

修正版

資料－４(参考)

第19回安全性検討会資料

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

－ 格納容器破損防止

(No.69,71～73,77,78関連)

令和元年8月30日
東北電力株式会社

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.



目次

1. はじめに
2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策
 - 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)
 - 2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)
 - 2.3 DCH, FCI, MCCI
3. 適合性審査における主要な確認事項
 - 3.1 大気中へのCs-137放出量評価
 - 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
 - 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ
4. 適合性審査の状況
5. これまでのご意見に対する回答



【略語・用語(1/2)】

略語

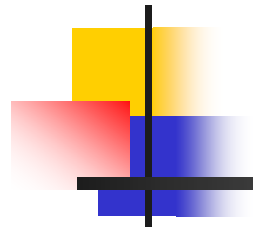
略語	正式名称
PRA	Probabilistic Risk Assessment 確率論的リスク評価
RPV	Reactor Pressure Vessel 原子炉圧力容器
PCV	Primary Containment Vessel 原子炉格納容器
LOCA	Loss-Of-Coolant Accident 冷却材喪失事故
ISLOCA	Interface system loss-of-coolant accident インターフェイスシステムLOCA
HPCS	High Pressure Core Spray System 高圧炉心スプレイ系
ECCS	Emergency Core Cooling System 非常用炉心冷却系

【略語・用語(2/2)】

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

用語

用語	意義
格納容器破損モード	炉心損傷事故時の格納容器の放射性物質閉じ込め機能に着目した格納容器の最終状態を、格納容器破損に至るメカニズムに基づいて分類したもの。
事故シーケンス	起回事象の発生から緩和機能及び人的操作の成功又は失敗の組合せを経て望ましくない最終状態(炉心損傷、放射性物質放出など)に至る経路。
起回事象	通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び/又は格納容器機能喪失へ波及する可能性のあるもの。
感度解析	計算に用いる入力パラメータが変動した場合に、結果にどの程度の影響を与えるかを評価する手法。
イベントツリー	構築物、系統及び機器の損傷、並びに故障及び事故などの起回事象を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、関連する緩和設備の作動の成否などを分岐として樹形状に展開した図式。
G値	電離放射線による化学作用の効率を表す量。放射線化学では単位線量あたりの反応量の表わし方を、吸収エネルギー100eVあたりの分子変化または生成分子数で表わしている。
炉心損傷	燃料被覆管の核分裂生成物保持機能が大きく失われ、一次冷却材内や格納容器内に核分裂生成物が漏れいしている状態。炉心損傷以降は、格納容器破損防止に重点を置いた対策に移行する。
炉心溶融	炉心温度が燃料の融点を超えており、燃料が融解している状態。炉心溶融が進むと炉心が崩壊し、炉心の形状が保たれなくなる。



1. はじめに

1. はじめに(有効性評価の概要(1/3))

■有効性評価とは

- 想定する事故シーケンスグループ(非常用炉心冷却系(ECCS)等の緩和設備の作動状態等に応じて炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化したもの)に対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価すること

【有効性評価の内容】

- ① 炉心損傷防止対策(第17回安全性検討会にてご説明済)
- ② 原子炉格納容器破損防止対策 ◀ **本日も説明**
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策(第15回安全性検討会にてご説明済)
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策(第14回安全性検討会にてご説明済)

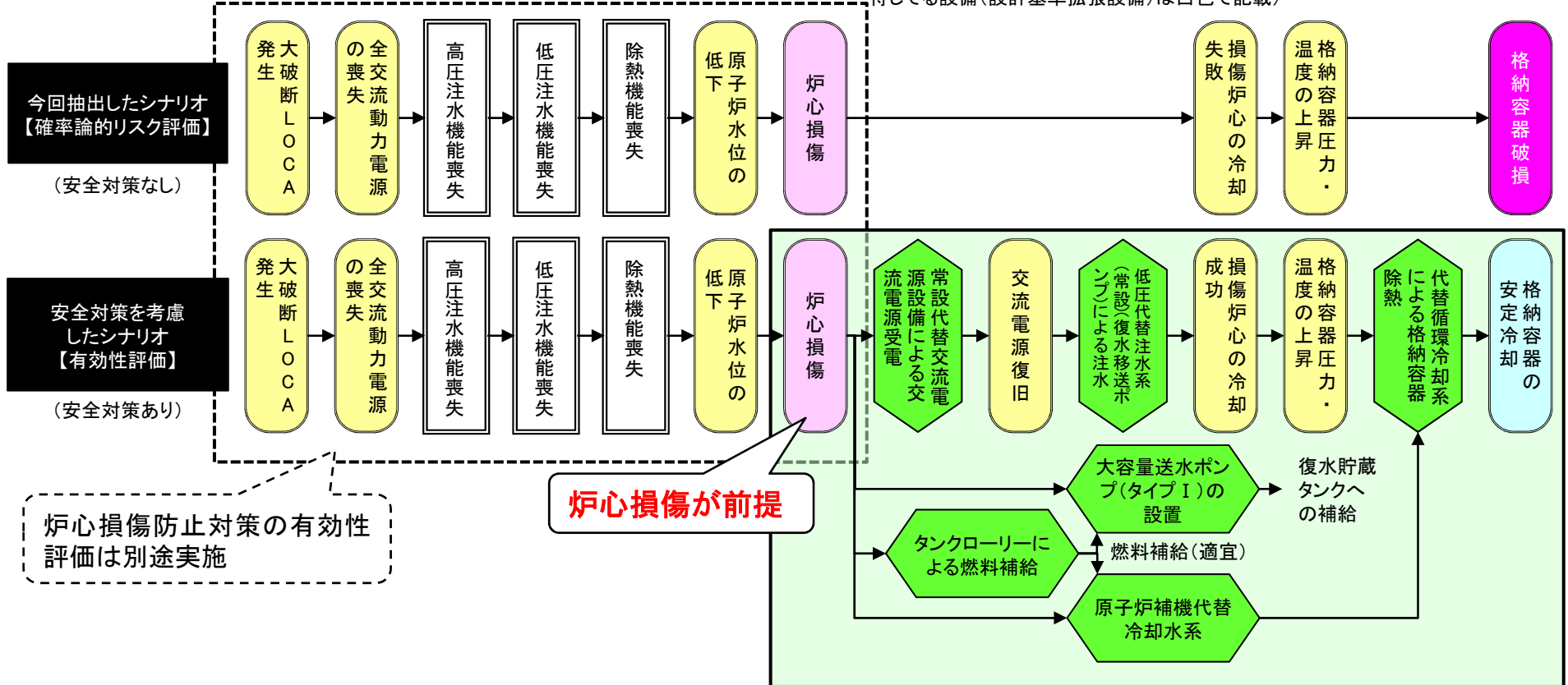
1. はじめに(有効性評価の概要(2/3))

■ 格納容器破損防止対策の有効性評価の概要

- 安全対策を考慮しない場合, 事故発生後, 炉心が損傷し, 格納容器破損に至る事故シナリオに対して, 新たに整備する安全対策を実施することによって, 炉心損傷後であっても格納容器の安定冷却に至ることを確認

< 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合) >

○ : プラント状態
 □ : 確認/判断
 ◇ : 操作
 ■ : 重大事故対策(重大事故対策として期待している設備であるが, 従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)



1. はじめに(有効性評価の概要(3/3))

<格納容器破損防止対策の有効性評価の概要>

炉心損傷を前提に格納容器破損に至る可能性がある
事故シナリオ(物理化学現象)を抽出

想定すべき格納容器破損モードを選定

格納容器破損モード毎に事象進展の厳しさを考慮して
シナリオ(評価事故シーケンス)を選定

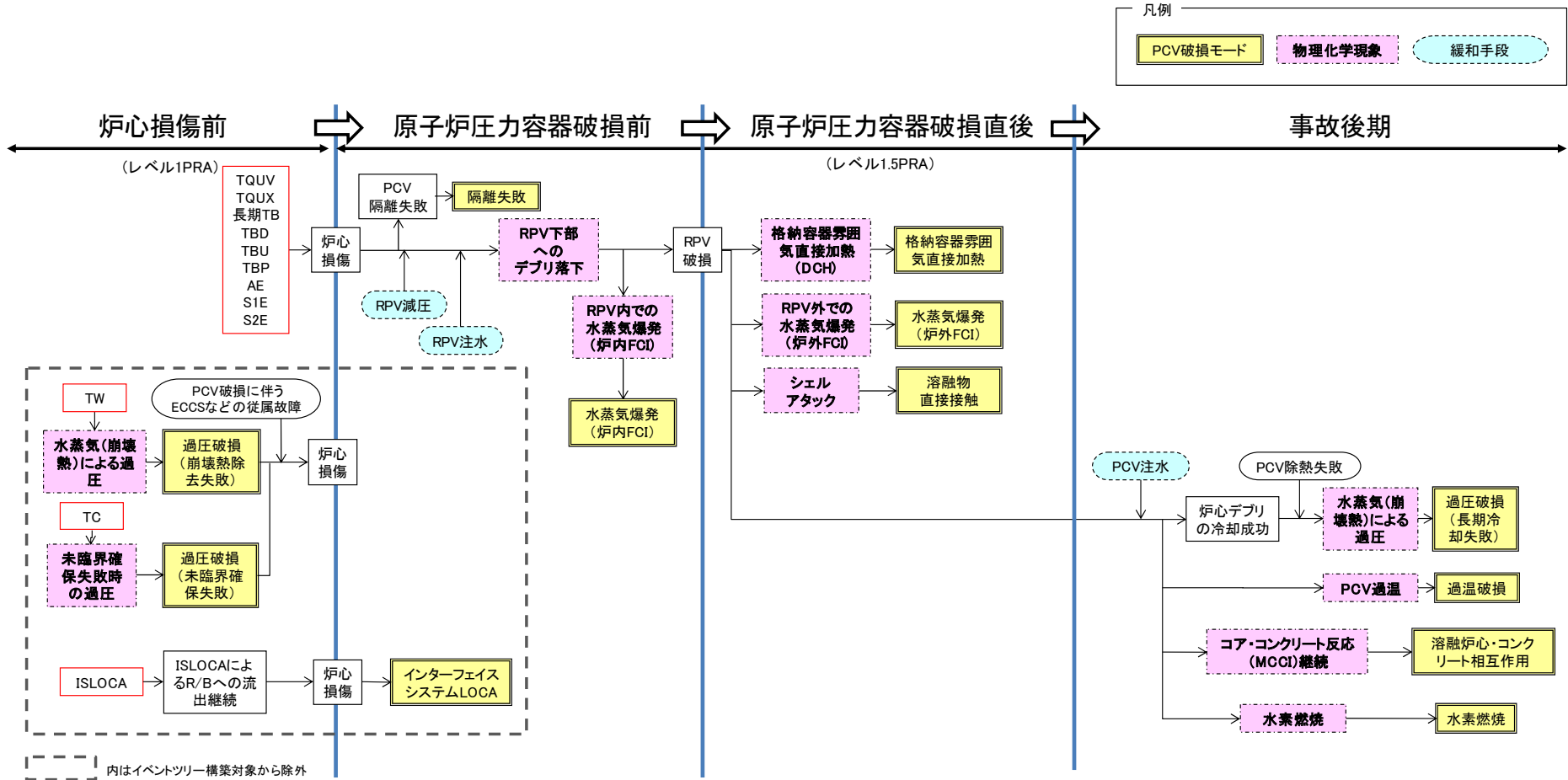
格納容器破損防止の対策

解析によりシビアアクシデント対策の有効性を確認

1. はじめに(事故シナリオの抽出)

■PRAを用いた事故シナリオの抽出

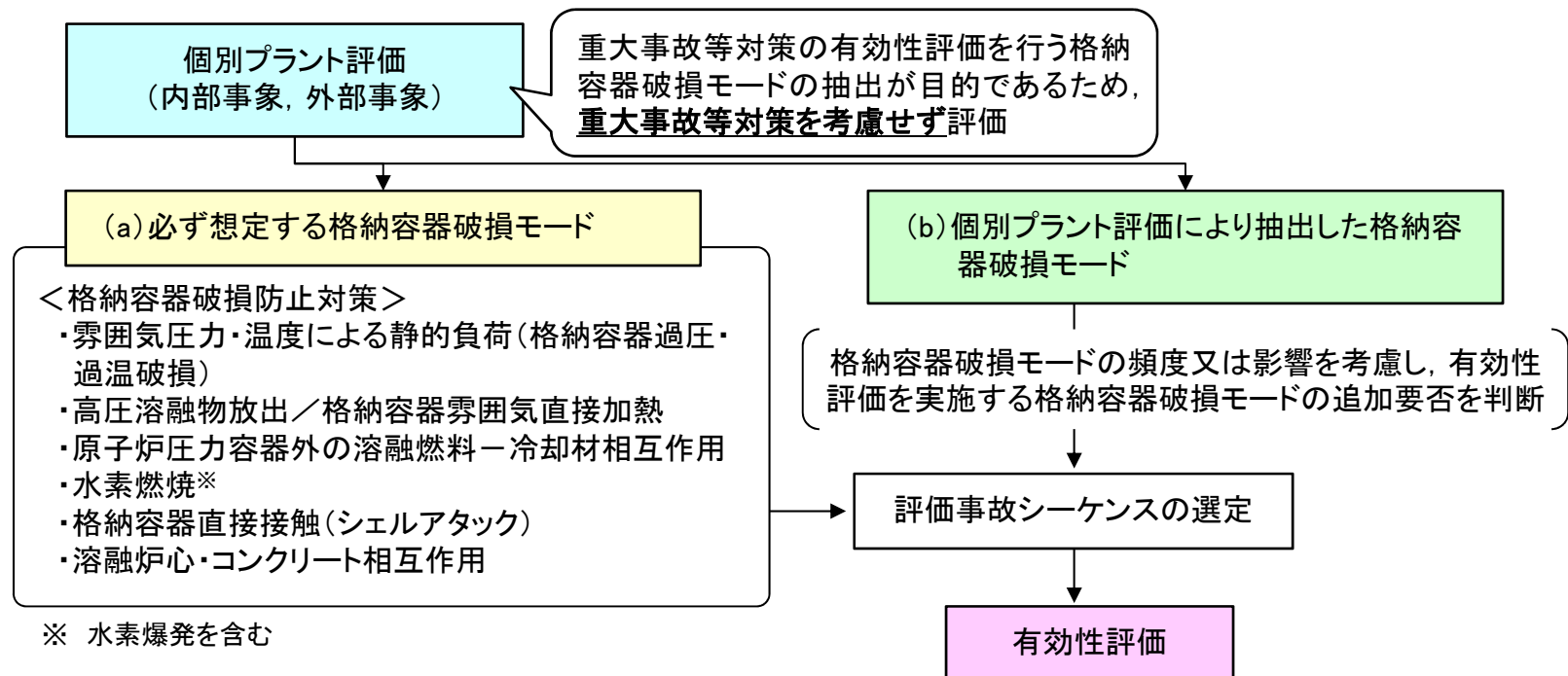
- PRAを用いて, 事故シーケンス(下図の赤枠)毎に, 炉心損傷を想定した上で, 「压力容器破損前」, 「压力容器破損直後」及び「事故後期」の三段階にわけて分析し, 格納容器破損に至る事故シナリオ(物理化学現象, 格納容器破損モード)を網羅的に抽出



1. はじめに(格納容器破損モードの選定(1/4))

■ 格納容器破損モードの選定方法

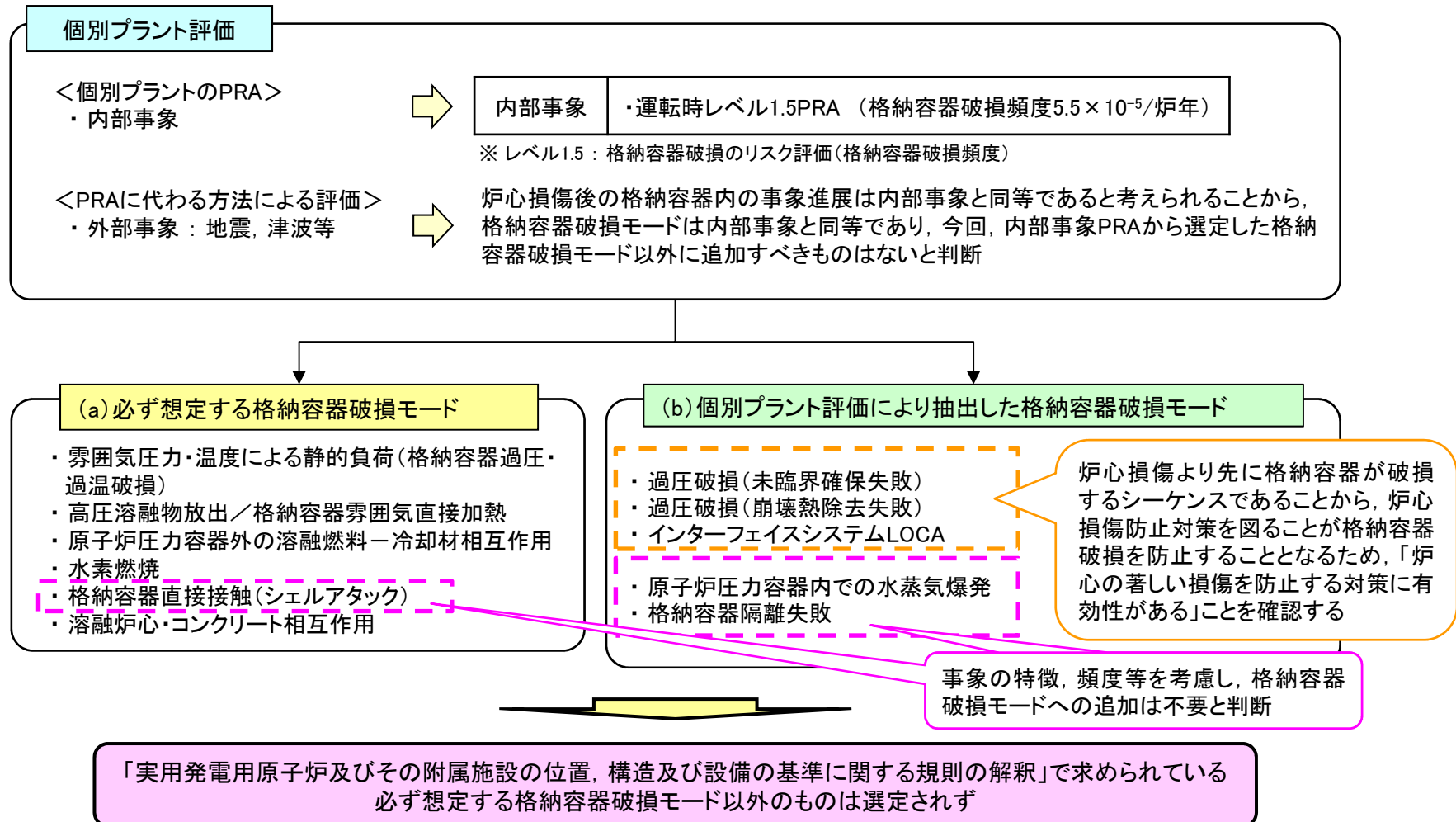
- 有効性評価(=安全対策が有効に機能することを評価)において想定する格納容器破損モードは、下記の方法により選定
 - ✓ 格納容器破損防止対策の有効性は、格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する次の格納容器破損モードを評価対象とする
 - (a) 必ず想定する格納容器破損モード
 - (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード
 - ✓ (b) 個別プラント評価により抽出する格納容器破損モードは、内部事象:確率論的リスク評価(以下「PRA」という。), 外部事象:それに代わる方法で評価
 - ✓ その結果, (a)に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には, 想定する格納容器破損モードとして追加



1. はじめに(格納容器破損モードの選定(2/4))

■個別プラント評価による格納容器破損モードの選定

- 個別プラント評価の結果から下図(b)に該当する格納容器破損モードが抽出されるが、PRAの知見等を踏まえて、新たな格納容器破損モードの追加は不要と判断



1. はじめに(格納容器破損モードの選定(3/4))

■個別プラント評価による格納容器破損モードの先行プラントとの比較

- 女川2号炉は先行BWRプラント(柏崎刈羽6, 7号炉, 東海第二)と同等の格納容器破損モードを抽出しており, 女川2号炉特有の格納容器破損モードはない
- 東海第二は固有の格納容器破損モードを抽出しているが, これは格納容器型式の違いによるものである

	女川2号炉	柏崎刈羽6, 7号炉	東海第二	差異の有無
必ず想定する格納容器破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)	同左	同左	無
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))	同左	同左	無
	格納容器雰囲気直接加熱	同左	同左	無
	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	同左	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発※1	有※1
	水素燃焼	同左	同左	無
	溶融物直接接触	同左	同左	無
	溶融炉心・コンクリート相互作用	同左	溶融炉心・コンクリート相互作用※2	有※2
個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード	過圧破損(未臨界確保失敗)	同左	同左	無
	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	同左	同左	無
	インターフェイスシステムLOCA	同左	同左	無
	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発	同左	同左	無
	格納容器隔離失敗	同左	同左	無

※1 東海第二は, Mark-II型格納容器であるため, 格納容器下部床及びその直下にあるサブプレッション・プール水中での水蒸気爆発を想定

※2 東海第二は, Mark-II型格納容器であるため, 格納容器下部床及びその直下にあるサブプレッション・プールにおけるMCCIによる破損モードを想定

1. はじめに(格納容器破損モードの選定(4/4))

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

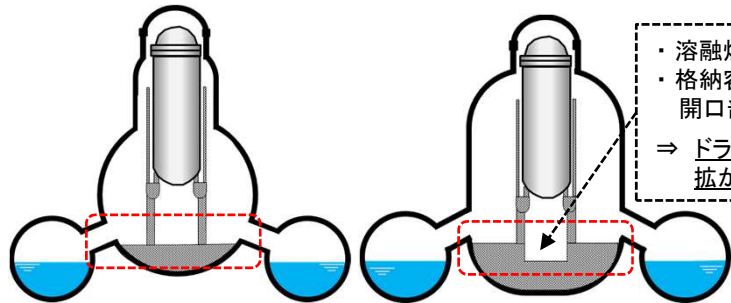
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

■ 格納容器破損モードの除外理由

- 格納容器破損モードのうち、「格納容器直接接触(シェルアタック)」、「原子炉圧力容器内での水蒸気爆発」及び「格納容器隔離失敗」について、評価対象から除外した理由は下表のとおりであり、この取り扱いは先行プラントと同様である

表 格納容器破損モードの除外理由

格納容器破損モード	除外理由
格納容器直接接触(シェルアタック)	格納容器下部の床面とその外側のドライウェルの床面とが同じ高さに設計されているBWR Mark-I型の格納容器に特有の破損モードであり、女川原子力発電所2号炉のMark-I改良型格納容器では、溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、有効性評価の対象から除外した。(下図参照)
原子炉圧力容器内での水蒸気爆発	溶融炉心が原子炉圧力容器内の下部プレナムの水中に落下して発生する水蒸気爆発は、各種研究知見から、下部プレナムの水温は高く、低サブクーリング水条件となり、水蒸気爆発は抑制される、下部プレナムには制御棒案内管が密に存在しているため、水蒸気爆発を制限するとの理由から、格納容器の破損に至る可能性は極めて低く、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されていることから、有効性評価の対象から除外した。 ^[1]
格納容器隔離失敗	「格納容器隔離失敗」は、通常運転中に格納容器の隔離機能を喪失し、その状態が継続した状態で、炉心損傷が発生することで、放射性物質が格納容器外に漏えいすることを想定している。このため、運転中の隔離機能維持の確認が対策となる。運転前に、格納容器の隔離機能が確保されていることを確認した上で、運転中は格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。本破損モードに対し、講じるべき対策は「運転中の隔離機能維持の確認及び炉心損傷防止」であることから、格納容器破損モードへの追加は不要と判断し、有効性評価の対象から除外した。

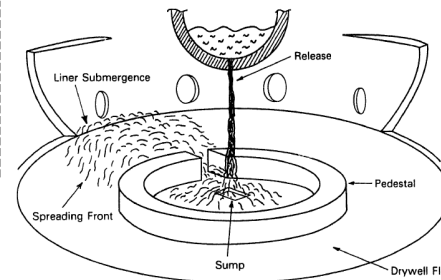


BWR Mark-I型格納容器

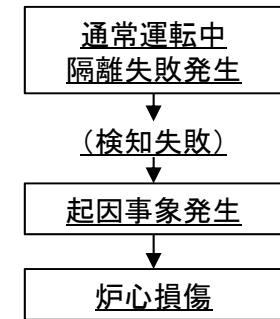
BWR Mark-I改良型格納容器
(女川2号炉の格納容器型式)

格納容器型式による構造の差異

・ 溶融炉心の堆積高さ：約1.2m
 ・ 格納容器下部の側面の開口部までの高さ：□ m
 ⇒ ドライウェル床に溶融炉心は広がらない



BWR Mark-I型格納容器の溶融炉心の流出イメージ^[2]



格納容器隔離失敗発生の流れ

[1] S. Basu, T. Ginsberg, A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction (FCI) issues, Report of the 2nd steam explosion review group workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996 等

[2] NUREG/CR-6025, The Probability of MARK-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

1. はじめに(評価事故シーケンスの選定)

■ 評価事故シーケンスの選定

- 格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定

表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	評価事故シーケンス※
①-1 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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+ <u>損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗</u>
①-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+ <u>損傷炉心冷却失敗+格納容器注水失敗</u>
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+ <u>炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH発生</u>
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>
④ 水素燃焼	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+ <u>損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗</u>
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗</u>

※ 下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す

1. はじめに(有効性評価で使用した解析コード(1/3))

■ 格納容器破損防止対策の有効性評価で使用した解析コード

- 有効性評価(格納容器破損防止対策)に使用する解析コードは以下のとおり
- MAAP^{[1],[2]}は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである
- MAAPは、シビアアクシデントマネジメントの策定等において、世界的に広く利用されており、米国では設計認証(Design Certification)申請等、国内ではPRA、ストレステスト等に使用している

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	
水素燃焼	
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	

○ MAAP(シビアアクシデント総合解析コード)

- ✓ 炉心損傷を伴う事故について、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード
- ✓ 格納容器圧力、温度、コンクリート浸食量、放射性物質の格納容器内分布等を求める

[1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HLR-118、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-089、平成30年5月

[2] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-094、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HLR-123、平成30年5月

1. はじめに(有効性評価で使った解析コード(2/3))

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

■解析コードの妥当性について

- MAAPコードの主要な要素モデルは、種々の実験解析や、国際標準問題(ISP)によるベンチマーク解析等により、モデルの妥当性が確認されており、シビアアクシデント時のプラント挙動解析に適用する総合解析コードとして国際的に認知されている

参考:IAEA,“Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants,” Safety Reports Series No. 56, 2008.

OECD,“Benchmarking of Fast-running Software Tools Used to Model Releases During Nuclear Accidents,” NEA/CSNI/R(2015)19.

- 電力・メーカーでは、評価に使用する解析コードについて、実験等を基に検証され、妥当性が確認されたものであることを確認している。また、解析コードの妥当性については、国の審査でも確認されている。電力・メーカーの確認内容については、ライセンシングレポートを発行している(16ページ参照)
- 規制委員会では、規制委員会の所有する解析コード(MELCOR)を用いた解析結果が、事業者が使用するMAAPによる解析結果と同様の傾向であることを確認している
- なお、炉心溶融後の挙動については、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であることから、不確かさが大きいパラメータについては、実験解析で得られた不確かさ幅の範囲で保守側の限界値を使用する等、保守的な評価条件による解析評価・感度解析(各評価項目について、過小とはならないように過大な評価)により、**その影響を考慮した上で、評価項目への適合性の確認を実施している**(17～25ページ参照)

■有効性評価で使った解析コードに係る適合性審査の状況

- 有効性評価で使った解析コードに係る審査は、当社を含むBWRプラントを所有する事業者(4社)が合同で審査を受けており、これまでに審査会合を4回実施し、事故シナリオ毎のコード選択や計算結果の妥当性を確認されている

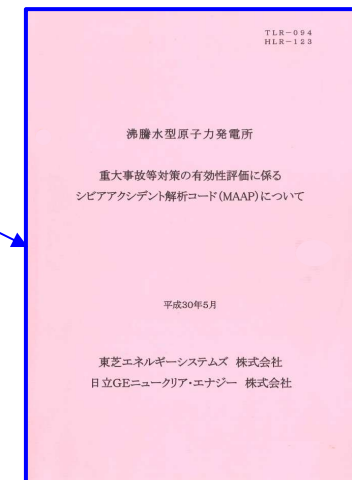
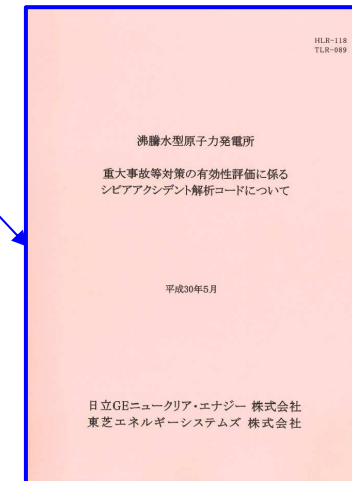
1. はじめに(有効性評価で使用した解析コード(3/3))

■有効性評価で使用した解析コードのライセンスレポートについて

- 審査を実施した有効性評価で使用した解析コードの資料については、BWR各社が共通的に用いる資料であることから、ライセンスレポートとして取り纏めており、国会図書館に収蔵し、公知化されている

表 女川2号炉にかかる解析コードライセンスレポート

	名称	レポートNo	発行年月
1	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて	HLR-118 TLR-089	平成30年5月
2	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(SAFER)について	HLR-119 TLR-090	平成30年5月
3	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(CHASTE)について	HLR-120 TLR-091	平成30年5月
4	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(REDY)について	HLR-121 TLR-092	平成30年5月
5	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(SCAT)について	HLR-122 TLR-093	平成30年5月
6	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について	HLR-123 TLR-094	平成30年5月
7	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(APEX)について	GLR-006 HLR-124 TLR-095	平成30年5月



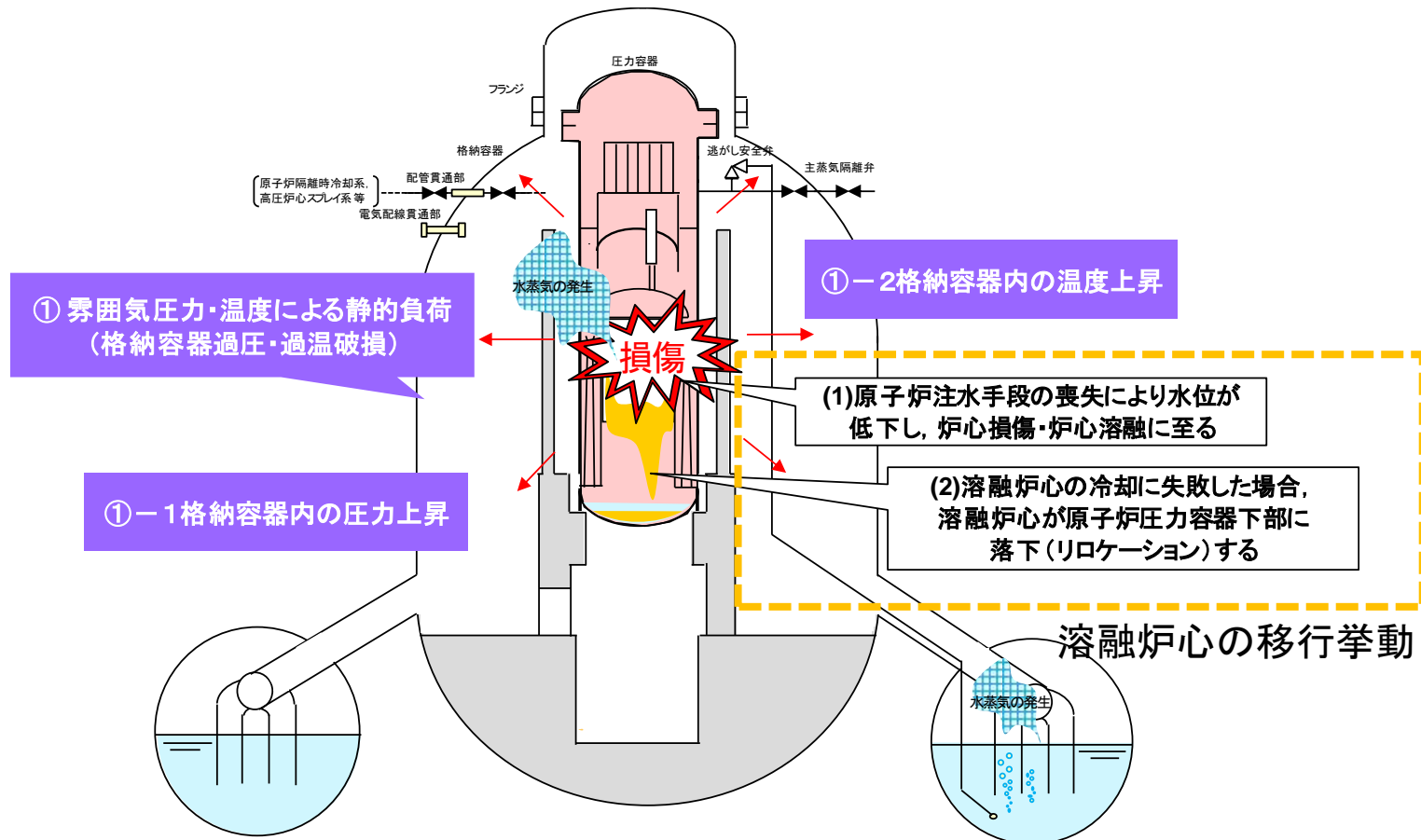
1. はじめに(格納容器破損に至る現象(1/9))

①-1 格納容器過圧破損の特徴

・炉心損傷後、損傷炉心冷却に成功した場合、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇することで格納容器の破損に至る。

①-2 格納容器過温破損の特徴

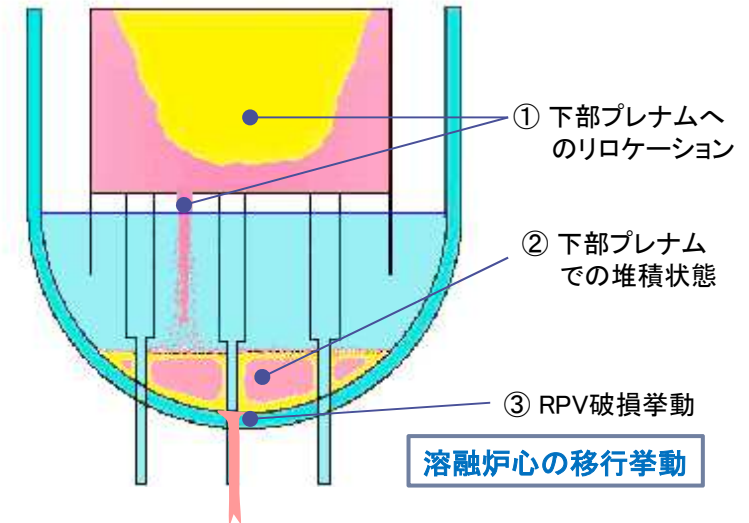
・炉心損傷後、損傷炉心冷却に失敗した場合、損傷炉心が冷却されず格納容器内の高温の溶融炉心により格納容器雰囲気加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷することで格納容器の破損に至る。



1. はじめに(格納容器破損に至る現象(2/9))

■ 溶融炉心の移行挙動の不確かさの扱い

- 溶融炉心の移行挙動について、現象の「不確かさ」、「推定される実現象」及び「MAAPコードの扱い」を下表に示す
- いずれの過程の現象もMAAPコードの扱いは不確かさの範囲で厳しい側に扱っている
- 特にRPV破損時に、全溶融炉心が短時間で流出する結果となるため、Ex-Vessel現象(FCI, MCCI)の評価条件が厳しくなり、有効性評価結果が厳しくなる扱いをしている

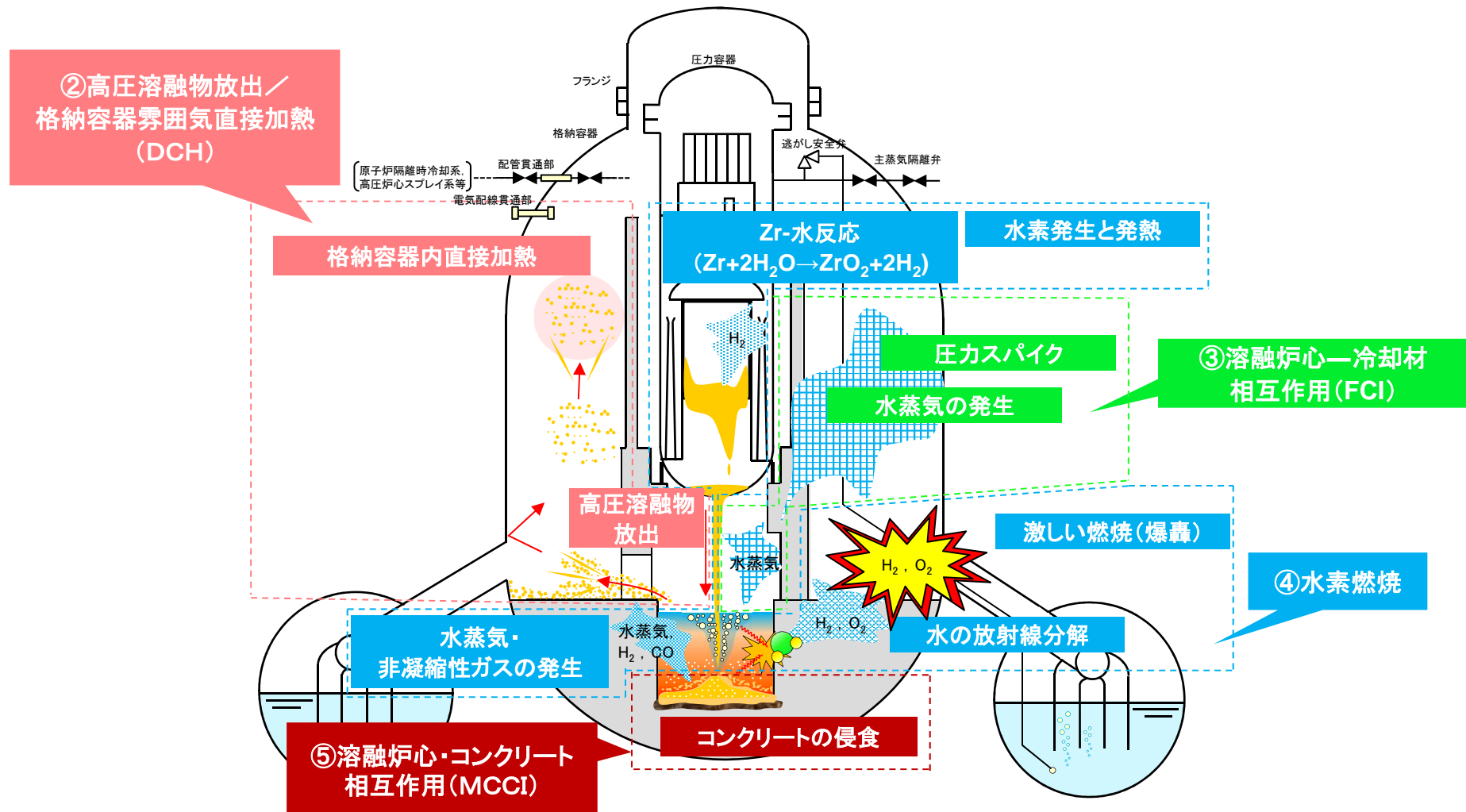


現象	不確かさ	推定される実現象	MAAPコードの扱い
① 下部プレナムへのリロケーション挙動	炉心部での大規模な溶融プールの形成の有無により、溶融物温度やリロケーション挙動が異なる。	崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり、さらに温度が上昇して溶融に至る過程で段階的にリロケーションする。	炉心部で大規模な溶融プールが形成され、溶融物温度は高温になる。下部プレナムへのリロケーションは高温状態かつ大流量で発生するため、下部プレナムへ移行する熱負荷としては厳しくなる。
② 下部プレナムでの堆積状態	固相が主の堆積状態か、固液が層分離状態で堆積するかで下部ヘッドへの熱負荷や、RPV破損時の溶融物の温度が異なる。	段階的なリロケーションにより、溶融炉心はプール水により粒子化及び冷却・固化し、大部分は固相として堆積する。	リロケーション後、溶融炉心は直ちに層分離状態(粒子状デブリ、金属層、クラスト、溶融プール)で堆積し、冷却水や構造物との熱的相互作用により長時間下部プレナムに保持され、RPV破損までに高温化する。このため、下部ヘッドへの熱的負荷が厳しくなる。
③ RPV破損挙動	破損口径に不確かさがある。溶融物の流出流量が異なってくる。	計装管等の局所的な小口径の破損が発生し、固相を巻き込んで緩やかに流出する。	高温化した大規模な溶融プールが形成されることにより大口径破損(CRDハウジングの逸出)が発生し、全溶融炉心が短時間(1分程度)で流出する結果となるため、Ex-Vessel現象の評価が厳しくなる。

1. はじめに(格納容器破損に至る現象(3/9))

■ 重大事故等時の格納容器の健全性に影響を与える主な物理化学現象

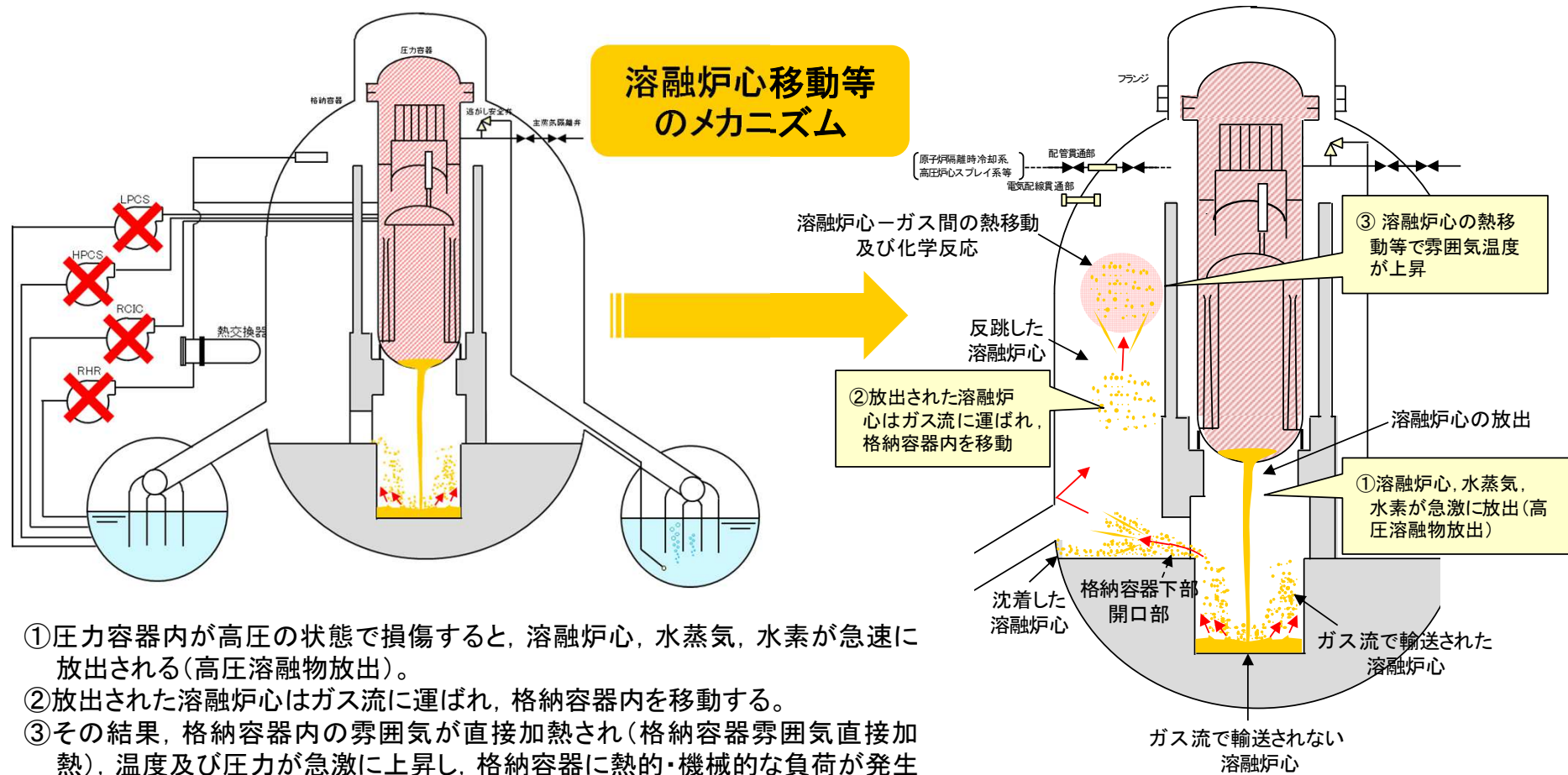
- 炉心損傷後, 原子炉圧力容器が破損し, 燃料が格納容器の下部に落下すると, 放射性物質を閉じ込める格納容器を破損させるような様々な物理化学現象が発生する



1. はじめに(格納容器破損に至る現象(4/9))

②高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の特徴

・原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。

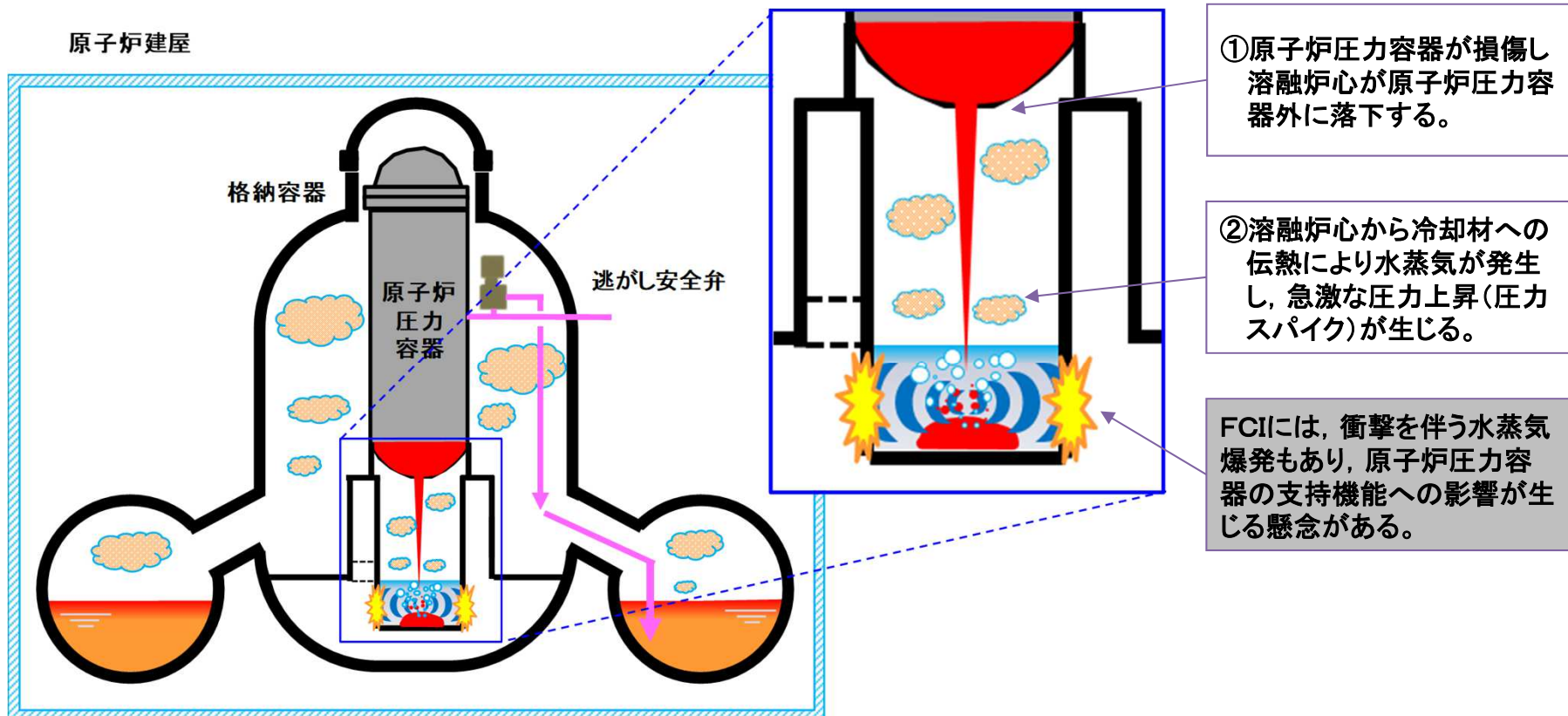


- ① 圧力容器内が高圧の状態に損傷すると、溶融炉心、水蒸気、水素が急速に放出される(高圧溶融物放出)。
- ② 放出された溶融炉心はガス流に運ばれ、格納容器内を移動する。
- ③ その結果、格納容器内の雰囲気気体が直接加熱され(格納容器雰囲気気体直接加熱)、温度及び圧力が急激に上昇し、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、格納容器が破損に至る可能性がある。(フランジのシール部や配管貫通部の閉じ込め機能が損なわれ、放射性物質が漏えいする可能性がある。)

1. はじめに(格納容器破損に至る現象(5/9))

③原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(FCI)の特徴

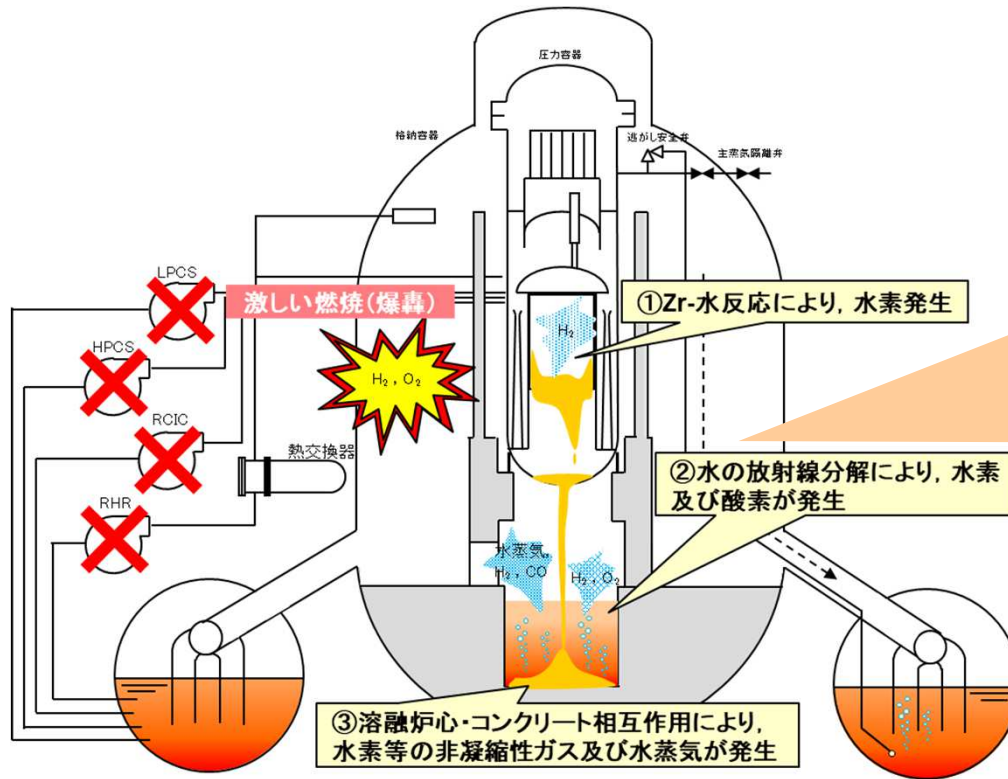
- ・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。



1. はじめに(格納容器破損に至る現象(6/9))

④水素燃焼の特徴

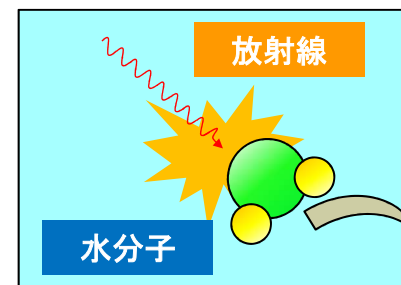
・ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等によって水素が発生し、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼(爆轟)が生じ、格納容器の破損に至る。



格納容器内では、以下の反応等により水素が発生する。

- ①Zr-水反応: $Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2$
- ②水の放射線分解
- ③溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器内に酸素等の反応性のガスが存在していると、発生した水素と反応することによって激しい燃焼(爆轟)が生じ、格納容器が破損する可能性がある。



原子炉格納容器内では、水の放射線分解により、各種分解生成物が生成される。それらのひとつとして、水素(H₂)及び酸素(O₂)が発生する。

水の放射線分解

$H_2O \rightarrow eaq^-$ (水和電子), H^+ , H , OH , H_2 , H_2O_2 , HO_2
更に過酸化水素(H₂O₂)の分解等で酸素(O₂)が発生

なお、上記以外の水素の発生源は以下のとおり。

・格納容器内のCRD交換機プラットフォームに使用されているアルミニウム及びグレーチングに施されている亜鉛めっきが、原子炉格納容器pH調整系により注入される水酸化ナトリウムと化学反応することで水素が発生

1. はじめに(格納容器破損に至る現象(7/9))

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

■ 水素燃焼に係る評価の妥当性

- 水素燃焼に係る評価(ベースケース)において、水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合(G値)は過去の電力共同研究^{[1][2]}の成果に基づき設定したものである。重大事故環境下ではジルコニウム-水反応により水素が発生するため、水素濃度が高くなる。その場合、水素と酸素の再結合反応が起こりやすくなることでG値は小さくなる。ベースケースの評価では、この効果を考慮したG値を設定している。
- 電力共同研究における実験においてG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境による再結合反応の不確かさを考慮すると、より酸素が発生する可能性が考えられることから、G値については不確かさを考慮した取り扱いが重要となる。
- 何らかの要因によって酸素濃度がベースケースより早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられることから、酸素濃度がベースケースより早く上昇する場合を想定し、感度解析を実施した。
- 感度解析に使用したG値は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている保守的な値であり、設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下では水素濃度が高く、G値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の保守側の限界値として適切である。
- 感度解析の結果は下表のとおりであり、保守側の限界値となるG値を使用した場合であっても事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%に到達することがないことを確認した。

		ベースケース	感度解析
評価条件	G値	G(H ₂)=0.06, G(O ₂)=0.03	沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(O ₂)=0.2 非沸騰 : G(H ₂)=0.25, G(O ₂)=0.125
評価結果	酸素濃度(ウェット条件)※	約2.4vol%	約3.8vol%
	酸素濃度(ドライ条件)※	約3.4vol%	約4.1vol%

※ 事象発生から7日間の最高値

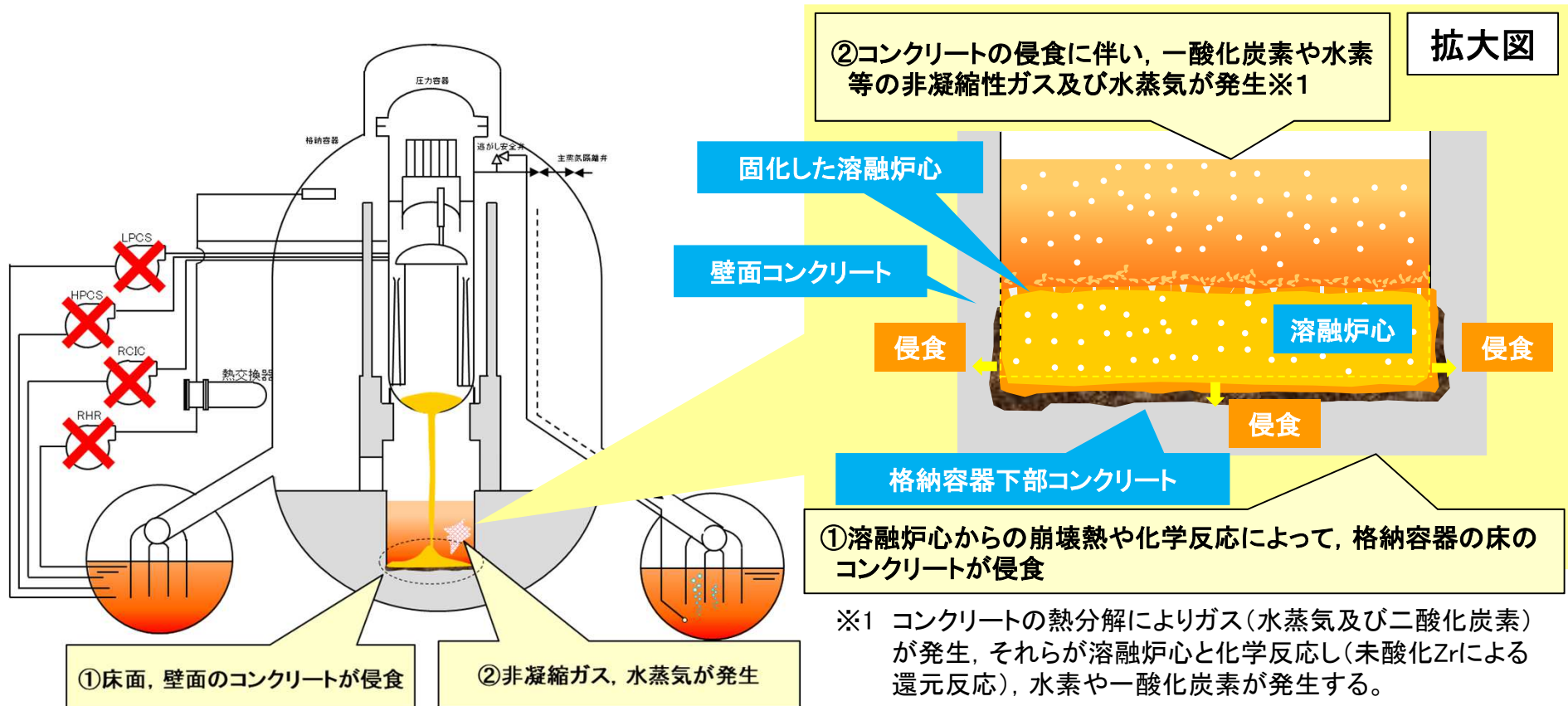
[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電力共同研究 平成12年3月

[2]「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究 昭和63年3月

1. はじめに(格納容器破損に至る現象(8/9))

⑤溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の特徴

・原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

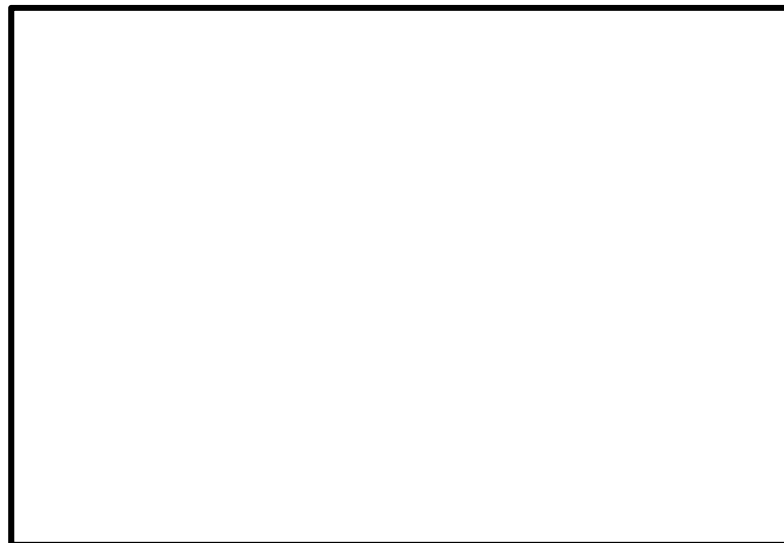


- ①圧力容器破損後に、溶融炉心が格納容器下部の床上へ流れ出し、溶融炉心からの熱※2や化学反応によって、格納容器下部の床面又は壁面のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能や格納容器バウンダリの閉じ込め機能が喪失する可能性がある。(※2 崩壊熱及びジルコニウム-水反応に伴う発熱が主な熱源であり、炉心の溶融においては後者が寄与が大きいと考えられる。)
- ②また、コンクリートの侵食に伴い、水素や一酸化炭素等の非凝縮性ガス及び水蒸気が発生し、格納容器雰囲気温度、圧力が上昇する可能性がある。

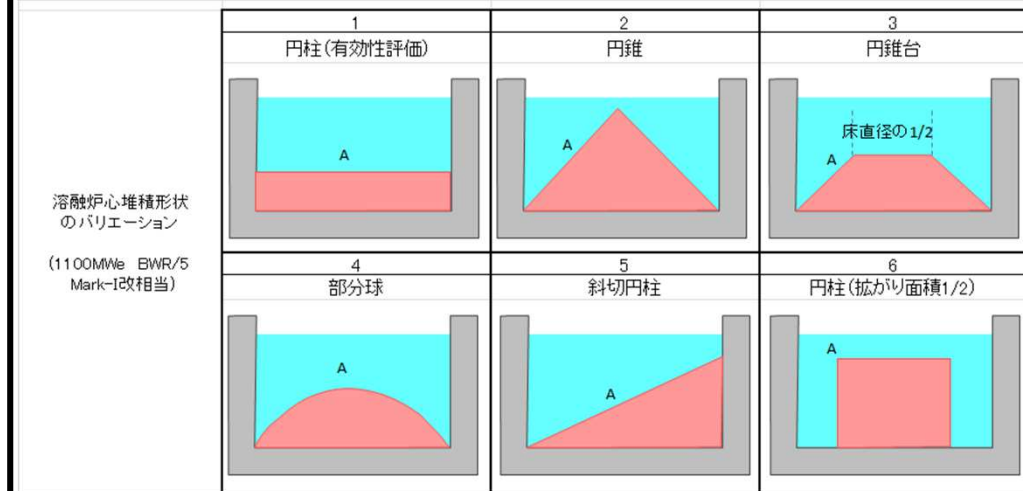
1. はじめに(格納容器破損に至る現象(9/9))

■MCCIに係る評価の妥当性

- 溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE実験^[1]及びSURC-4実験^[2]等の結果によりMAAP解析の妥当性を確認している。しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施
- MAAPにおいては、溶融炉心が格納容器下部床に均一に堆積した状態のMCCIを評価している。これは知見より格納容器下部に落下した溶融炉心は床全面に拡がる可能性が高いと考えられることから適切な取り扱いであると考えられるものの、堆積形状については、不確かさが大きいことから、偏った堆積形状となることも考慮し、様々な堆積形状の場合における水との伝熱面積の比較を行い、保守的な条件を評価している。その結果、女川2号と同型の1100MWe BWR5 Mark-I 改相当においては、均一堆積(円柱)の場合が、最も伝熱面積が小さいことを確認



SURC-4実験とMAAP4コード予測の侵食量の比較



溶融炉心の堆積形状のバリエーション

[1] OECD/NEA "Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions", NEA/CSNI/R(92)10.

[2] "International Standard Problem No 24: ISP-24: SURC-4 Experiment on Core-Concrete Interactions", NEA/CSNI-155, 1988.

1. はじめに(2章でのご説明内容)

■ 2章にてご説明する格納容器破損モードと評価事故シーケンス

- 格納容器破損モードと評価事故シーケンスの選定結果から、格納容器破損防止対策を考慮すると同一のシーケンスとなるものを整理すると下記のとおりとなるため、2.1章～2.3章にてこれらの有効性評価の結果についてご説明する

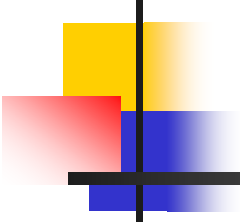
<格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定結果(13ページ再掲)>

格納容器破損モード	評価事故シーケンス※
①-1 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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
①-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水失敗
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH発生
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
④ 水素燃焼	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗

※ 下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す

<有効性評価を実施する格納容器破損モードと評価事故シーケンスの整理結果>

- ・ 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)【上記①-1, ①-2, ④】 → 2.1章にてご説明
- ・ 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)【上記①-1, ①-2】 → 2.2章にてご説明
- ・ DCH, FCI, MCCI【上記②, ③, ⑤】 → 2.3章にてご説明



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止 対策の特徴と主な対策

- 2. 1 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用する場合）
- 2. 2 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用できない場合）
- 2. 3 DCH, FCI, MCCI

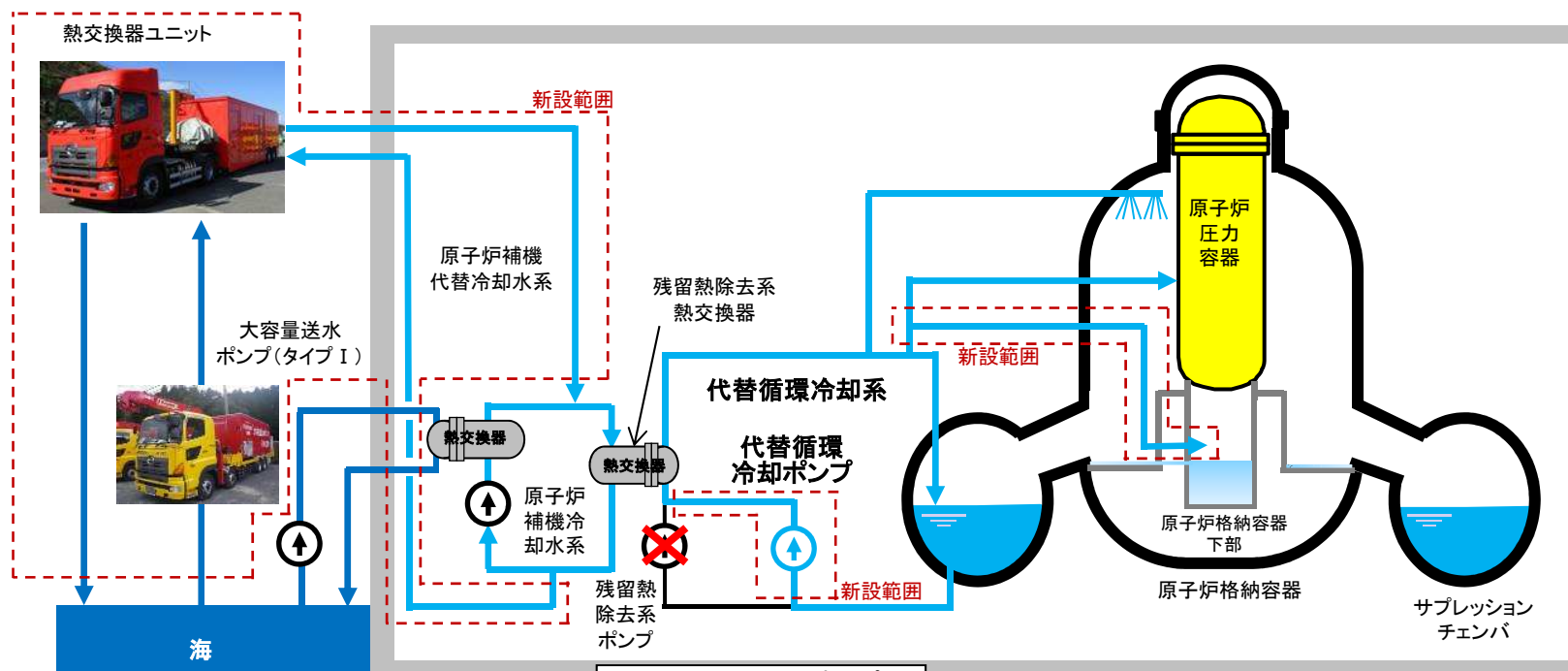
2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(1/6) 特徴と対策

■ 格納容器過圧・過温破損の特徴と対策

- 本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定される
- そのため、代替循環冷却系を使用する場合(2.1章)と使用できない場合(原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合)(2.2章)の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を実施
- 代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用

<代替循環冷却系(第18回安全性検討会にてご説明済)>



・代替循環冷却ポンプ
台数：1
容量：約150m³/h
揚程：約80m

・代替循環冷却系 … 原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる設備として、代替設備を用いた原子炉格納容器の冷却及び除熱を行う系統

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

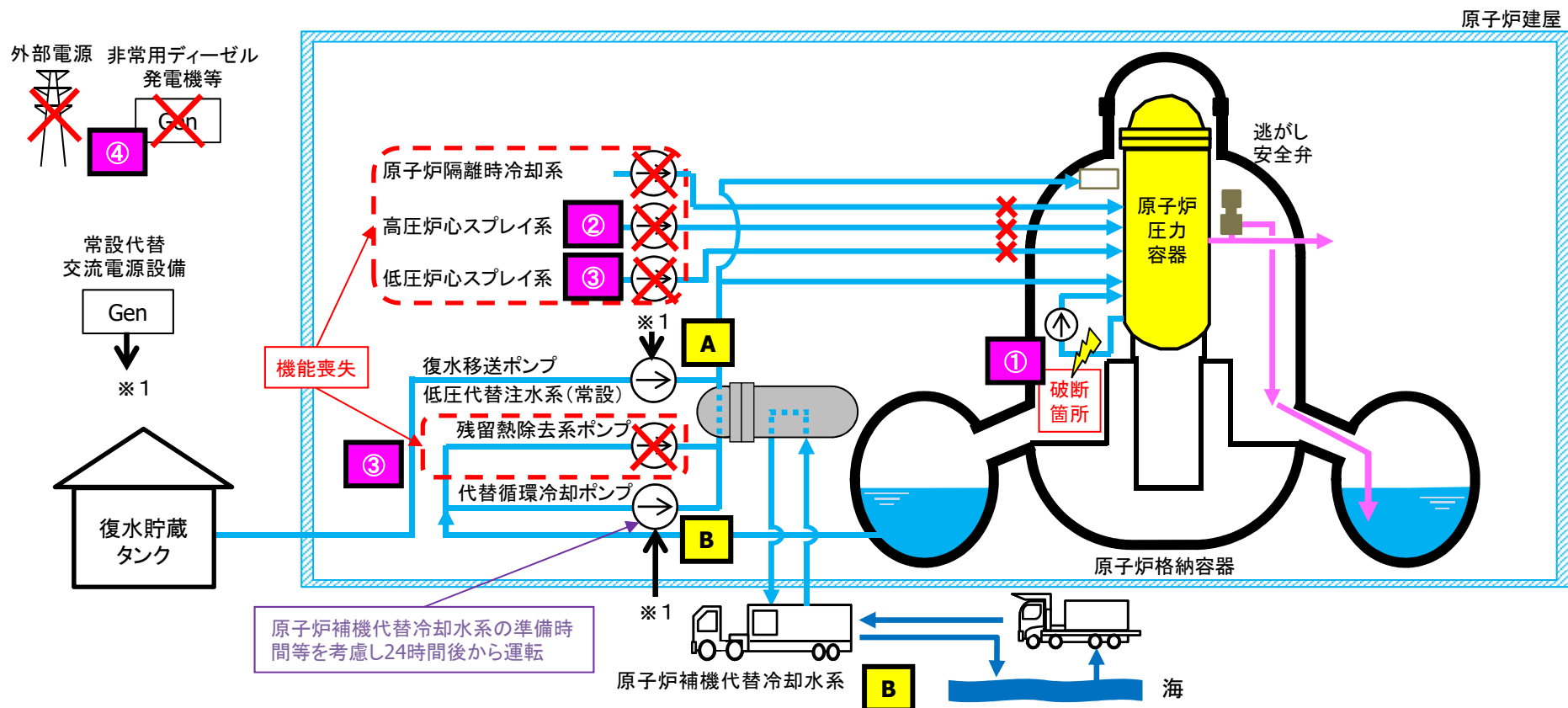
2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/6) 事象の概要

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の特徴

「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」を想定
 →配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材, 崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びに
 ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の対策概要

- A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- B. 代替循環冷却系+原子炉補機代替冷却水系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(3/6) 事象の概要

意見No.72関連質問

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

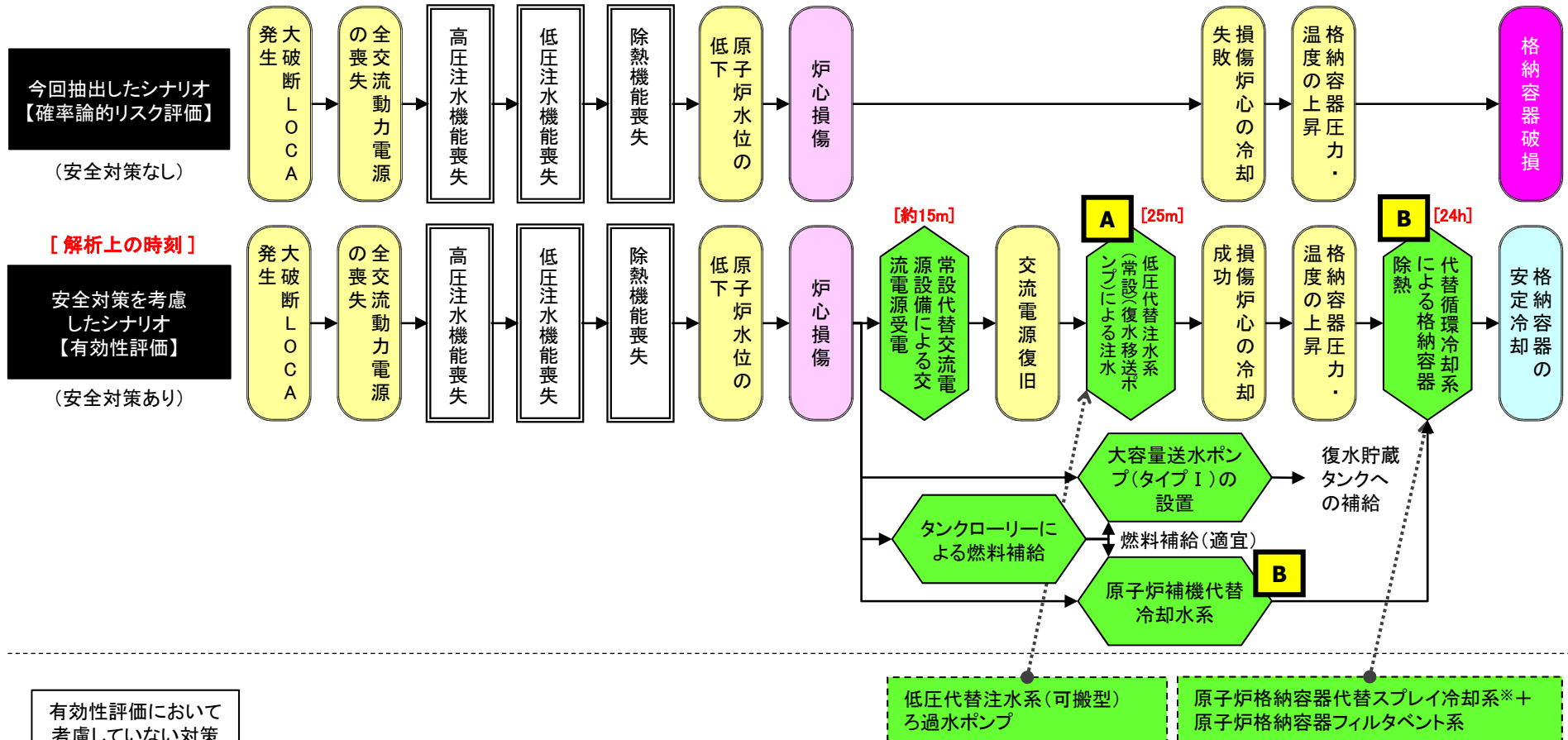
○ : プラント状態

□ : 確認/判断

◇ : 操作

■ : 重大事故対策

(重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)



※ 外部水源注水限界(サブプレッションプール水位通常運転水位+約2m)に到達後に停止

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(4/6) 有効性評価の結果

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における有効性評価の結果

- ・表1-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図1-1及び図1-2に示す

表1-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.536MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約178℃	200℃(格納容器限界温度)未満

※: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

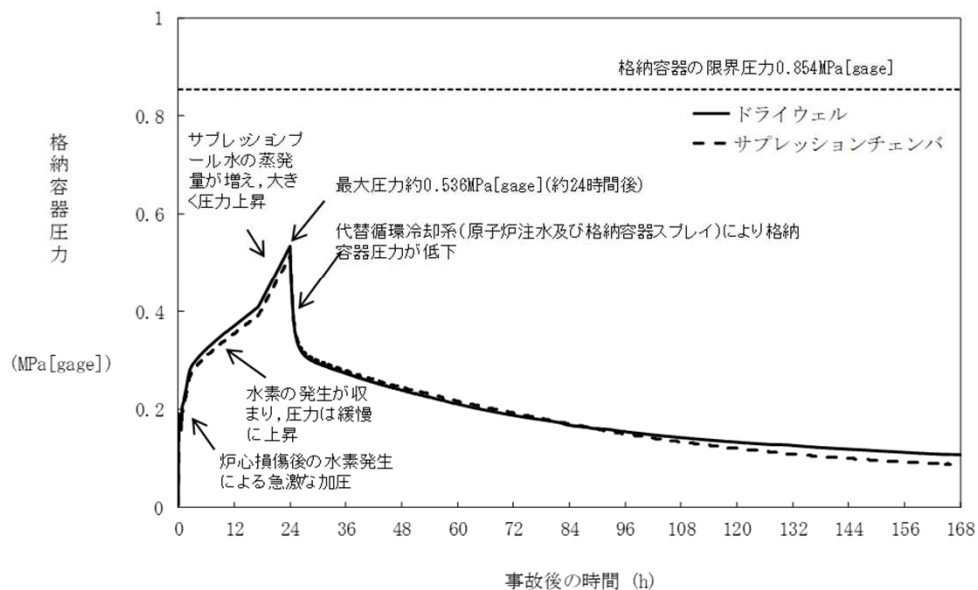


図1-1 格納容器圧力の推移

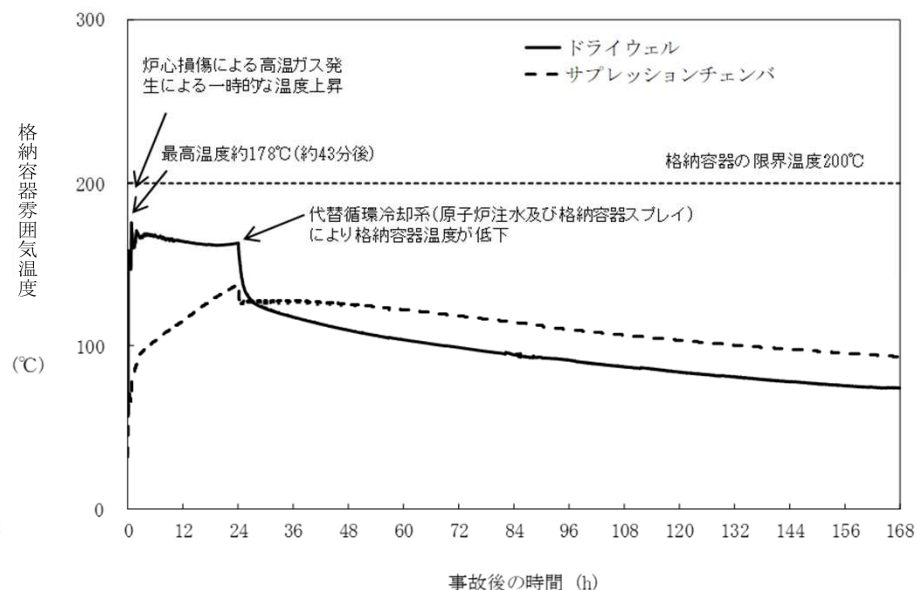


図1-2 格納容器雰囲気温度の推移

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

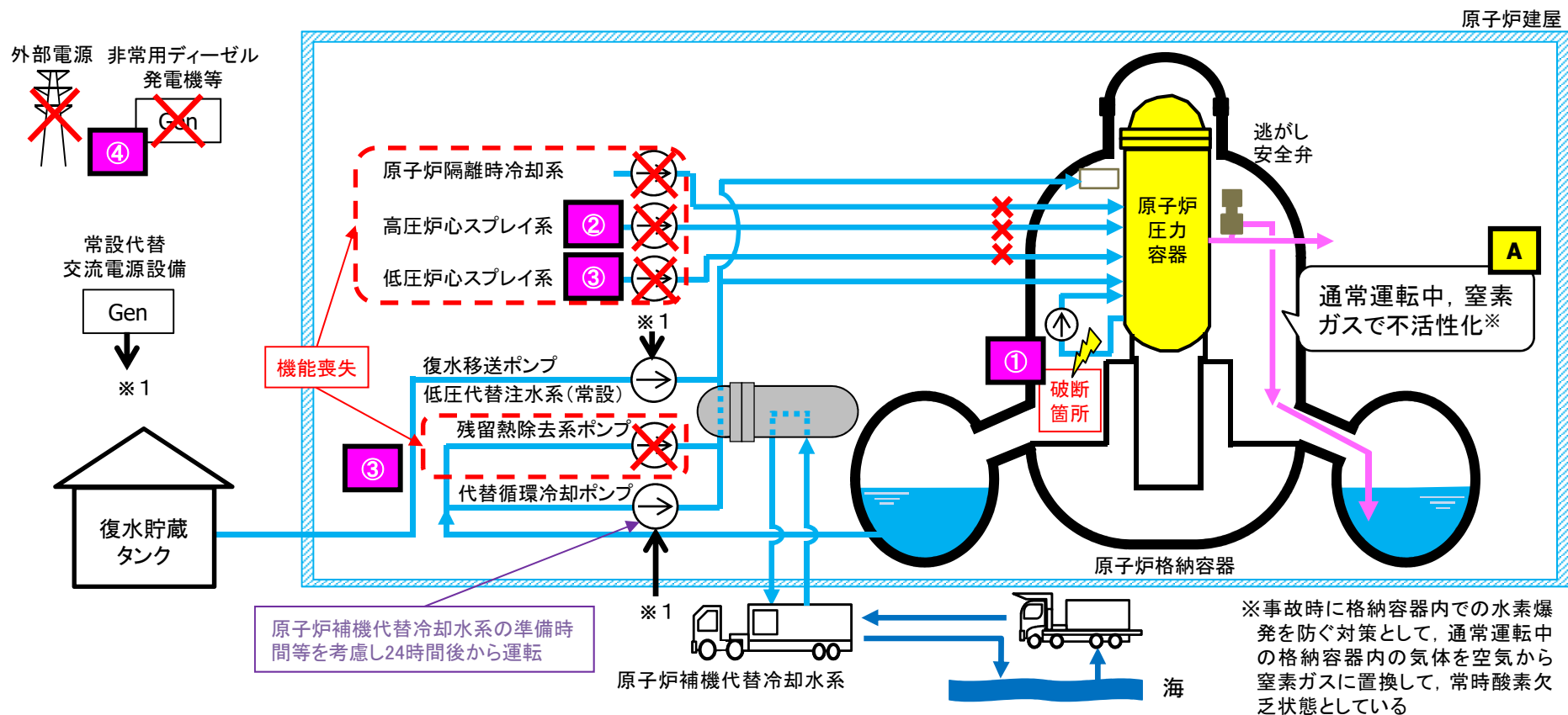
2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(5/6) 水素燃焼

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価項目

評価項目: 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟(激しい燃焼)を防止すること。
格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。

事故想定と対策概要

事故想定: 「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」
対策概要: A. 窒素置換により格納容器内の不活性化



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(6/6) 水素燃焼

水素燃焼における有効性評価の結果

- ・表1-2に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・ドライウェル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)を図1-3及び図1-4に示す

表1-2 解析結果

評価項目	解析結果		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度(ドライウェル)※	約2.4vol%	約2.8vol%	5vol%以下
酸素濃度(サプレッションチェンバ)※	約2.1vol%	約3.4vol%	5vol%以下

※ : 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

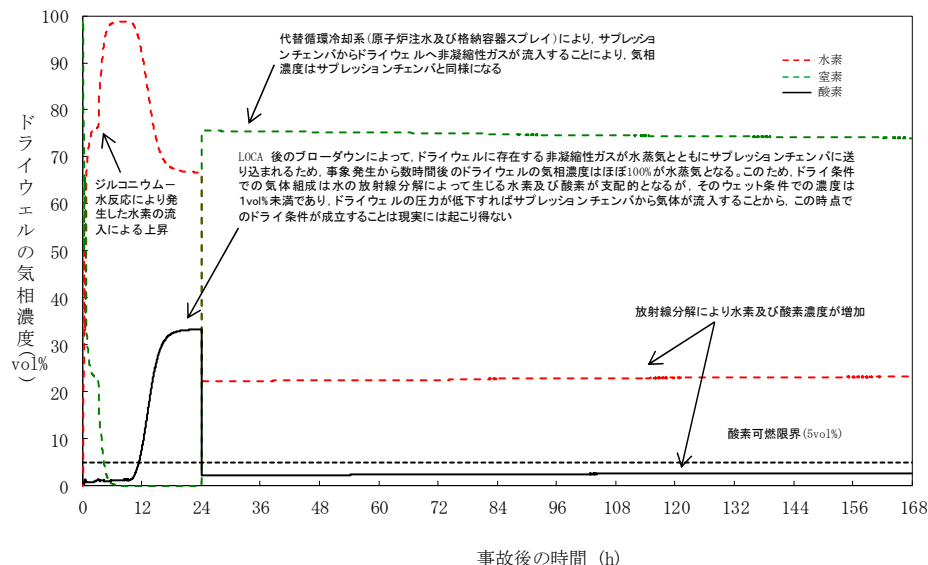


図1-3 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

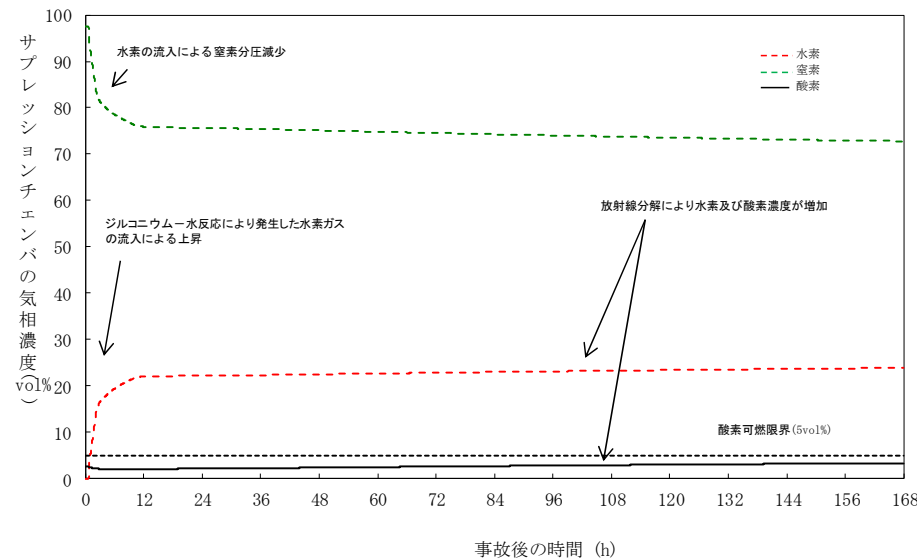
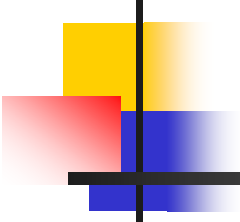


図1-4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止 対策の特徴と主な対策

- 2. 1 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用する場合）
- 2. 2 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用できない場合）
- 2. 3 DCH, FCI, MCCI

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

35

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/5) 事象の概要

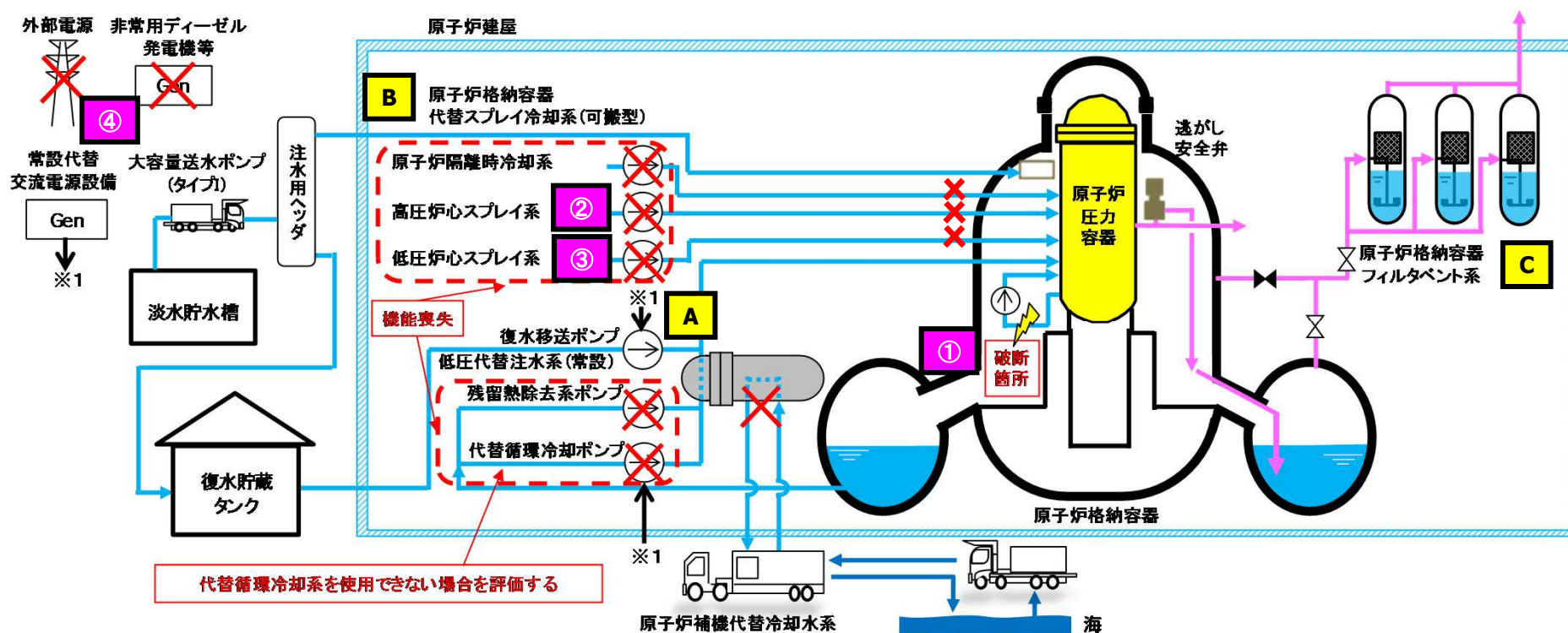
格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合*)の特徴

※原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

- ・「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」を想定
- ・配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇

格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合)の対策概要

- A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- B. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
- C. 原子炉格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



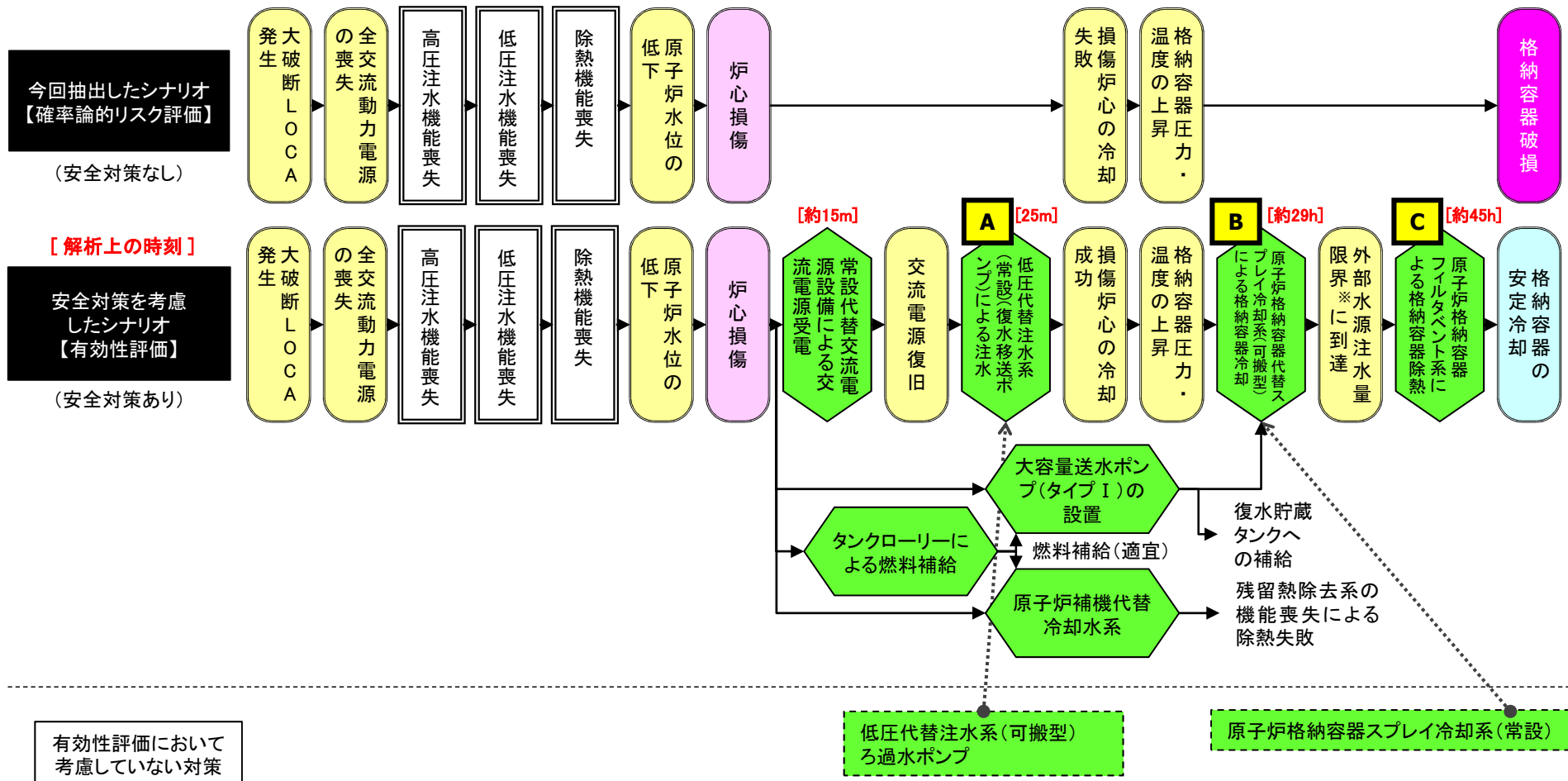
2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/5) 事象の概要

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

○ : プラント状態 □ : 確認/判断 ◊ : 操作 ■ : 重大事故対策
 (重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)



有効性評価において考慮していない対策

※ サプレッションプール水位 通常運転水位+約2m

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/5) 有効性評価の結果

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)における有効性評価の結果

- ・表2-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2-1及び図2-2に示す

表2-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.640MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約178℃	200℃(格納容器限界温度)未満

※: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

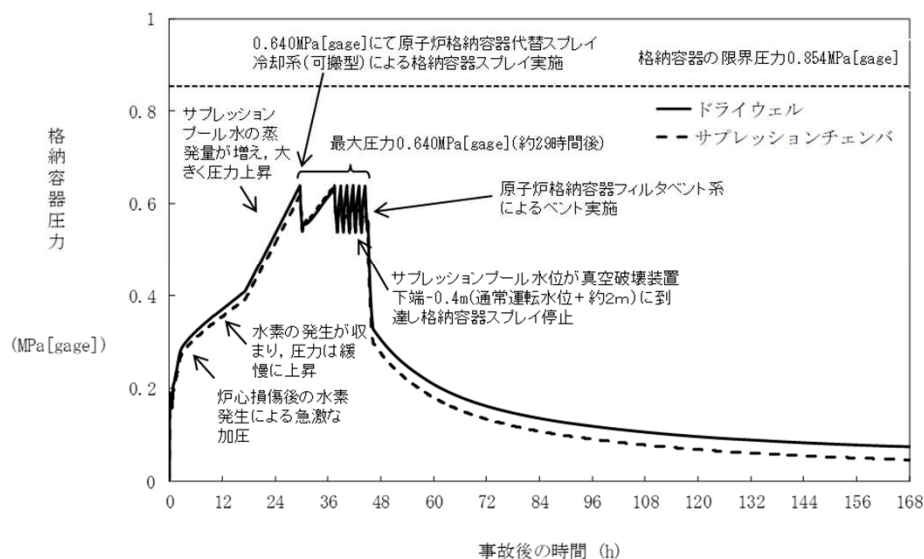


図2-1 格納容器圧力の推移

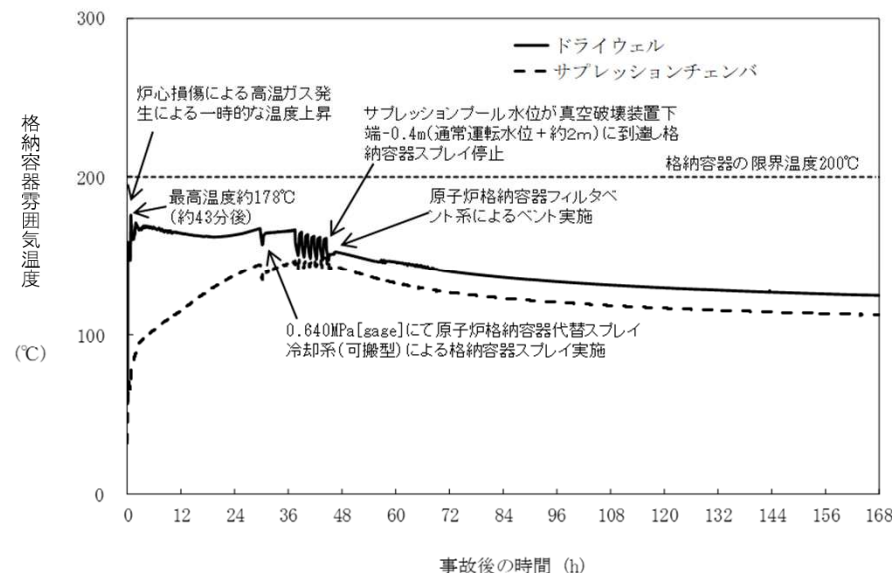


図2-2 格納容器雰囲気温度の推移

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(4/5) 感度解析の結果

損傷炉心冷却開始時間の感度解析の結果

- ・運転員による操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも25分遅延(事象発生50分後に原子炉注水を開始)した場合について、原子炉压力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を実施
- ・有効性評価のケースと同様に、原子炉压力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持されることを確認(表2-2, 表2-3, 図2-3, 図2-4参照)

表2-2 原子炉压力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生25分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (溶融炉心の压力容器下部への移行は発生しない)
操作25分遅れのケース (事象発生50分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (溶融炉心の压力容器下部への移行は発生しない)

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/5) 感度解析の結果

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

表2-3 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器スプレイ 開始時間	格納容器ベント時間
有効性評価のケース (事象発生25分後に原子炉注水開始)	約29時間後	約45時間後
操作25分遅れのケース (事象発生50分後に原子炉注水開始)	約30時間後	約46時間後

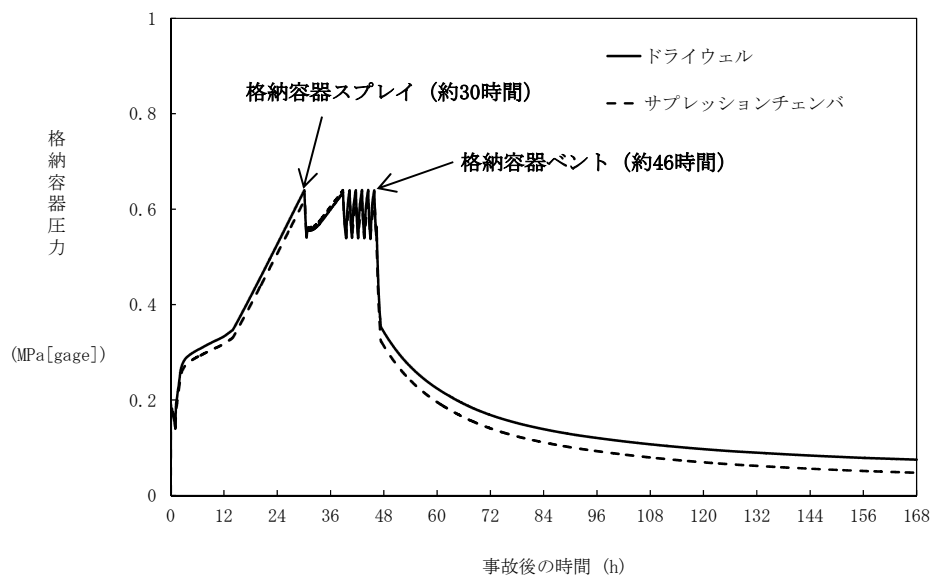


図2-3 操作25分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

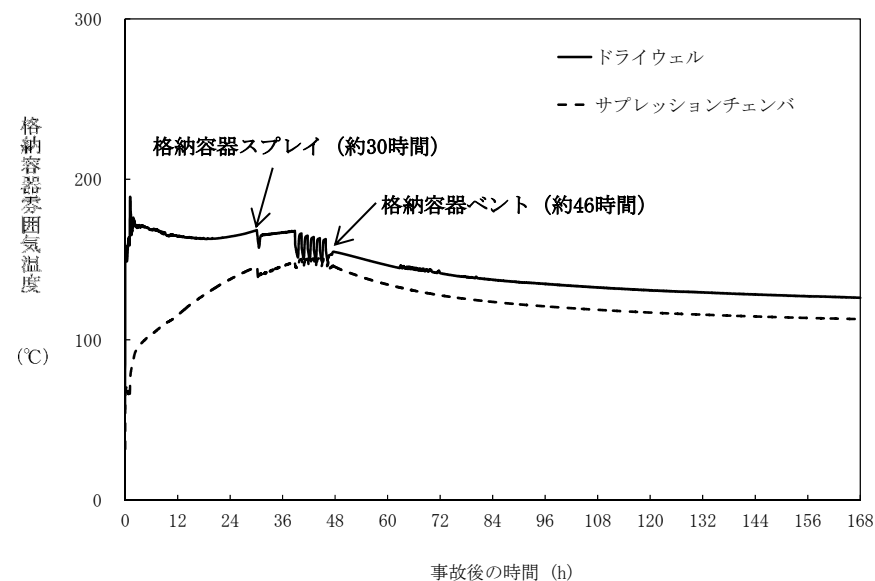
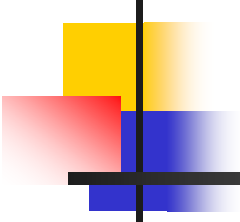


図2-4 操作25分遅れのケースにおける格納容器雰囲気温度の推移



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止 対策の特徴と主な対策

- 2. 1 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用する場合）
- 2. 2 格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用できない場合）
- 2. 3 DCH, FCI, MCCI

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(1/8) 事象の概要

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の特徴

- ・原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)の特徴

- ・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の特徴の特徴

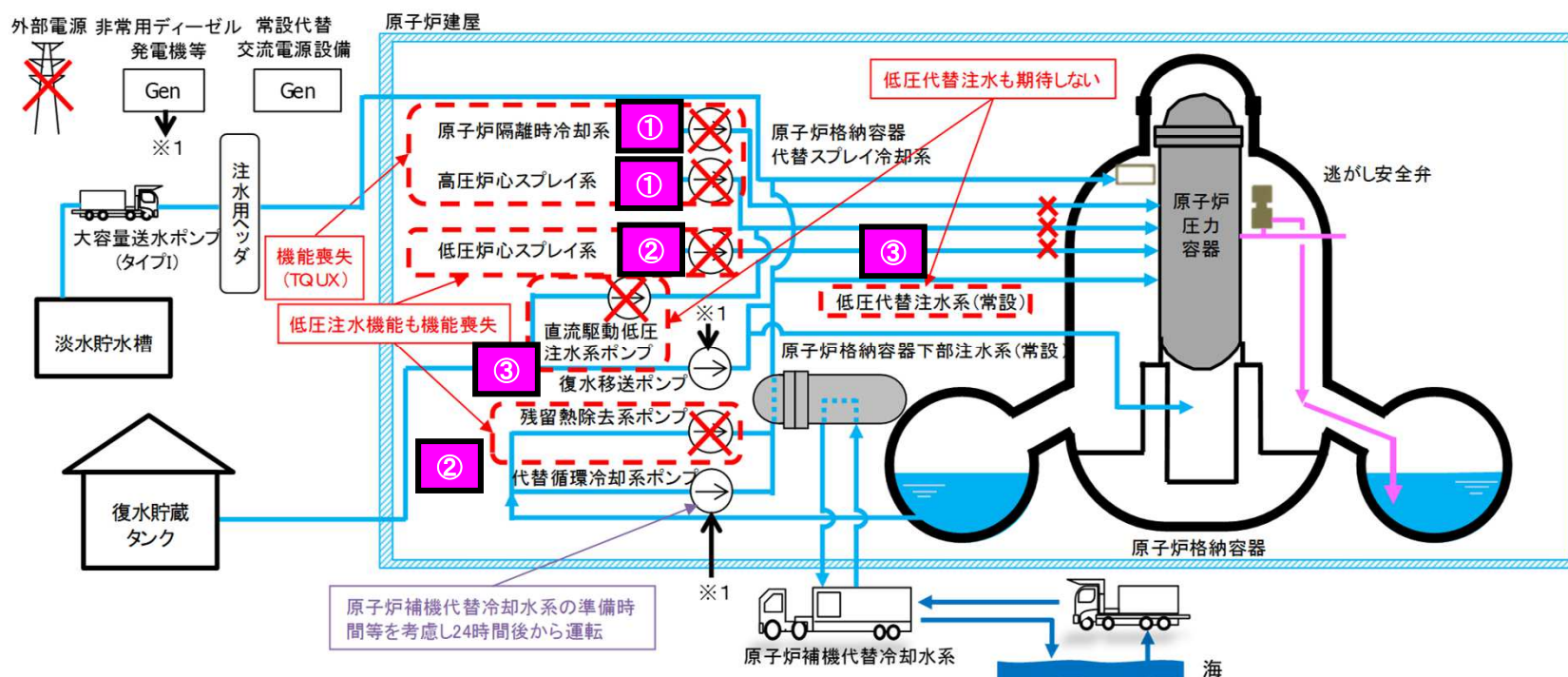
- ・格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。さらに原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(2/8) 事象の概要

DCH, FCI, MCCIの事故想定

- ・ 事故想定: 「過渡事象+①高圧注水失敗+②低圧ECCS失敗」
- ・ ③重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しない(圧力容器破損を想定するため)



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

43

2.3 DCH, FCI, MCCI(3/8) 対策の概要

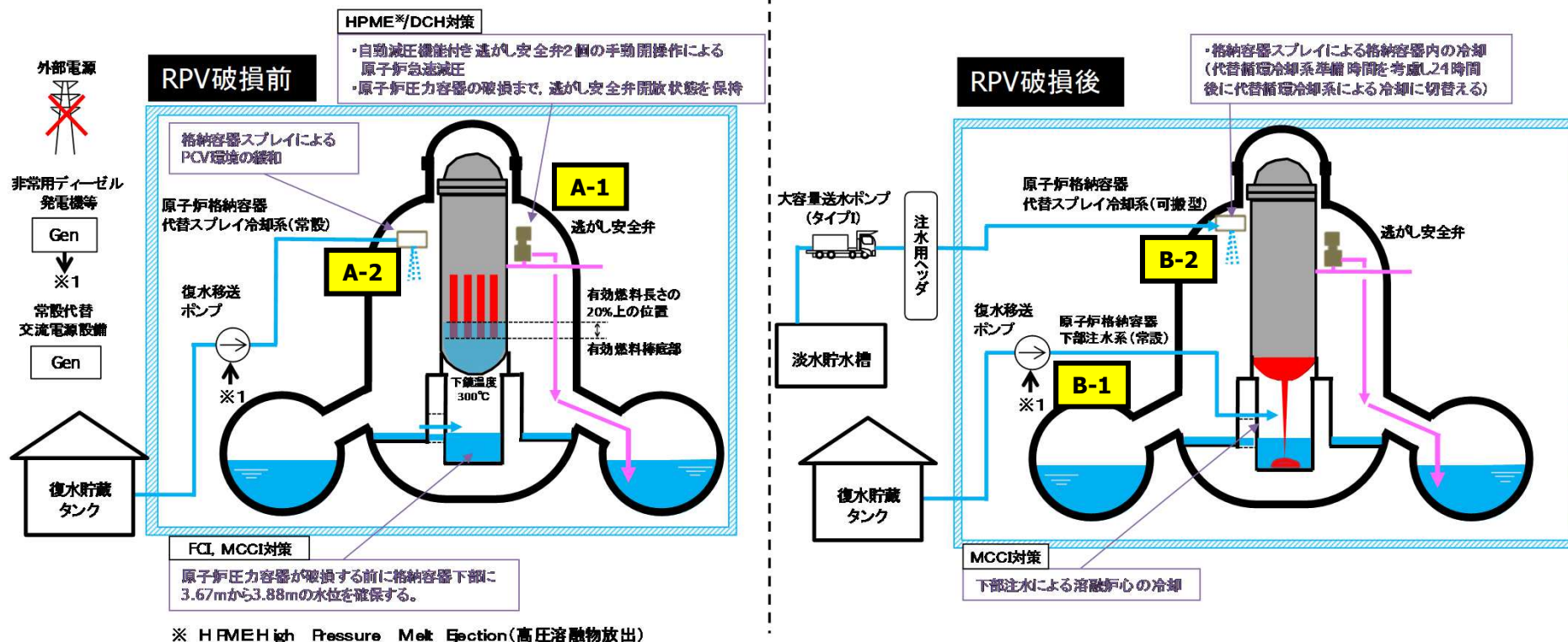
意見No.78関連

対策① RPVが破損するまで

- A-1. 原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧し、原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁(自動減圧機能)の開放状態を維持【DCH対策】
- A-2. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部に3.67mから3.88mの水位を確保(原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達した時点で、注水を開始)【FCI, MCCI対策】

対策② RPV破損後から代替循環冷却系の運転開始まで

- B-1. 原子炉格納容器下部注水系(常設)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持【MCCI対策】
- B-2. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

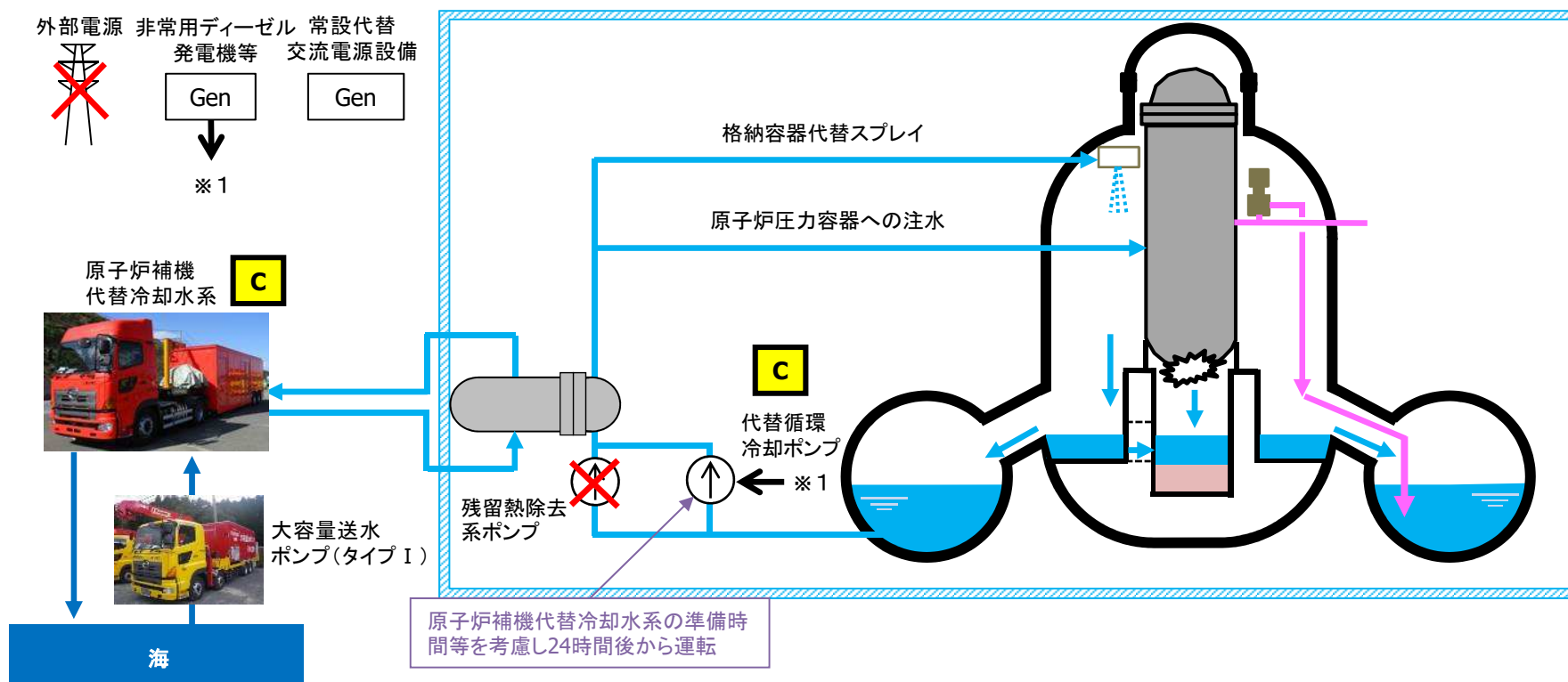
2.3 DCH, FCI, MCCI(4/8) 対策の概要

44

意見No.78関連

対策③ 代替循環冷却系の運転開始後

C. 代替循環冷却系＋原子炉補機代替冷却水系により、熔融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(5/8) 事象の概要

意見No.72関連質問

DCH, FCI, MCCI

評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」※1

○ : プラント状態

□ : 確認/判断

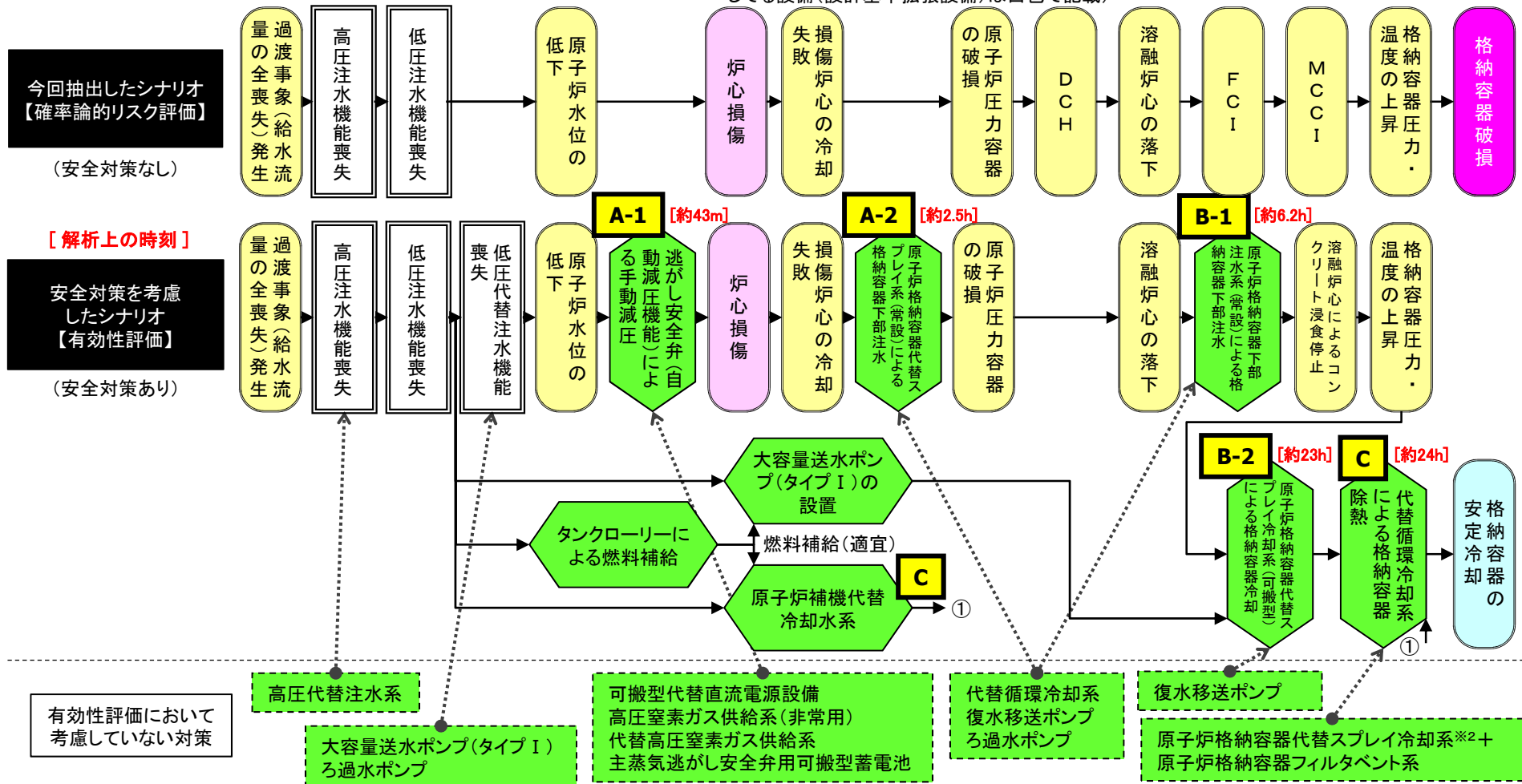
◇ : 操作

■ : 重大事故対策

(重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)

※1 DCHの評価事故シーケンスはTQUXであるが、安全対策ありのシナリオは同じとなるため、ここではFCI, MCCIの評価事故シーケンスであるTQUVを示す

※2 外部水源注水限界(サプレッションプール水位 通常運転水位+約2m)に到達後に停止



2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(6/8) DCHに係る有効性評価の結果

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)における有効性評価の結果

- ・表3-1に示す評価項目について、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で原子炉を急速減圧することにより、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を図3-1及び図3-2に示す

表3-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	約0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]

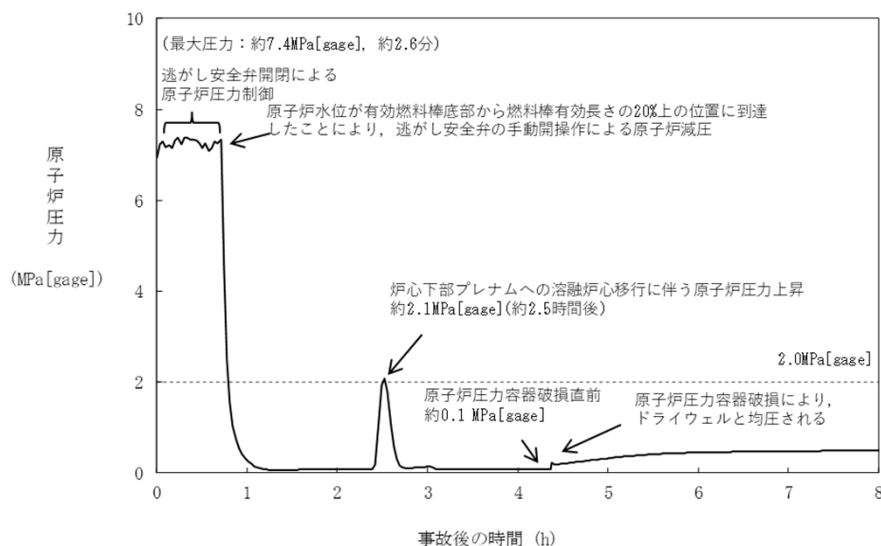


図3-1 原子炉圧力の推移

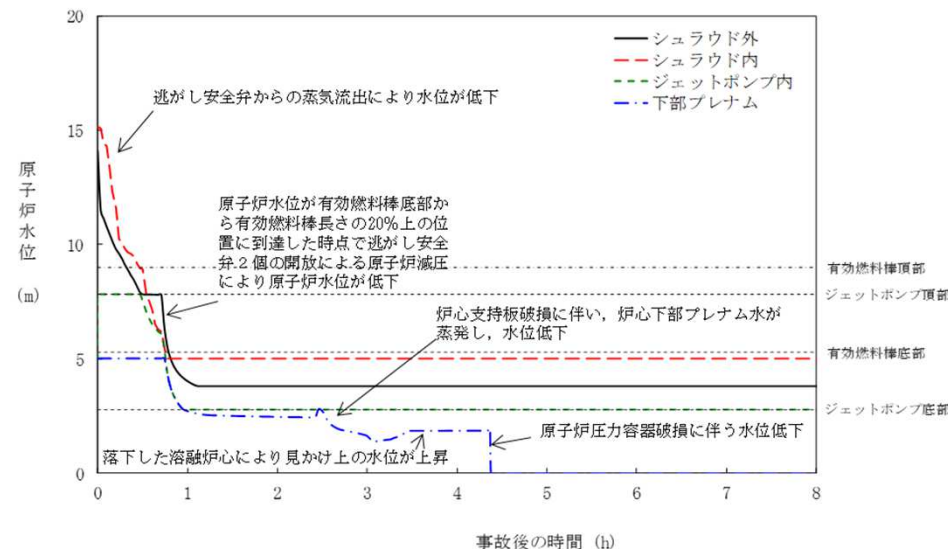


図3-2 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(7/8) FCIに係る有効性評価の結果

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(FCI)における有効性評価の結果

- ・表3-2に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3-3及び図3-4に示す

表3-2 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	200℃(格納容器限界温度)

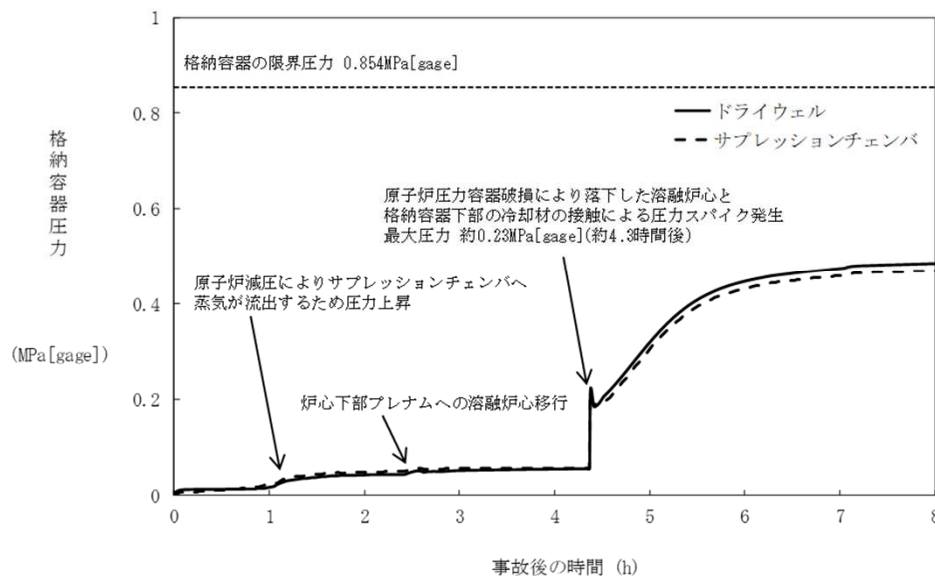


図3-3 格納容器圧力の推移

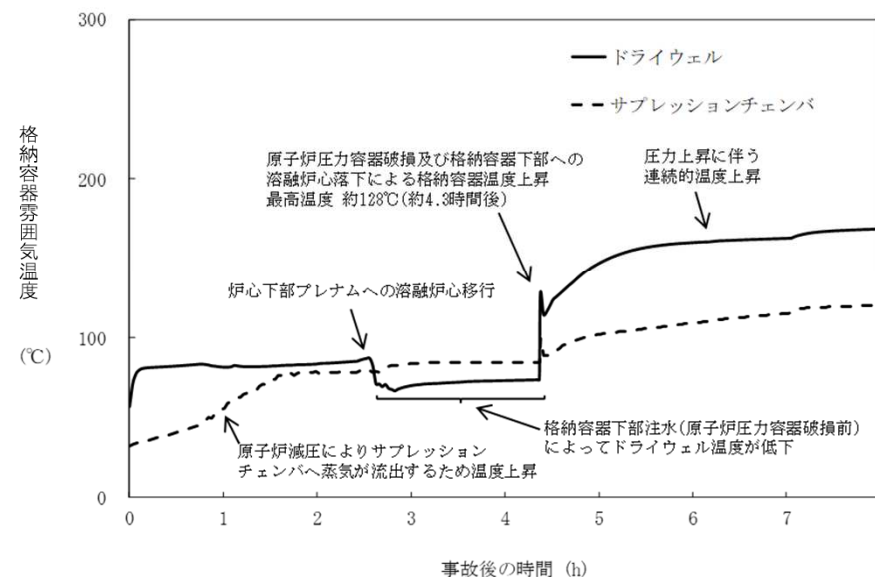


図3-4 格納容器雰囲気温度の推移

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.3 DCH, FCI, MCCI(8/8) MCCIに係る有効性評価の結果

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)における有効性評価の結果

- ・表3-3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図3-5に示す

表3-3 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
格納容器下部床面のコンクリート侵食量※	約2cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
格納容器下部壁面のコンクリート侵食量※	約2cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる

※：溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる気体は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、溶融炉心・コンクリート水反応により生じる一酸化炭素の発生量は十分小さいことから、可燃性ガスとしての影響及び格納容器圧力への影響は無視できる。

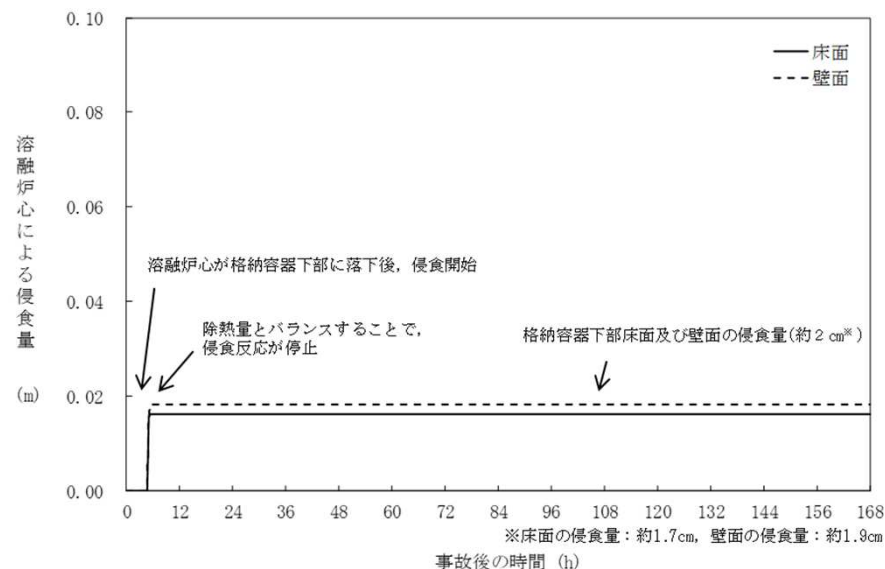
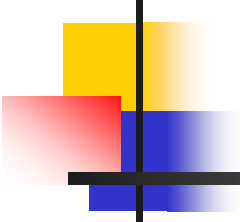


図3-5 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3. 1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3. 2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3. 3 格納容器下部の初期水張り高さ

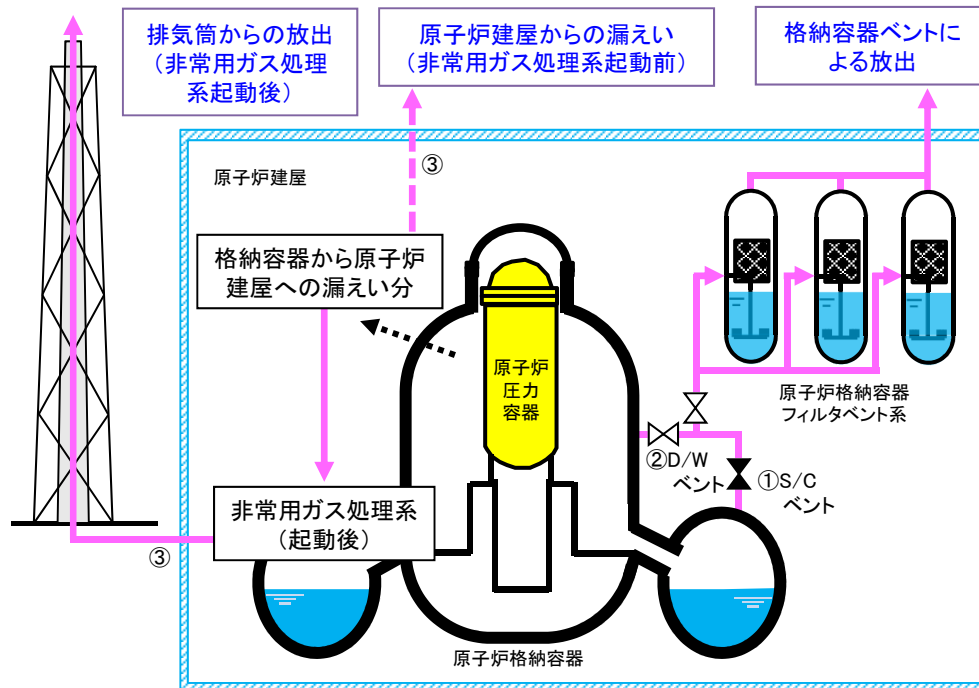
3. 適合性審査における主要な確認事項

3.1 大気中へのCs-137放出量評価(1/2)

■大気中へのCs-137放出量の評価結果

- 大気中へのCs-137放出量評価を表1(次ページ参照)に示す評価条件にて実施し、判断基準(100TBq)を下回ることを確認

<Csの放出経路のイメージ>



D/W : ドライウェル
S/C : サプレッションチェンバ

<評価結果>

評価事象	放出経路 (左図参照)	評価結果※1
格納容器過圧・過温 破損(代替循環冷却系を使用する場合)	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 9.9×10^{-1} TBq
格納容器過圧・過温 破損(代替循環冷却系を使用できない場合)	D/Wベントライン (放出ルート②)※2	約 3.2×10^{-1} TBq
	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 9.9×10^{-1} TBq
	合計 (放出ルート②+③)	約1.4TBq
DCH, FCI, MCCI	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 1.2×10^{-1} TBq
【参考】 福島第一原子力発電所の事故時※3	—	約 1.5×10^4 TBq

※1 事象発生時点から7日間の放出量进行评估

※2 S/Cベントの場合、サプレッションプール水中を通過するため、水中で放射性物質が多く捕集され、D/Wベントに比べて放出量が少なくなることからD/Wベントの場合进行评估

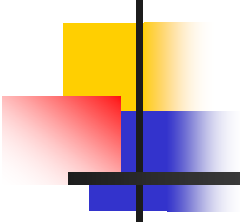
※3 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について-」(平成23年6月原子力災害対策本部)

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.1 大気中へのCs-137放出量評価(2/2)

表1 大気中へのCs-137放出量評価条件

項目	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)	DCH, FCI, MCCI
格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき 事故発生約5分後から漏えい)	同左	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき 事故発生約40分後から漏えい)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい 率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積	同左	同左
格納容器からの漏えいに関するエアロゾ ル粒子の捕集の効果(除染係数)	10	同左	同左
格納容器内での粒子状放射性物質の除 去効果	・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスク ラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	同左	同左
格納容器ベント開始時間	—(ベントを実施しない)	事故発生から約45時間後	—(ベントを実施しない)
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ 装置による除去係数	—(ベントを実施しない)	希ガス:1, 粒子状放射性物質:1,000, 無機よう素:500, 有機よう素:50	—(ベントを実施しない)
原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後	同左	同左
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後	同左	事故発生直後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h	同左	同左
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から70分後	同左	事故発生直後
原子炉建屋の換気率	・事故発生から70分後～168時間後: 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間: 無限大[回/日](原子炉建屋からの漏え い)	同左	・事故発生直後～168時間後: 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出)
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去 効果	効果に期待しない	同左	同左



3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3. 1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3. 2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3. 3 格納容器下部の初期水張り高さ

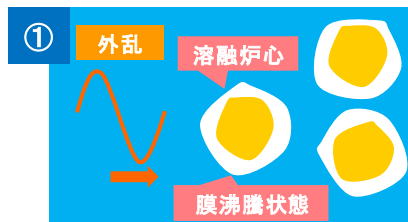
3. 適合性審査における主要な確認事項

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(1/6)

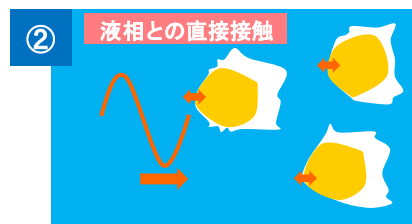
背景

- 女川2号ではMCCIの対策として、溶融炉心の落下前に格納容器下部に水張りを実施する。そのため、溶融炉心落下時に急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる。このうち、衝撃波を伴うものを水蒸気爆発と呼ぶ。
- 水蒸気爆発が発生した場合において格納容器下部の原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、水蒸気爆発の可能性について確認を行った。

水蒸気爆発の発生のメカニズム



粒子化した溶融炉心は膜沸騰状態(溶融炉心と液相の直接接触は発生しにくく、水蒸気爆発には至らない)。



外乱等※により、蒸気膜が不安定化し、局所的に溶融炉心と液相の直接接触が生じる。

※ 実験における外乱について54ページ参照



溶融炉心と液相の直接接触により、急激な蒸気発生及び溶融炉心の細粒化が生じる。



溶融炉心の細粒化に伴い、液相との接触が促進され、急激な蒸気発生が起こる。これに伴い圧力波が発生。

3. 適合性審査における主要な確認事項

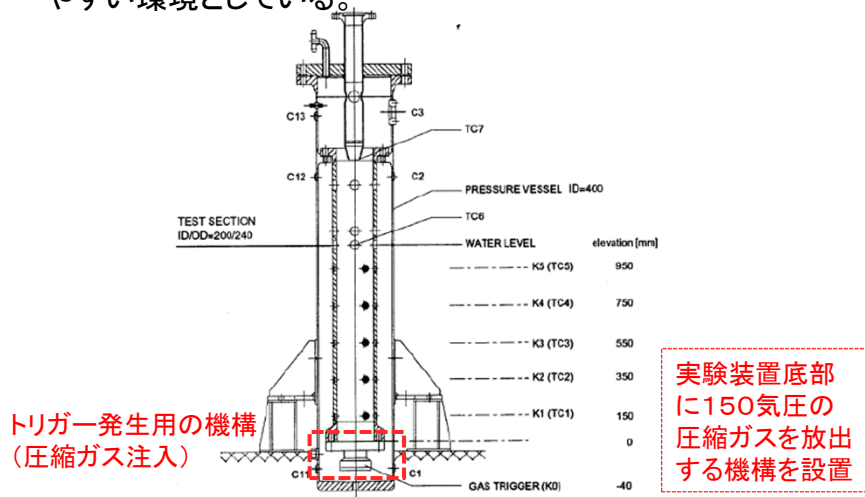
3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(2/6)

水蒸気爆発実験知見の整理

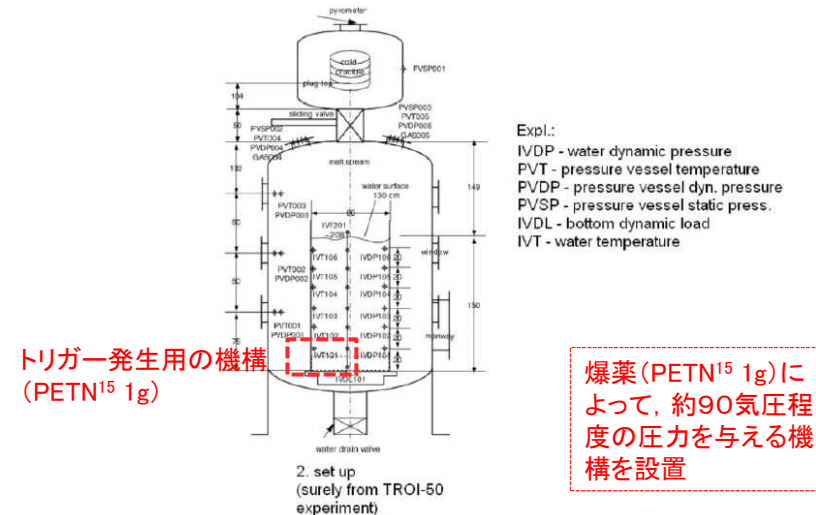
- ▶ 実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS及びTROIがあり、近年の論文も踏まえ、以下の内容を確認した^[1-6]
- ・上記実験のうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS, TROIの一部実験の特徴としては、水蒸気爆発時の挙動を確認する観点から、実機では想定されない外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていること、若しくは、実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。

<外部トリガー(外乱)の付与>

- ・水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることが挙げられる。KROTOS実験及びTROI実験においては、圧縮ガス(KROTOS)又は爆薬(TROI)により外部トリガーを与え、水蒸気爆発が発生しやすい環境としている。



KROTOS実験装置



TROI実験装置

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(3/6)

<外部トリガー(外乱)付与の実験結果>

- ・ TROI実験の主要な実験条件及び実験結果は以下のとおりであり、外部トリガーを与えた実験において水蒸気爆発が発生している。

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)				-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike※	-

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。
 なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

[1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012

[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04

[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003

[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(4/6)

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

< 溶融物初期温度の設定 >

- その他の水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。TROI実験の主要な実験条件及び実験結果は以下のとおりであり、溶融物温度を高く設定することで水蒸気爆発が発生しやすい条件としている。

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike※	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)						-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1					-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	
25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike※	-	
26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike※	-	

実機における溶融炉心温度: ~約2600K

(注1) 参考文献[3]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

(注2) 参考文献[3]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。
なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

[1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012

[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04

[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003

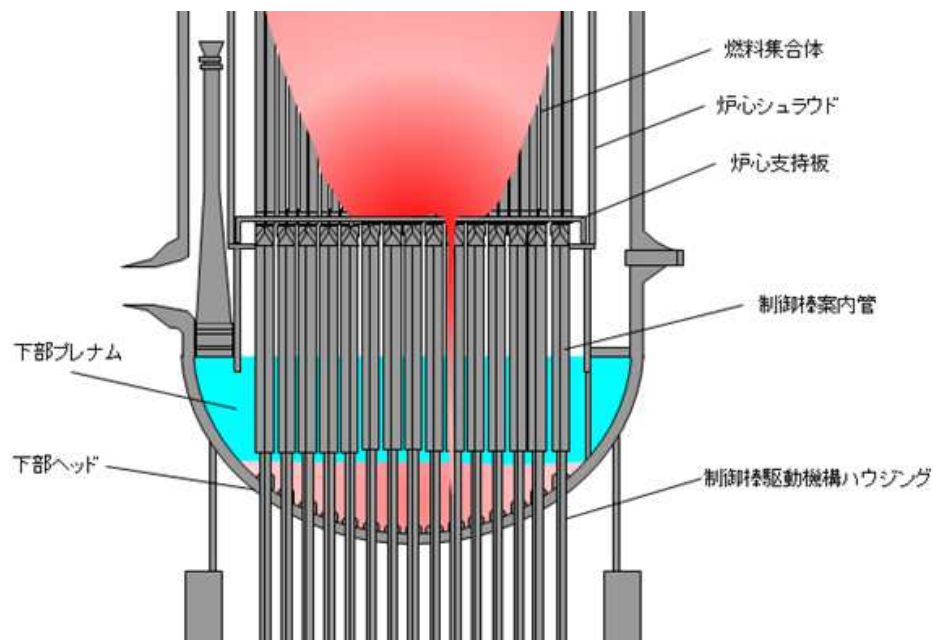
[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(5/6)

水蒸気爆発の可能性の確認

- 大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては液-液直接接触が生じるような外乱となりえる要素は考えにくい。また、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい。
- したがって、実機において想定される条件においては、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。
- なお、実機における格納容器下部の水深は水蒸気爆発が発生した実験条件より深いため粒子化した溶融炉心が固化しやすいこと及びBWRの原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構等の構造物が存在しているため水蒸気爆発の阻害要因となることから、実機における水蒸気爆発の発生確率を更に低減させると考えられる。



原子炉圧力容器下部の構造

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(6/6)

水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価

- ・仮に水蒸気爆発が発生した場合における原子炉圧力容器の支持機能への影響を以下の評価方法にて保守的な条件で評価した。
- ・水蒸気爆発評価は、格納容器下部水位が高い方が厳しい評価となることから、物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mにて評価を実施した。
- ・評価結果から、格納容器下部の外側鋼板にかかる応力は約192MPaであり、降伏応力(490MPa)を大きく下回る値であることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はない。

<評価方法>

①事故進展解析コード(MAAP)
・シビアアクシデント時のプラント応答を評価

溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件

溶融炉心の放出挙動等

②水蒸気爆発解析コード(JASMINE)
・水蒸気爆発発生時の発生エネルギー等を評価

発生エネルギーが最も大きくなるタイミングでの爆発を仮定

発生エネルギー等

③構造応答解析コード(LS-DYNA)
・水蒸気爆発発生時の圧力伝播挙動及び構造応答等を評価

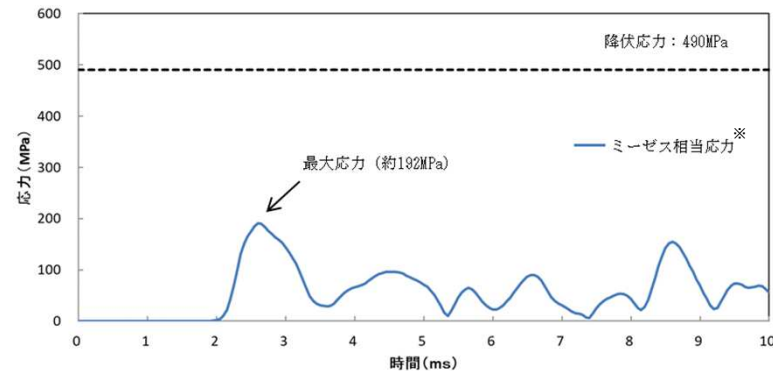
JASMINEで評価したエネルギー等を上回る条件を入力

原子炉圧力容器の支持機能への影響を評価

<主な評価条件>

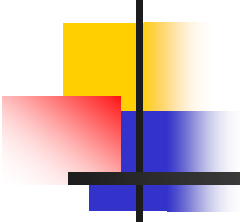
解析コード	項目	解析条件	条件設定の考え方
MAAP	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
JASMINE	格納容器下部水位	4.2m	ベント管下端までの水位を包絡する値として設定
	水蒸気爆発発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング	
LS-DYNA	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINEの解析結果をもとに設定	-

<評価結果>



※ミーゼス相当応力による評価は、水蒸気爆発の評価のように多くの応力成分が作用する多軸応力場において、降伏評価を行う代表的な評価方法

格納容器下部外側鋼板の応力の推移



3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3. 1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3. 2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3. 3 格納容器下部の初期水張り高さ

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.3 格納容器下部の初期水張り高さ(1/2)

意見No.78関連

■ 格納容器下部の初期水張り高さの設定の考え方

- 初期水張りの水位は、水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方がよく、MCCI(コンクリート侵食、溶融炉心の冠水)の観点では高い方がよい
- 女川2号炉においては、水位の上限として4.2m水位における水蒸気爆発評価及び水位の下限として2.8m水位におけるMCCI評価を実施
- その範囲内において、3.67mから3.88mの間で水位計により初期水張り水位を管理

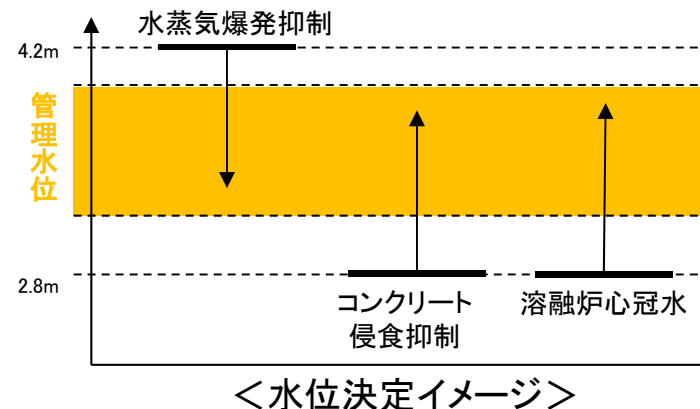


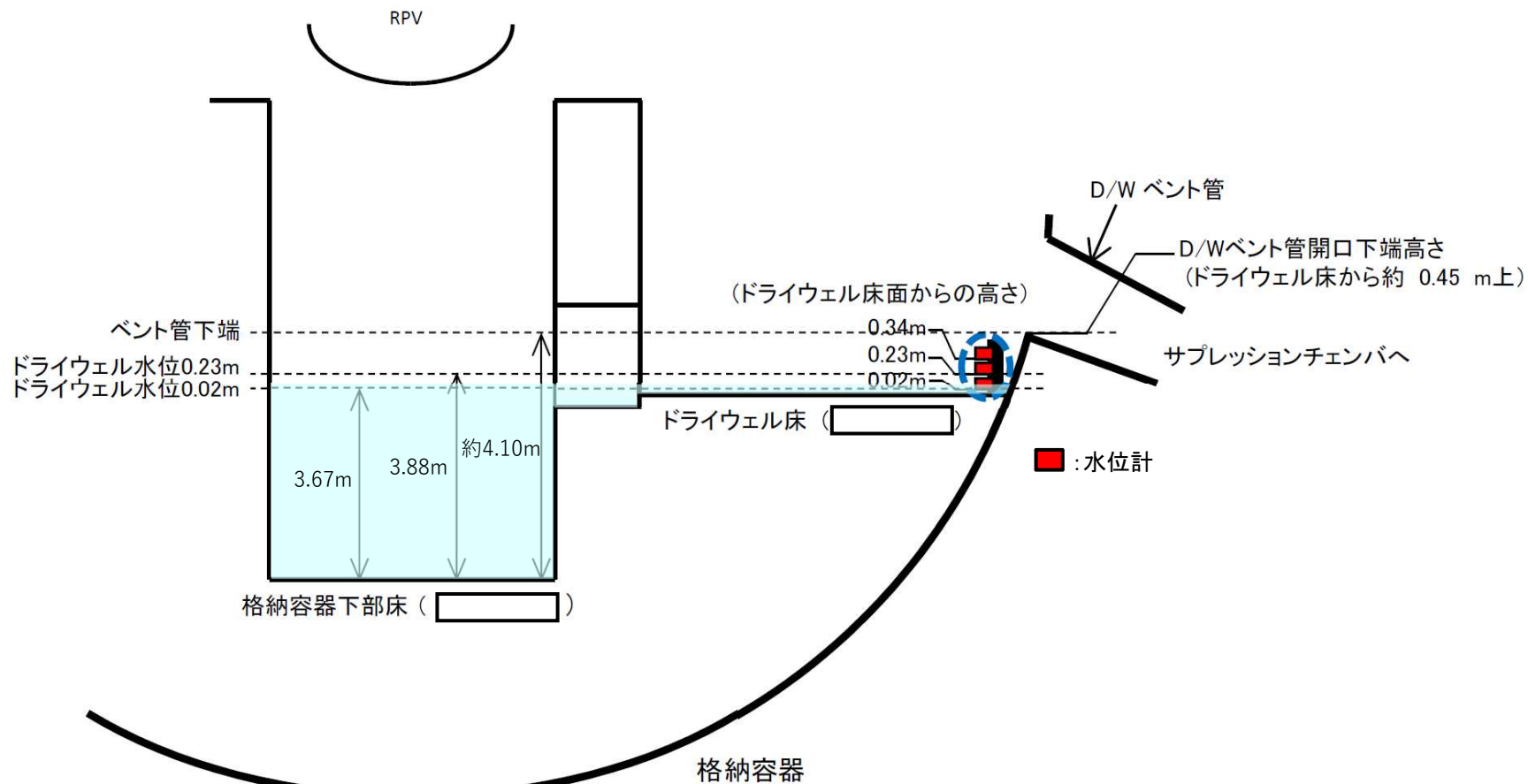
表1 格納容器水位における感度解析結果

項目	評価	評価結果	判定基準
水蒸気爆発 (参考評価)	物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mにおける評価にて格納容器の健全性を確認している。よって、4.2m以下の水位を管理水位とする。	約192MPa	490MPa
コンクリート 侵食量	格納容器下部水位2.8mにおける評価にて格納容器の健全性を確認している。よって、2.8m以上の水位を管理水位とする。	床面: 約3cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
		壁面: 約3cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
溶融炉心の 冠水評価	格納容器下部水位2.8mにおける評価にて溶融炉心の冠水維持を確認している。よって、2.8m以上の水位を管理水位とする。	RPV破損から 約45分後で露出	格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分であり、時間余裕がある

3. 適合性審査における主要な確認事項

3.3 格納容器下部の初期水張り高さ(2/2)

■参考図 格納容器下部の水位について





4. 適合性審査の状況

4. 適合性審査の状況

- 有効性評価(格納容器破損防止対策)について、当社はこれまでに審査会合を11回実施
- 直近の第720回審査会合(令和元年5月30日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な質問・指摘事項	回 答
<p>代替循環冷却系について、代替循環冷却系運転開始以降の格納容器温度をより効率的に低下させるための運用を検討すること。</p>	<p>代替循環冷却系運転開始以降の格納容器除熱について、代替循環冷却系にて原子炉注水し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)にて格納容器冷却する運用としていたが、格納容器温度をより効率的に低下させる方法について検討し、代替循環冷却系の設備変更を行い、原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運用により格納容器除熱をする方法を採用した。</p>
<p>原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧のタイミングに関する検討について、減圧タイミングを変化させたケースにおいても、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力が2.0MPa[gage]以下に低減されていることを提示すること。</p>	<p>減圧タイミングを変化させたケースにおいても原子炉圧力容器破損時における原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回ることを示した。</p>



5. これまでのご意見に対する回答

5.1 意見No.77への回答(1/2)

意見No.77

- 格納容器フィルターベント設備の性能及び運用等について説明すること。(設備の性能について、第18回安全性検討会(8月2日)にご説明済)

1. 原子炉格納容器フィルタベント系の位置付け

炉心の著しい損傷が発生した場合、代替循環冷却系により原子炉格納容器の過圧による破損を防止することが可能であるが、代替循環冷却系が使用できない場合は原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器の過圧による破損を防止する。ここでは、ベントに係る判断基準等について説明する。

2. 原子炉格納容器フィルタベント系の運用(手順)

(1) ベントの準備, 実施判断基準について

a. 炉心損傷前の判断基準

炉心状態	判断基準	操作内容
炉心損傷前	[ベント準備] 格納容器圧力0.384MPa[gage] (0.9Pd)到達	・他系統との隔離(図中①弁の閉止確認) ・「FCVSベントライン隔離弁」の開操作※(図中②弁の開放)
	[ベント実施] 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pd)到達	・「S/Cベント用出口隔離弁」の開操作※(図中③弁の開放)

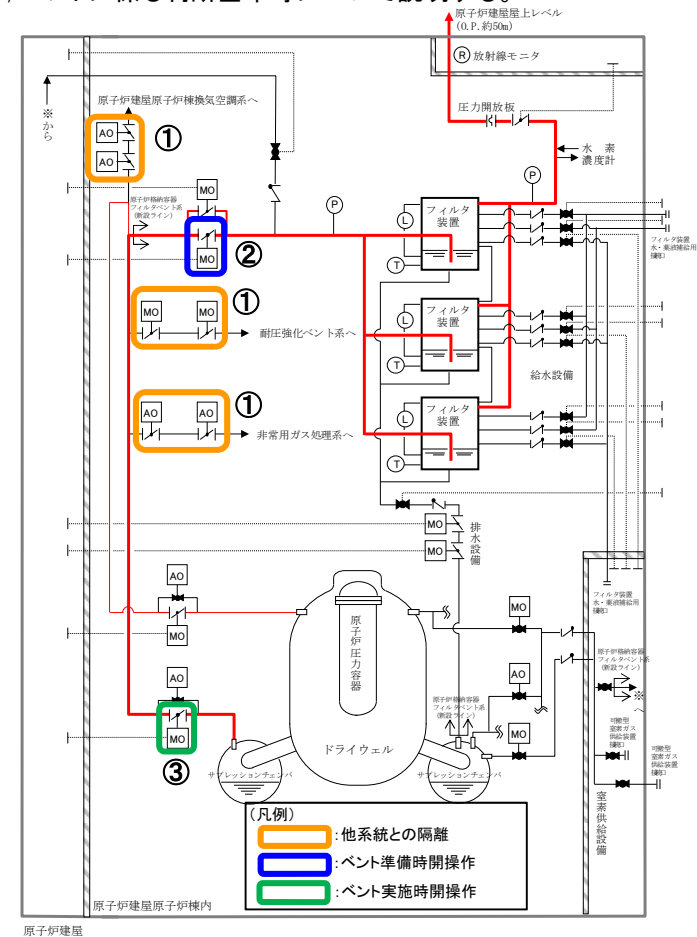
※:中央制御室から遠隔操作ができない場合、現場にて手動操作を実施する。

b. 炉心損傷判断後の判断基準

炉心状態	判断基準	操作内容
炉心損傷判断後	[ベント準備] 格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達	・操作内容は炉心損傷前と同様
	[ベント実施] 外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」)到達	

上記のほか、下記のような場合にもベント実施の判断をする。

- 格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.3vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合
- 原子炉建屋内水素濃度が2.3vol%に到達した場合
- 格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合



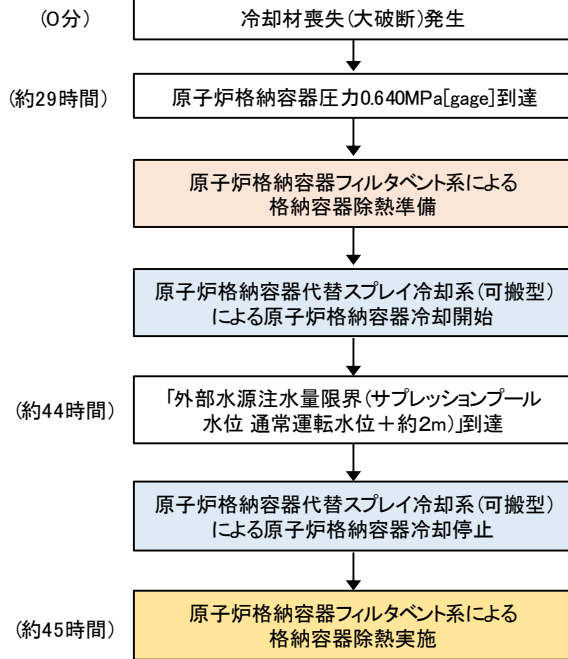
原子炉格納容器フィルタベント系 概要図

5.1 意見No.77への回答(2/2)

3. ベント操作について

有効性評価(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・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」)における事象進展(第1図)及びベント操作の所要時間について以下に示す。

(解析上の時刻)



・ベント操作の所要時間

作業項目		経過時間(時間)														備考
		29h	31h	33h	43h	44h	45h	46h	47h	48h	49h	55h	3d			
作業項目	作業の内容	▽約29時間 原子炉格納容器圧力0.640MPa[gage]到達 ▽約43時間 緊急時対策所への退避指示 ▽約44時間 外部水源注水量限界到達 ▽約45時間 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始														
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱系統構成 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱系統構成(現場操作)	5分														中央操作不能時は現場操作
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	・大容量送水ポンプ(タイプI)による格納容器冷却系統構成 ・大容量送水ポンプ(タイプI)による格納容器冷却系統構成、冷却開始(間欠運転)	5分	適宜実施													
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	・中央制御室待避所加圧 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 ・放射線防護装備準備/装備						10分	中央制御室待避所加圧								
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作)						5分									
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作)							20分								
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作)								1.5時間							中央操作不能時は現場操作

第1図 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・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」時における対应手順概要

5.2 論点No.71関連質問への回答(1/3)

【論点No.71関連質問】

- PRAのピアレビューにおいてどのようなコメントがあったのか例示していただきたい。【兼本委員】

■ピアレビューの目的

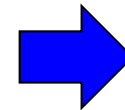
- 日本原子力学会標準においては、PRAの品質を確保するための方策として、ピアレビュー実施に関する留意点が記載されており、米国においても「ASME/ANS RA-Sa-2009」にてピアレビューの要求事項が記載されている
- このため、事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施

■ピアレビュー結果の概要

- ピアレビューの結果、日本原子力学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」はなく、PRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された

(確認事項)

- 日本原子力学会標準との整合性

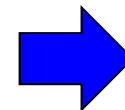


「PRAの妥当性」を確認

- 国内及び海外レビューアより、PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」を得た。これら「推奨事項」については、より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得、評価の説明性向上に資するものである

(品質向上)

- より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得
- 説明性の向上



「品質向上」に繋がる推奨事項を得た
(次ページに例を示す)

5.2 論点No.71関連質問への回答(2/3)

表 海外レビュー及び国内レビューのコメント及び対応方針(「品質向上」に繋がる推奨事項の例)

分類	観点	コメント内容	対応方針
運転時 レベル1 PRA	現実的 な評価	運転員が設備の操作等に失敗する確率の評価を行う人間信頼性解析については、運転員へのインタビューにより、評価に関連する情報を得ることができる。	<ul style="list-style-type: none"> 今回の評価では、運転員に対するインタビューは実施していない 運転員へのインタビューを行うことで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられるため、今後実施する安全性向上評価におけるPRAにおいて実施する
		大LOCAの発生頻度について、具体的な破断箇所を特定せずに設定しているが、原子炉圧力容器に接続されている配管の運転温度、圧力等の相違を考慮し、 個別配管毎にLOCAの発生頻度を設定することを推奨する。	<ul style="list-style-type: none"> 個別配管毎のLOCAの発生頻度を設定しても複数の注水手段があり、炉心損傷頻度評価に対して影響が小さいと考えられることから、現状、具体的な破断箇所を特定せずに設定している 感度解析としてECGS配管の溶接線の数と配管径に基づく評価により、個別配管毎のLOCA発生頻度を設定し、影響を確認した(次ページに確認内容を示す) 個別の配管毎のLOCAの評価については、今後実施する安全性向上評価におけるPRAにおいて実施する
		RHR(残留熱除去系)の空調設備の共通原因故障のモデル化等の検討が望まれる。	<ul style="list-style-type: none"> RHRポンプ自体の共通原因故障は既に考慮されているが、RHRの空調設備の共通原因故障は、空調設備の設置箇所が異なることから、考慮していなかった 空調設備が共通原因故障により機能喪失した場合、RHRポンプも同時に機能喪失するため、RHR起動タイミングが同一であること、同じ設備であることを考慮し、モデル化を行う

5.2 論点No.71関連質問への回答(3/3)

■ピアレビュー結果を踏まえた検討

- 感度解析としてECCS配管等(図1)の溶接線の数と配管径(表1)に基づく評価を実施し、評価の結果、ベースケースと大きな差異がないことを確認(表2)
- 適合性審査においては、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの等の選定」の観点では影響がないものの、より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得のため、今後詳細化を検討する

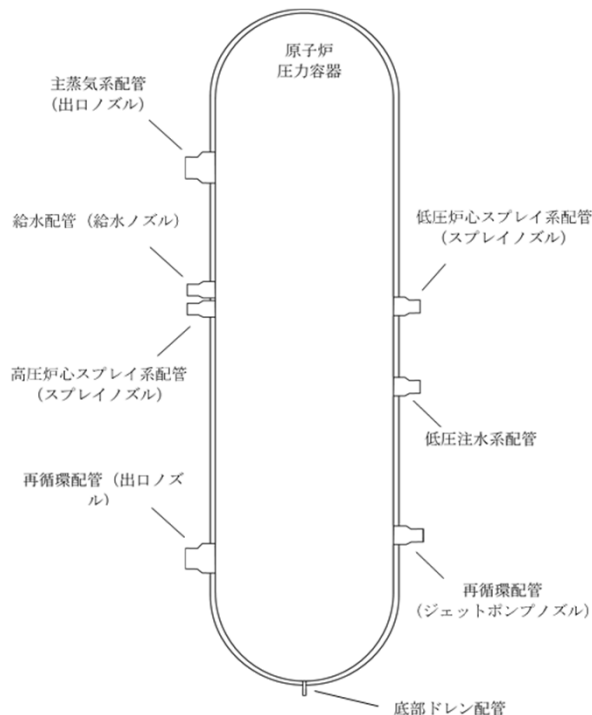


図1 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管

表1 各系統の配管口径別の溶接線数とLOCA発生頻度

	溶接線数 ^{※1}		配管破断発生頻度	
	100A 以上	100A 未満	大破断 LOCA ^{※2}	中破断 LOCA ^{※3}
HPCS				
RCIC				
LPCS				
RHR-A ^{※5}				
RHR-B ^{※5}				
RHR-C ^{※5}				
その他の原子炉 圧力バウンダリ				
合計				

※1: 溶接線数は、クラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J から抽出した。

※2: 大破断 LOCA 発生頻度 $2.0E-05$ (/炉年)

※3: 中破断 LOCA 発生頻度 $2.0E-04$ (/炉年)

※4: 溶接線数 0 の場合、発生頻度算出の際に 0.5 と仮定した。

※5: RHR の溶接線数を 3 系統で平均した。

表2 ベースケースと参照評価の炉心損傷頻度比較

	大破断 LOCA	中破断 LOCA
本評価における炉心損傷頻度 (/炉年) (ベースケース)	3.4E-09	3.4E-08
参照評価における炉心損傷頻度 (/炉年)		

ベースケースと参照評価の炉心損傷頻度に大きな差異はない

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。