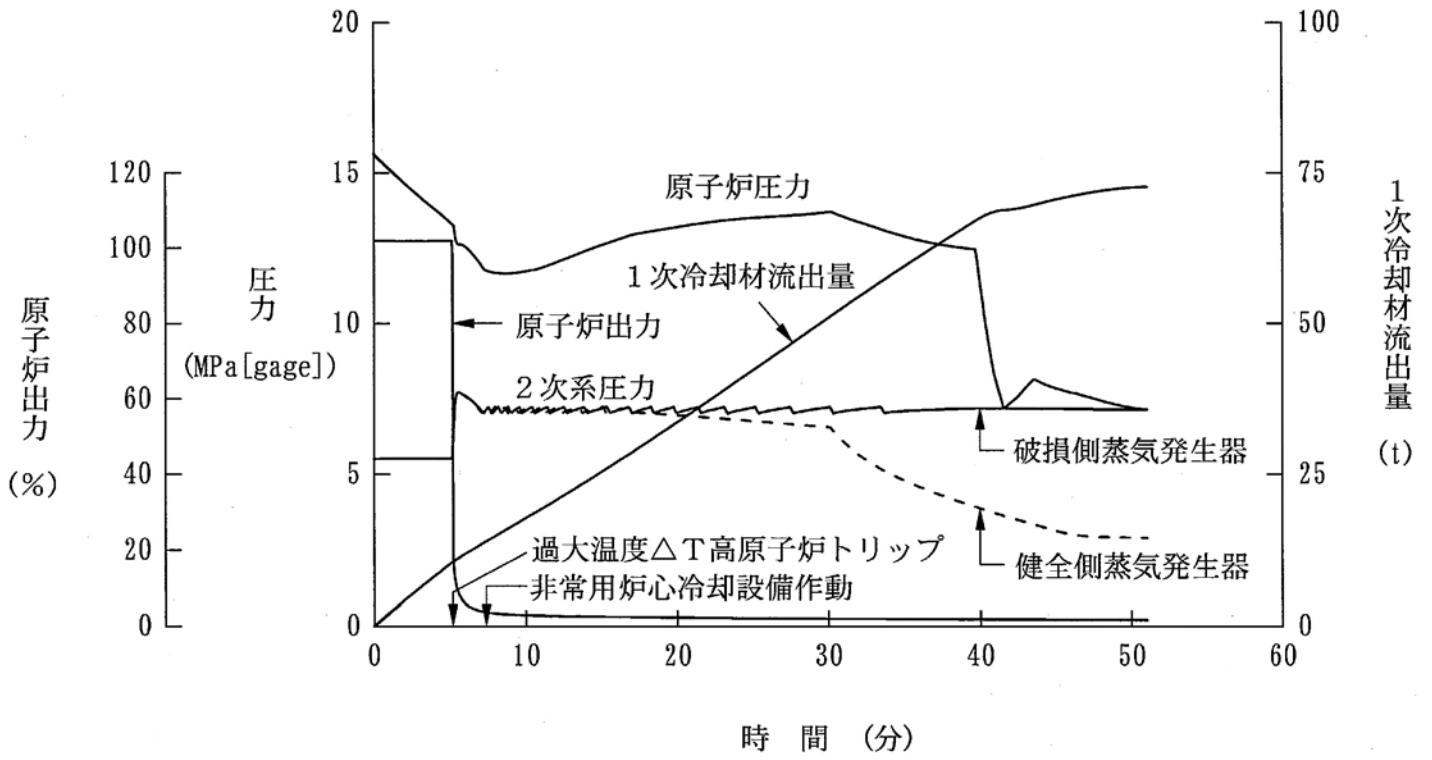
第1.15-118図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(1)—液相部破断



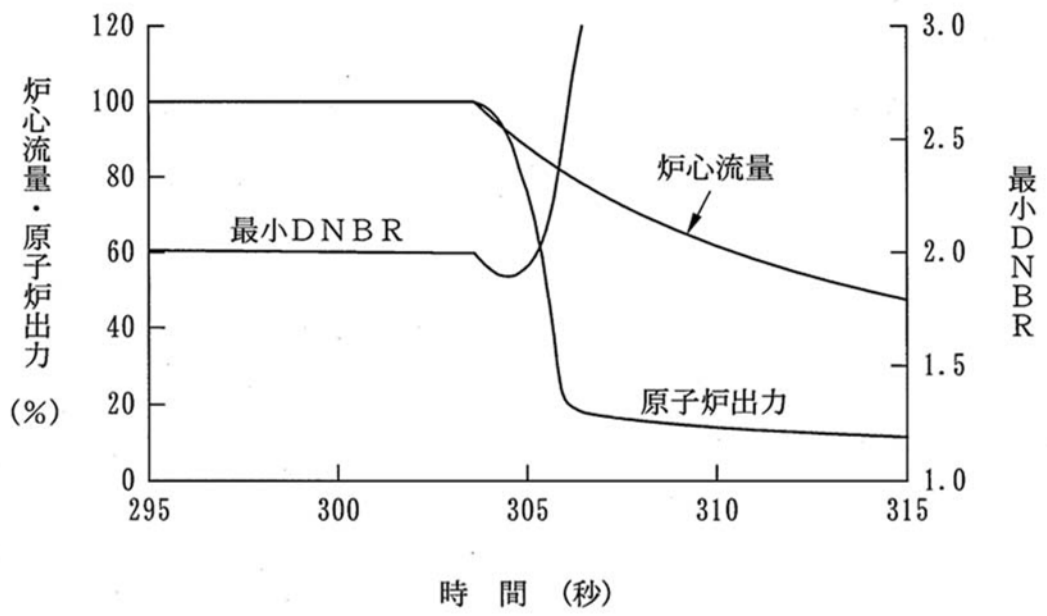
第1.15-119図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(2)—液相部破断



第1.15-120図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(3)—気相部破断

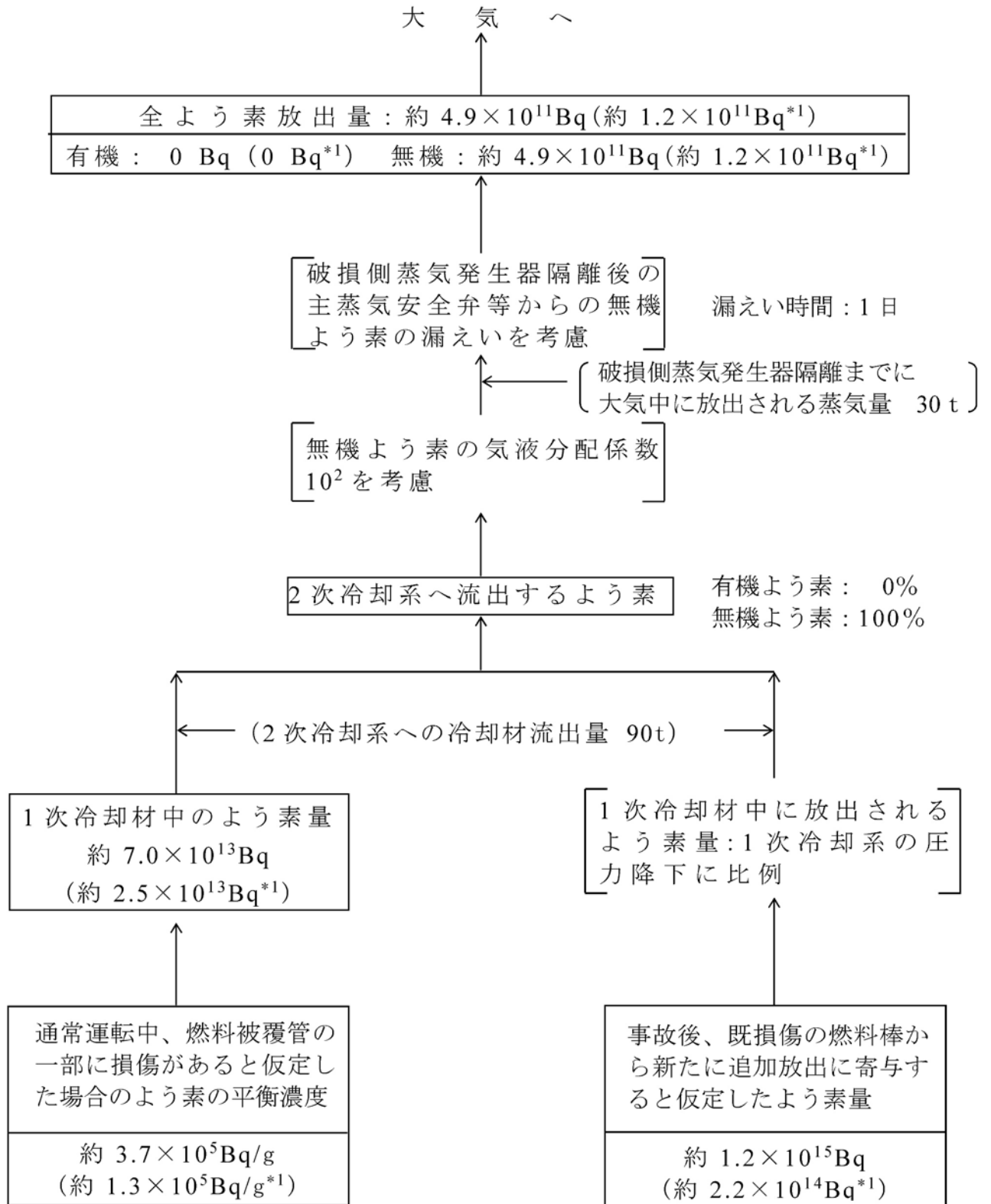


第1.15-121図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



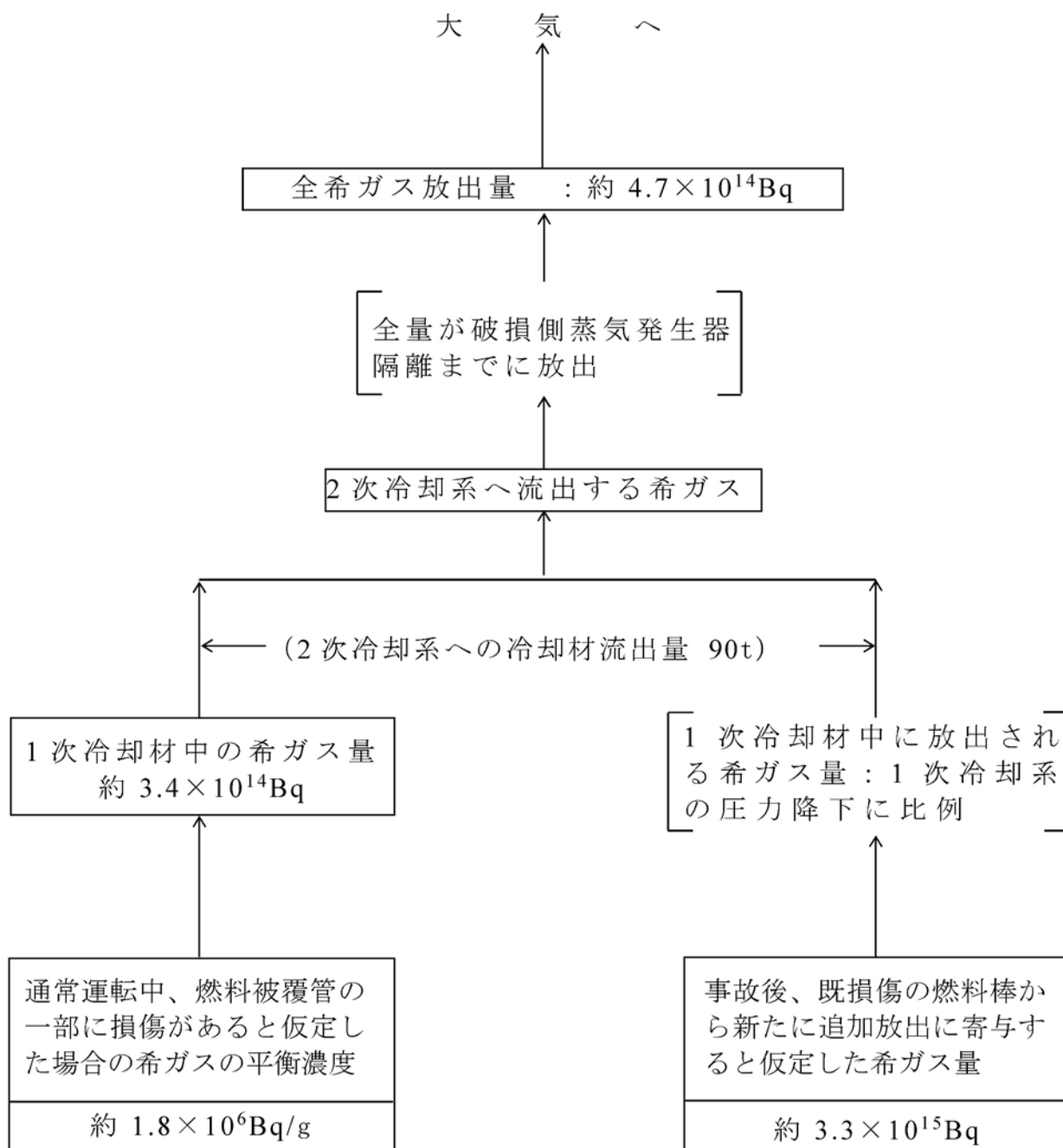
第1.15-122図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

単位：Bq ^[*1 I-131 等価量]
_[小児実効線量係数換算]

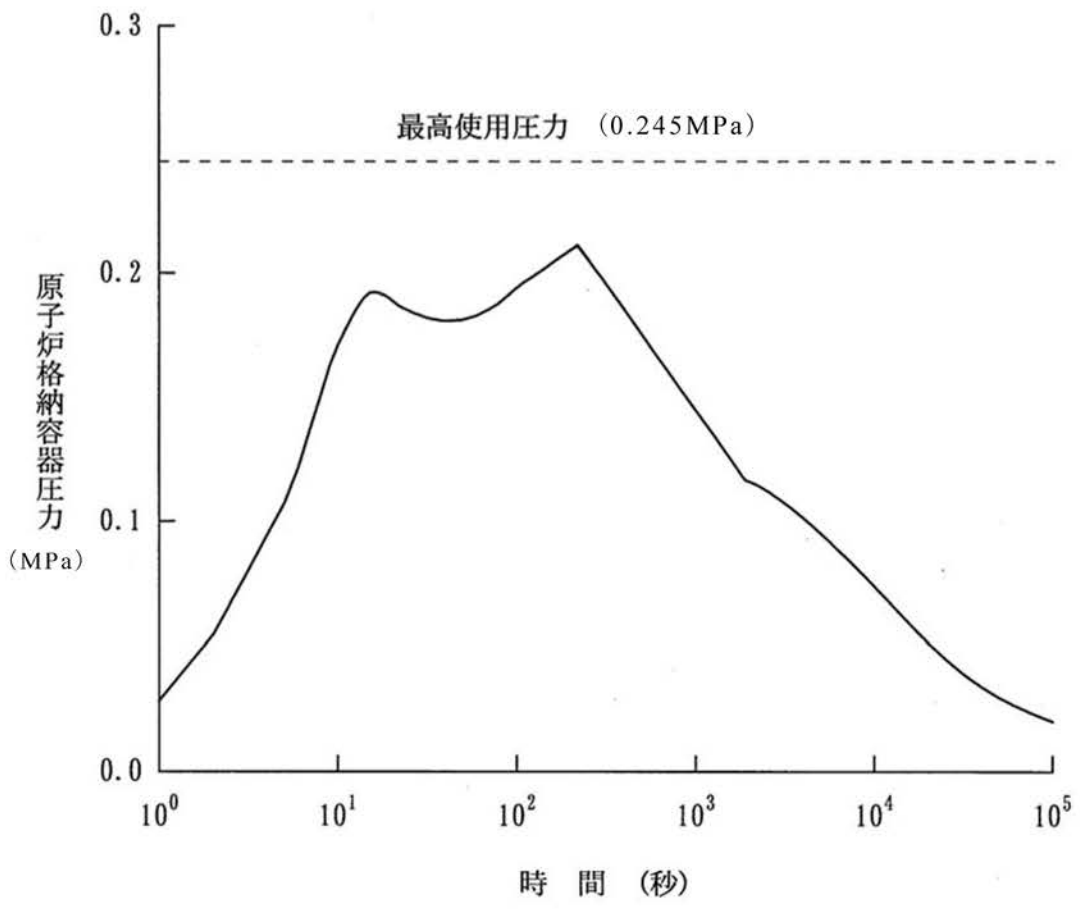


第1.15-123図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

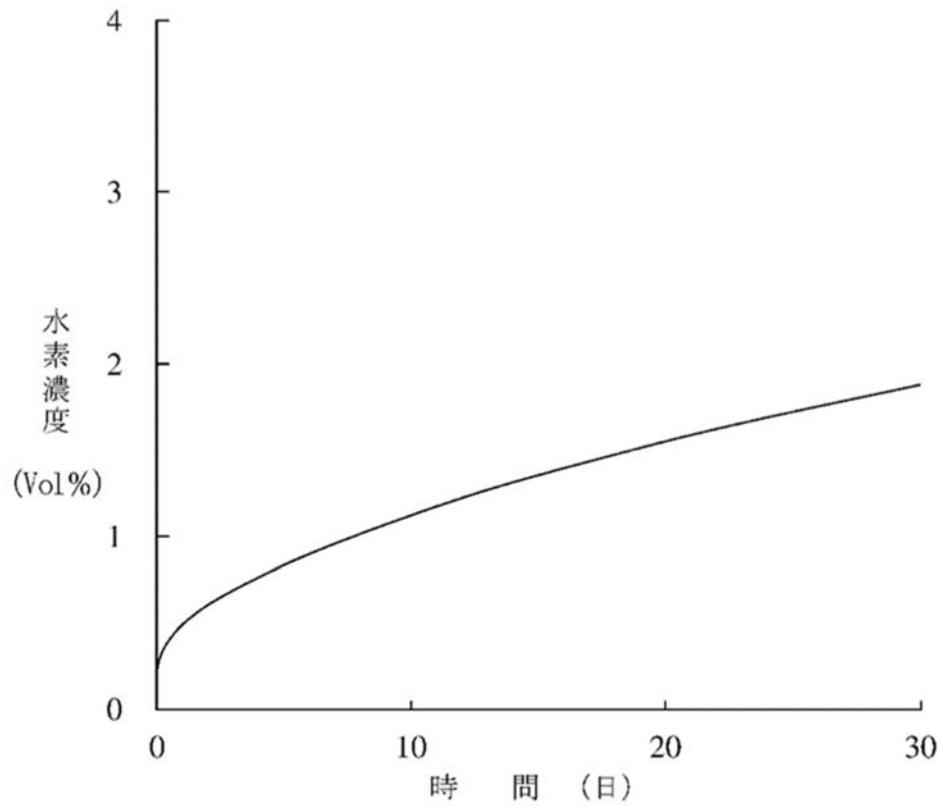
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



第1.15-124図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

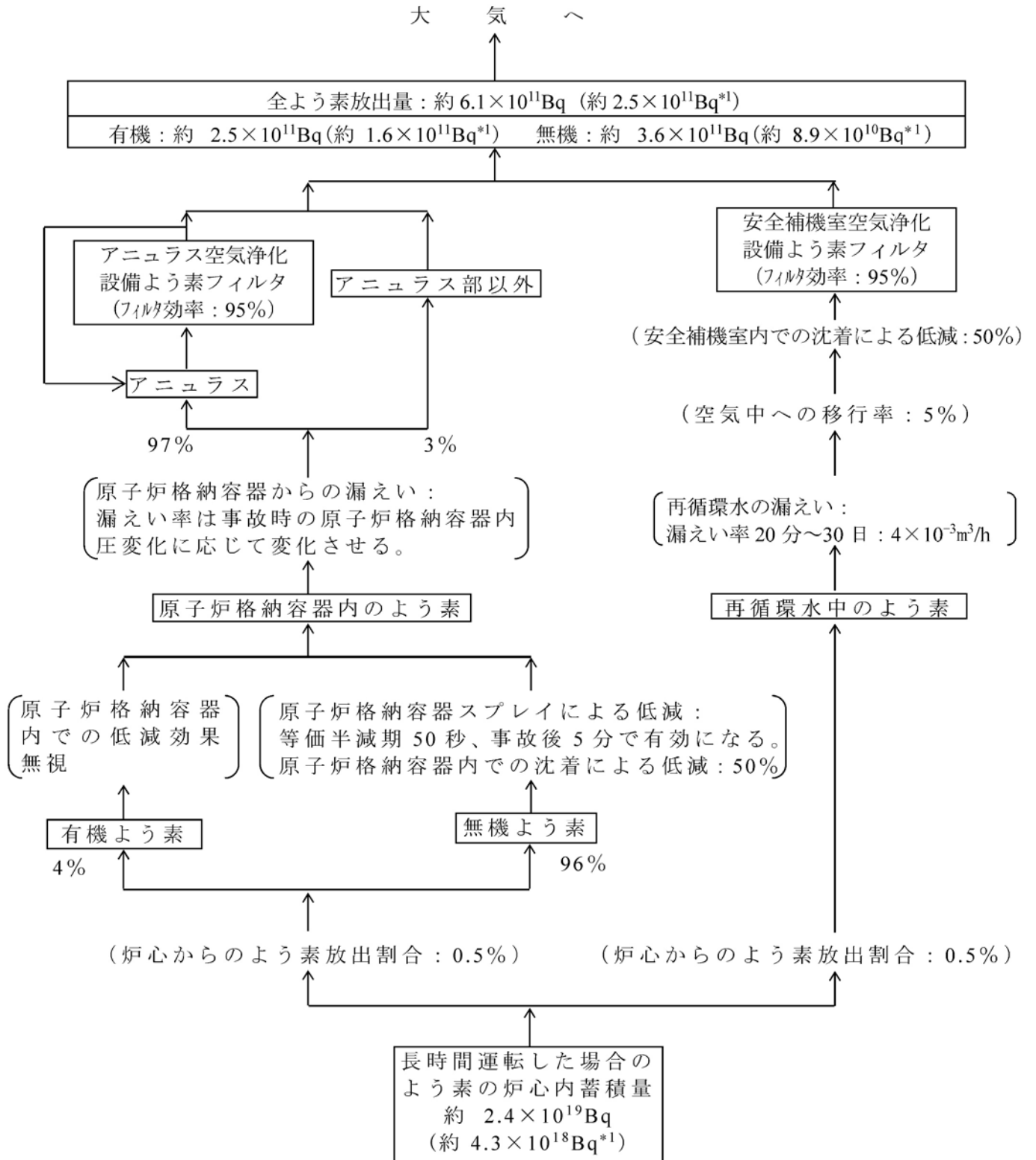


第1.15-125図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



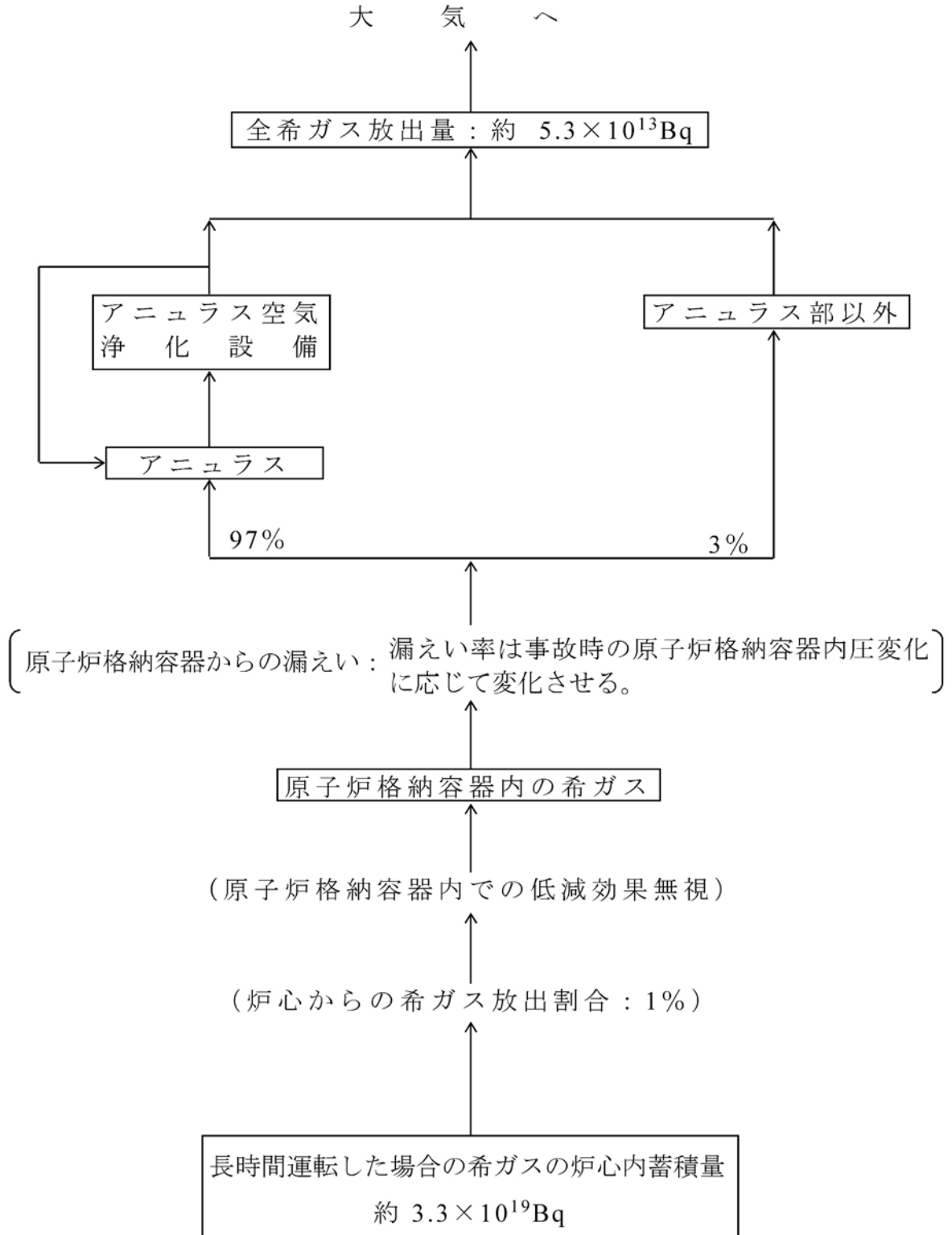
第1.15-126図 可燃性ガスの発生—原子炉格納容器内の水素濃度評価

単位：Bq *1 I-131 等価量一小児実効線量係数換算



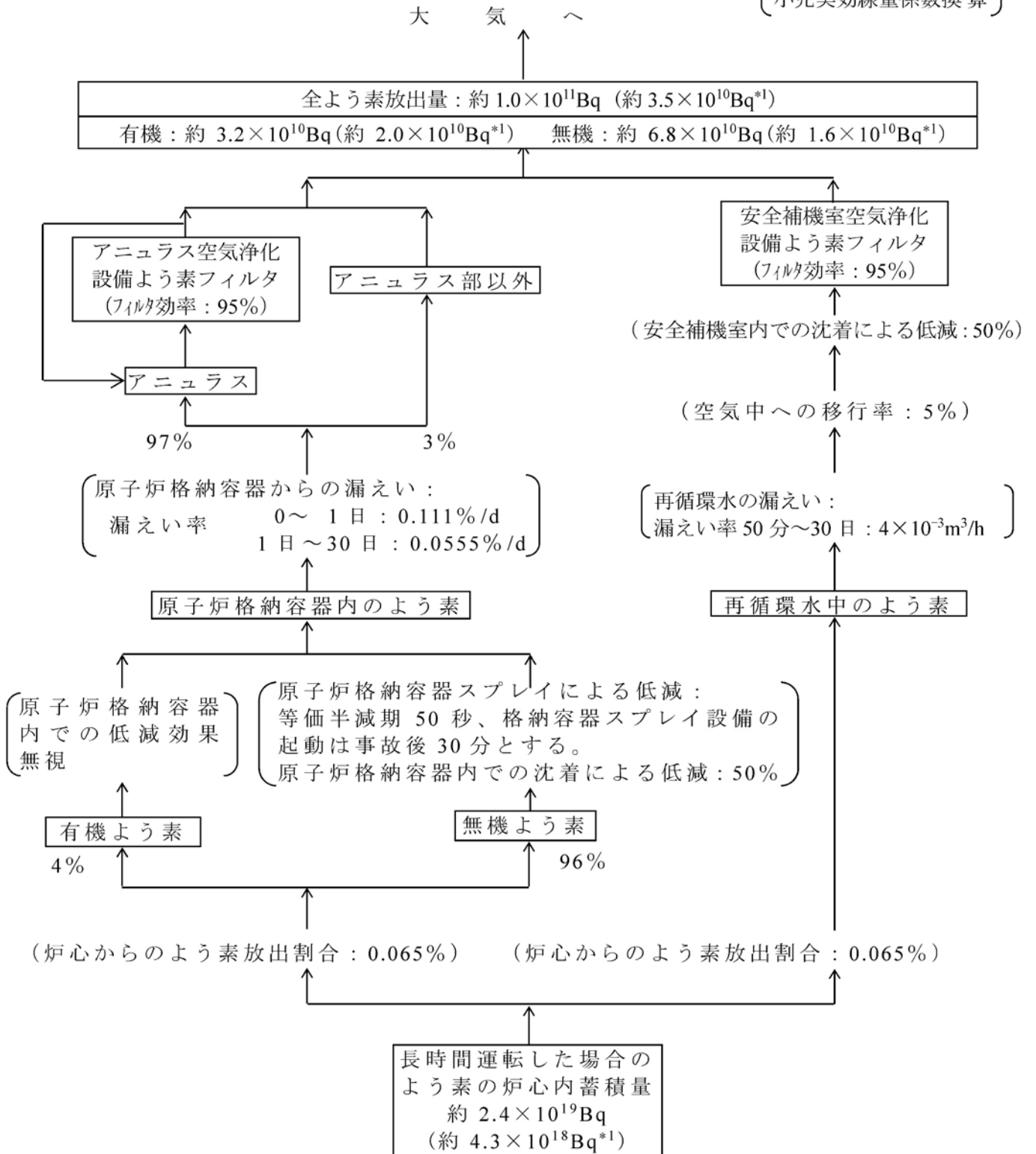
第1.15-127図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



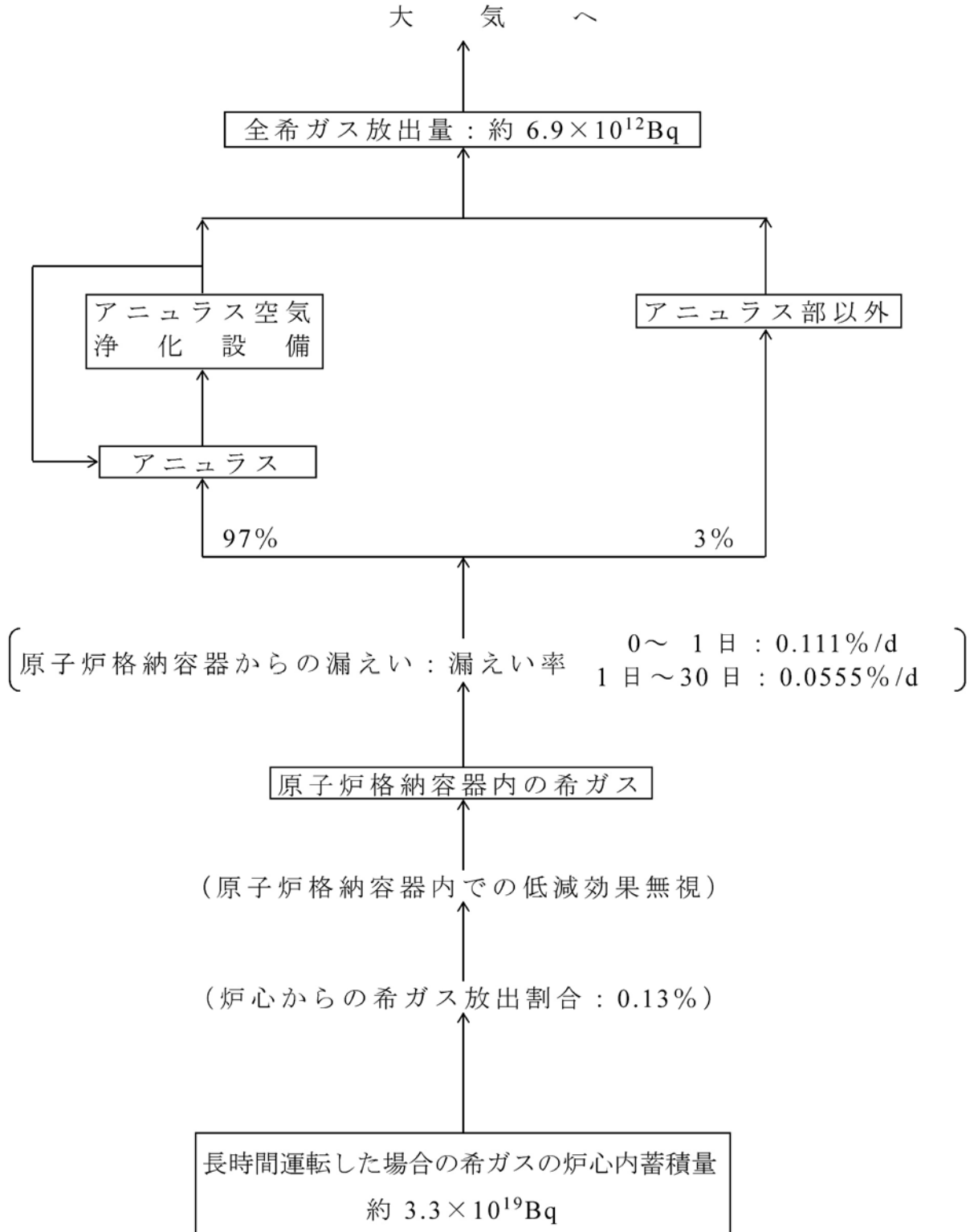
第1.15-128図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq 〔*1 I-131 等価量—
小児実効線量係数換算〕

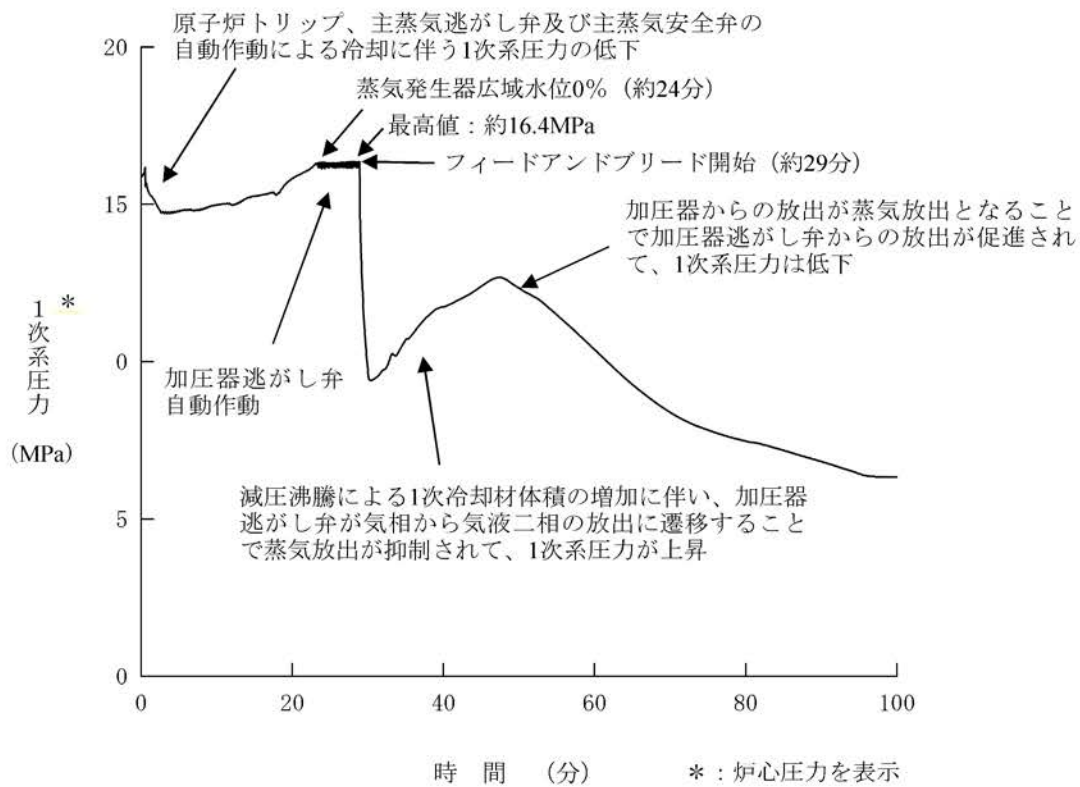


第1.15-129図 制御棒飛び出し時のよう素の大气放出過程

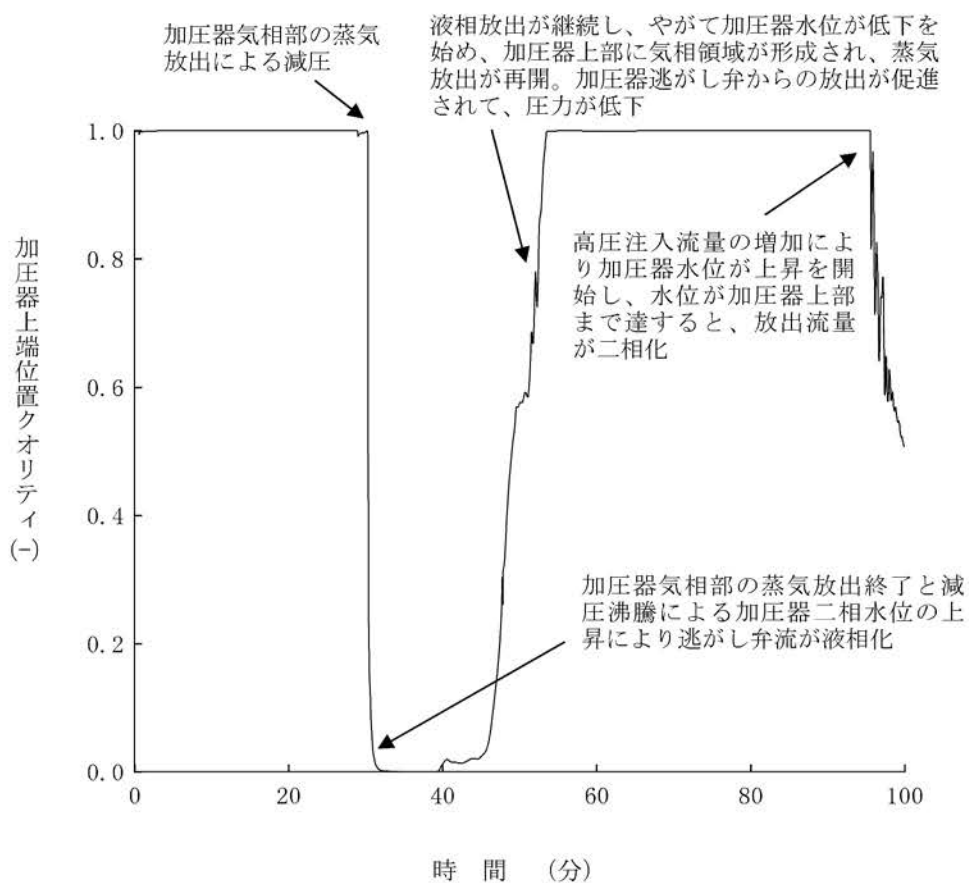
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



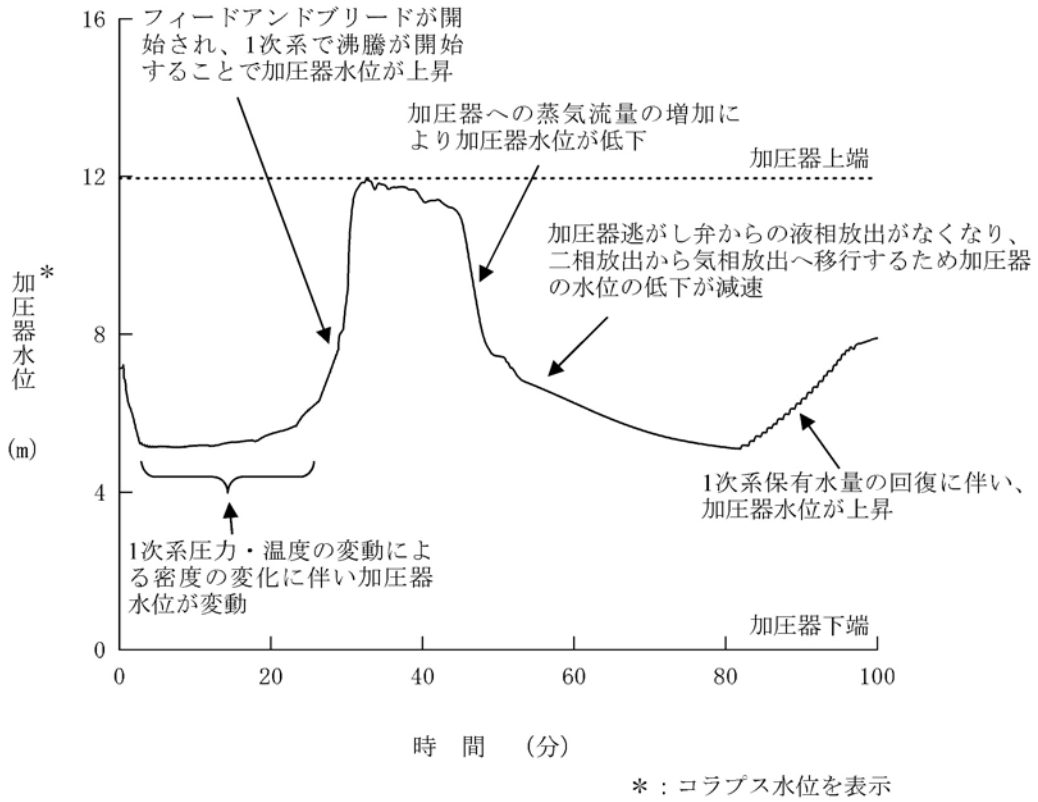
第1.15-130図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



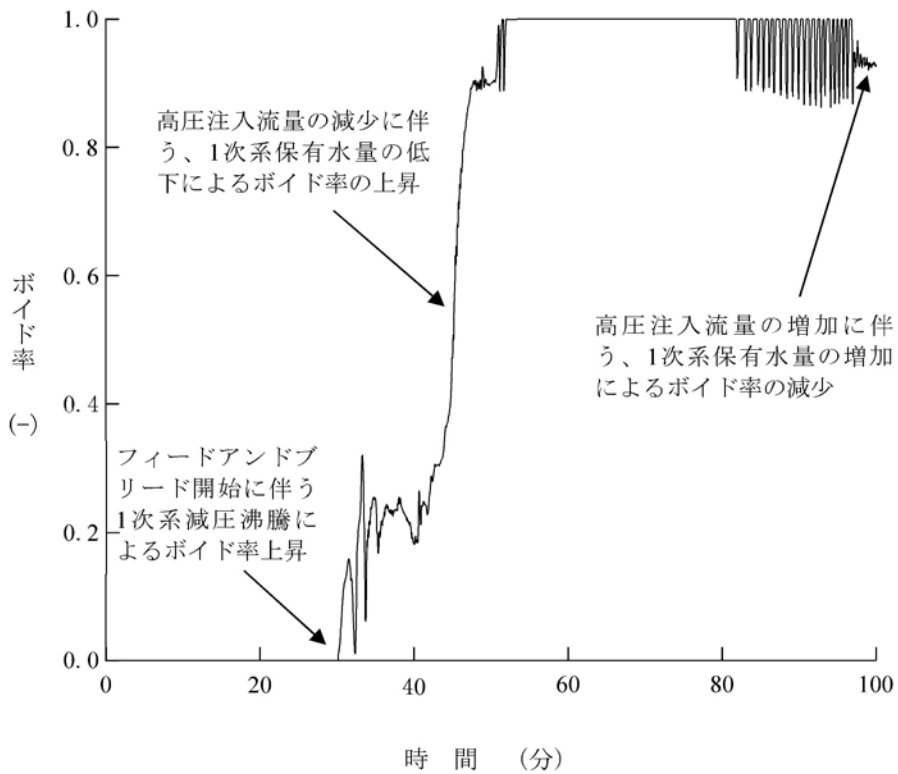
第1.15-131図 1次系圧力の推移



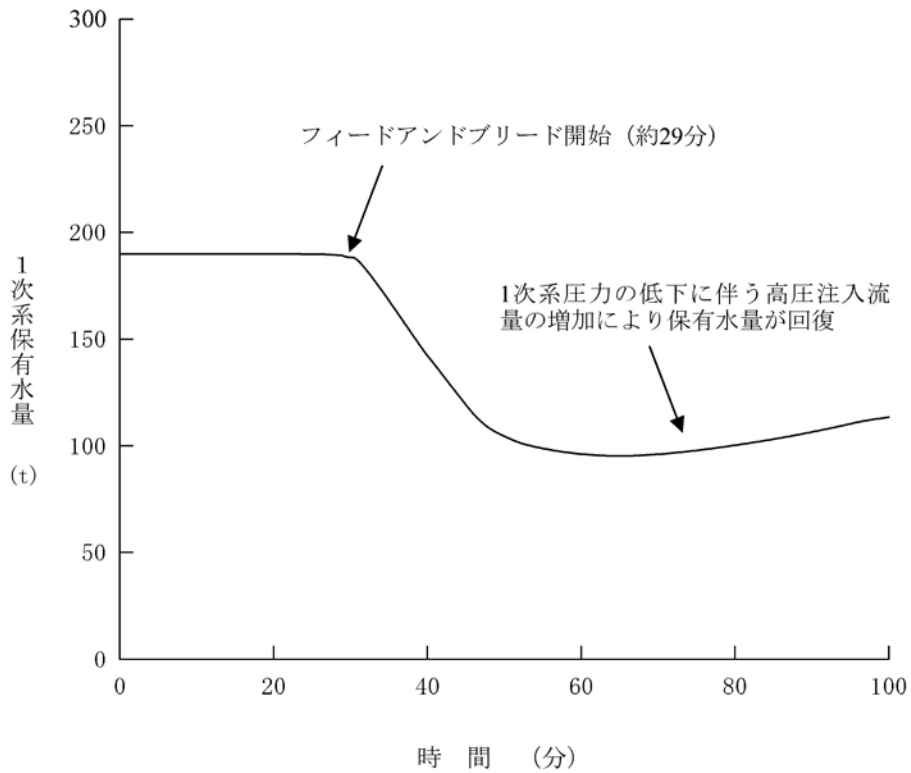
第1.15-132図 加圧器上端部クオリティの推移



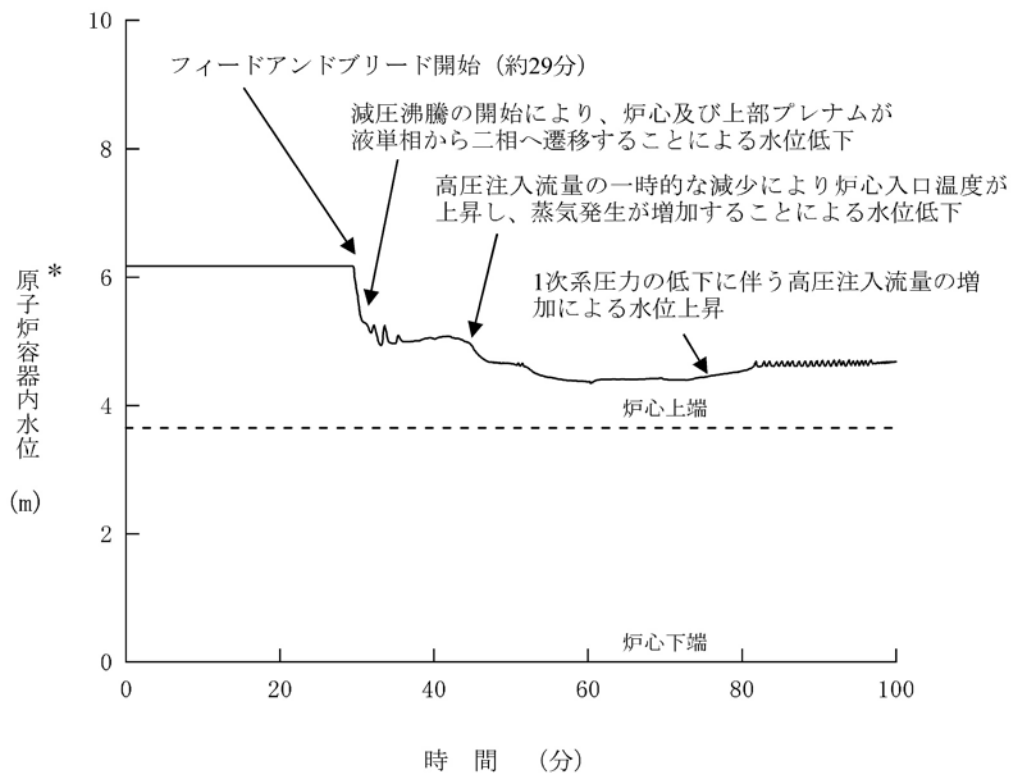
第1.15-133図 加圧器水位の推移



第1.15-134図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移

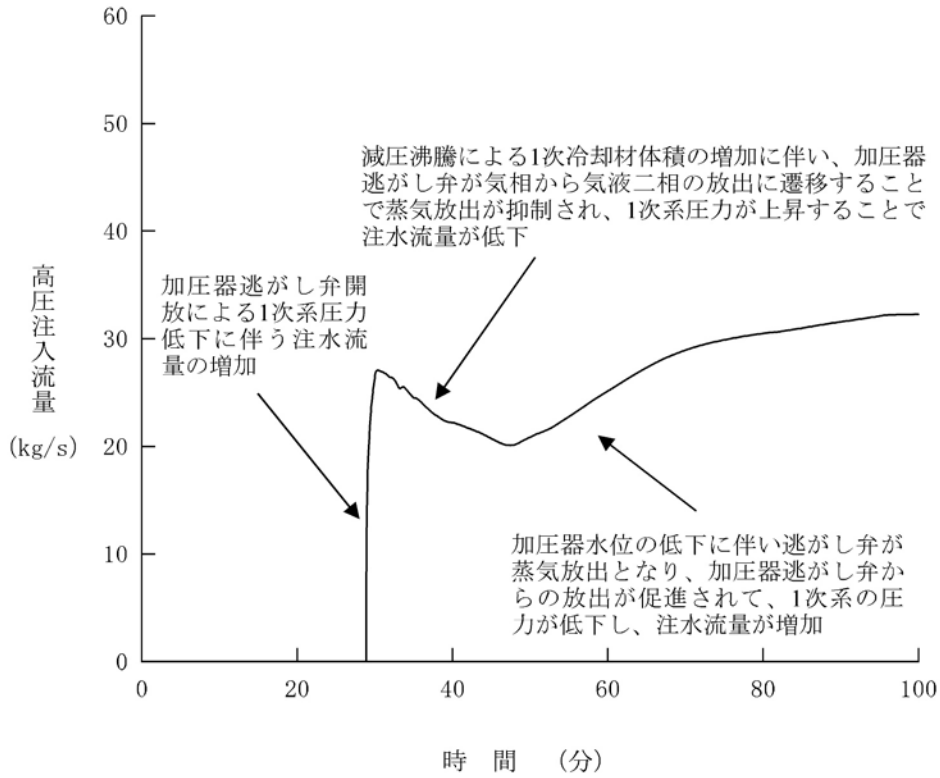


第1.15-135図 1次系保有水量の推移

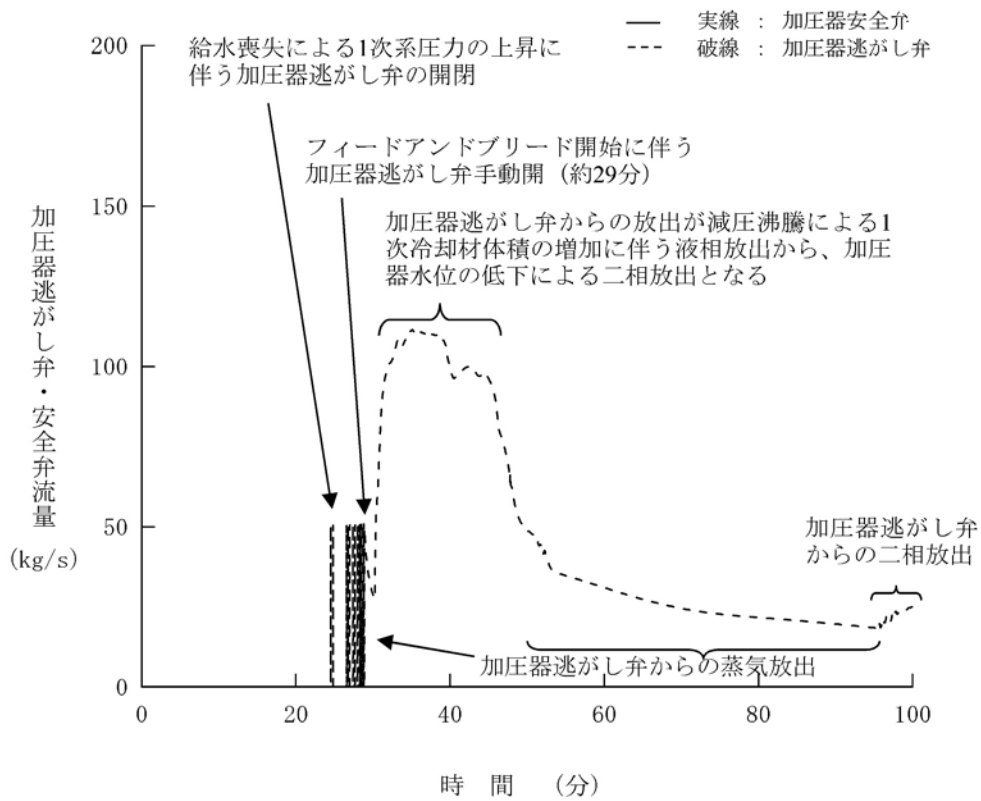


* : コラプス水位を表示

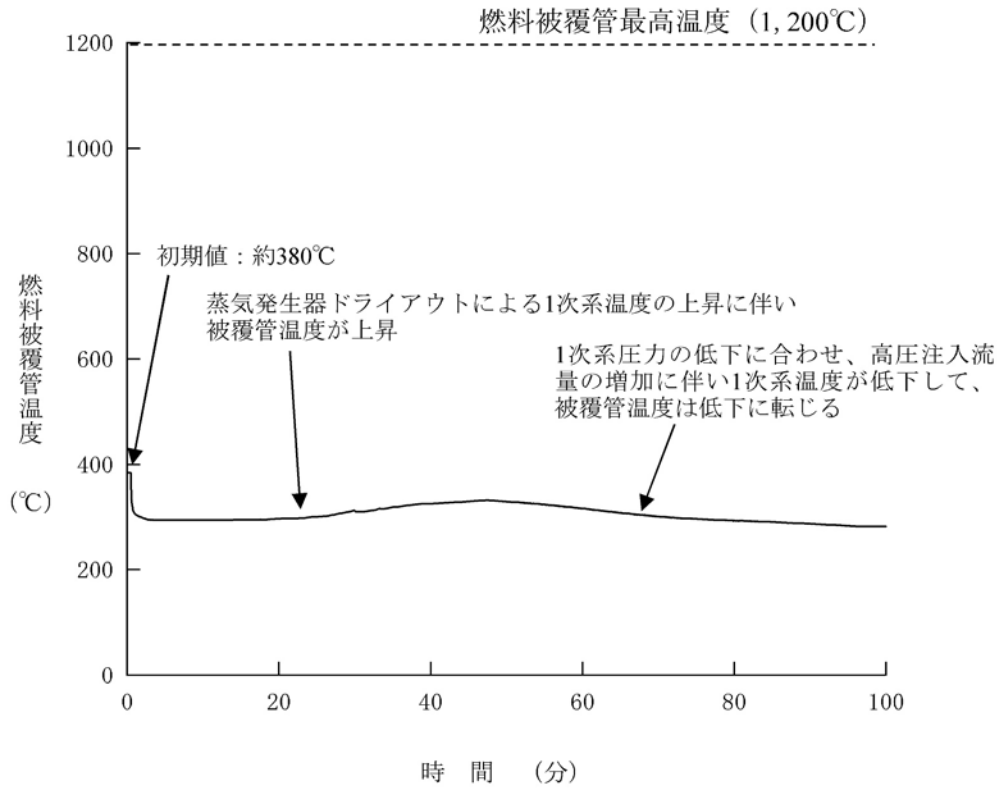
第1.15-136図 原子炉容器内水位の推移



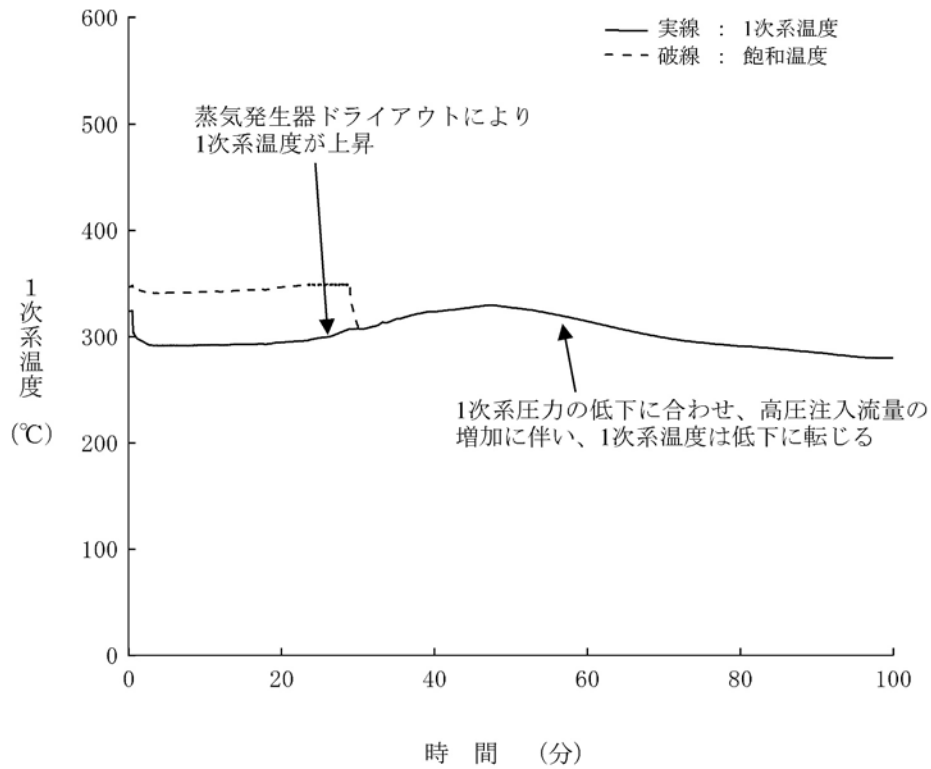
第1.15-137図 高圧注入流量の推移



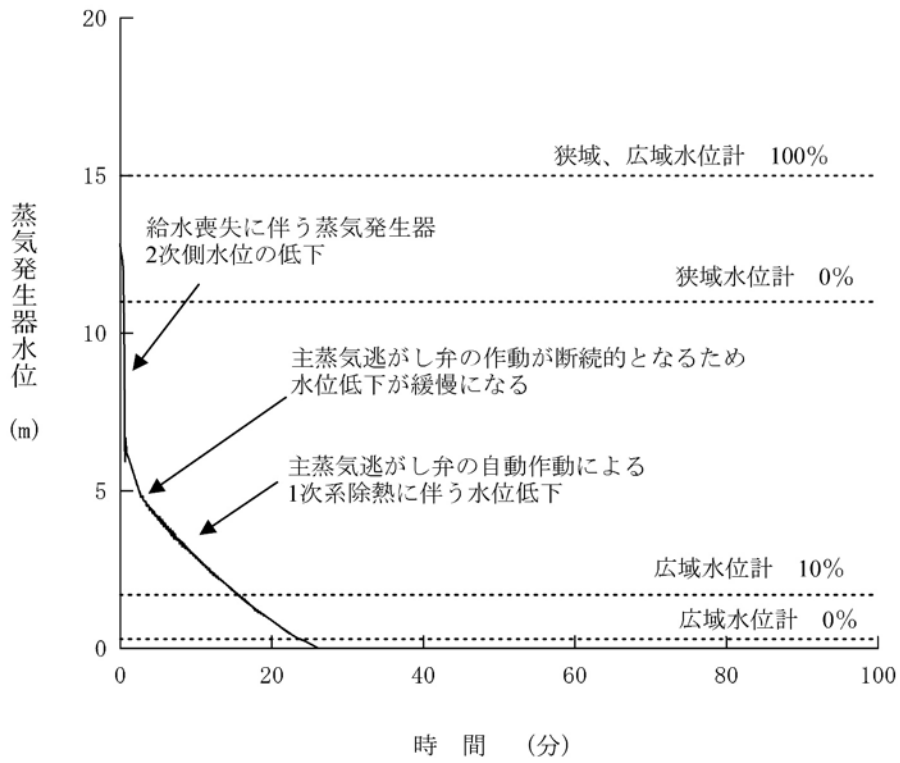
第1.15-138図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



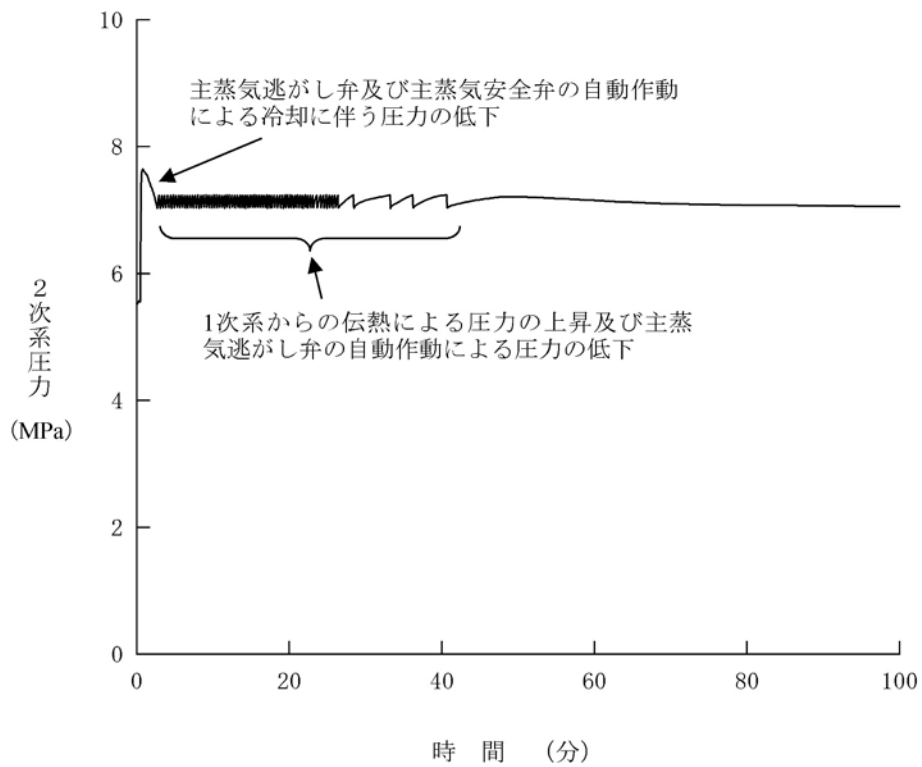
第1.15-139図 燃料被覆管温度の推移



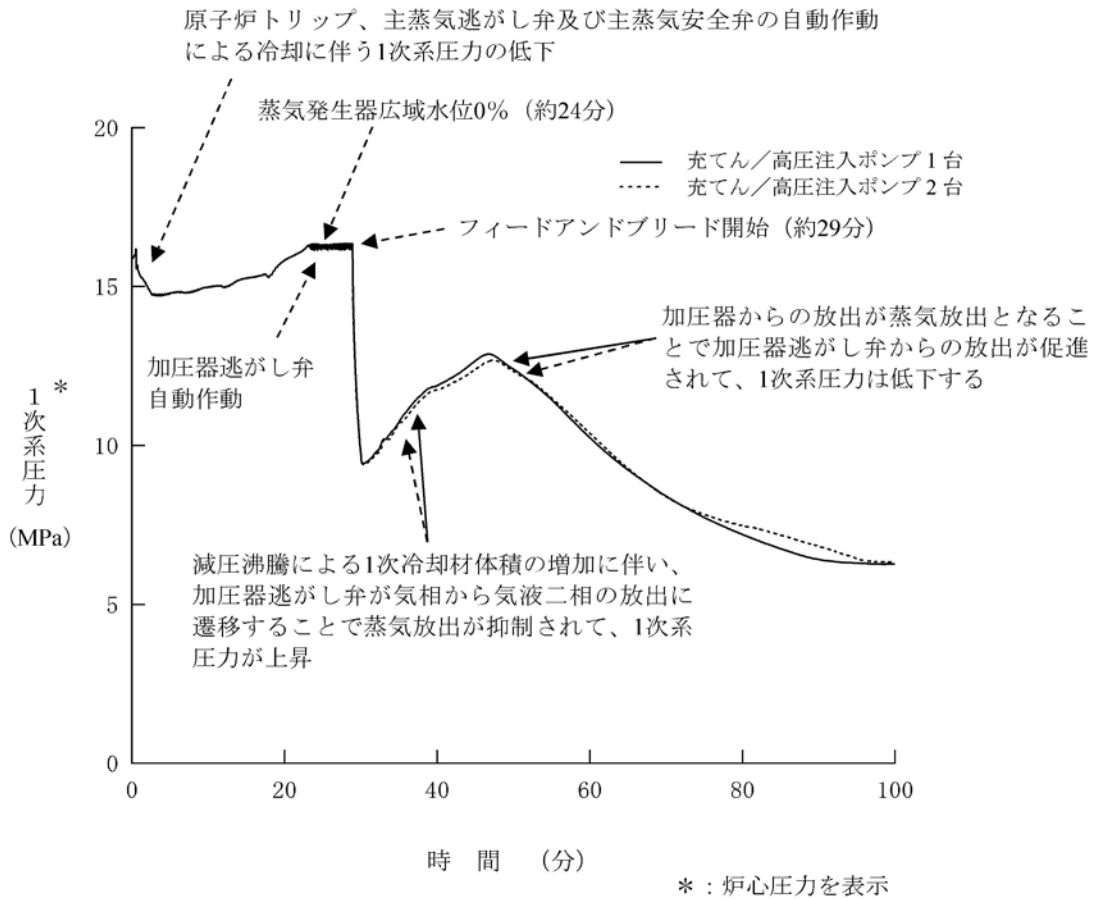
第1.15-140図 1次系温度の推移



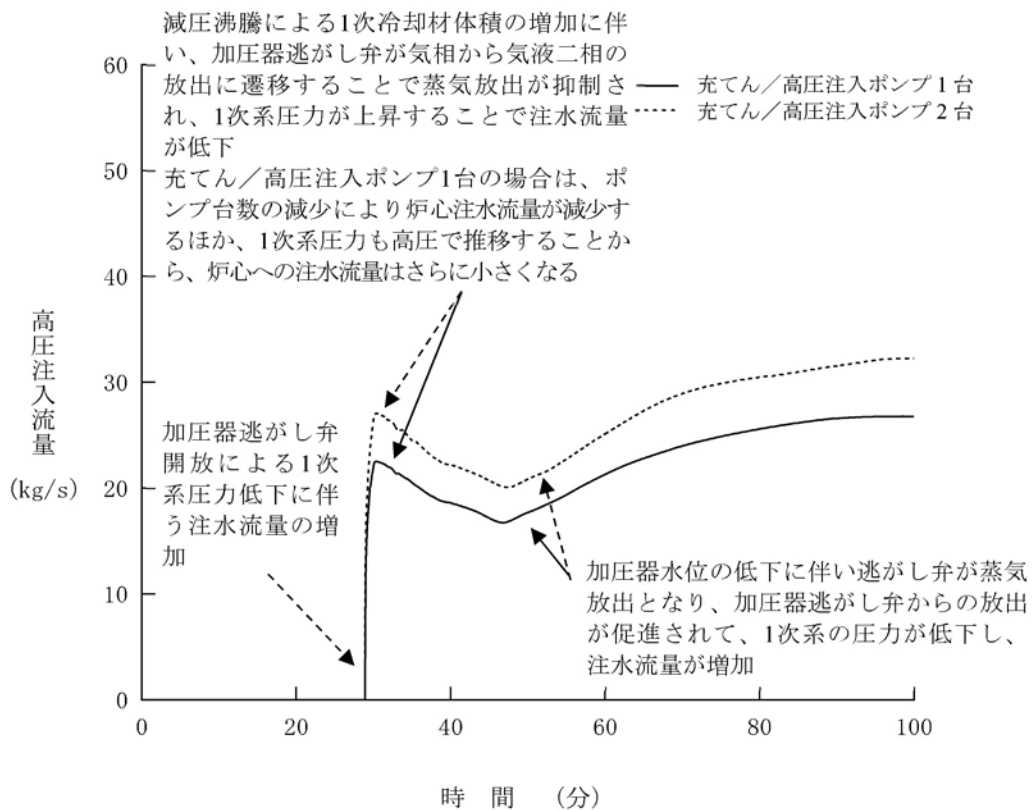
第1.15-141図 蒸気発生器水位の推移



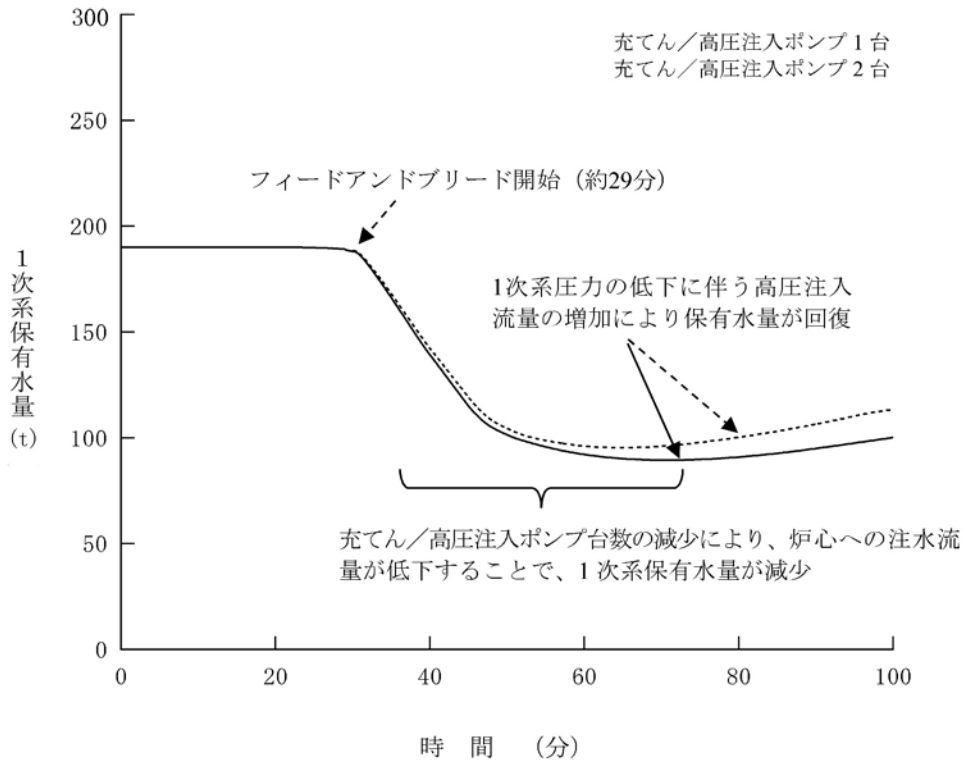
第1.15-142図 2次系圧力の推移



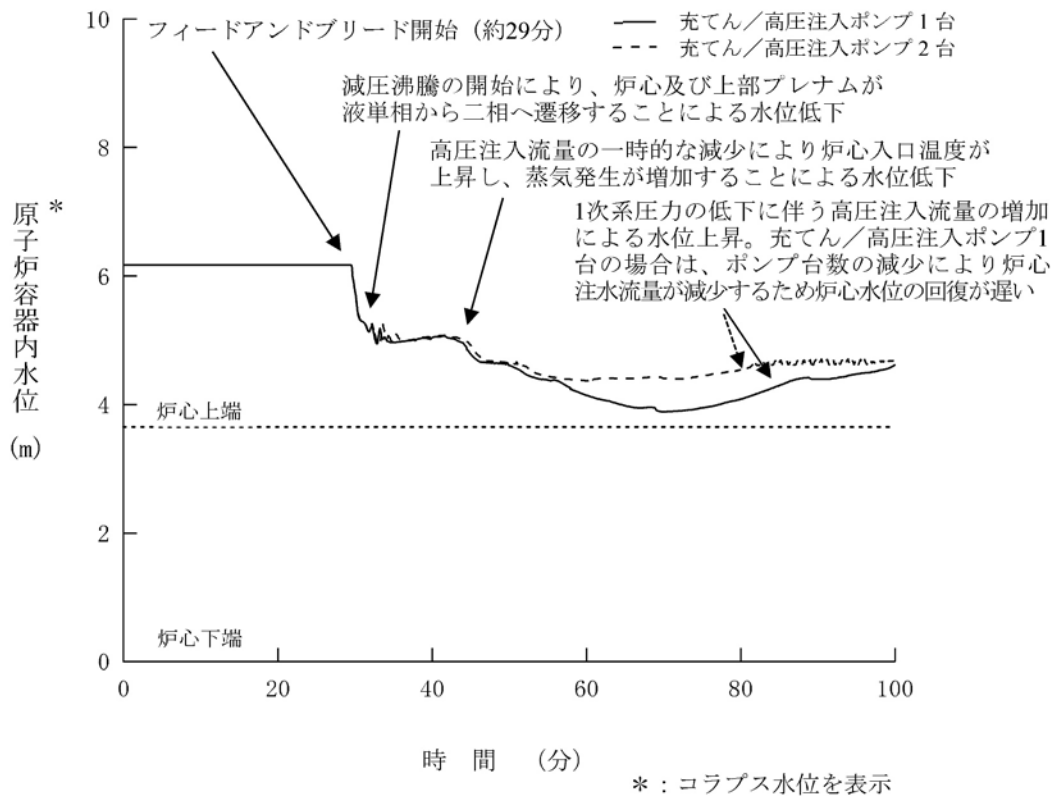
第1.15-143図 1次系圧力の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



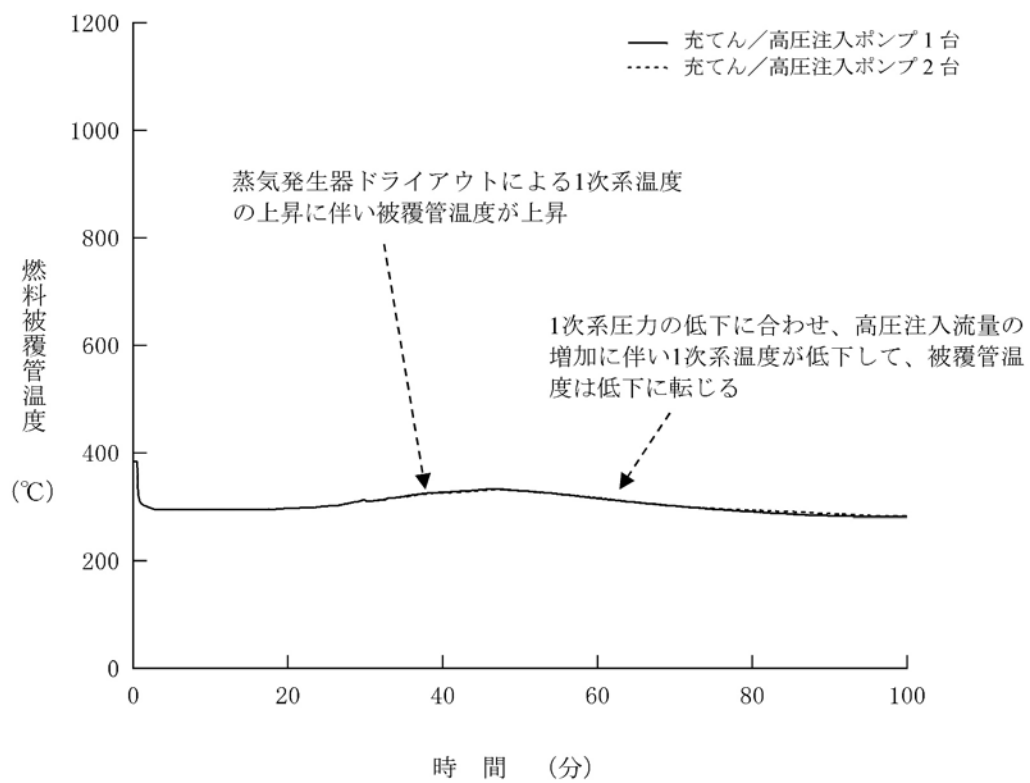
第1.15-144図 高圧注入流量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



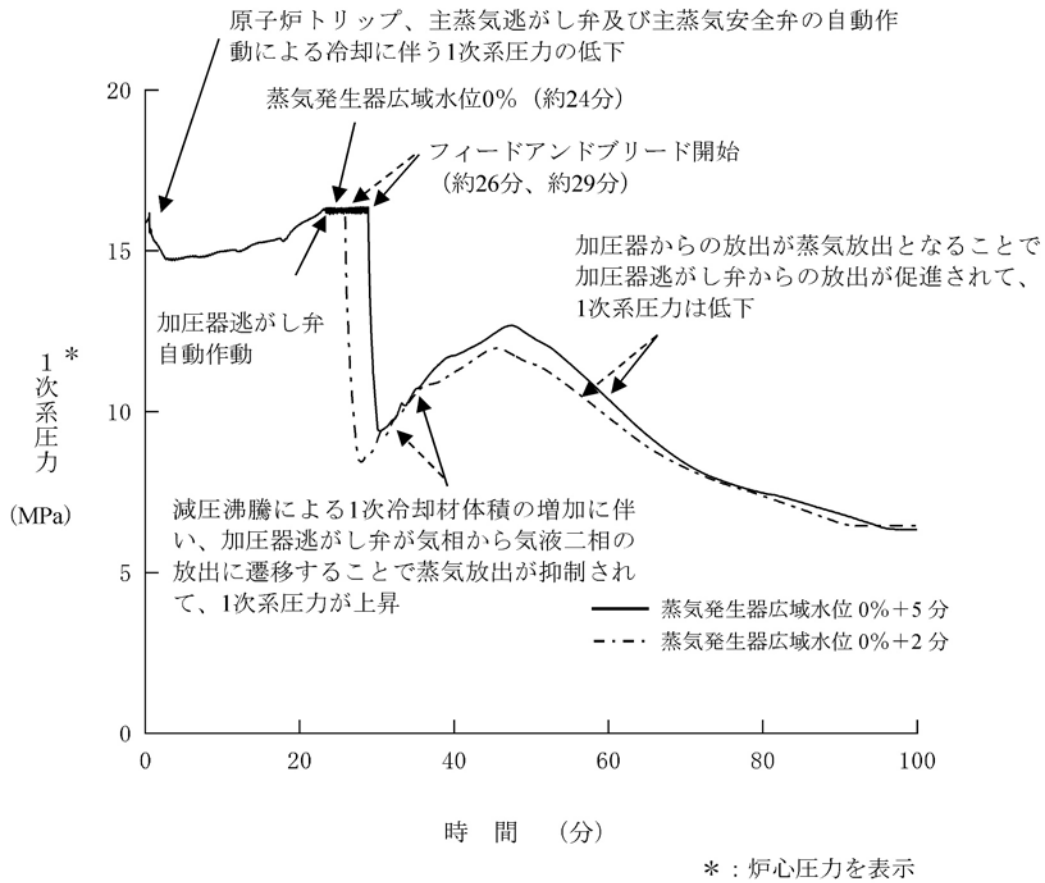
第1.15-145図 1次系保有水量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



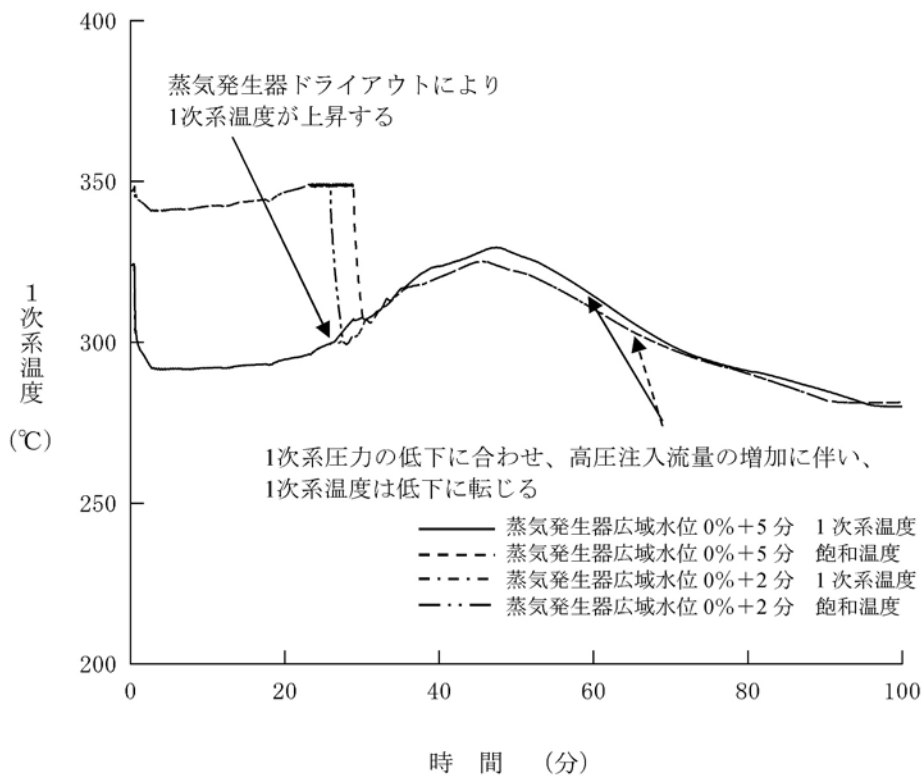
第1.15-146図 原子炉容器内水位の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



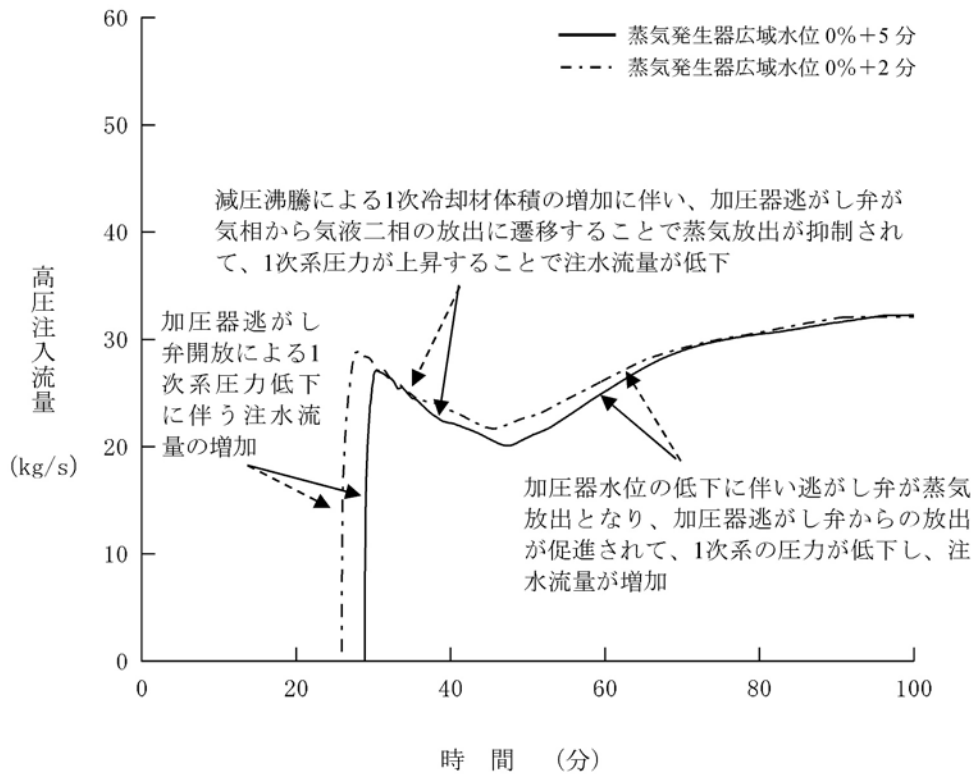
第1.15-147図 燃料被覆管温度の推移(充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)



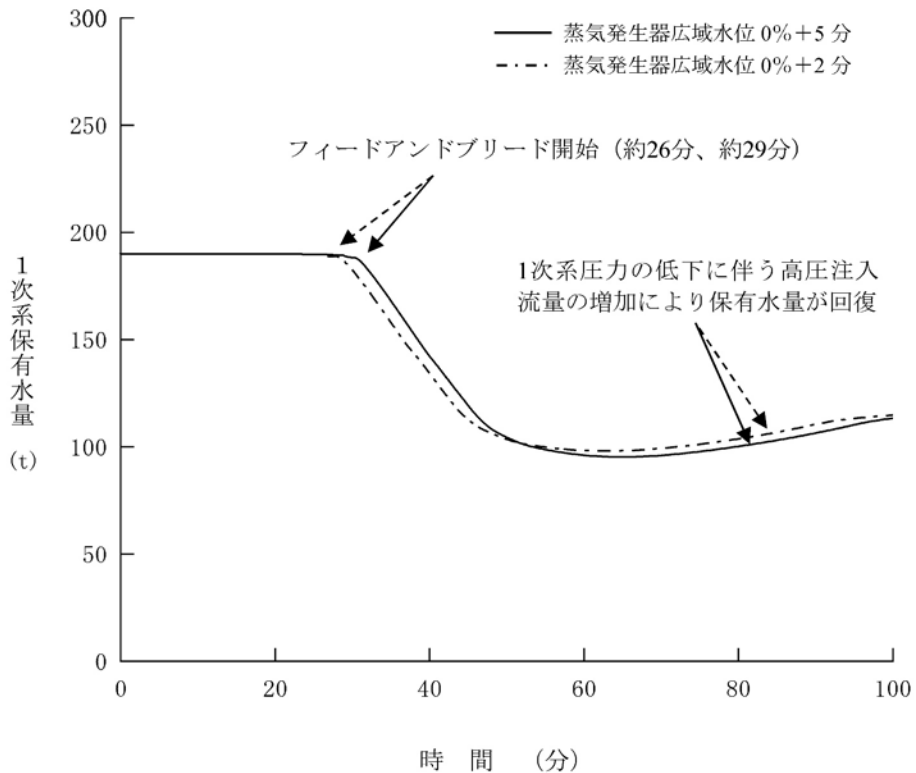
第1.15-148図 1次系圧力の推移(開始が早くなる場合)



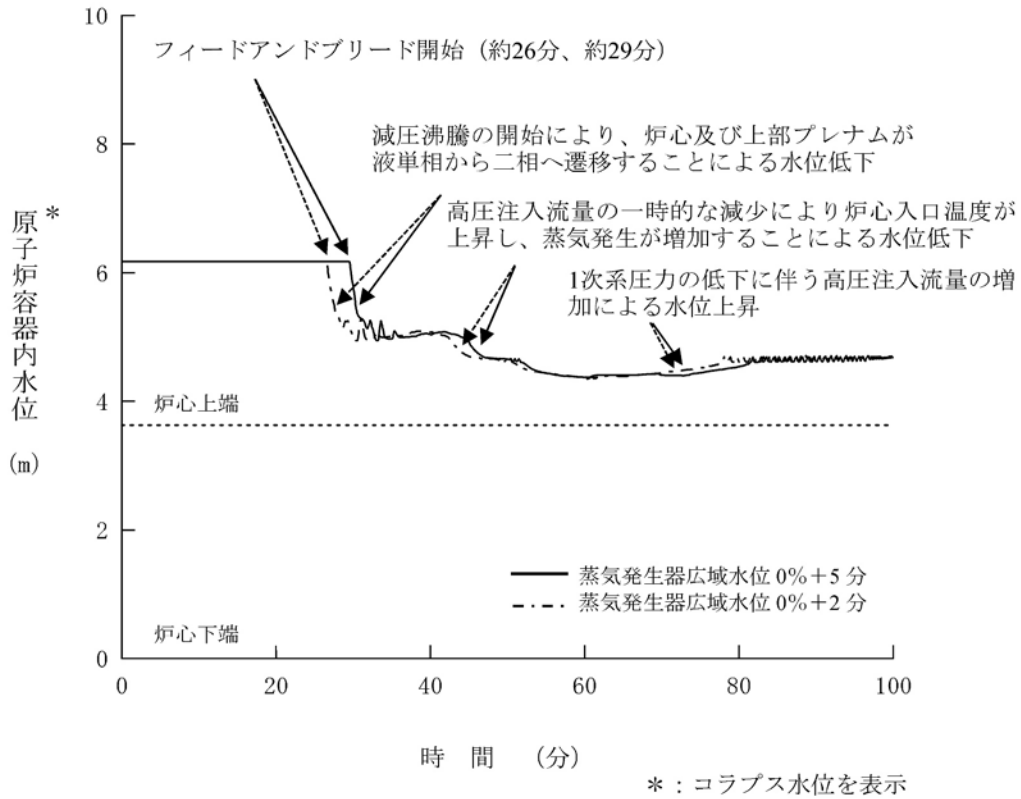
第1.15-149図 1次系温度の推移(開始が早くなる場合)



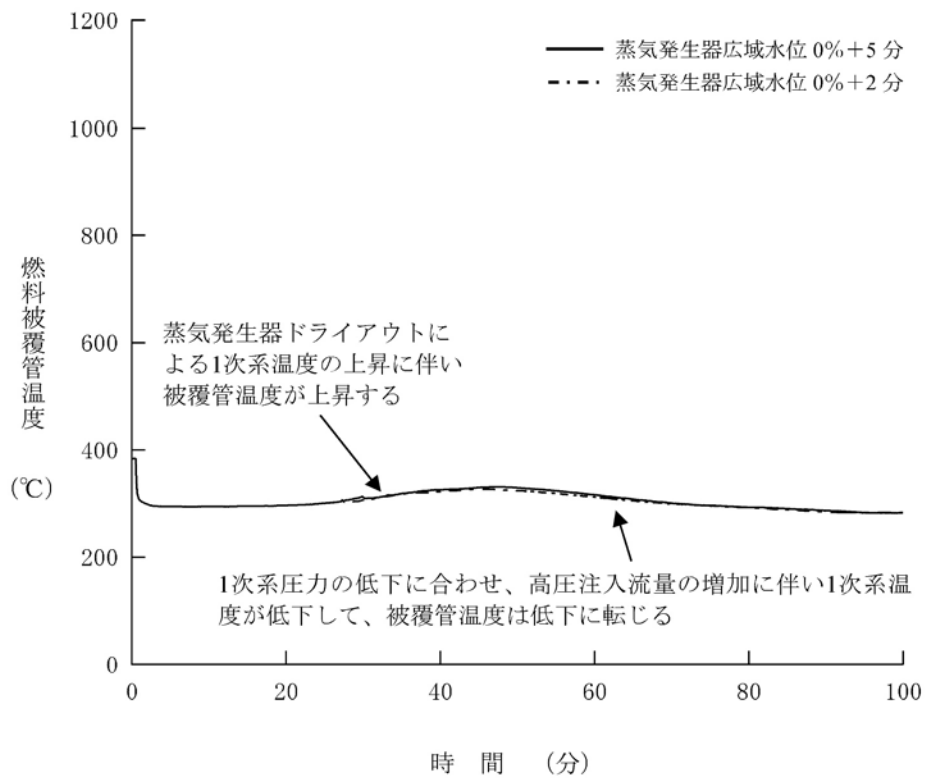
第1.15-150図 高圧注入流量の推移(開始が早くなる場合)



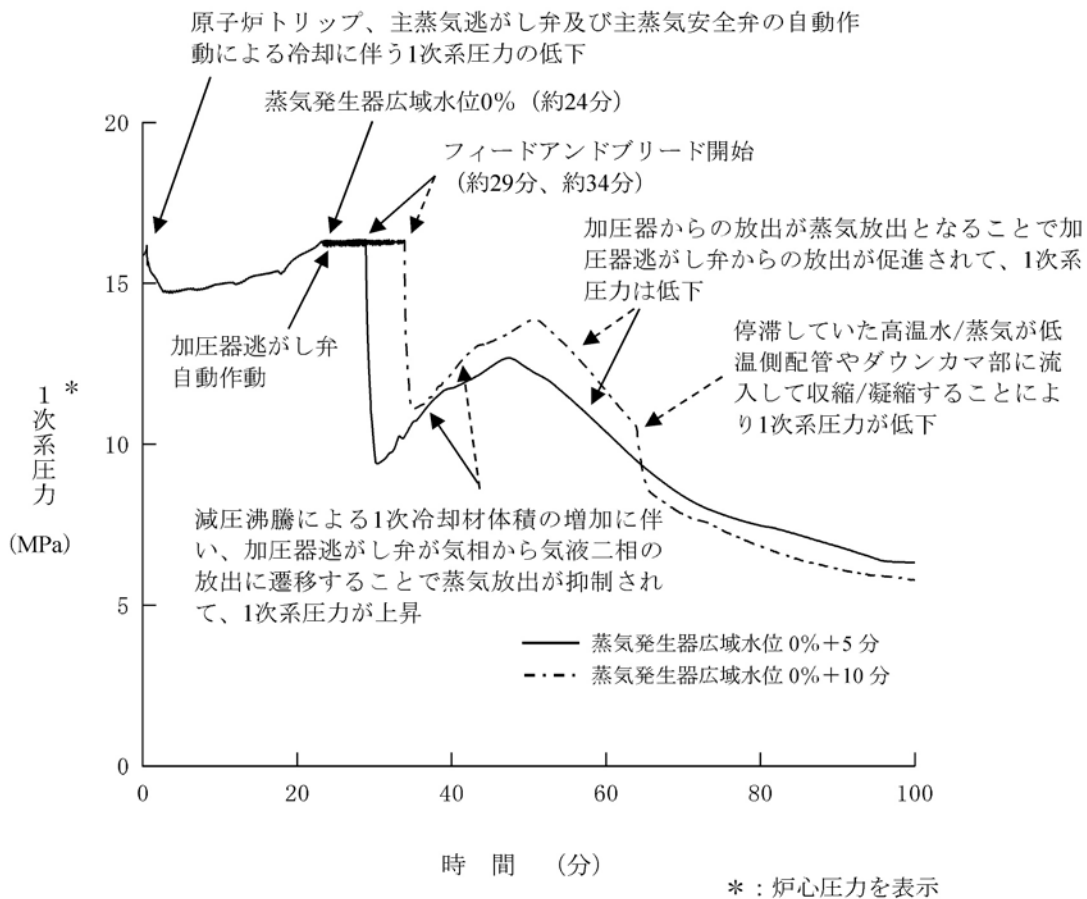
第1.15-151図 1次系保有水量の推移(開始が早くなる場合)



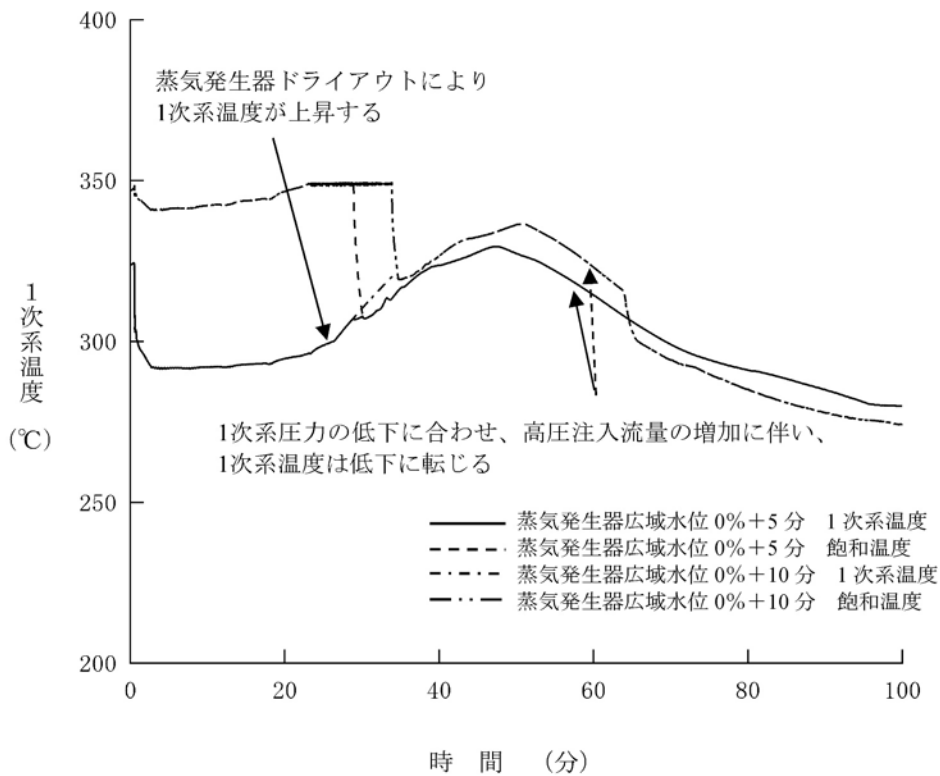
第1.15-152図 原子炉容器内水位の推移(開始が早くなる場合)



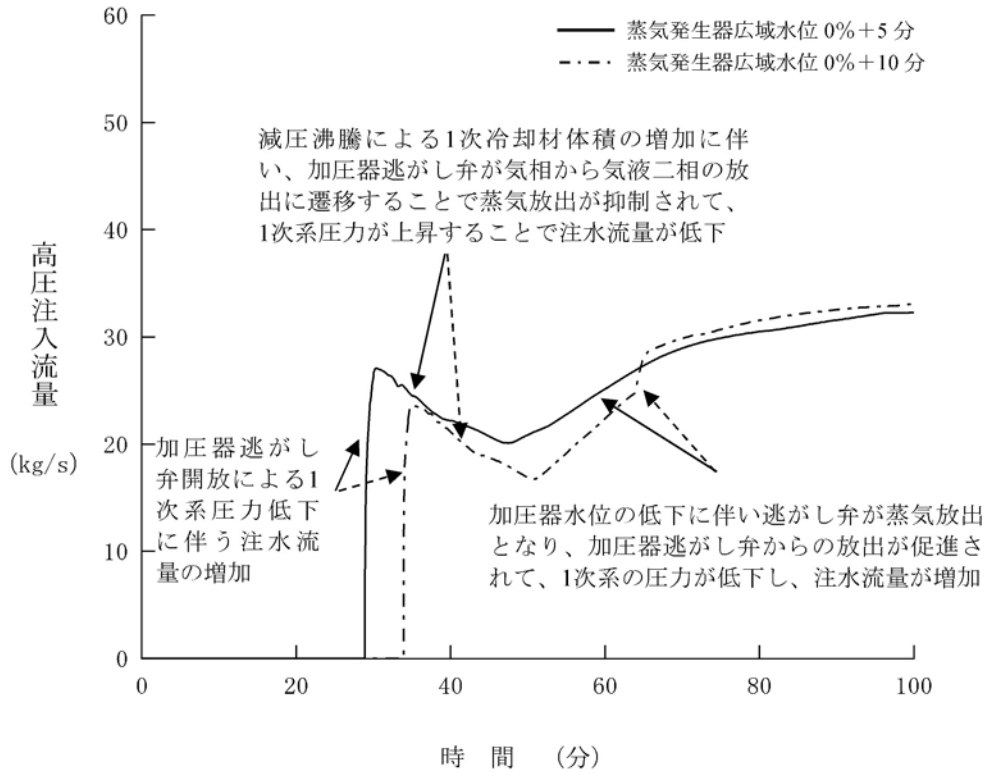
第1.15-153図 燃料被覆管温度の推移(開始が早くなる場合)



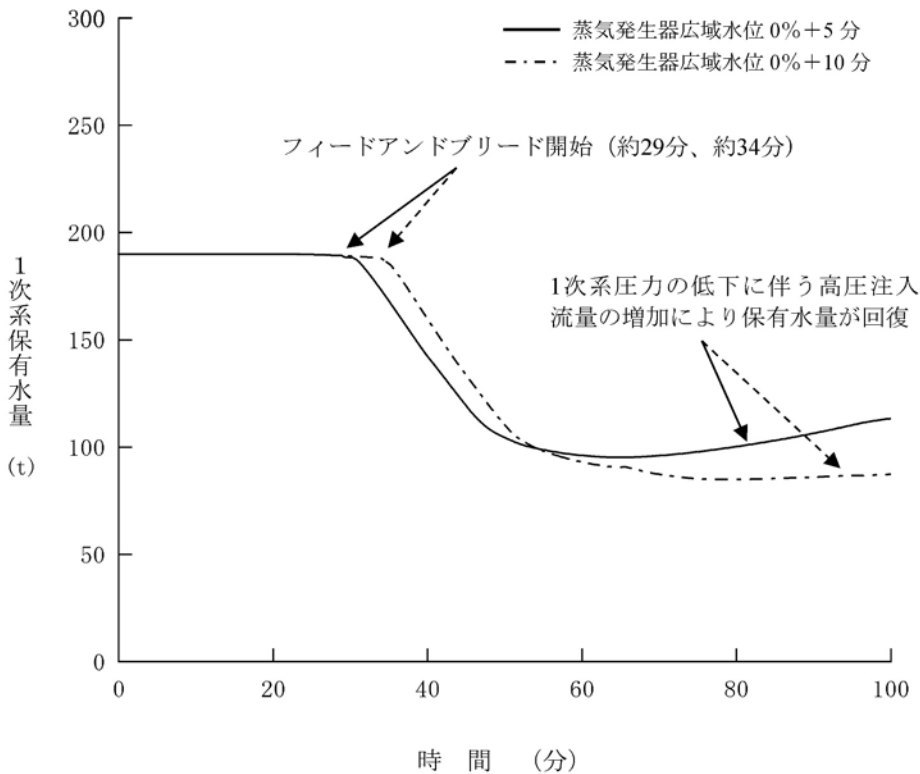
第1.15-154図 1次系圧力の推移(開始が遅くなる場合)



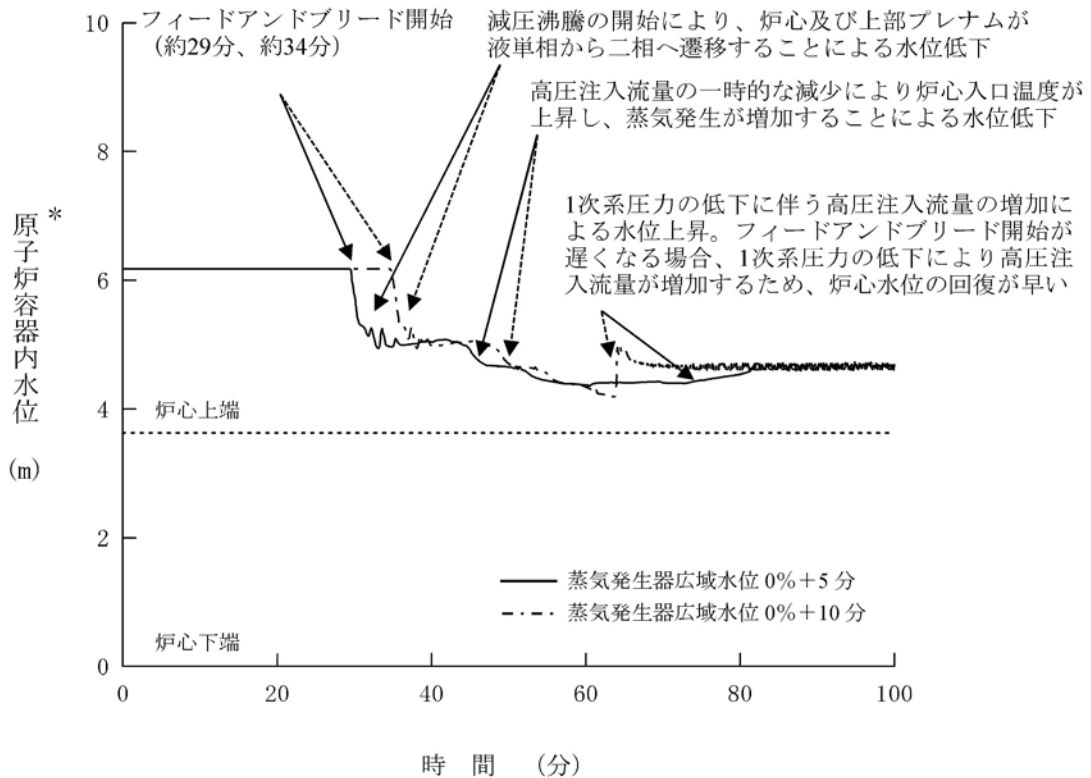
第1.15-155図 1次系温度の推移(開始が遅くなる場合)



第1.15-156図 高圧注入流量の推移(開始が遅くなる場合)

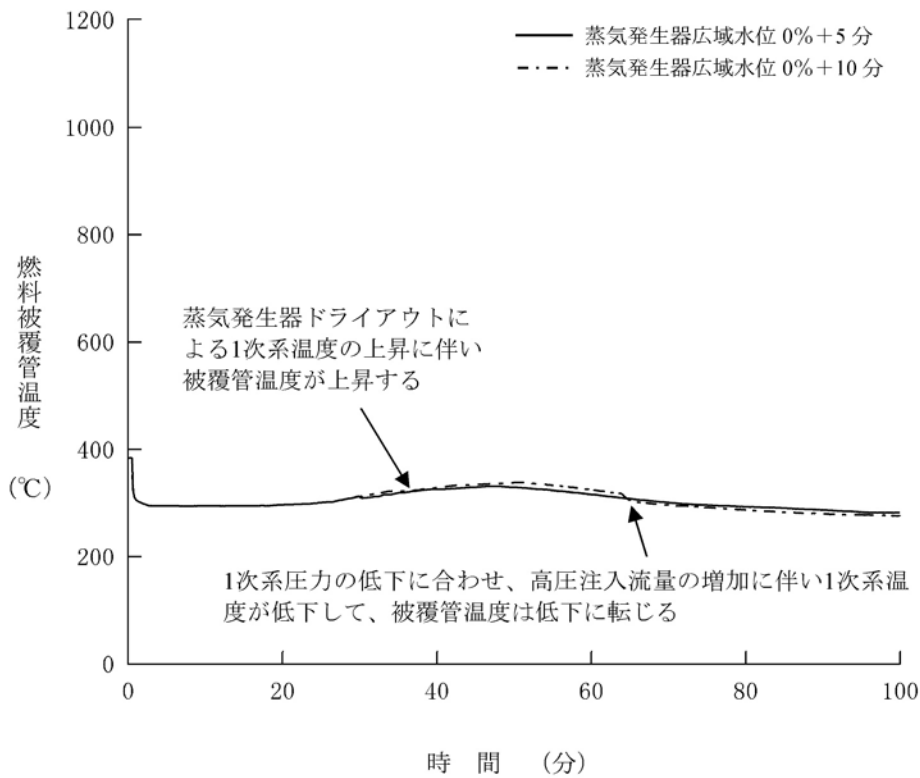


第1.15-157図 1次系保有水量の推移(開始が遅くなる場合)

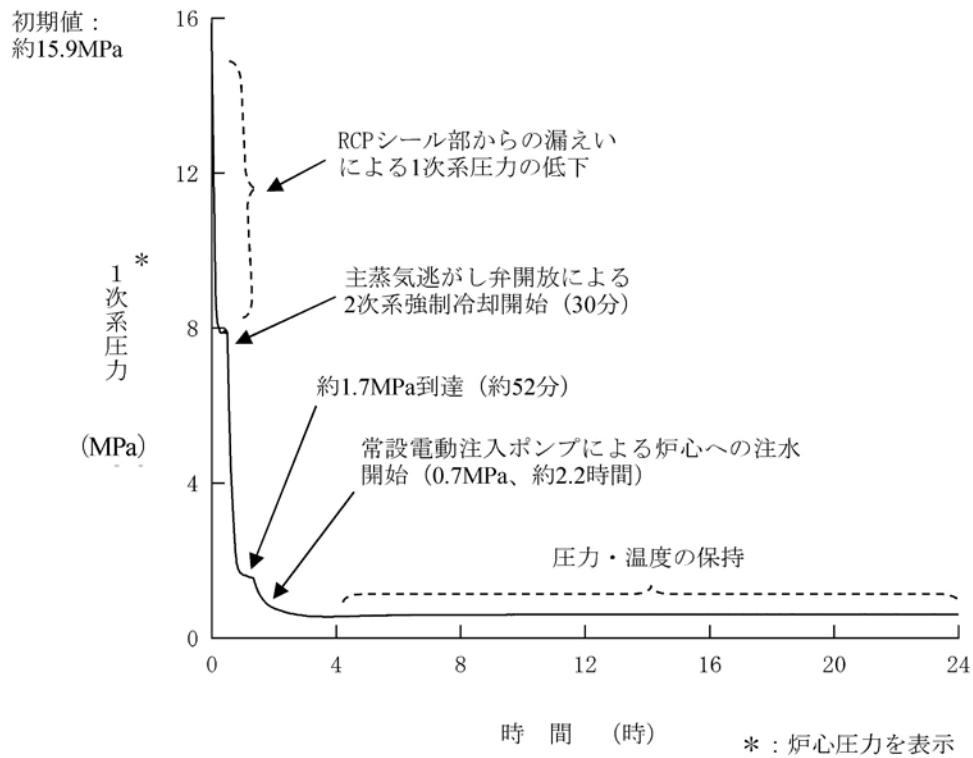


* : コラプス水位を表示

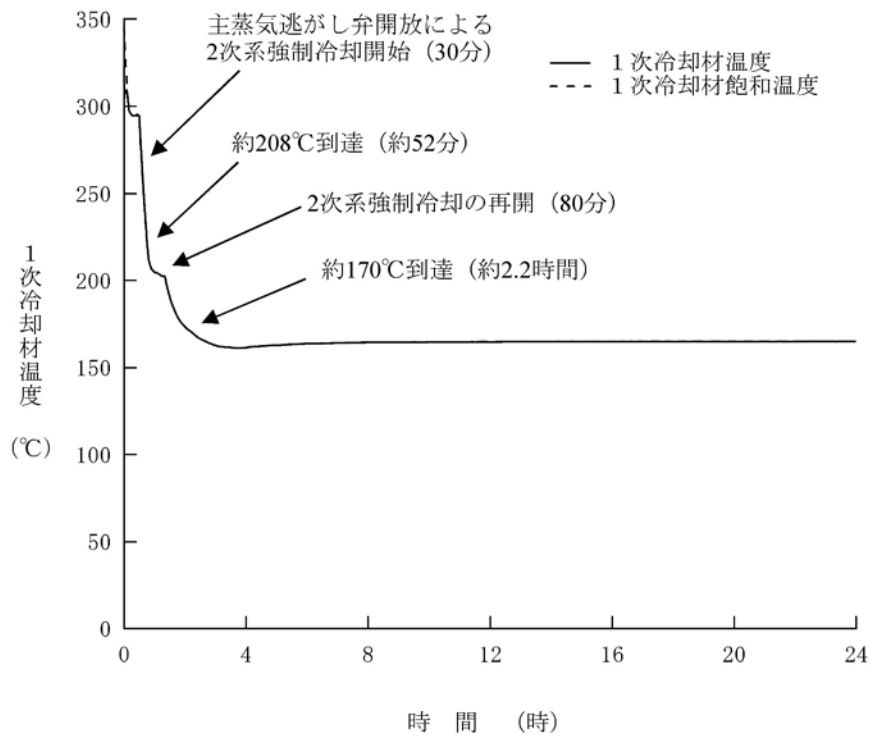
第1.15-158図 原子炉容器内水位の推移 (開始が遅くなる場合)



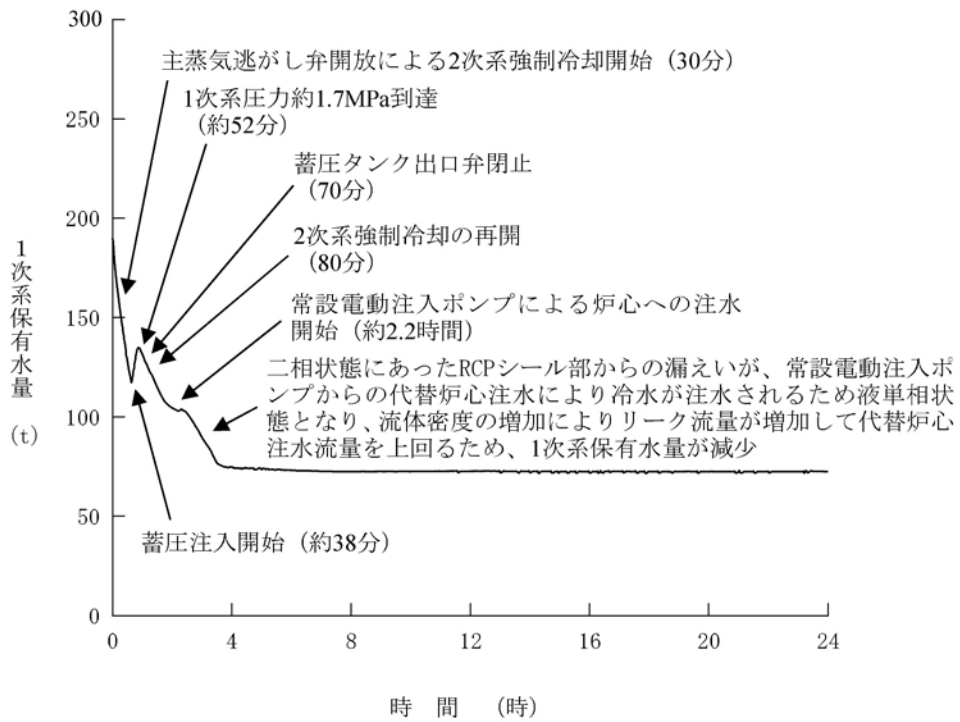
第1.15-159図 燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)



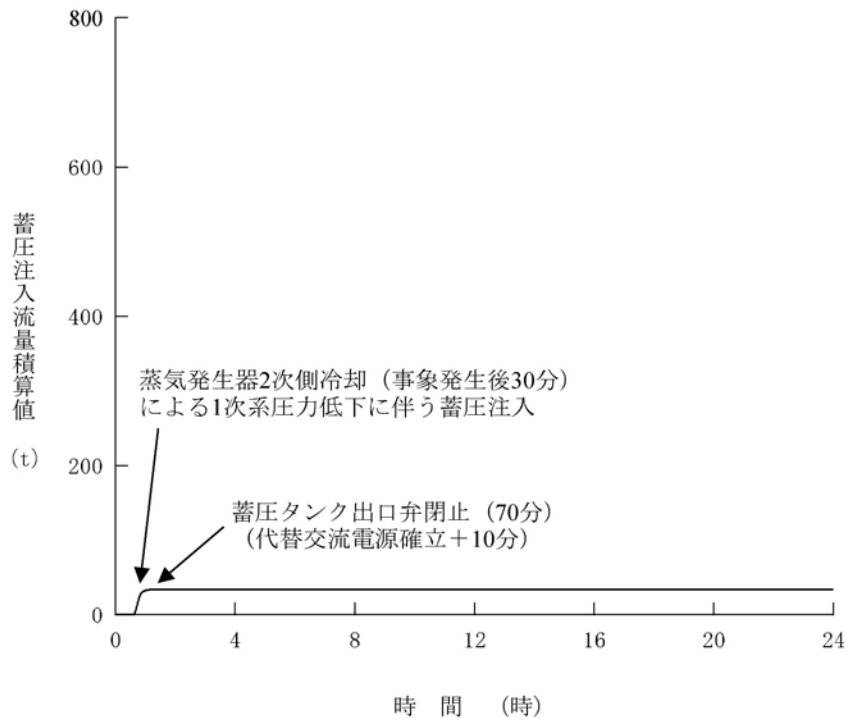
第1.15-160図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



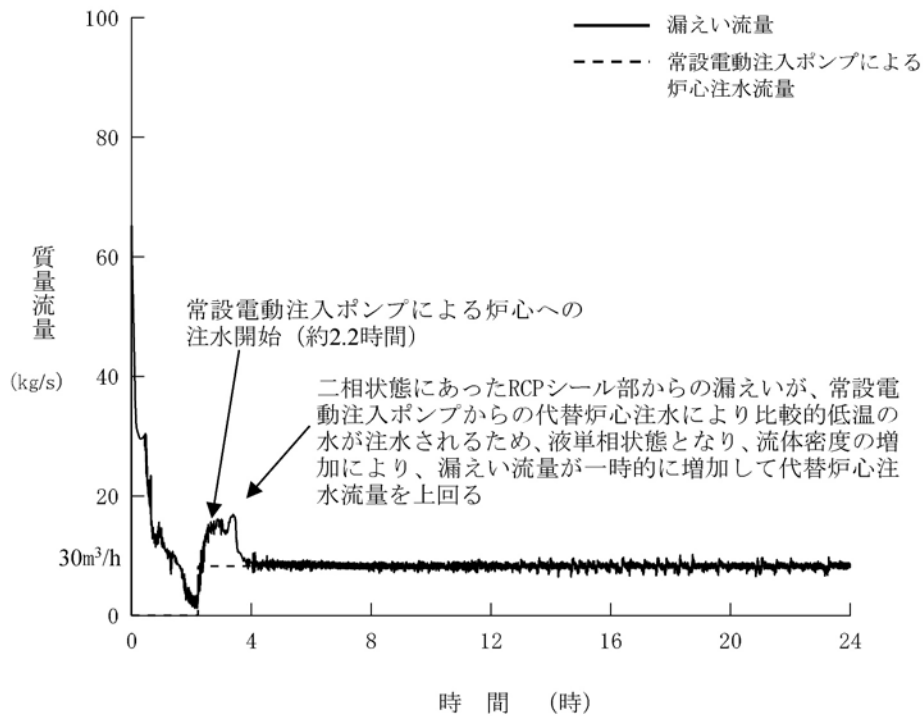
第1.15-161図 1次系温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



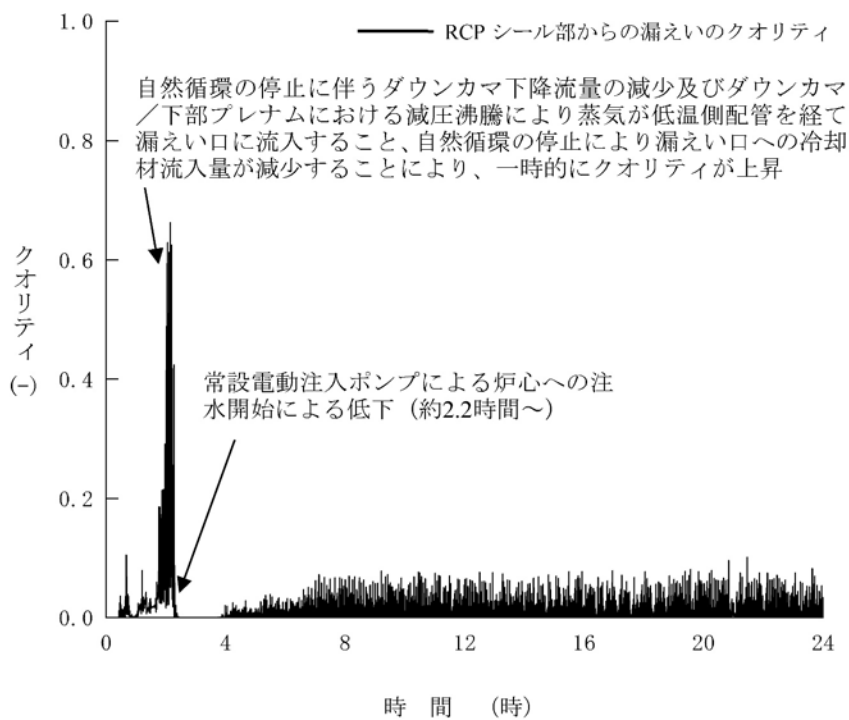
第1.15-162図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



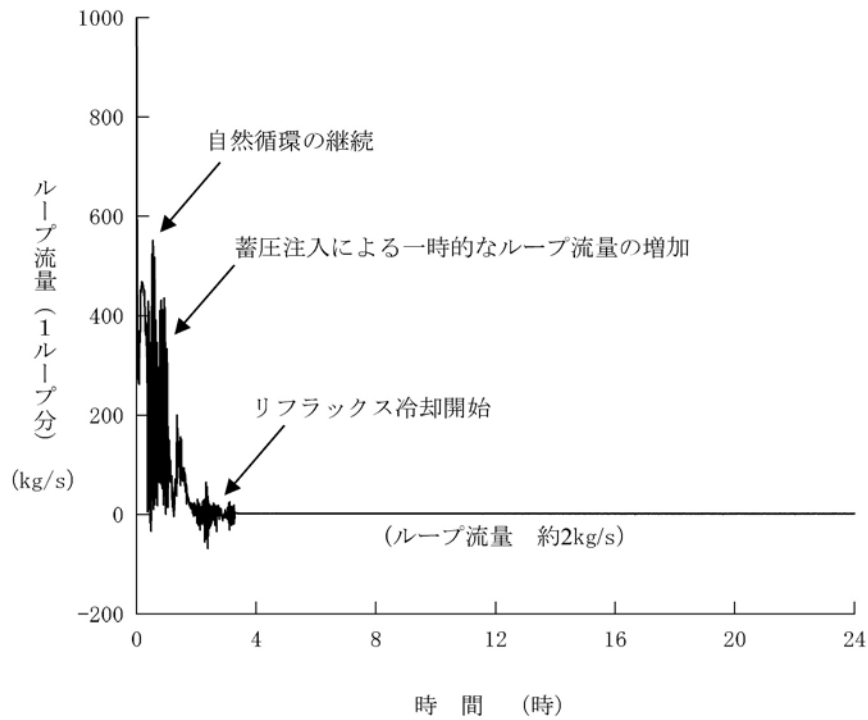
第1.15-163図 蓄圧注入流量積算値の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



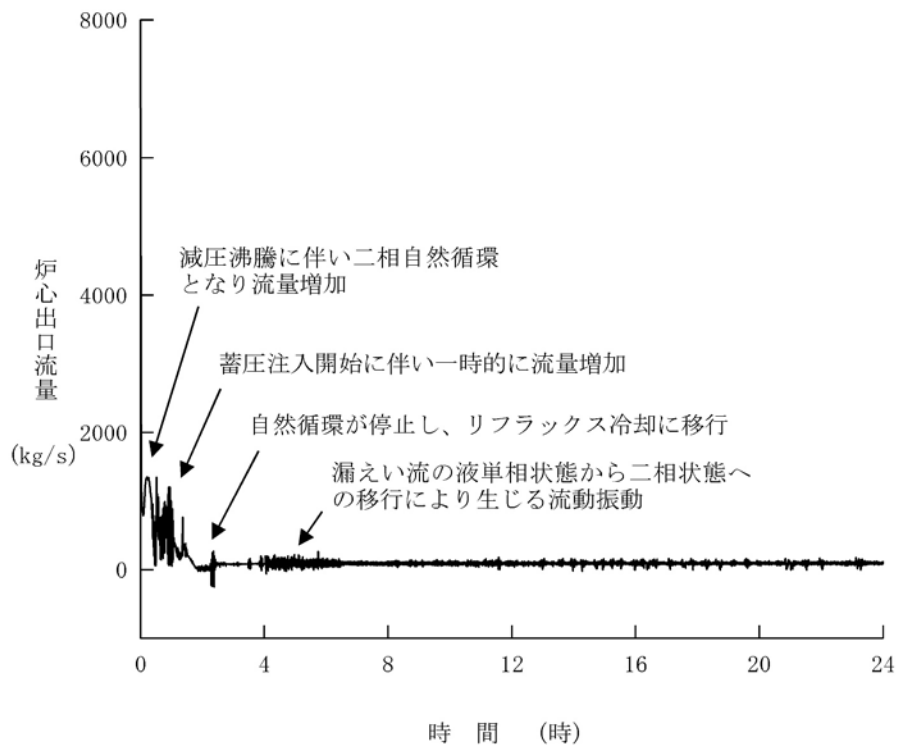
第1.15-164図 漏えい流量と注水流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



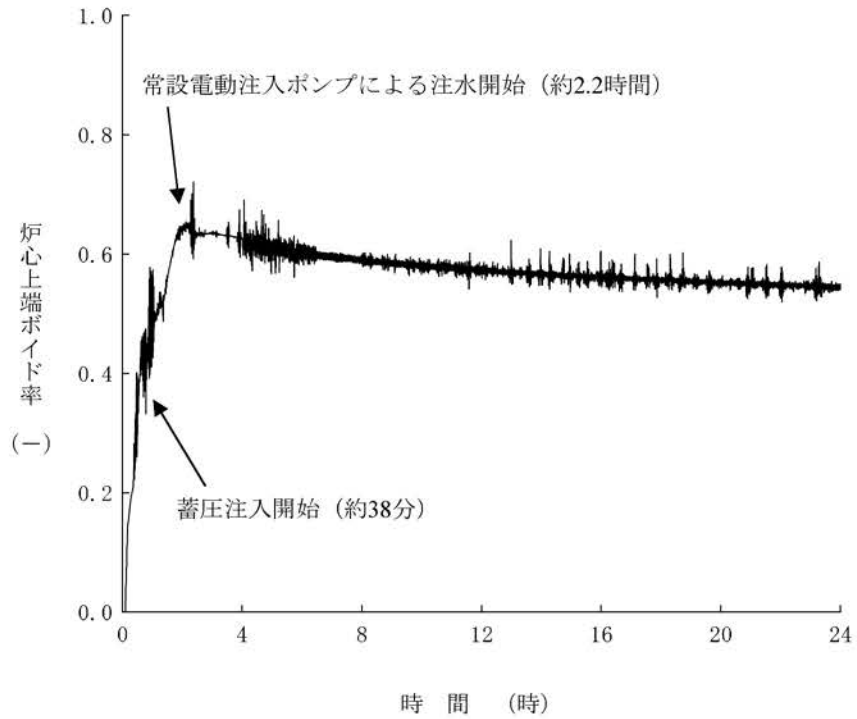
第1.15-165図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



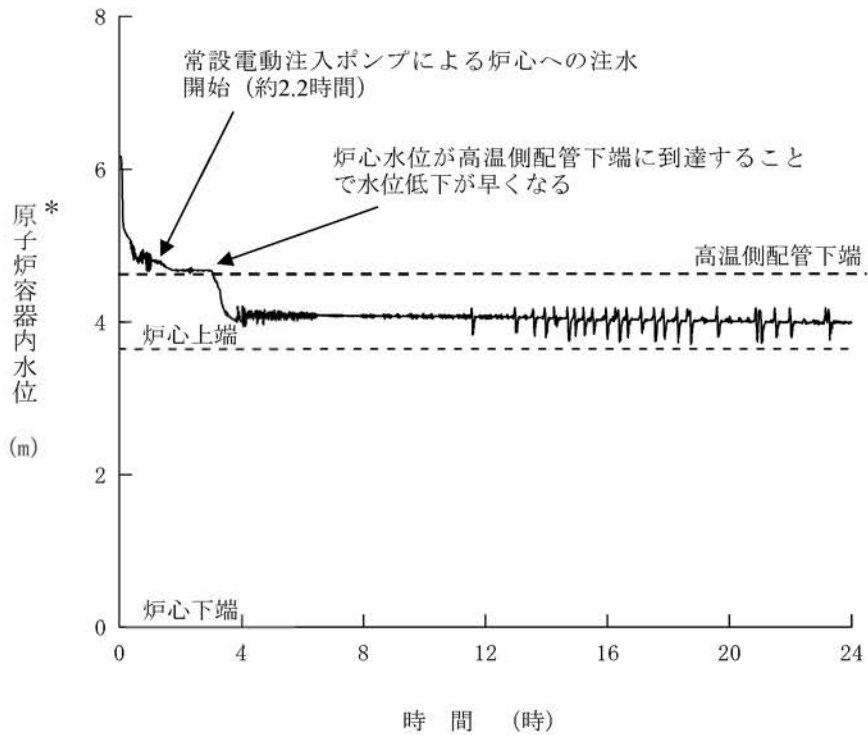
第1.15-166図 1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



第1.15-167図 炉心出口流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

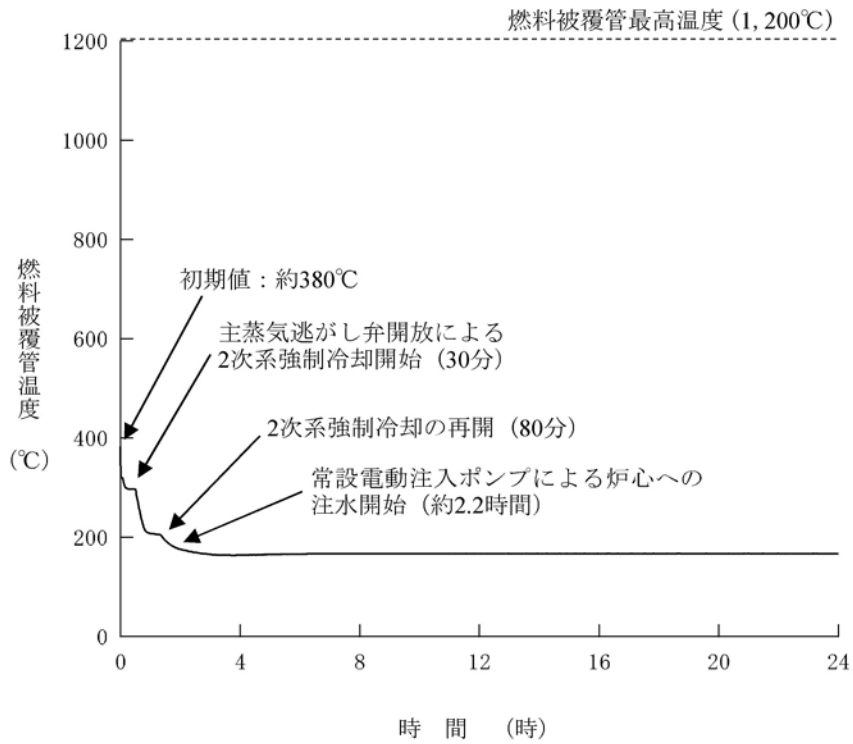


第1.15-168図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

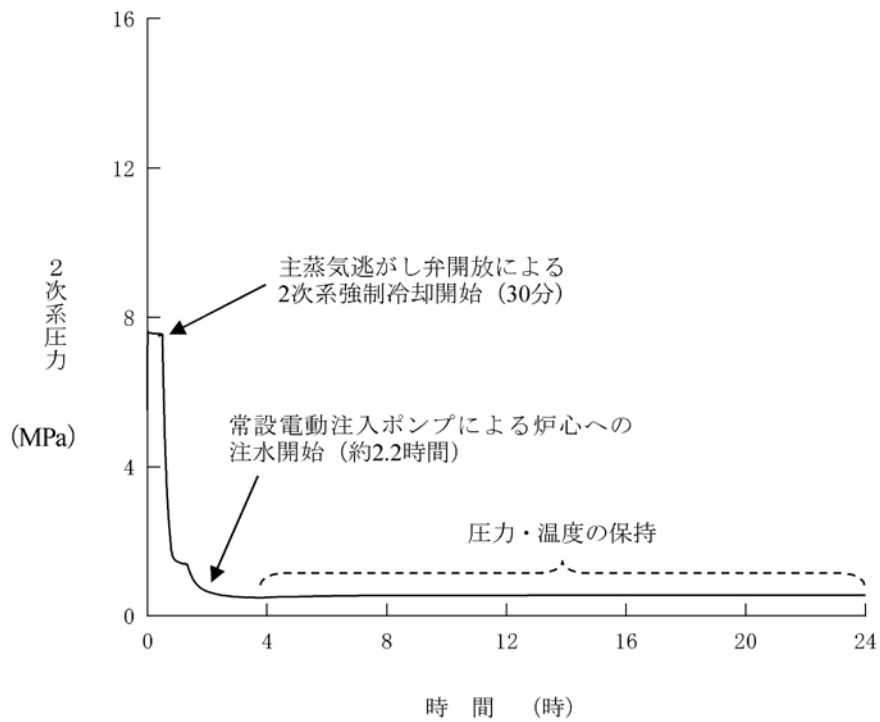


* : コラプス水位を表示

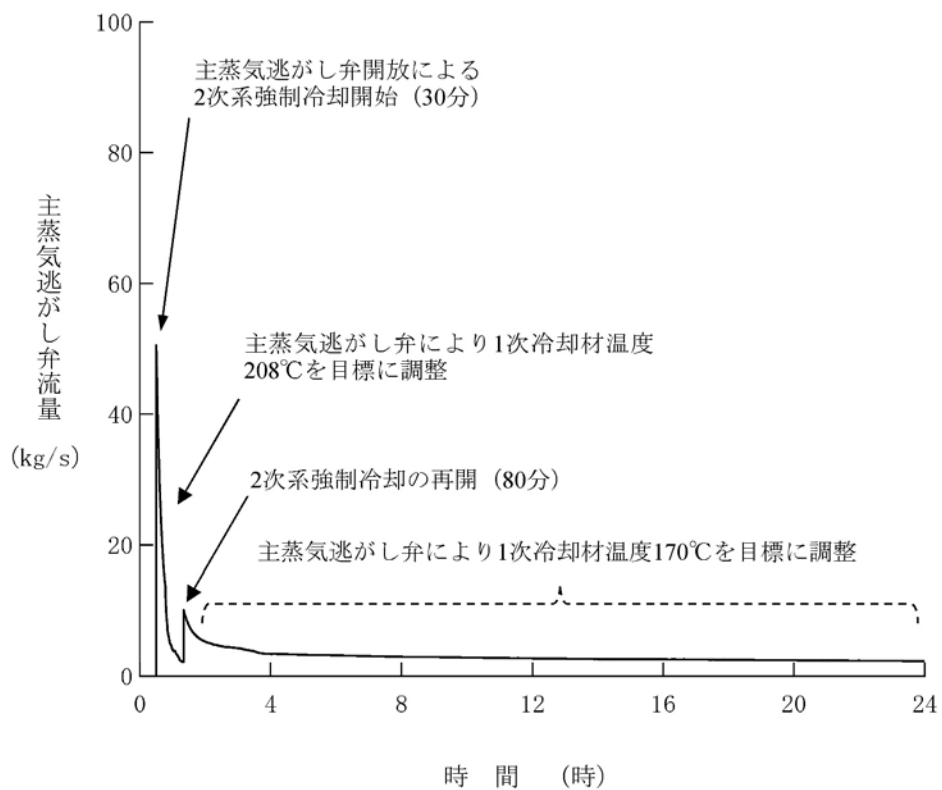
第1.15-169図 原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



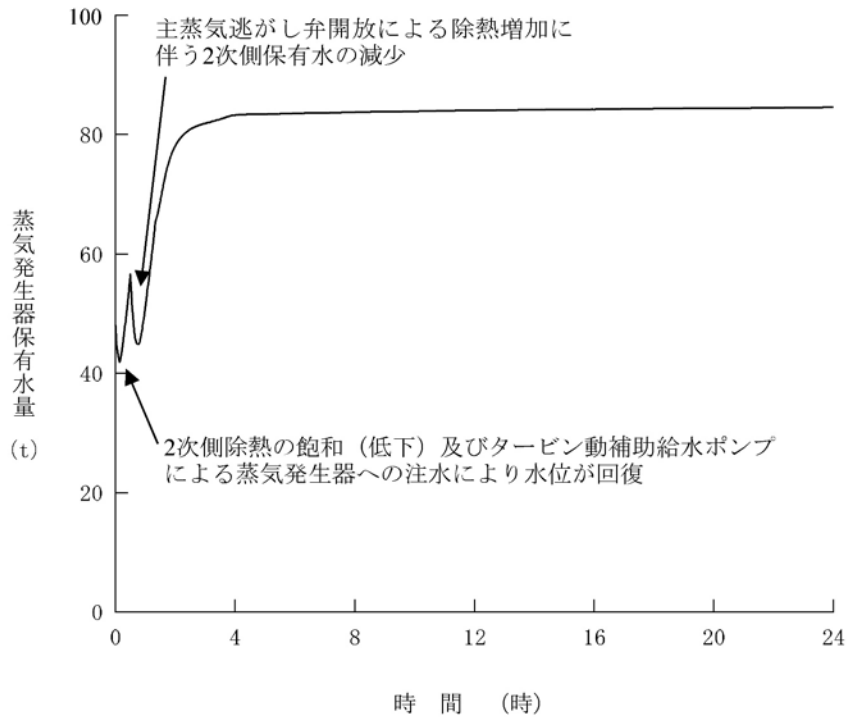
第1.15-170図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



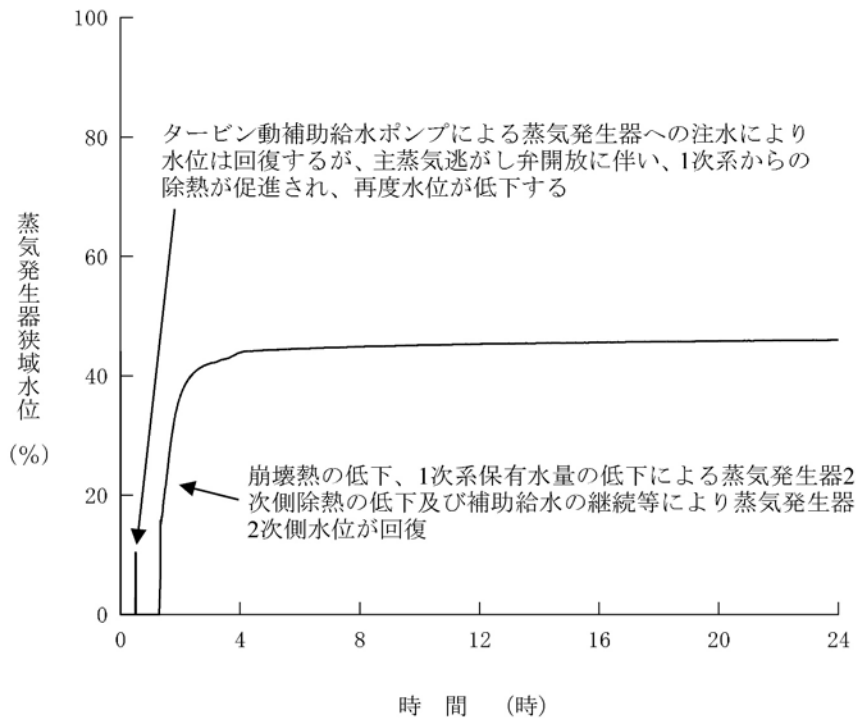
第1.15-171図 2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



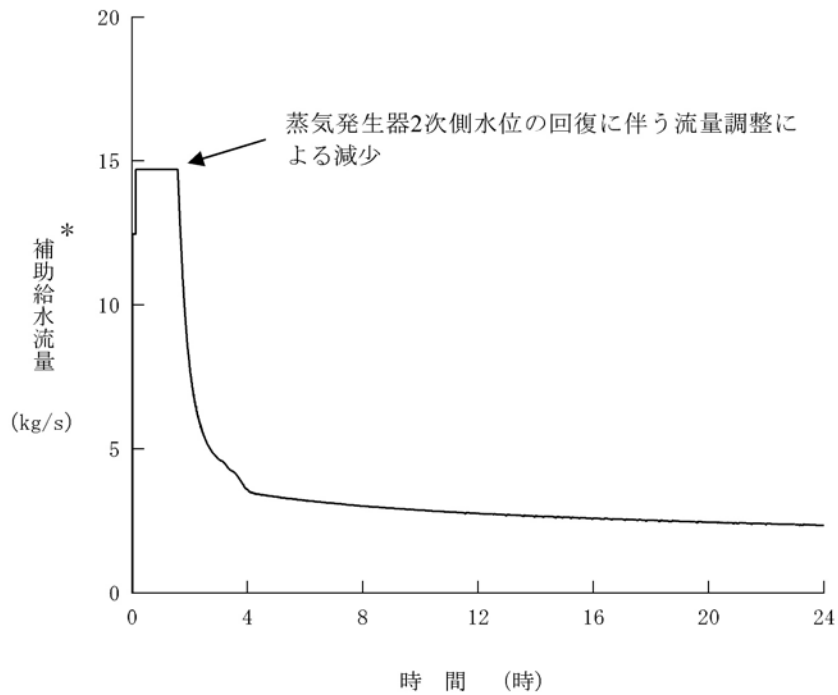
第1.15-172図 主蒸気逃がし弁流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



第1.15-173図 蒸気発生器保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)

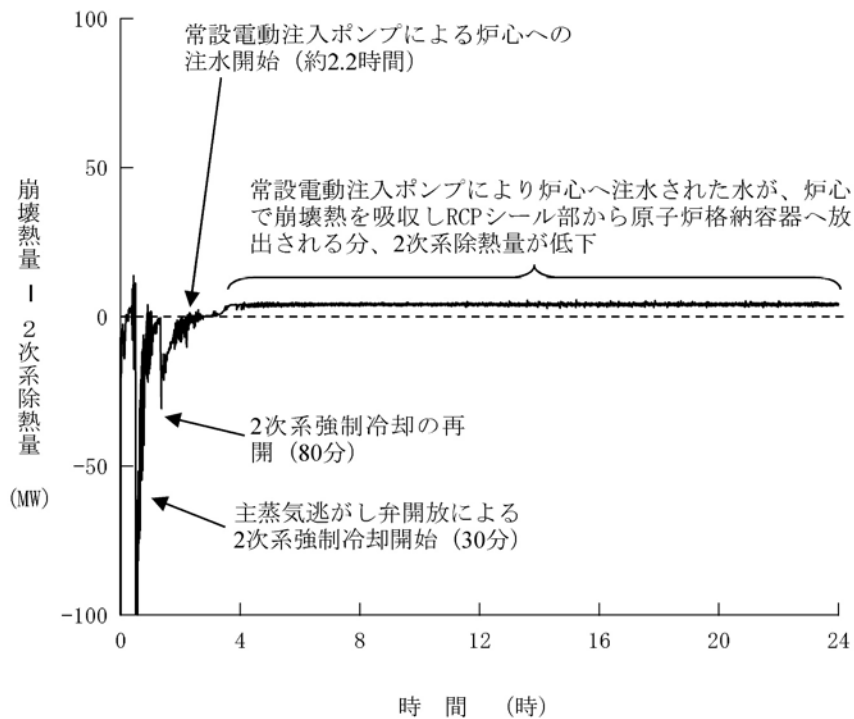


第1.15-174図 蒸気発生器水位の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)

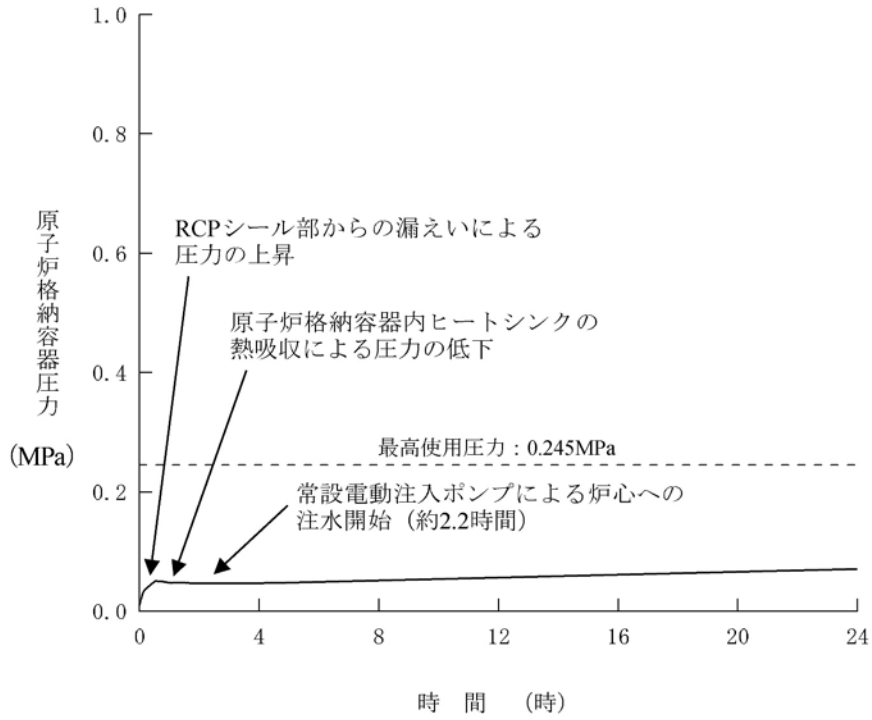


* : 蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

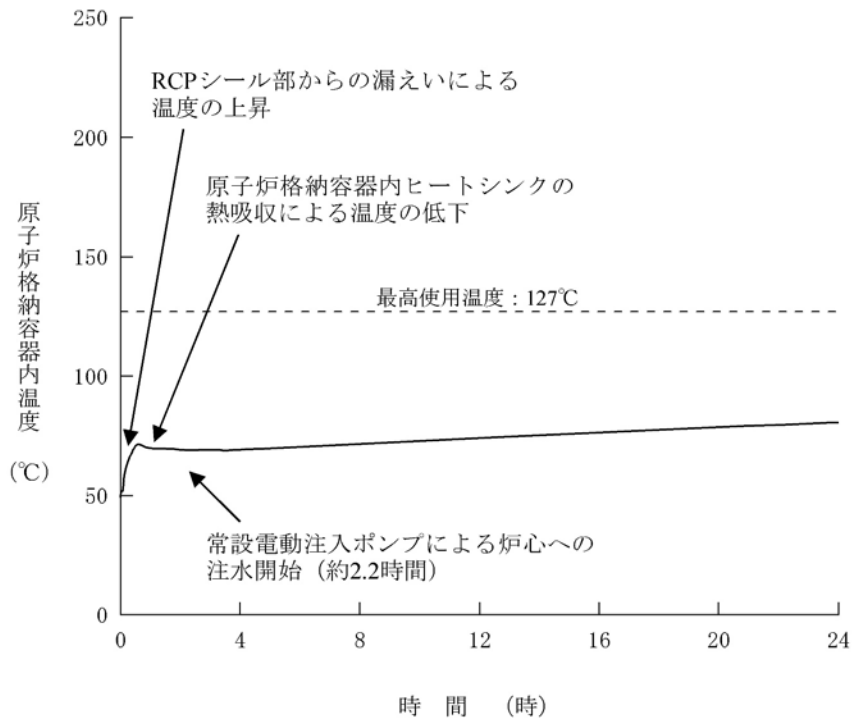
第1.15-175図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



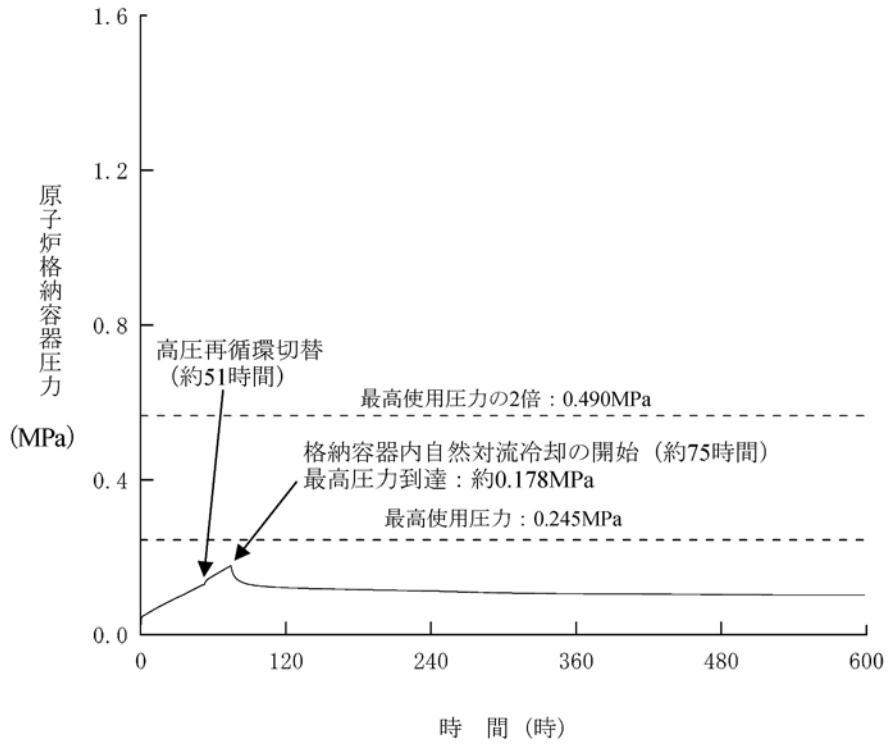
第1.15-176図 崩壊熱と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



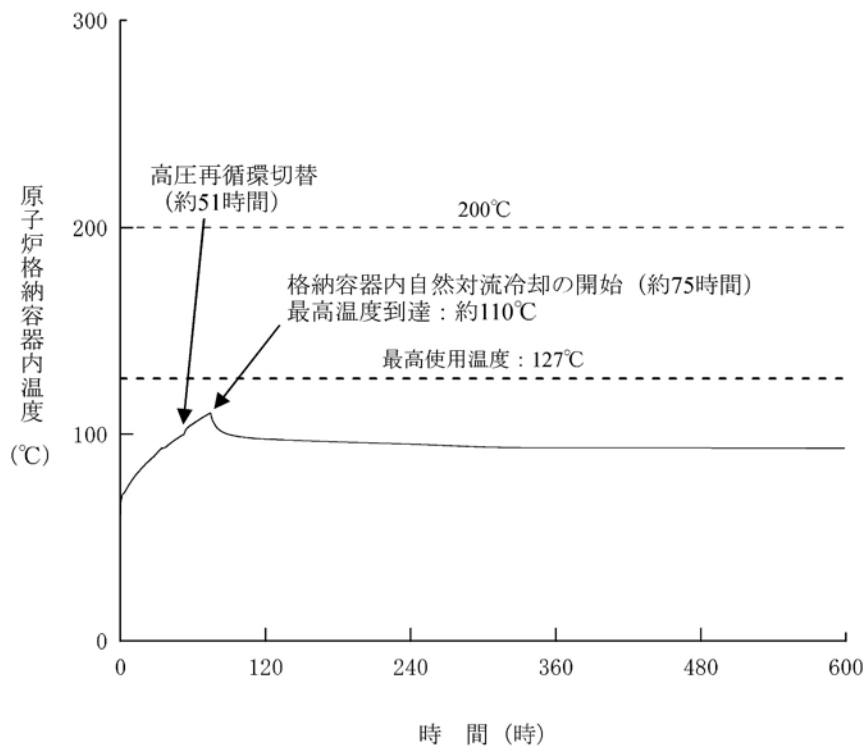
第1.15-177図 原子炉格納容器圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



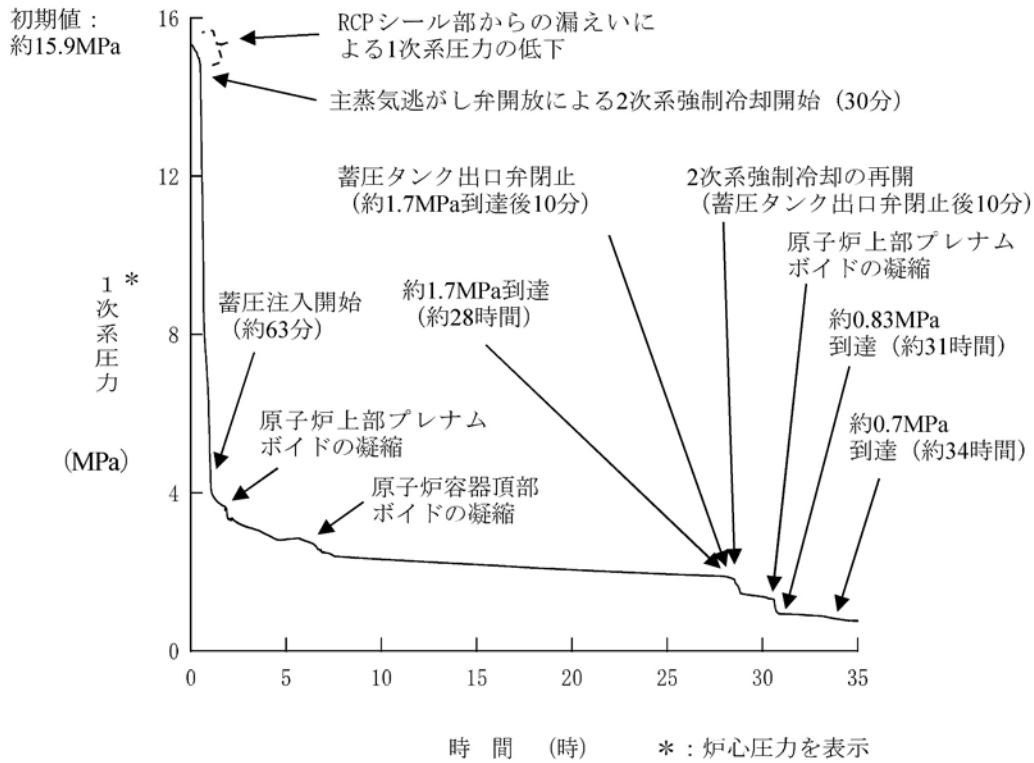
第1.15-178図 原子炉格納容器内温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



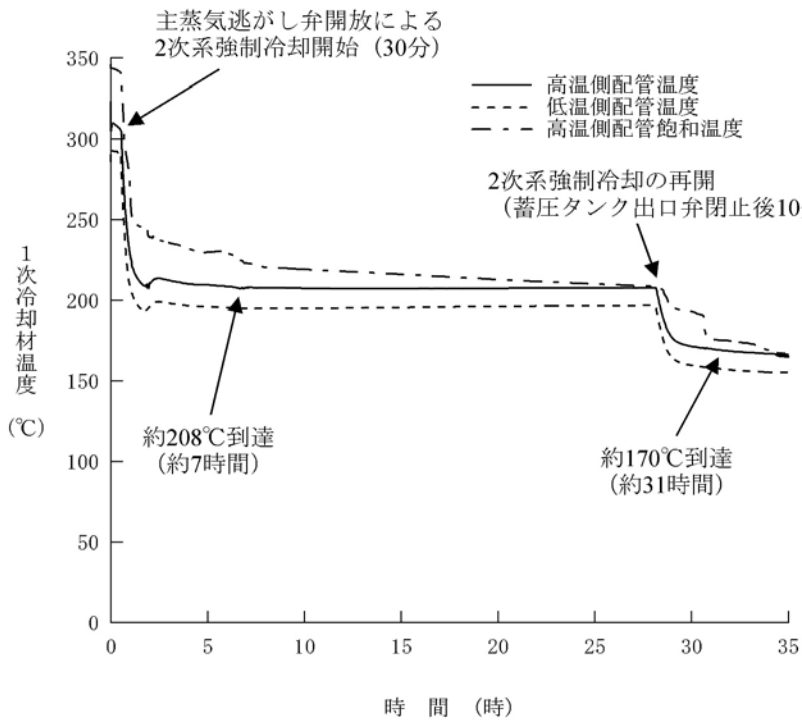
第1.15-179図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



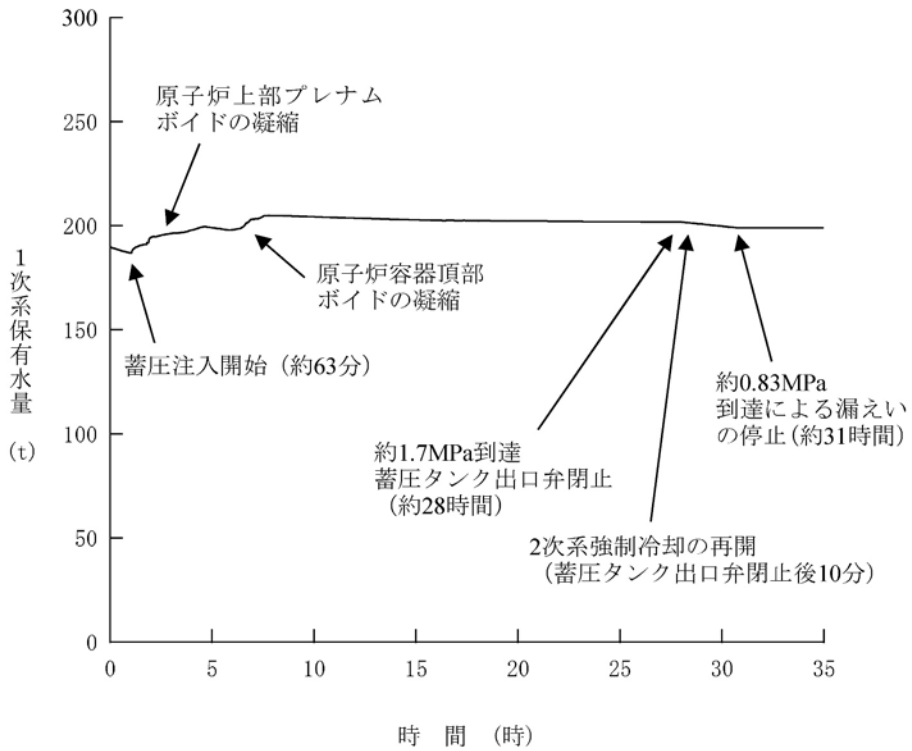
第1.15-180図 原子炉格納容器内温度の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



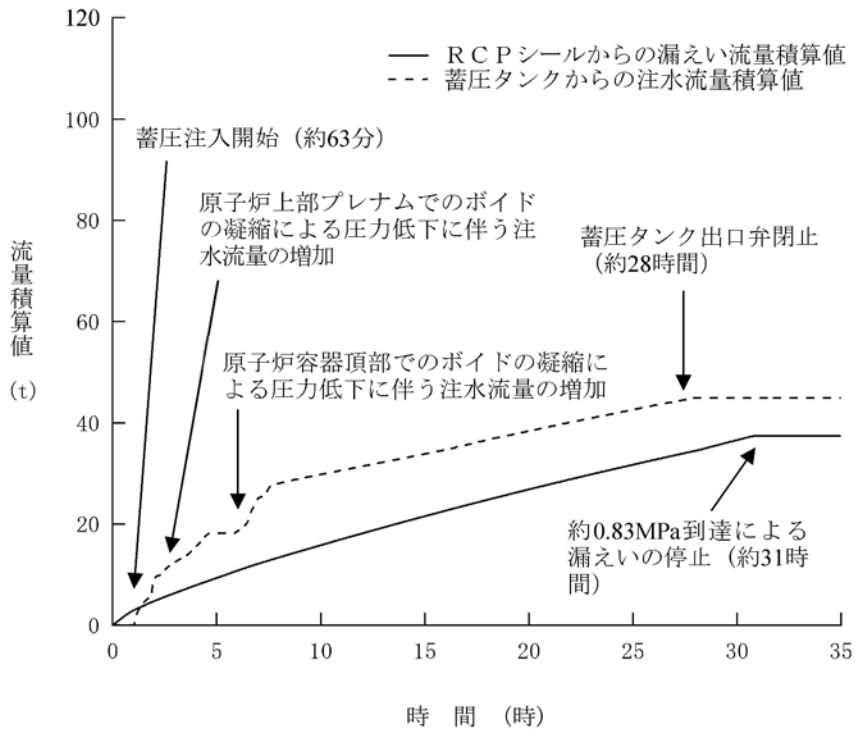
第1.15-181図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



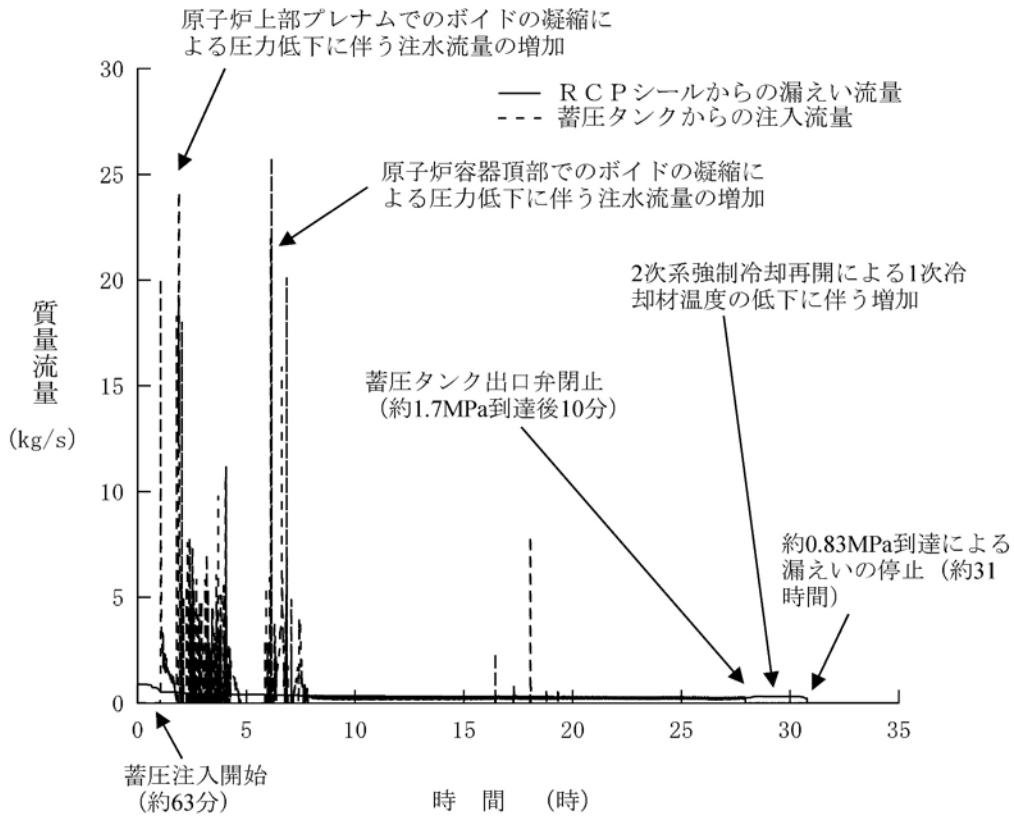
第1.15-182図 1次系温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



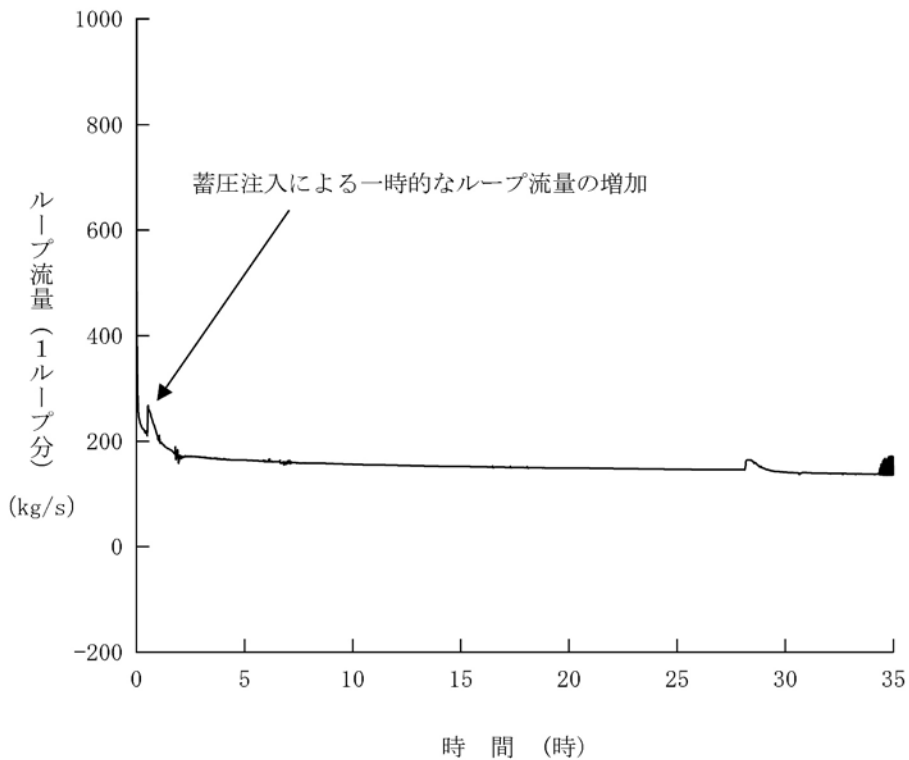
第1.15-183図 1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



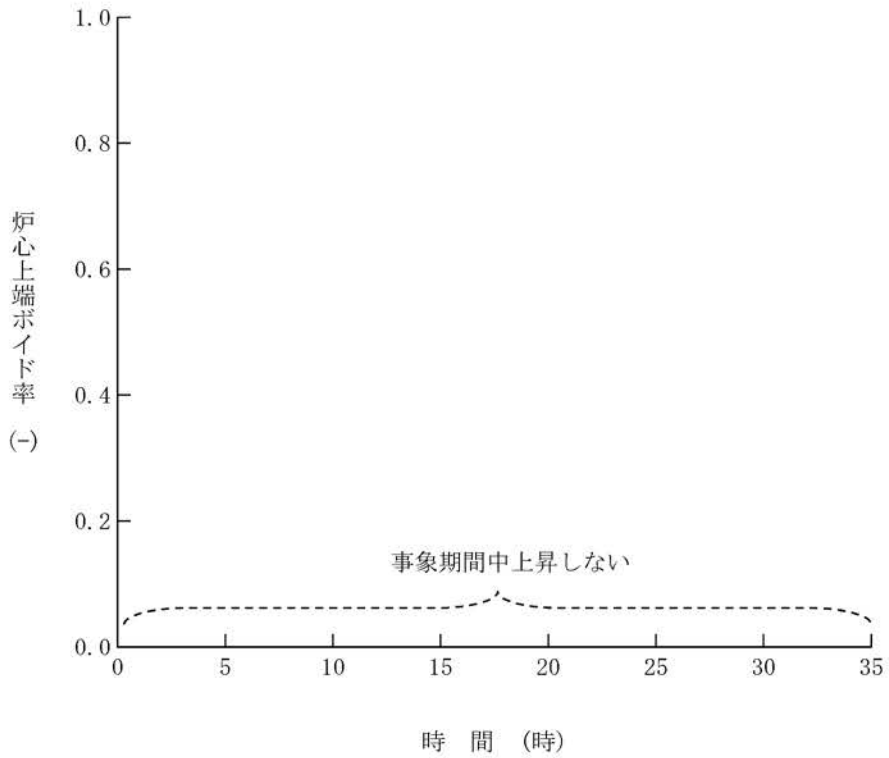
第1.15-184図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



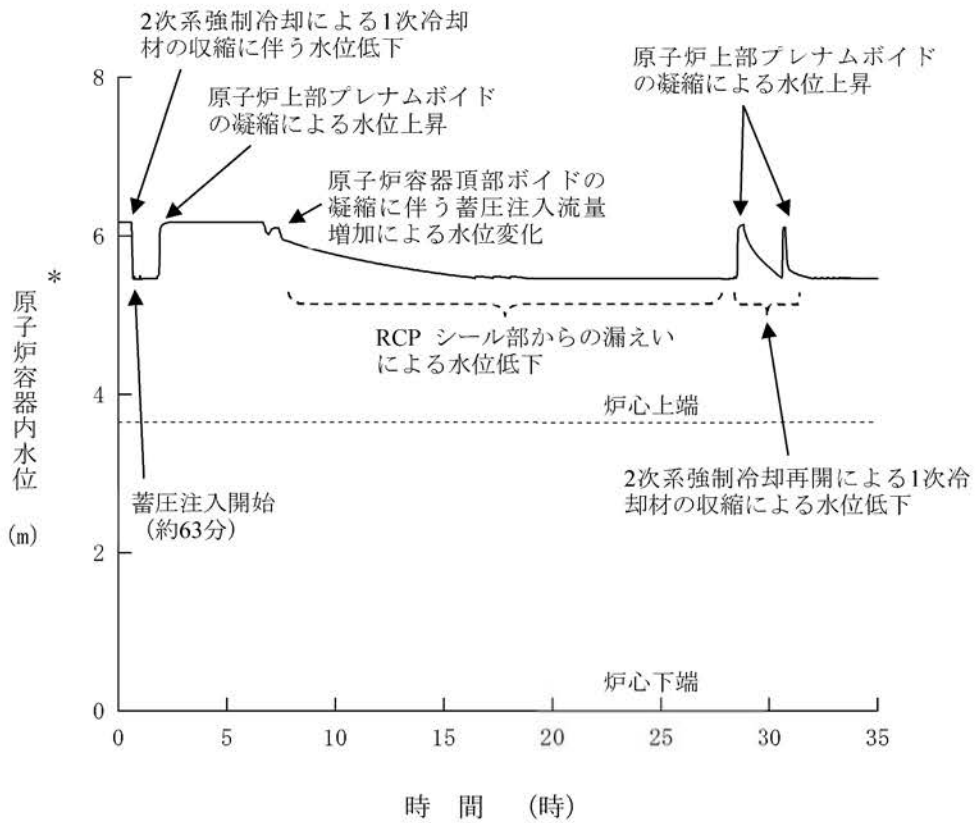
第1.15-185図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



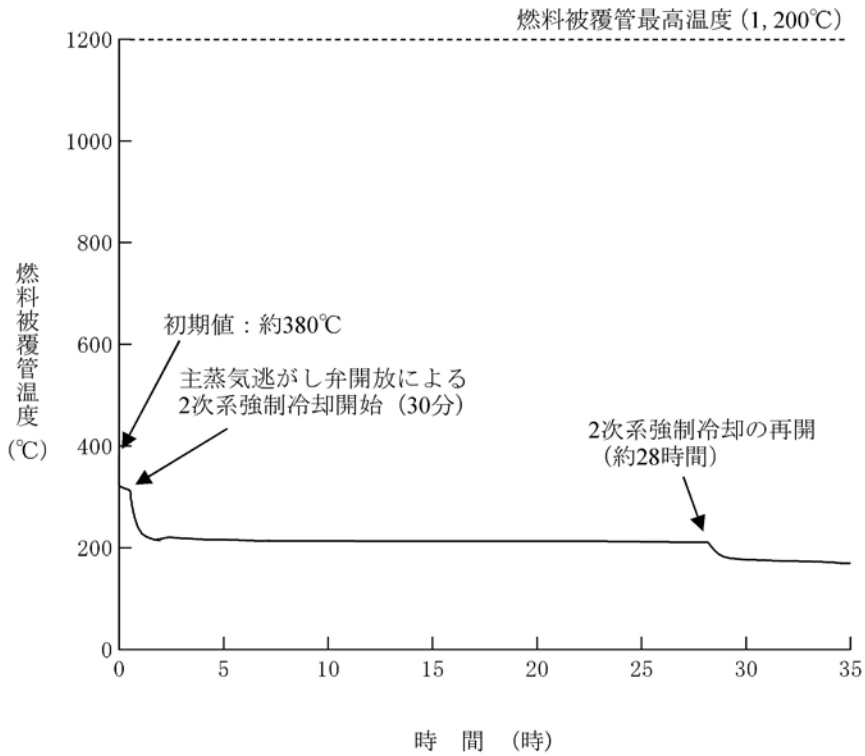
第1.15-186図 1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



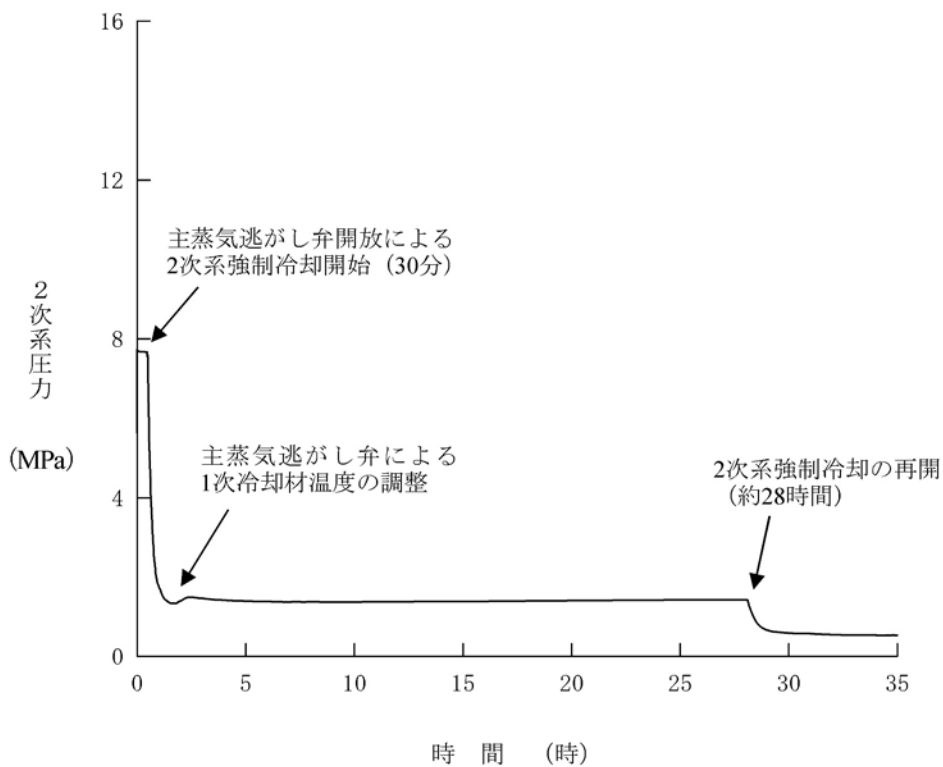
第1.15-187図 炉心上端ボイド率の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



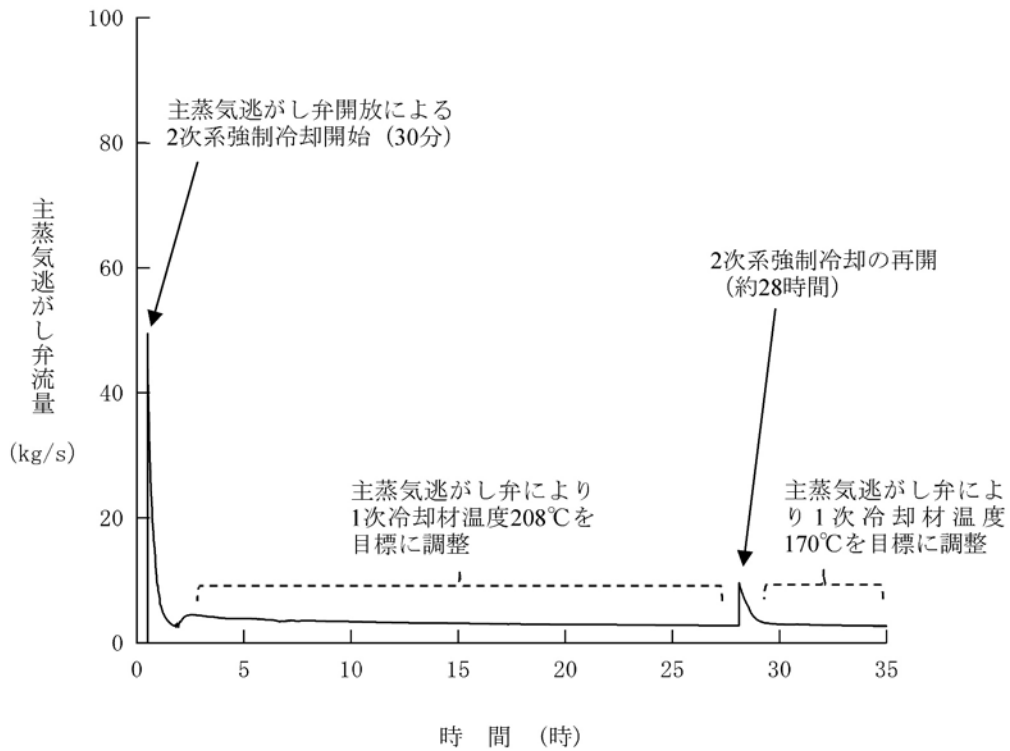
第1.15-188図 原子炉容器内水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



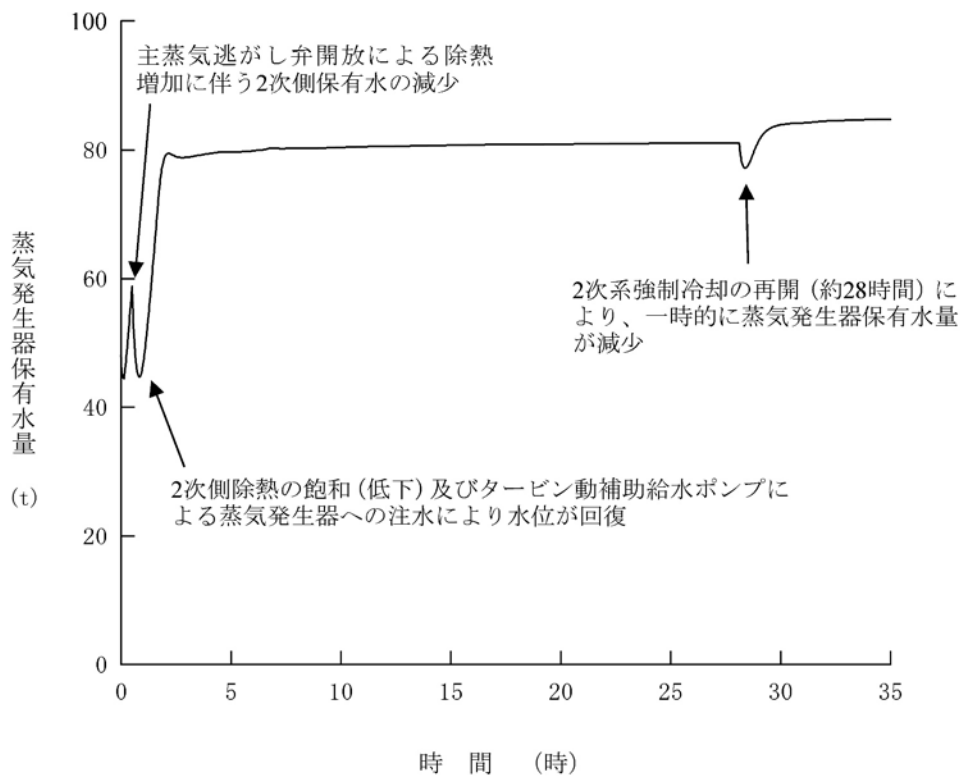
第1.15-189図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



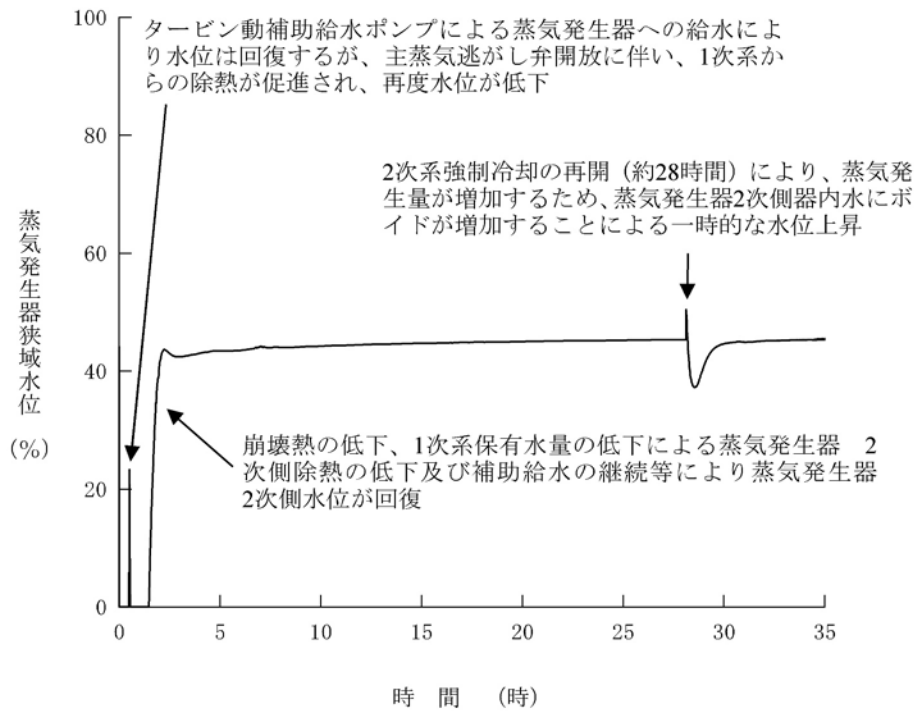
第1.15-190図 2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



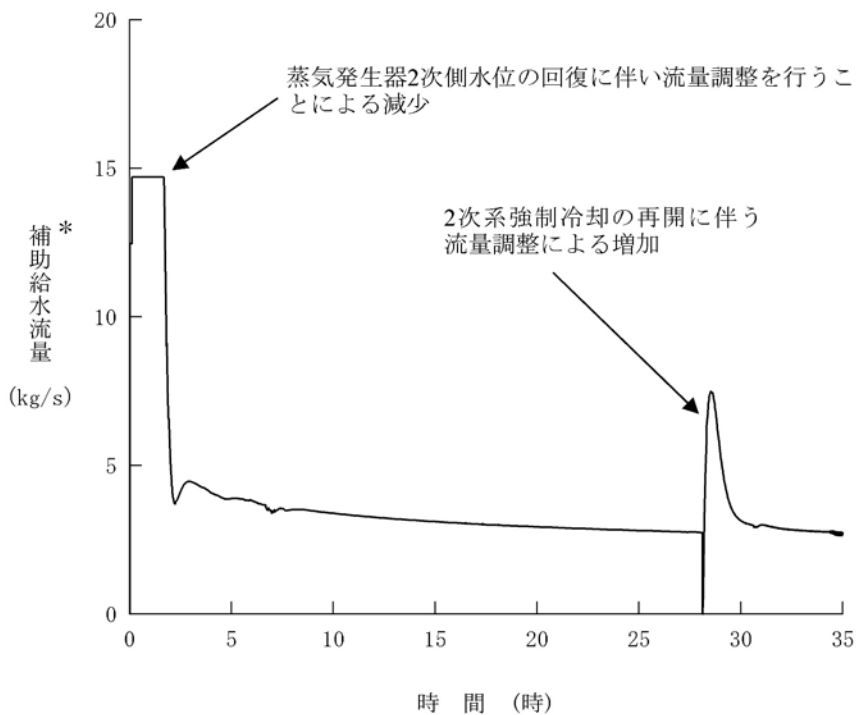
第1.15-191図 主蒸気逃がし弁流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



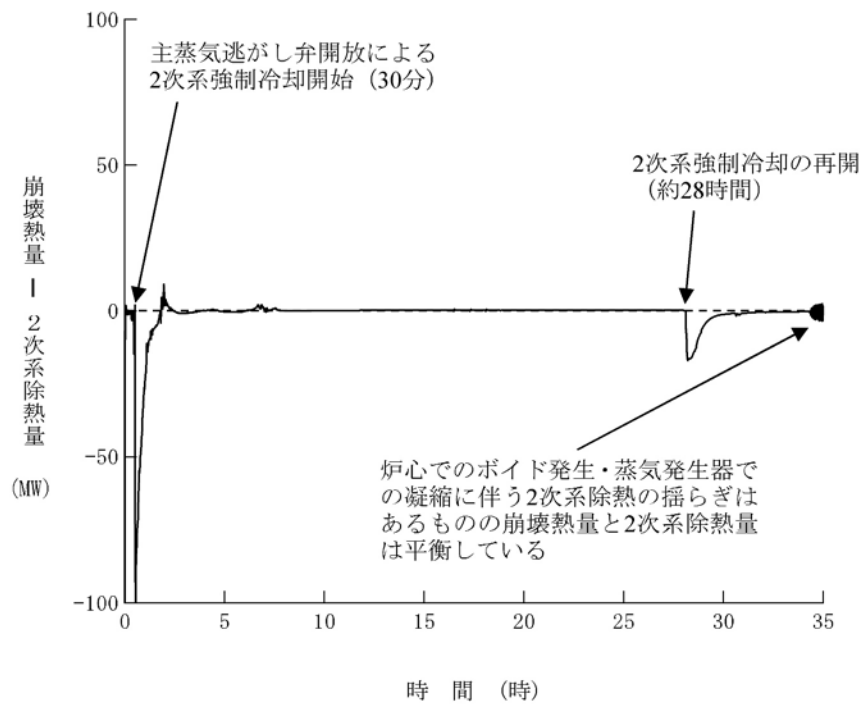
第1.15-192図 蒸気発生器保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



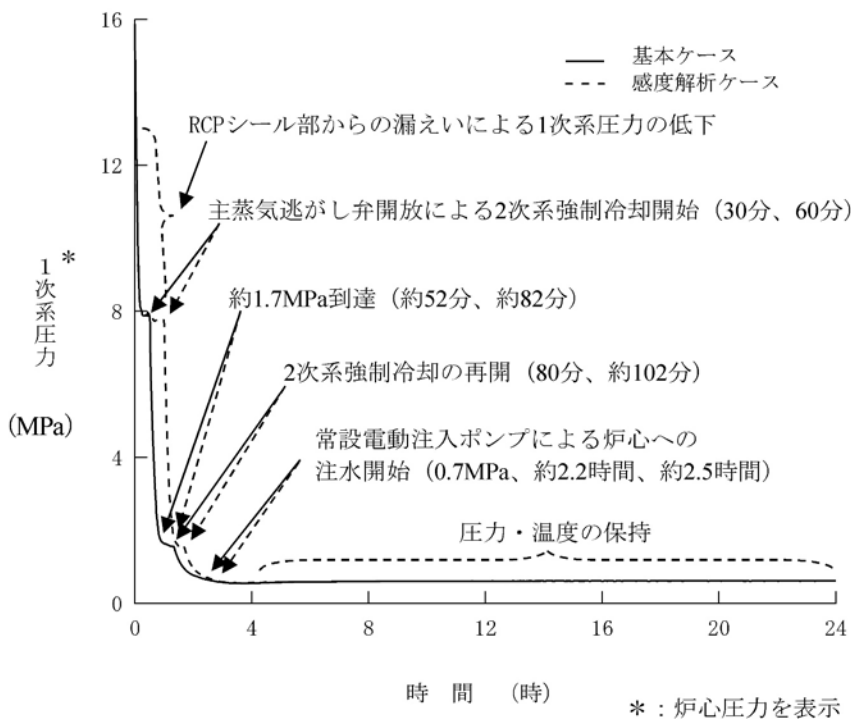
第1.15-193図 蒸気発生器水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



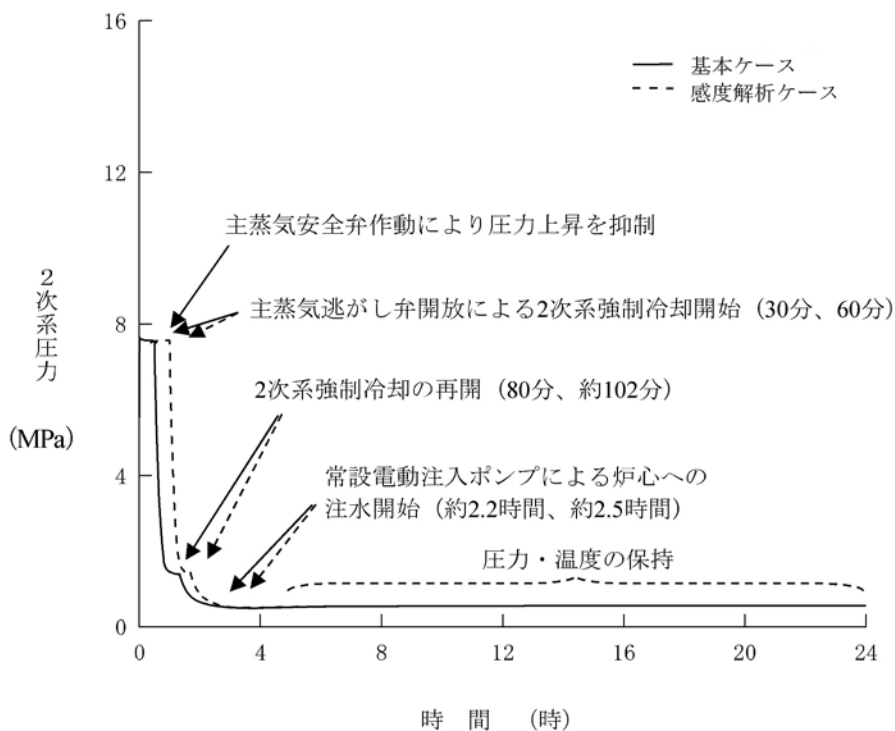
第1.15-194図 補助給水流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



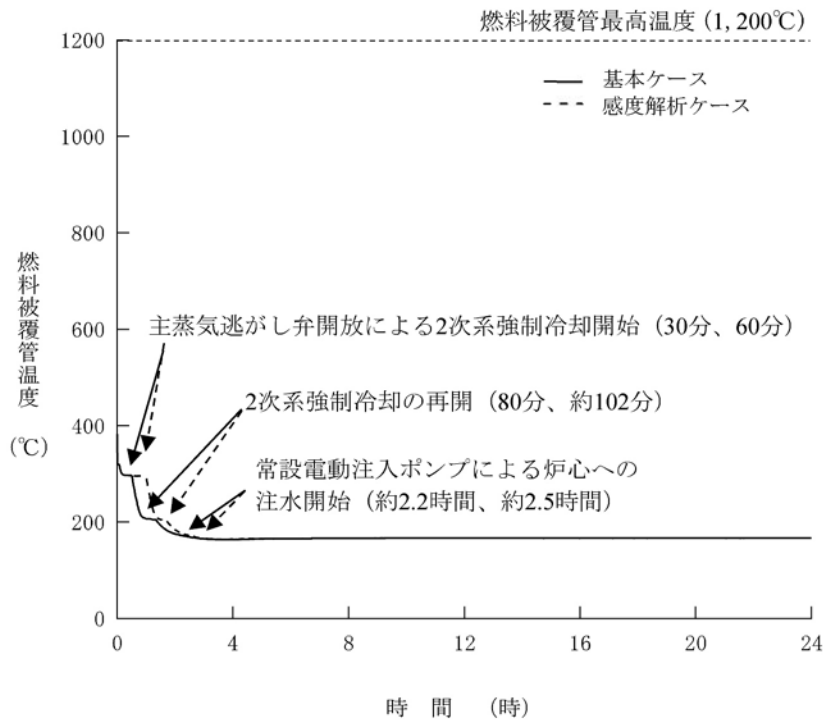
第1.15-195図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



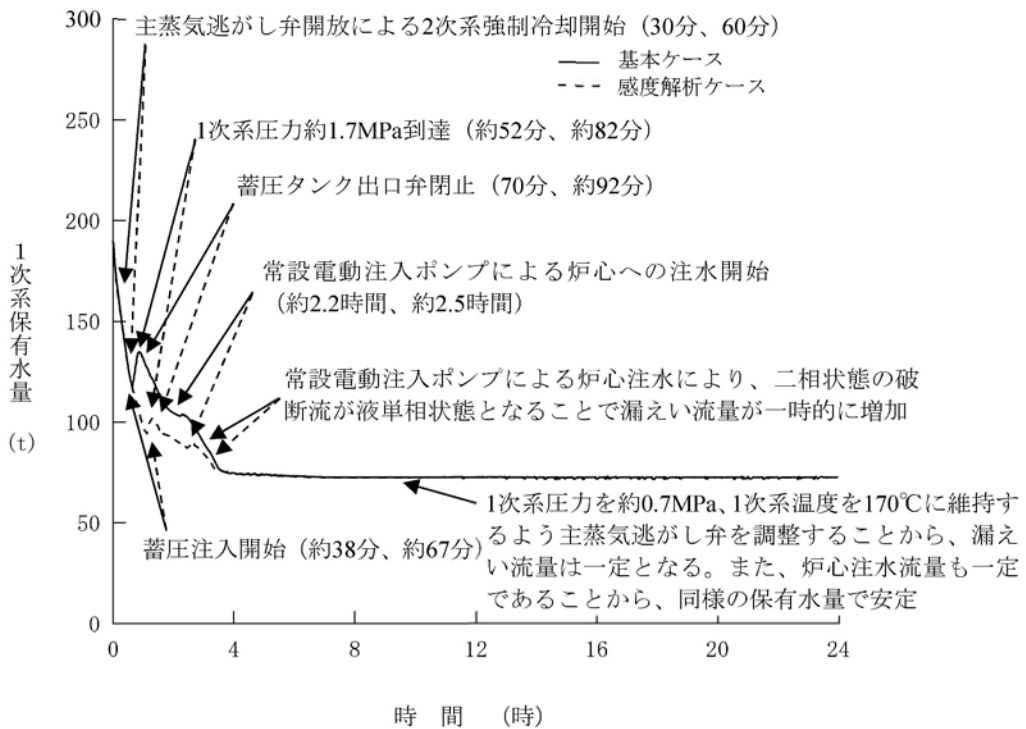
第1.15-196図 1次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



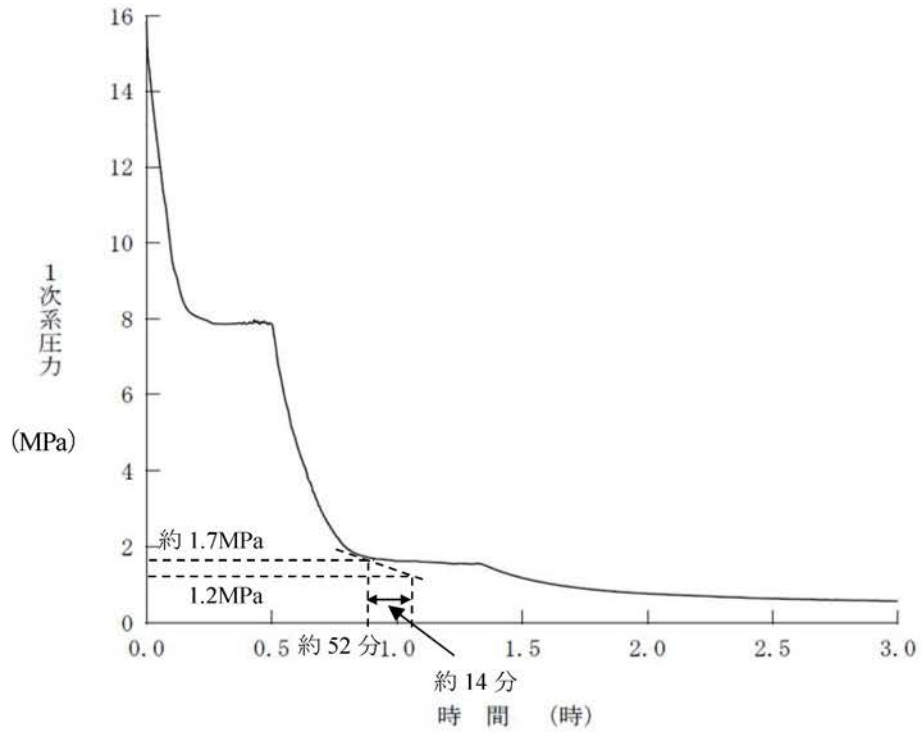
第1.15-197図 2次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



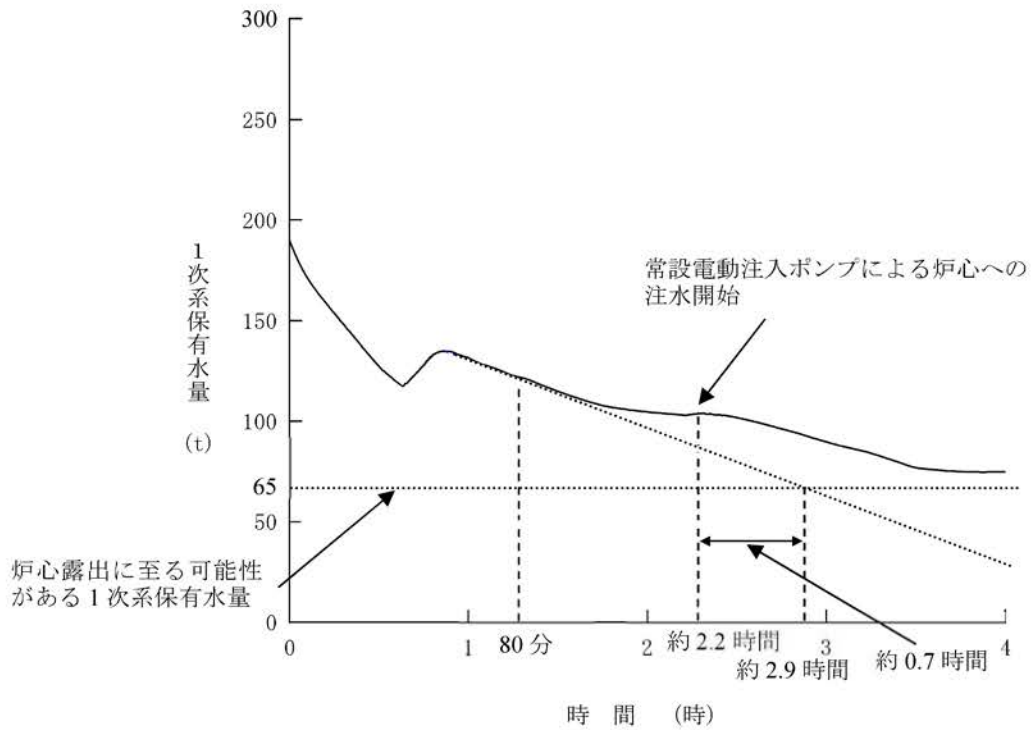
第1.15-198図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



第1.15-199図 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時間余裕確認)

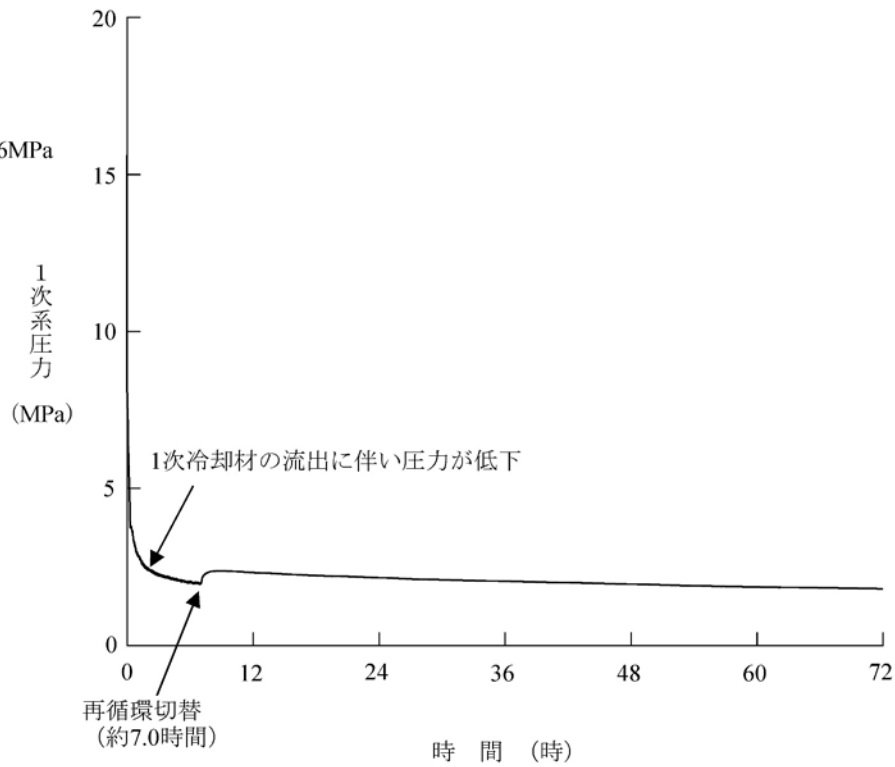


第1.15-200図 1次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)

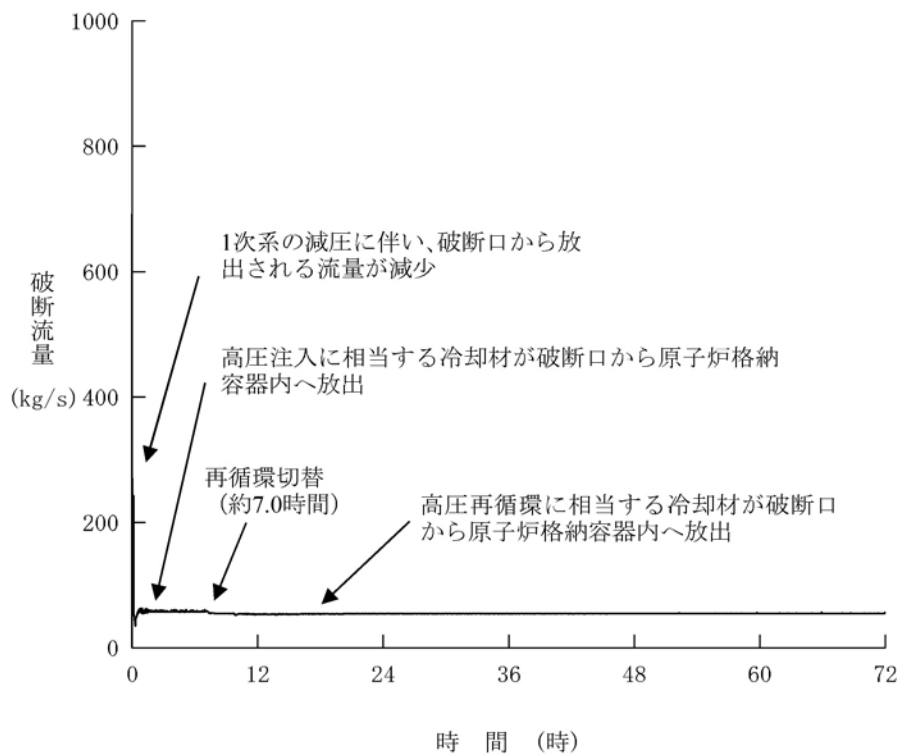


第1.15-201図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(代替炉心注水操作時間余裕確認)

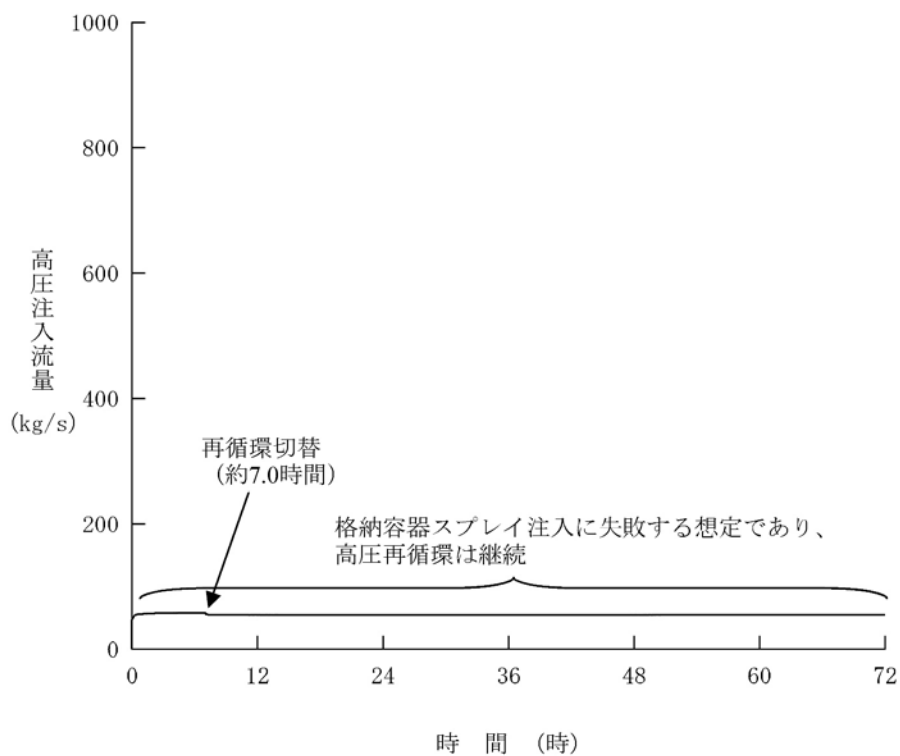
初期値：約15.6MPa



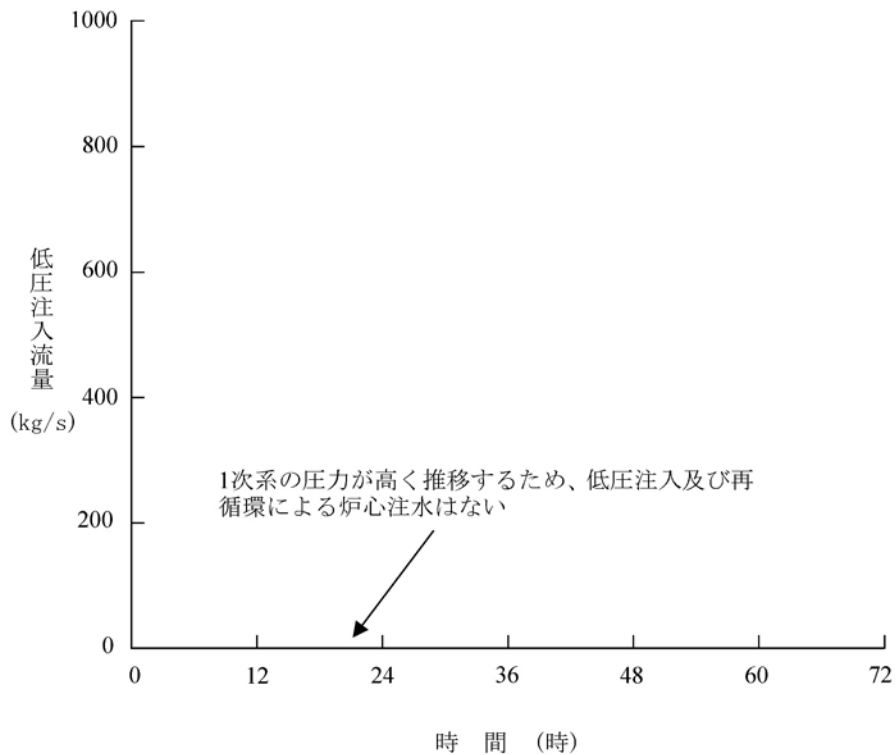
第1.15-202図 1次系圧力の推移



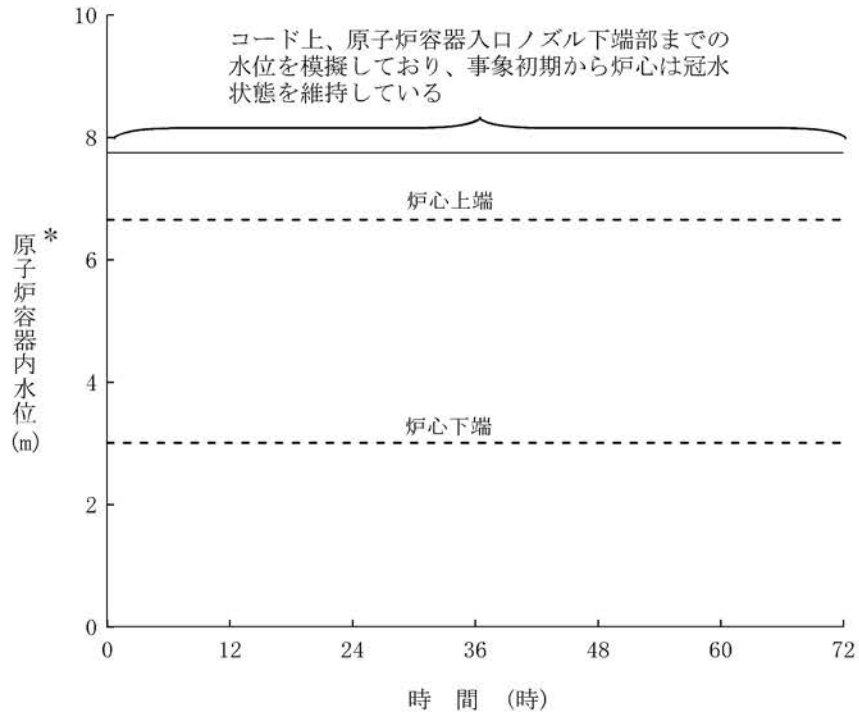
第1.15-203図 破断流量の推移



第1.15-204図 高圧注入流量の推移

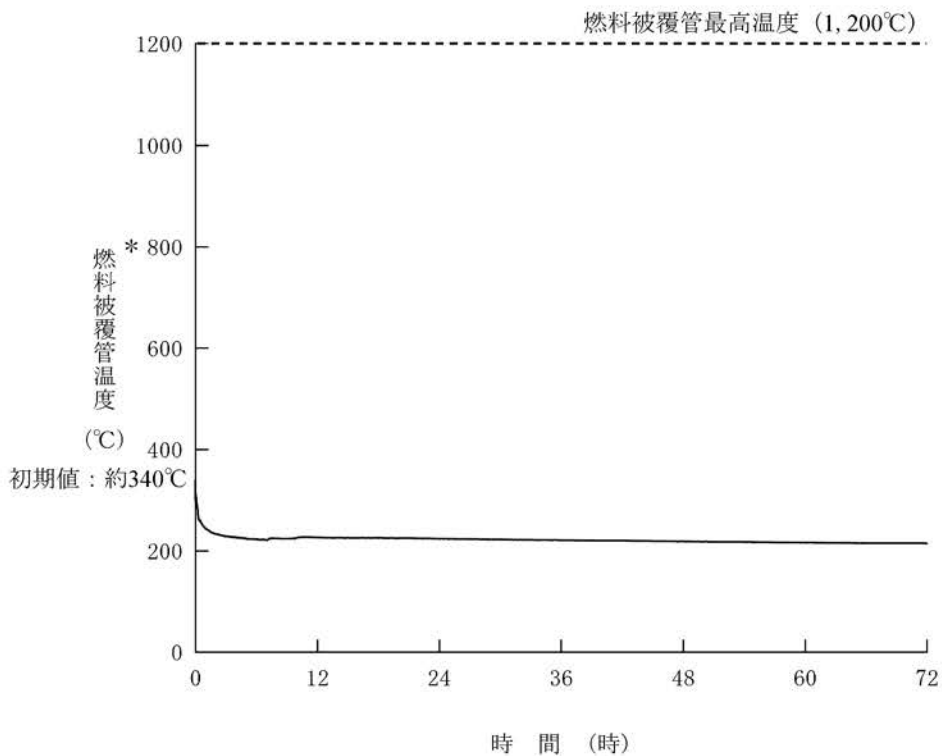


第1.15-205図 低圧注入流量の推移



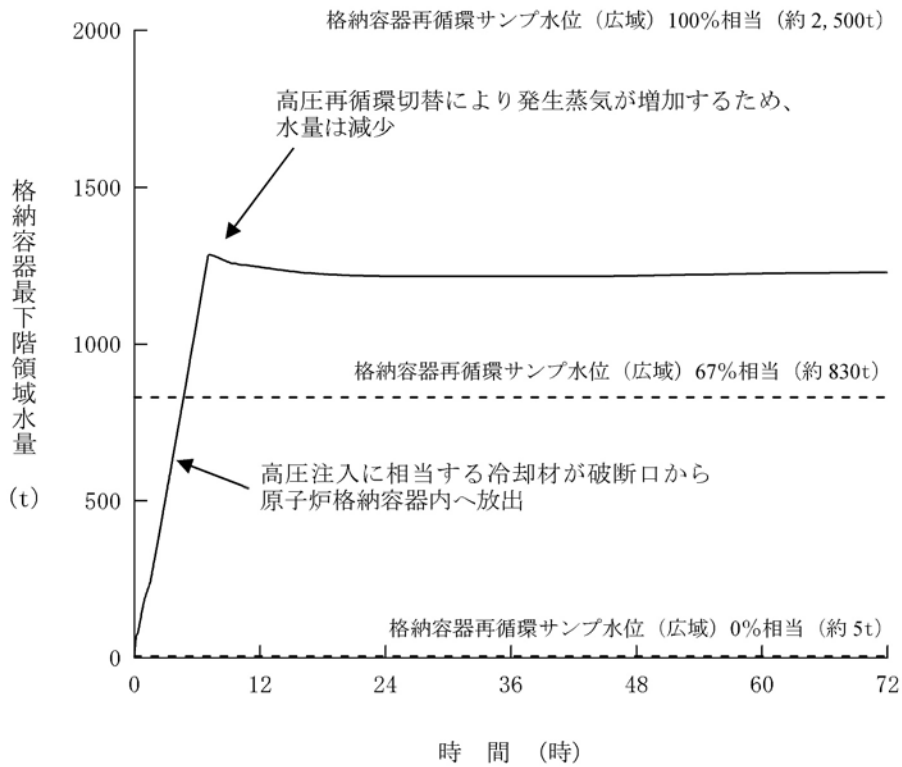
* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第1.15-206図 原子炉容器内水位の推移

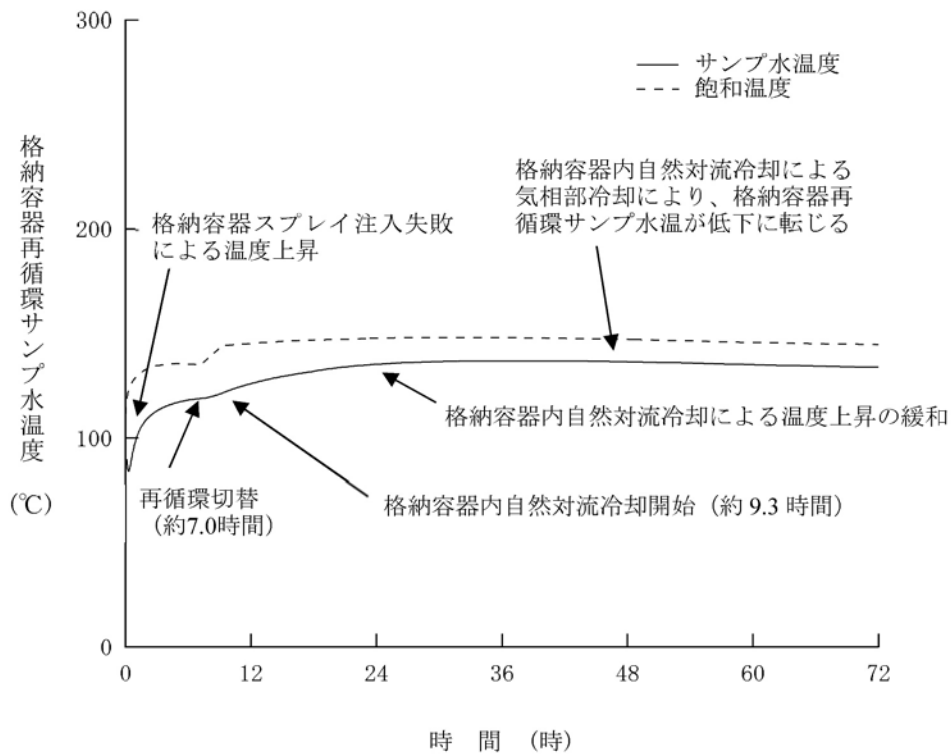


* : 炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

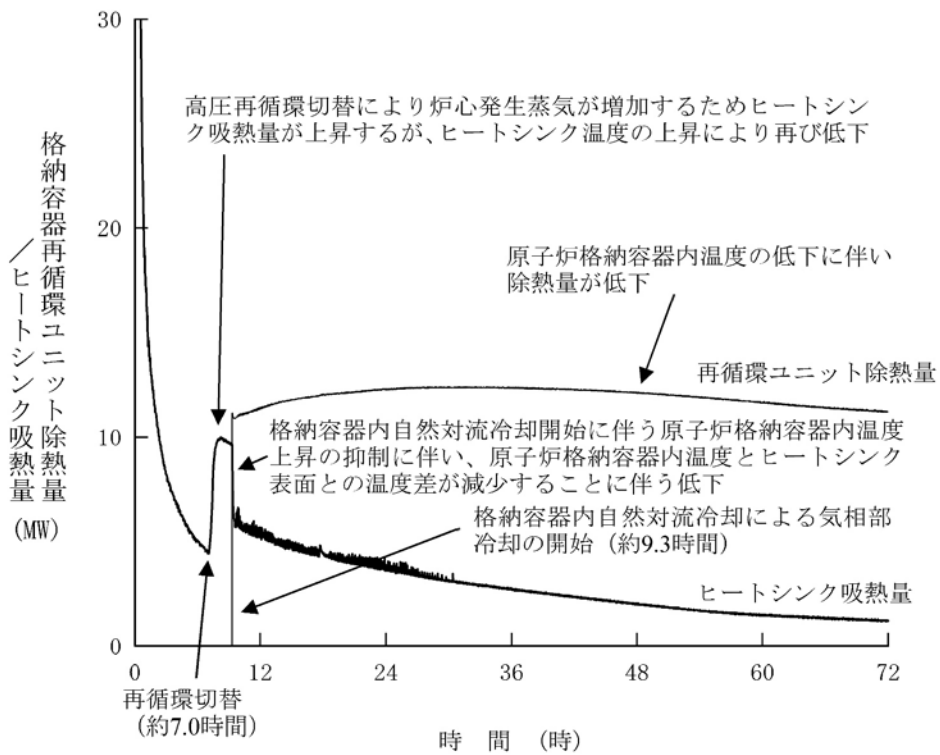
第1.15-207図 燃料被覆管温度の推移



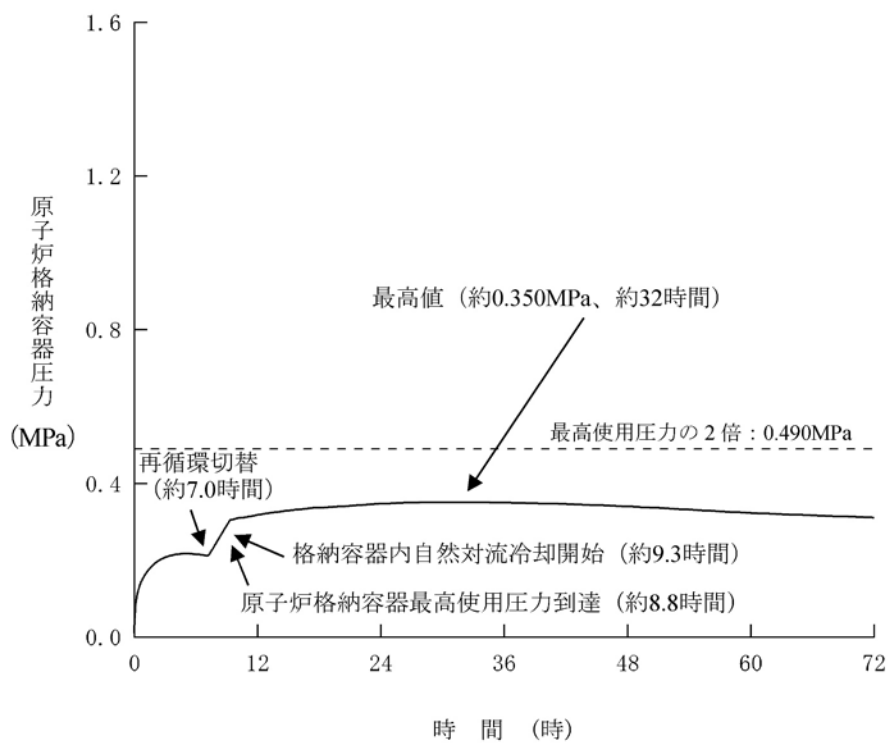
第1.15-208図 格納容器最下階領域水量の推移



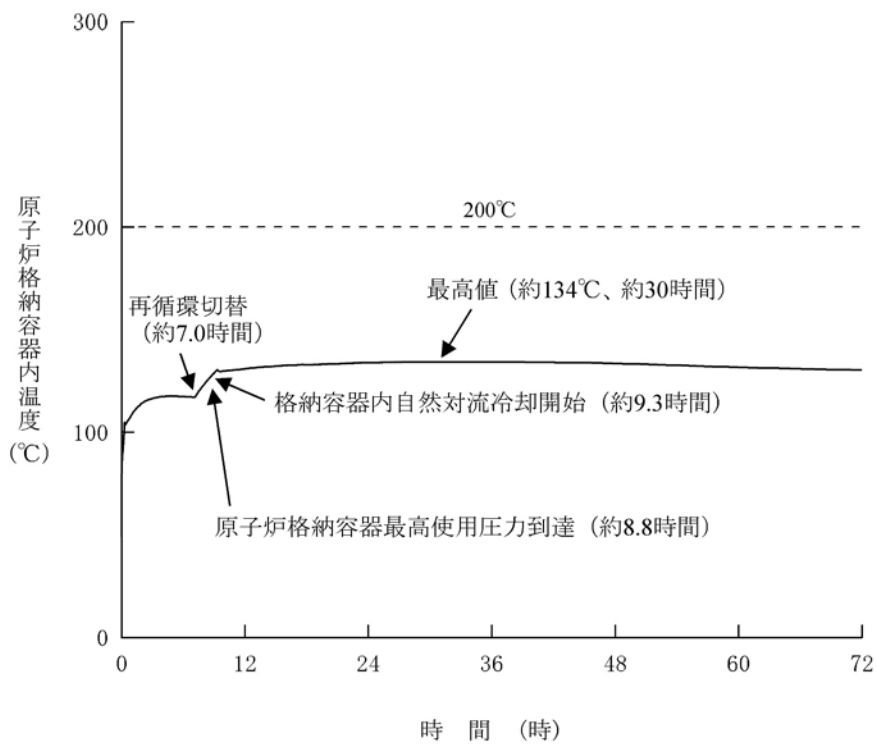
第1.15-209図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



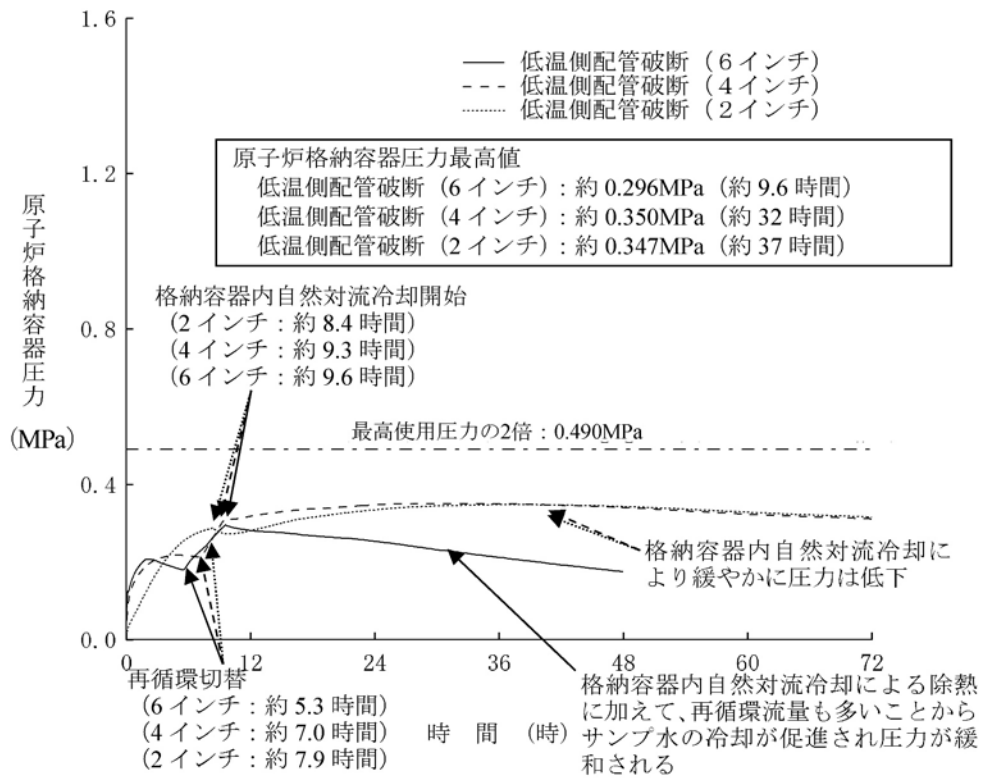
第1.15-210図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



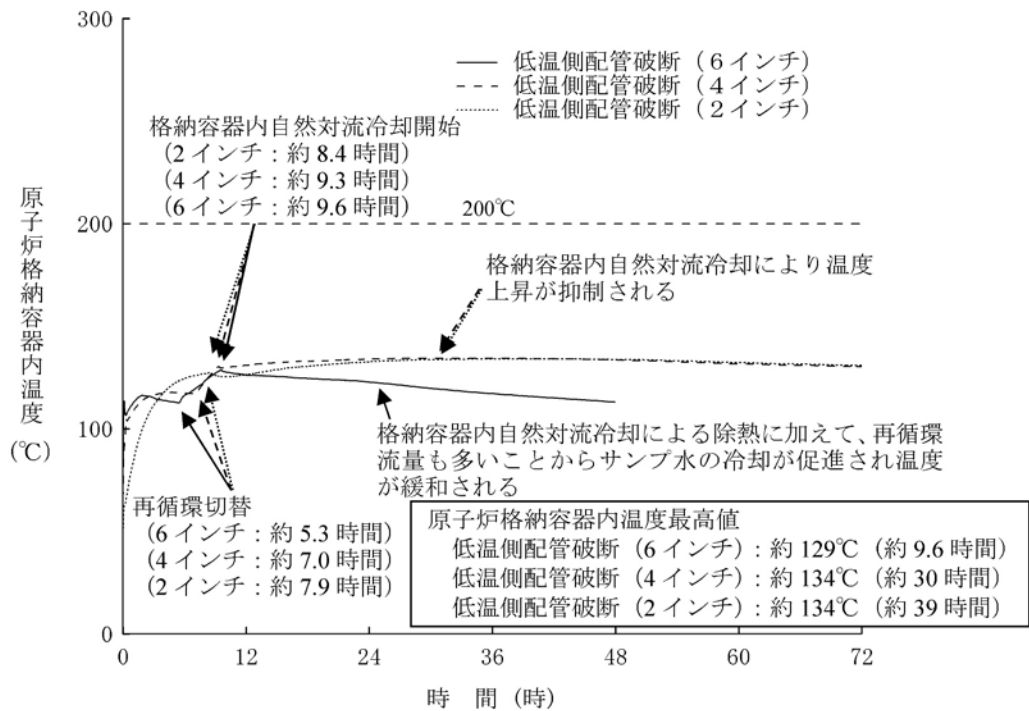
第1.15-211図 原子炉格納容器圧力の推移



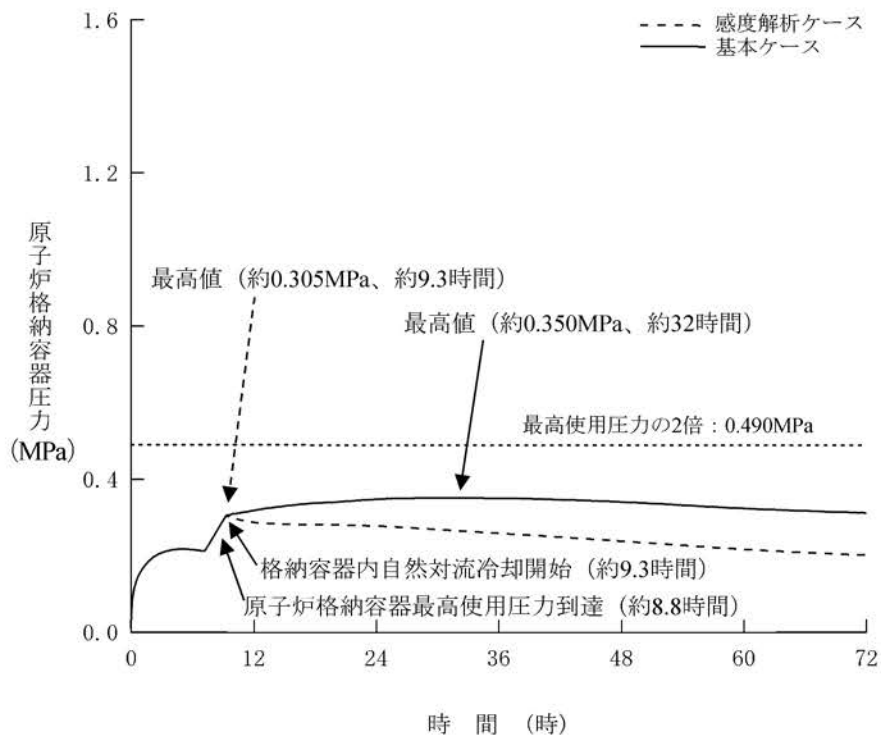
第1.15-212図 原子炉格納容器内温度の推移



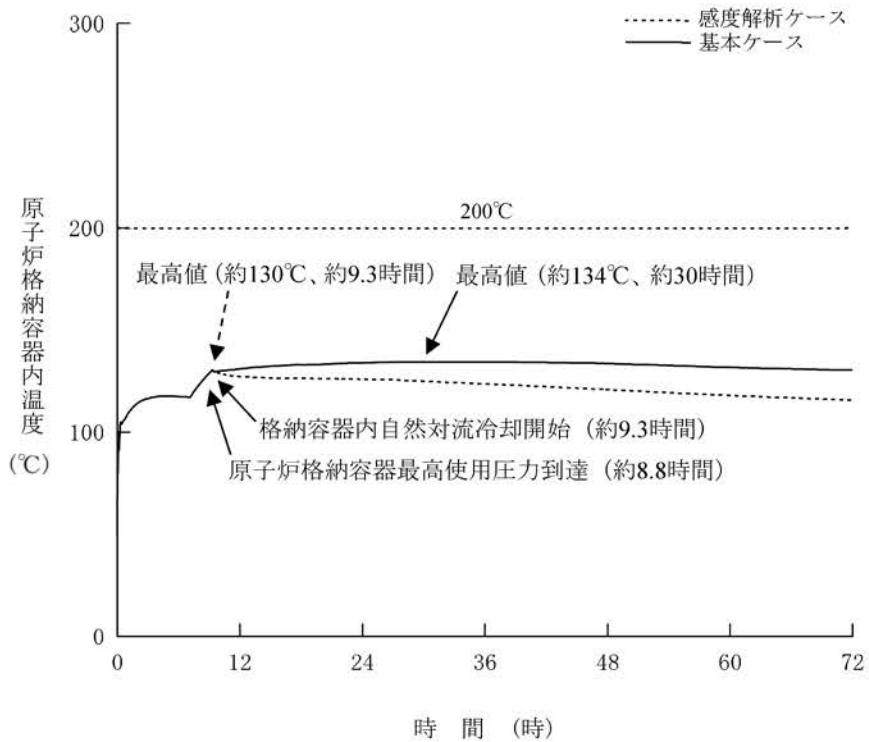
第1.15-213図 原子炉格納容器圧力の推移(破断口径の影響確認)



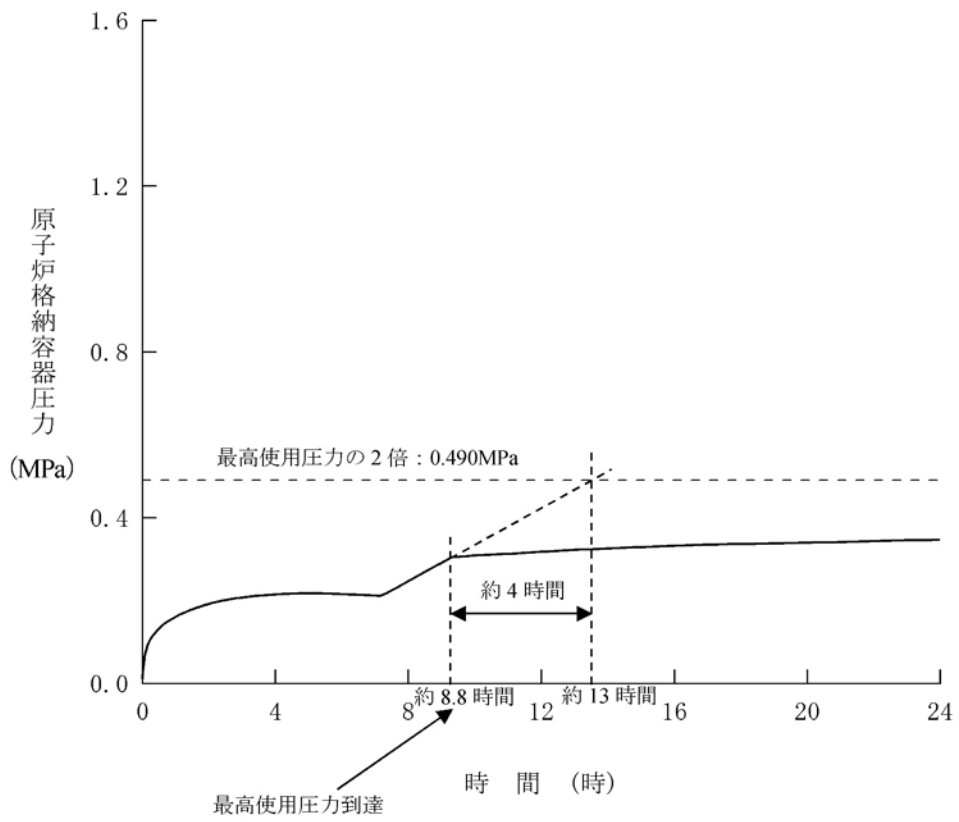
第1.15-214図 原子炉格納容器内温度の推移(破断口径の影響確認)



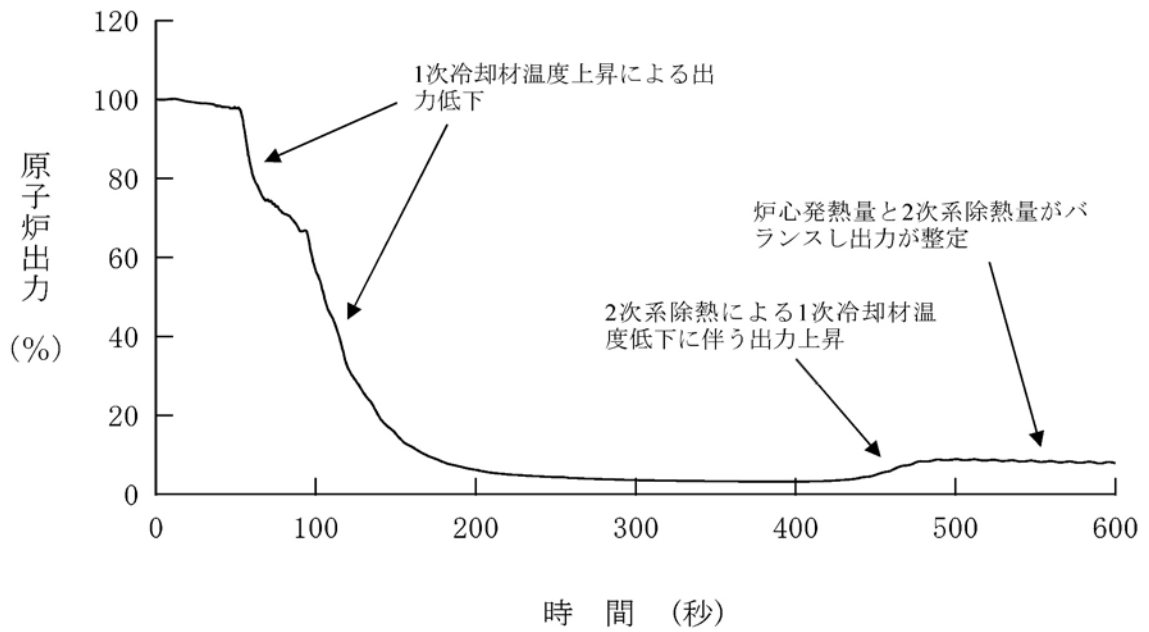
第1.15-215図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



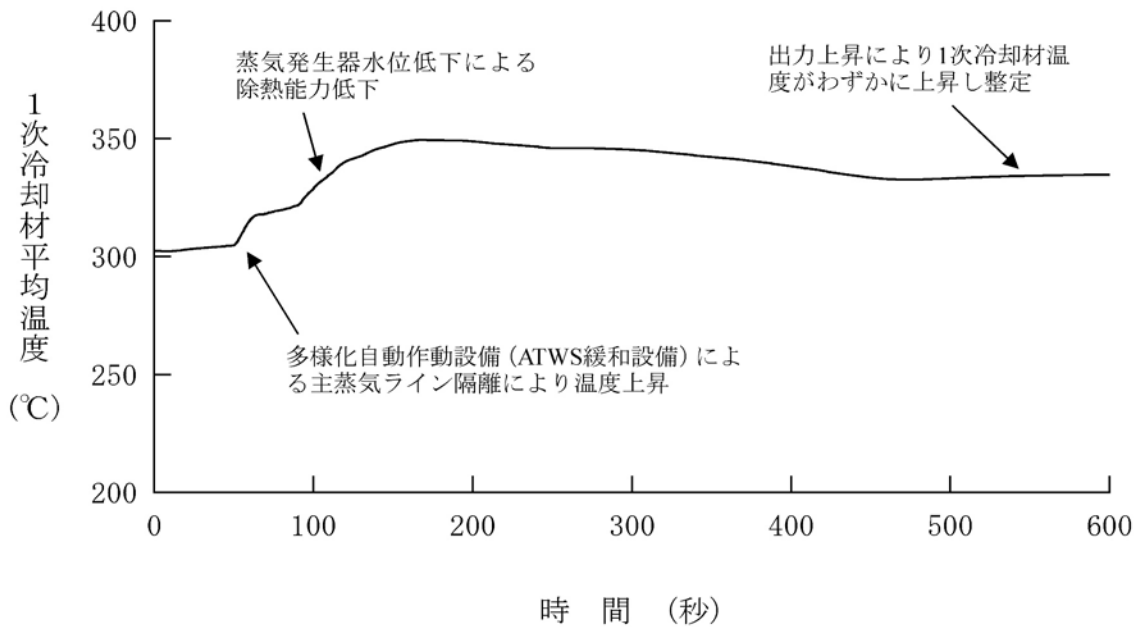
第1.15-216図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



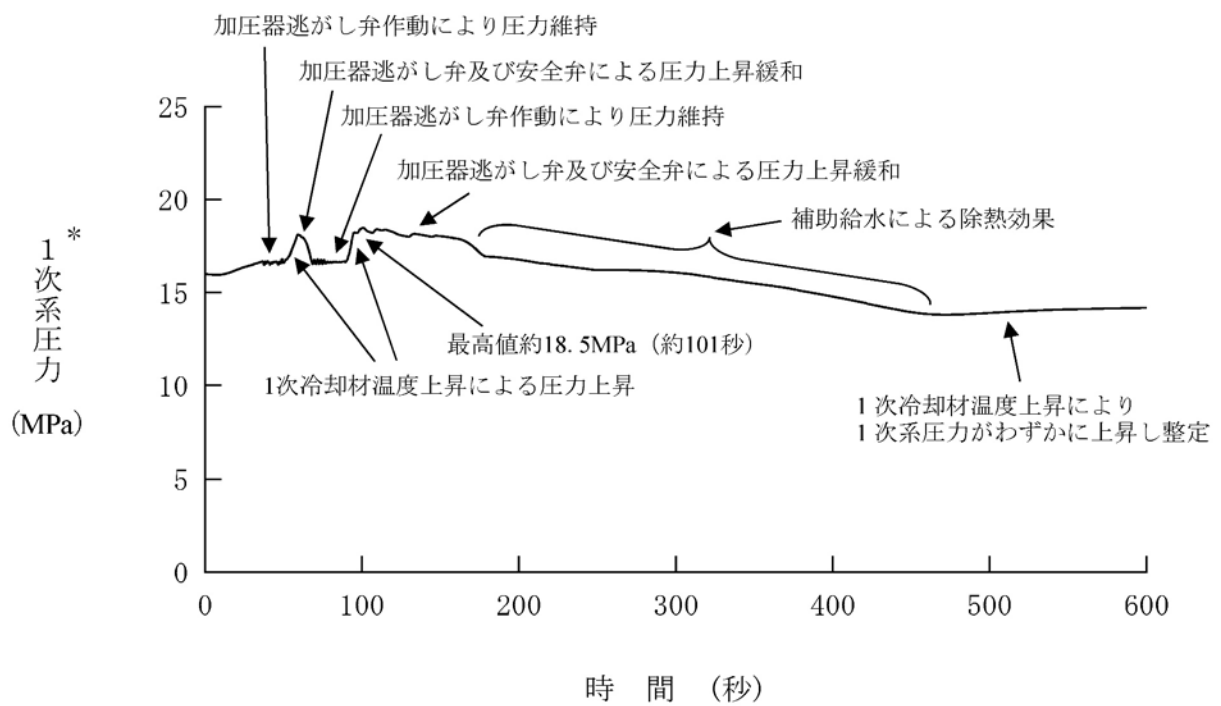
第1.15-217図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認)



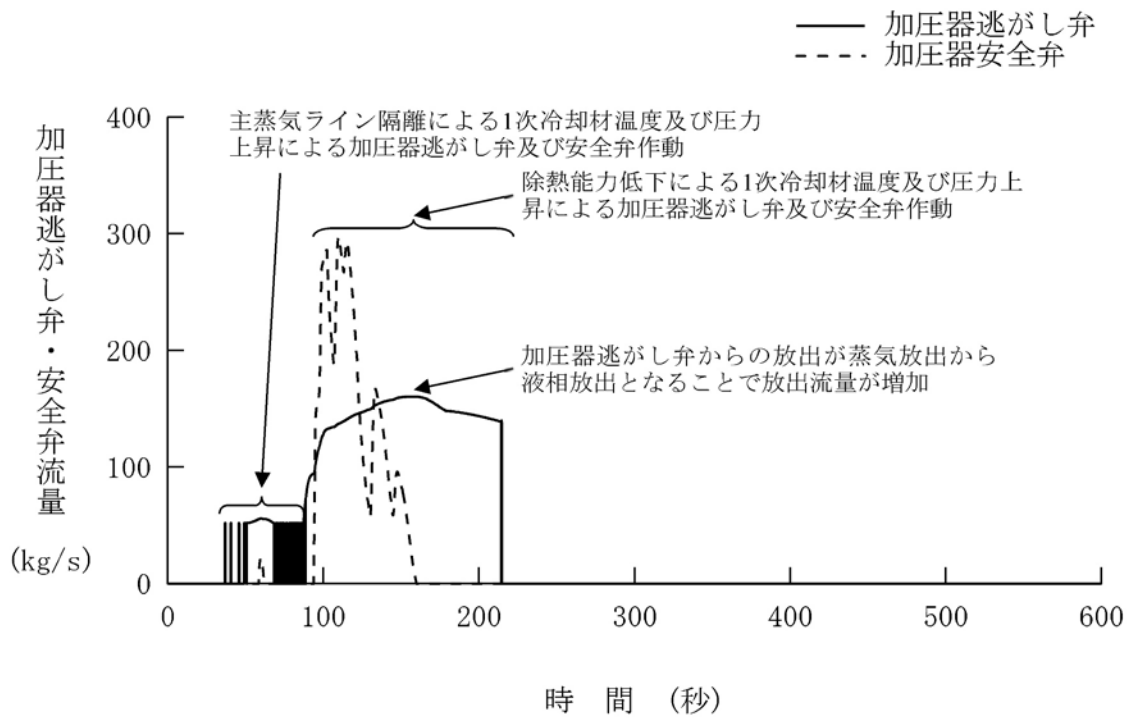
第1.15-218図 原子炉出力の推移(主給水流量喪失)



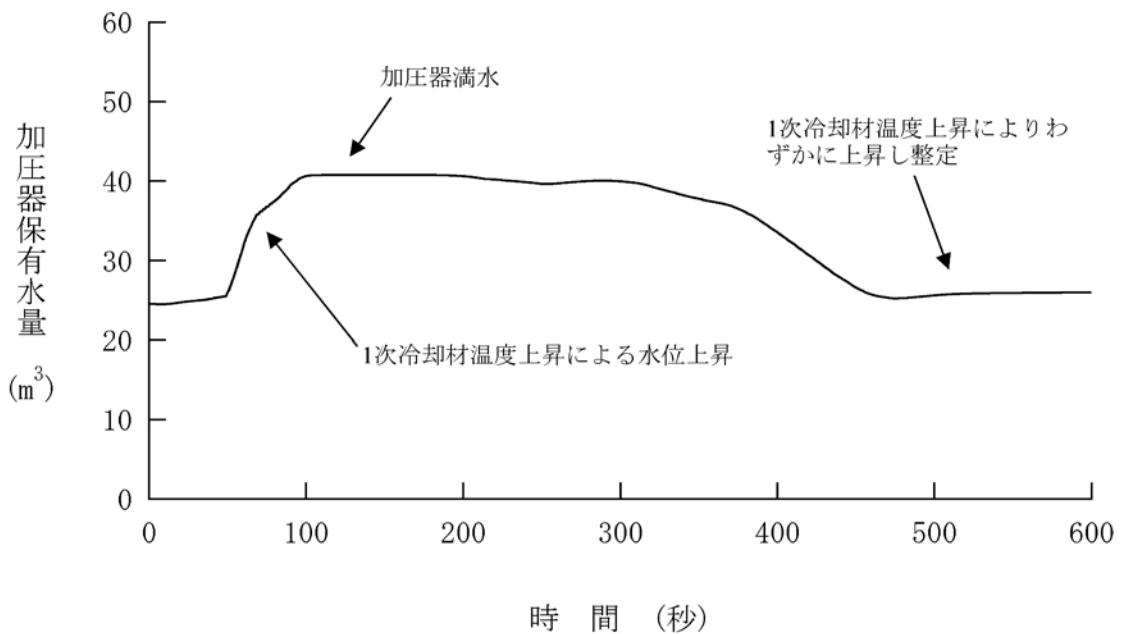
第1.15-219図 1次冷却材平均温度の推移(主給水流量喪失)



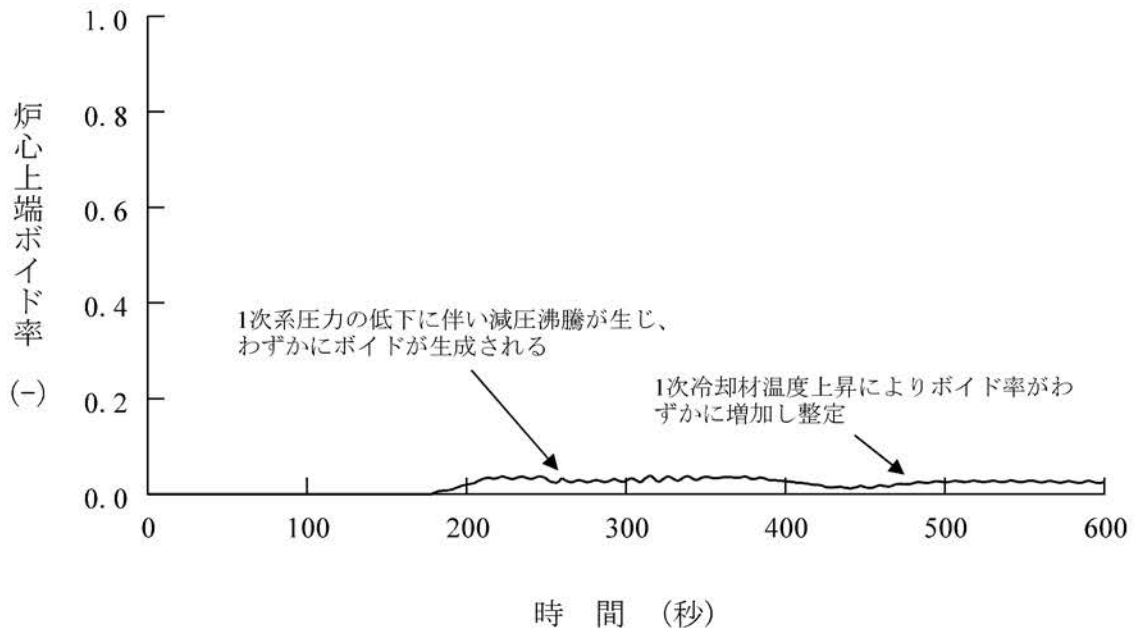
第1.15-220図 1次系圧力の推移(主給水流量喪失)



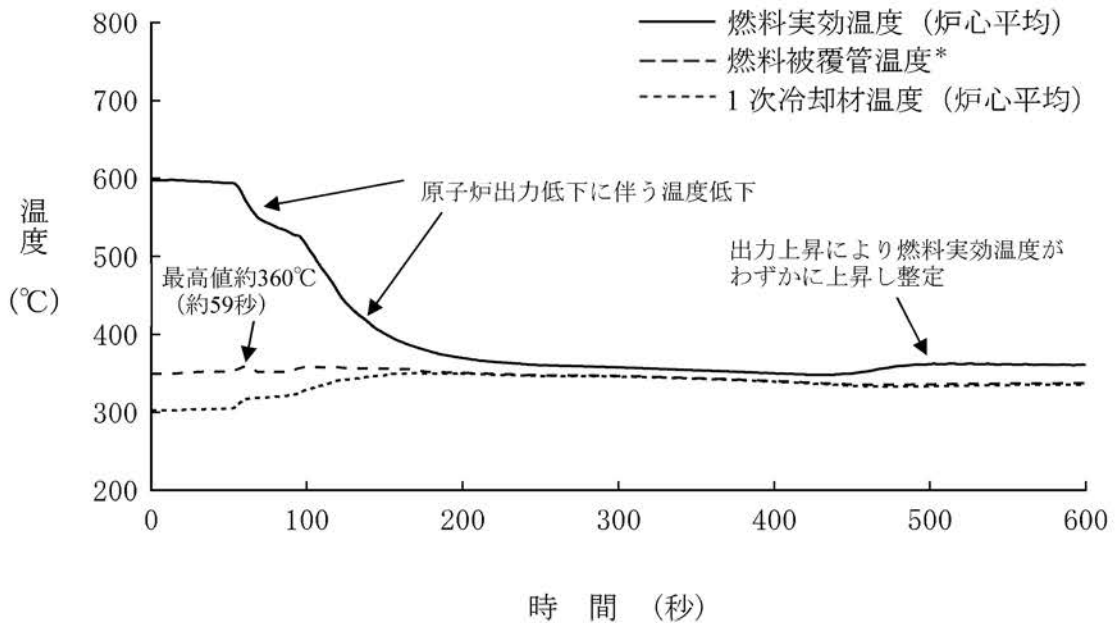
第1.15-221図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-222図 加圧器保有水量の推移(主給水流量喪失)

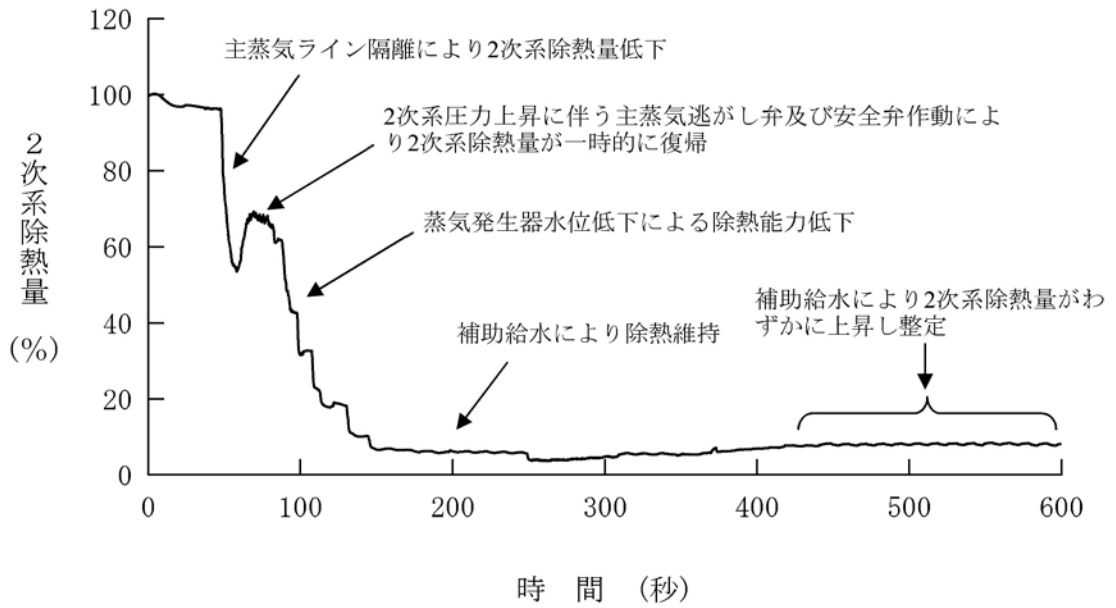


第1.15-223図 炉心上端ボイド率の推移(主給水流量喪失)

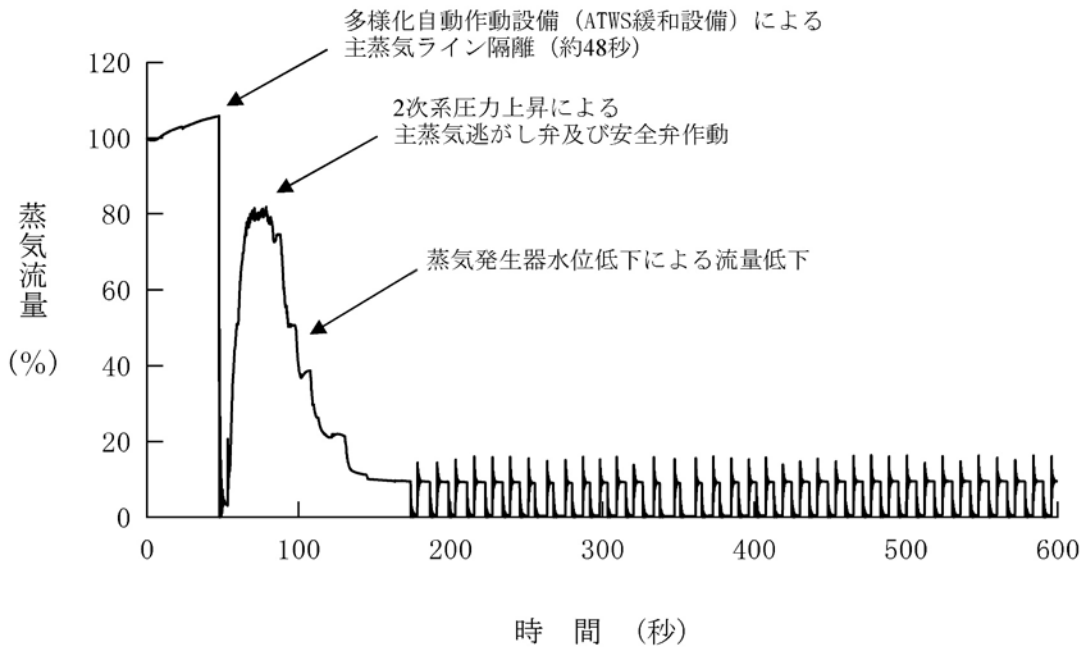


* : 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

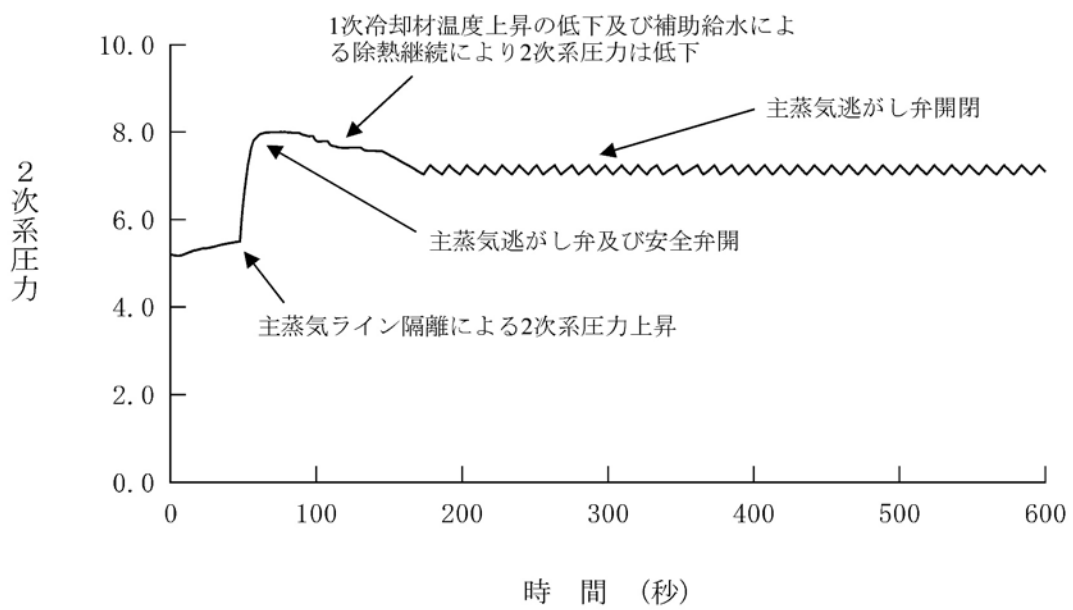
第1.15-224図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(主給水流量喪失)



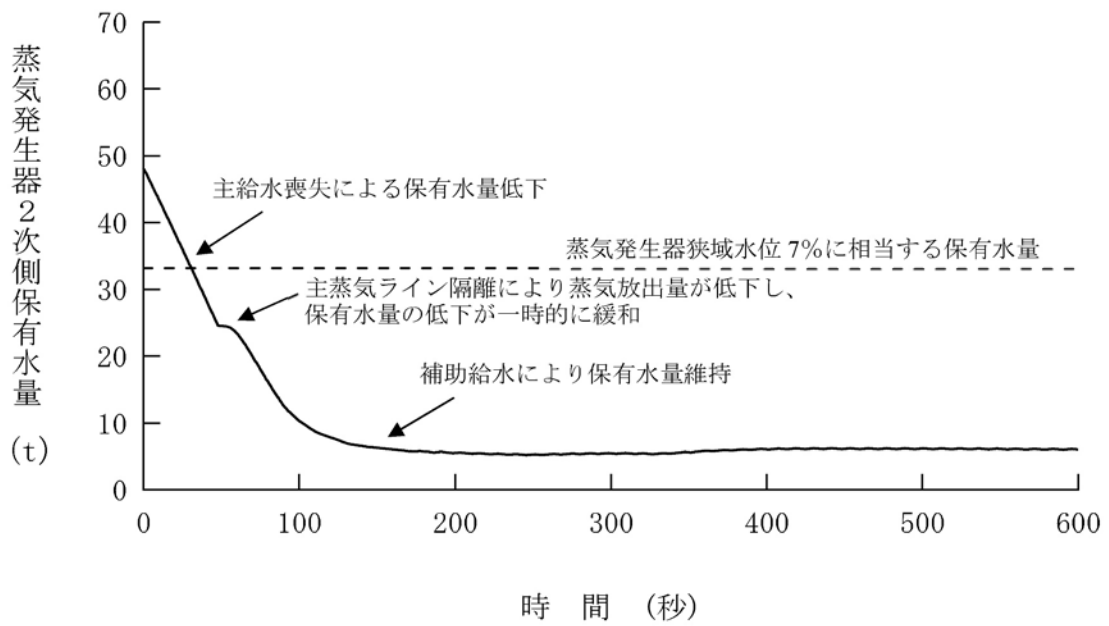
第1.15-225図 2次系除熱量の推移(主給水流量喪失)



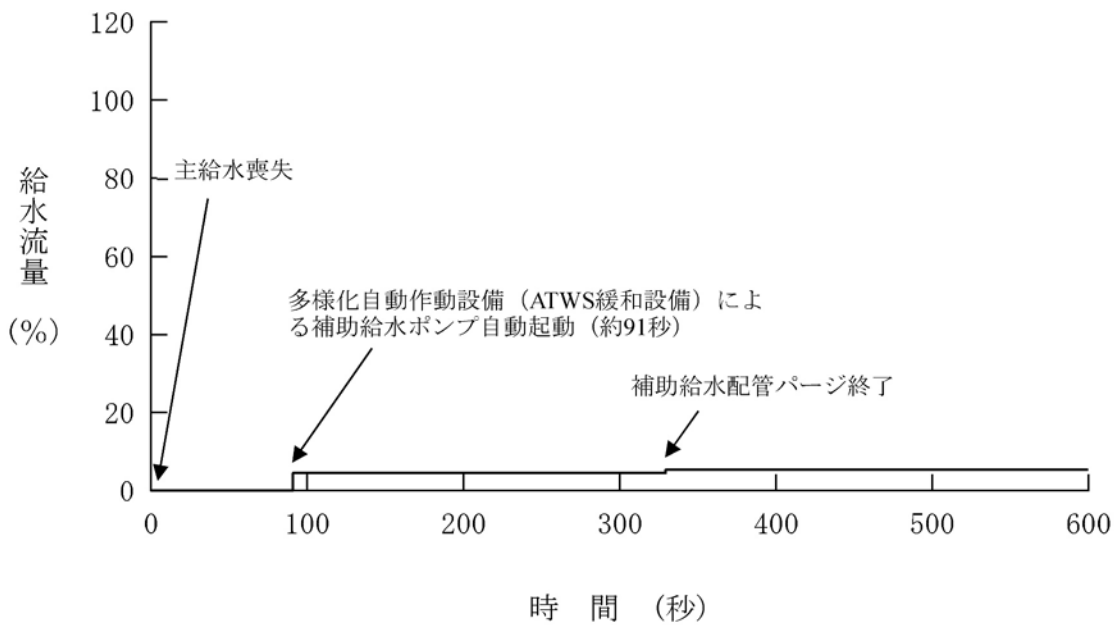
第1.15-226図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)



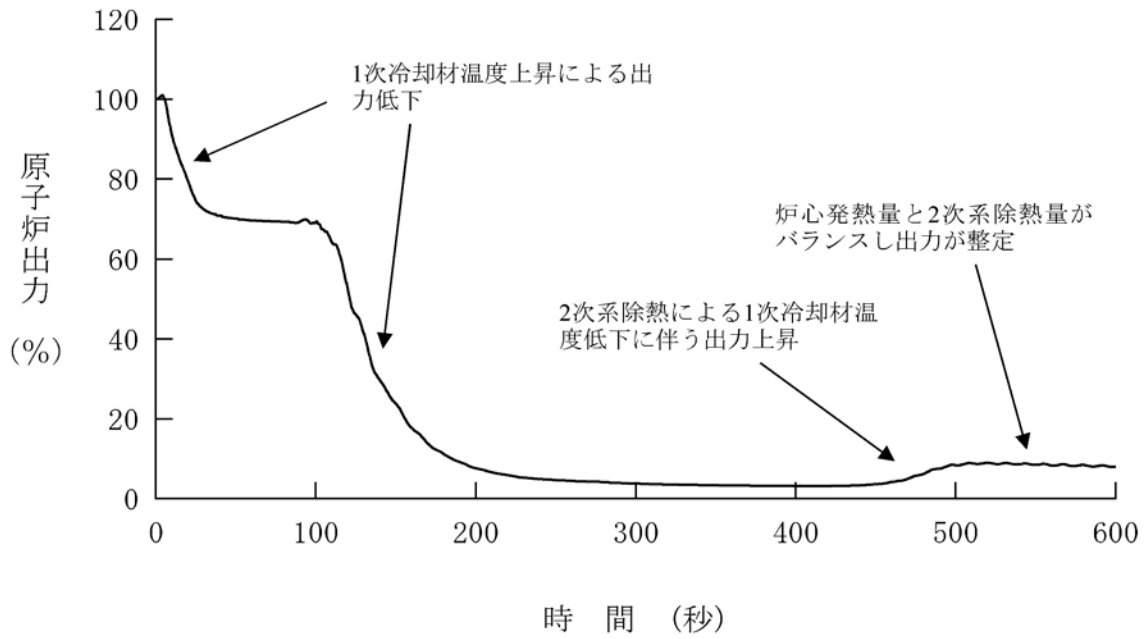
第1.15-227図 2次系圧力の推移(主給水流量喪失)



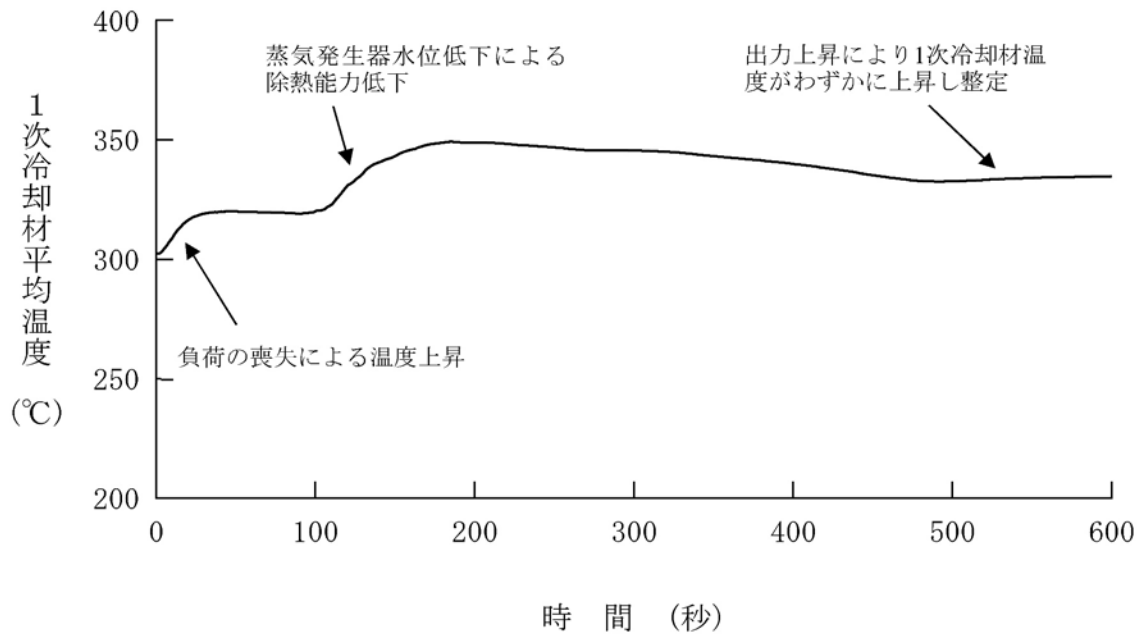
第1.15-228図 蒸気発生器2次側保有水量の推移(主給水流量喪失)



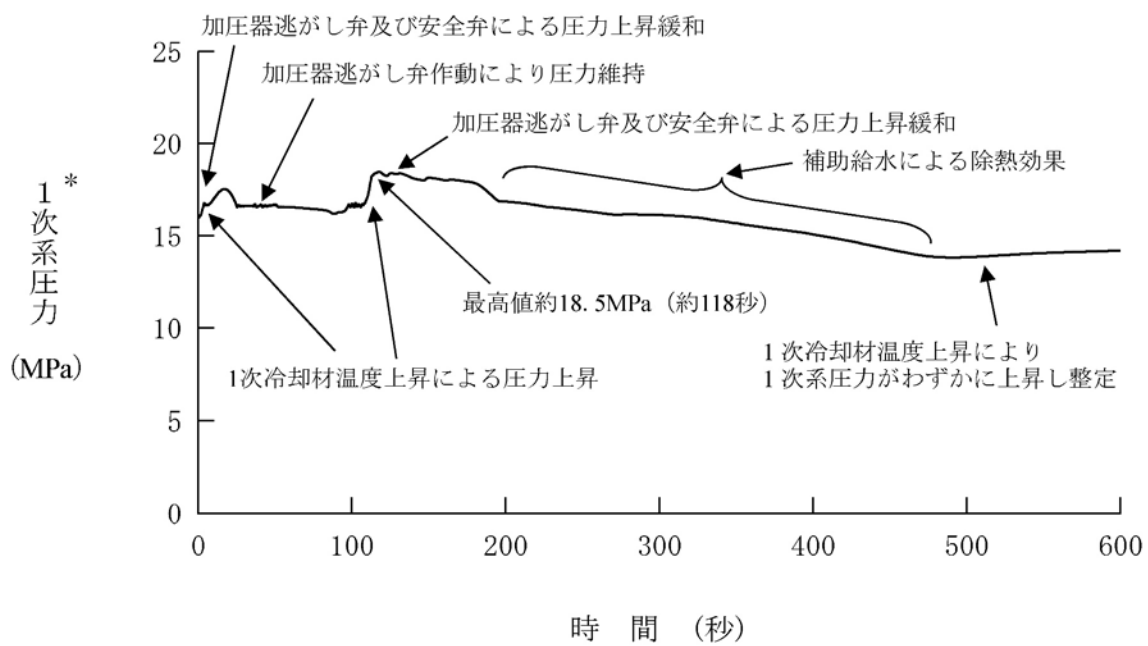
第1.15-229図 給水流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-230図 原子炉出力の推移(負荷の喪失)

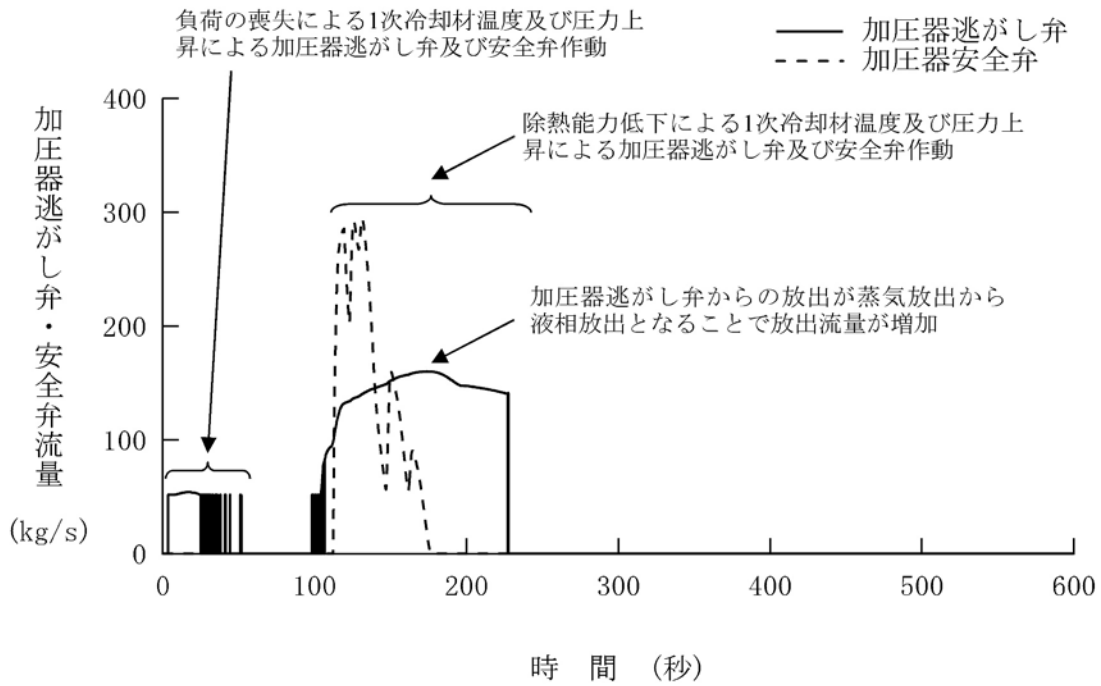


第1.15-231図 1次冷却材平均温度の推移(負荷の喪失)

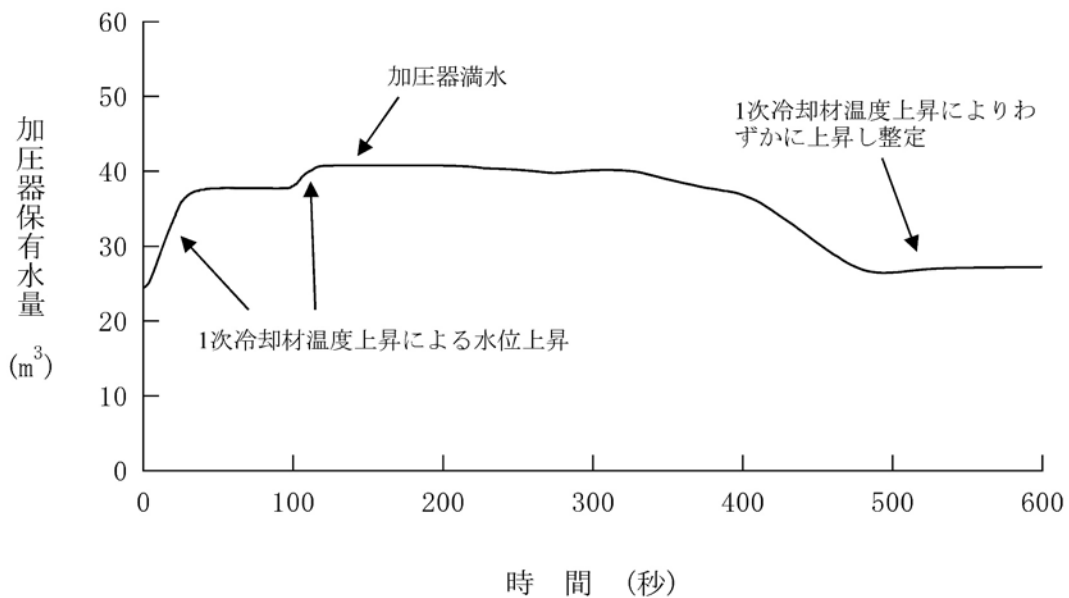


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

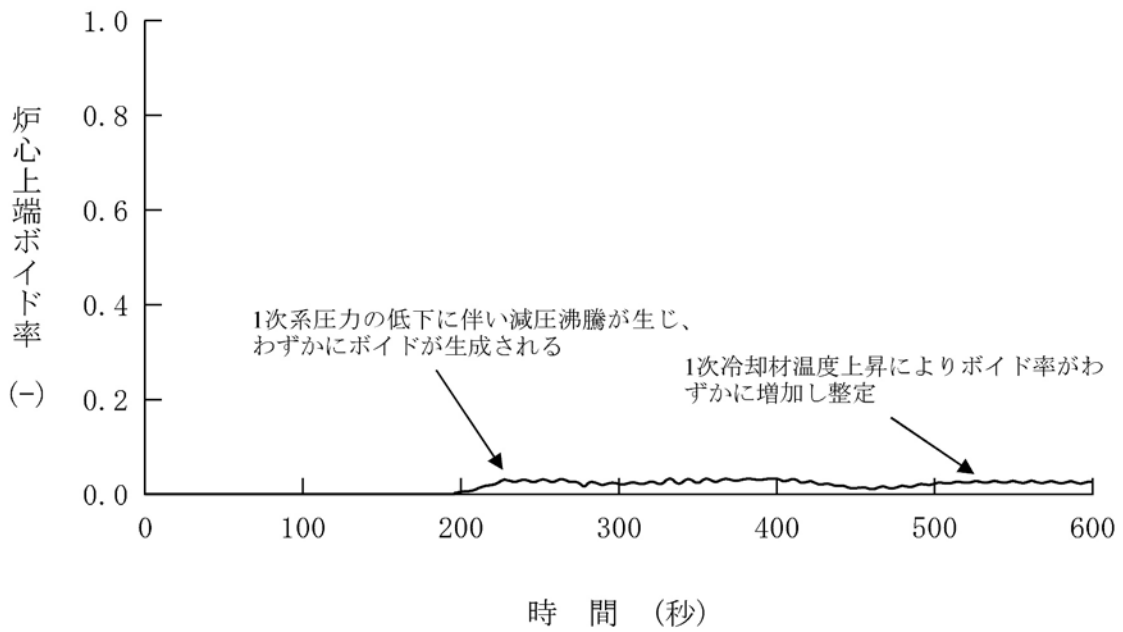
第1.15-232図 1次系圧力の推移(負荷の喪失)



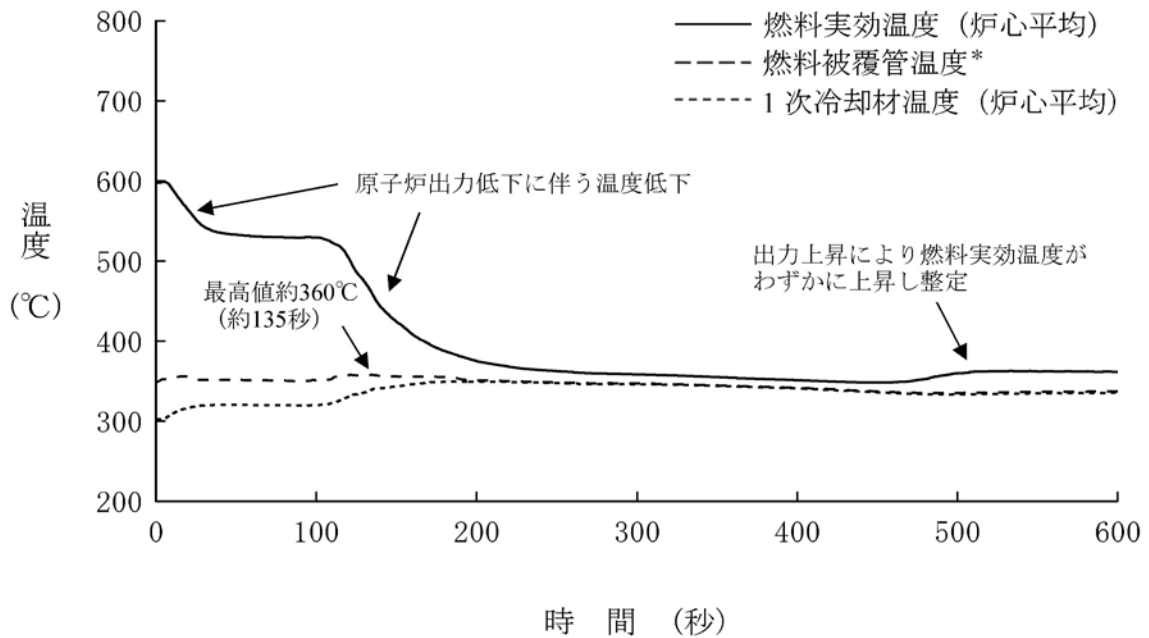
第1.15-233図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(負荷の喪失)



第1.15-234図 加圧器保有水量の推移(負荷の喪失)

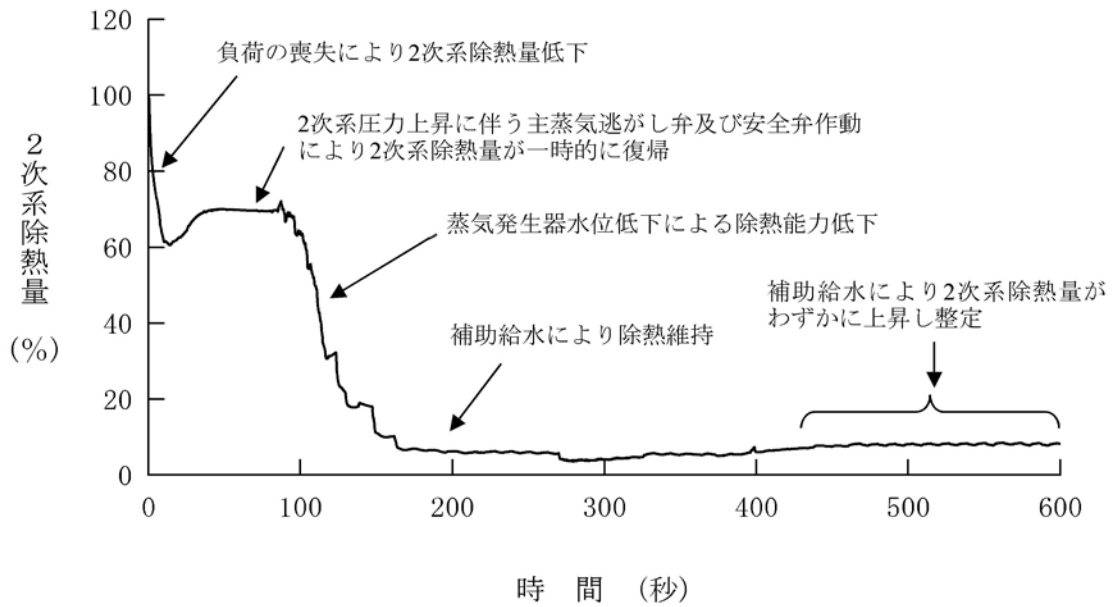


第1.15-235図 炉心上端ボイド率の推移(負荷の喪失)

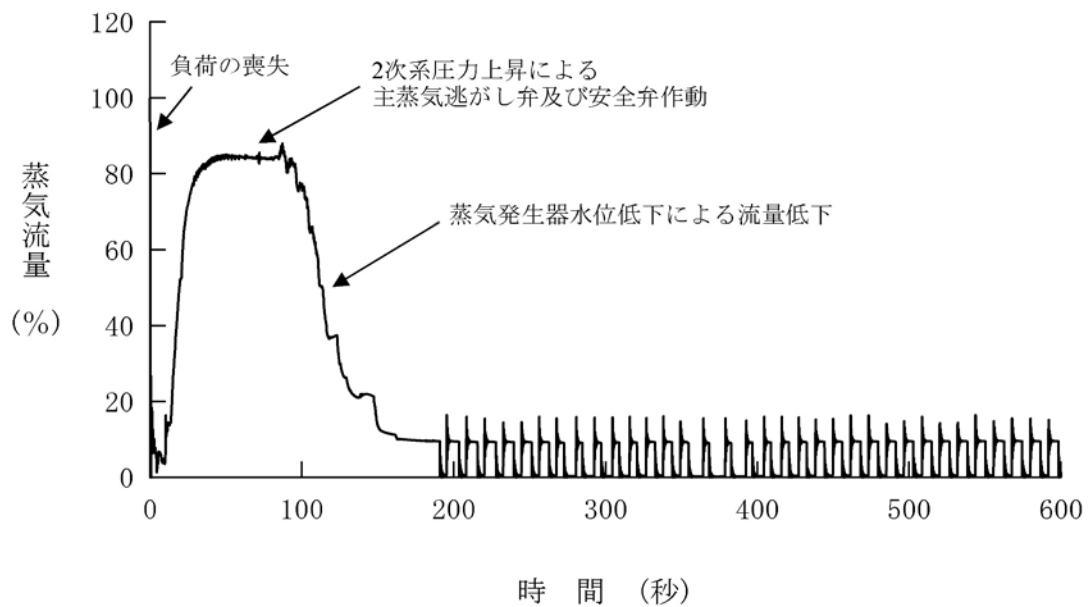


* : 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

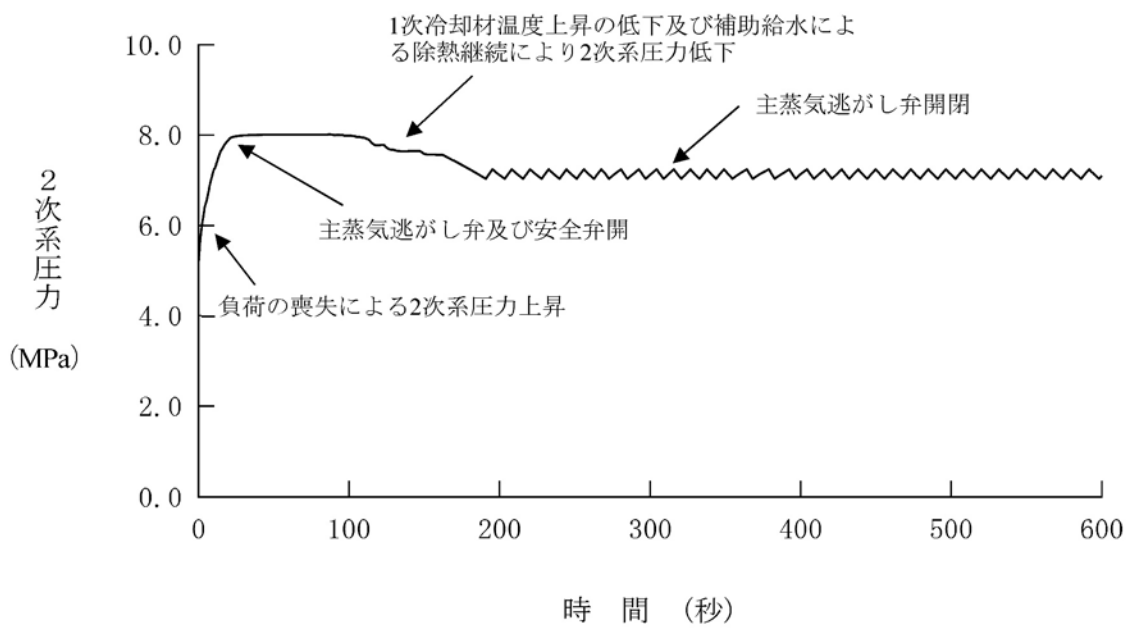
第1.15-236図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(負荷の喪失)



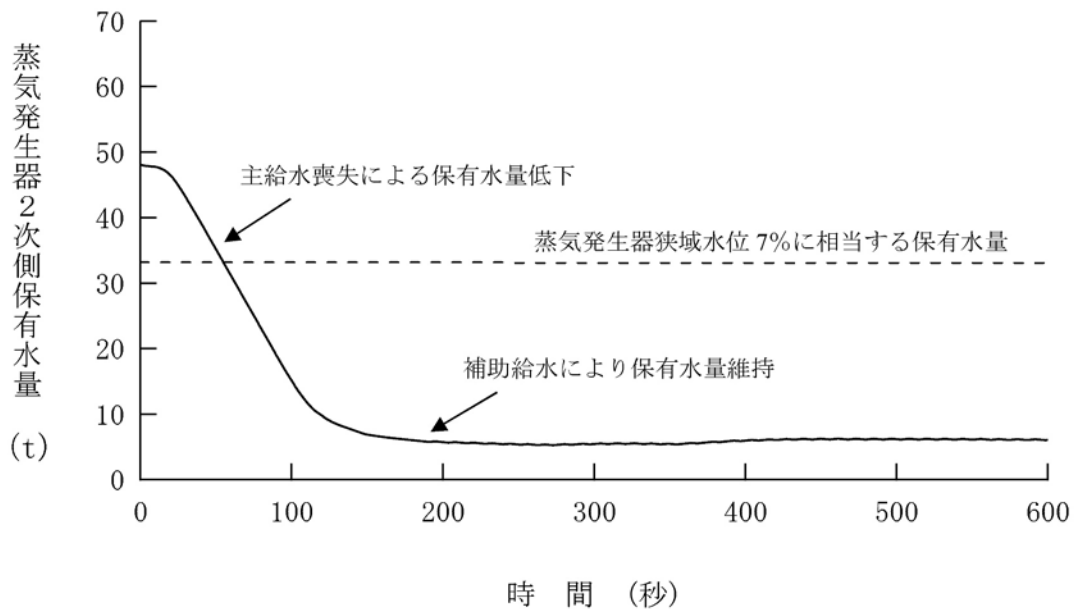
第1.15-237図 2次系除熱量の推移(負荷の喪失)



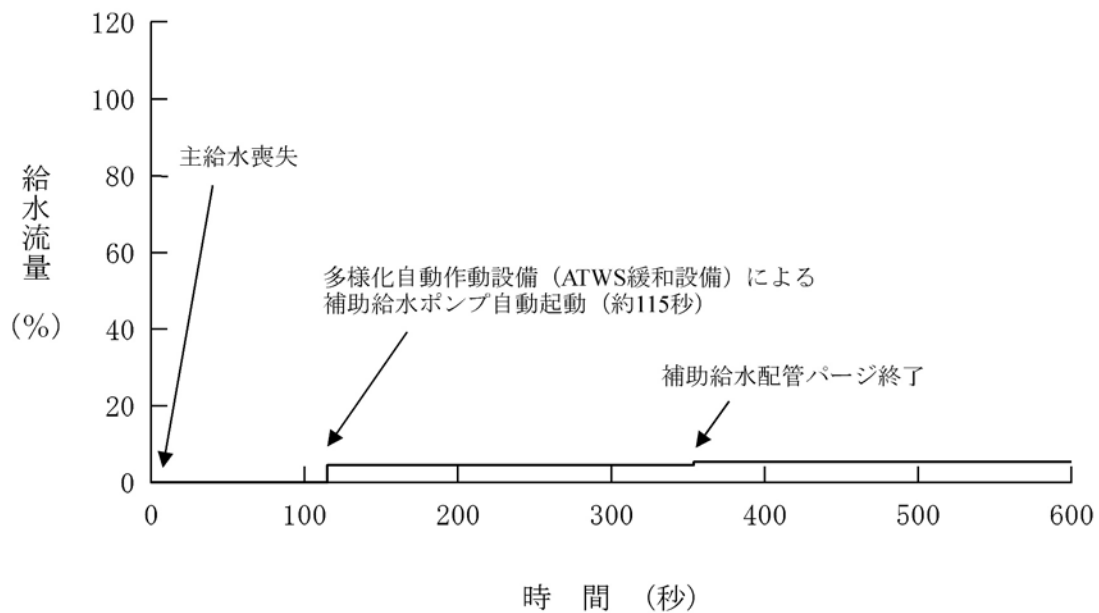
第1.15-238図 蒸気流量の推移(負荷の喪失)



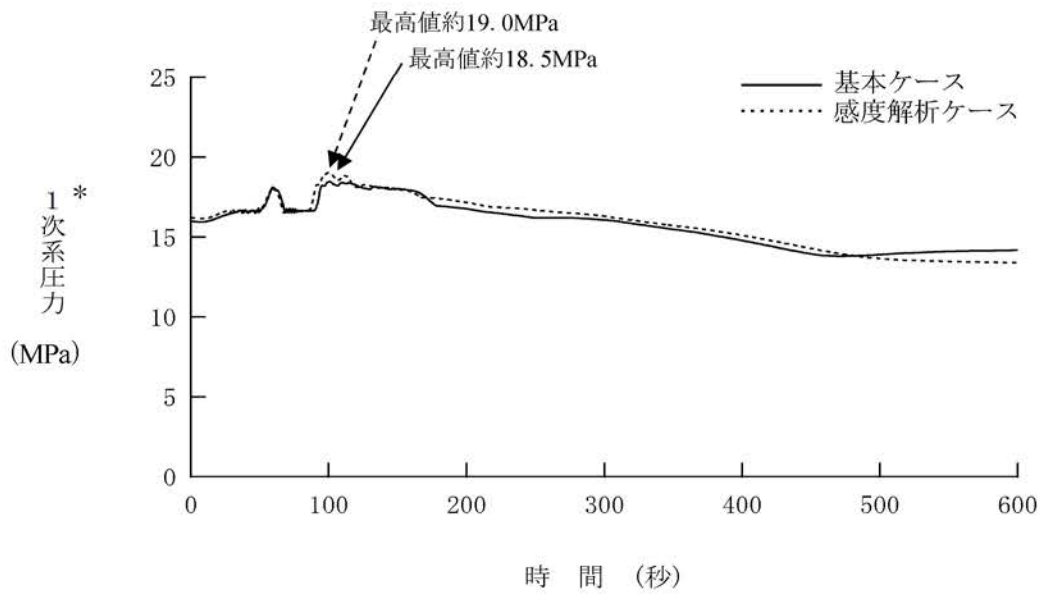
第1.15-239図 2次系圧力の推移(負荷の喪失)



第1.15-240図 蒸気発生器2次側保有水量の推移(負荷の喪失)

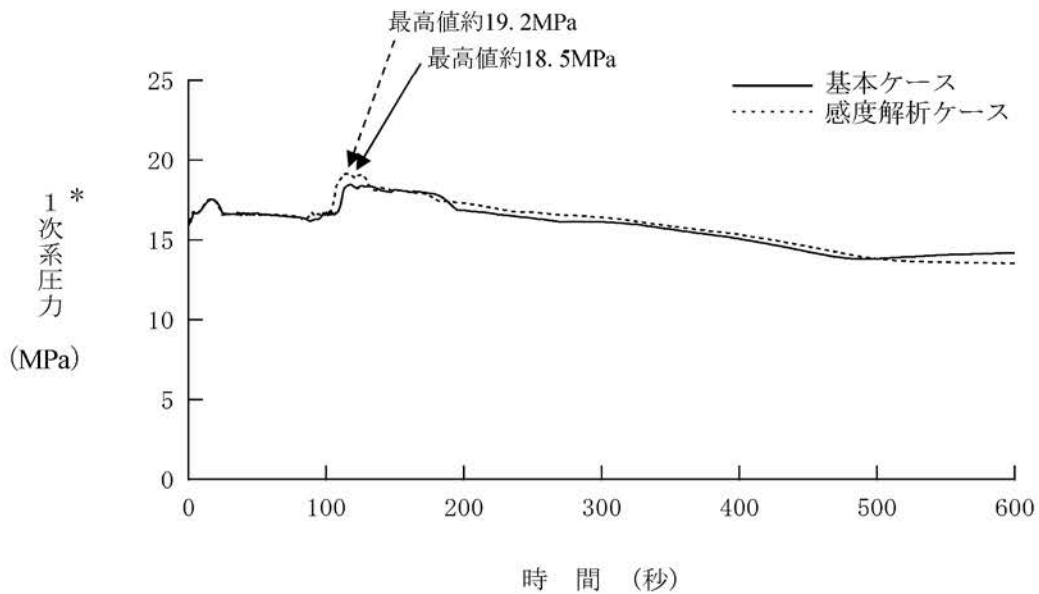


第1.15-241図 給水流量の推移(負荷の喪失)



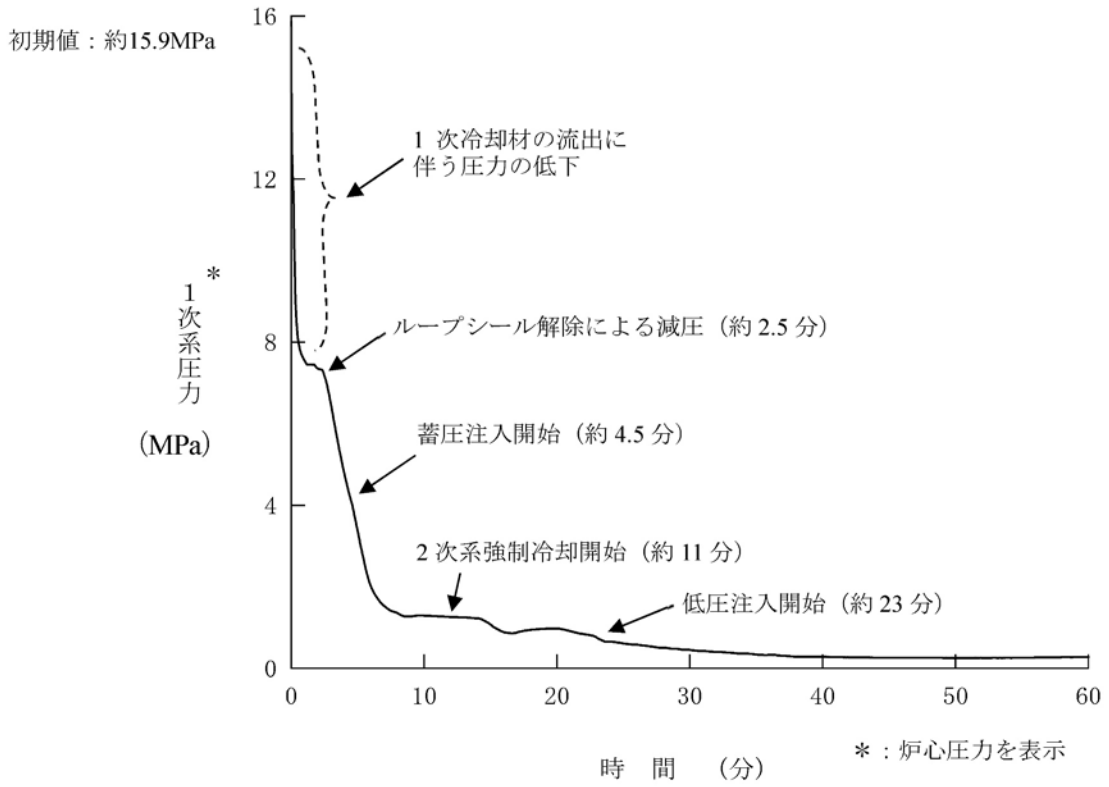
* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第1.15-242図 1次系圧力の推移(主給水流量喪失)
(定常誤差及びドップラ効果の感度確認)

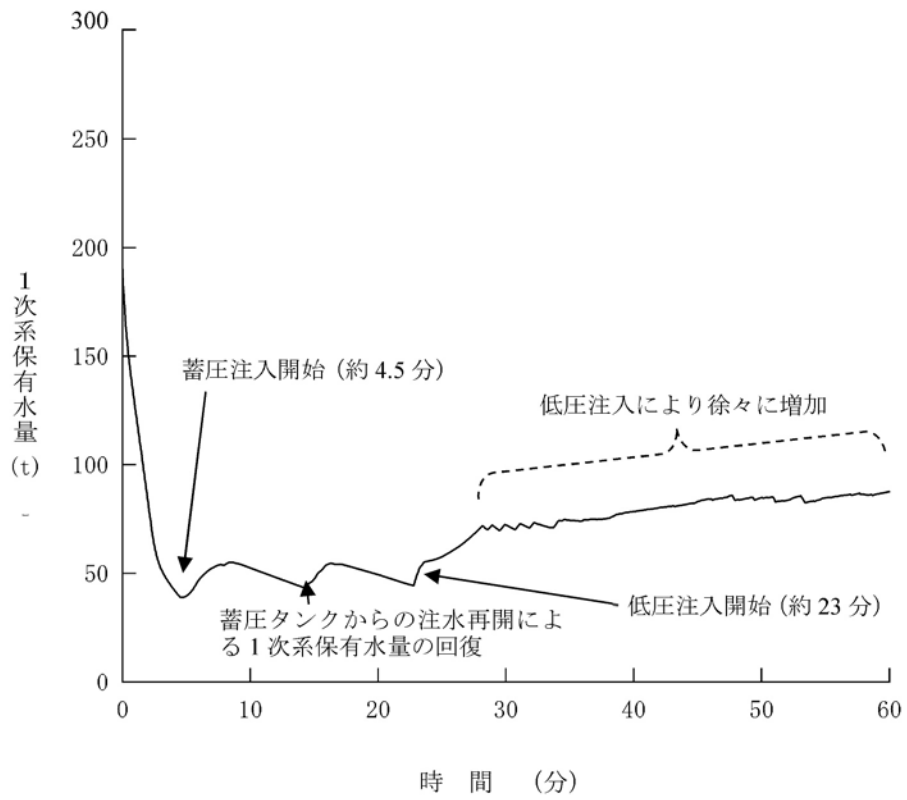


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

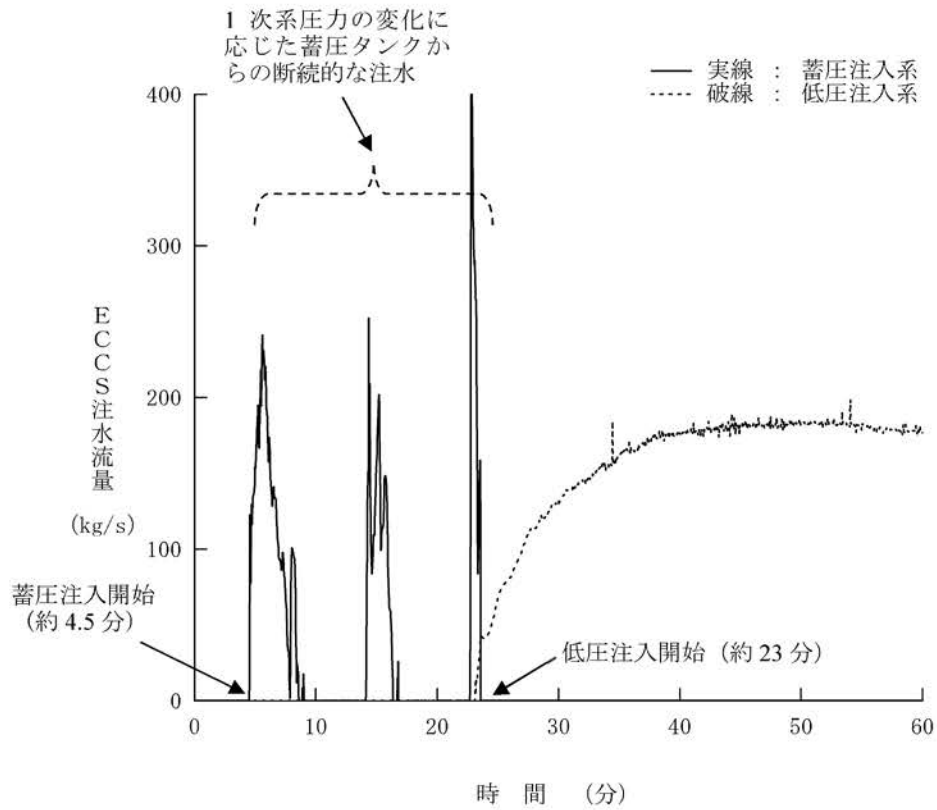
第1.15-243図 1次系圧力の推移(負荷の喪失)
(定常誤差及びドップラ効果の感度確認)



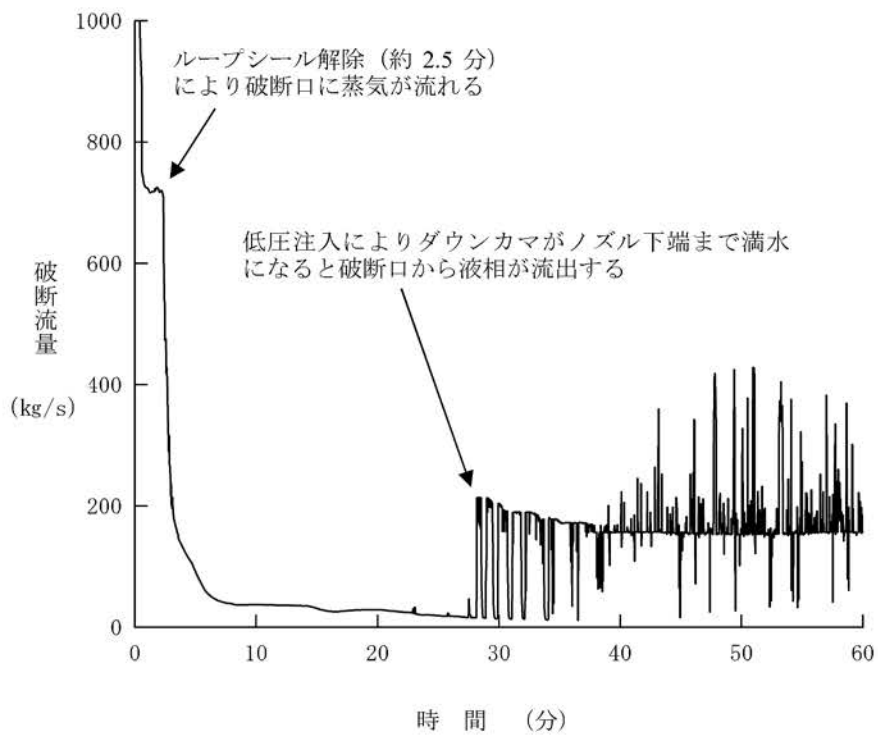
第1.15-244図 1次系圧力の推移(6インチ破断)



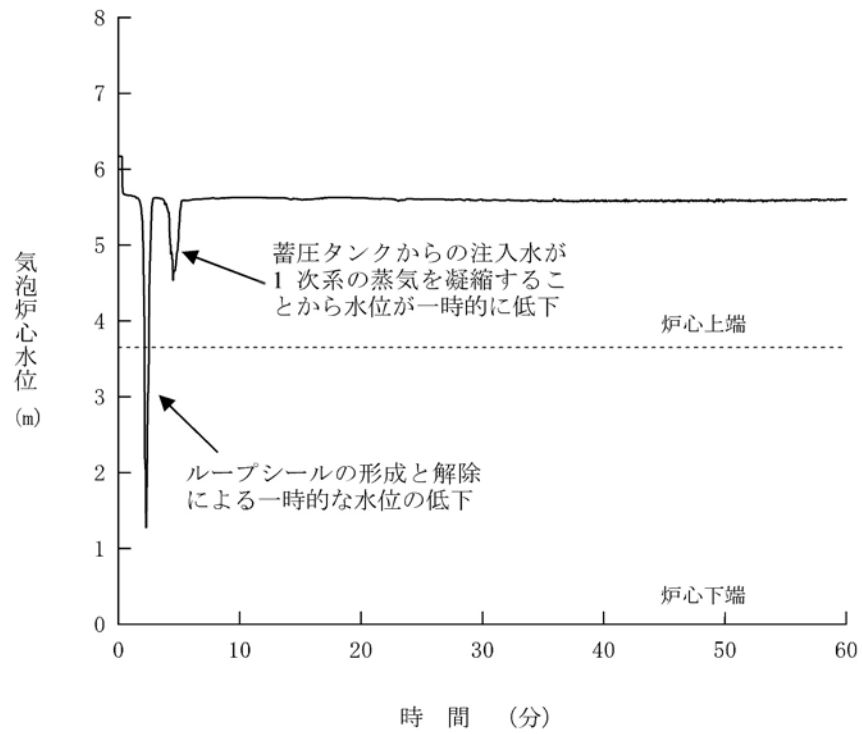
第1.15-245図 1次系保有水量の推移(6インチ破断)



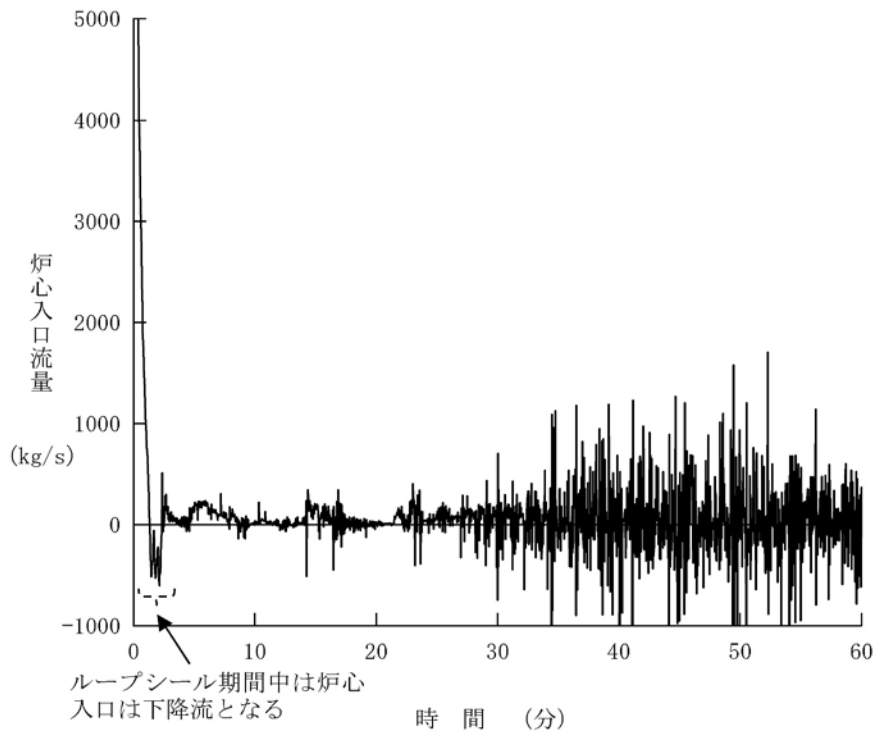
第1.15-246図 ECCS注水流量の推移(6インチ破断)



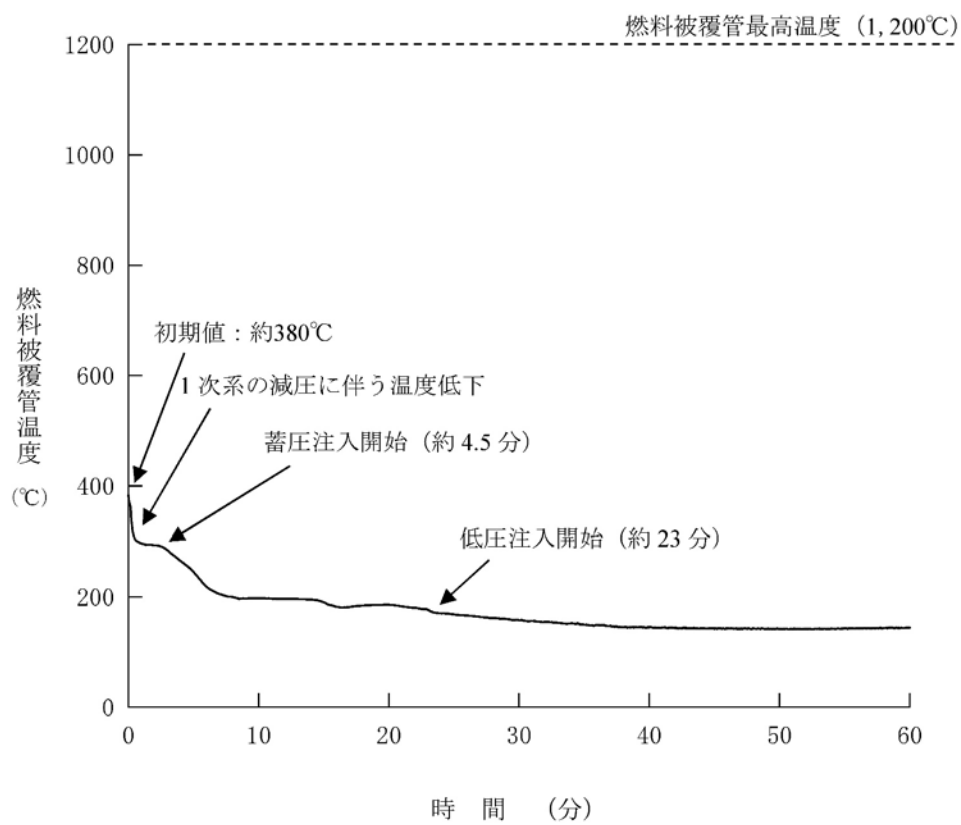
第1.15-247図 破断流量の推移(6インチ破断)



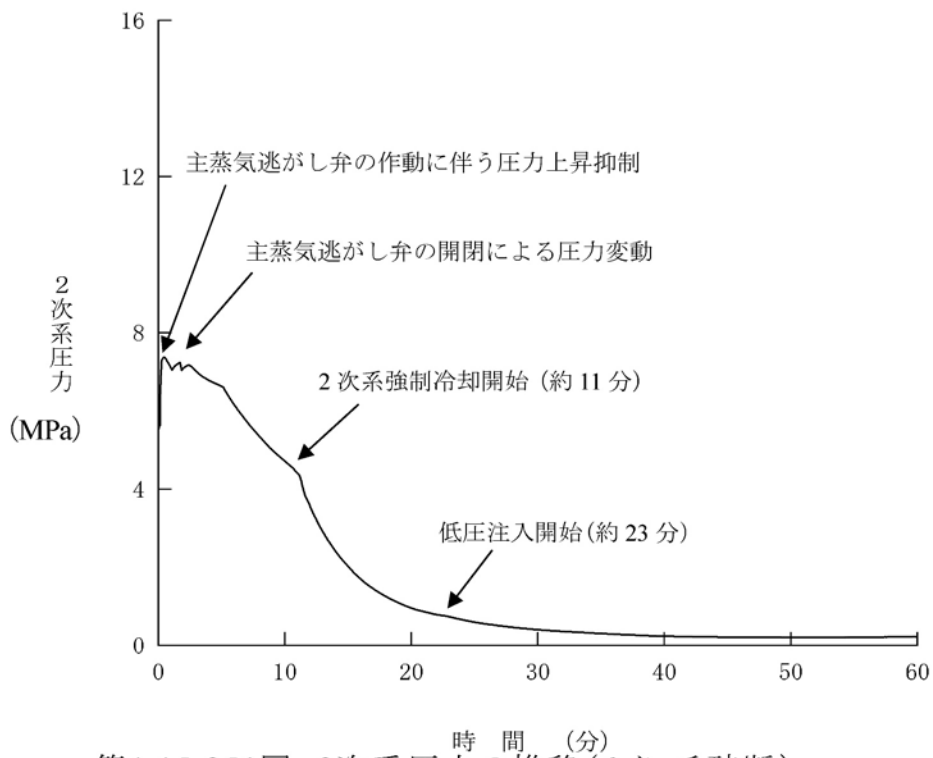
第1.15-248図 気泡炉心水位の推移(6インチ破断)



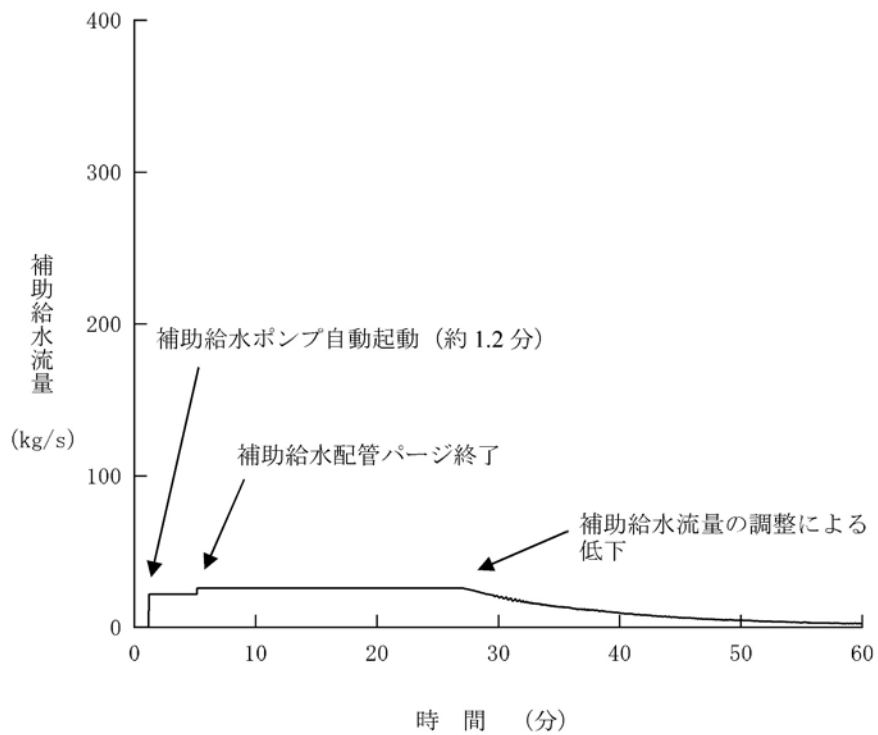
第1.15-249図 炉心入口流量の推移(6インチ破断)



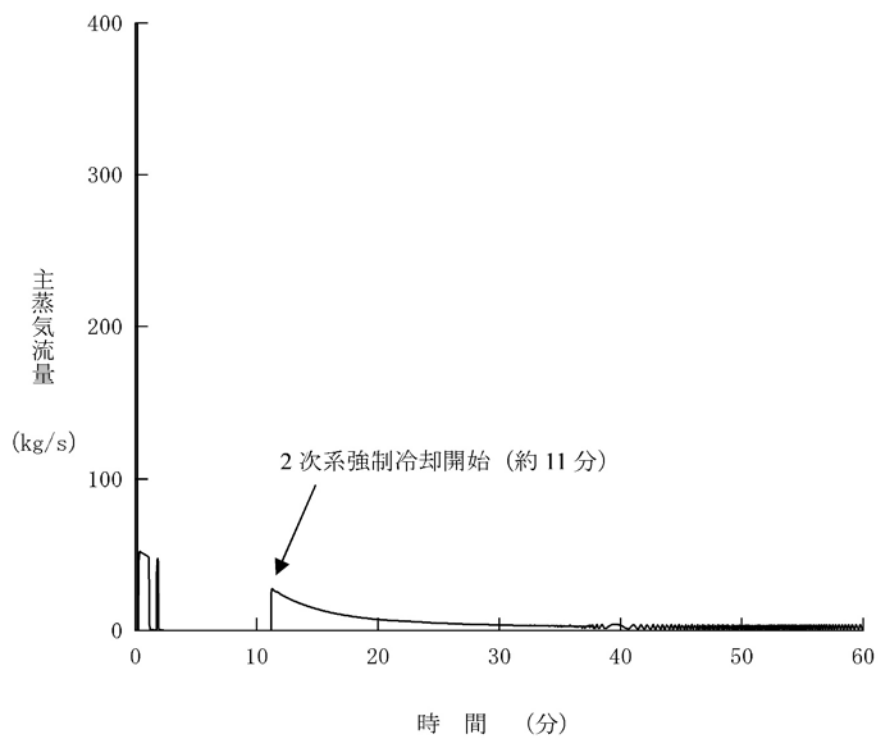
第1.15-250図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)



第1.15-251図 2次系圧力の推移(6インチ破断)

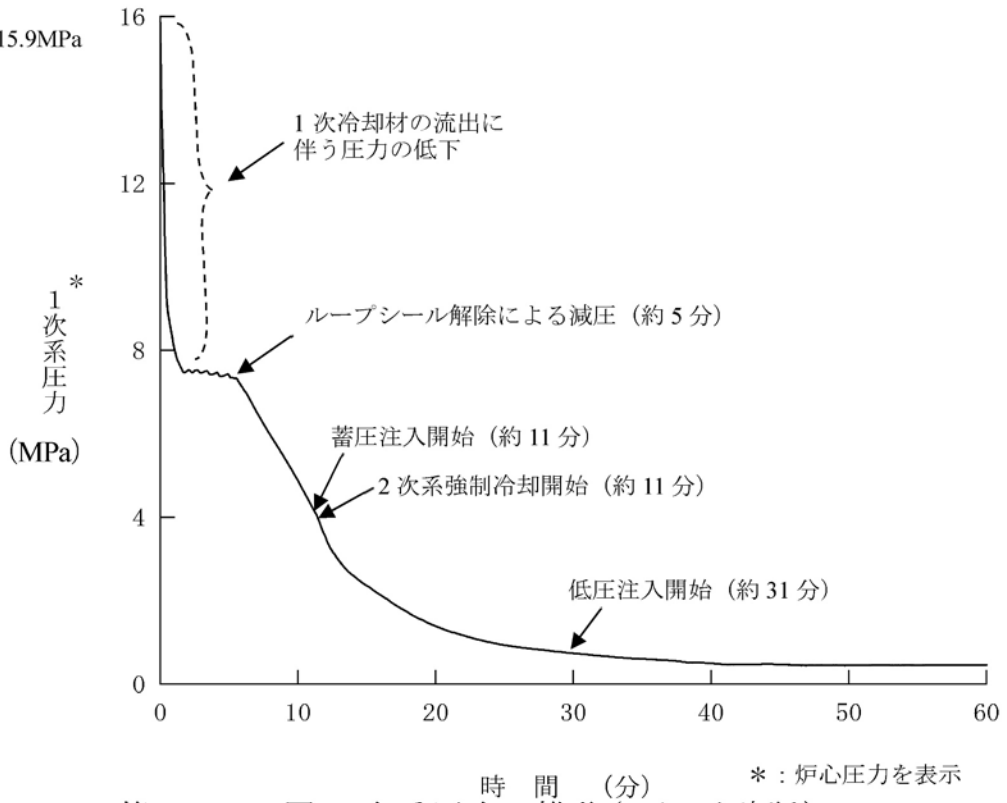


第1.15-252図 補助給水流量の推移(6インチ破断)

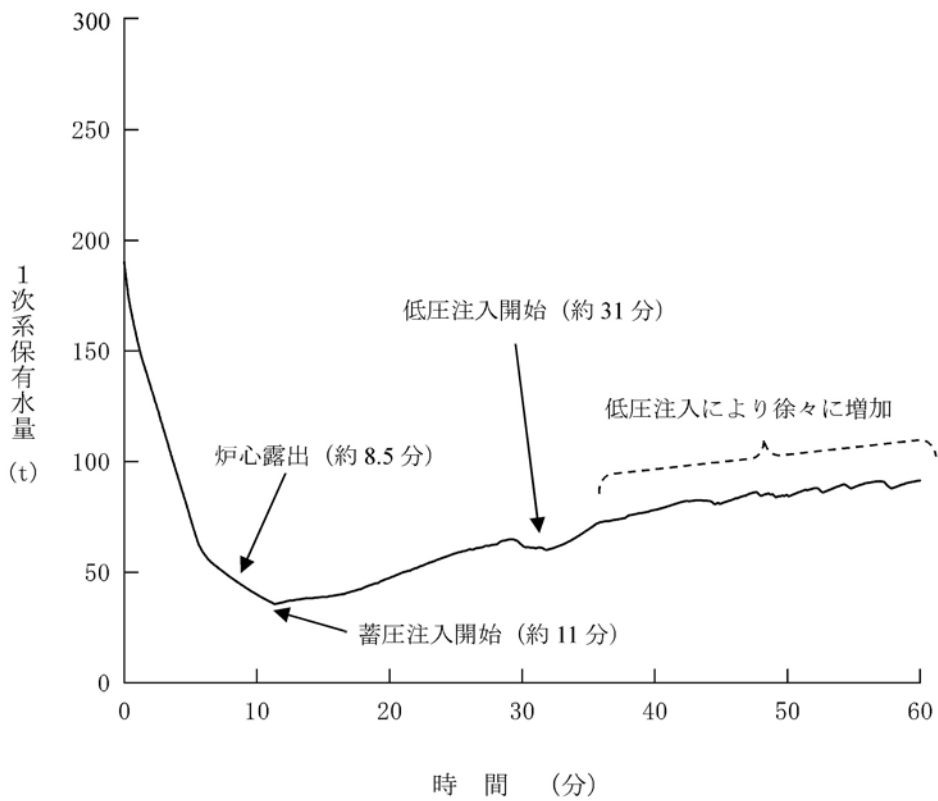


第1.15-253図 主蒸気流量の推移(6インチ破断)

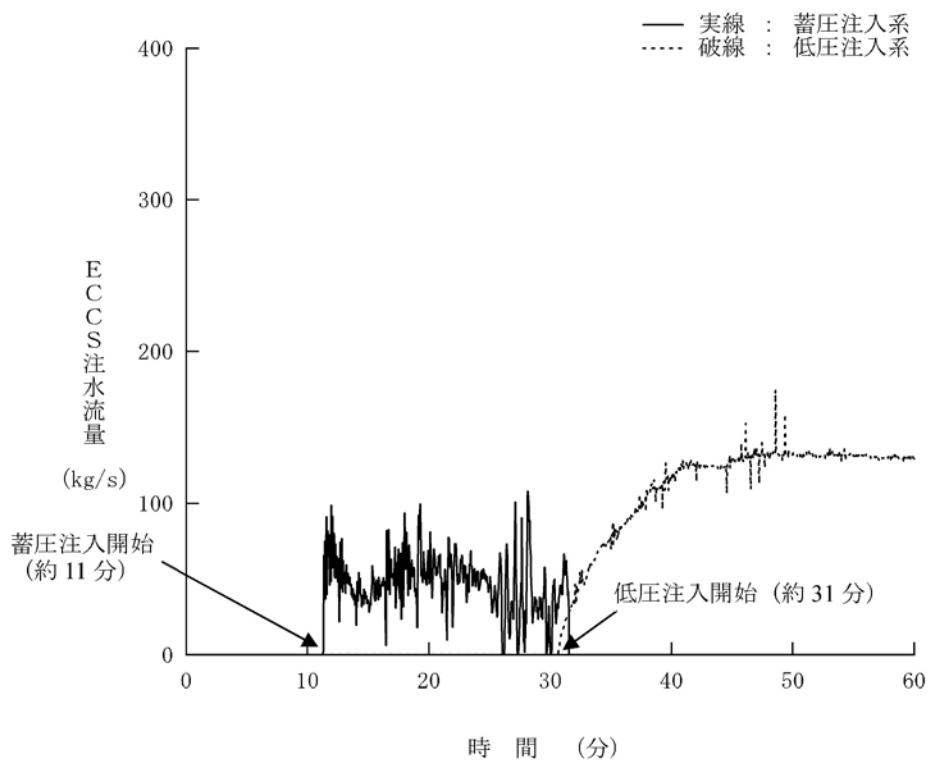
初期値：約15.9MPa



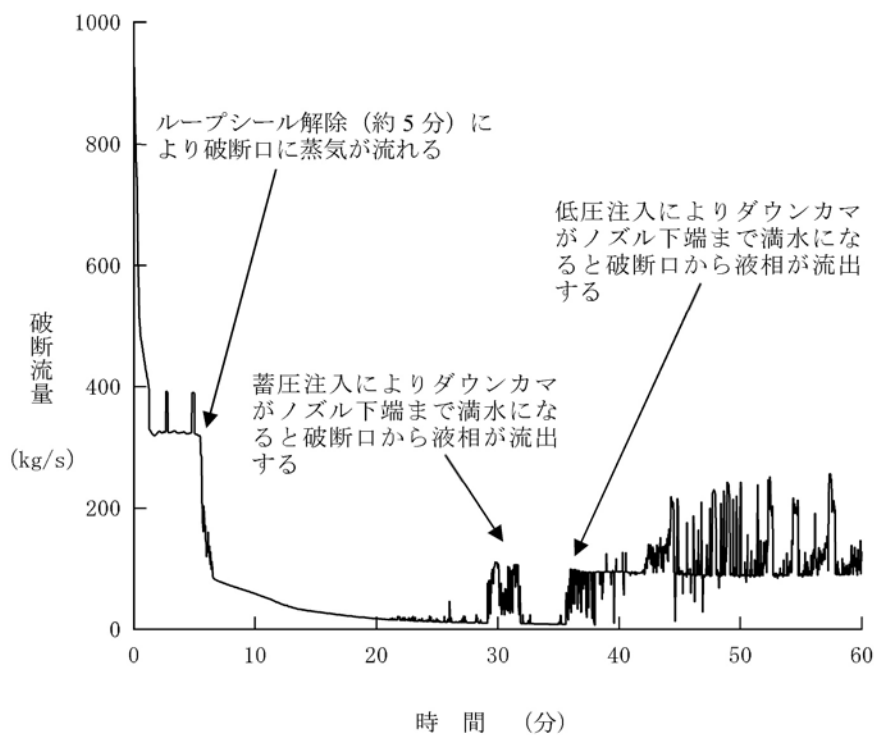
第1.15-254図 1次系圧力の推移(4インチ破断)



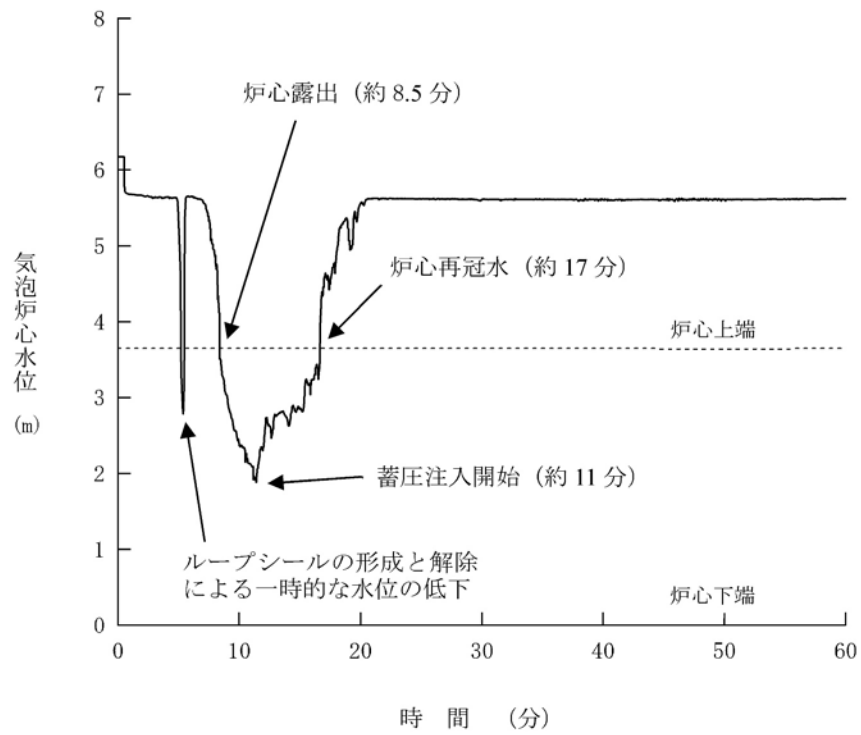
第1.15-255図 1次系保有水量の推移(4インチ破断)



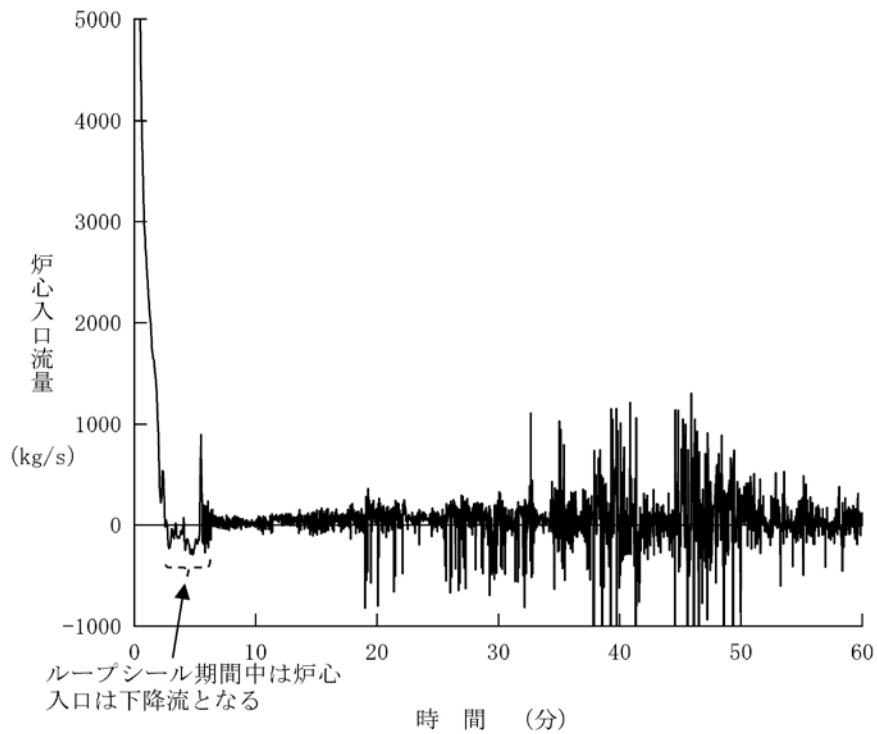
第1.15-256図 ECCS注水流量の推移(4インチ破断)



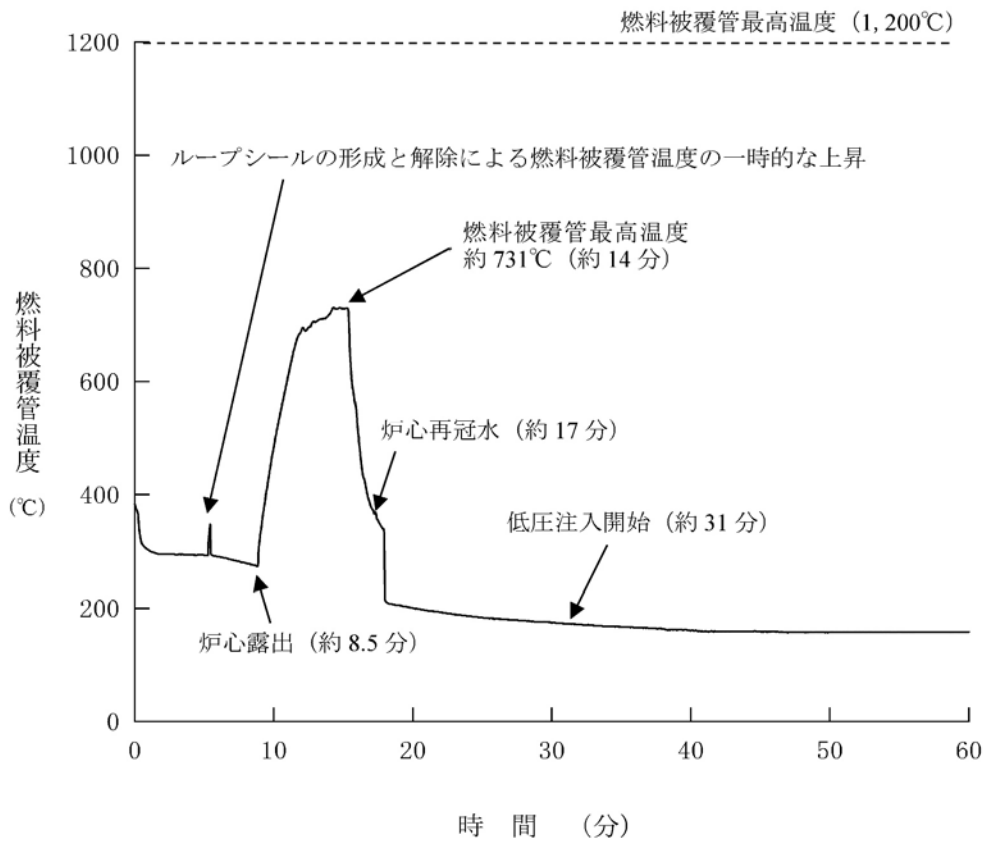
第1.15-257図 破断流量の推移(4インチ破断)



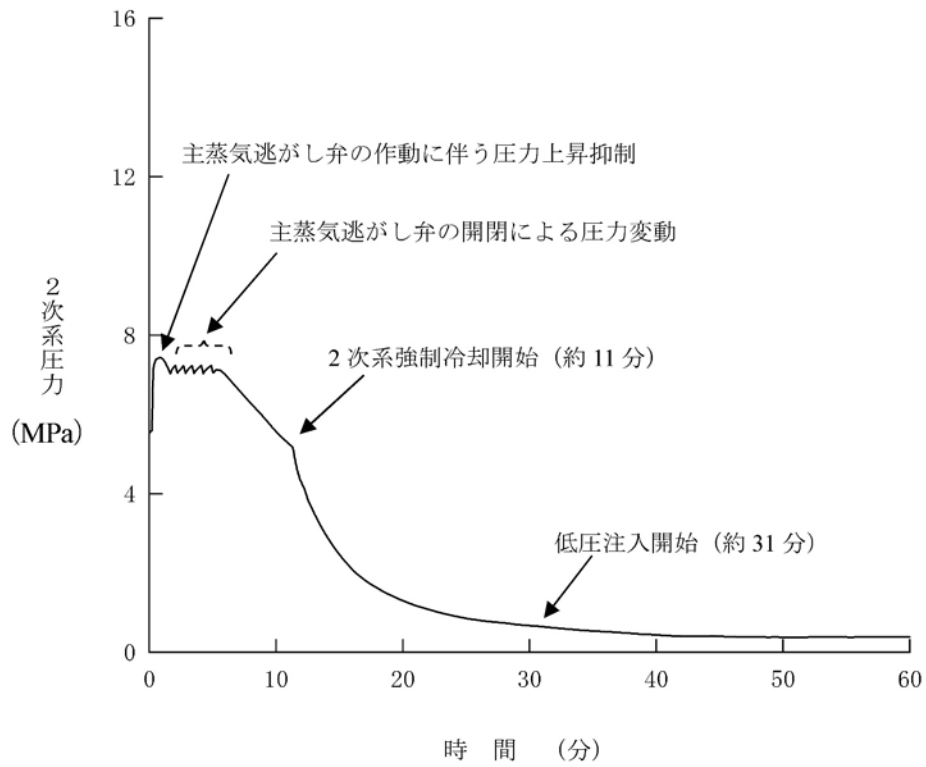
第1.15-258図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)



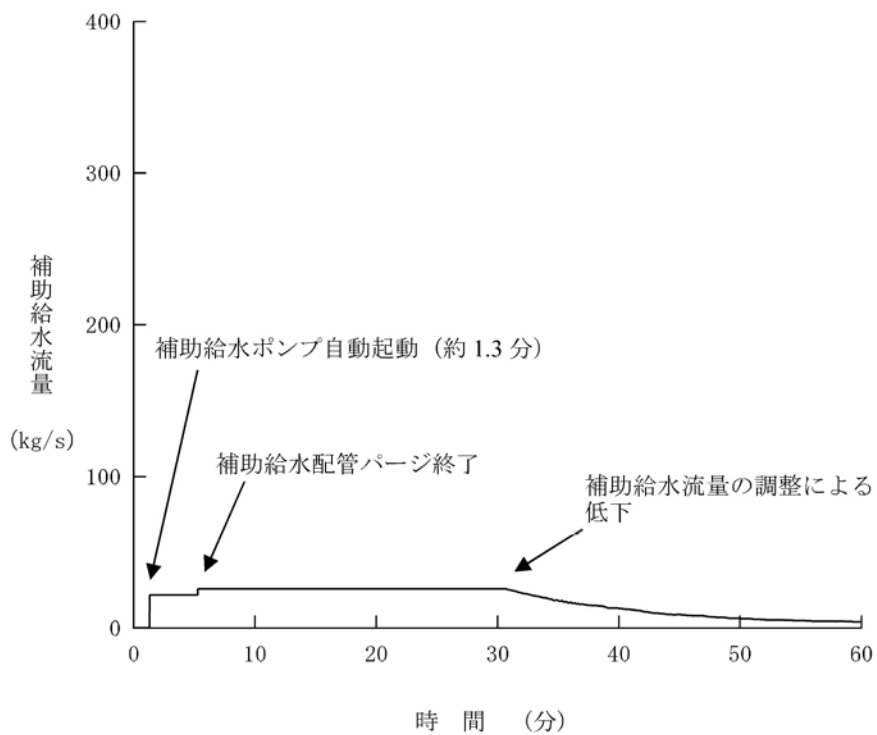
第1.15-259図 炉心入口流量の推移(4インチ破断)



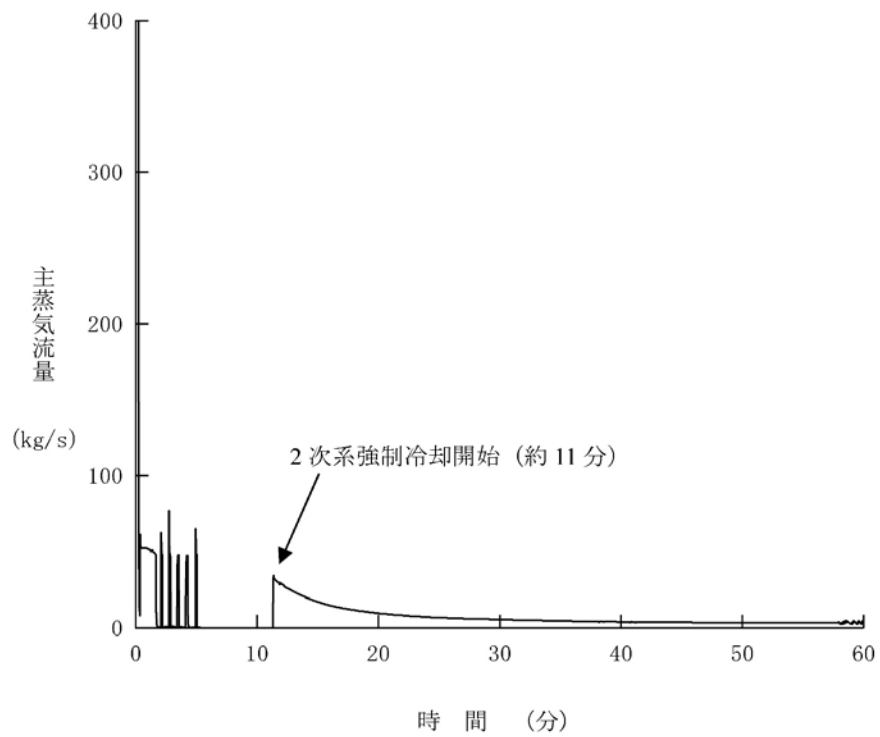
第1.15-260図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)



第1.15-261図 2次系圧力の推移(4インチ破断)

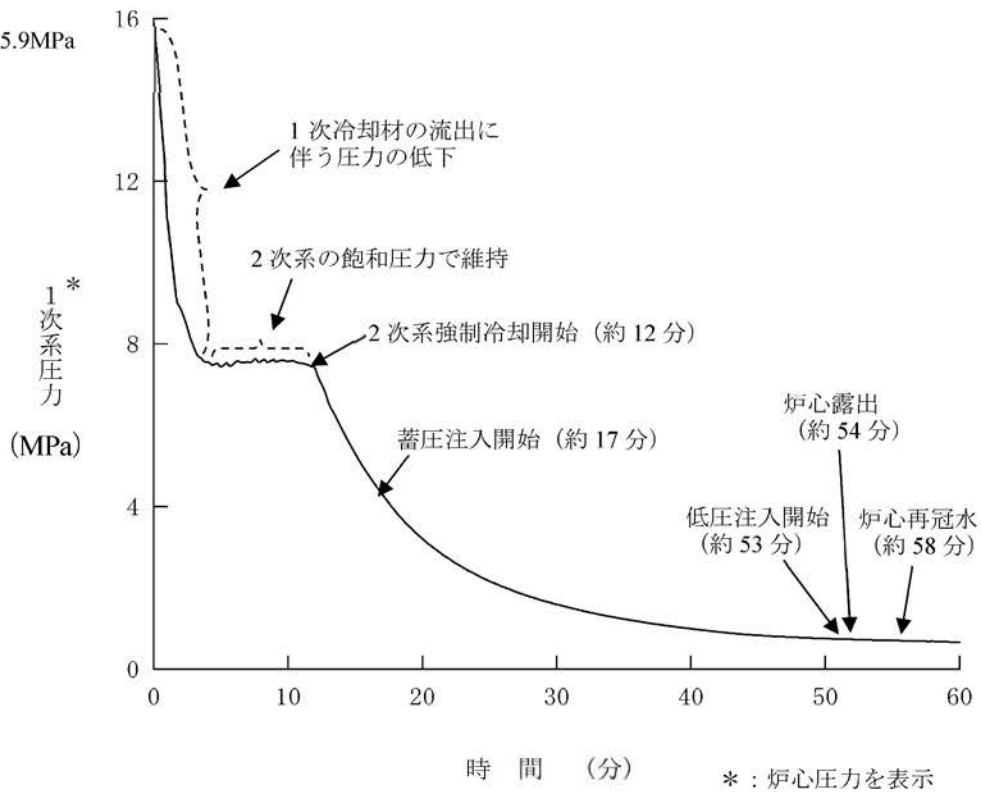


第1.15-262図 補助給水流量の推移(4インチ破断)

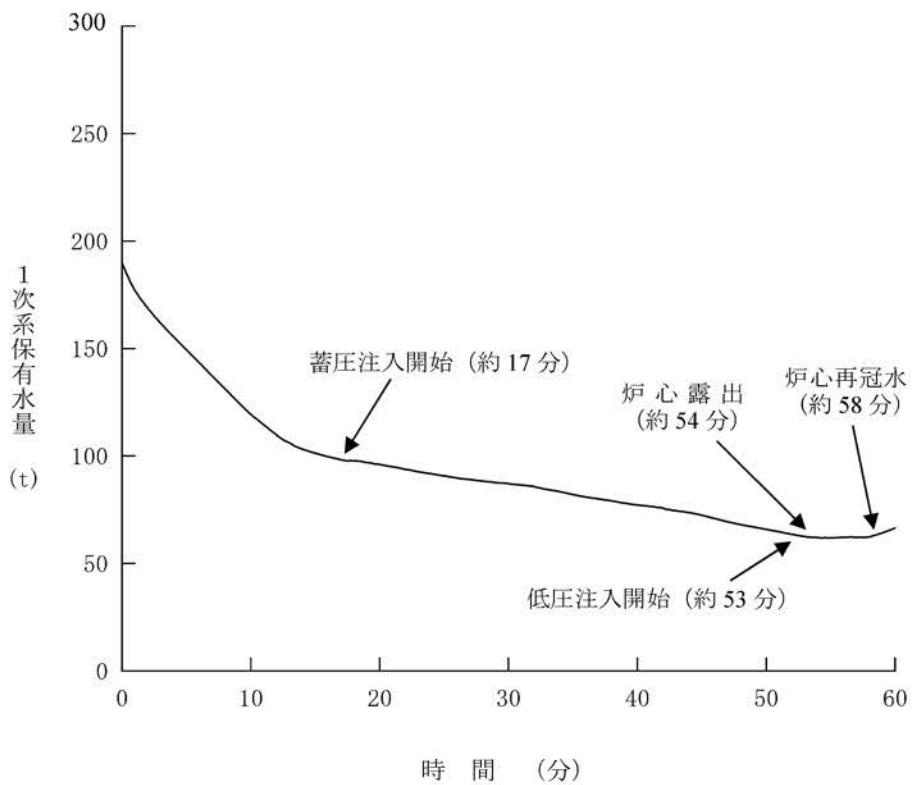


第1.15-263図 主蒸気流量の推移(4インチ破断)

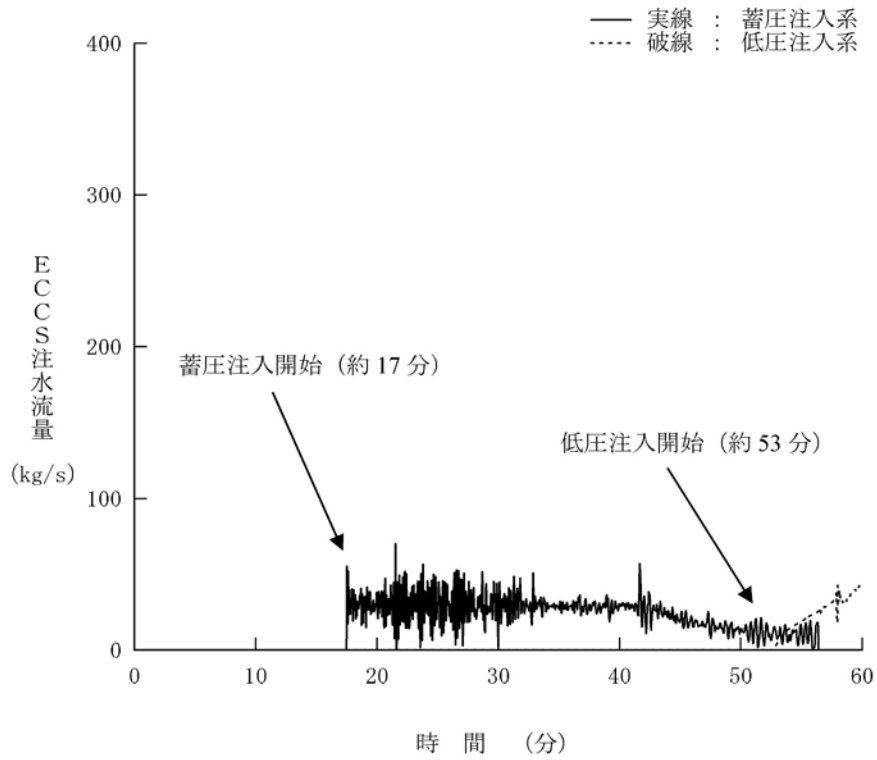
初期値：約15.9MPa



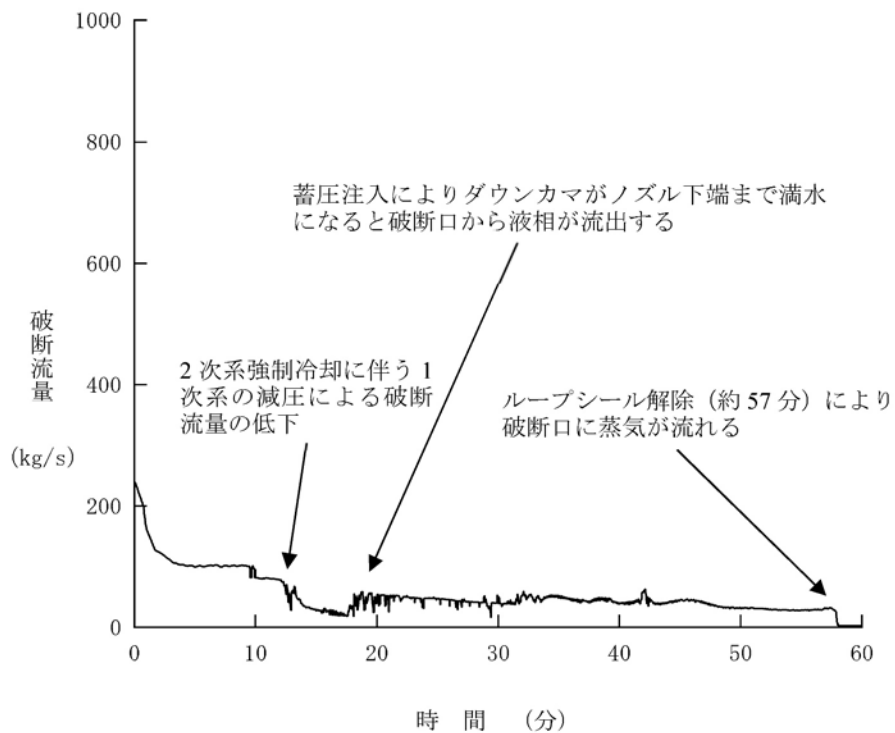
第1.15-264図 1次系圧力の推移(2インチ破断)



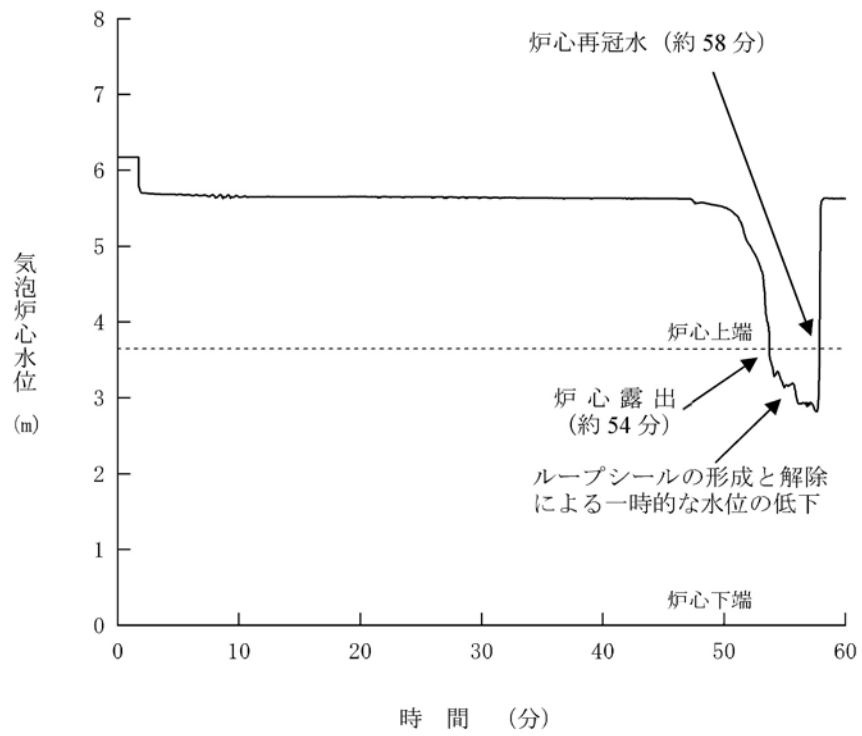
第1.15-265図 1次系保有水量の推移(2インチ破断)



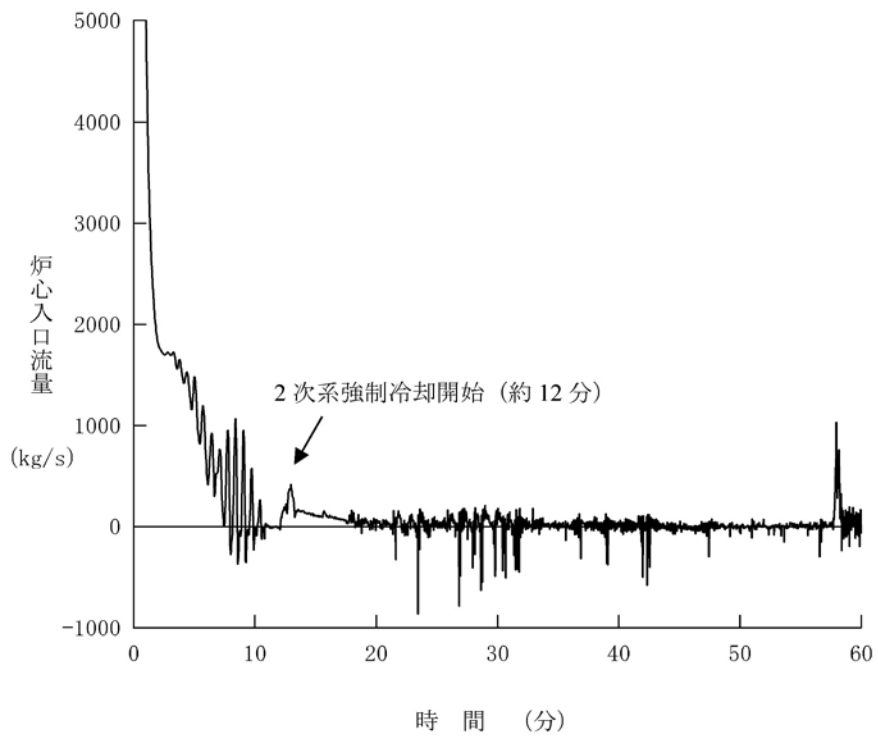
第1.15-266図 ECCS注水流量の推移(2インチ破断)



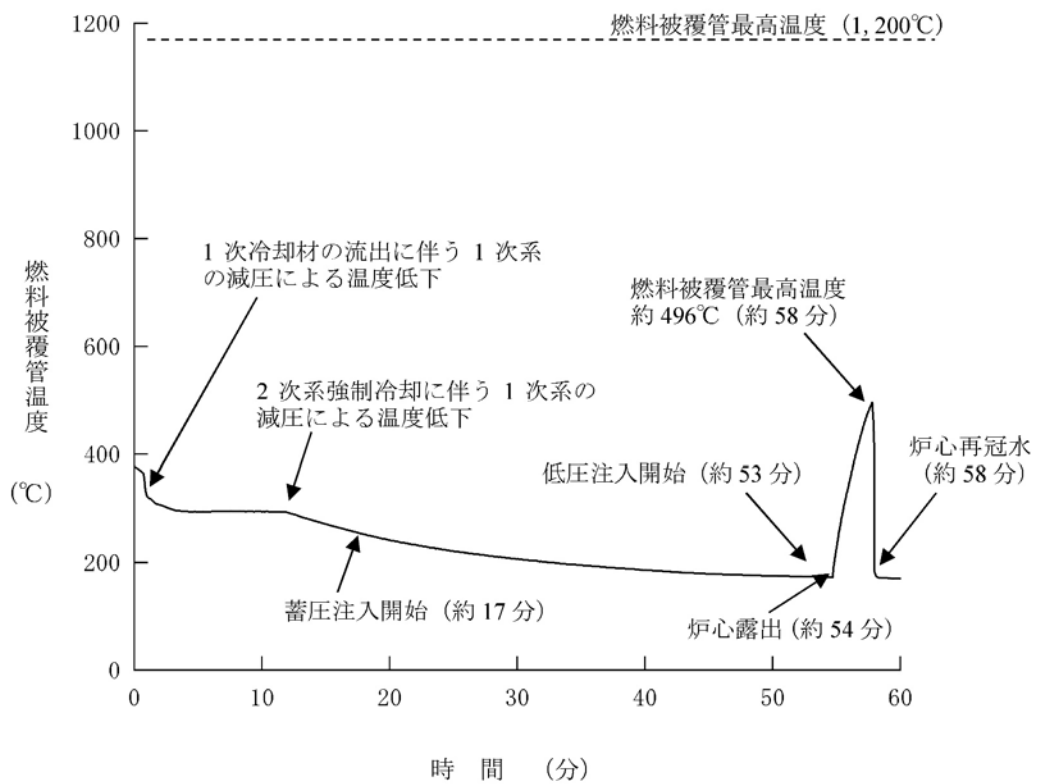
第1.15-267図 破断流量の推移(2インチ破断)



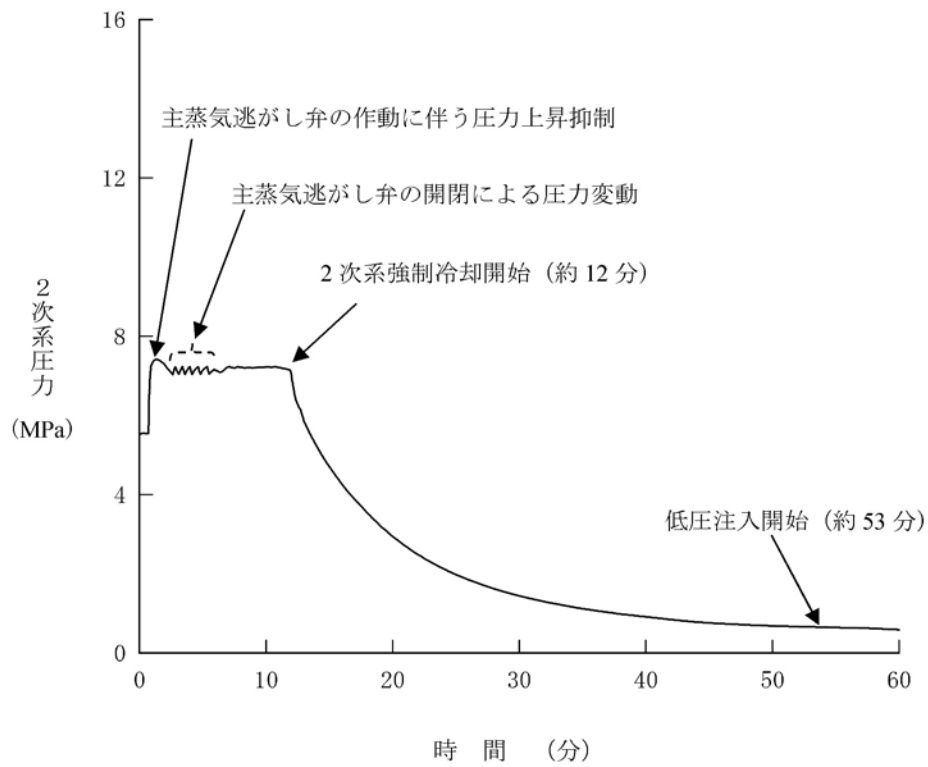
第1.15-268図 気泡炉心水位の推移 (2インチ破断)



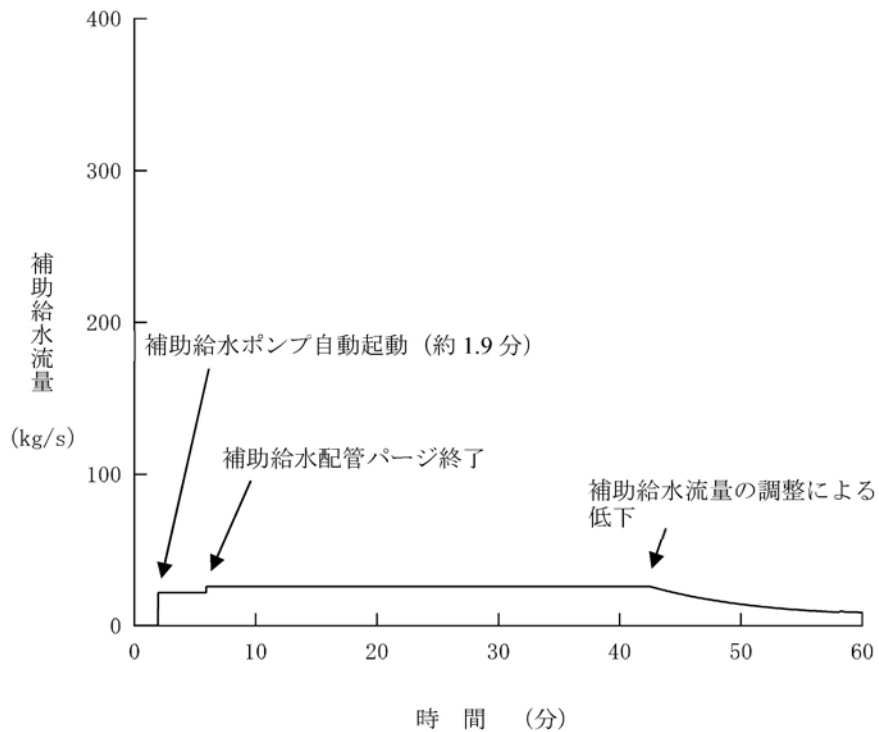
第1.15-269図 炉心入口流量の推移 (2インチ破断)



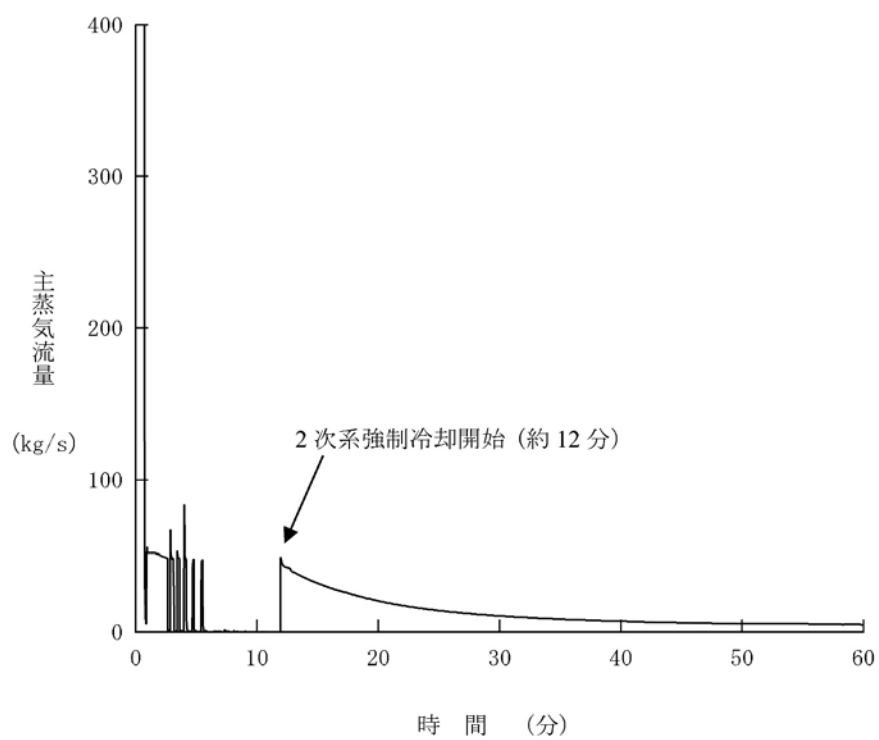
第1.15-270図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)



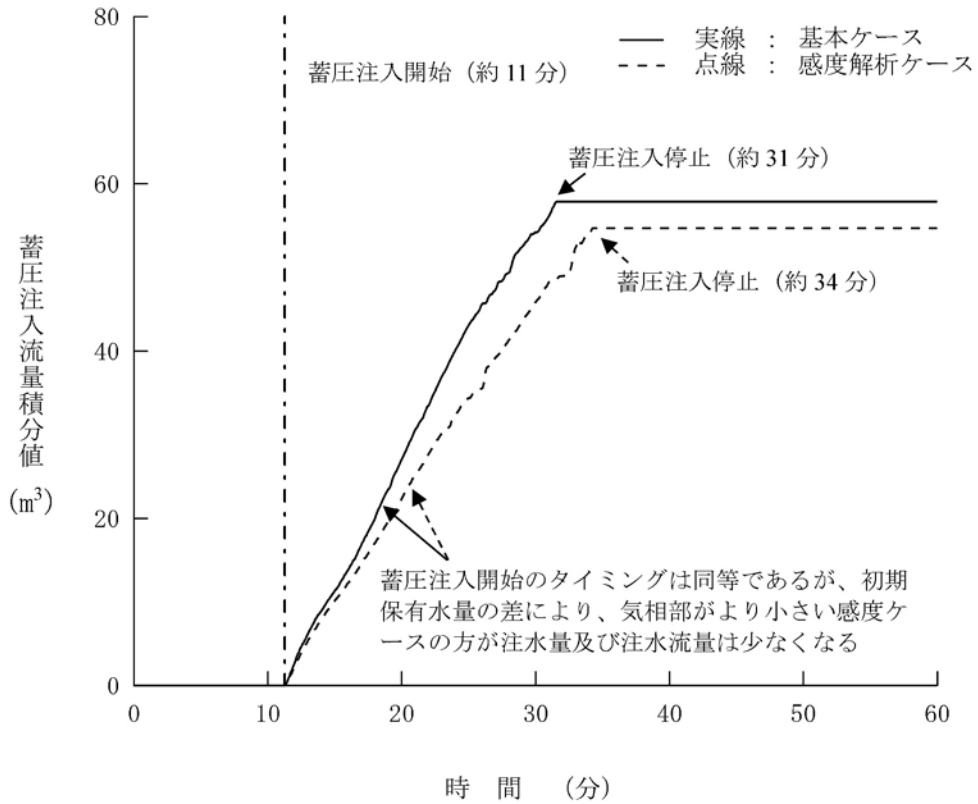
第1.15-271図 2次系圧力の推移(2インチ破断)



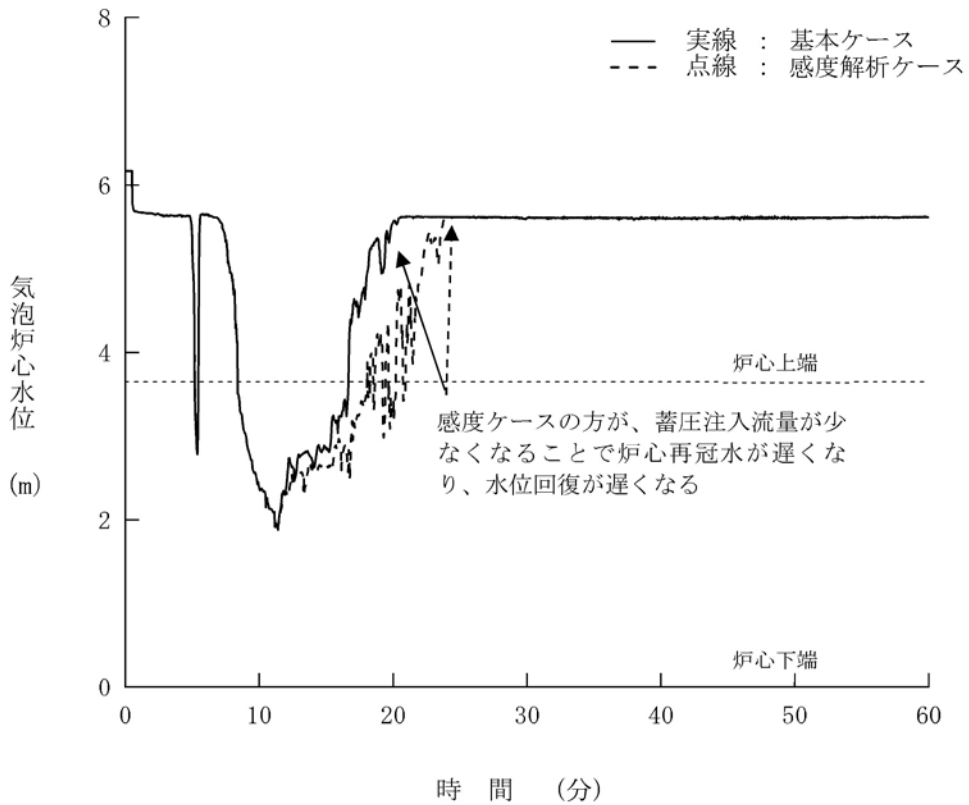
第1.15-272図 補助給水流量の推移(2インチ破断)



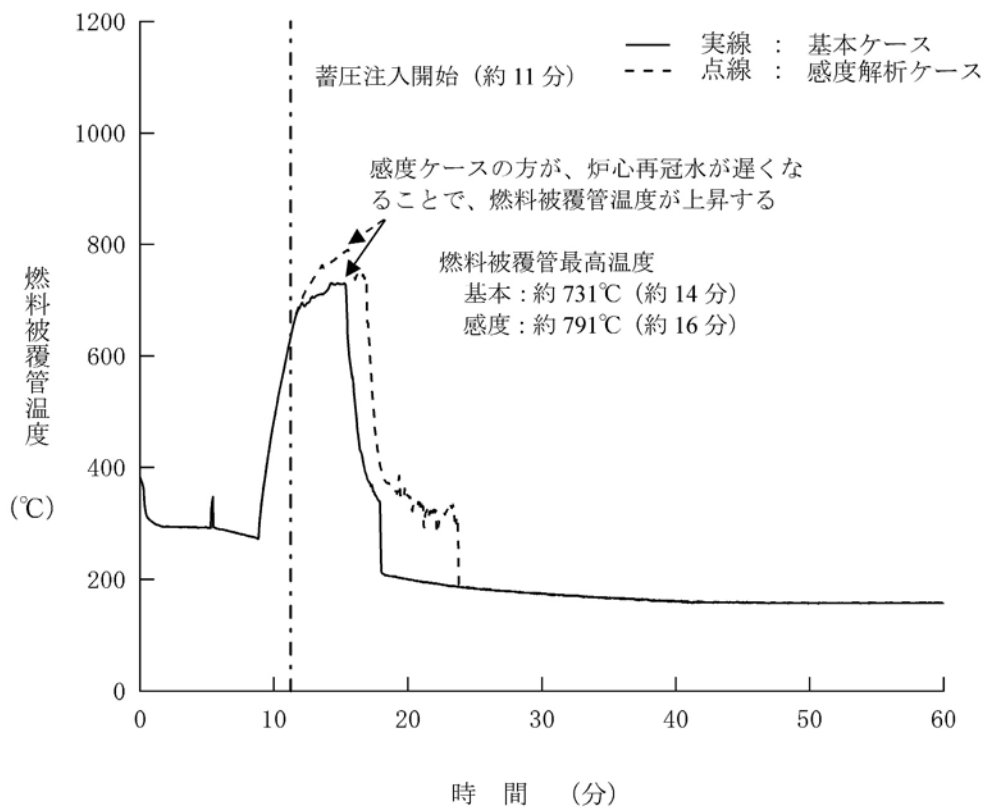
第1.15-273図 主蒸気流量の推移(2インチ破断)



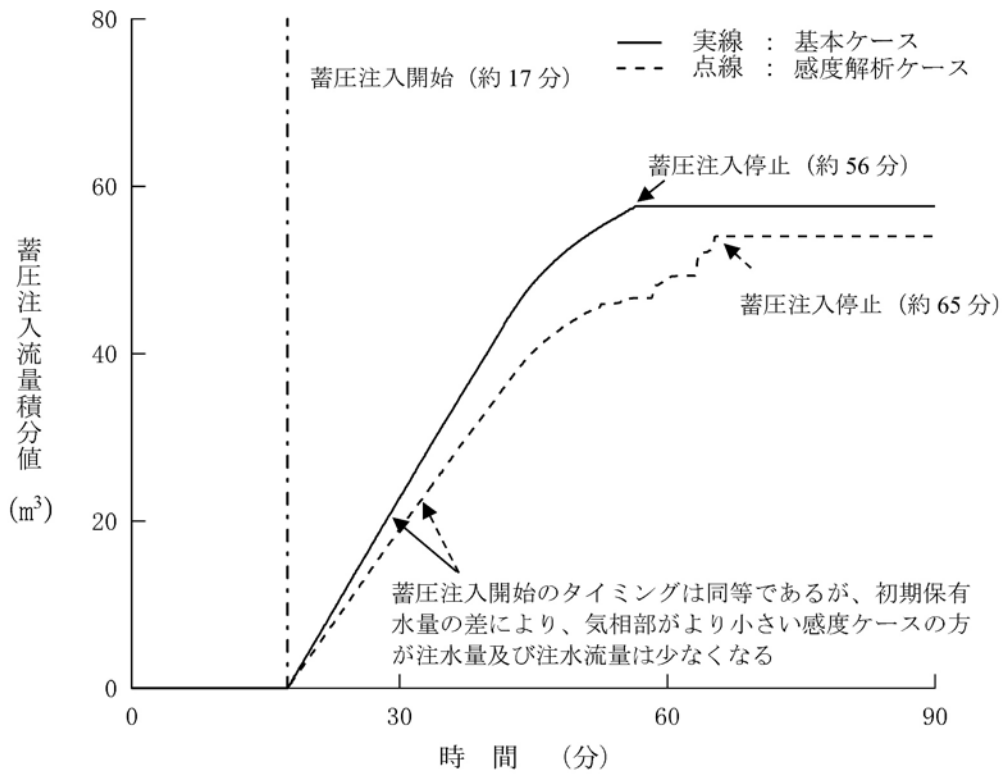
第1.15-274図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



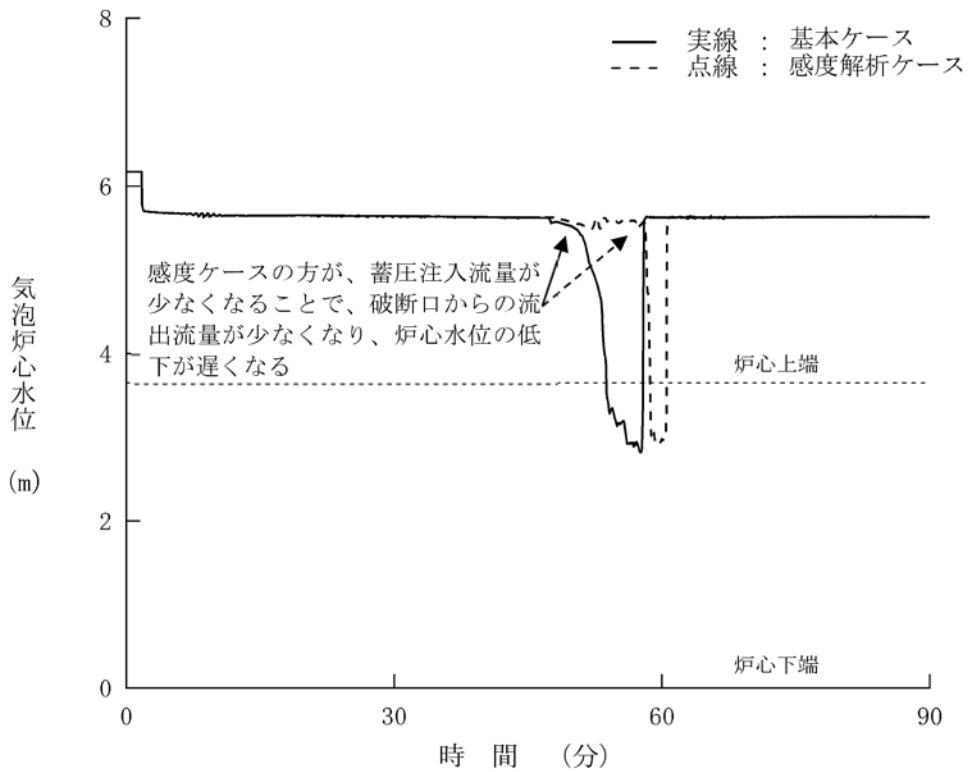
第1.15-275図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



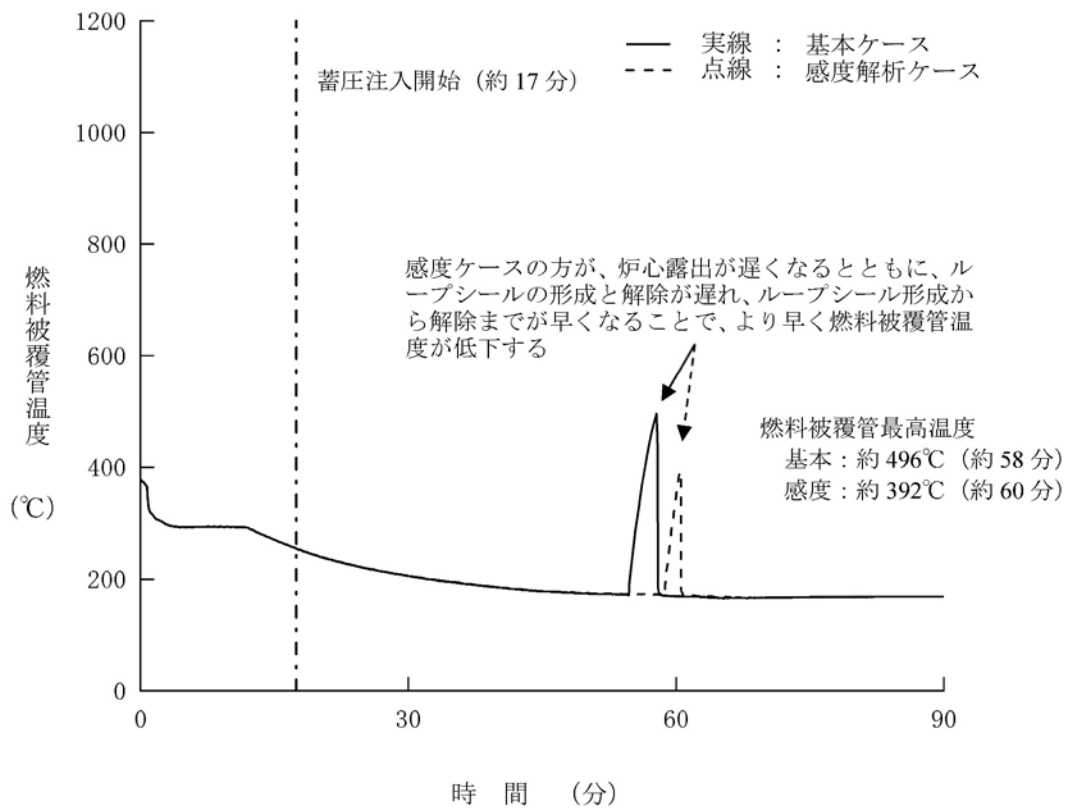
第1.15-276図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



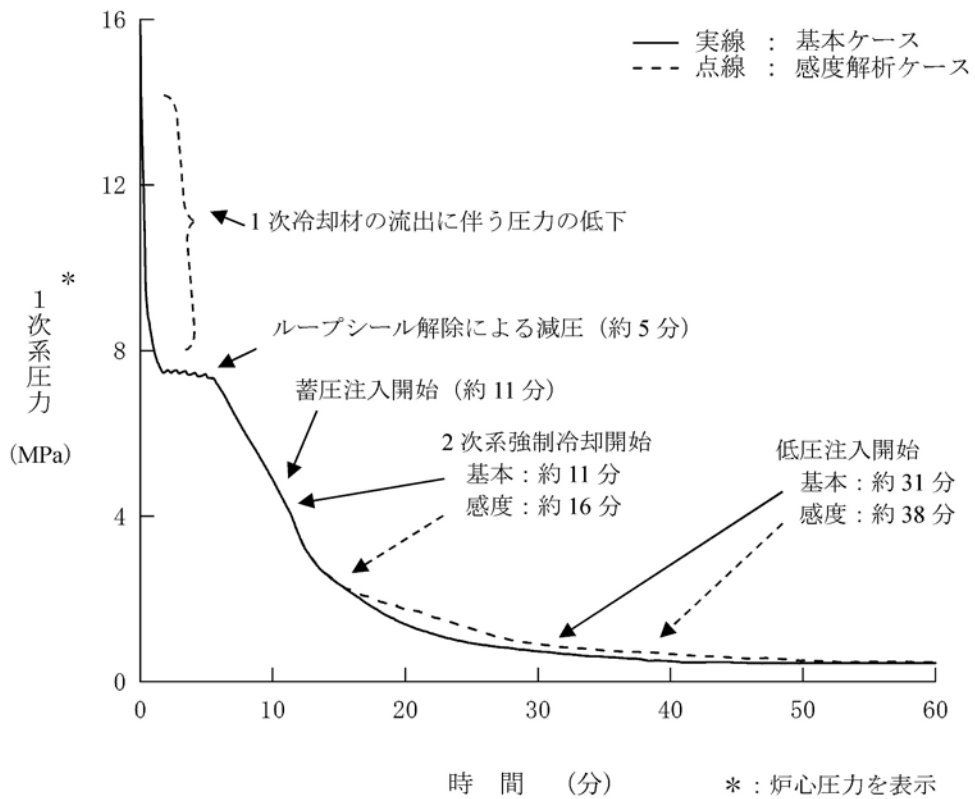
第1.15-277図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



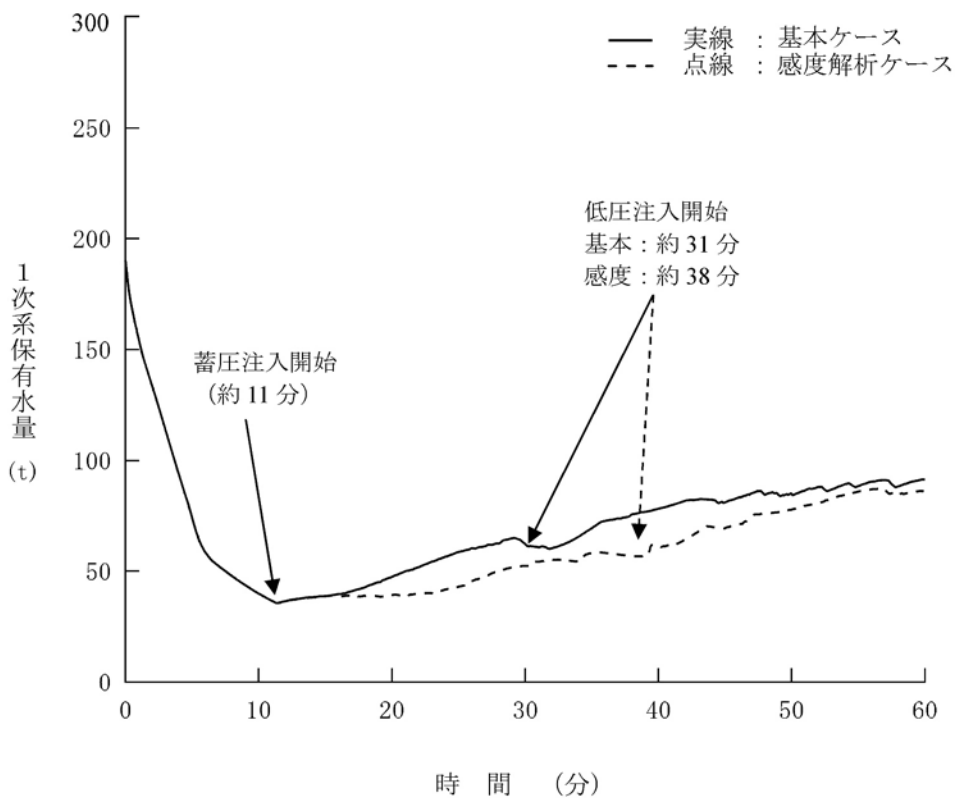
第1.15-278図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



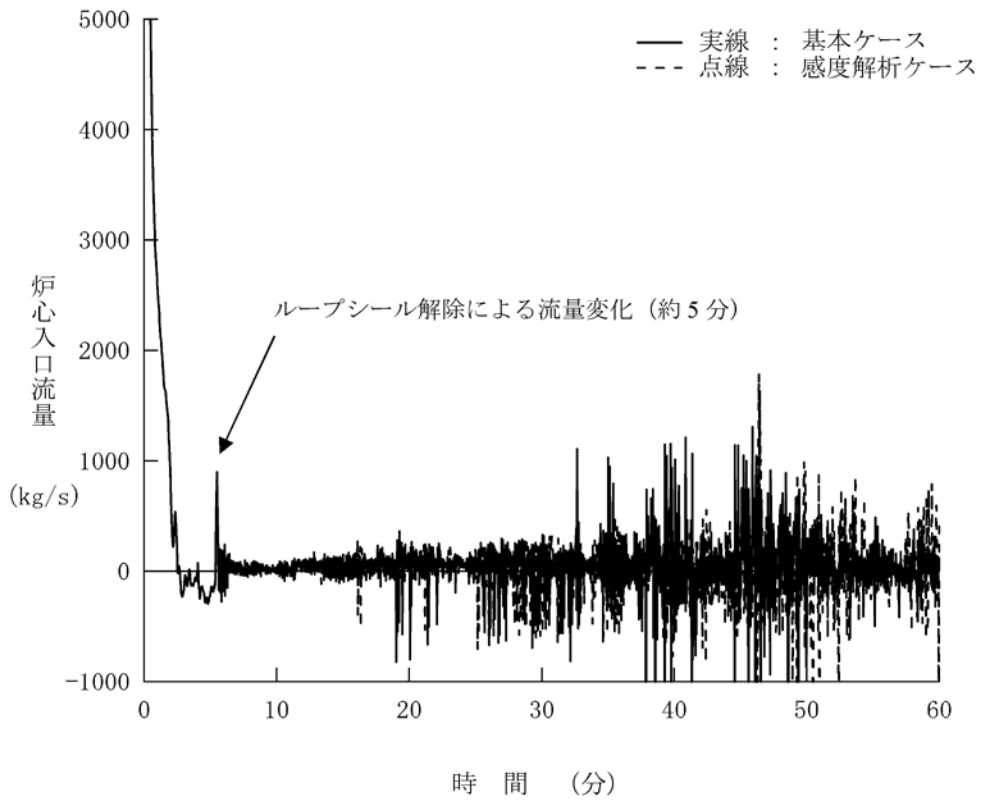
第1.15-279図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



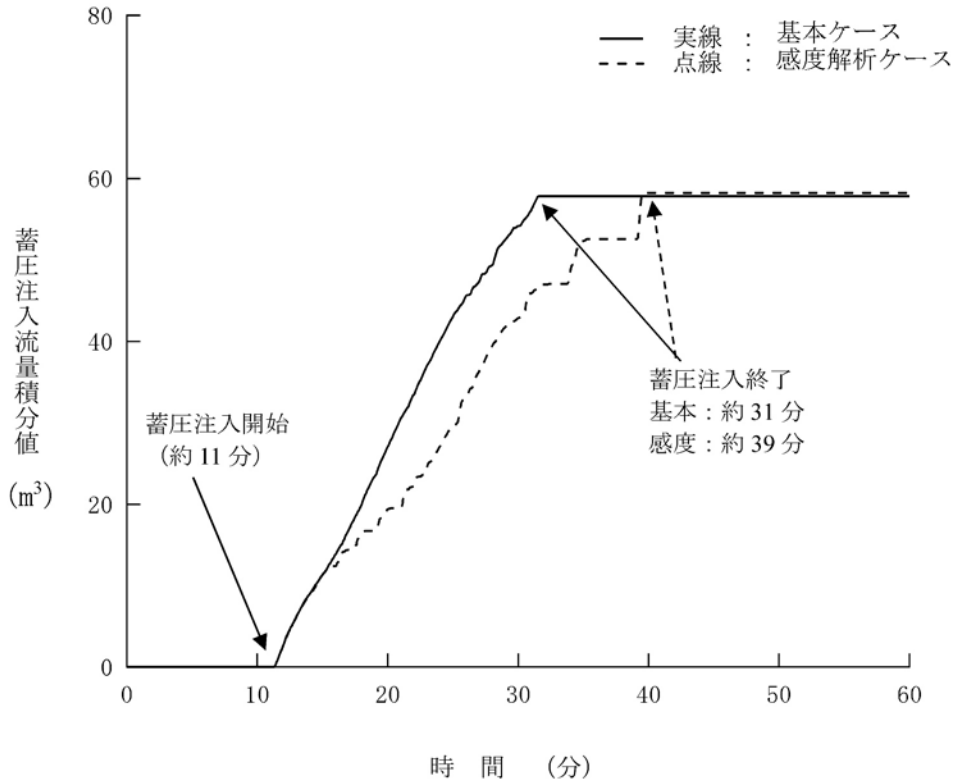
第1.15-280図 1次系圧力の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



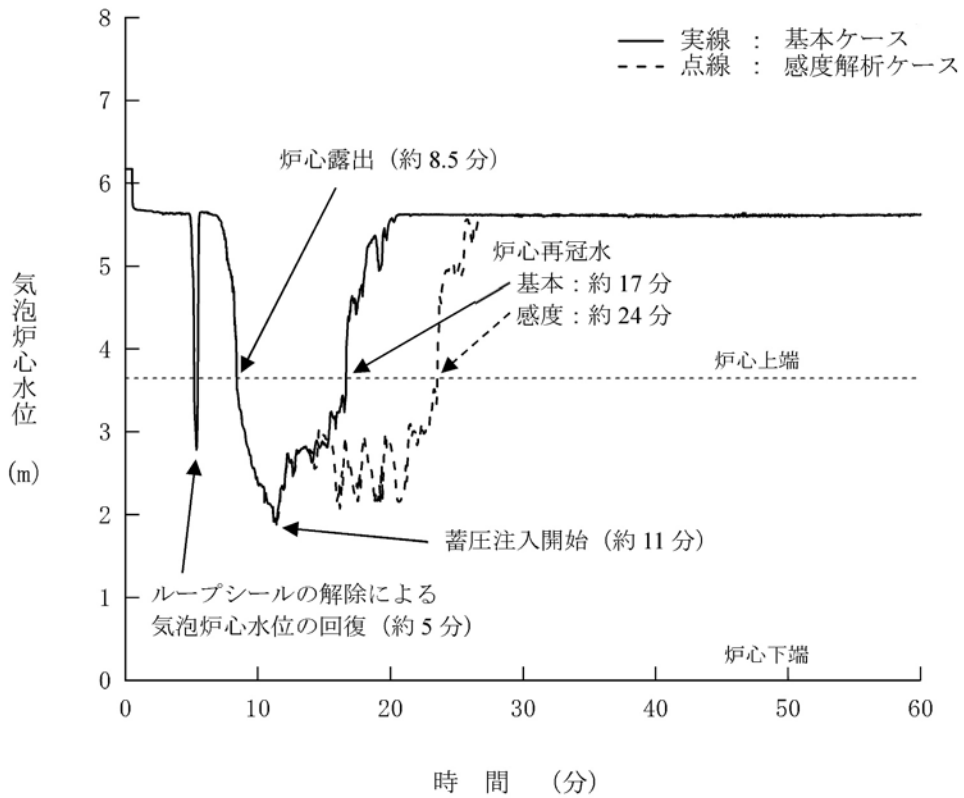
第1.15-281図 1次系保有水量の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



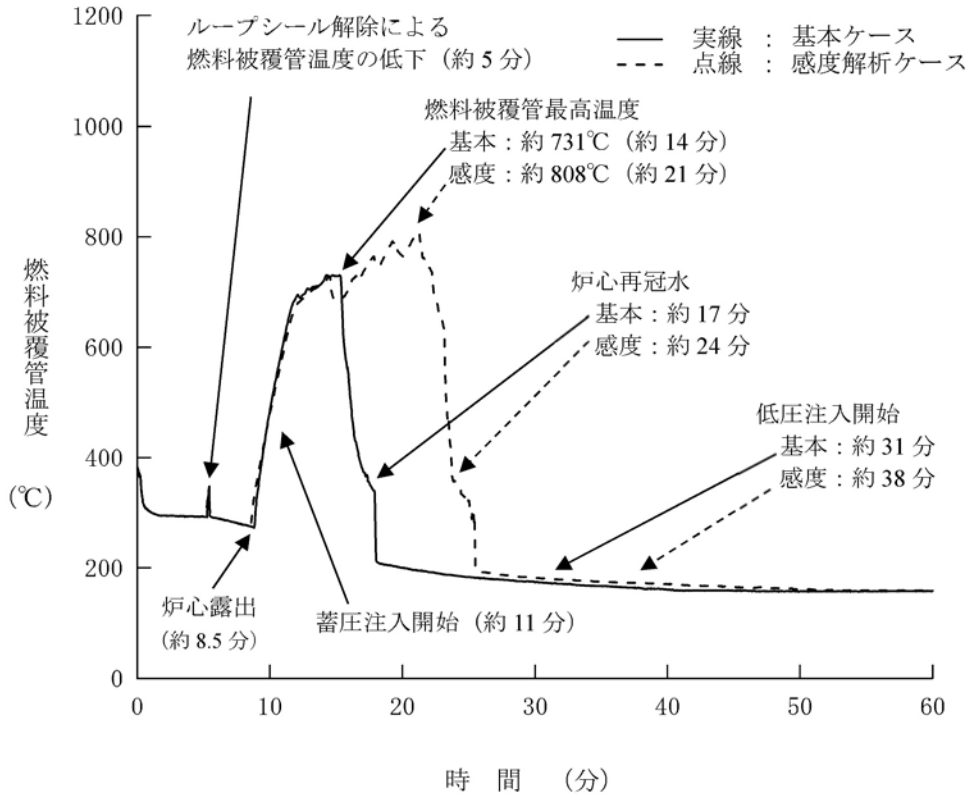
第1.15-282図 炉心入口流量の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



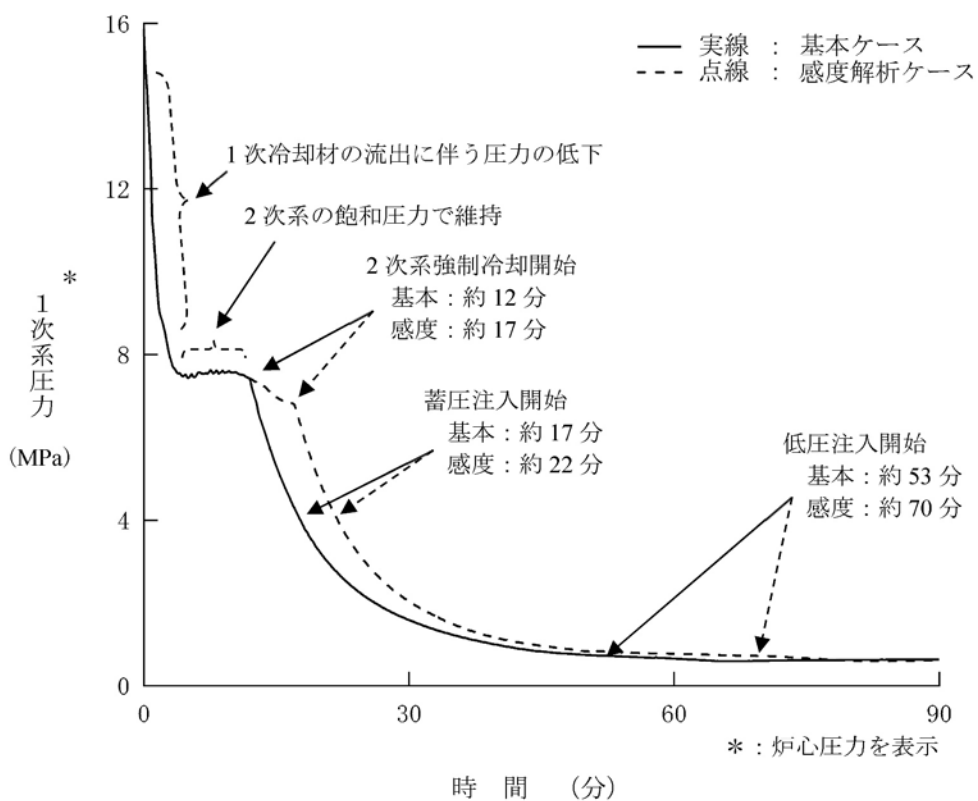
第1.15-283図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



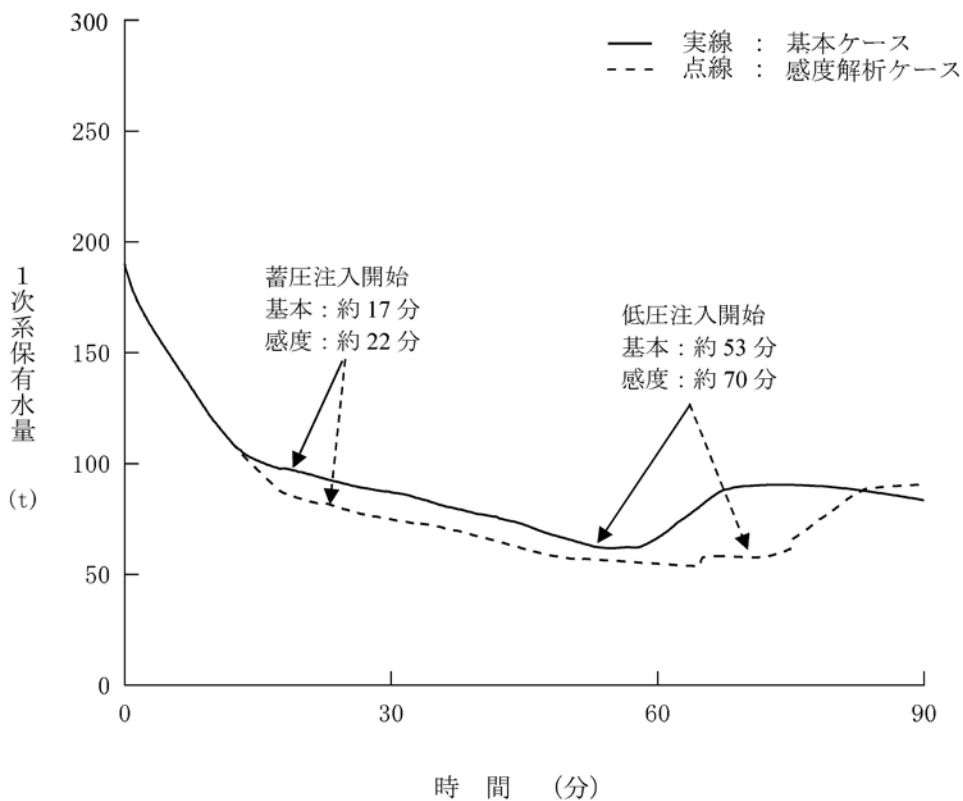
第1.15-284図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



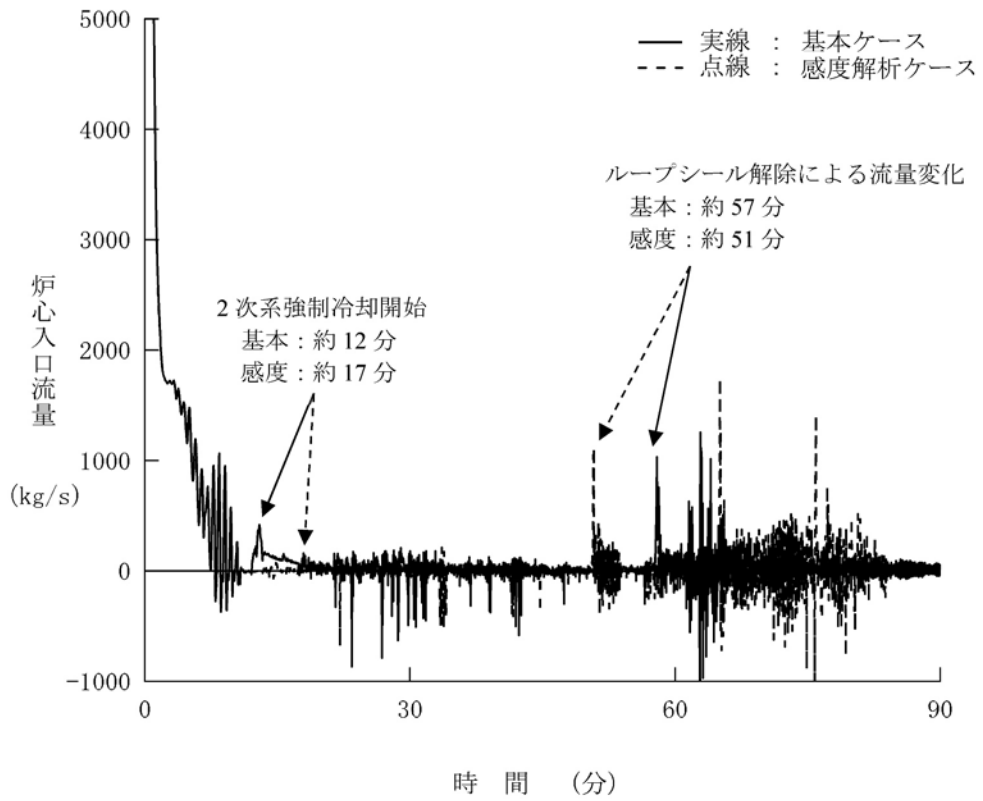
第1.15-285図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



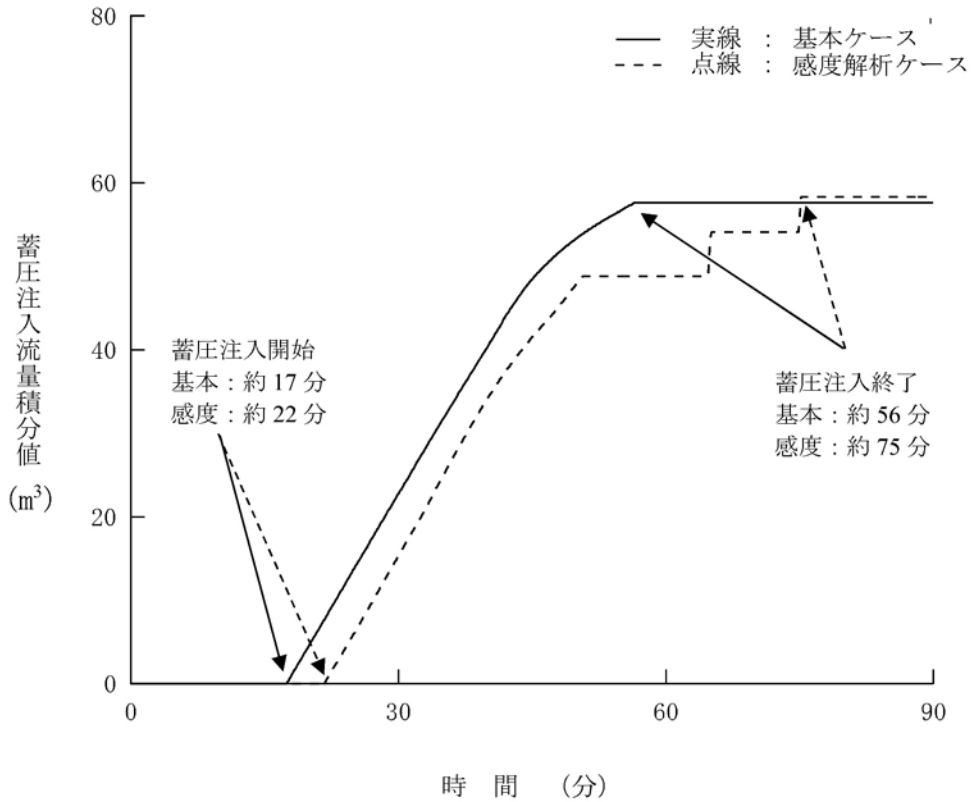
第1.15-286図 1次系圧力の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



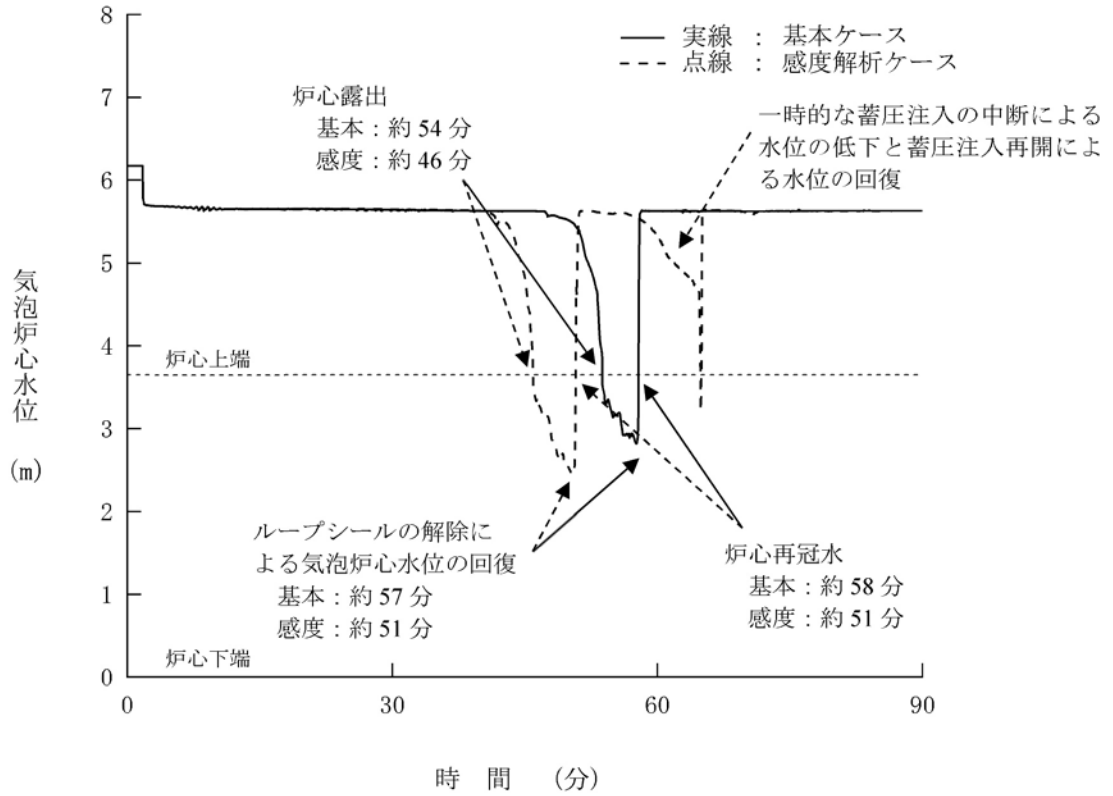
第1.15-287図 1次系保有水量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



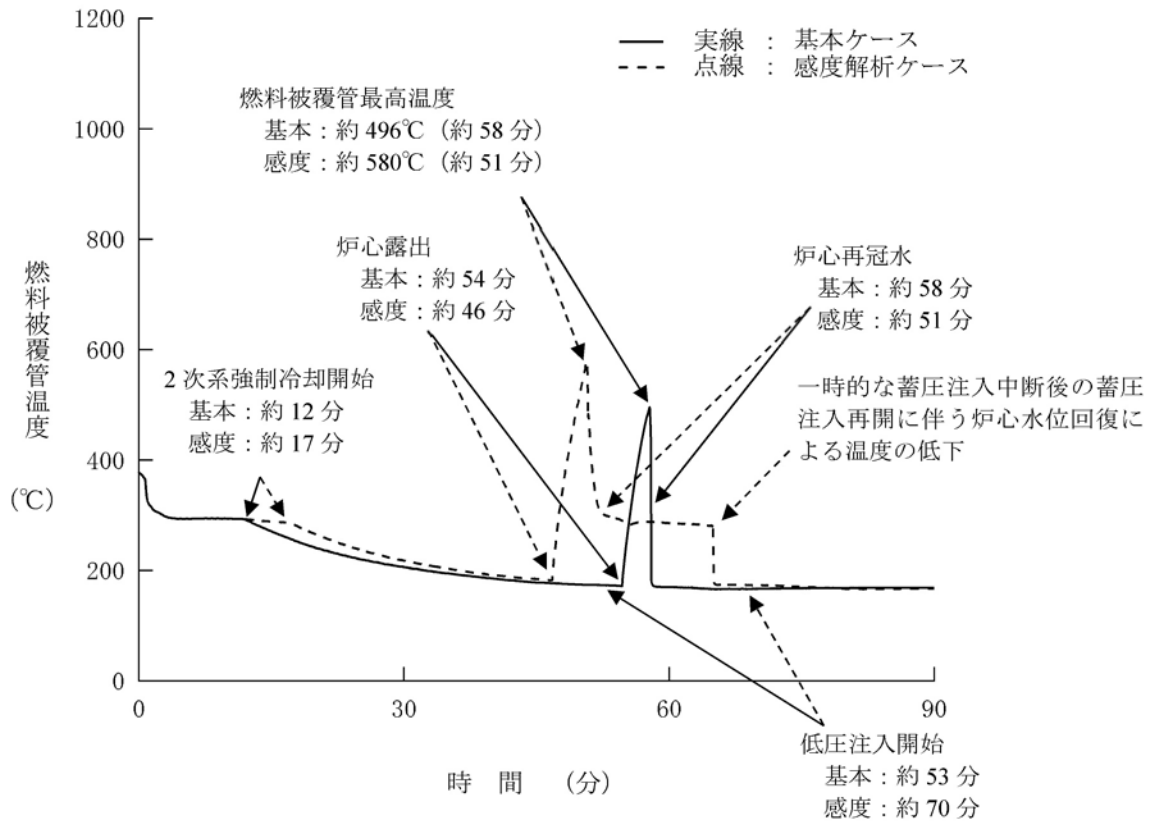
第1.15-288図 炉心入口流量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



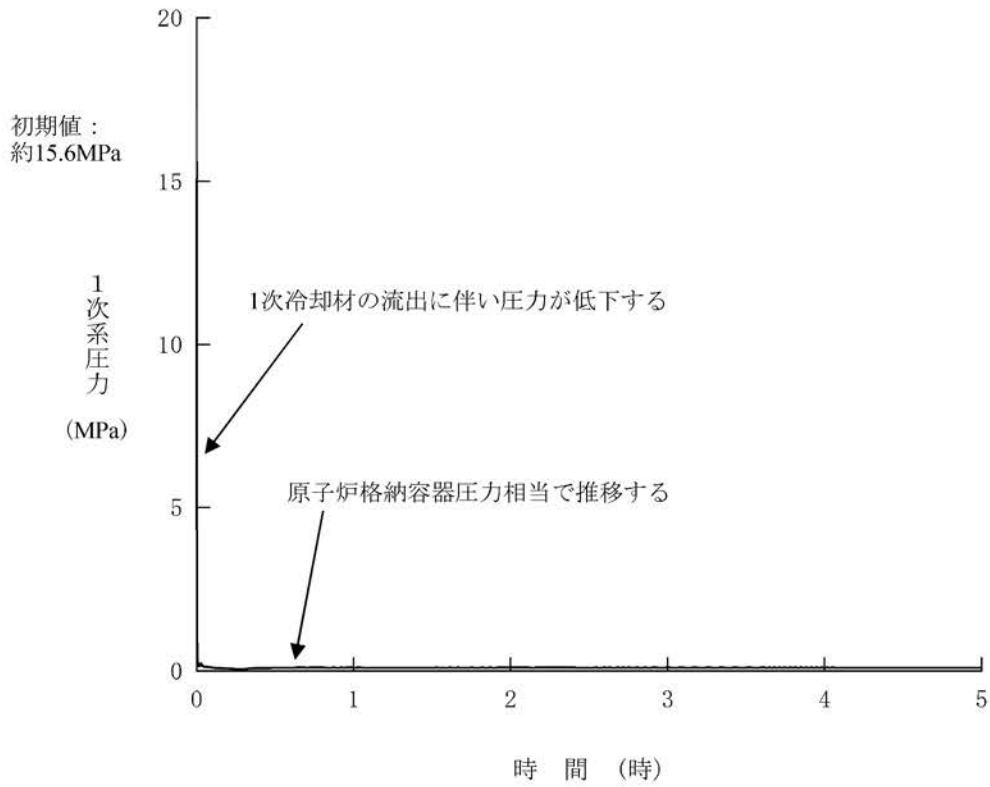
第1.15-289図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



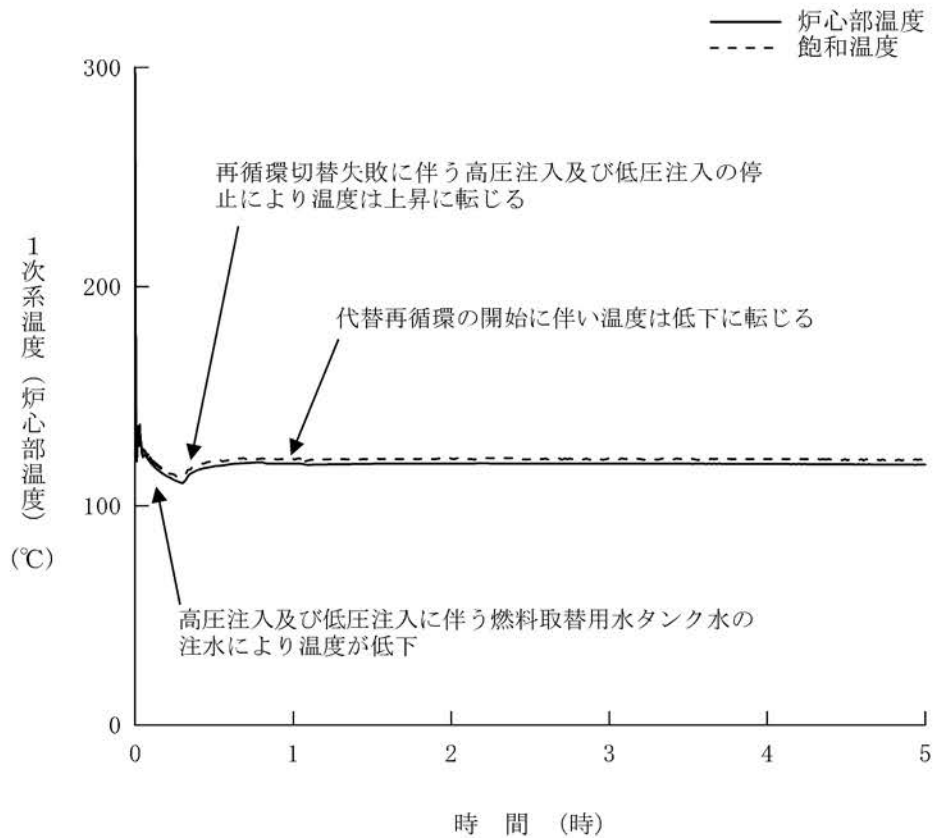
第1.15-290図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



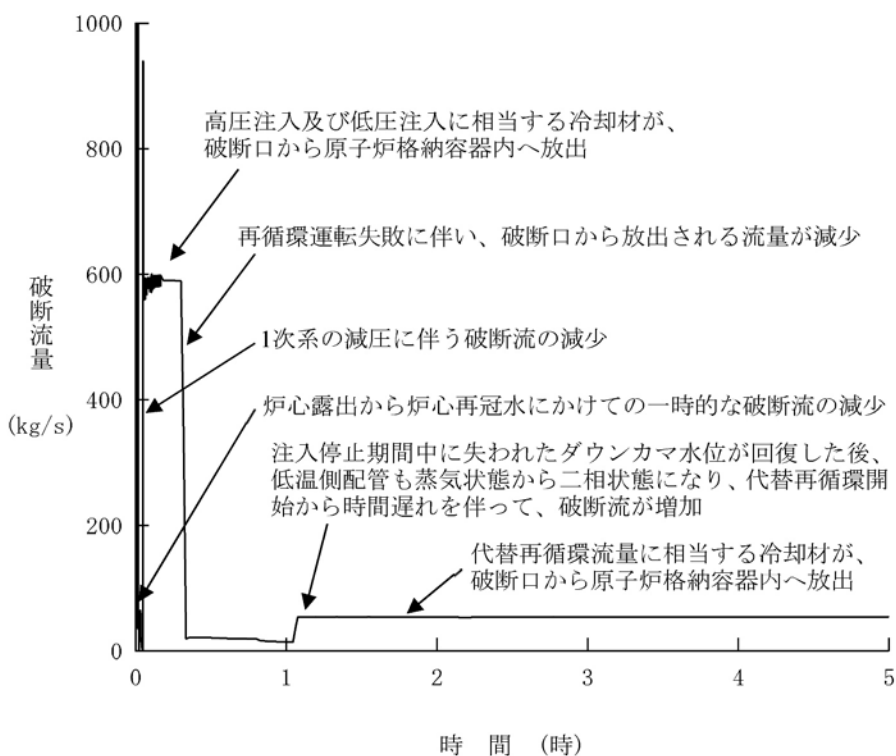
第1.15-291図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



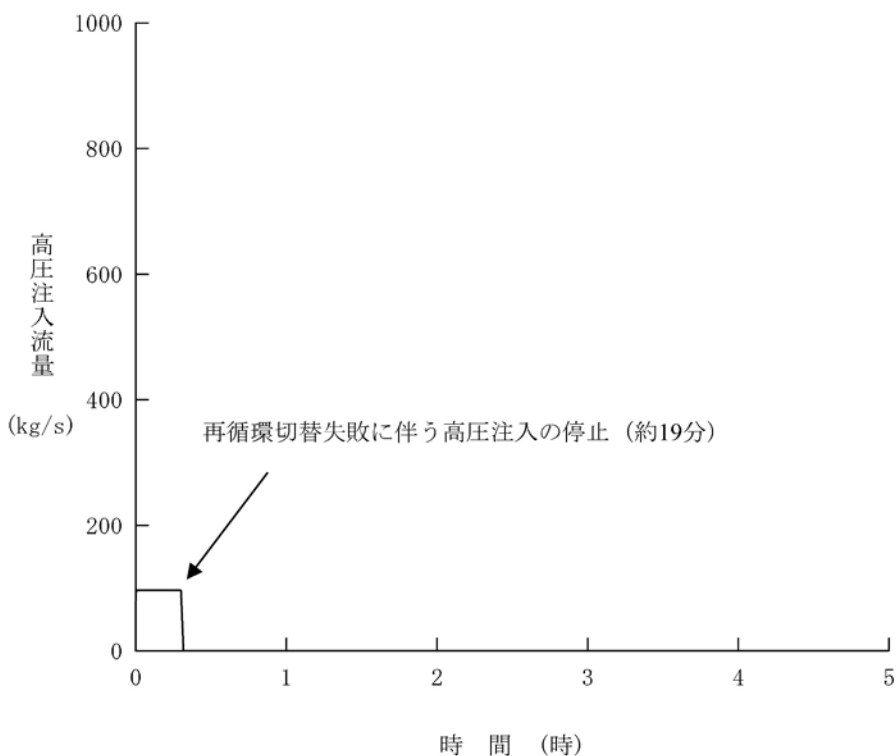
第1.15-292図 1次系圧力の推移



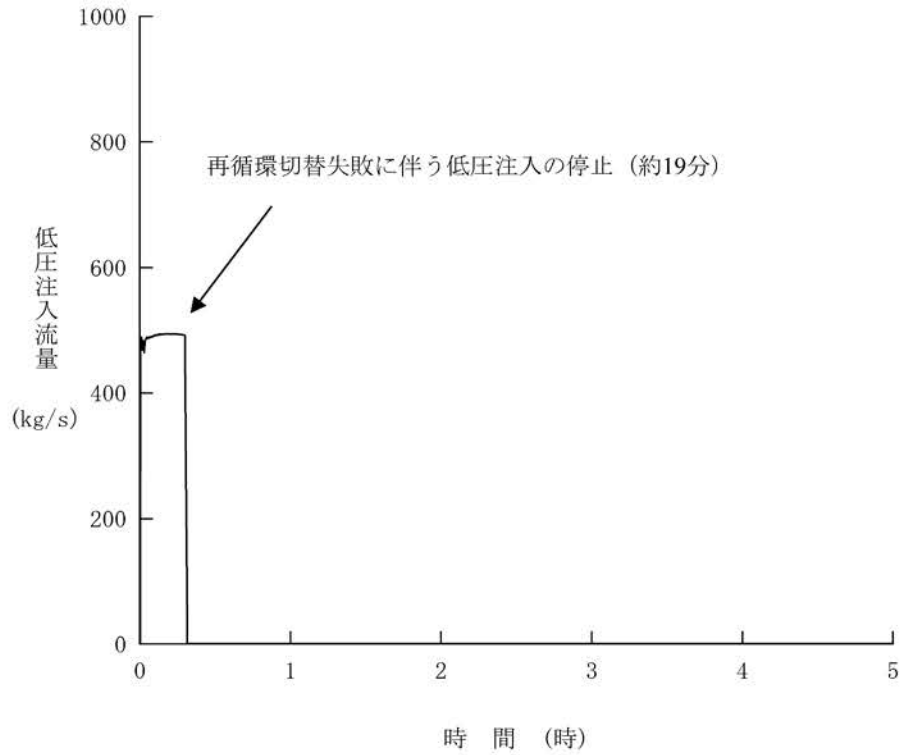
第1.15-293図 1次系温度(炉心部温度)の推移



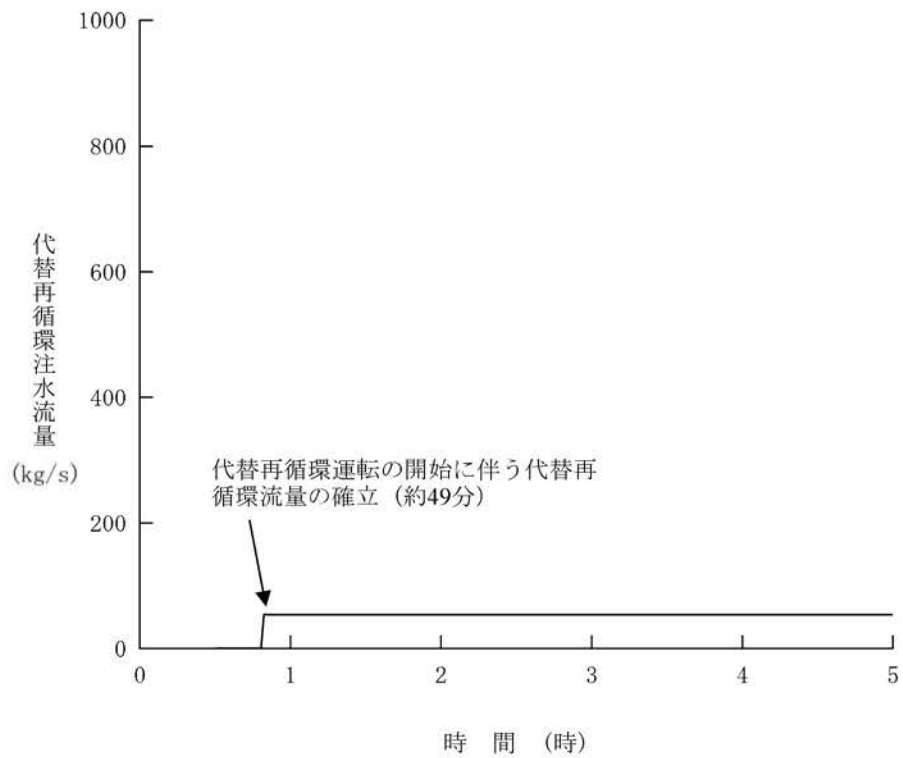
第1.15-294図 破断流量の推移



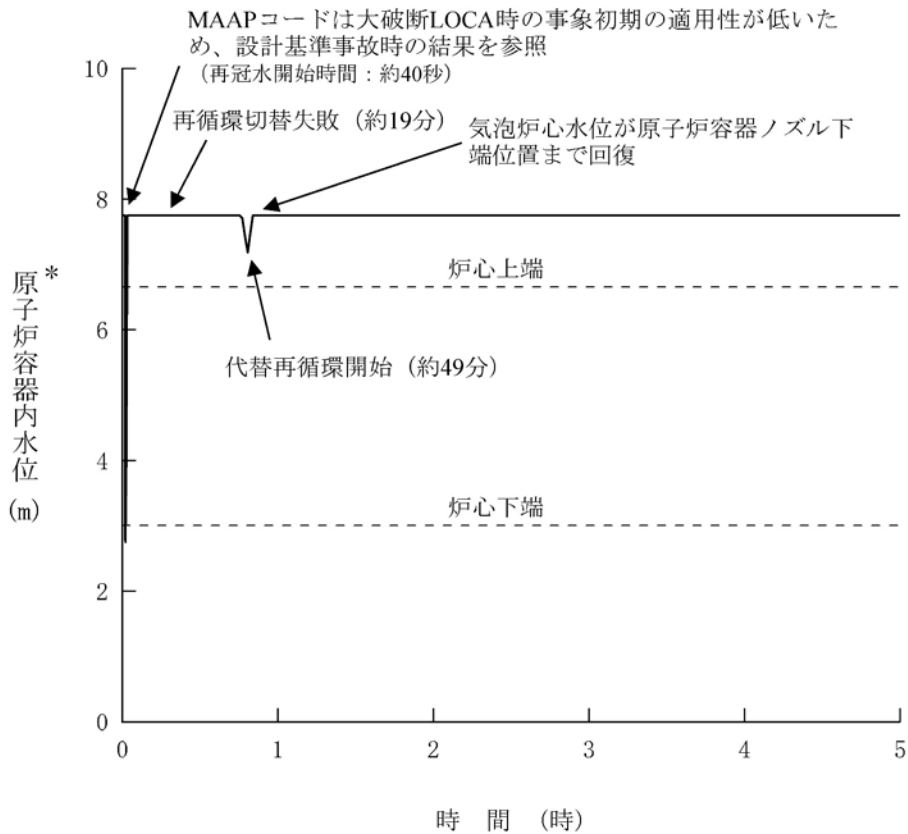
第1.15-295図 高圧注入流量の推移



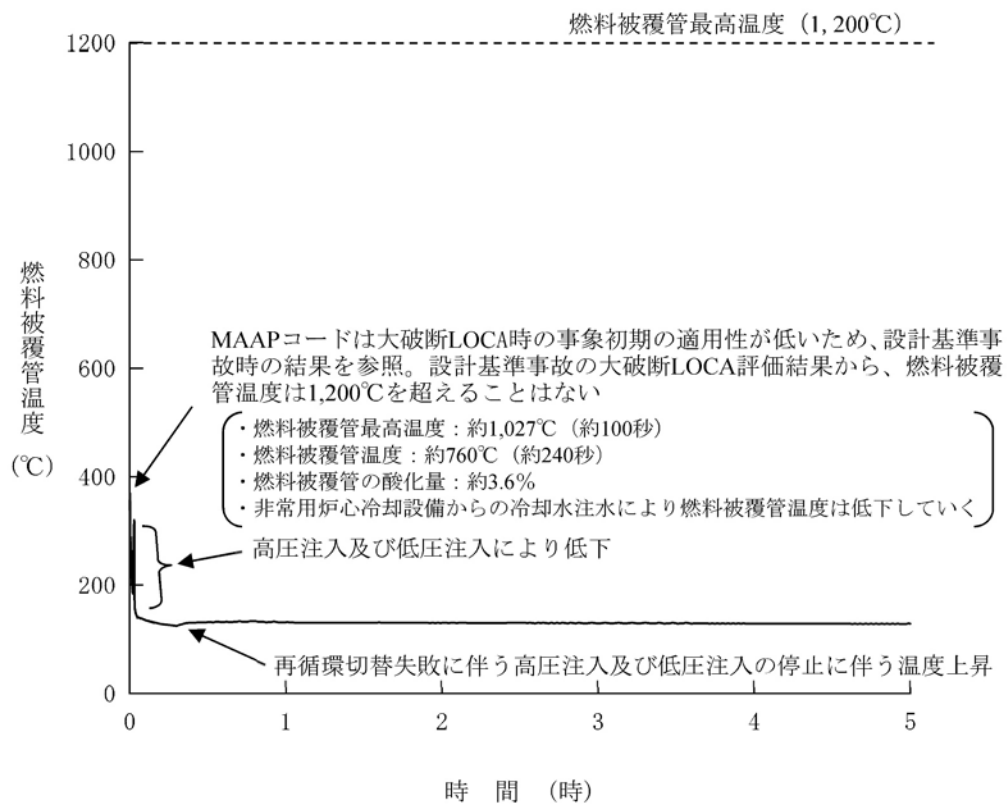
第1.15-296図 低圧注入流量の推移



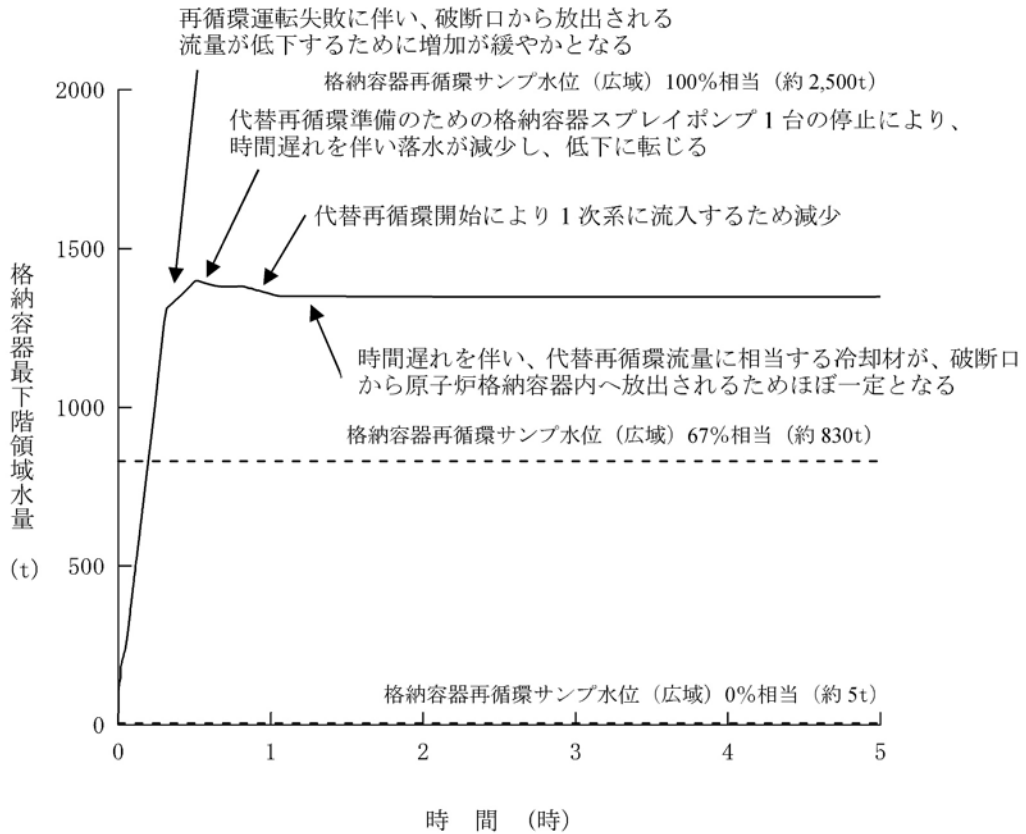
第1.15-297図 代替再循環注水流量の推移



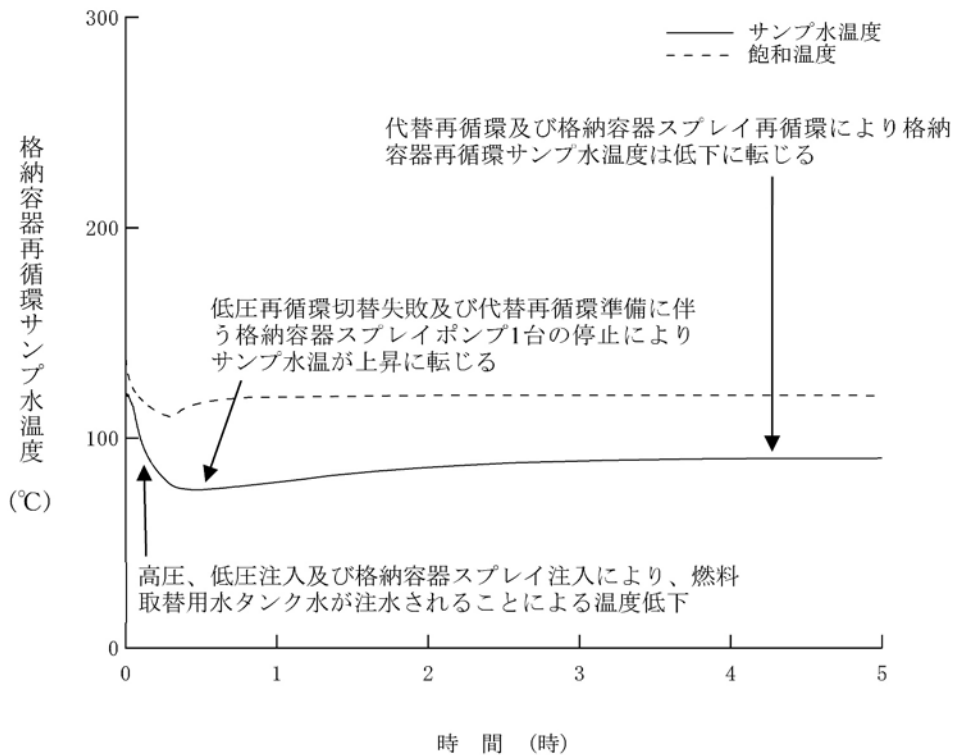
*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
第1.15-298図 原子炉容器内水位の推移



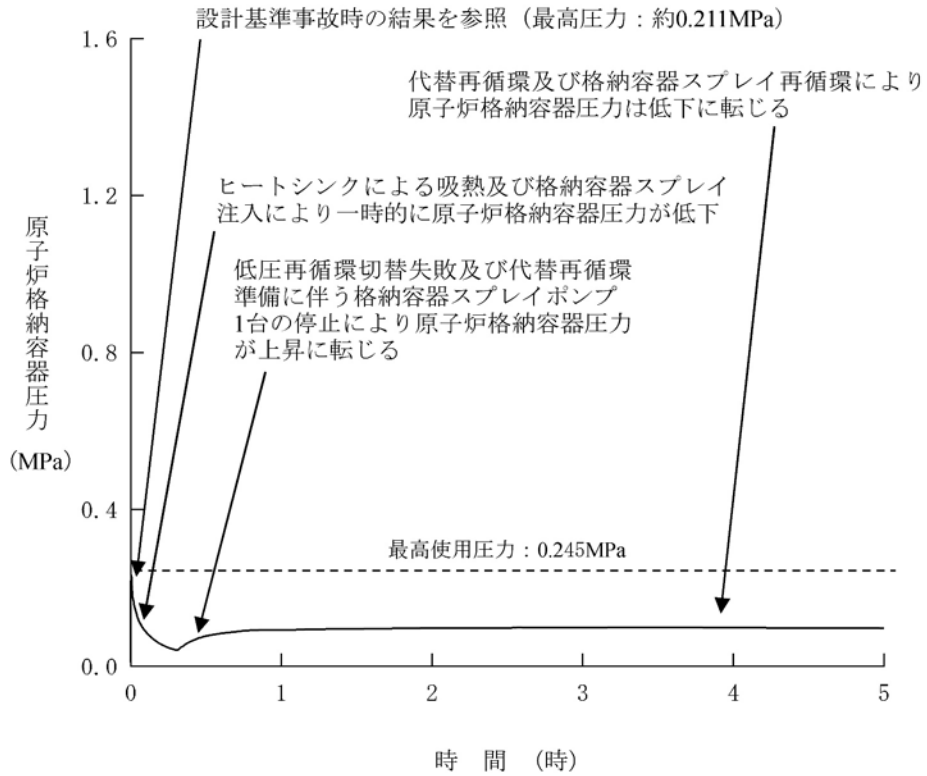
第1.15-299図 燃料被覆管温度の推移



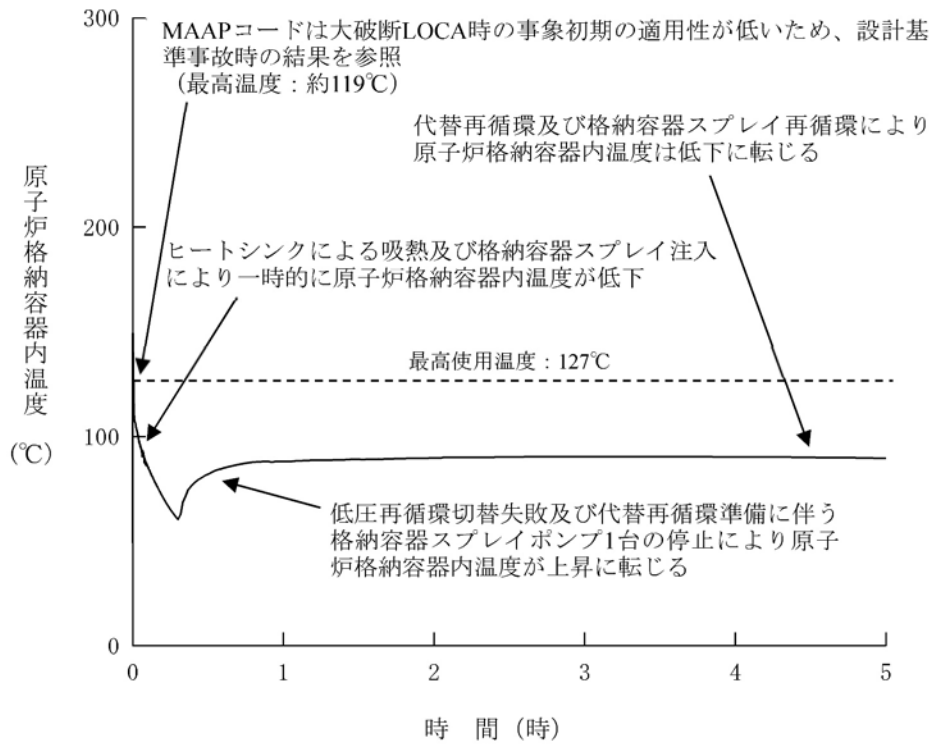
第1.15-300図 格納容器最下階領域水量の推移



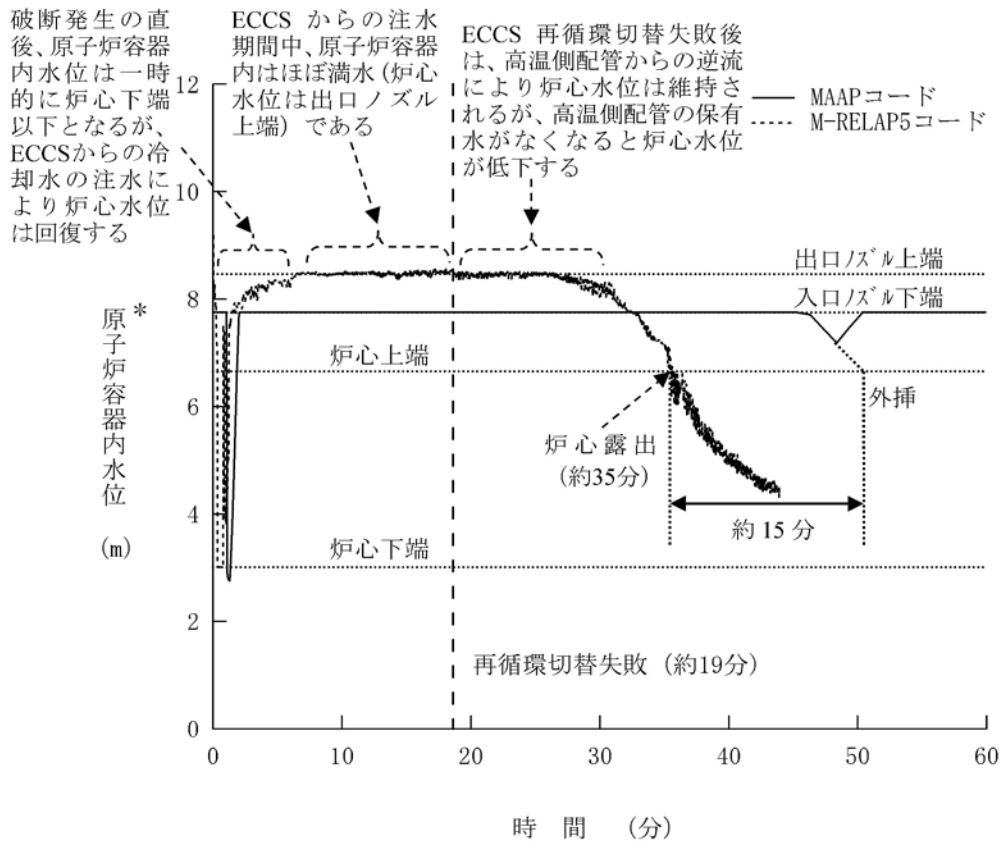
第1.15-301図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



第1.15-302図 原子炉格納容器圧力の推移

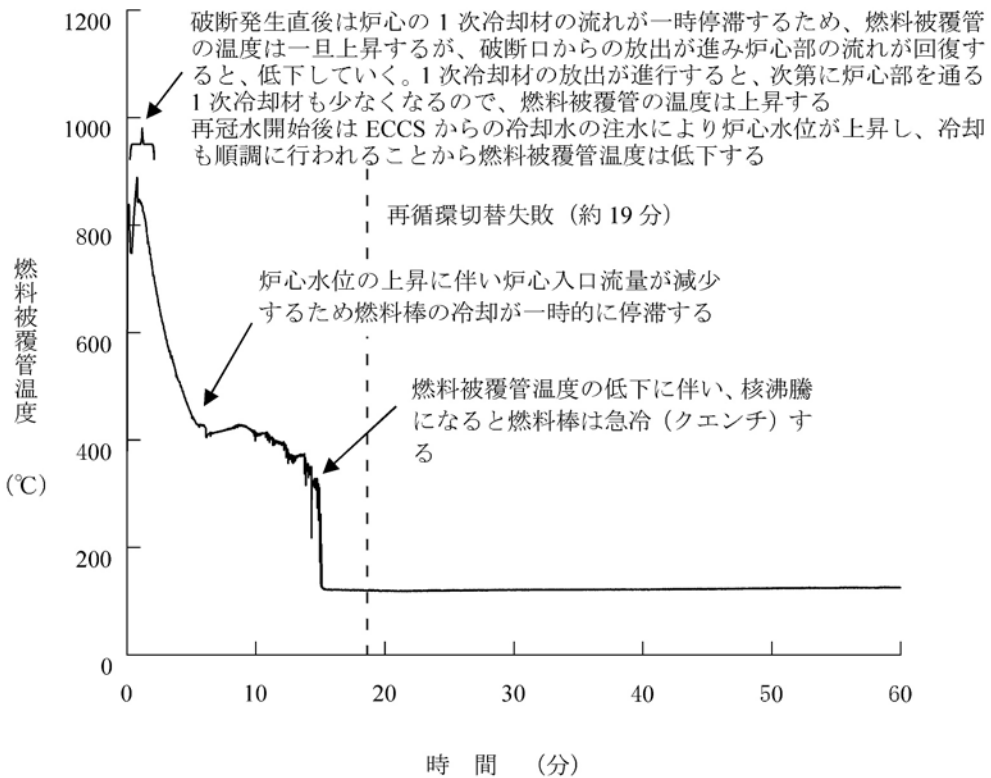


第1.15-303図 原子炉格納容器内温度の推移

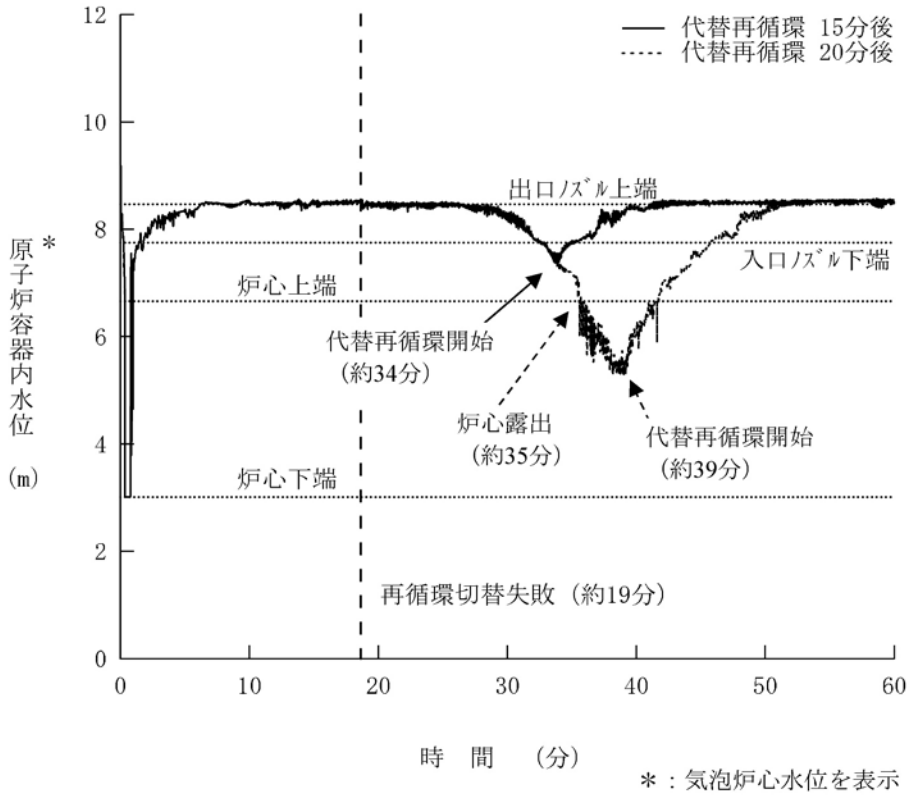


* : MAAP コードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

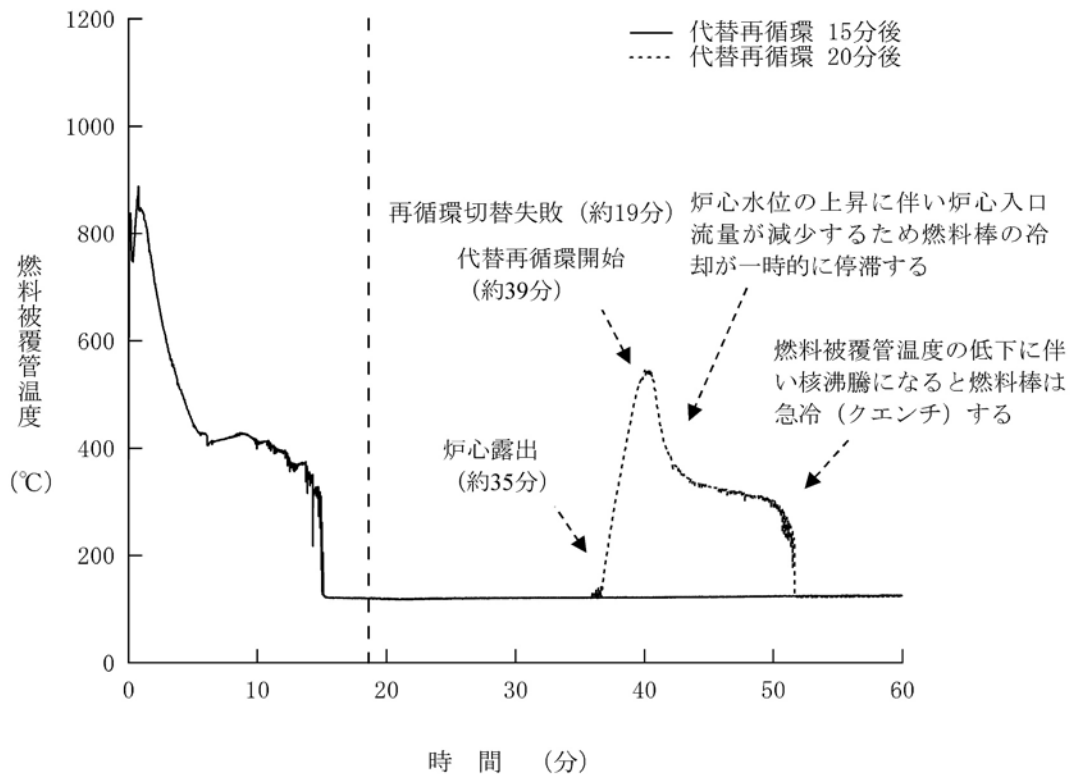
第1.15-304図 原子炉容器内水位の推移(コード間比較)



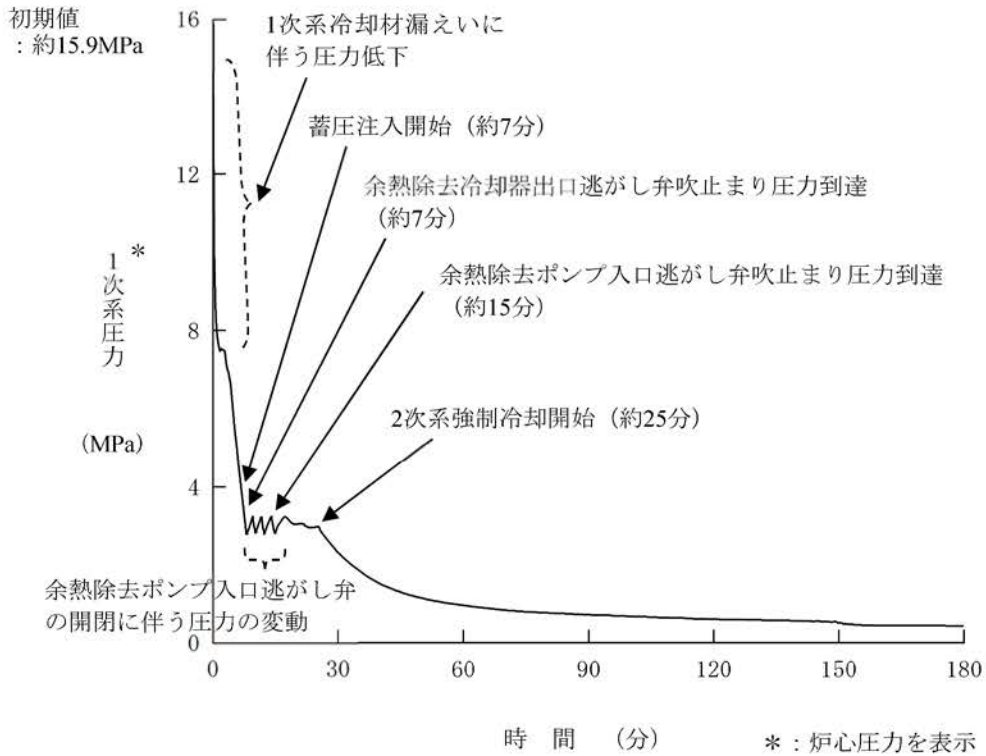
第1.15-305図 燃料被覆管温度の推移(M-RELAP5コード)



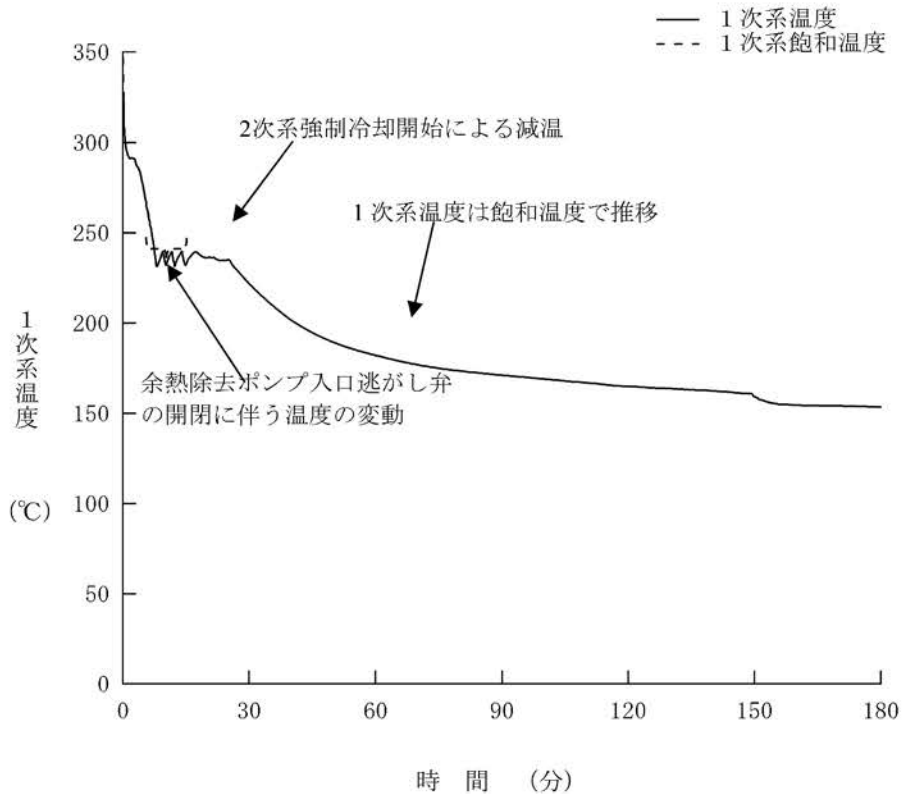
第1.15-306図 原子炉容器内水位の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5コード)



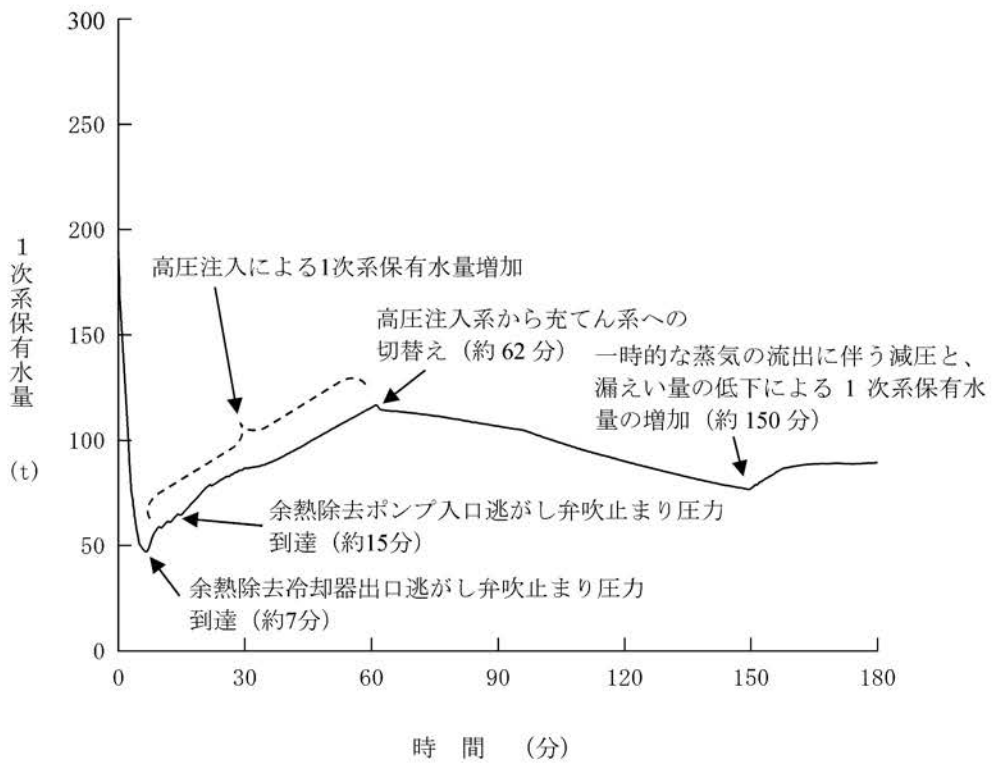
第1.15-307図 燃料被覆管温度の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5コード)



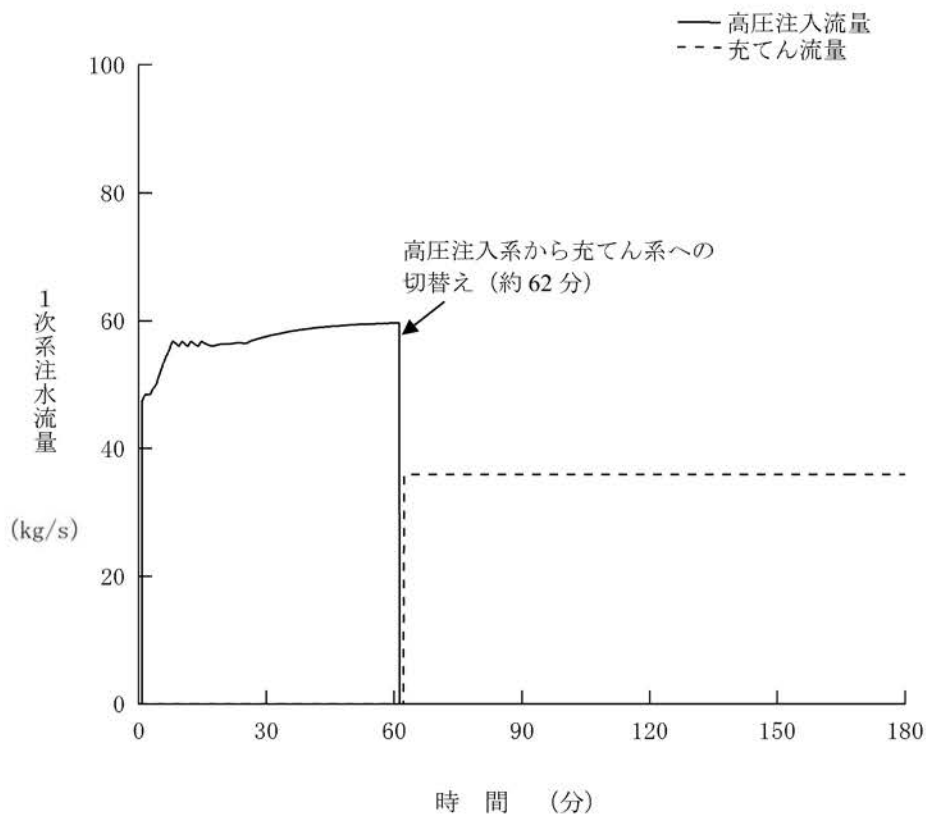
第1.15-308図 1次系圧力の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



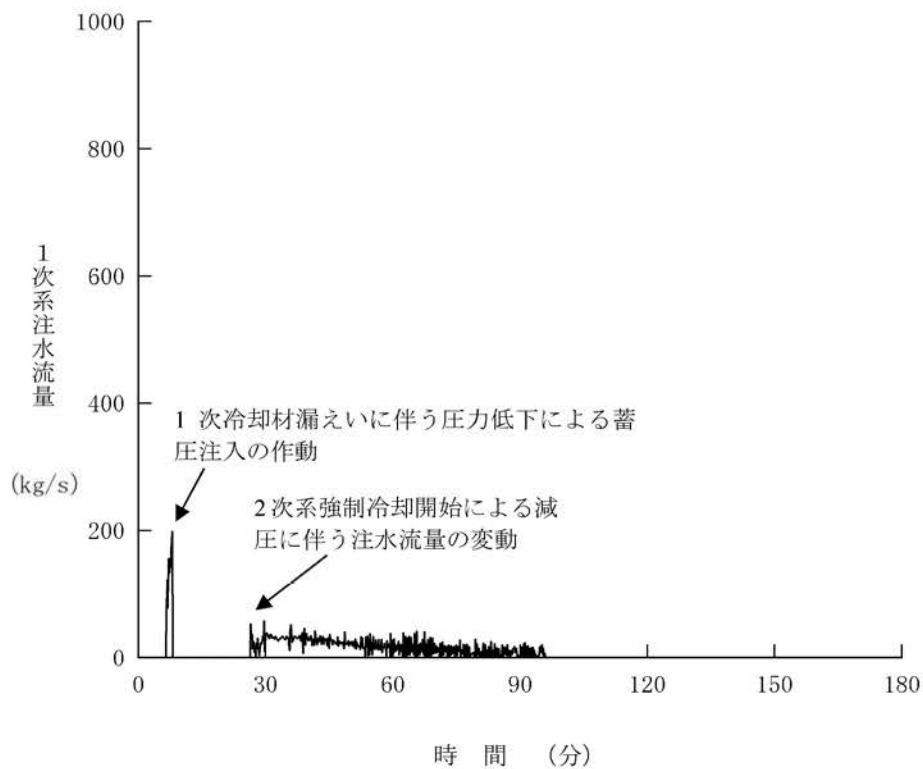
第1.15-309図 1次系温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



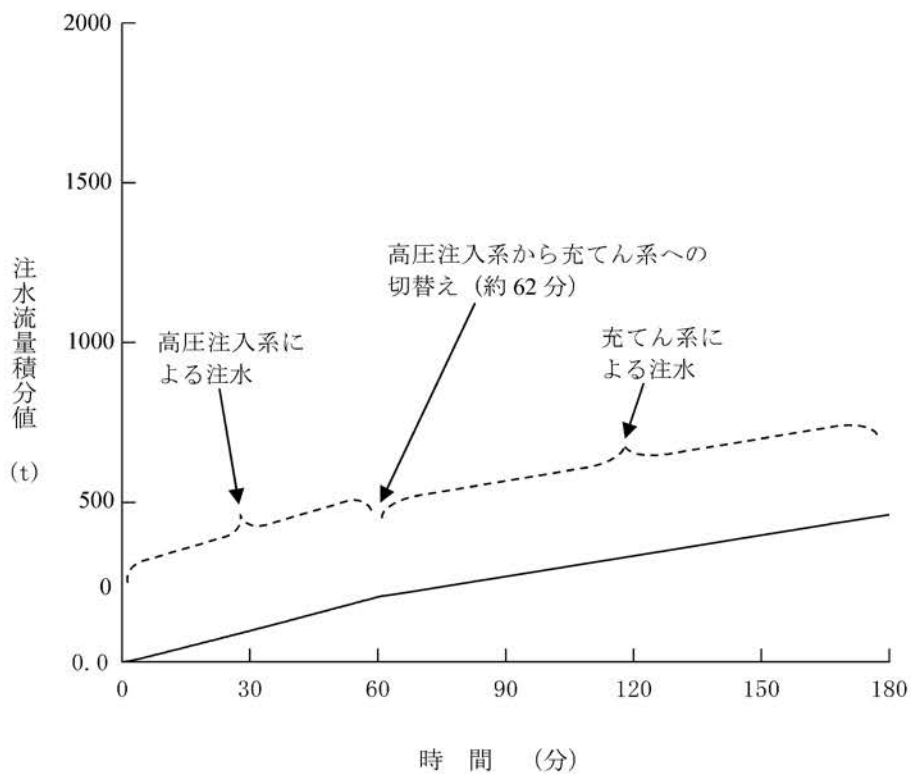
第1.15-310図 1次系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



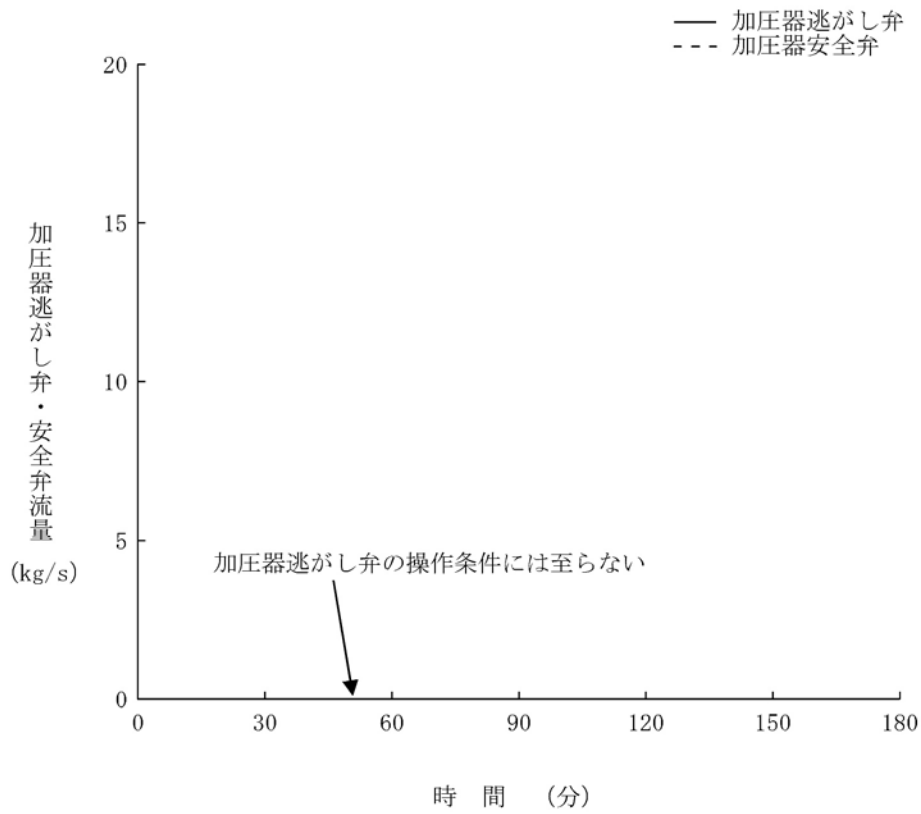
第1.15-311図 1次系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



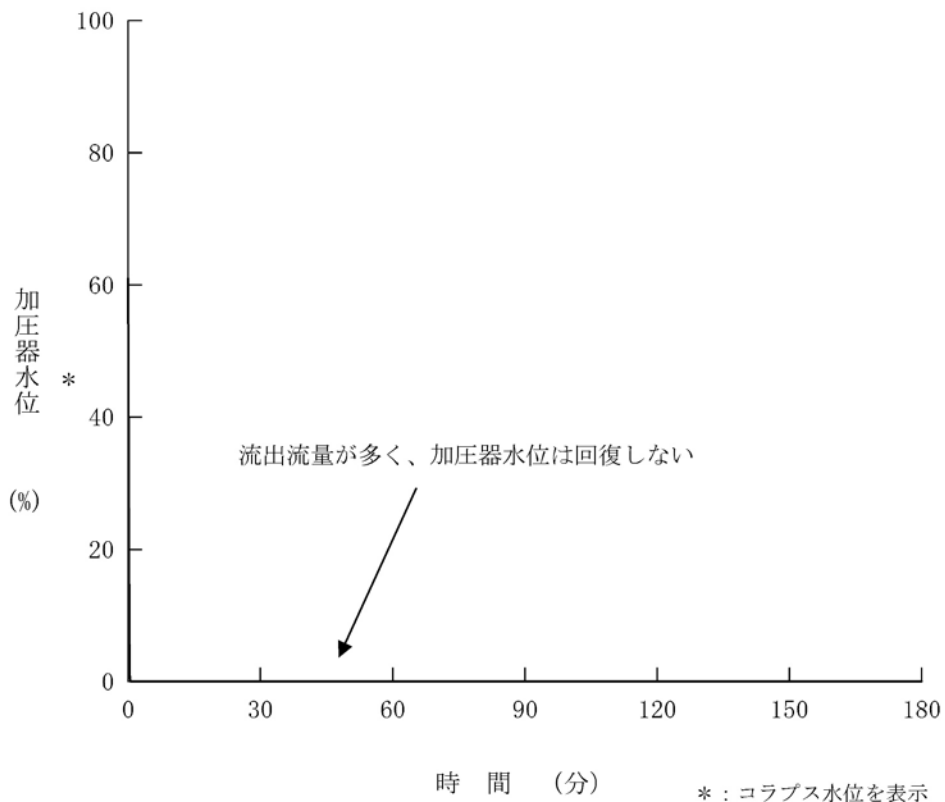
第1.15-312図 1次系注水流量(蓄圧注入)の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



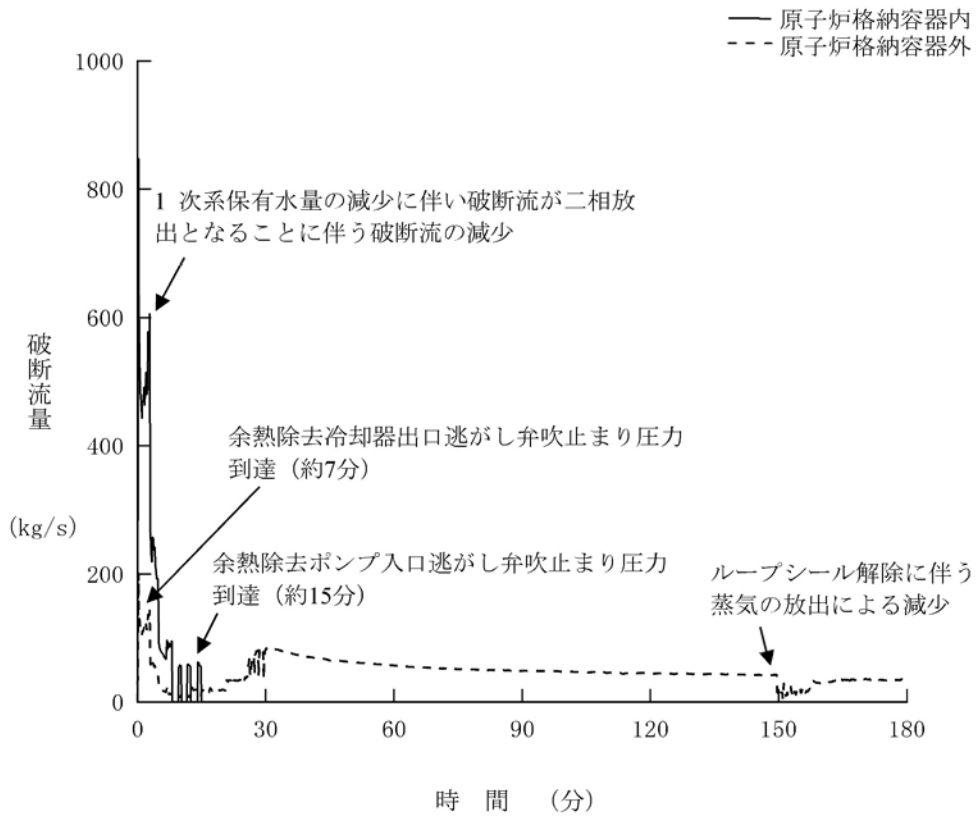
第1.15-313図 注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



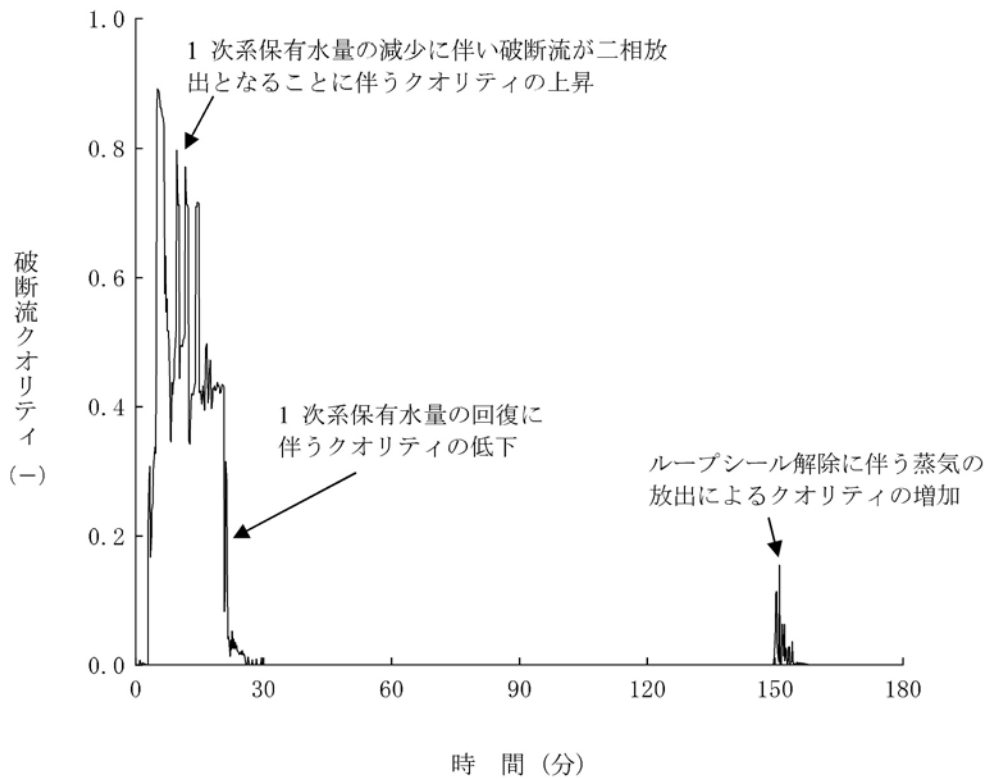
第1.15-314図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



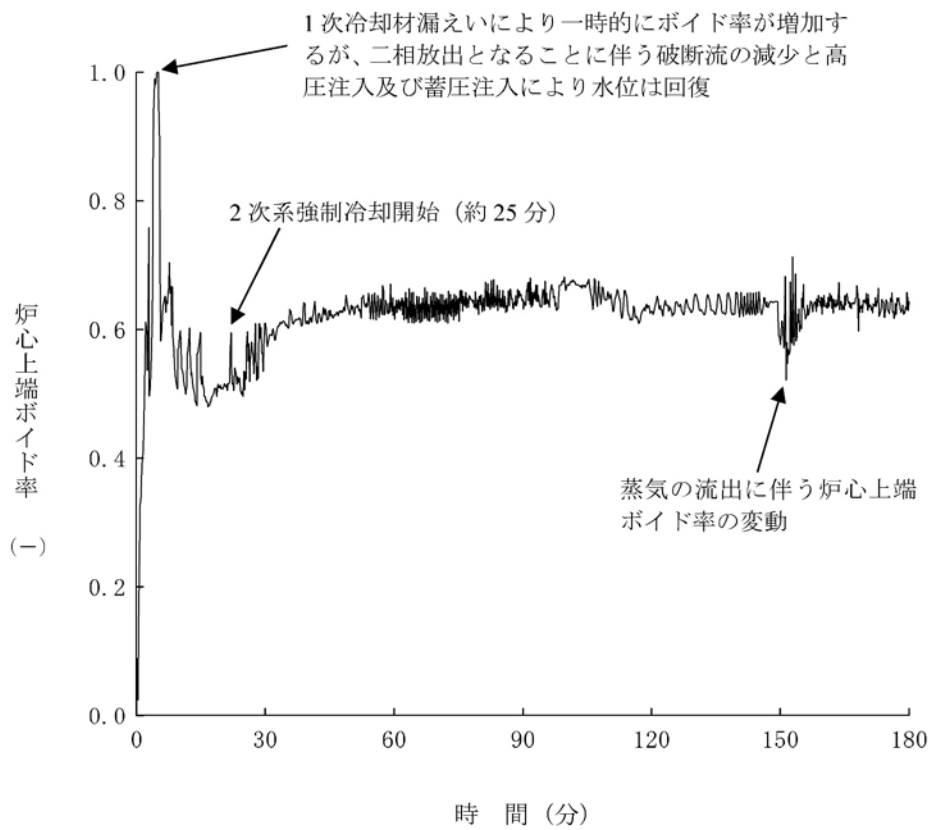
第1.15-315図 加圧器水位の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



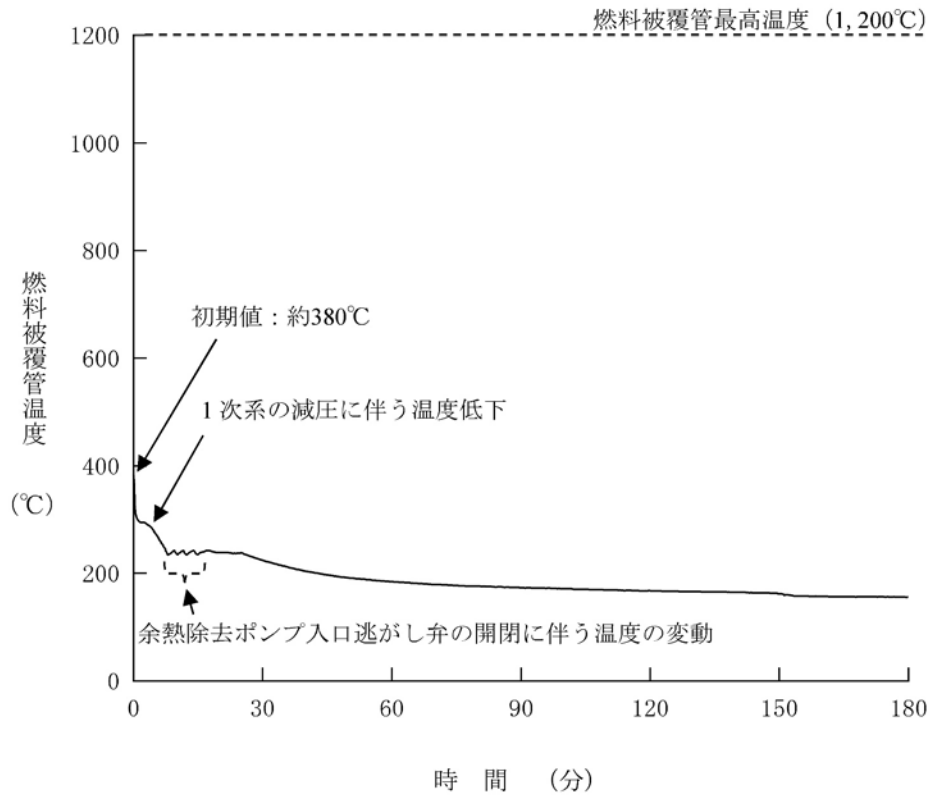
第1.15-316図 破断流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



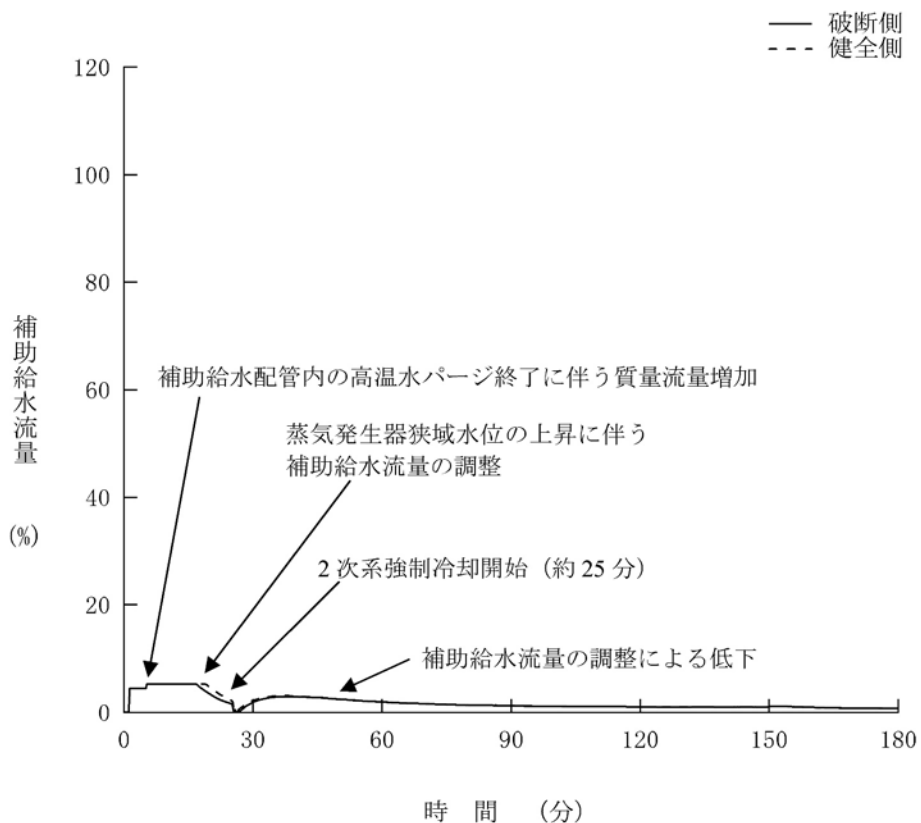
第1.15-317図 破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステムLOCA)



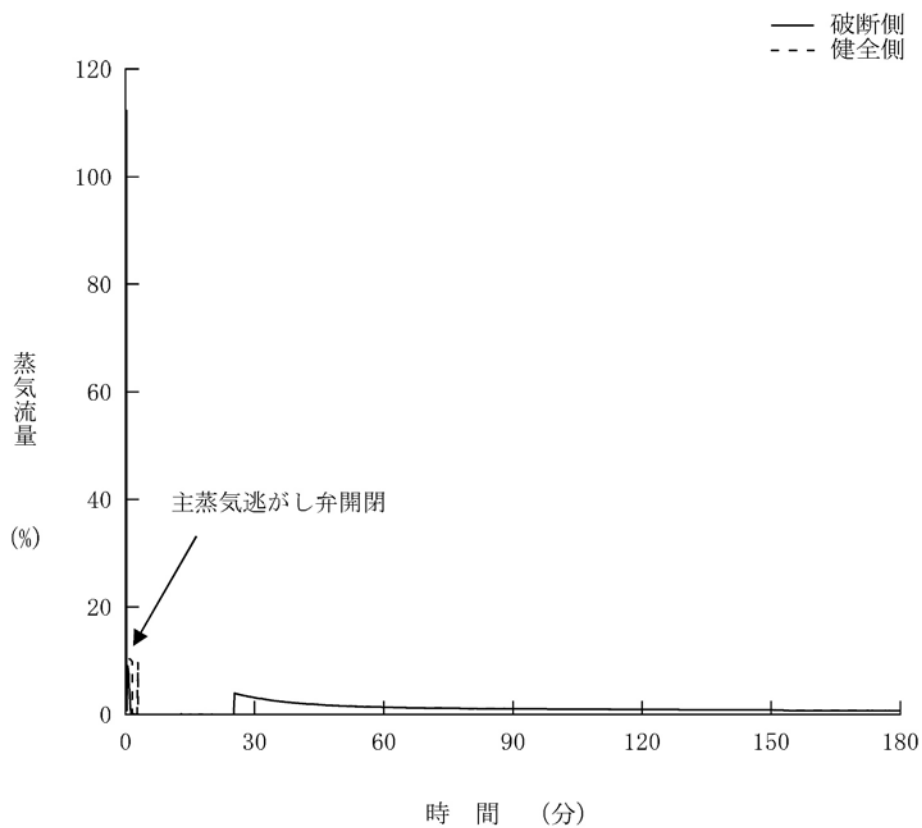
第1.15-318図 炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



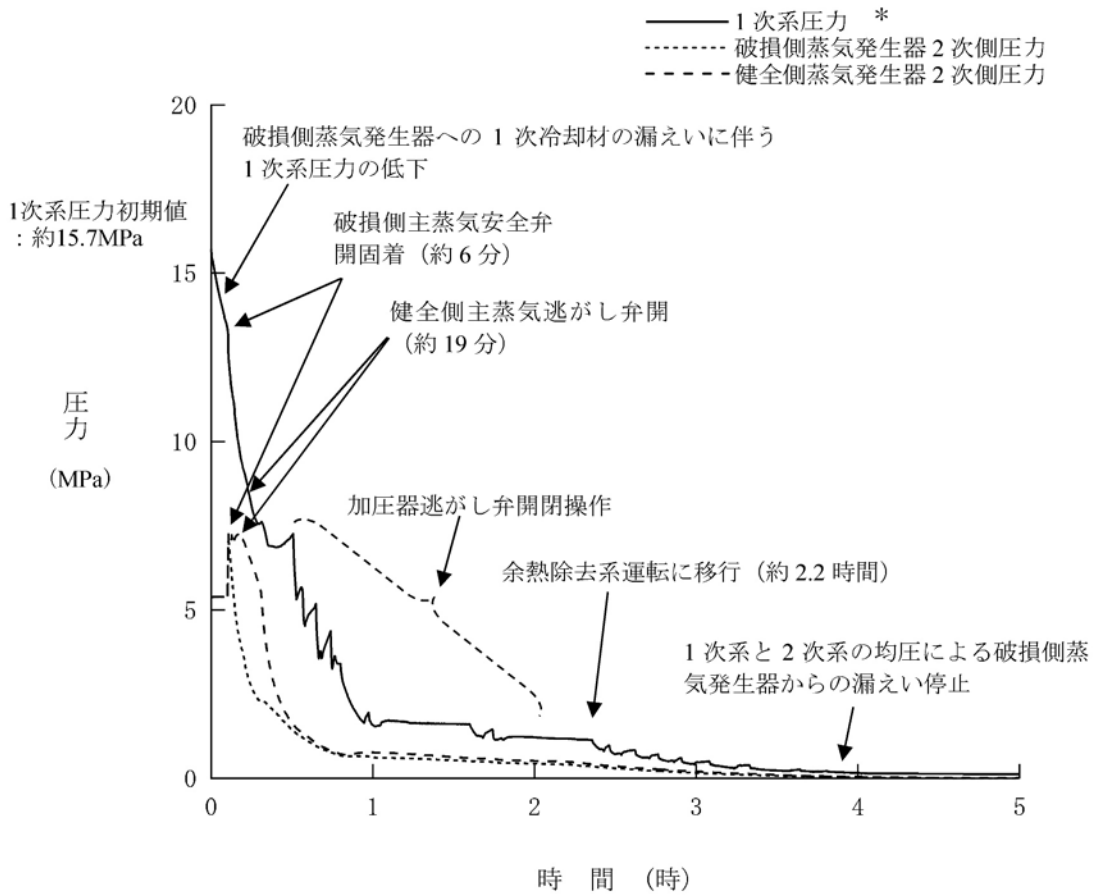
第1.15-319図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



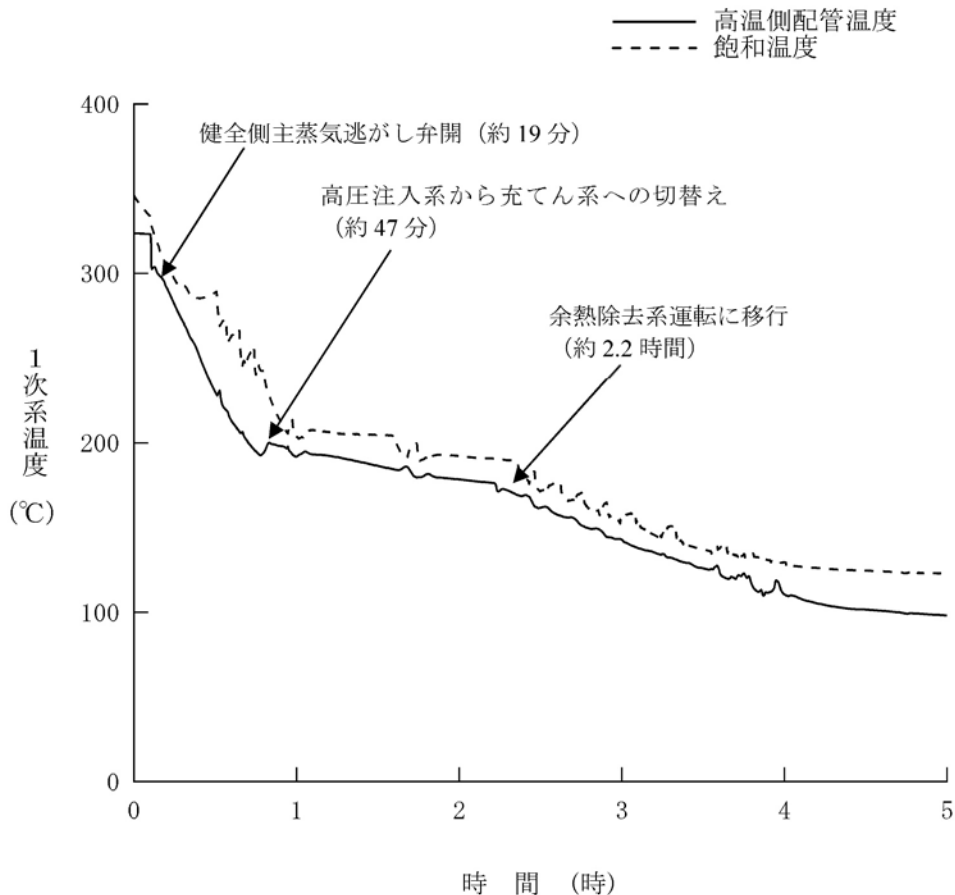
第1.15-320図 補助給水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



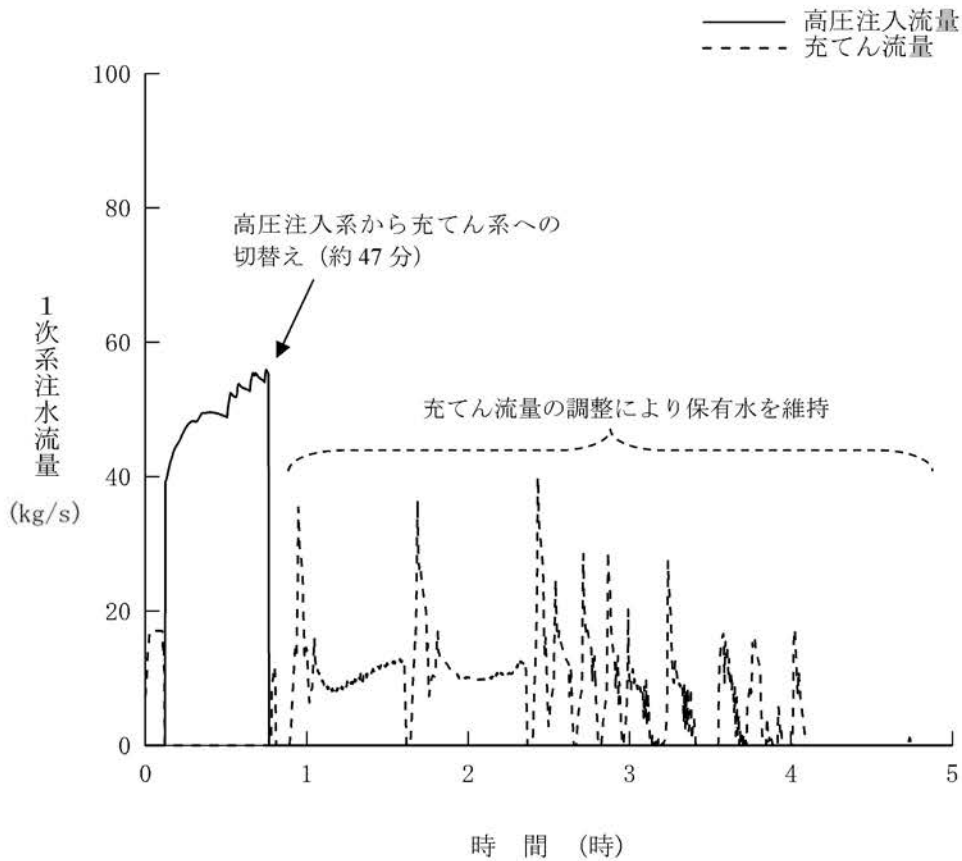
第1.15-321図 蒸気流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



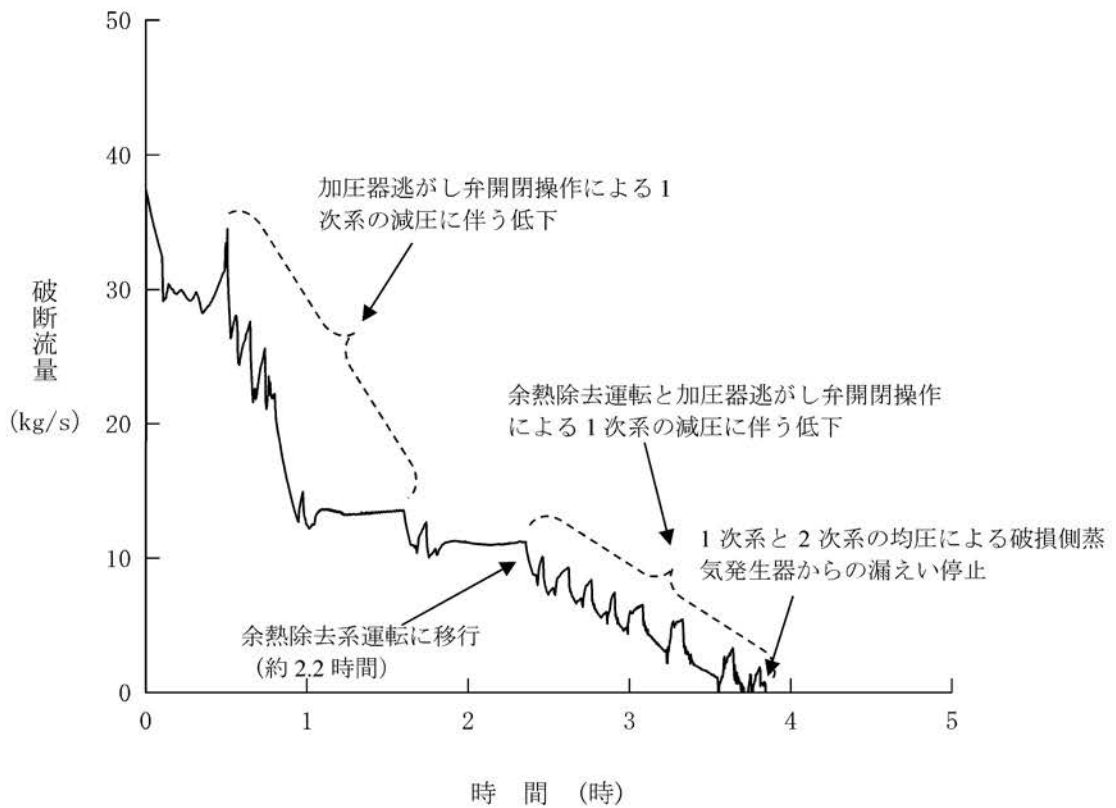
第1.15-322図 1、2次系圧力の推移(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



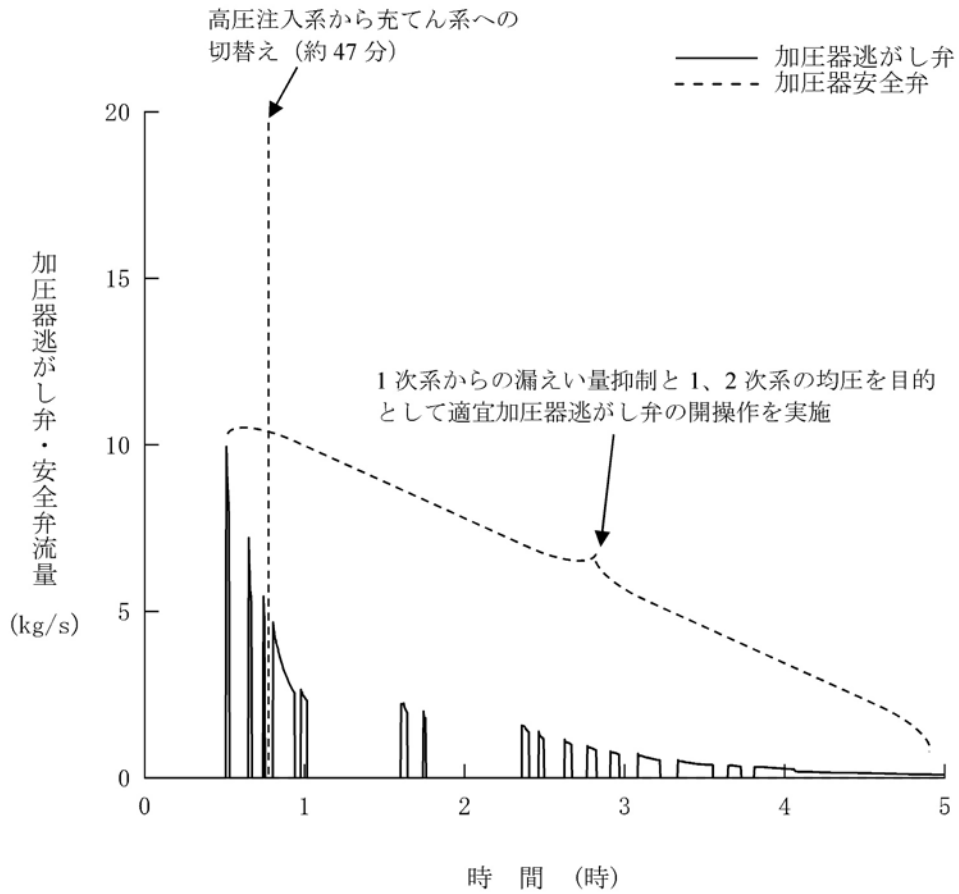
第1.15-323図 1次系温度の推移(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



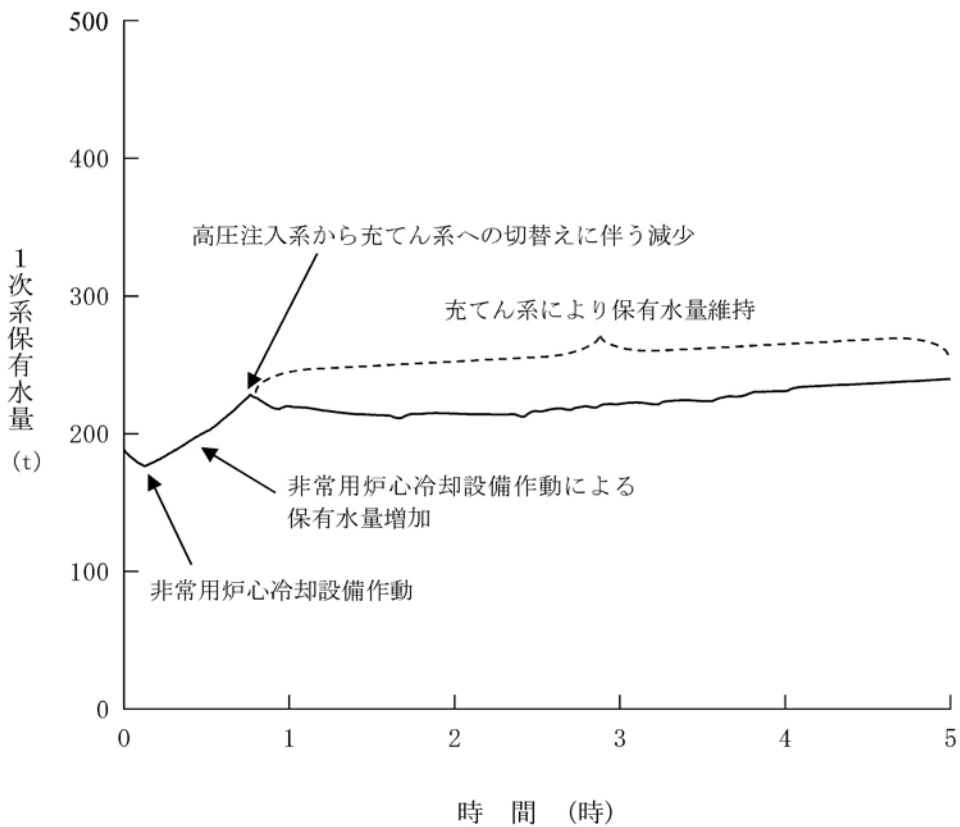
第1.15-324図 1次系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



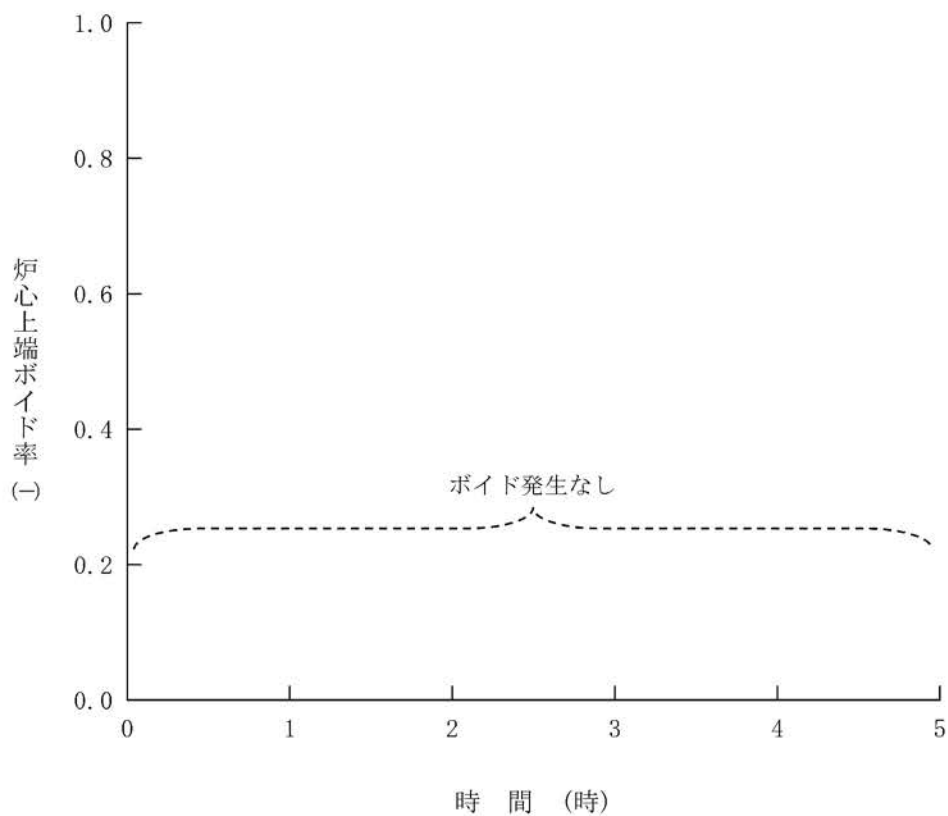
第1.15-325図 破断流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



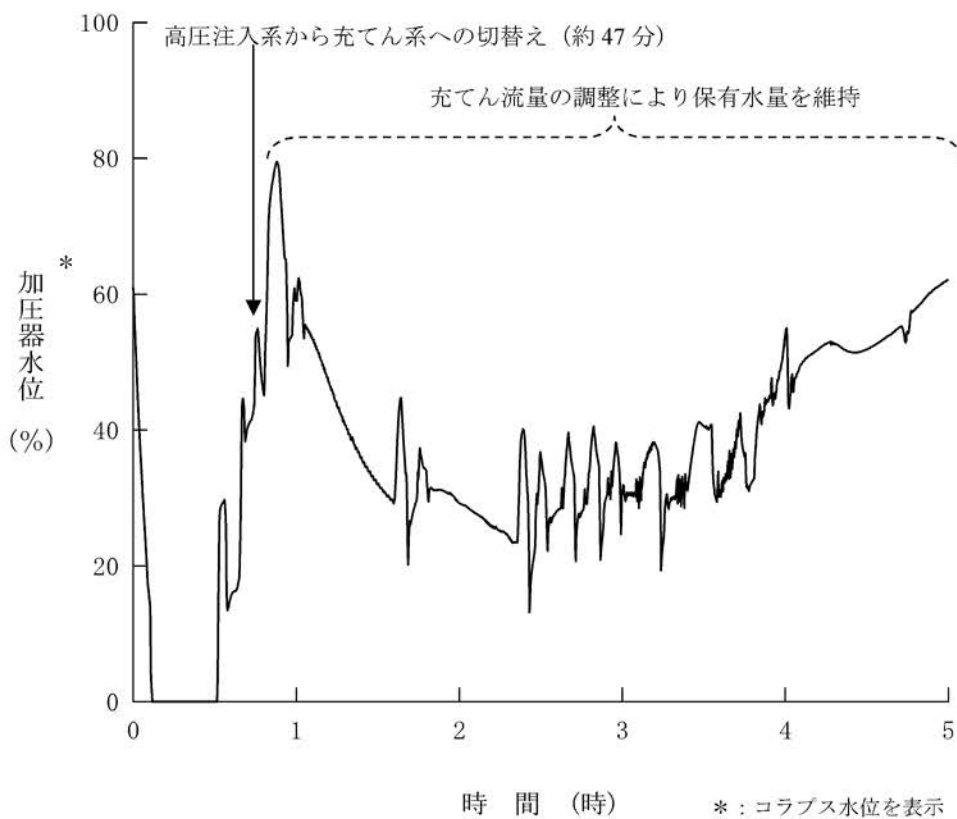
第1.15-326図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



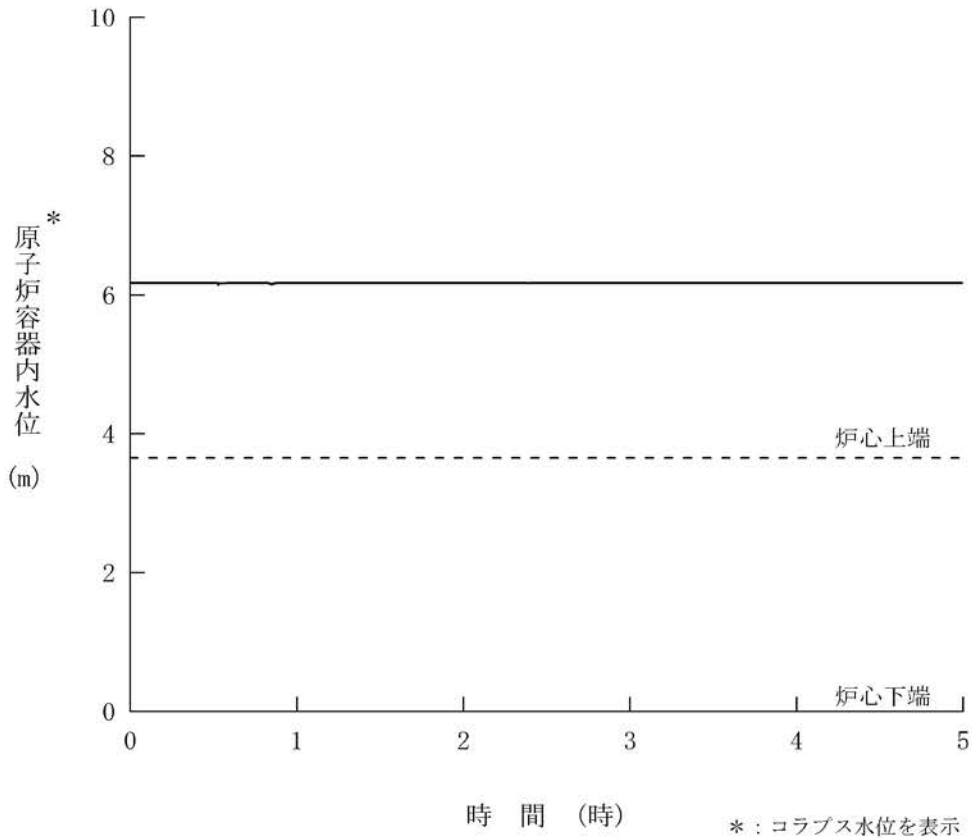
第1.15-327図 1次系保有水量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



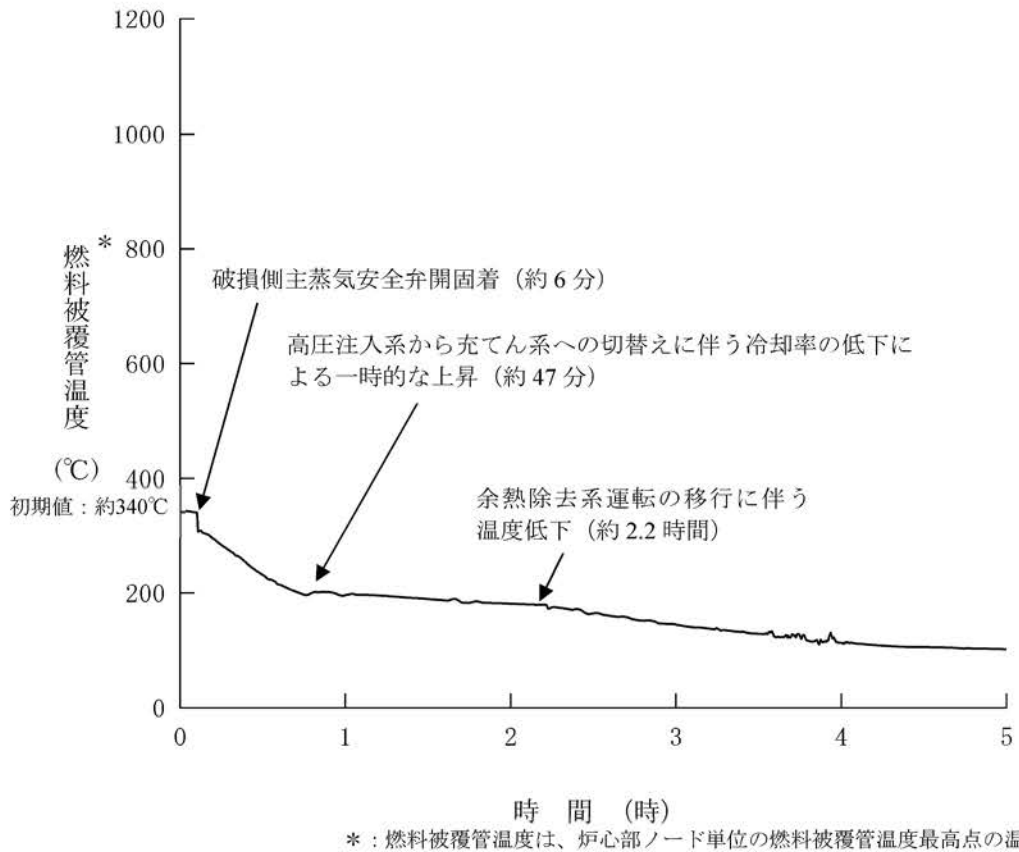
第1.15-328図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



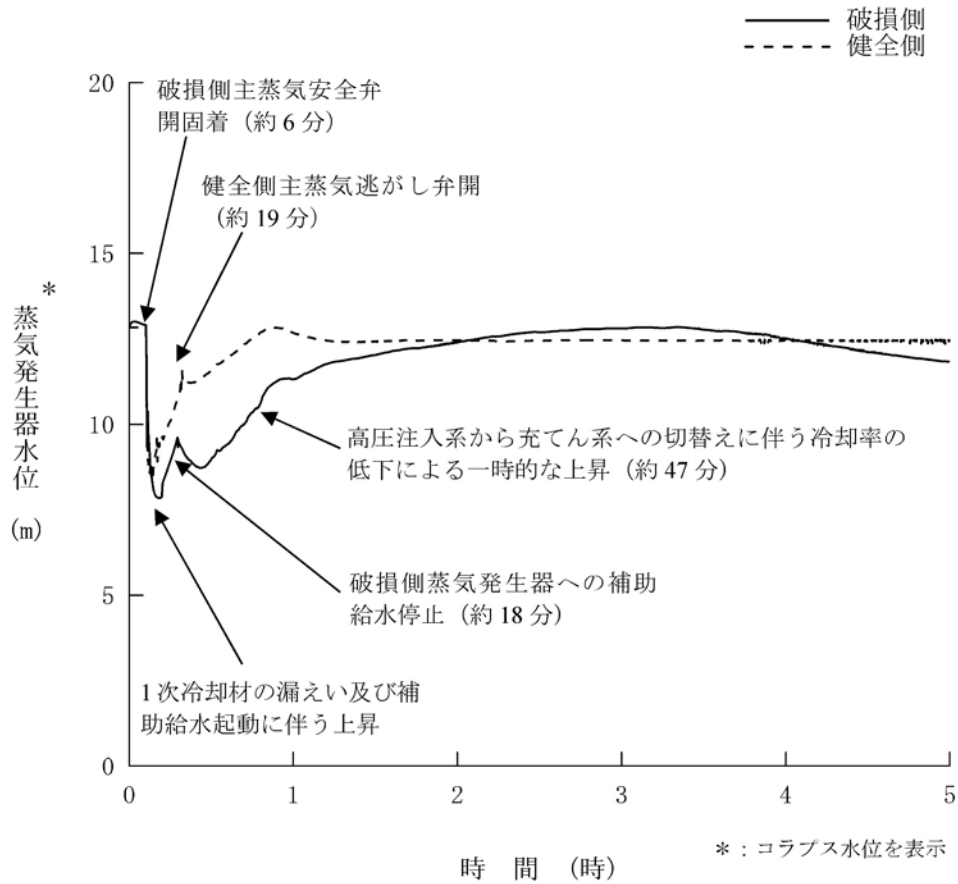
第1.15-329図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



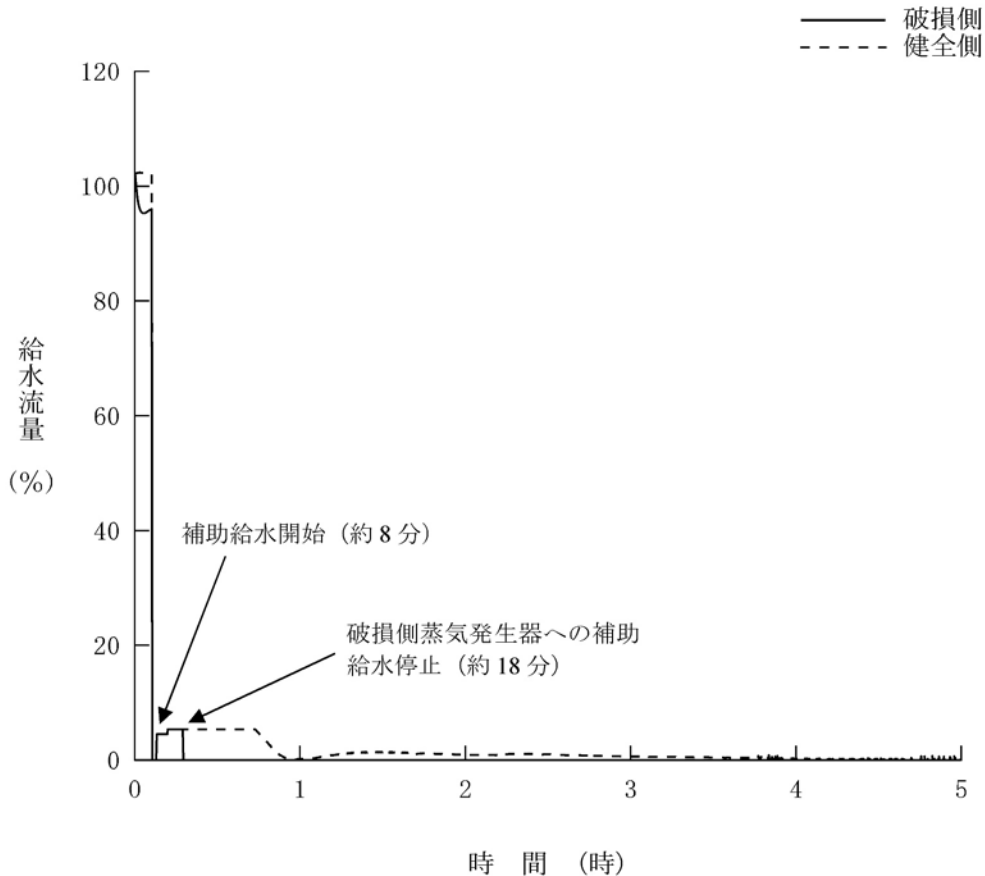
第1.15-330図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



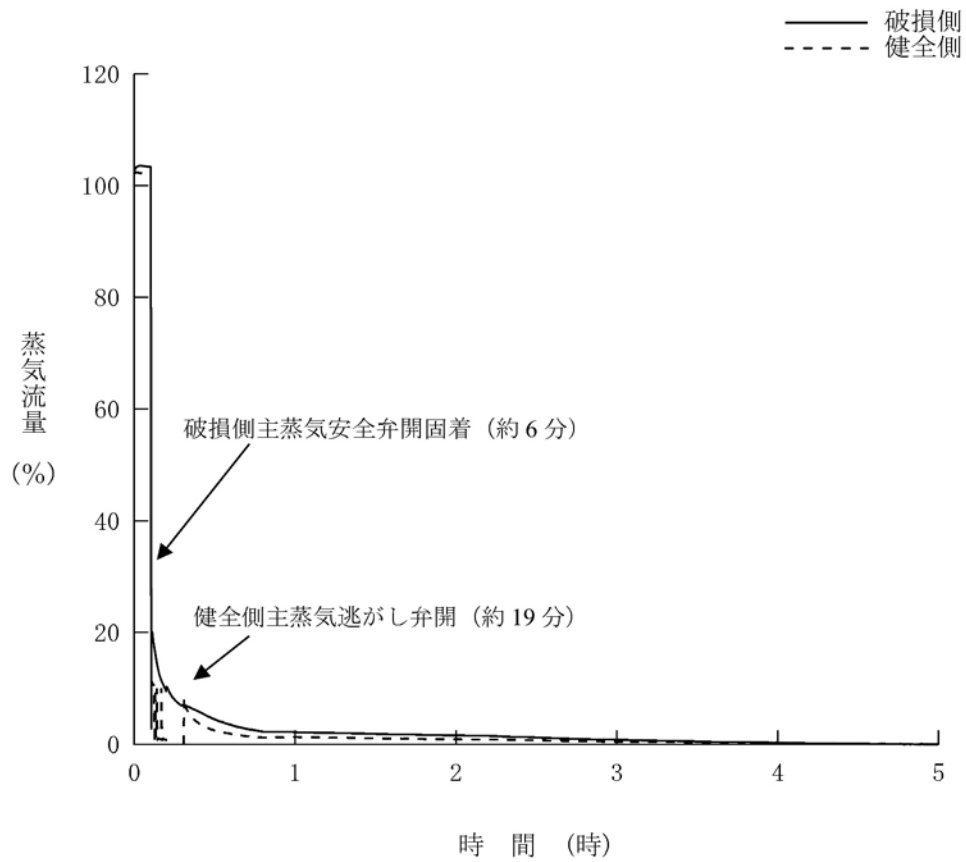
第1.15-331図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



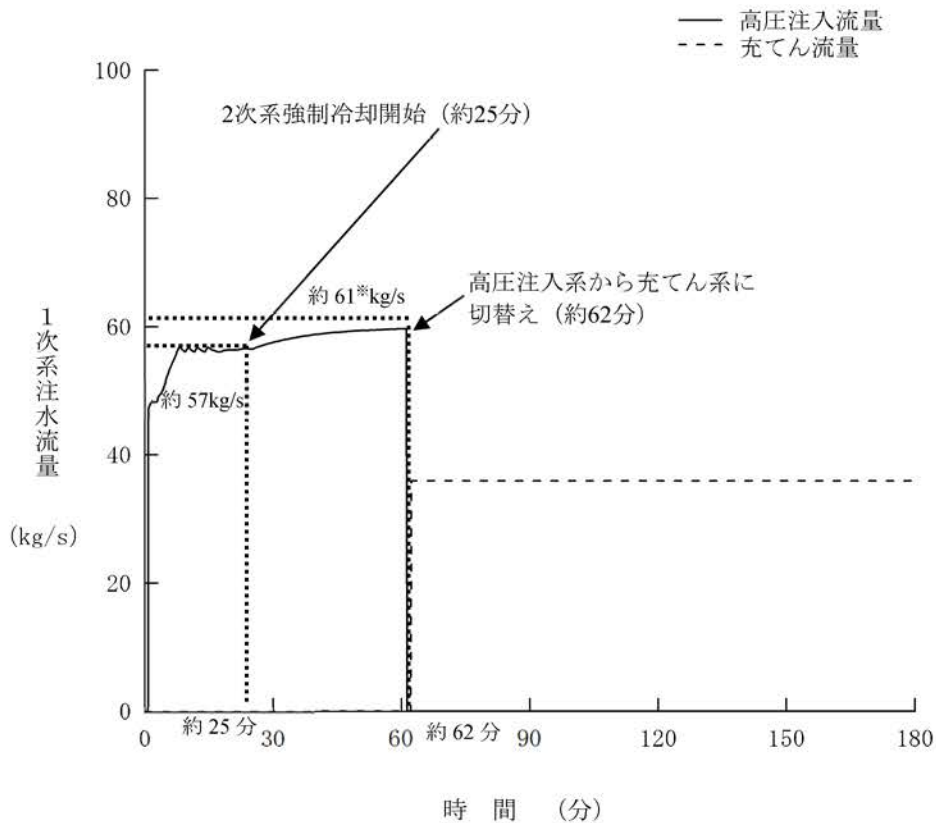
第1.15-332図 蒸気発生器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



第1.15-333図 給水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)

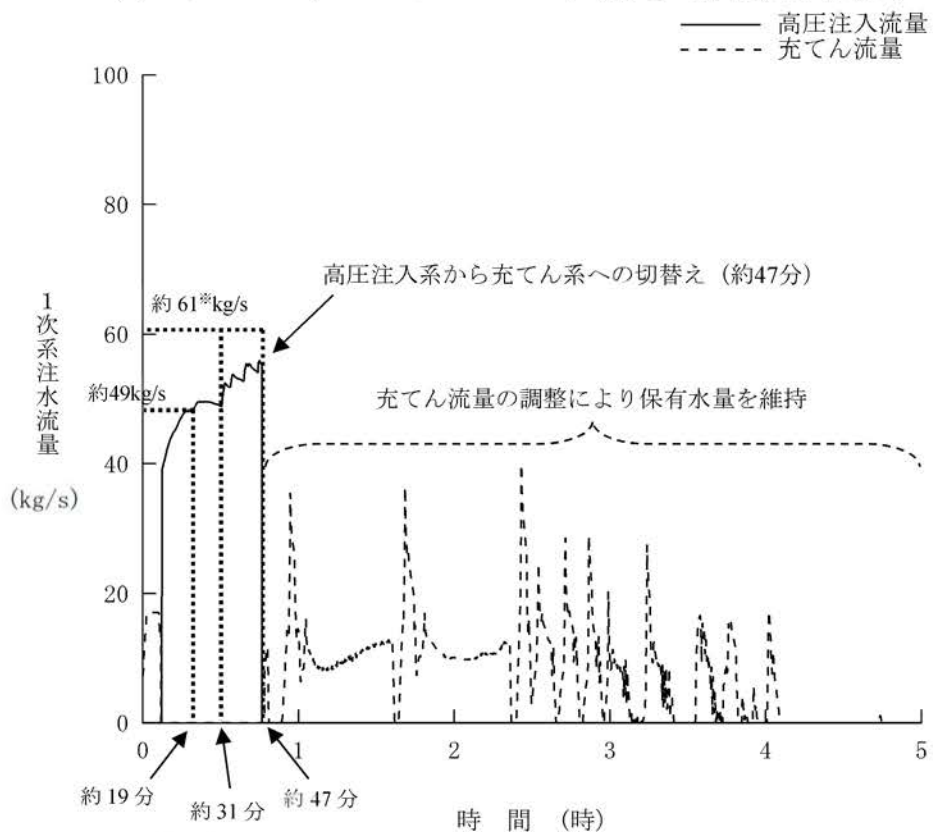


第1.15-334図 蒸気流量の推移
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



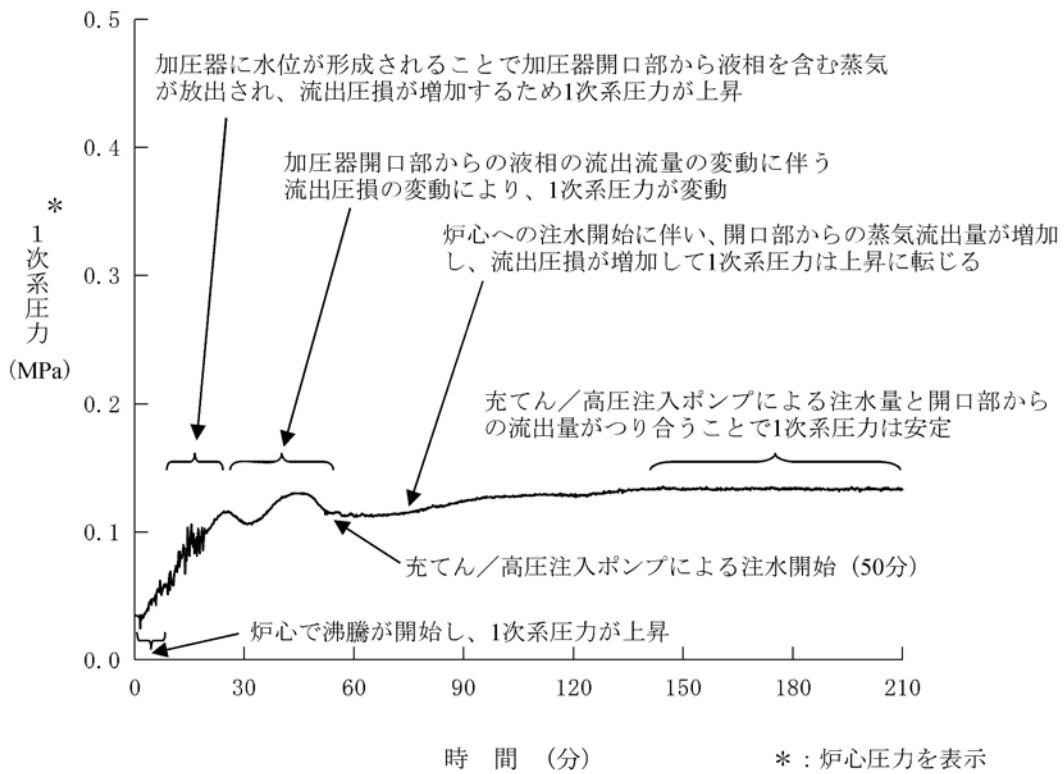
※：主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

第1.15-335図 1次系注水流量(高压及び充てん)の推移 (インターフェイスシステムLOCA) (操作時間余裕確認)

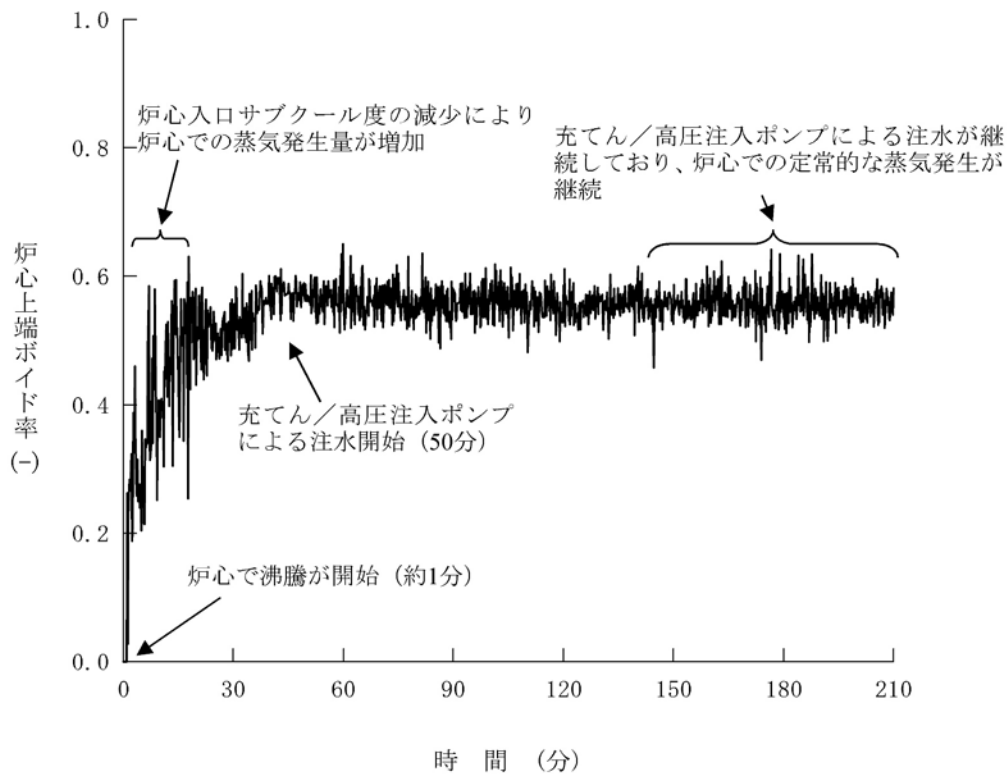


※：健全側主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

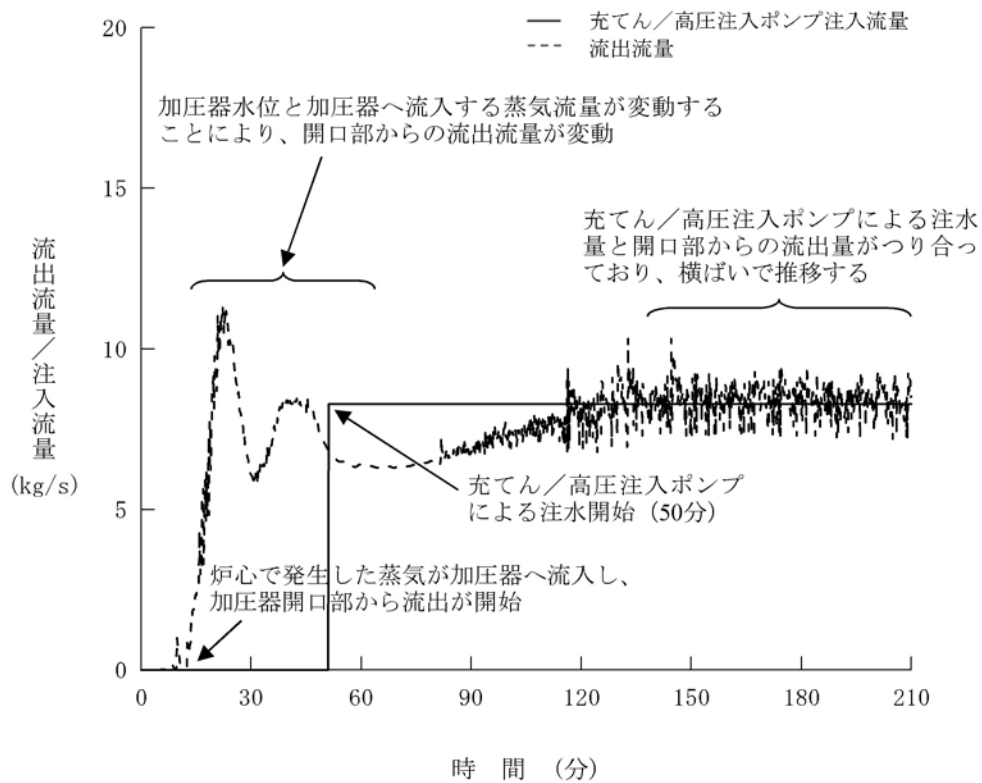
第1.15-336図 1次系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) (操作時間余裕確認)



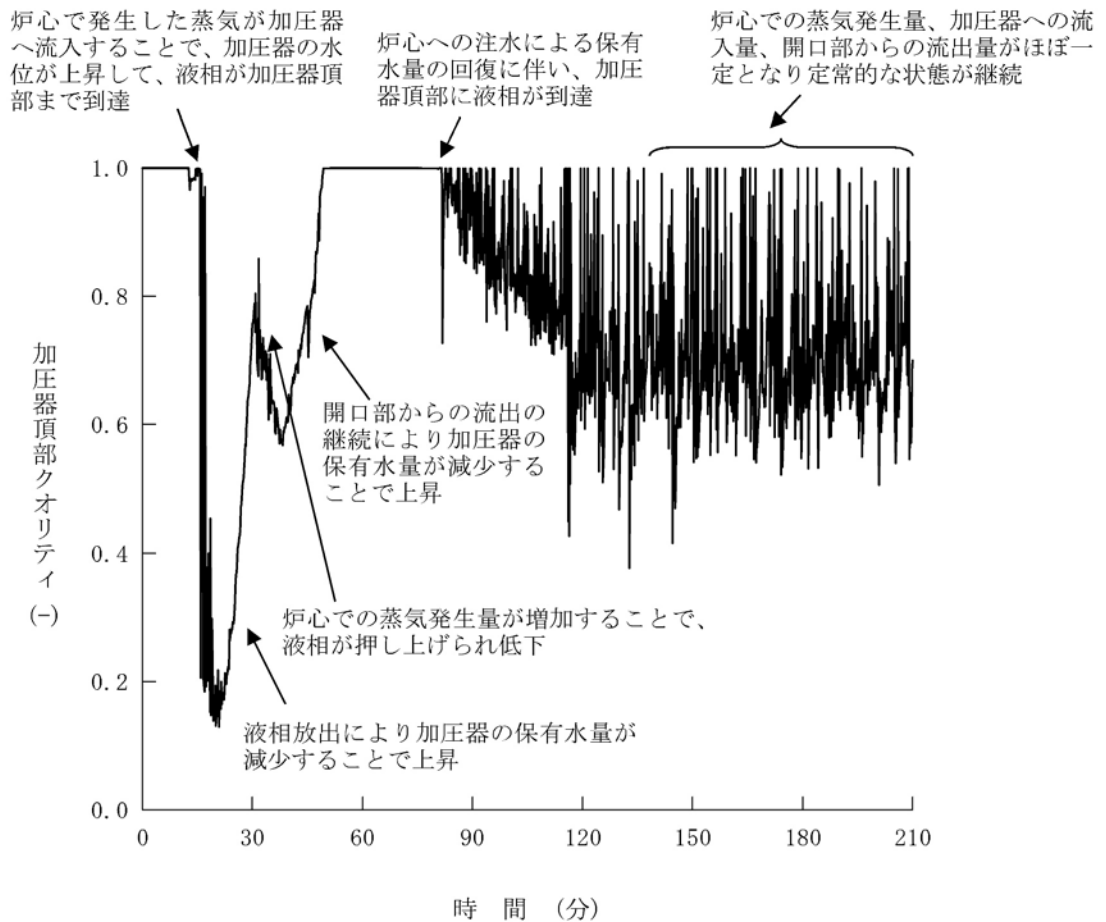
第1.15-337図 1次系圧力の推移



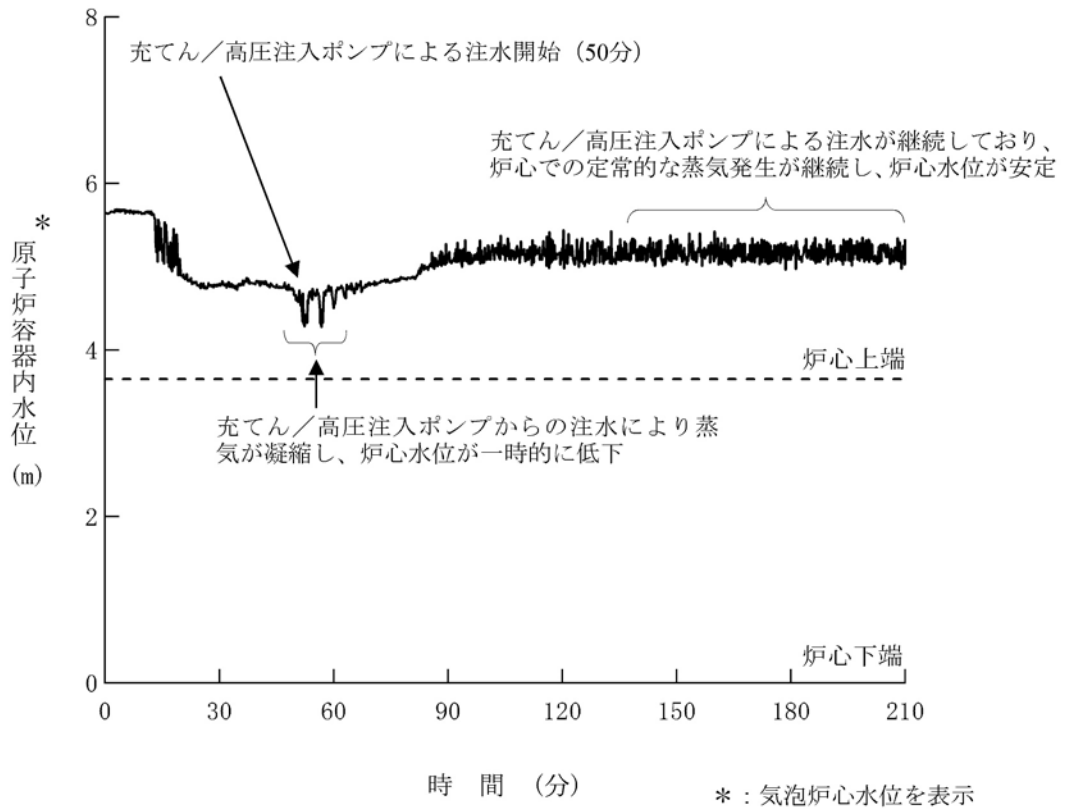
第1.15-338図 炉心上端ボイド率の推移



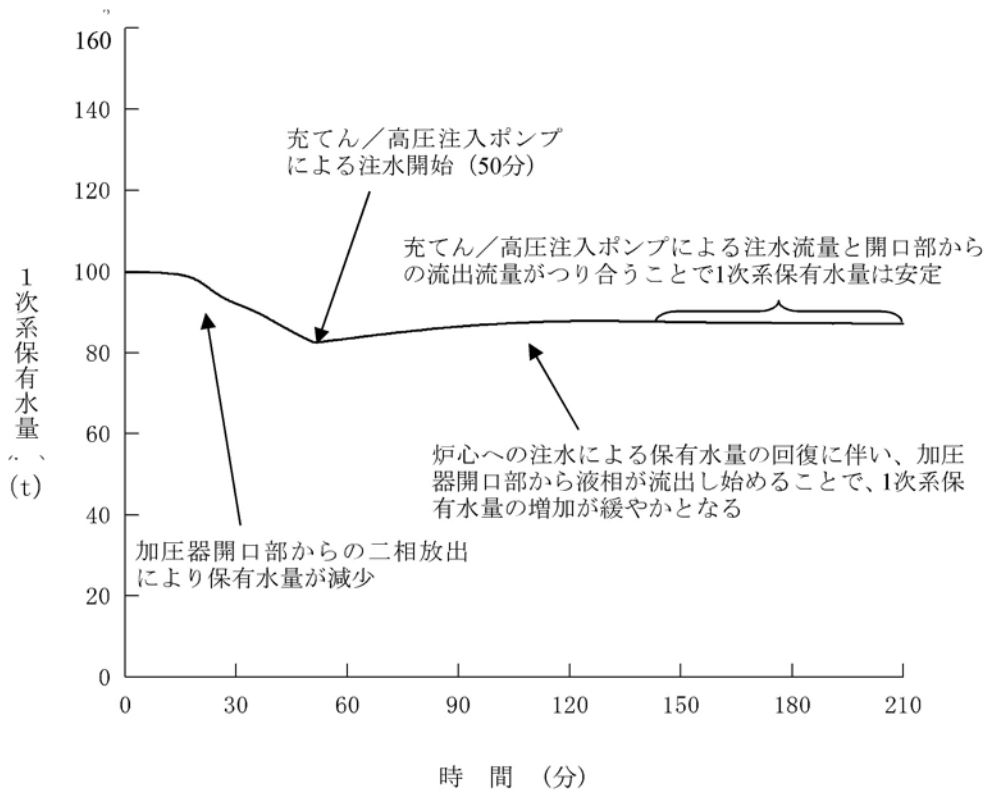
第1.15-339図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



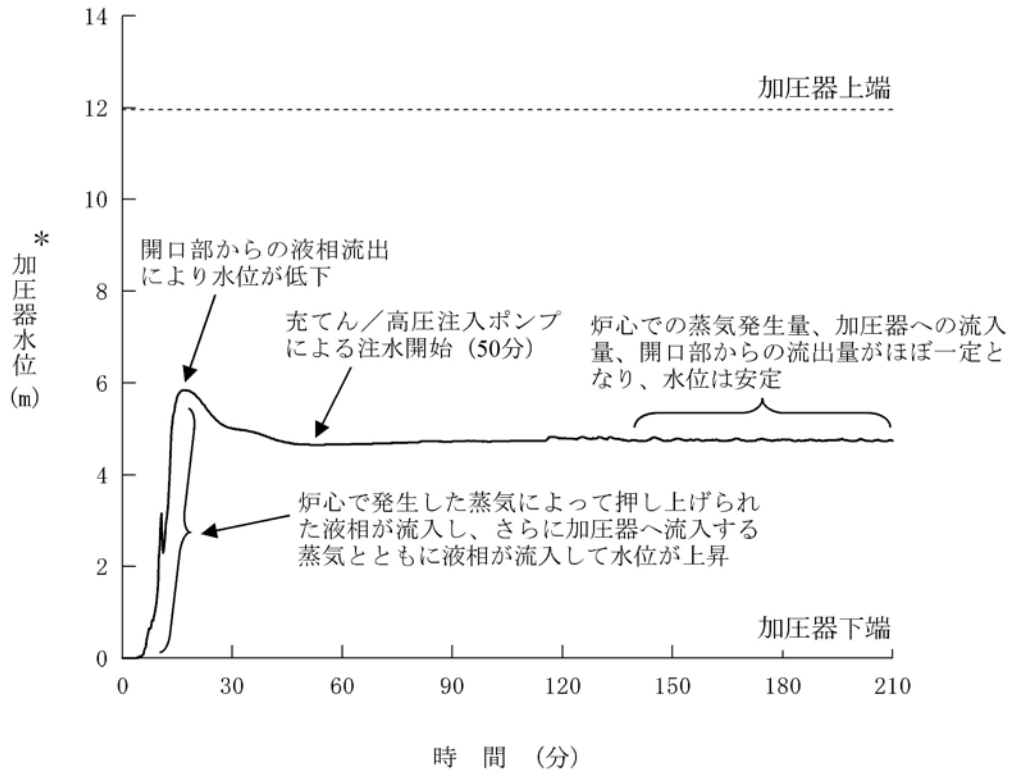
第1.15-340図 加圧器頂部クオリティの推移



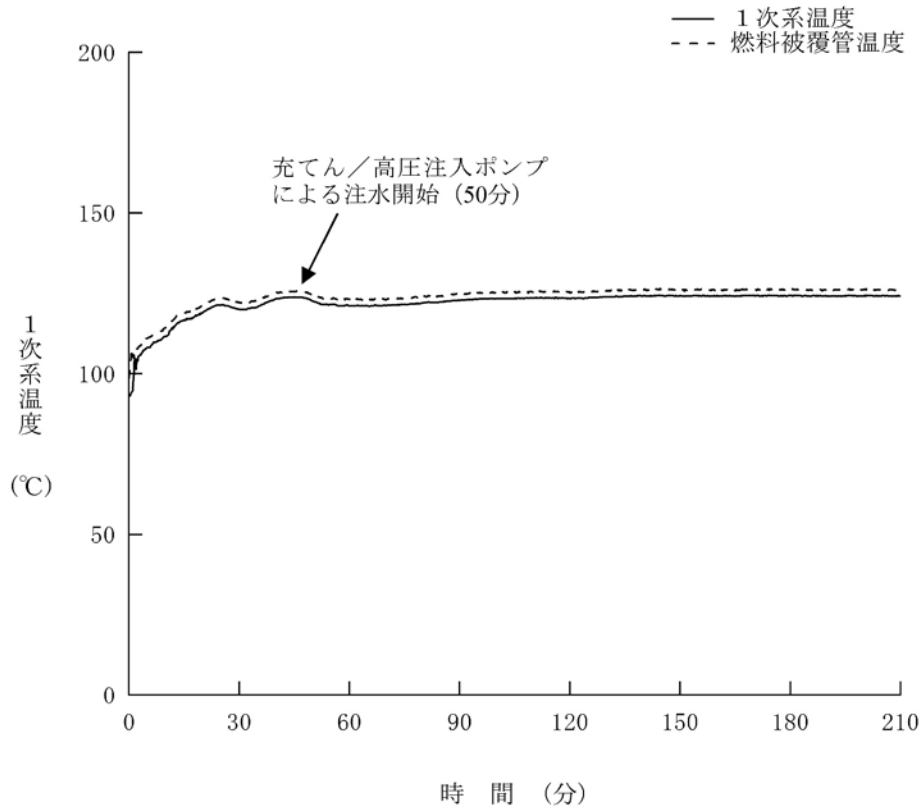
第1.15-341図 原子炉容器内水位の推移



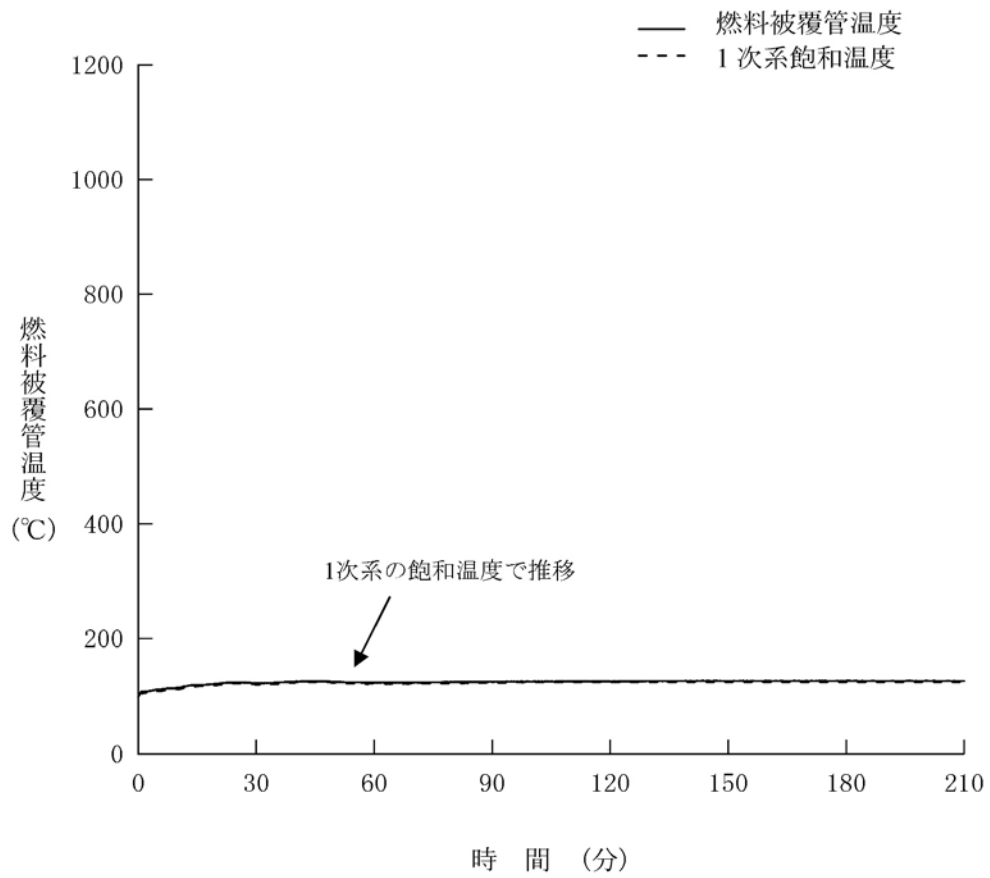
第1.15-342図 1次系保有水量の推移



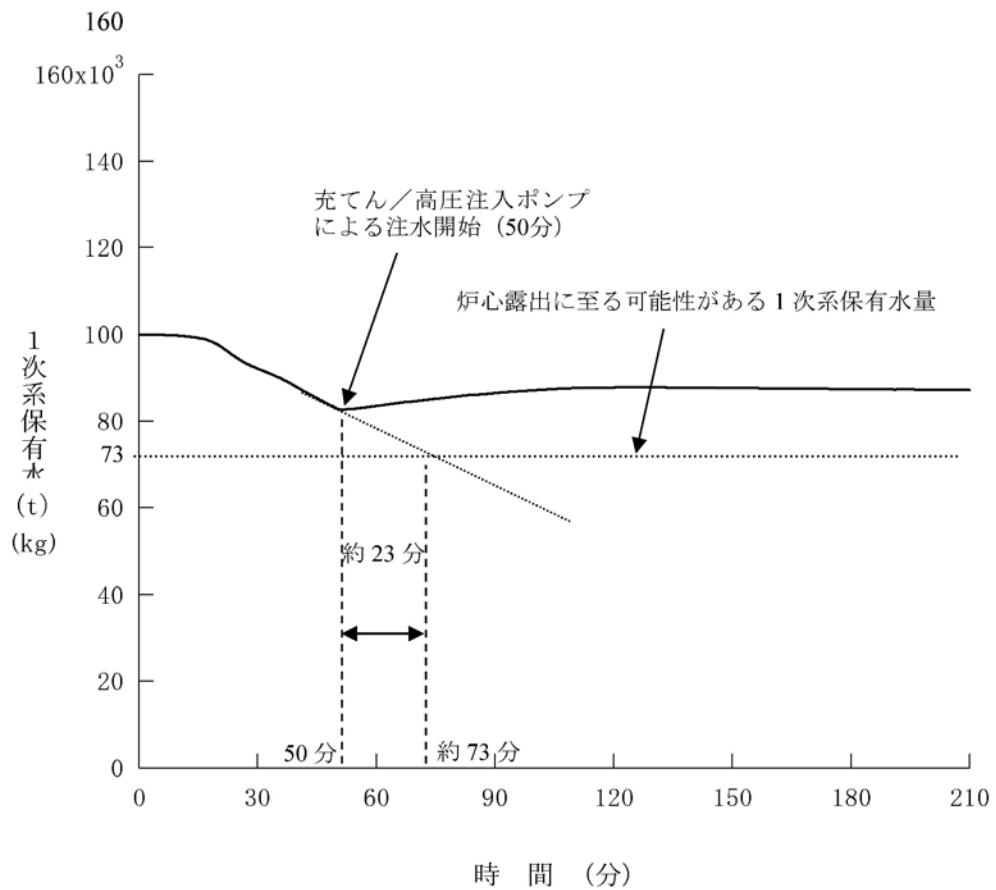
* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示
 第1.15-343図 加圧器水位の推移



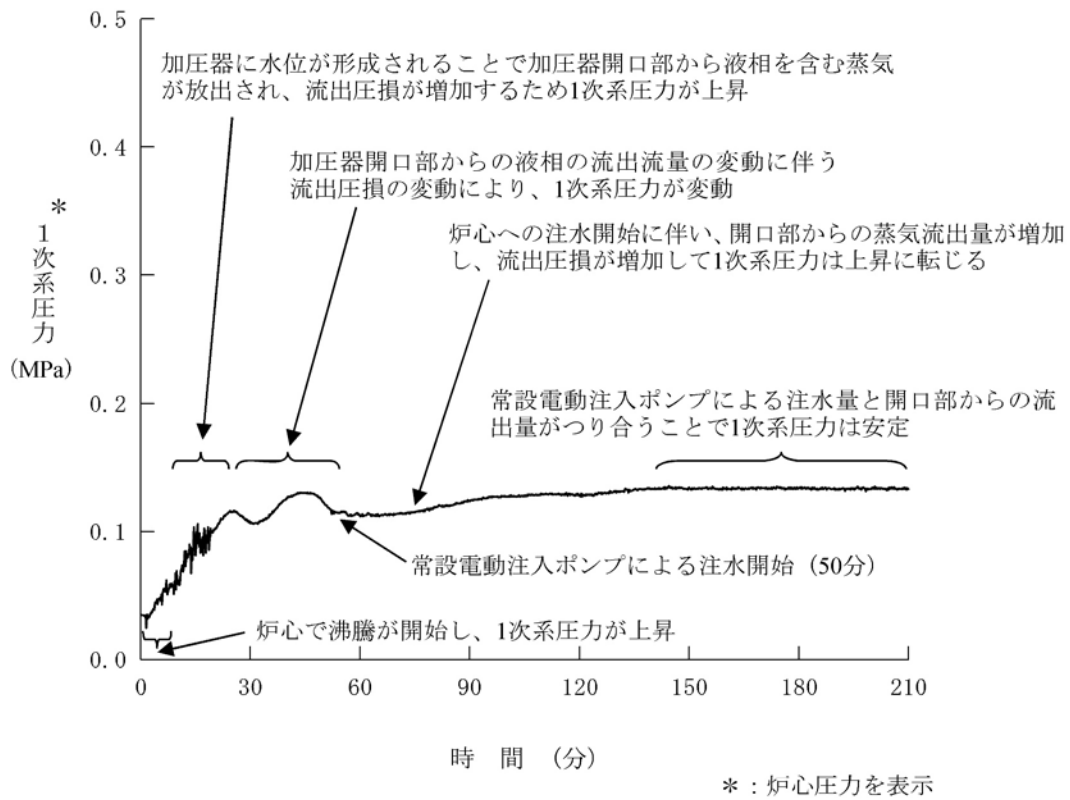
第1.15-344図 1次系温度の推移



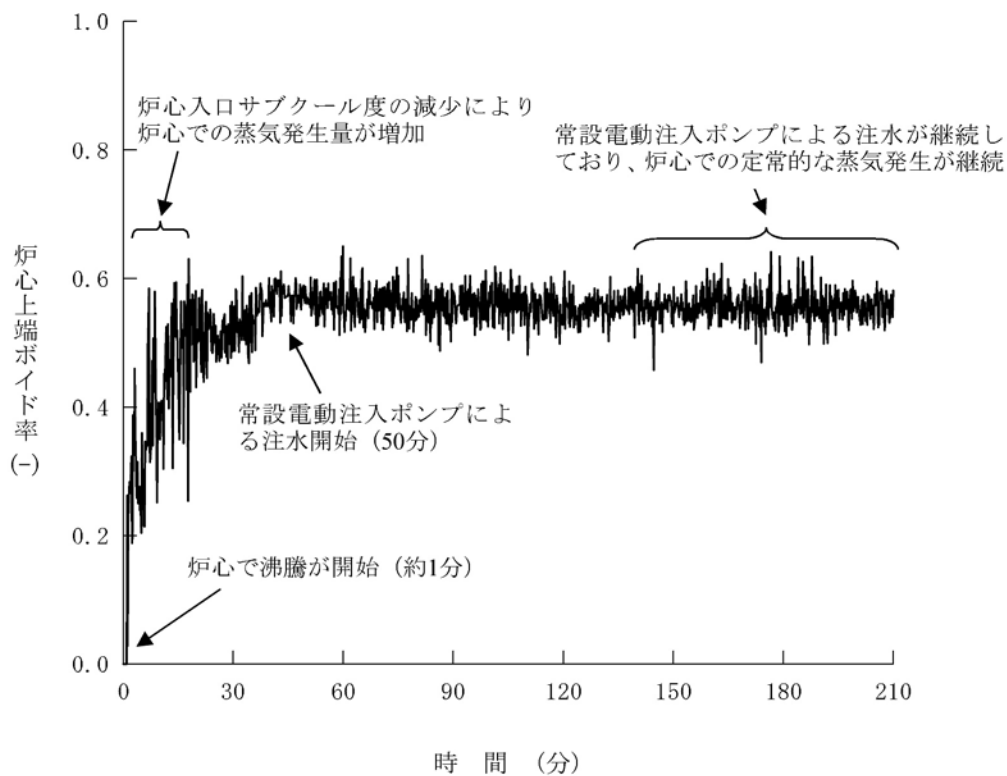
第1.15-345図 燃料被覆管温度の推移



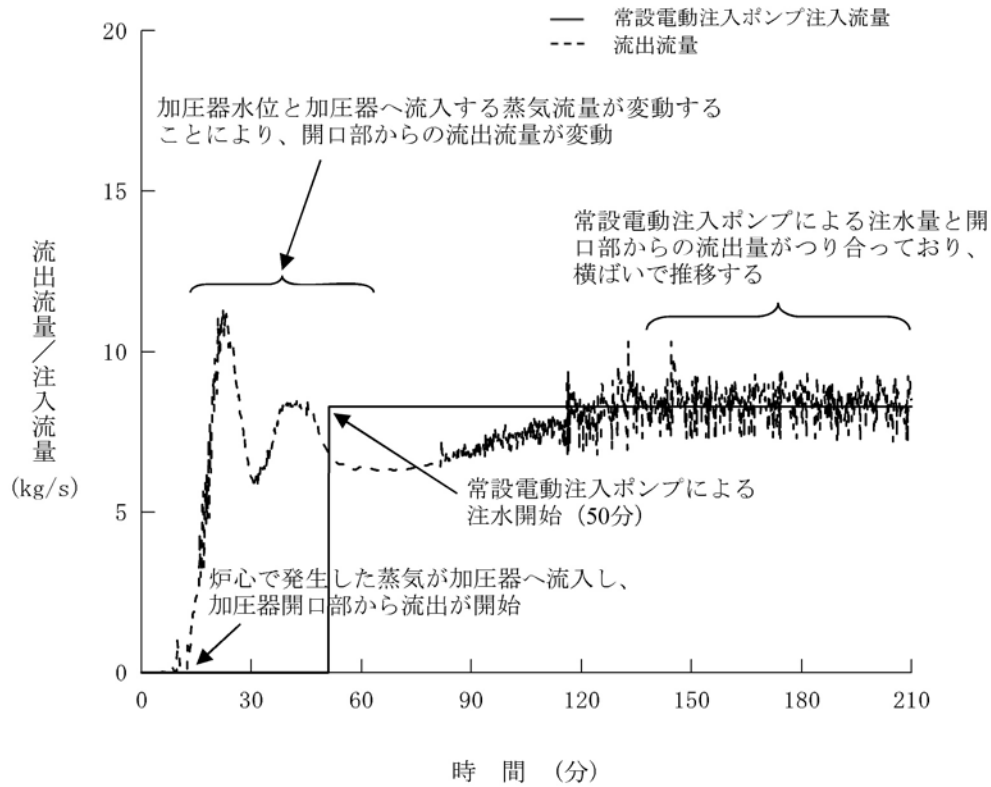
第1.15-346図 1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)



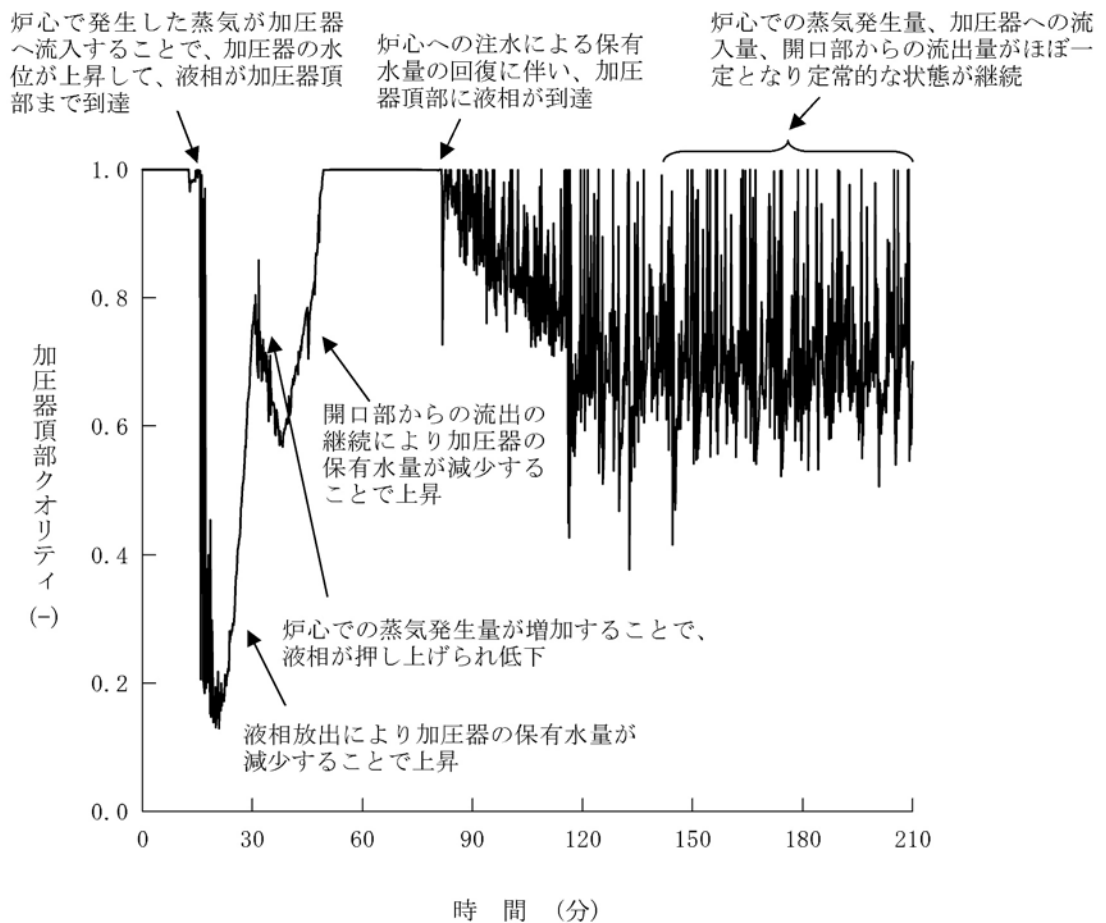
第1.15-347図 1次系圧力の推移



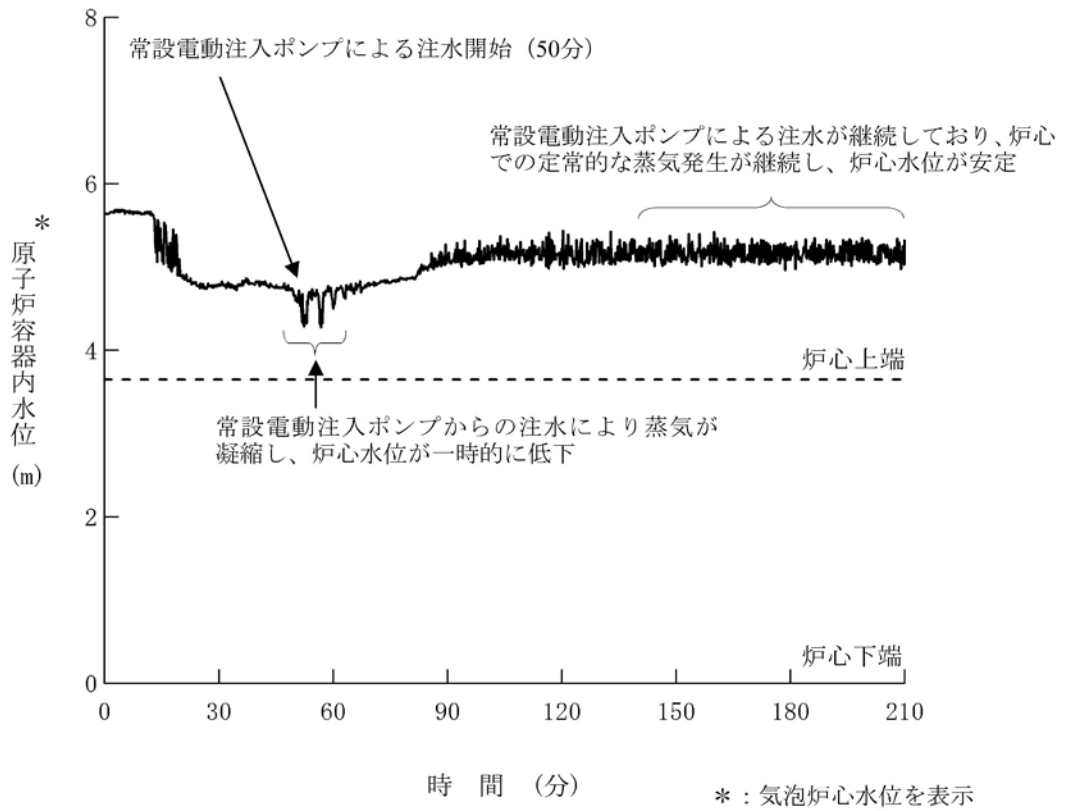
第1.15-348図 炉心上端ボイド率の推移



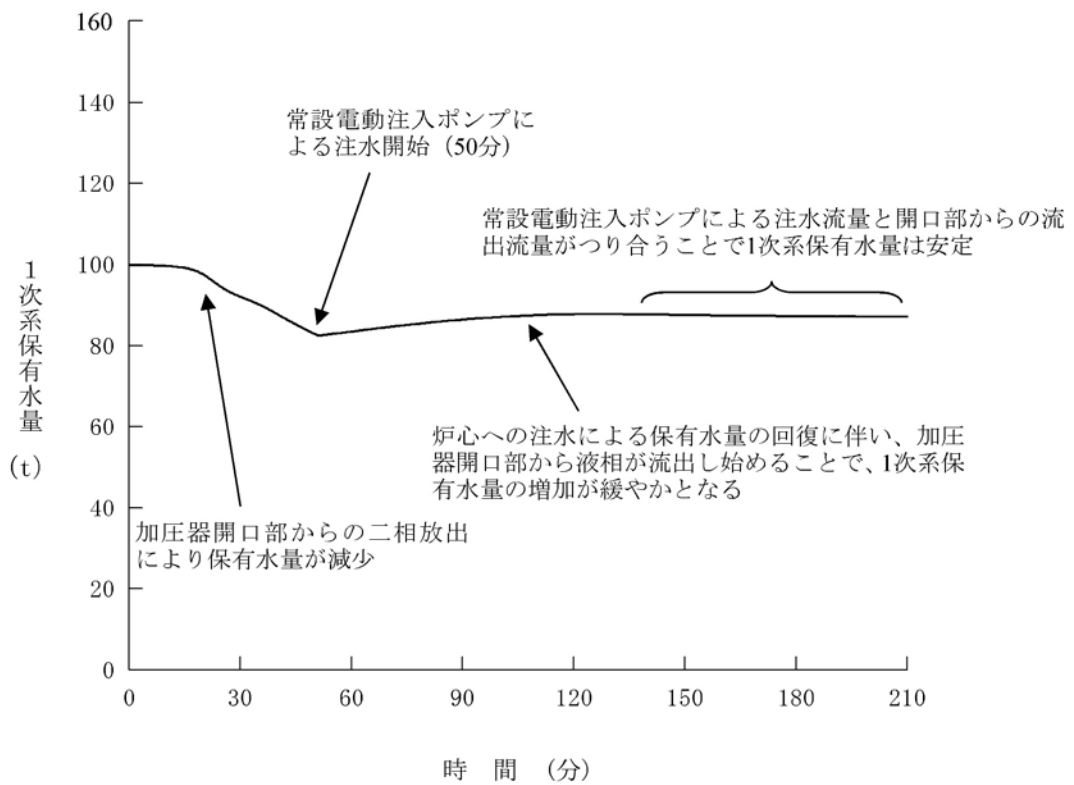
第1.15-349図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



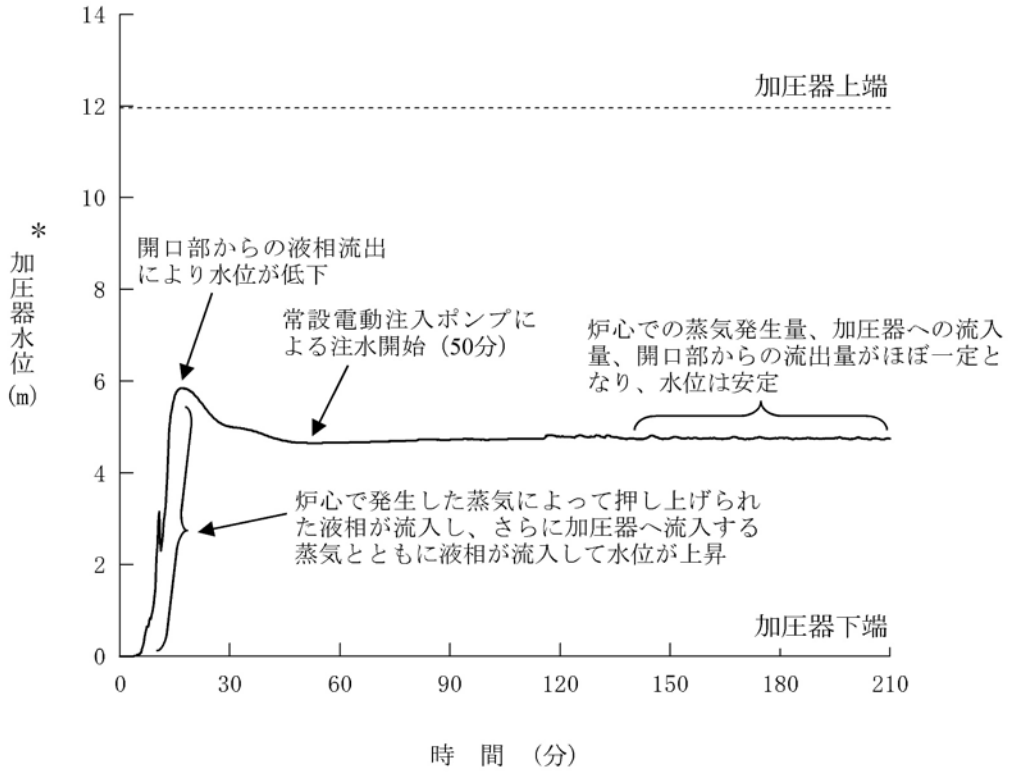
第1.15-350図 加圧器頂部クオリティの推移



第1.15-351図 原子炉容器内水位の推移

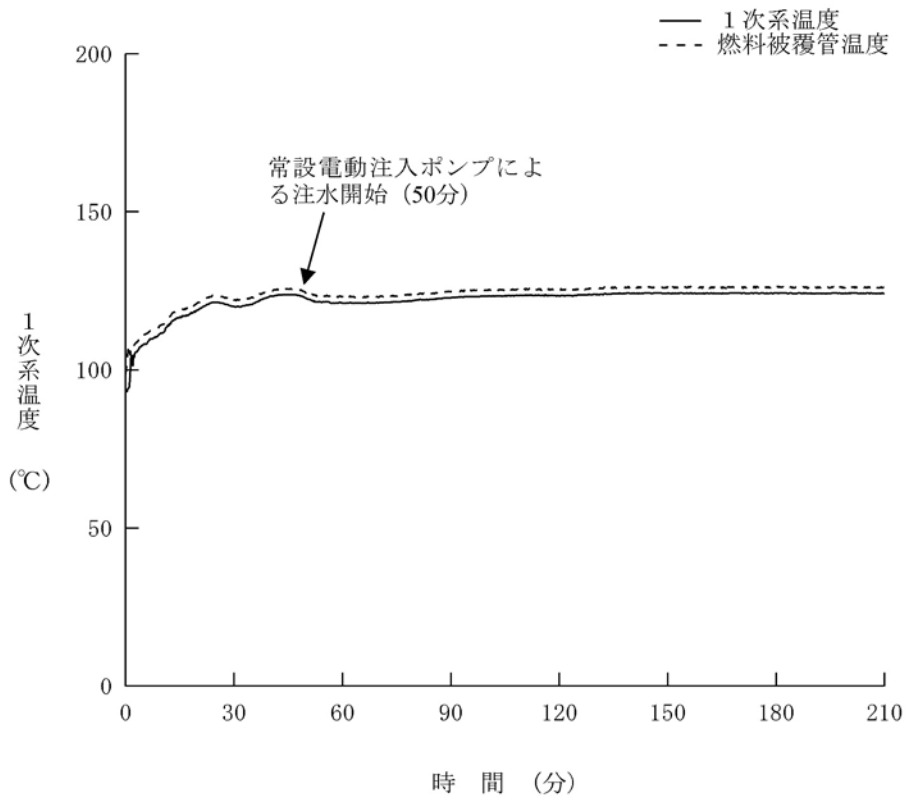


第1.15-352図 1次系保有水量の推移

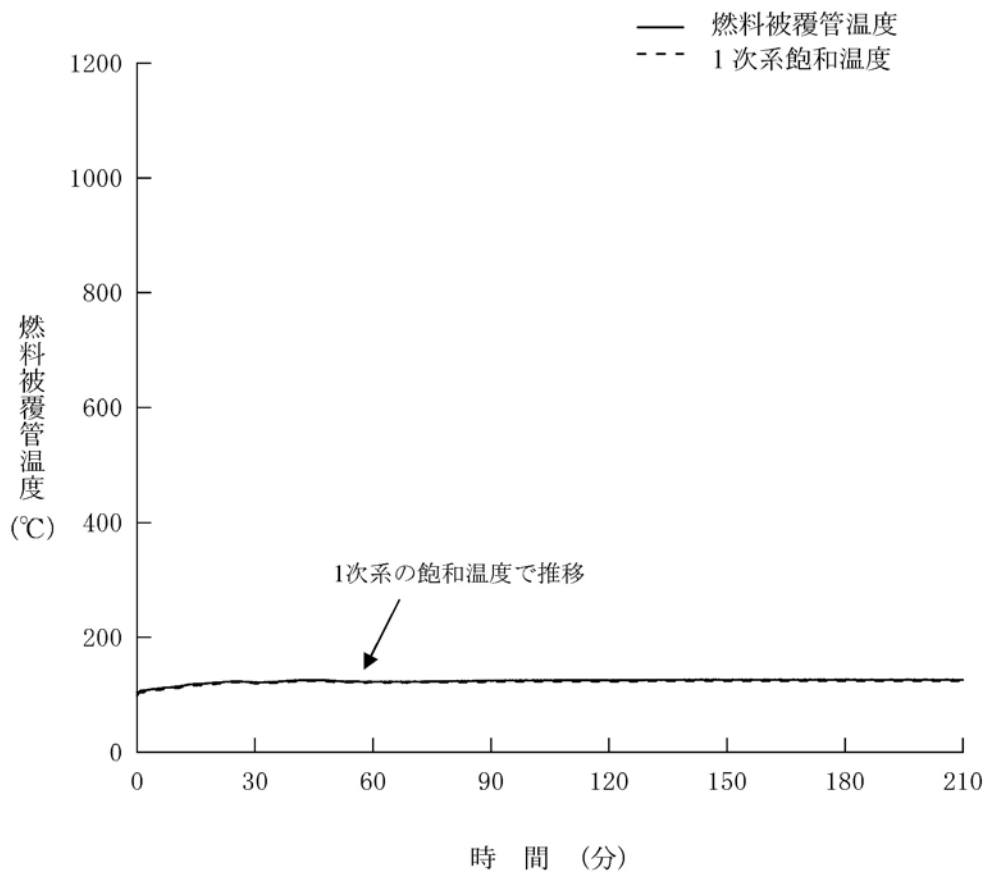


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

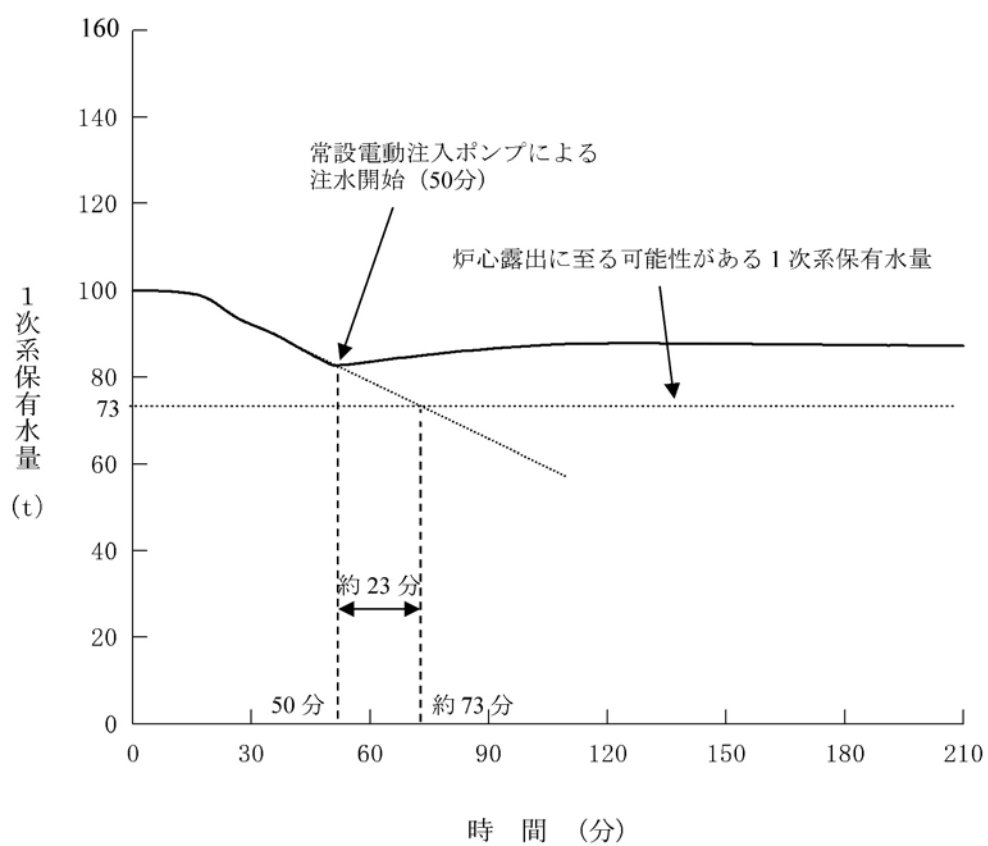
第1.15-353図 加圧器水位の推移



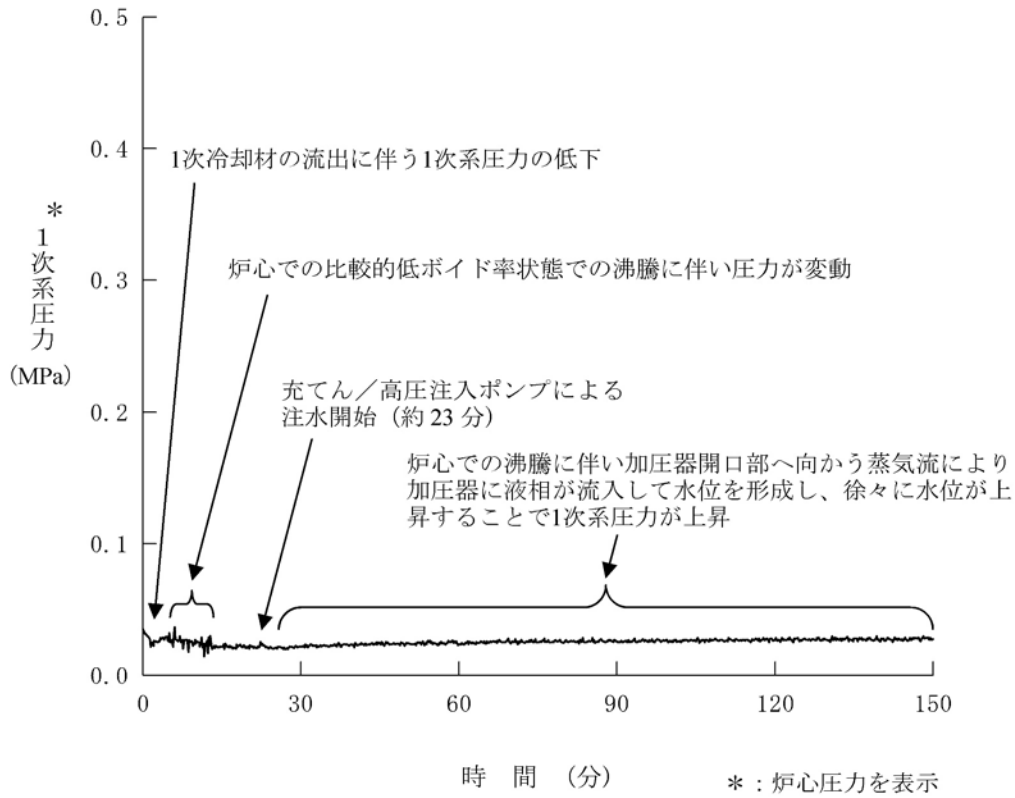
第1.15-354図 1次系温度の推移



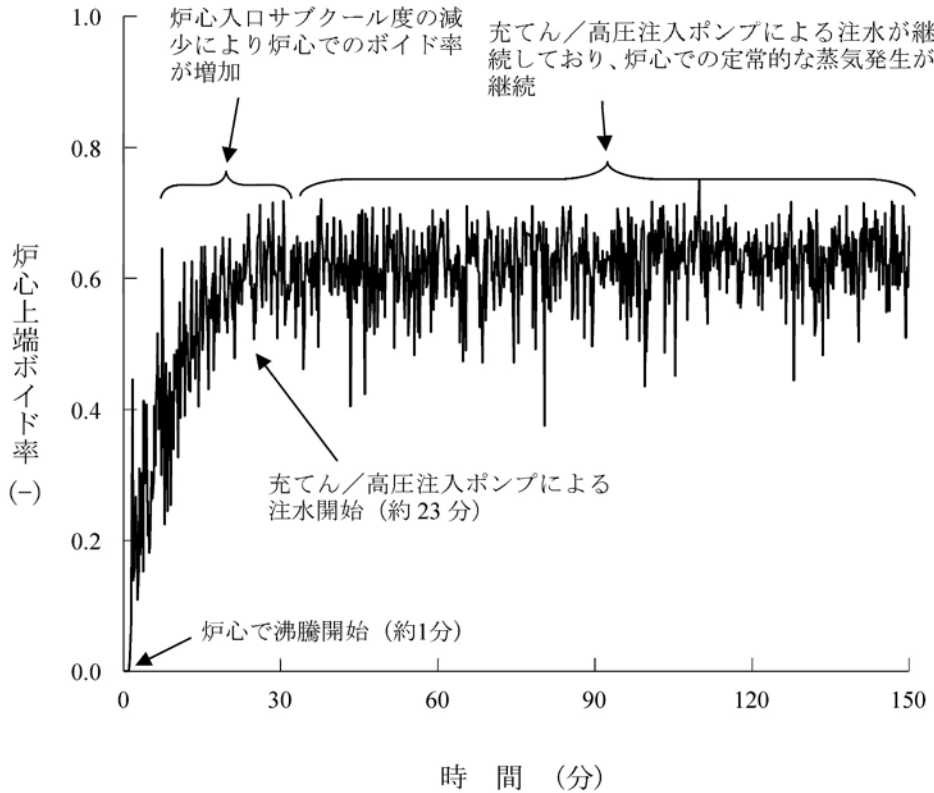
第1.15-355図 燃料被覆管温度の推移



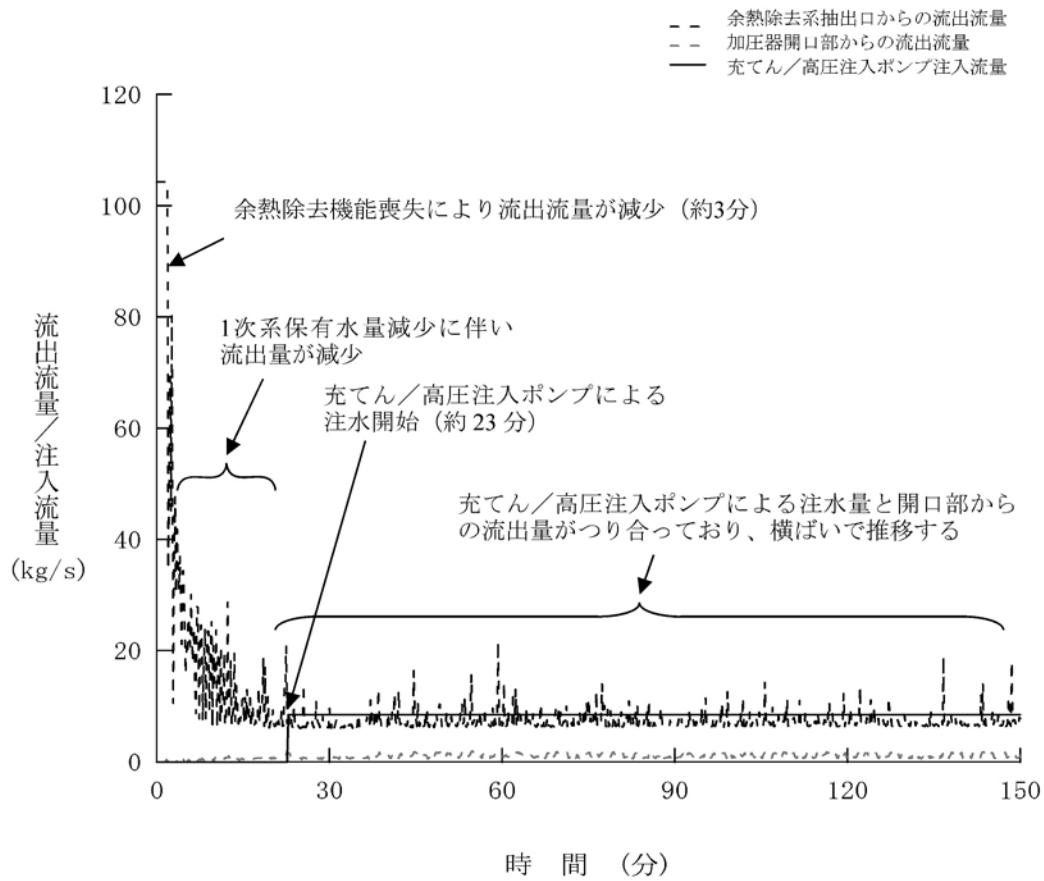
第1.15-356図 1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)



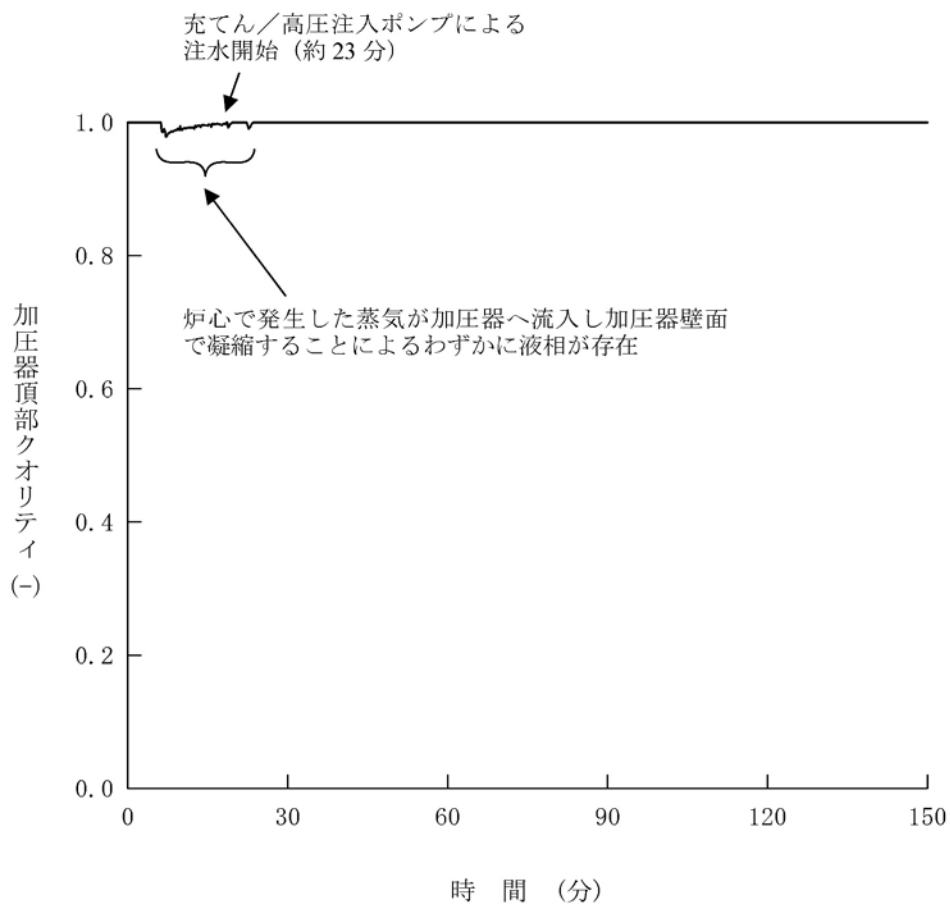
第1.15-357図 1次系圧力の推移



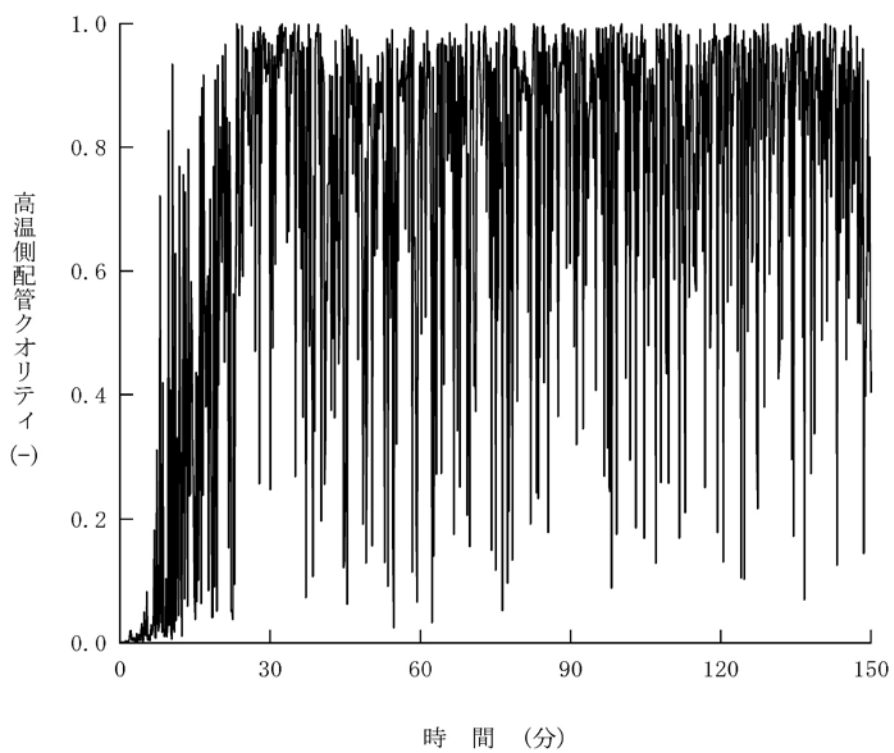
第1.15-358図 炉心上端ボイド率の推移



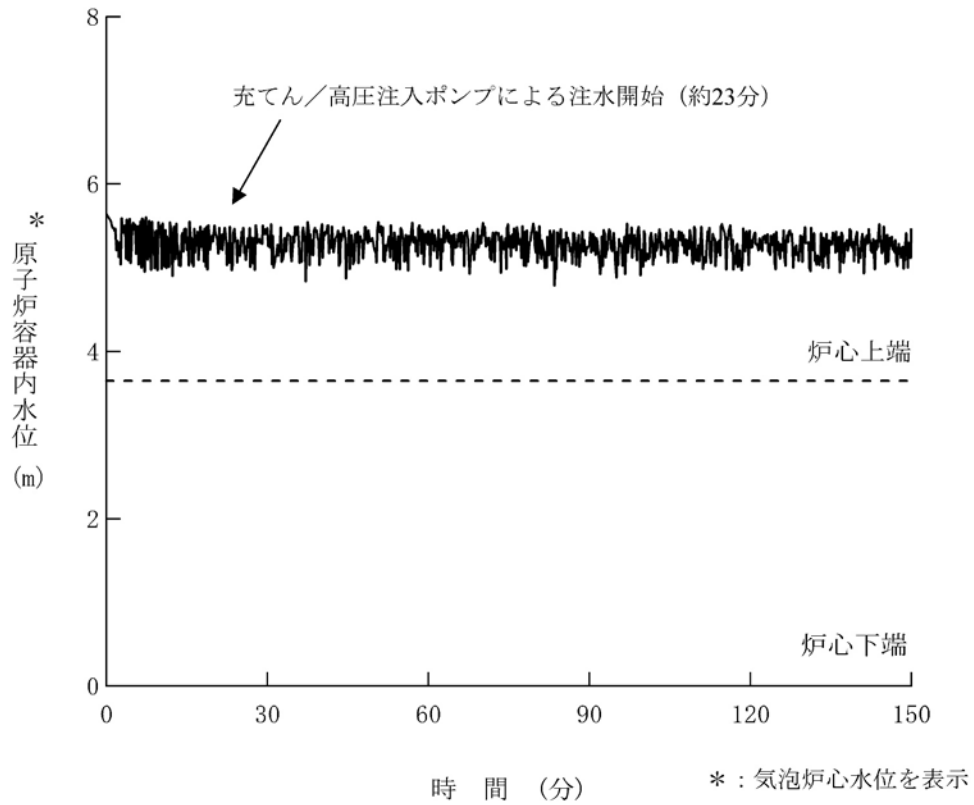
第1.15-359図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



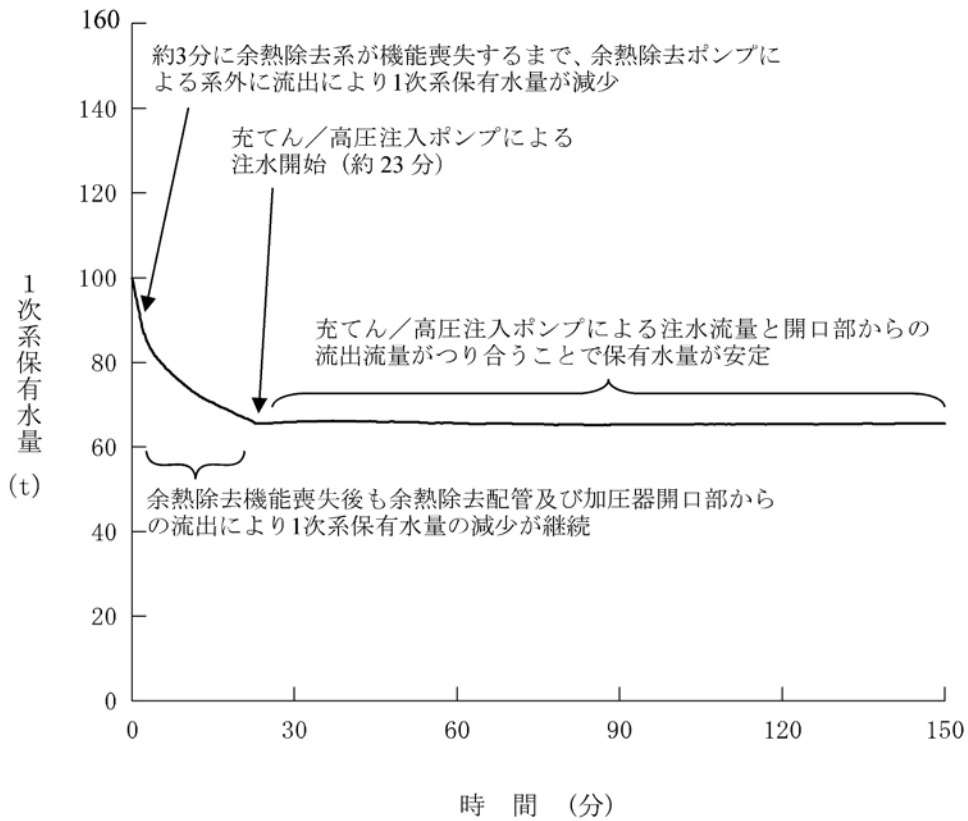
第1.15-360図 加圧器頂部クオリティの推移



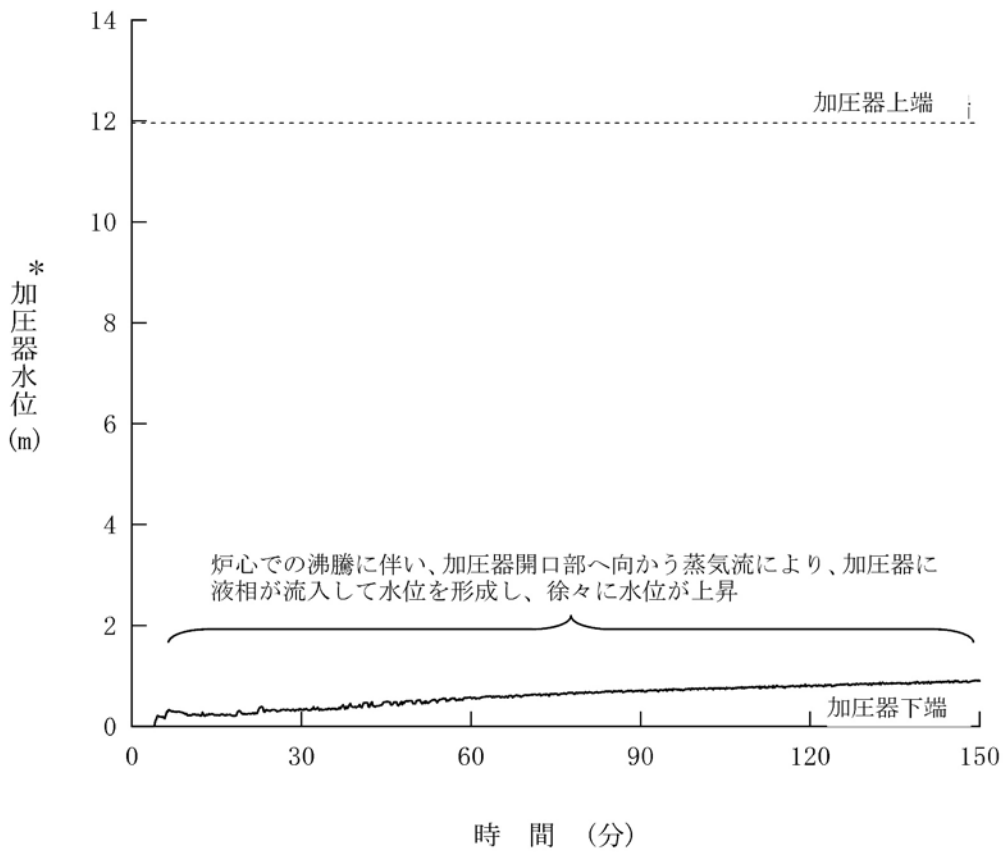
第1.15-361図 高温側配管クオリティ(余熱除去系抽出口)の推移



第1.15-362図 原子炉容器内水位の推移

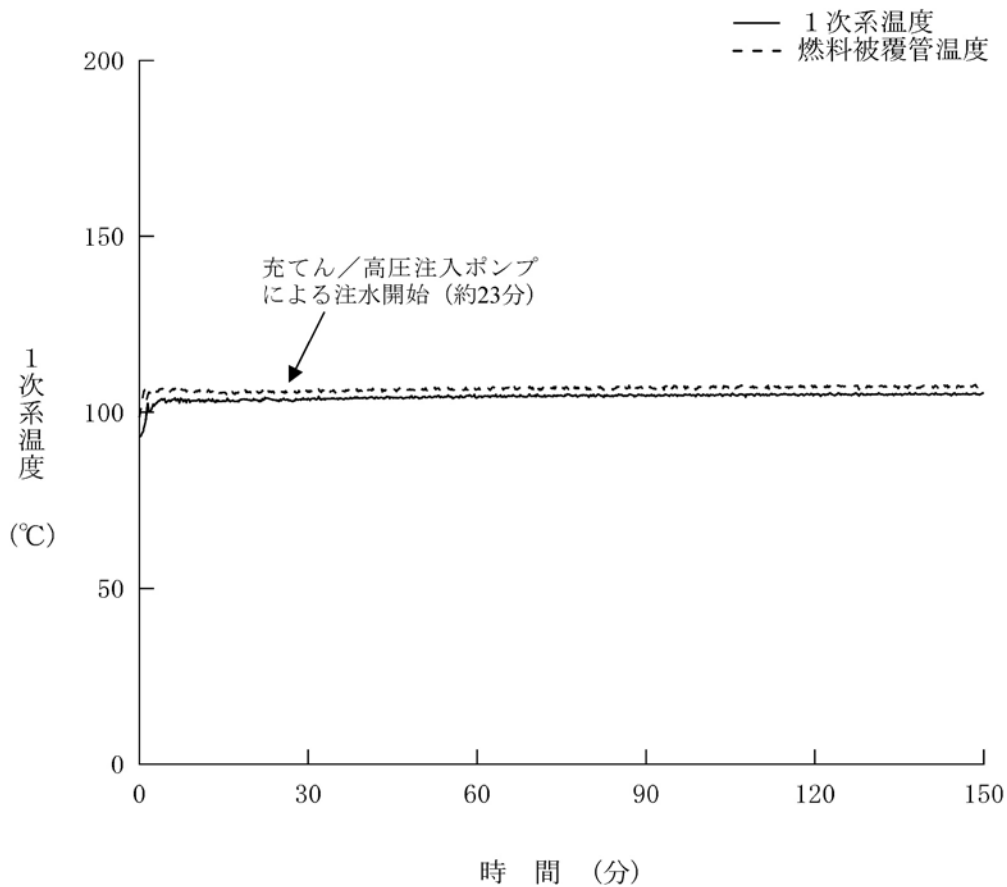


第1.15-363図 1次系保有水量の推移

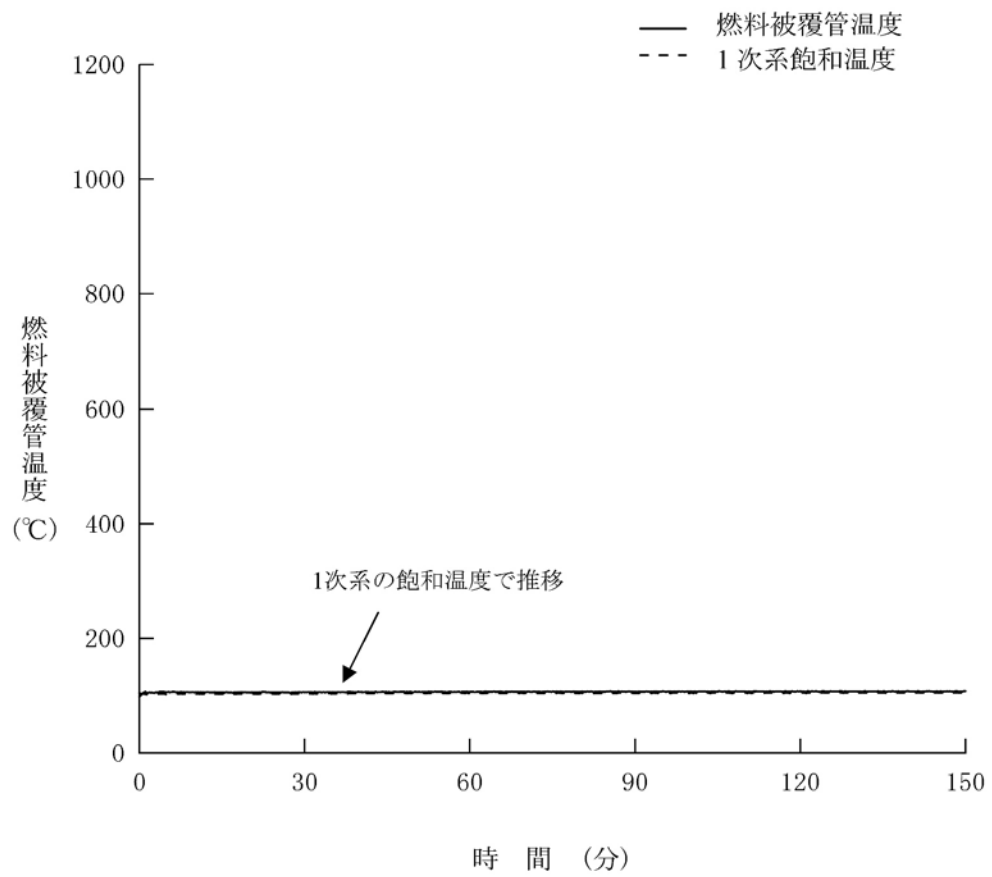


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

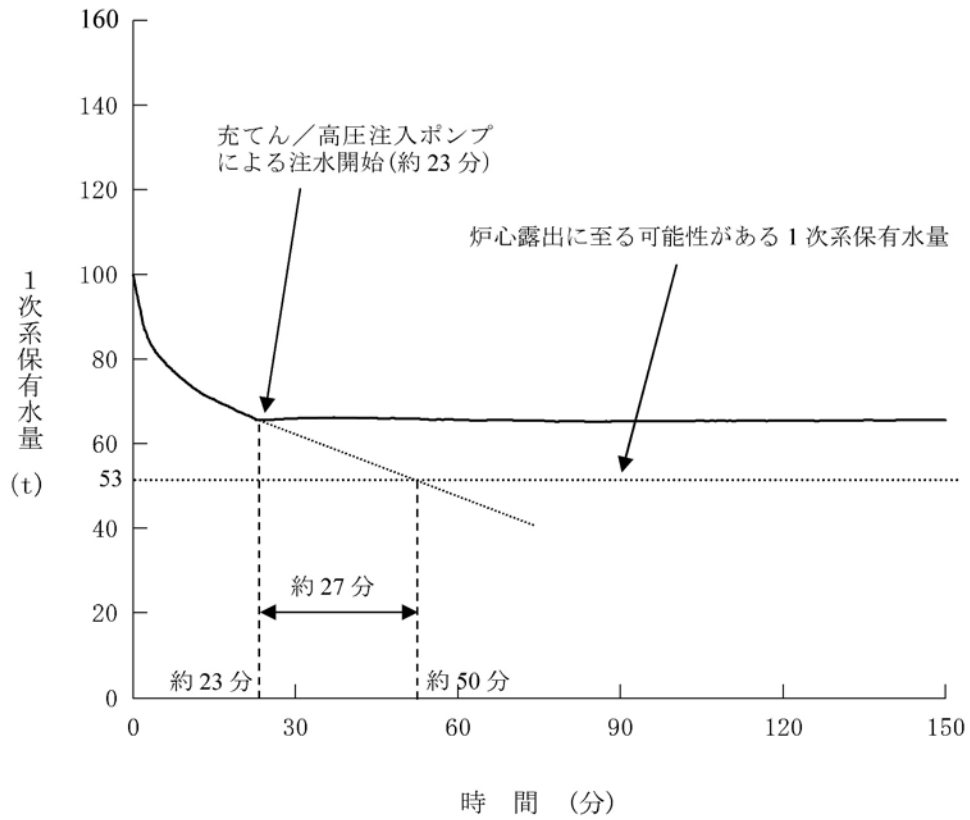
第1.15-364図 加圧器水位の推移



第1.15-365図 1次系温度の推移



第1.15-366図 燃料被覆管温度の推移



第1.15-367図 1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

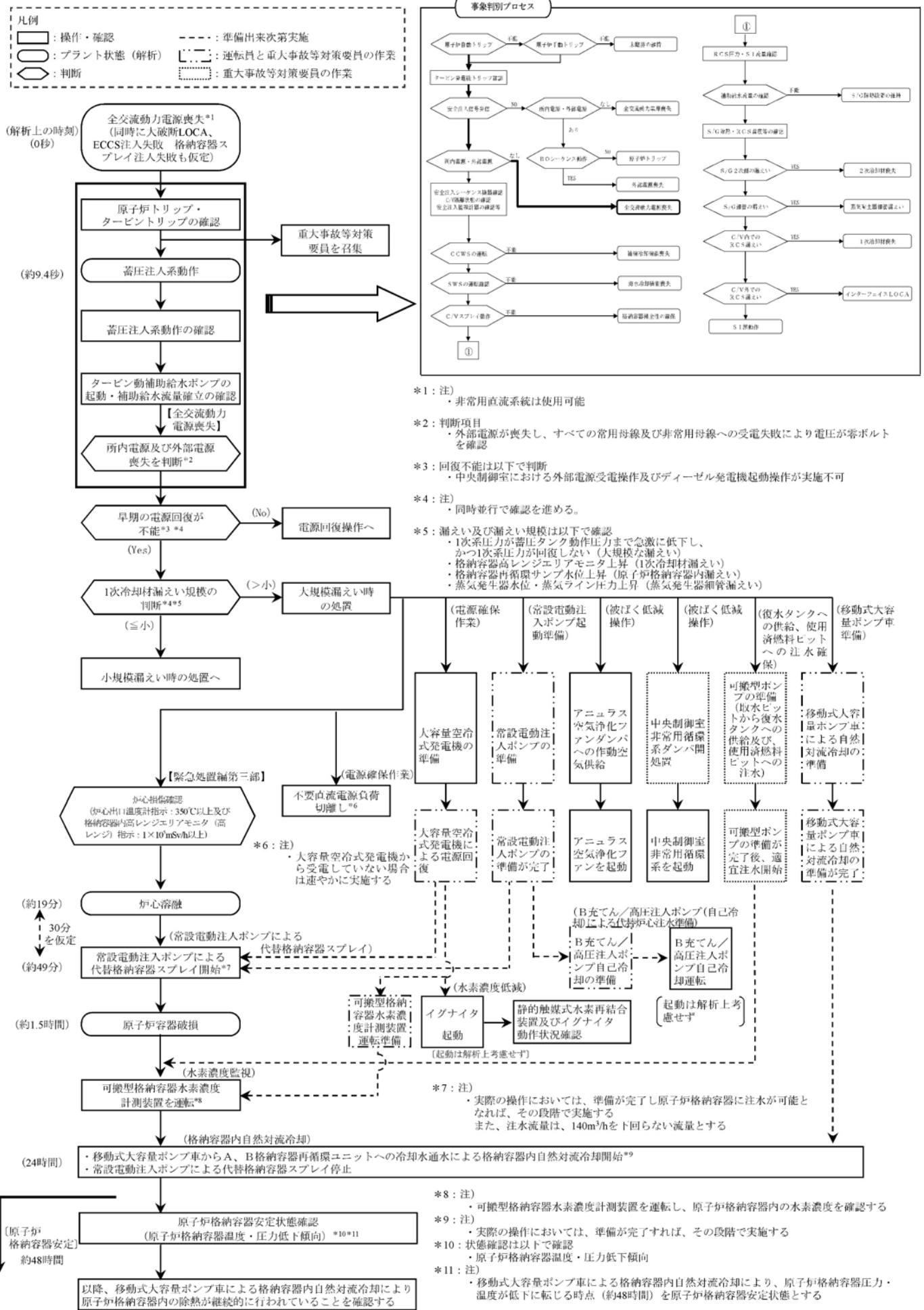
$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

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

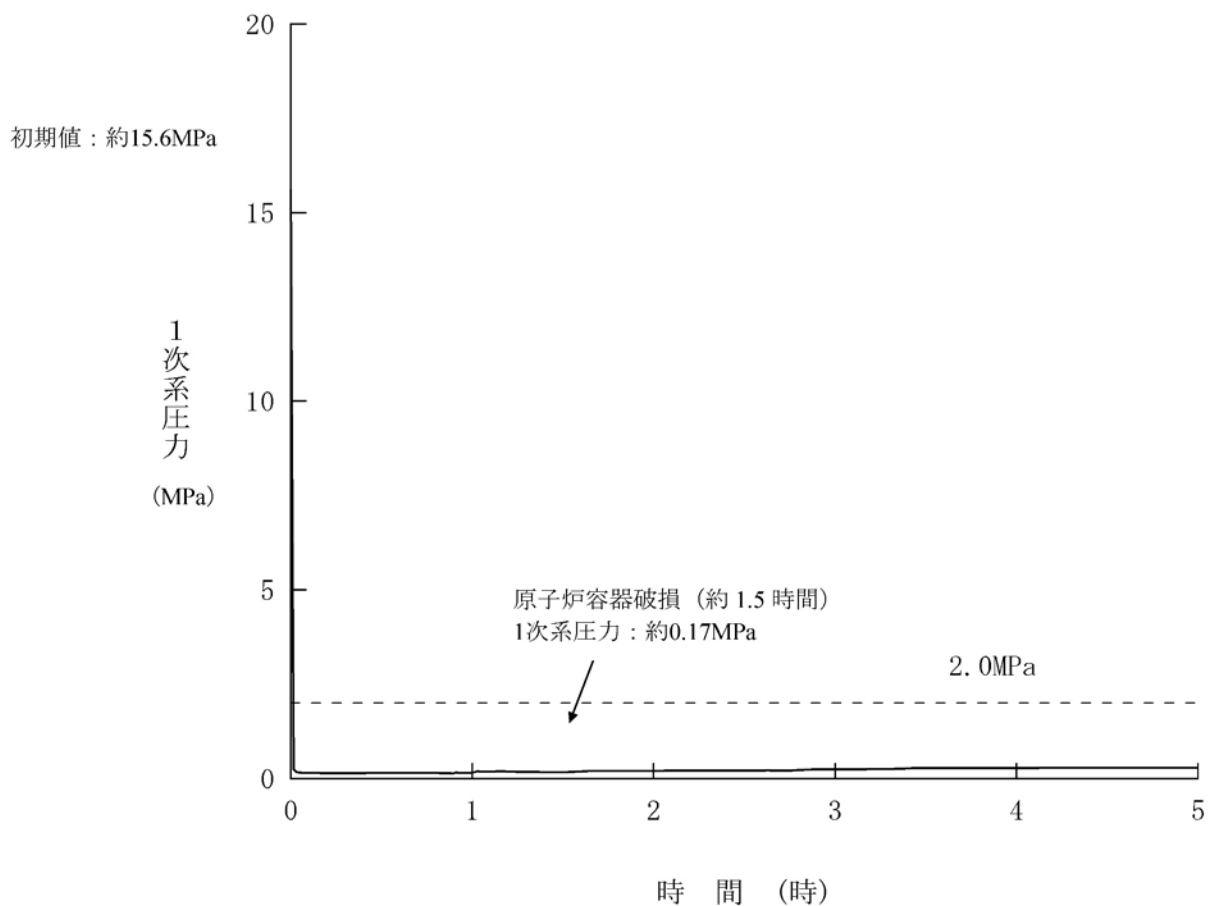
原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約 52 分
臨 界	警報発信後、約 12 分



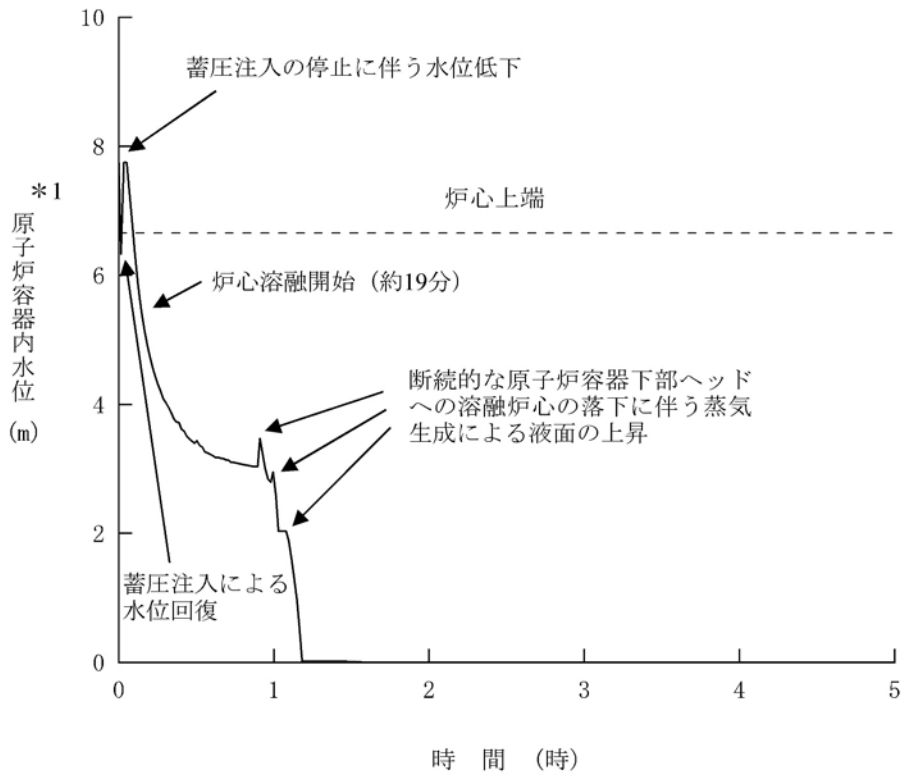
第1.15-368図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果



第1.15-369図 零囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
 (大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)における事象進展の概要

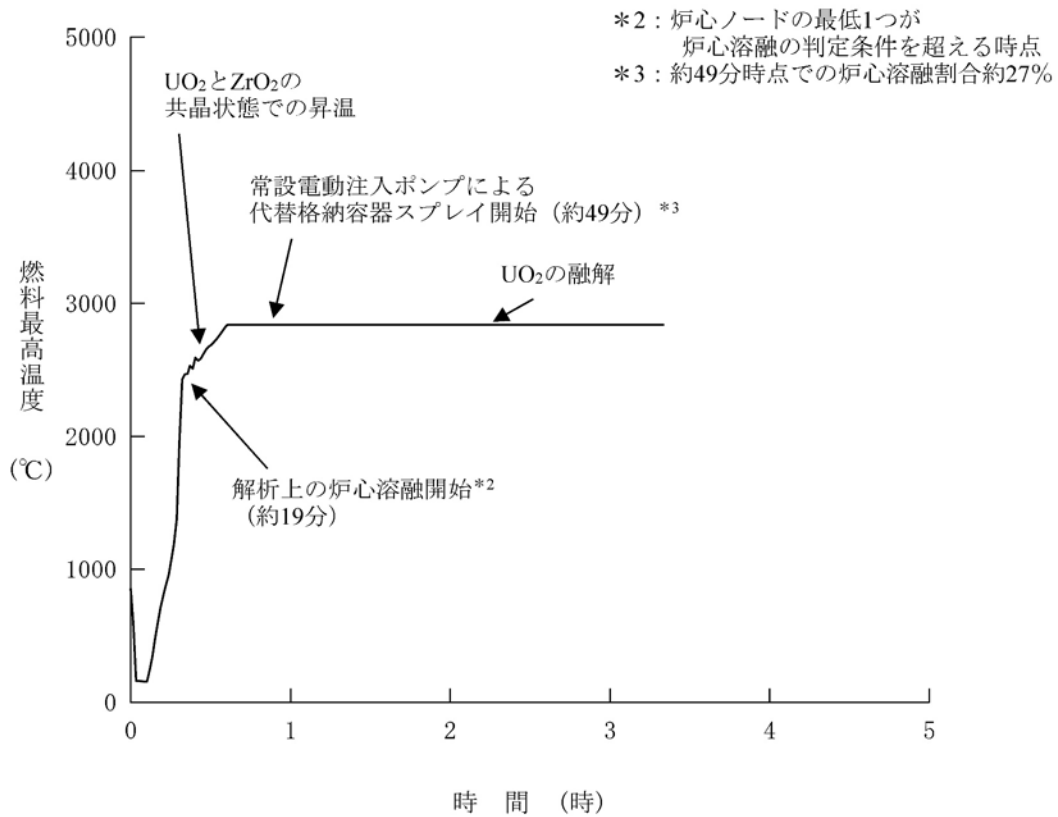


第1.15-370図 1次系圧力の推移



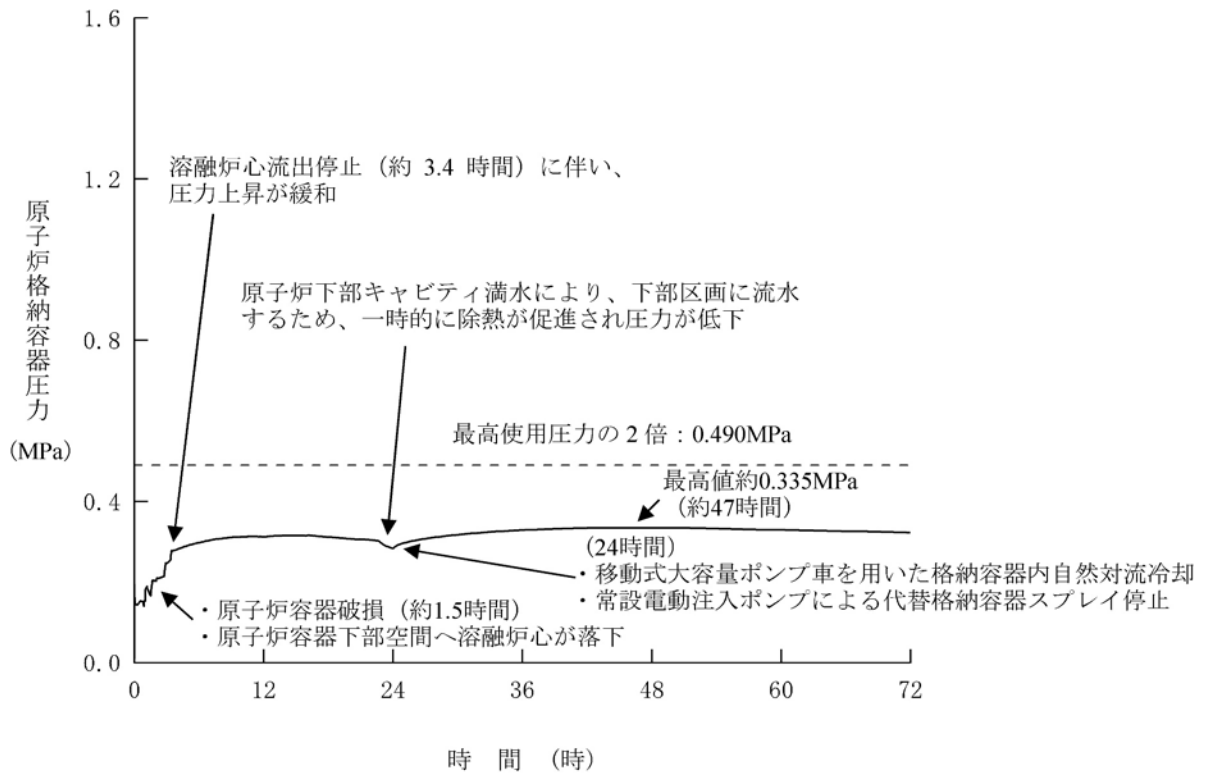
*1: 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第1.15-371図 原子炉容器内水位の推移

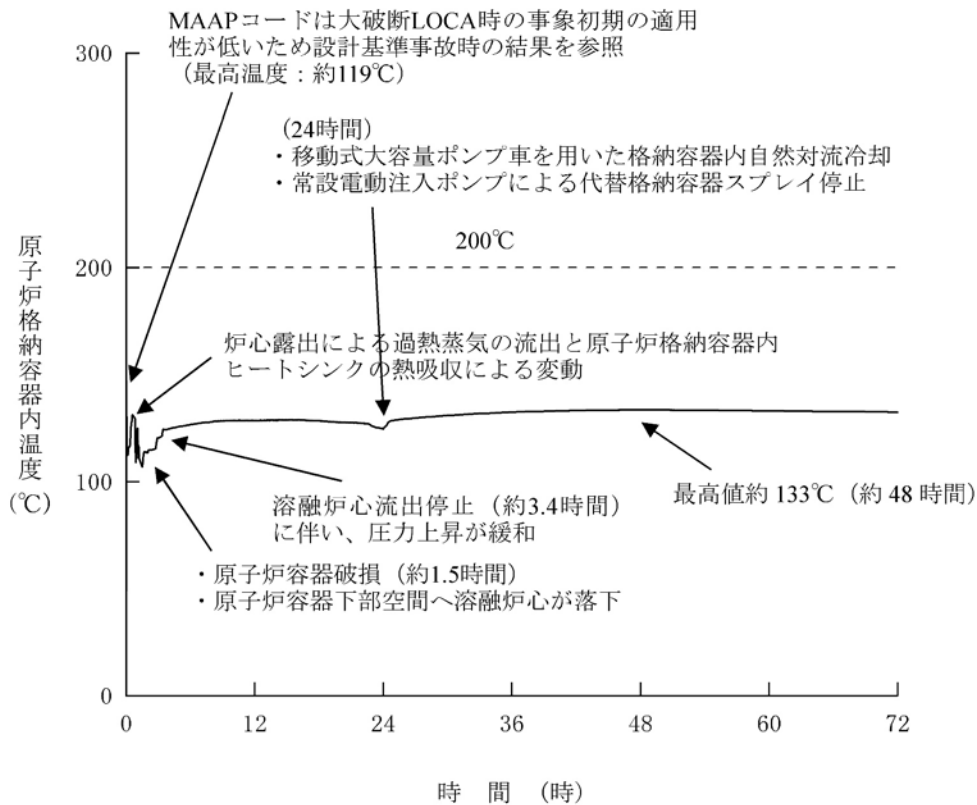


*2: 炉心ノードの最低1つが炉心溶融の判定条件を超える時点
 *3: 約49分時点での炉心溶融割合約27%

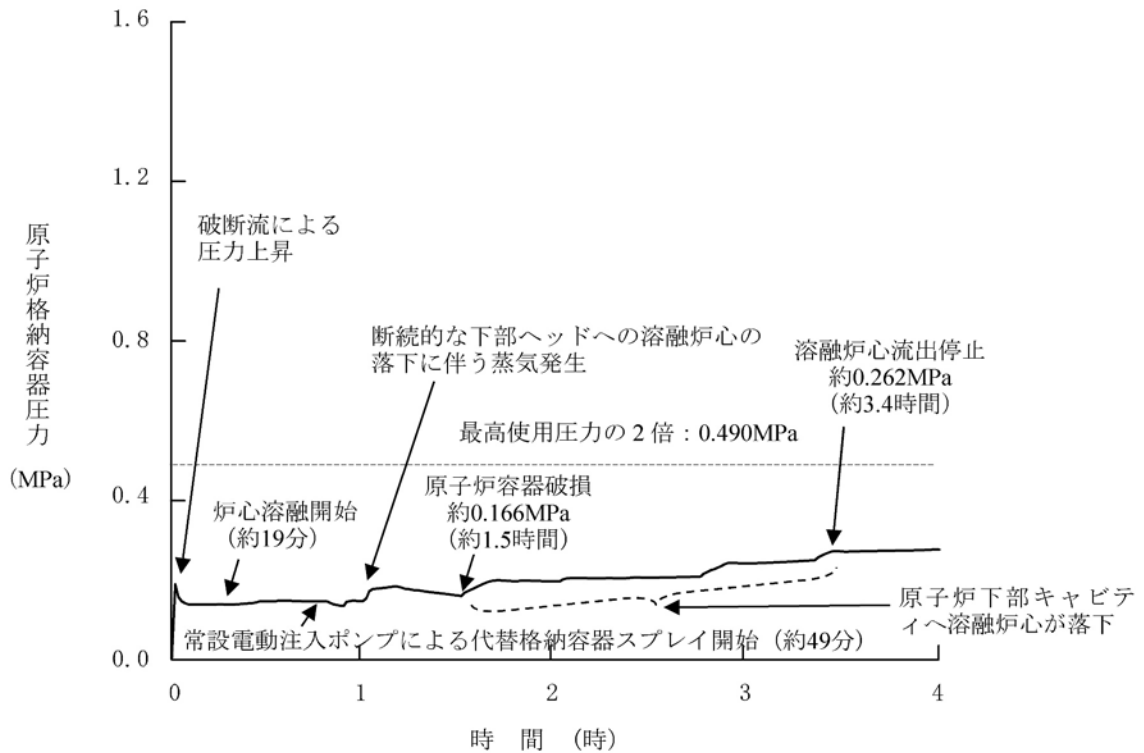
第1.15-372図 燃料最高温度の推移



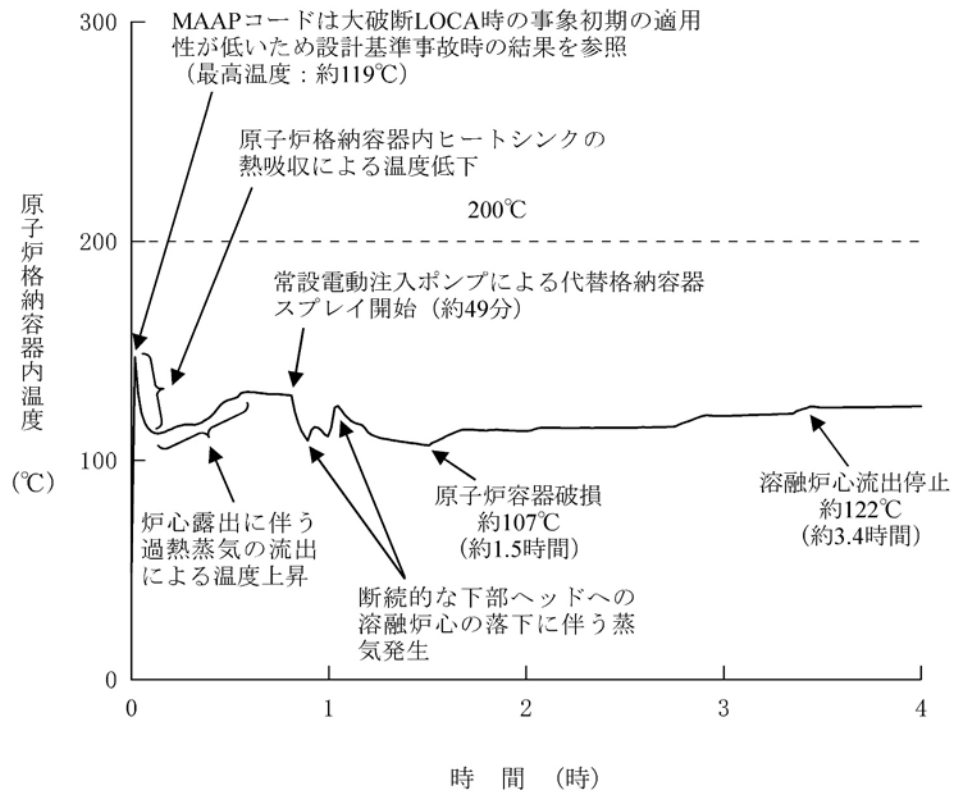
第1.15-373図 原子炉格納容器圧力の推移



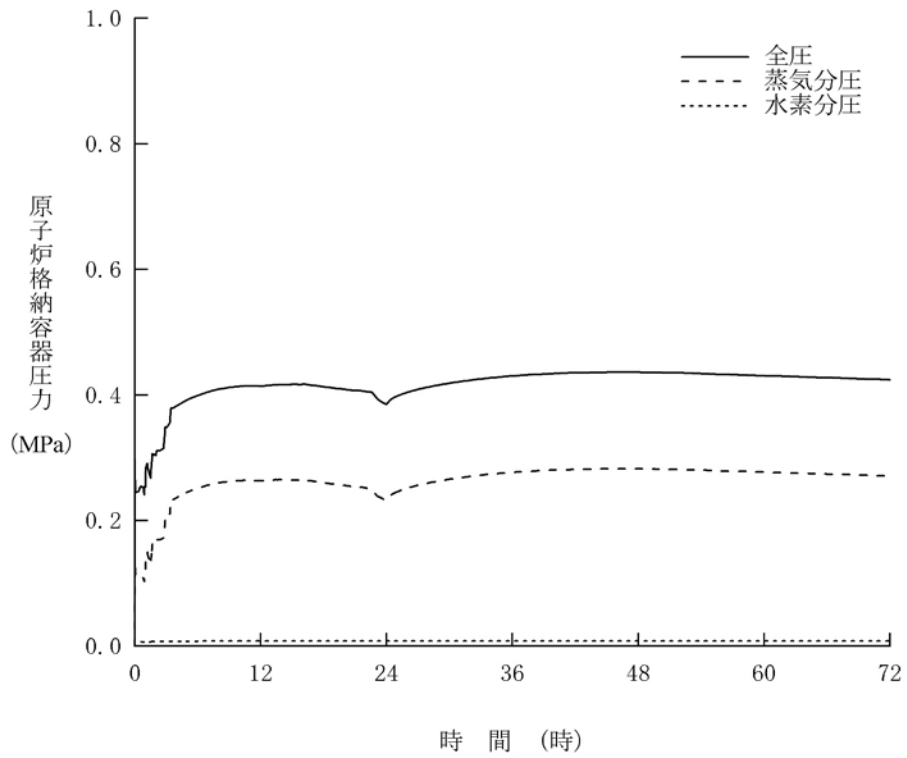
第1.15-374図 原子炉格納容器内温度の推移



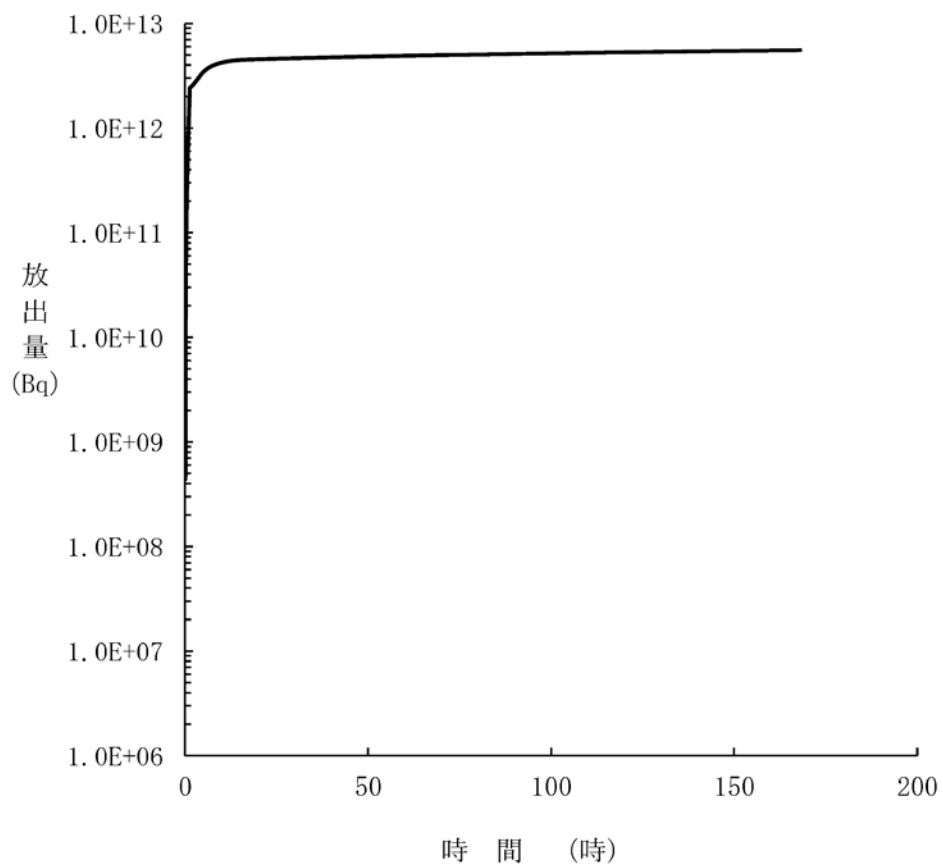
第1.15-375図 原子炉格納容器圧力の推移(～4時間)



第1.15-376図 原子炉格納容器内温度の推移(～4時間)

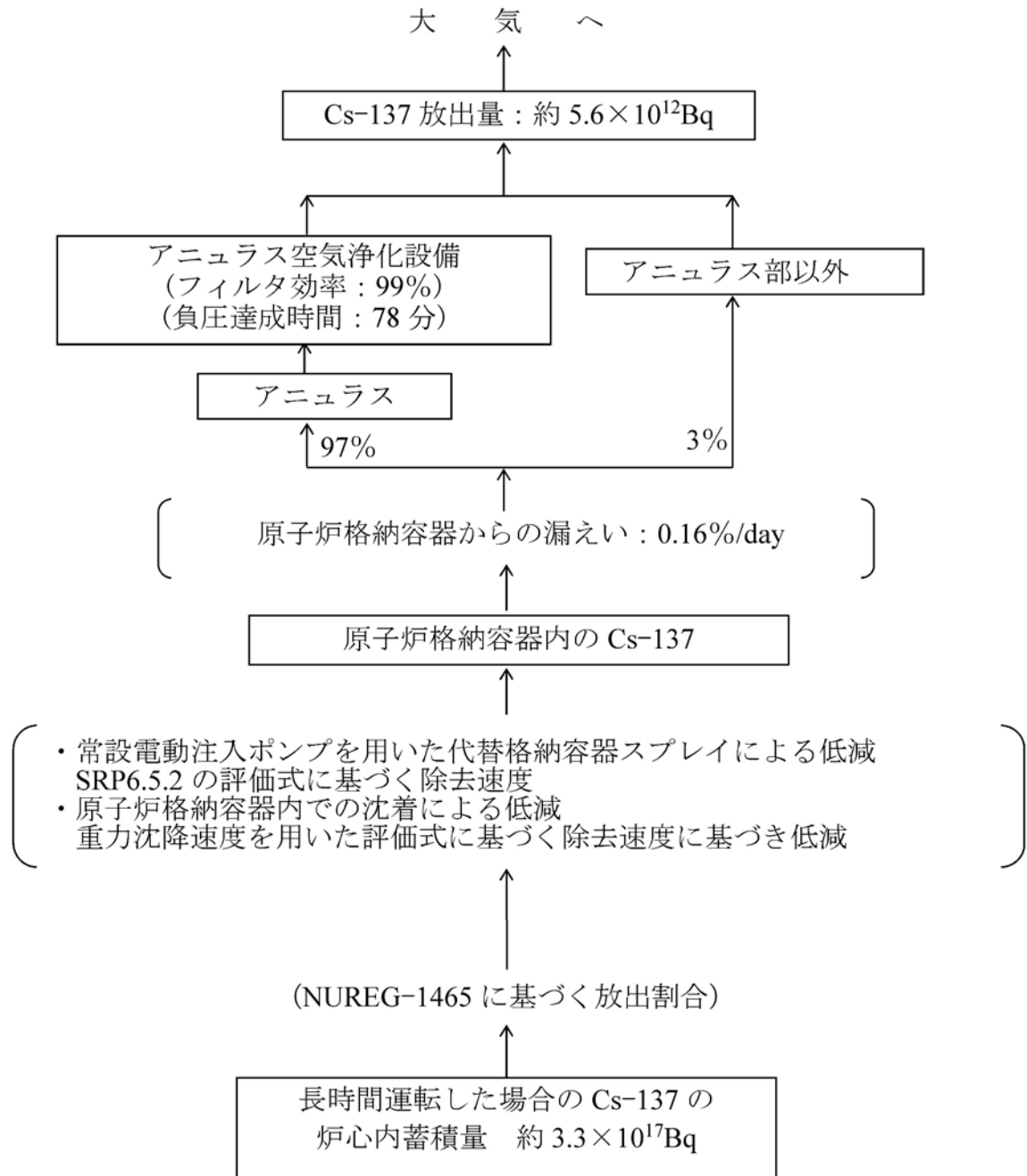


第1.15-377図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧)の推移



第1.15-378図 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移

単位：Bq (GROSS 値)



第1.15-379図 Cs-137の大気放出過程