

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

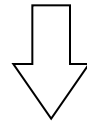
重大事故等対策の有効性評価

平成28年12月27日
九州電力株式会社

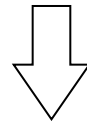
重要事故シーケンス等の選定

- 設置許可基準規則等に基づき、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策の有効性を確認する重要な事故シーケンス（重要事故シーケンス等）を以下の手順で選定する。

- ・確率論的リスク評価（PRA）の知見を踏まえ、重大事故に波及する可能性のある事象と安全機能の喪失の組合せ（事故シーケンス）を網羅的に抽出



- ・事故の進展や対策の共通性に着目して、事故シーケンスを「事故シーケンスグループ」、「格納容器破損モード」に類型化



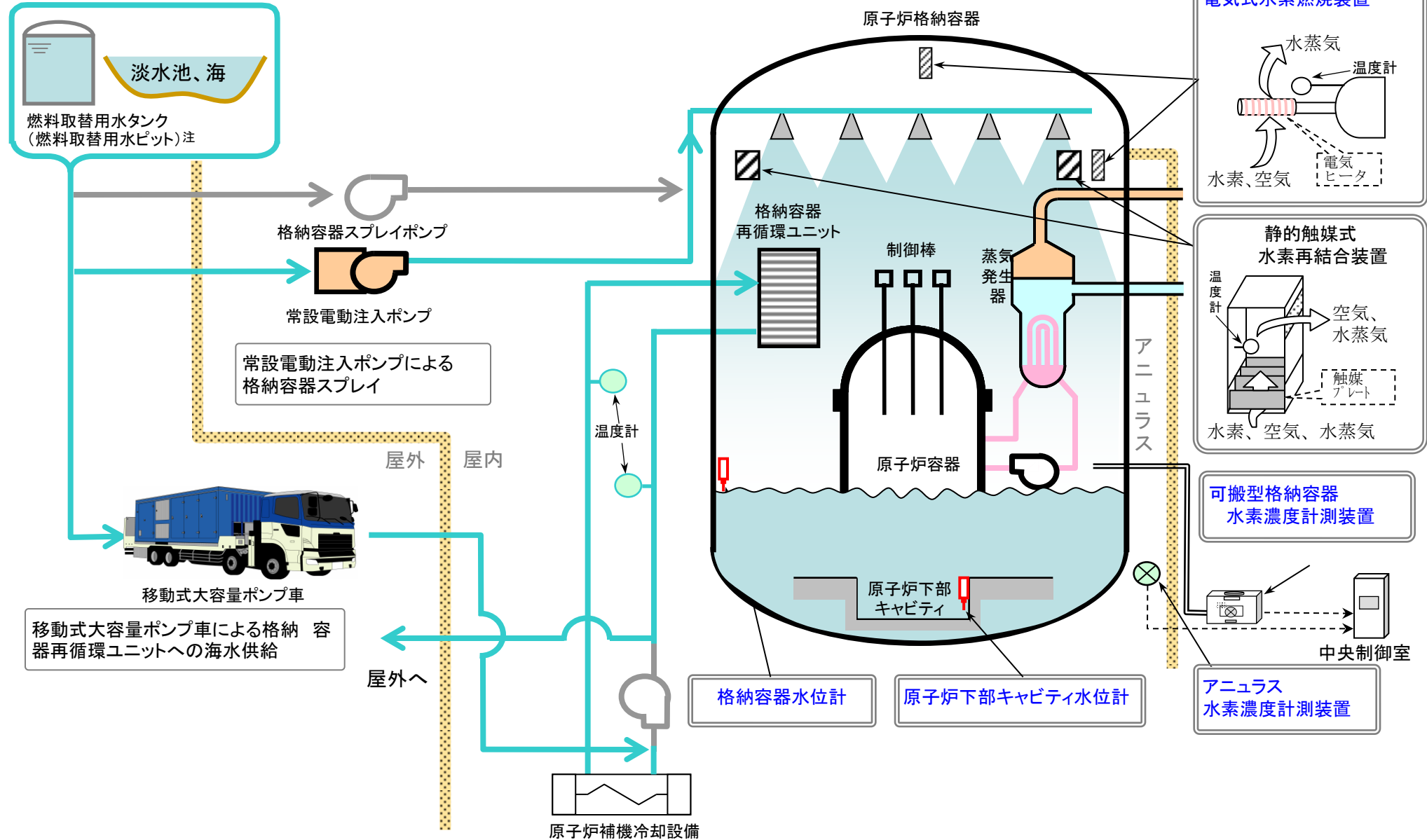
- ・事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードごとに、事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンス等として選定

事故シーケンスグループ等及び重要事故シーケンス等

事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス等	
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	1	2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
	2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故
			外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故
	3	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故
	4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故
	5	原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
			負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
	6	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
7	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	
8	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	
		蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	
運転中の原子炉における重大事故	9	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時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
	10	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
	11	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
	12	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
	13	水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故
	14	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	15	想定事故1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故
	16	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット内の水位が低下する事故
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	17	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)	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
	18	全交流動力電源喪失	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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故
	19	原子炉冷却材の流出	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
	20	反応度の誤投入	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

格納容器破損防止について

注：()は4号



格納容器破損防止対策の有効性評価

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時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）

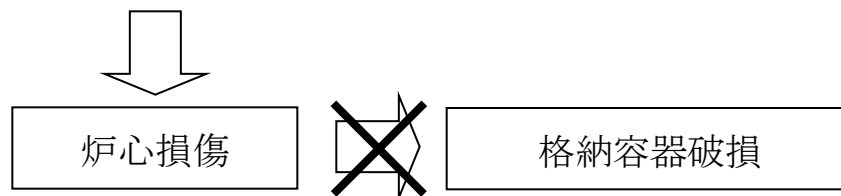
0. 目次

1. 概要
2. 重大事故等対策の概略系統図
3. 重大事故シナリオ
4. 作業と所要時間
5. 主要解析条件
6. 有効性評価結果
7. Cs-137の大気への放出量について
8. Cs-137の大気への放出量評価の概要
9. 必要な要員及び資源の評価

1. 概要

- 「運転中の原子炉における重大事故」における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」については、起因事象として、原子炉格納容器の圧力が厳しくなる、大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能喪失を想定し、さらに炉心溶融が早く、崩壊熱が高い状態で溶融燃料が流出するよう、ECCS注水機能の喪失を重畳させた事象として、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとしている。
- 本格納容器破損モードに対して実施する重大事故等対策及びその有効性評価について説明する。

大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故



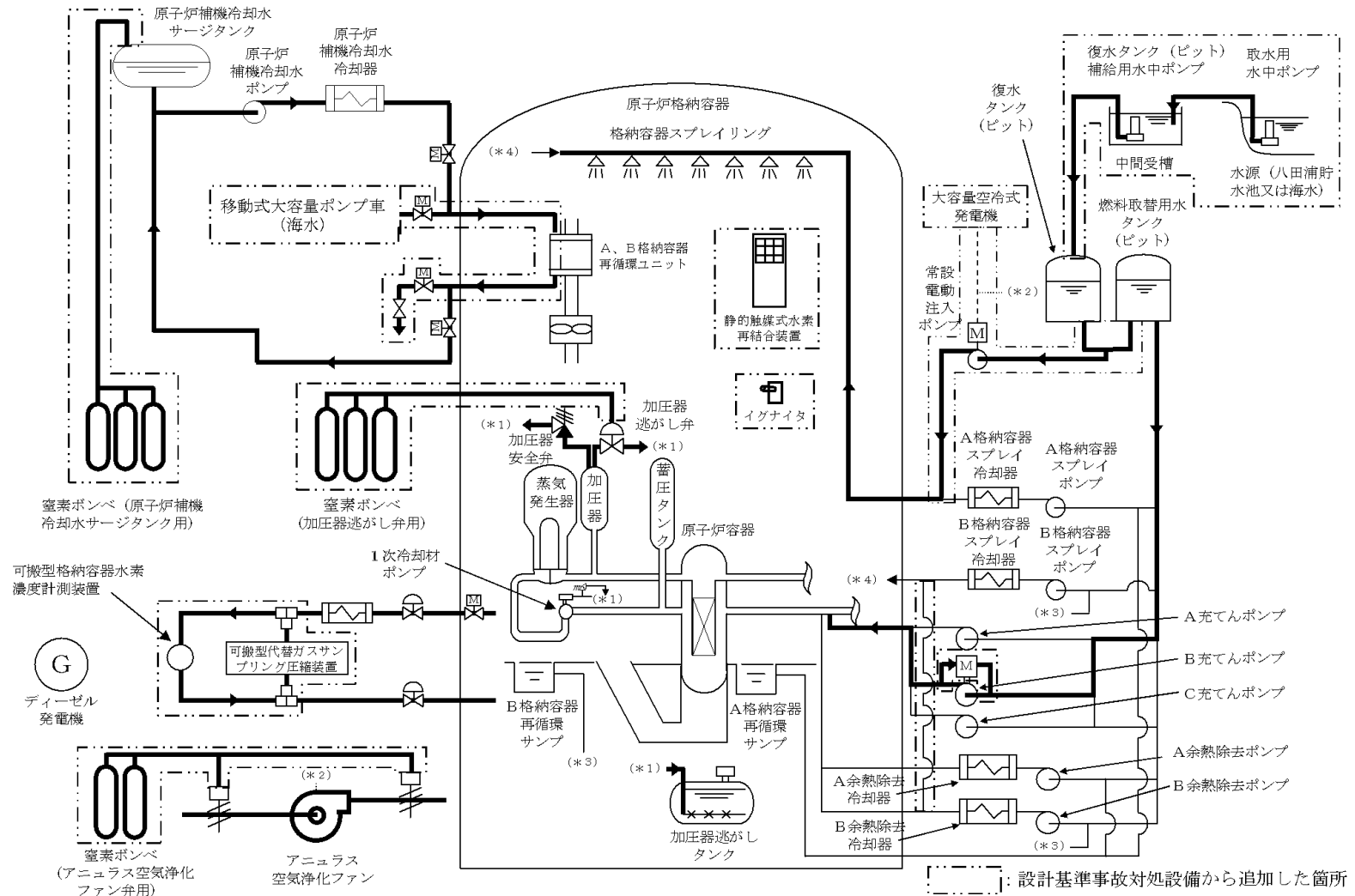
重大事故等対策

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

格納容器破損防止

2. 重大事故等対策の概略系統図



第1図 重大事故等対策の概略系統図

3. 重大事故シナリオ (1/2)

有効性評価上の経過時間
(0秒)

全交流動力電源喪失*1*2

*1: 非常用直流系統は使用可能
*2: 原子炉補機冷却機能喪失

(事象判別プロセス参照)

「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ*3

*3: 設定値 4.8kV

原子炉トリップ信号の発信を確認*4

*4: 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」警報発信及び1次冷却材ポンプ電源電圧が4.8kV以下となっていることを確認する。

原子炉トリップ・タービントリップの確認*5

*5: 原子炉トリップ遮断器表示灯「緑」点灯、制御棒炉底位置表示灯点灯、炉外核計装指示低下により原子炉トリップを確認する。また、主蒸気止め弁表示灯「青」点灯によりタービントリップを確認する。

重大事故等対策要員を召集

主蒸気ライン隔離*6

*6: 主蒸気隔離を行い、ループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。

「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に到達*7

*7: 設定値 12.17MPa[gage]

全交流動力電源喪失によりECCS作動なし

原子炉格納容器スプレイ作動限界値に到達*8

*8: 設定値 196kPa[gage]

全交流動力電源喪失により格納容器スプレイ作動なし

(約11秒)

蓄圧注入系作動

蓄圧注入系作動の確認

(約1分)

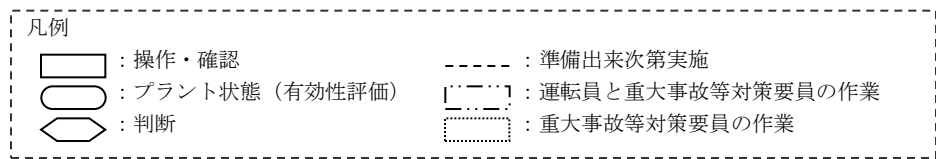
タービン動補助給水ポンプの起動・補助給水流量確立の確認*9

*9: タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁CS表示灯「白」点灯により自動起動を確認し、補助給水流量計にて流量の確立を確認する。

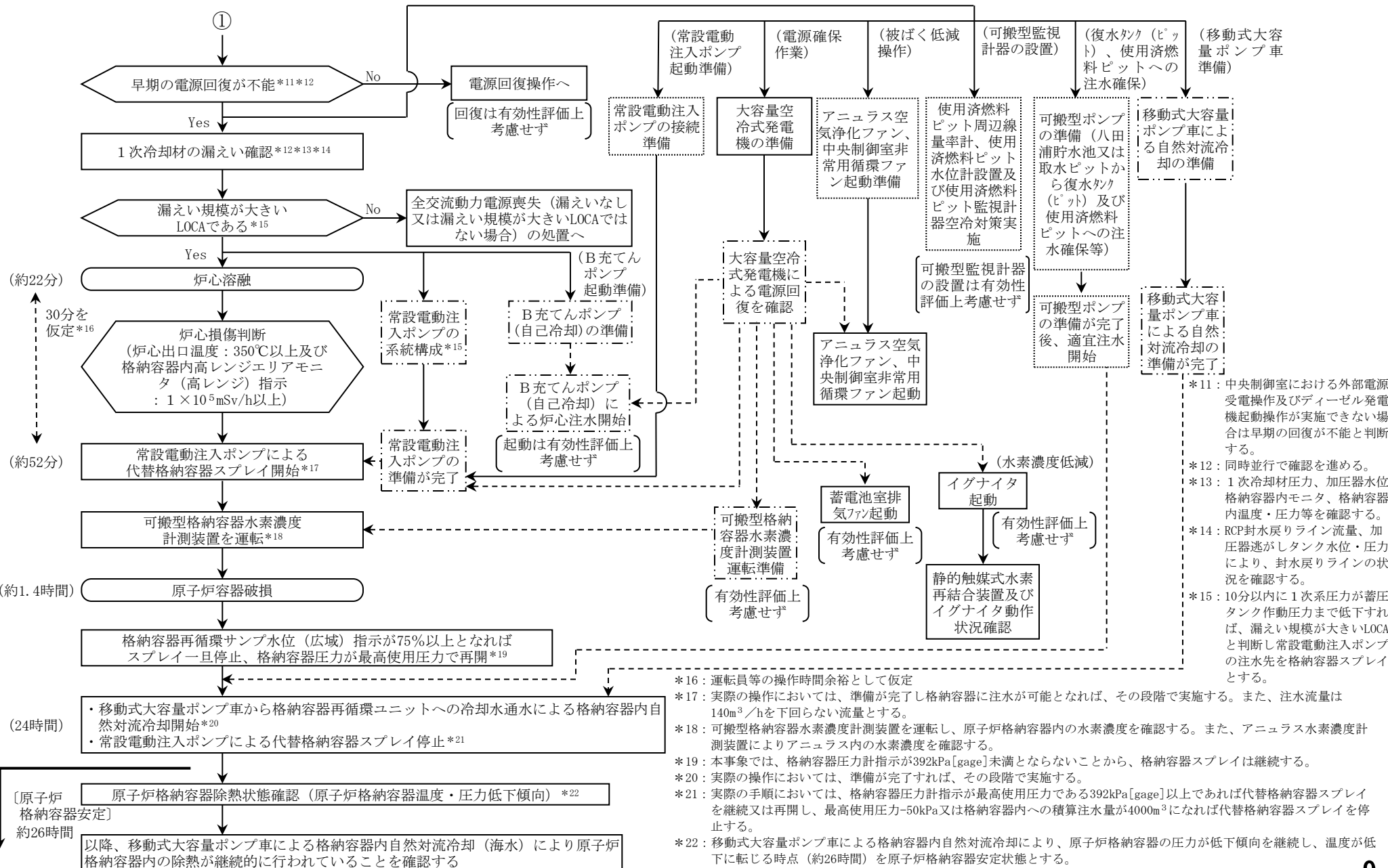
全交流動力電源喪失の適用条件判断*10

*10: 外部電源が喪失し、全ての常用母線及び非常用母線への受電失敗により、電圧が零ボルトを確認。

①



3. 重大事故シナリオ (2/2)



*11: 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合は早期の回復が不能と判断する。

*12: 同時並行で確認を進める。

*13: 1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等を確認する。

*14: RCP封水戻りライン流量、加圧器逃がしタンク水位・圧力により、封水戻りラインの状況を確認する。

*15: 10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば、漏えい規模が大きいLOCAと判断し常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレーとする。

*16: 運転員等の操作時間余裕として仮定

*17: 実際の操作においては、準備が完了し格納容器に注水が可能となれば、その段階で実施する。また、注水流量は $140\text{m}^3/\text{h}$ を下回らない流量とする。

*18: 可搬型格納容器水素濃度計測装置を運転し、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。また、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を確認する。

*19: 本事象では、格納容器圧力計指示が $392\text{kPa}[\text{gauge}]$ 未満とならないことから、格納容器スプレーは継続する。

*20: 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。

*21: 実際の手順においては、格納容器圧力計指示が最高使用圧力である $392\text{kPa}[\text{gauge}]$ 以上であれば代替格納容器スプレーを継続又は再開し、最高使用圧力 -50kPa 又は格納容器内への積算注水量が 4000m^3 になれば代替格納容器スプレーを停止する。

*22: 移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力が低下傾向を継続し、温度が低下に転じる時点(約26時間)を原子炉格納容器安定状態とする。

4. 作業と所要時間 (1 / 2)

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	3号	4号	手順の内容	経過時間 (分)								経過時間 (時間)						
					10	20	30	40	50	60	70	80	1	2	3	4	5		
手順の項目	当直課長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者	事象発生 原子炉トリップ 約22分 炉心浴線 約52分 常設電動注入ポンプにて格納容器スプレイ開始 約60分 アニュラス空気浄化ファンによる被ばく低減操作開始 プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 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														
	当直副課長	1	1		号炉間連絡・運転操作助勢														
状況判断	運転員	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主蒸気隔離操作 ●タービン動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)	10分													主蒸気隔離を行い、ループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する	
	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)	15分													・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52分までに起動することができる ・運転員による充電器庫の受電操作は、事象発生約4時間後までに実施できる
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起動確認 (現場確認)	適宜確認														
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ準備	運転員 C、D + 運転員 E、F	4	4	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)	35分													常設電動注入ポンプ系統構成を、有効性評価上格納容器スプレイを期待している約52分までに実施できる	
	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	1	1	●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)	45分														
	【2】	【2】	●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)	90分															
B充てんポンプ (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 G、H	2	2	●現地移動/B充てんポンプ (自己冷却) 系統構成・注水操作 (現場操作)	35分	5分													起動は有効性評価上考慮せず
	重大事故等対策要員 (初動) 修修対応要員	2	2	●現地移動/B充てんポンプ (自己冷却) 準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	30分														
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員 (初動) 修修対応要員	【1】	【1】	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)	90分													有効性評価上考慮せず	
水素濃度監視	運転員 B	【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 (中央制御室操作)	35分													起動は有効性評価上考慮せず	
	重大事故等対策要員 (初動) 運転員 E、F	【2】	【2】	●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)	35分														
	重大事故等対策要員 (初動) 修修対応要員	【4】	【4】	●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)	25分														
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操作	15分													* 1 : 起動は有効性評価上考慮せず * 2 : ファン起動後は、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内水素濃度を適宜監視する (有効性評価上考慮せず)	
				●蓄電池室排気ファン起動 * 1	5分														
				●イグナイト起動 * 1	5分														
				●静的触媒式水素再結合装置及びイグナイト作動状況確認	適宜監視														
				●常設電動注入ポンプ系統構成	10分														
				●B充てんポンプ (自己冷却) 系統構成	5分	5分													
				●常設電動注入ポンプ起動操作	5分														
				●アニュラス空気浄化ファン起動操作 * 2	5分														
				●B充てんポンプ (自己冷却) 起動操作 * 1	5分														
				●1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止	5分														
				●中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)	5分														
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員 (初動) 修修対応要員	【1】	【1】	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)	適宜確認													有効性評価上考慮せず	

・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及び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 (指揮者等) 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

4. 作業と所要時間 (2/2)

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		経過時間 (時間)												
	3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26
大容量空冷式発電機対応	2		●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給 2時間30分 (ホースの運搬・設置) 燃料補給 → 約10時間に1回												
復水タンク (ビット) への供給	[5] +7	[6] +7	●取水用中ポンプ、復水タンク (ビット) 補給用中ポンプ、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												復水タンク (ビット) への補給作業は、復水タンク (ビット) が枯渇する時間 (約14時間) までに対応が可能である
	[6]	[6]	●取水用中ポンプ、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 (ポンプ、ホース等設置)												
	[1]	[1]	●給水、取水用中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 30分 (中間受槽へ水張り) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回												
	[6]	[6]	●復水タンク (ビット) 補給用中ポンプ、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) 3時間 (ポンプ、ホース等設置)												
	[2]	[2]	●給水、復水タンク (ビット) 補給用中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給、復水タンク (ビット) 水位監視 ⇒復水タンク (ビット) への供給可能 (14時間) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回												
使用済燃料ビットへの注水確保	[9]	[9]	●使用済燃料ビット補給用中ポンプ、可搬型ホース等の設置、系統構成 ※												
可搬型使用済燃料ビット計測装置設置	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間												有効性評価上考慮せず
	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間												約8時間20分に1回
	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給 起動、監視、燃料補給 →												
移動式大容量ポンプ車準備	[7]	[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む) 2時間												移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、有効性評価で仮定している時間 (約24時間) までに対応可能である
	[6]	[6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置 3時間												
	[9]	[9]	●可搬型ホース接続 8時間												
	[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取替え 1時間												
	[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時間												
	[2]	[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給 ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (22時間20分) 起動、監視、燃料補給 → 約4時間30分に1回												
	[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 (現場) 3時間												
	[1]	[1]	●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 (中央制御室) 30分												
燃料取替用水タンク (ビット) への給水確保	[1]	[1]	●燃料取替用水タンク (ビット) - 復水タンク (ビット) 連絡系統構成 15分 20分												
水素濃度監視	[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準備・通水 45分												
	[2]	[2]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続 20分												

☒ 汚染防護服 (タイベック・コム手袋等)、全面マスク、ボケット履量計着用

・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に作機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う
 ・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) 保修対応要員のうち2名が対応)、換気設備準備対応者: 6名 (重大事故等対策要員 (初動後) 保修対応要員のうち6名が対応)

5. 主要解析条件 (1 / 3)

第1表 主要解析条件 (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

5. 主要解析条件 (2 / 3)

第1表 主要解析条件 (2 / 3)

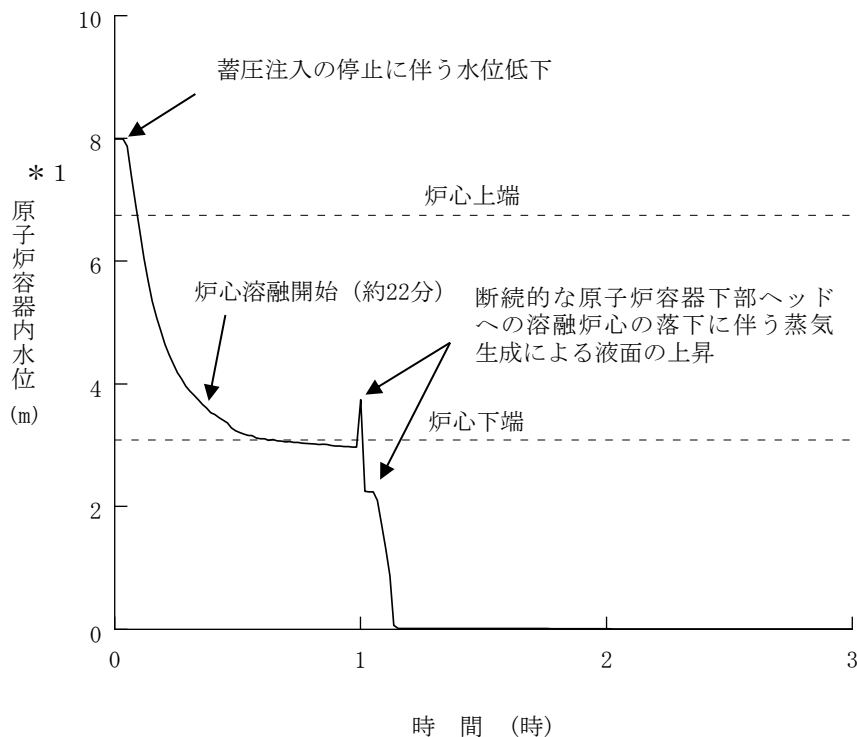
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約0.74m (29inch) の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m (29inch)）の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

5. 主要解析条件 (3 / 3)

第1表 主要解析条件 (3 / 3)

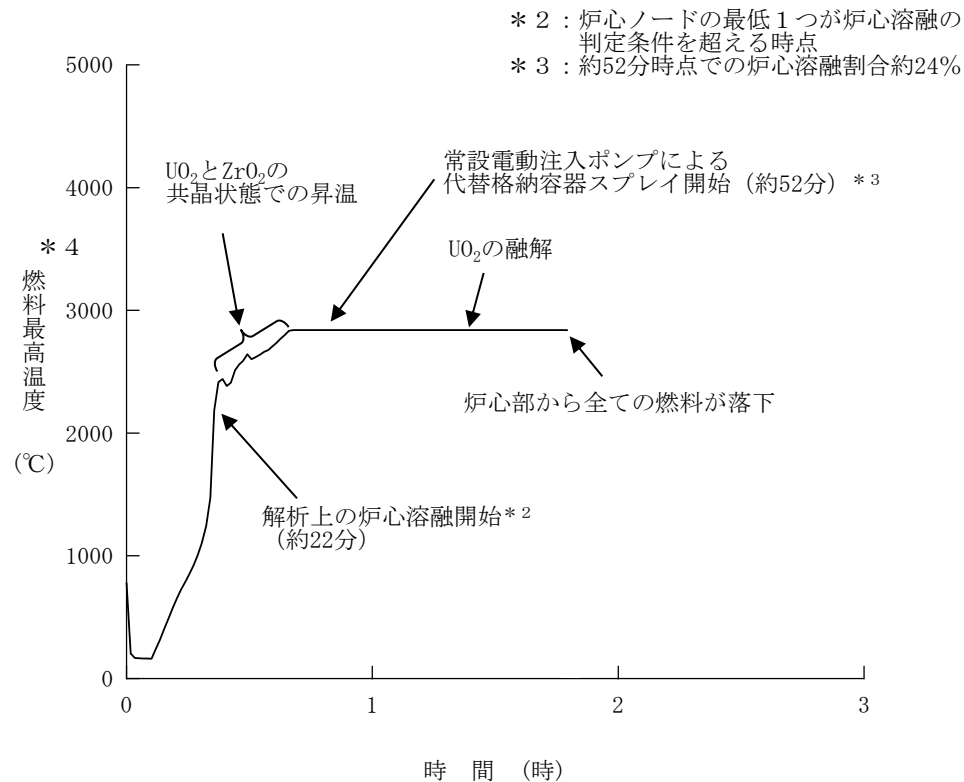
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.5秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m ³ /h / 4 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基 (4基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m ³ /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW)	A、B格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。	
関連大事故等対策条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	運転員等操作時間として、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

6. 有効性評価結果 (1 / 5)



* 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2図 原子炉容器内水位の推移

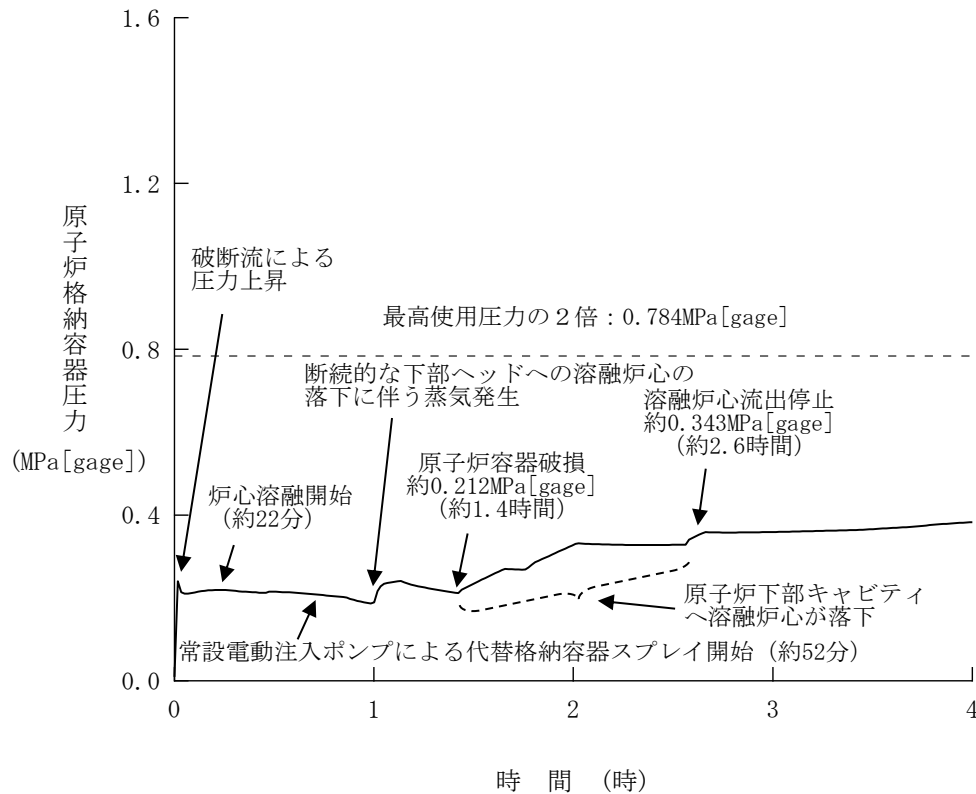


* 2 : 炉心ノードの最低1つが炉心溶融の判定条件を超える時点
 * 3 : 約52分時点での炉心溶融割合約24%

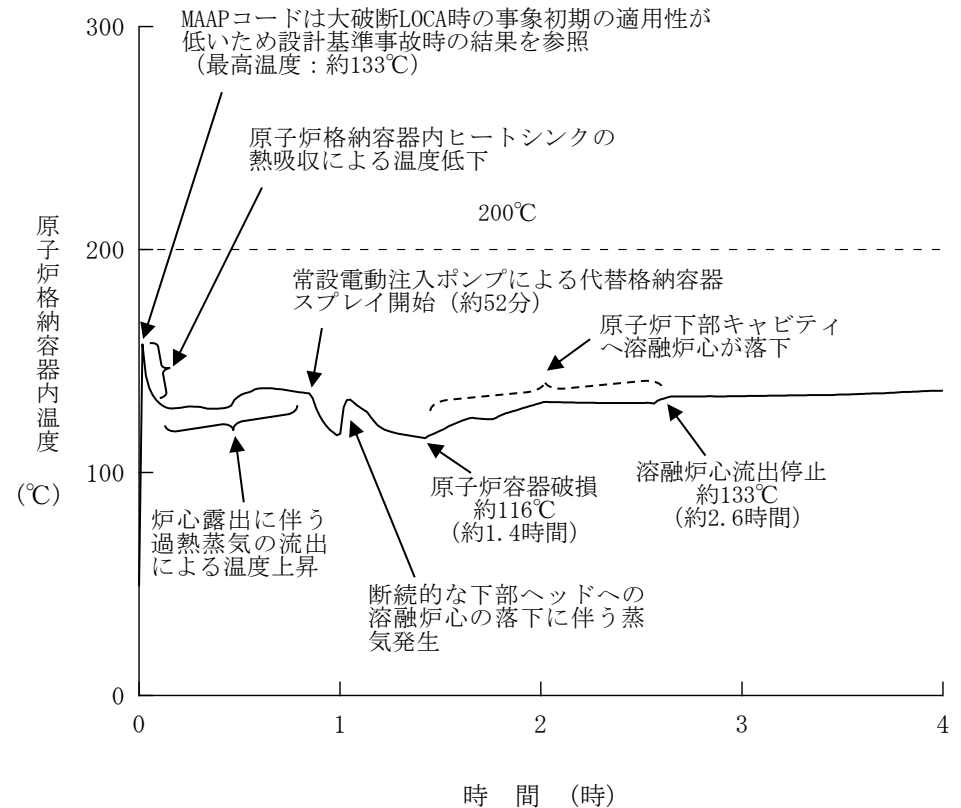
* 4 : 炉心ノードにおける最高の燃料温度

第3図 燃料最高温度の推移

6. 有効性評価結果 (2/5)



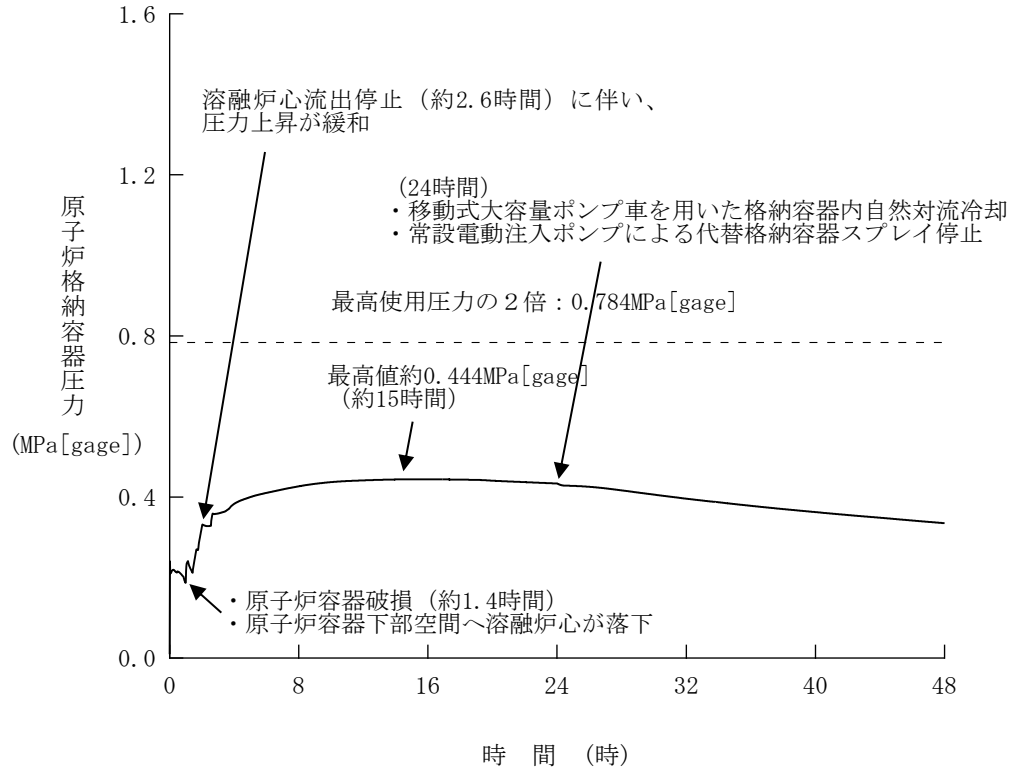
第4図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)



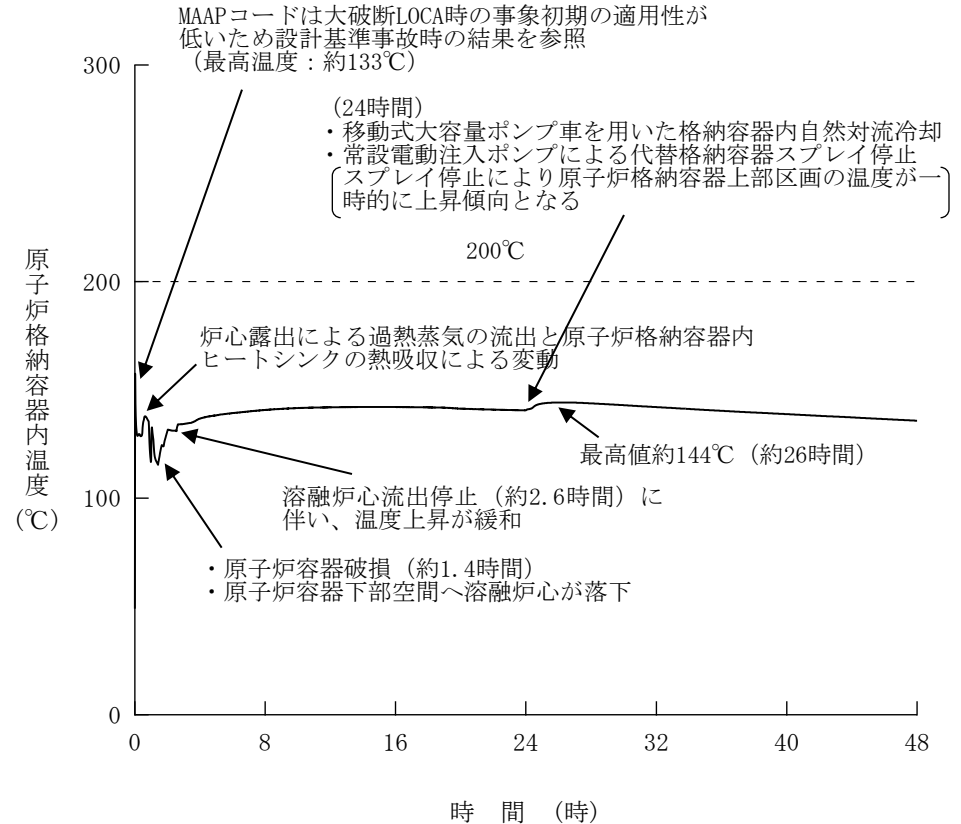
第5図 原子炉格納容器内温度の推移 (～4時間)

破断口から放出された1次系保有水及び常設電動注入ポンプによるスプレー水が、原子炉容器破損時点までに原子炉下部キャビティ室に溜まることとなるが、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧力スパイク)は発生していないことから、原子炉格納容器は破損することはない。

6. 有効性評価結果 (3 / 5)



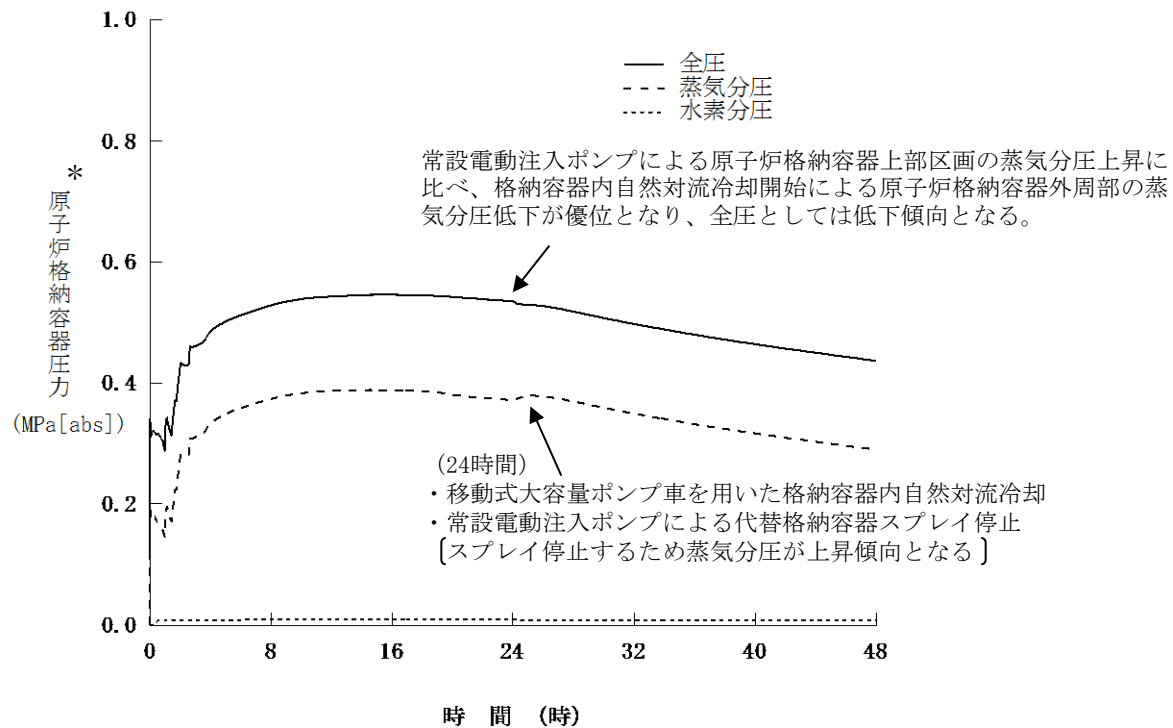
第6図 原子炉格納容器圧力の推移



第7図 原子炉格納容器内温度の推移

大破断LOCAにより1次冷却材が原子炉格納容器に放出されることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、常設電動注入ポンプによるスプレイ注入、及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、原子炉格納容器過圧破損は発生しない。

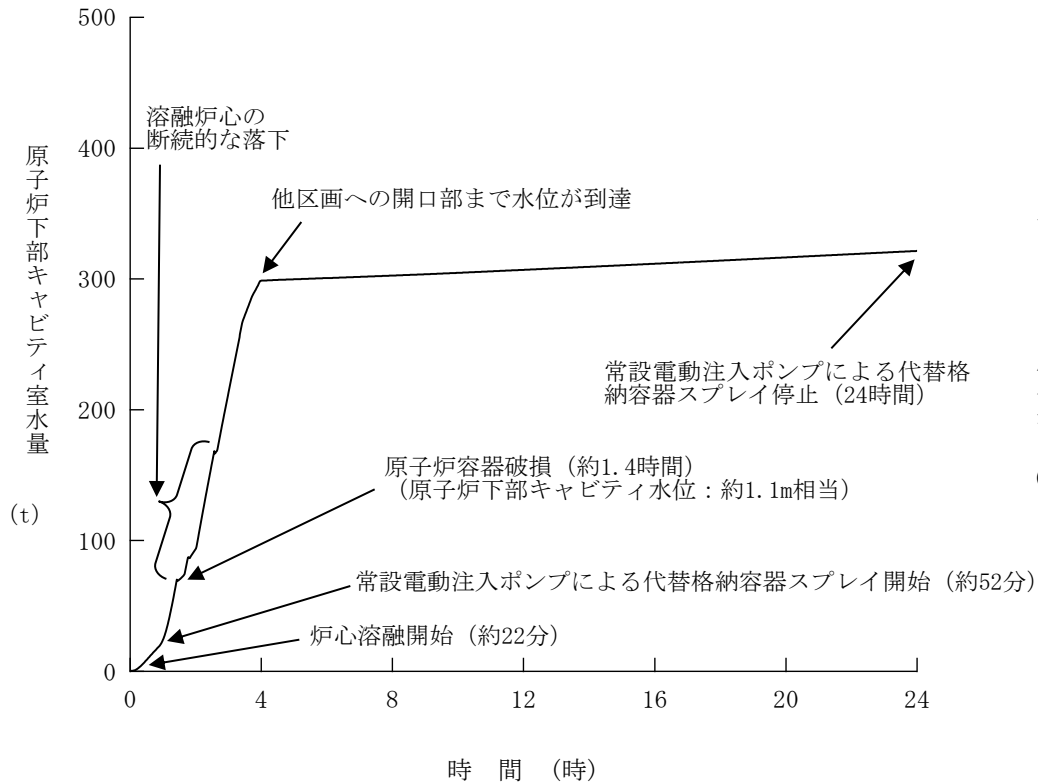
6. 有効性評価結果（4 / 5）



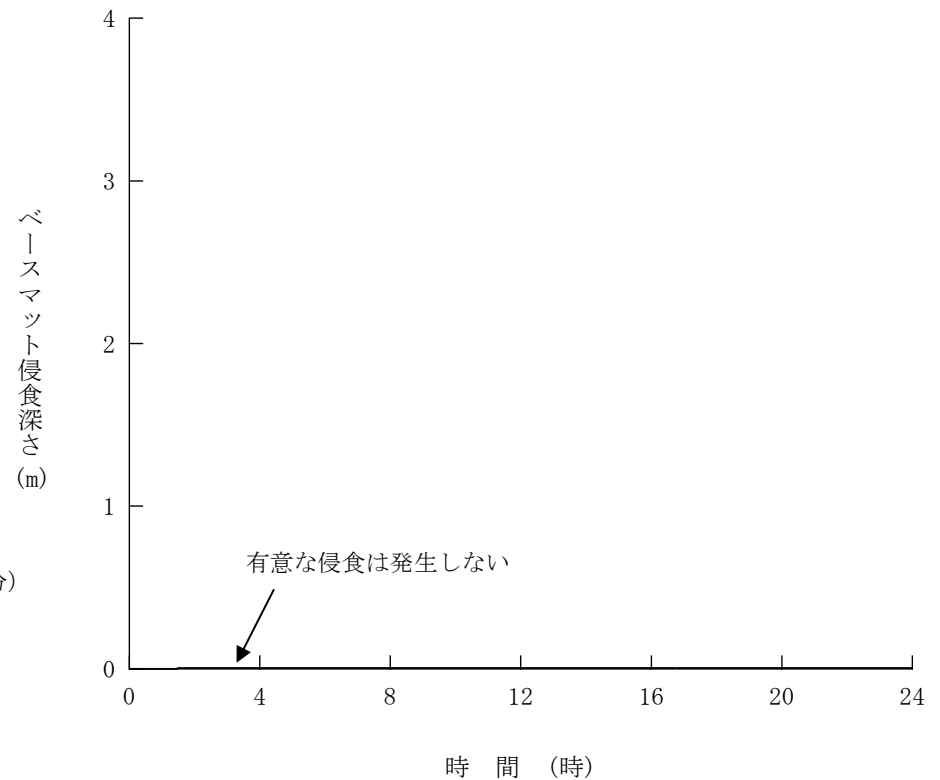
第8図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移

- ・原子炉格納容器圧力に占める「金属－水反応」を考慮した水素の分圧は低くなっていることから、原子炉格納容器内で発生する水素が原子炉格納容器の内圧上昇に与える影響はわずかである。

6. 有効性評価結果（5 / 5）



第9図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



第10図 ベースマット侵食深さの推移

破断口から放出された1次系保有水および常設電動注入ポンプによるスプレイ水が、原子炉容器破損時点までに原子炉下部キャビティ室に溜まることにより、キャビティ床面に落下した溶融炉心とコンクリートの反応が抑制され、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

7. Cs-137の大気への放出量について

格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を対象として、Cs-137の放出量を評価した。

本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。

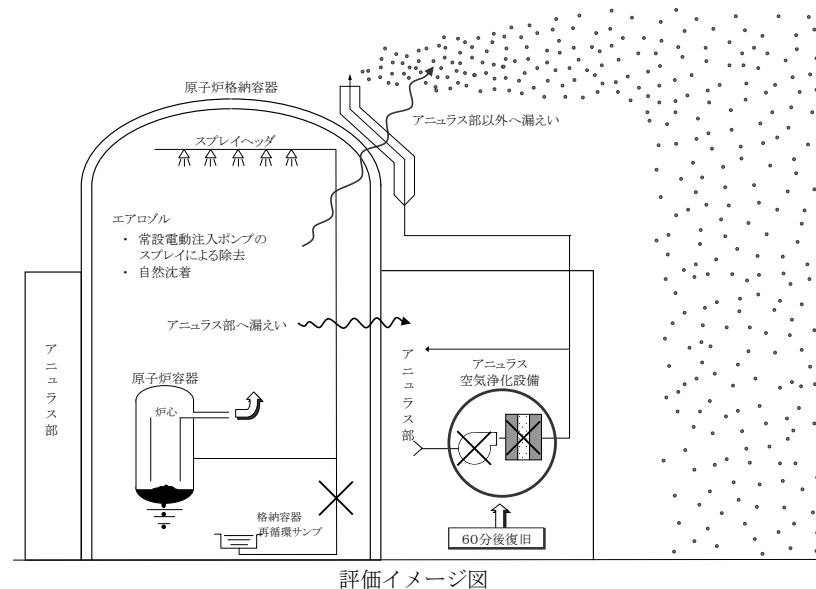
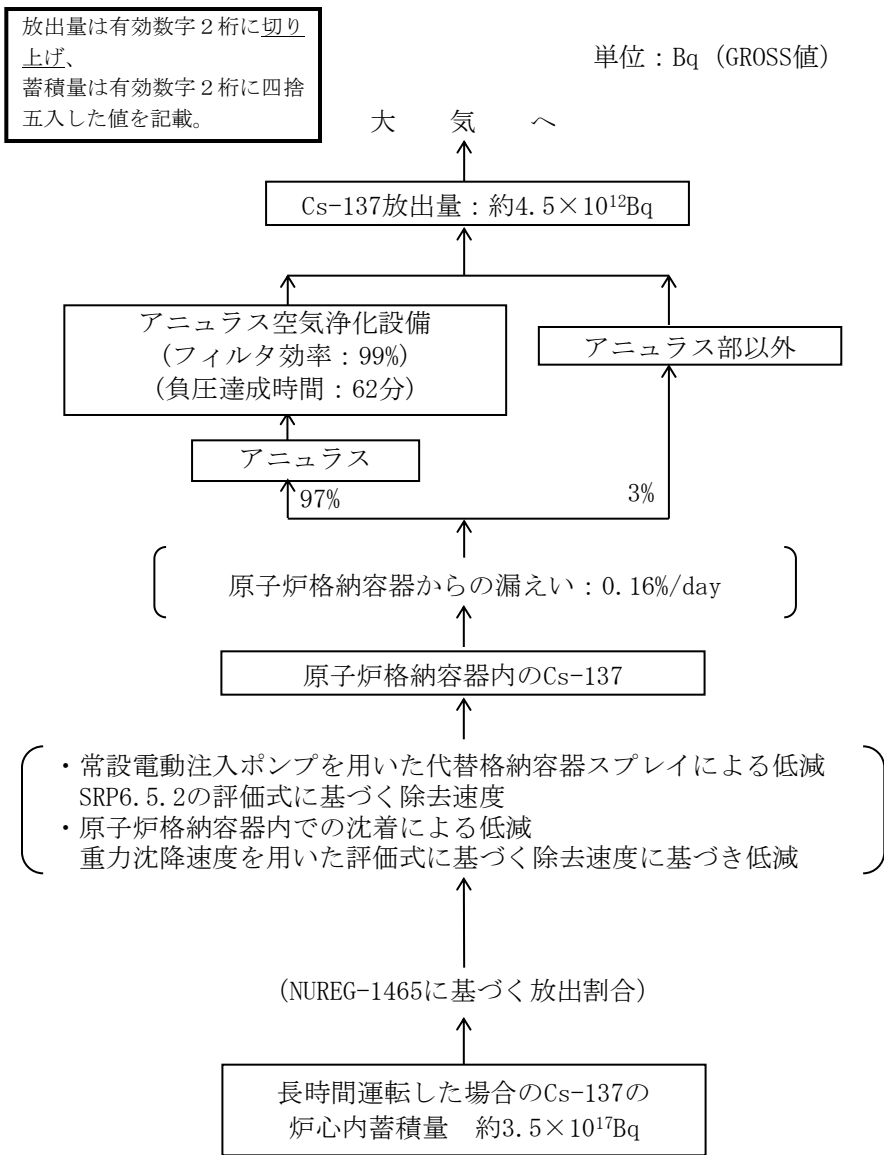
次頁以降に示すCs-137の大気放出過程及び評価条件に基づき事象発生から7日後までのCs-137の総放出量を評価した結果は、以下のとおり約4.5TBqであり、100TBqを下回っている。

なお、事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約4.8TBq）及び100日（約4.8TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価結果（3号、4号共通）（7日積算）

評価項目	評価結果
Cs-137	約 4.5×10^{12} Bq

8. Cs-137の大気への放出量評価の概要 (1/3)



- *1： 炉心内蓄積量はORIGEN2を用いて算出。
- *2： NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。
(Gap ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮)
- *3： スプレイによるCs-137の除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2VsD}$$

λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ
 V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量
 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径

PWRを模擬したNUPEC実験(「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人 原子力発電技術機構」)によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

第11図 Cs-137の大気放出過程

8. Cs-137の大気への放出量評価の概要 (2/3)

第2表 事故発生直後の炉心内蓄積量*1

	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.9×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 1.5×10^{19} (約 3.5×10^{17})*2	約 2.5×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}

*1 作業環境線量評価、居住性評価に係る被ばく評価にも使用。

*2 Cs-137の炉心内蓄積量。

表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	
各フェーズの継続時間 →	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Cs-137の各フェーズの放出割合 →	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
	Cerium group	0	0.0005	0.005	0
	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

8. Cs-137の大気への放出量評価の概要 (3 / 3)

第3表 主要な評価条件の設定の考え方

大項目	中項目	主要条件	設定の考え方
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	100% (3, 411MWt) × 1.02	定常誤差を考慮した上限値として設定
	原子炉運転時間	最高30,000時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465に基づいて設定	早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたNUREG-1465の原子炉格納容器への放出割合を設定
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるスプレイ除去効果	SRP6. 5. 2の評価式に基づき算出した除去速度により低減	SRP6. 5. 2の評価式に基づき算出した除去速度に設定
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度により減少	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度に設定
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	原子炉格納容器内の圧力解析結果(最高値約0.444MPa [gage])に対応した漏えい率(約0.143%/day)に余裕を見込んで設定
	原子炉格納容器からの漏えい割合(アニュラス部/アニュラス部以外)	アニュラス部97%、アニュラス部以外3%	SA時も原子炉格納容器は健全であることから、漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものと設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び負圧達成時間	フィルタ除去効率：99% 負圧達成時間：62分(起動遅れ時間：60分、起動後負圧達成までの時間2分) (全交流動力電源喪失を想定)	<ul style="list-style-type: none"> 設計上期待できる値を設定 選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動後負圧達成までの時間は、目標負圧、アニュラス部自由体積及びファン容量等のパラメータより求めた時間(約57秒)に余裕を考慮して設定

9. 必要な要員及び資源の評価

【必要な要員の評価】

- 3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、52名であり、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

【必要な資源の評価】

a. 水源

- 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である $150\text{m}^3/\text{h}$ での代替格納容器スプレイを想定して、約 $3,480\text{m}^3$ の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンク（ピット）は、約 $1,960\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水タンク（ピット）との連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク（ピット）経由で燃料取替用水タンク（ピット）に補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水タンク（ピット）及び復水タンク（ピット）への補給は不要である。

b. 燃料

- 大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約 $230.2\text{k}\ell$ の重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンク（ピット）への補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 $46.5\text{k}\ell$ の重油が必要となる。復水タンク（ピット）への補給については、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 $7.8\text{k}\ell$ の重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 $284.5\text{k}\ell$ となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 $376\text{k}\ell$ にて供給可能である。

c. 電源

- 大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 440kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 $3,200\text{kW}$ にて電源供給が可能である。