

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について 補足説明資料

平成 30 年 6 月
東北電力株式会社

目 次

- 1 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
- 2 原子炉水位及びインターロックの概要
- 3 平均出力燃料集合体に燃料被覆管最高温度が発生することの代表性について
- 4 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
- 5 原子炉隔離時冷却系による注水継続及び原子炉の減圧操作について
- 6 運転手順書における各種制限曲線
- 7 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプ準備の作業成立性について
- 8 原子炉低圧時における原子炉隔離時冷却系の注水特性による評価
- 9 逃がし安全弁に不確かさを考慮した場合の評価結果について
- 10 原子炉満水操作の概要について
- 11 T B P感度解析ケースにおける燃料被覆管破裂の有無について
- 12 女川2号炉のプラントの特徴について
- 13 燃料プールの状態監視について
- 14 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について
- 15 使用済燃料プールゲートについて
- 16 想定事故1及び想定事故2 停止日数の設定について
- 17 燃料プール冷却浄化系の耐震設計クラスと破断想定箇所について
- 18 想定事故1及び想定事故2 貯蔵燃料及び炉内燃料の燃焼度設定について
- 19 使用済燃料プールの初期水温について
- 20 注水用ヘッダ操作に係る中央制御室との連携の成立性
- 21 運転停止中における通常時のプラント監視について
- 22 運転停止中原子炉における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失 原子炉水温の最確条件について
- 23 運転停止中原子炉における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失 停止時間の設定について
- 24 志賀1号臨界事象に対する女川での対策について
- 25 反応度の誤投入における引き抜き対象制御棒について
- 26 運転停止中原子炉における崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスの抽出過程及びその関係について
- 27 運転停止中原子炉における原子炉冷却材の流出 原子炉水温の最確条件について
- 28 原子炉冷却材温度と残留熱除去系除熱量の関係について
- 29 運転停止中原子炉における原子炉冷却材の流出 原子炉未開放時の流出による原子炉水位の推移について
- 30 プラント状態の分類の考え方について
- 31 追加放出される物質及び気体廃棄物処理系について

- 32 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
- 33 原子炉開放の詳細工程
- 34 原子炉水温と原子炉压力容器温度の相関について
- 35 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統切替について
- 36 「制御棒の連続引き抜き」のHRA ツリー及び人的過誤確率
- 37 運転停止中原子炉における崩壊熱の導出式について
- 38 鉄と水の遮蔽厚さについて
- 39 反応度の誤投入における原子炉出力範囲
- 40 運転停止中原子炉における崩壊熱除去機能喪失時の冷却材中に含まれるハロゲンによる線量評価について
- 41 圧力抑制室水位による LOCA 事象の検知について
- 42 代替自動減圧機能対象の逃がし安全弁の選定について
- 43 原子炉停止機能喪失シナリオにおける真空破壊装置への影響
- 44 復水貯蔵タンクの保有水量について
- 45 高圧注水・減圧機能喪失シナリオにおける解析の想定について
- 46 ATWS 時におけるほう酸水注入系起動の判断基準について
- 47 高圧炉心スプレイ系の水源切替の必要性について
- 48 原子炉停止機能喪失シナリオにおける初期炉心流量
- 49 原子炉停止機能喪失シナリオにおけるほう酸水濃度の設定
- 50 同一運転員によるほう酸水注入系起動及び高圧炉心スプレイ系水源切替の成立性について
- 51 高圧注水・減圧機能喪失時における事象発生 40 分以降の炉内挙動について
- 52 自動減圧系作動阻止機能の ATWS 以外のシーケンスにおける影響について
- 53 原子炉停止機能喪失シナリオにおけるサプレッションプール水温 100℃到達時間
- 54 有効性評価における機器条件について
- 55 ほう酸濃度による評価結果への影響
- 56 設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における格納容器圧力・温度について
- 57 有効性評価において機能喪失を仮定した設備について
- 58 高圧炉心スプレイ系ポンプ水源側からの流出防止のための隔離操作
- 59 インターフェイスシステム LOCA 発生時の判断について
- 60 外部水源を用いた場合の格納容器スプレイ流量について
- 61 希ガスの減衰割合について
- 62 ISLOCA 発生箇所と ECCS ポンプ等との位置関係について
- 63 ISLOCA 時の現場隔離弁の操作性（温度）について
- 64 急速減圧時の逃がし安全弁使用個数による評価への影響について
- 65 非常用ディーゼル発電機等の燃料評価における想定負荷について
- 66 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の成立性について

- 67 原子炉格納容器代替スプレイ時の流量調整操作について
- 68 LOCA時注水機能喪失時における系統隔離操作について
- 69 有効性評価における高圧注水成功後の急速減圧実施タイミングについて
- 70 有効性評価における解析条件の変更等について
- 71 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の流量について
- 72 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス等の変更について
- 73 外部電源の設定の考え方について
- 74 現状プール内に貯蔵されている制御棒の本数・内訳について
- 75 破裂判定曲線適用にあたっての水素濃度等の影響について
- 76 原子炉再循環ポンプからのリークについて
- 77 外部水源注水量限界について
- 78 室温評価における評価対象室及び隣接する部屋の配置について
- 79 格納容器冷却及び除熱手段の運用について
- 80 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水から残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水への切替えについて
- 81 外部電源喪失発生時における原子炉スクラム信号について
- 82 逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について
- 83 高圧代替注水系起動操作の成立性について
- 84 注水操作の時間余裕について（TBU・TBD）
- 85 TBD 時の事象発生 24 時間後の注水系統の切替えについて
- 86 各 TB シーケンスにて使用する直流電源と注水手段の関係及び負荷切り離し操作について
- 87 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）における注水手段について
- 88 常設代替交流電源設備による非常用母線受電操作の成立性について
- 89 TBD・TBP 時における原子炉水位の挙動について
- 90 水源評価における注水積算量について
- 91 復水補給水系の機能確保の妥当性について
- 92 ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について
- 93 サプレッションチェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
- 94 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 95 原子炉建屋負圧達成時間の算出について
- 96 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における注水操作が遅れる場合の炉心の損傷状態について
- 97 過圧過温シナリオにおける燃料最高温度の短時間挙動について
- 98 可搬型窒素ガス供給装置の注入特性の作成方法について

- 99 格納容器貫通孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数 (DF) を用いて評価する項目とその扱いについて
- 100 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響 (長期解析)
- 101 格納容器下部 (ペDESTAL) に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
- 102 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
- 103 主蒸気逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
- 104 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
- 105 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウエル床ドレンサンプの影響について
- 106 主蒸気逃がし安全弁の耐環境性能向上に向けた取り組みについて
- 107 代替循環冷却系の熱交換モデルについて
- 108 ドライウエル壁面のモデルについて
- 109 溶融プールの除熱メカニズムについて
- 110 代替循環冷却系を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイの運用について
- 111 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器温度及びサプレッションプール水温の挙動について

下線部：本日提示資料

6. 運転手順書における各種制限曲線

(1) 最長許容炉心露出時間

最長許容炉心露出時間は、原子炉停止後の経過時間に依存した曲線である。



原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）を下回った場合は、有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し、左図を用いて、禁止領域（炉心損傷の可能性がある領域）に入っているかを確認する。

(2) 水位不明判断曲線

水位不明判断曲線は、ドライウェル空間部温度と原子炉圧力の関係図である。

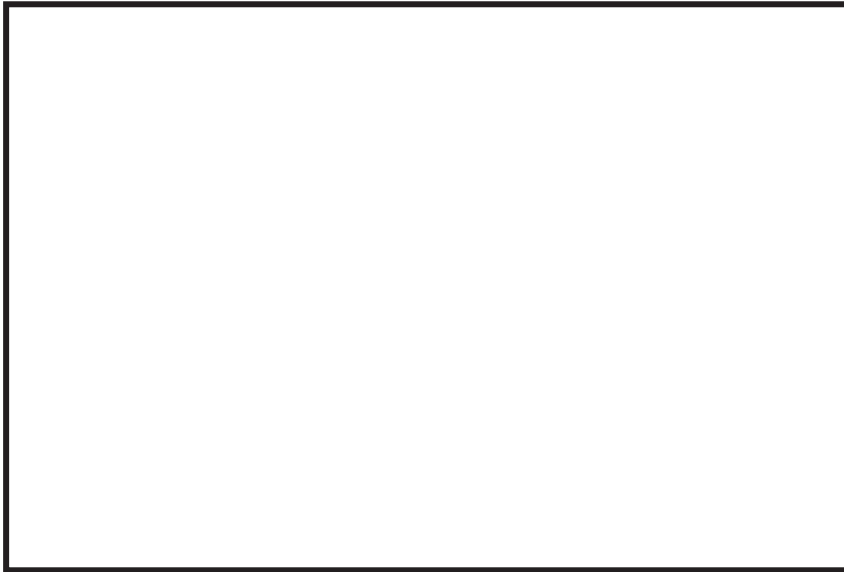


原子炉圧力がドライウェル空間部温度に対する飽和圧力以下になると、原子炉水位計の基準面器内の水が減圧沸騰し、水位計は信頼できなくなる。よって、左図を用いて、水位不明領域に入っているかを確認する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) サプレッションプール熱容量制限値

サプレッションプール熱容量制限値は、サプレッションプール水温度と原子炉圧力の関係図である。



サプレッションプール水温度が原子炉圧力に応じた制限曲線に到達した時点で急速減圧を開始すればサプレッションプール水温度制限値 (°C) 以下に抑えられる。よって、左図の制限曲線に至った場合には、原子炉の急速減圧を実施する。

(4) 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係

原子炉停止後の経過時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係は下図のとおりである。



崩壊熱相当の注水を行う場合、原子炉停止後の経過時間に応じた注水量を読み取り、注水システムの流量を読み取った流量に調整することで水位を維持する。

(例: 原子炉停止3時間後であれば約 m³/h の注水が必要)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

82. 逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について

炉心損傷開始の判断は、格納容器内雰囲気放射線モニタにより行うが、逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性については、以下のとおり。

(1) SRV 出口温度計の設備概要

SRV 出口温度計は、原子炉運転中に SRV からの漏えいを検出するために、SRV の吐出配管に設けており、計測範囲は 0～300℃である。温度検出器は、SRV 本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けられている（図 1 参照）。

(2) 原子炉水位低下時の原子炉圧力容器内温度の概略挙動

事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部の温度は、共に定格原子炉圧力（6.93MPa[gage]）ないしは SRV 動作圧力（安全弁機能の最大圧力 8.24MPa[gage]）に対応する飽和蒸気温度近傍（<300℃）となる。

さらに原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部及び原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。

(3) SRV 出口温度計による炉心損傷の検知性

事象発生後、SRV による減圧を行うと、SRV 出口温度計は原子炉圧力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。

原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉圧力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態で SRV を開放した場合、SRV 出口温度計の指示値は、飽和温度近傍よりも高い温度を示し、さらに過熱度が大きい場合、温度計の計測範囲（300℃）を超えるため、指示値はオーバースケールになると考えられる。

一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。

したがって、SRV 出口温度計のオーバースケールにより炉心損傷を検知できる可能性があるものの、不確かさが大きいため、女川 2 号炉においては、格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合の炉心損傷検知の代替手段は、原子炉圧力容器表面温度としている。

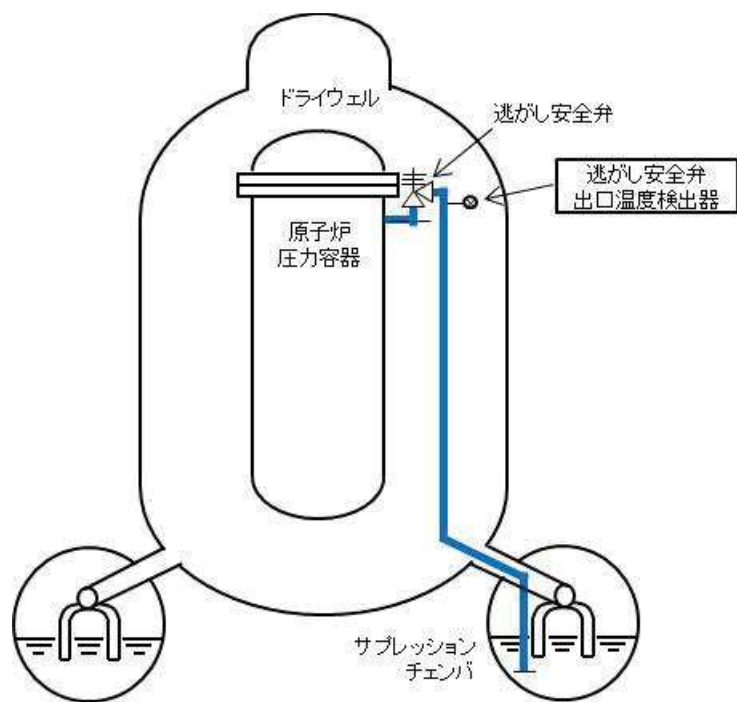


図1 SRV 出口温度計の概略設置図

90. 水源評価における注水積算量について

水源評価では、外部水源である復水貯蔵タンク及び淡水貯水槽から格納容器内に注水される積算注水量（7日間）を示すとともに、復水貯蔵タンクが枯渇することがないことを評価により確認している。

7日間の積算注水量については、MAAP コードにより求められる外部水源から格納容器内への注水量を積算することで求めており、その評価フローは図1に示すとおりである。

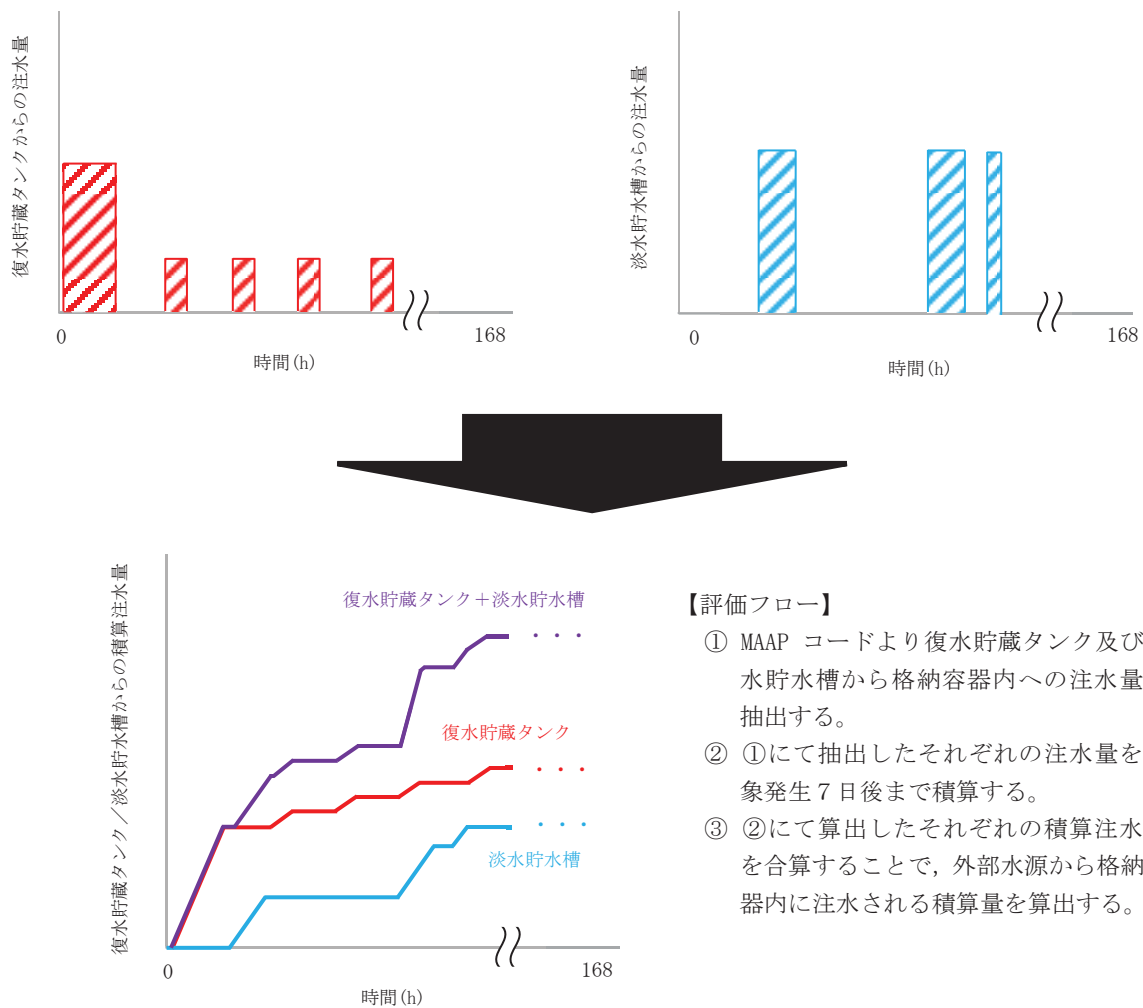


図1 積算注水量の評価フロー

91. 復水補給水系の機能確保の妥当性について

1. 復水補給水系の機能

復水補給水系は重大事故等時の注水に対し、以下の2つの機能に期待している。

- ・ 原子炉水位を維持し炉心損傷を防止するための低圧代替注水機能
- ・ 格納容器内での損傷炉心冷却のための格納容器下部注水機能

第1表に機能と対応する重大事故等対処設備を示す。

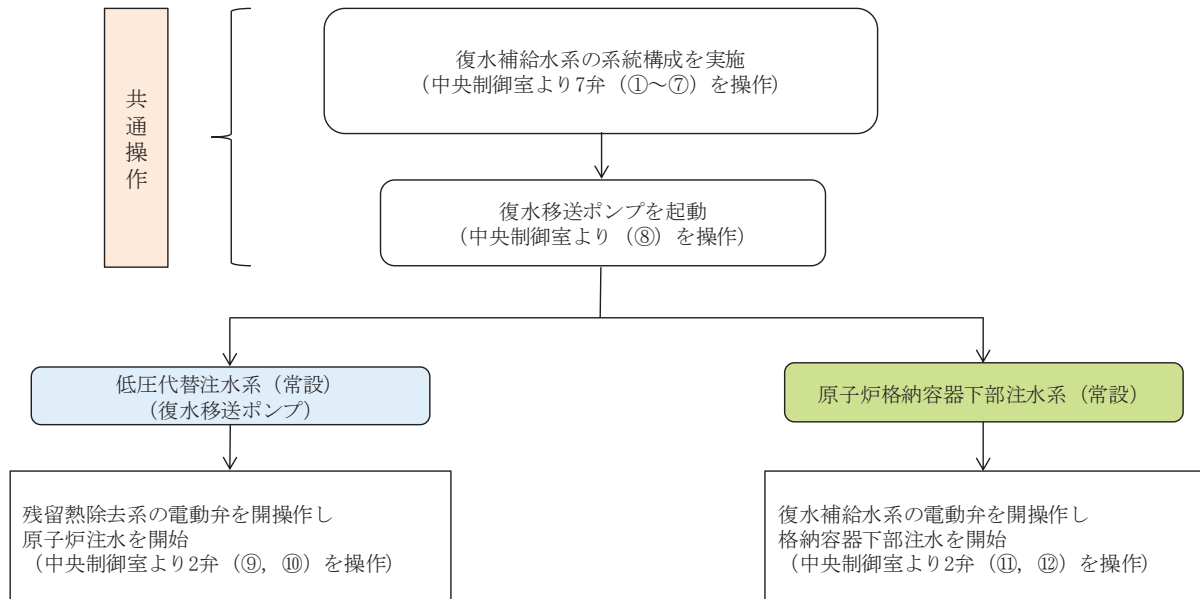
第1表 機能と対応する重大事故等対処設備

機 能	重大事故等対処設備	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	低圧代替注水系	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） （復水補給水系に期待）
		低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）
		低圧代替注水系（可搬型）
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器下部注水系（常設） （復水補給水系に期待）
		原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

2. 重大事故等時における復水補給水系の操作

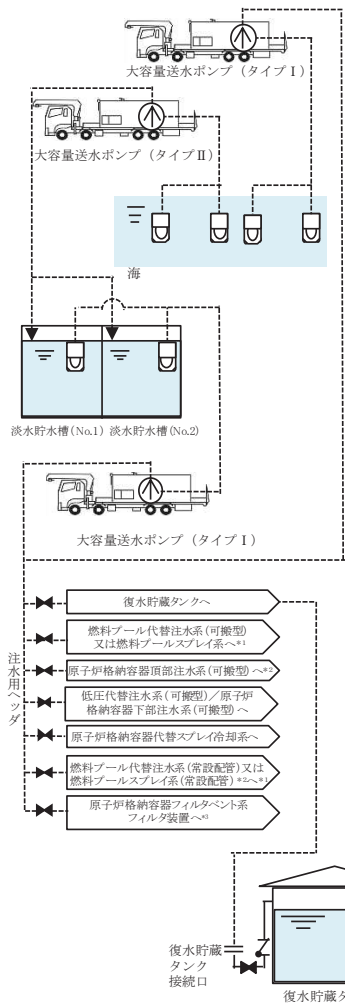
(1) 復水補給水系に期待する機能の単独操作

復水補給水系による基本的な操作の流れを第1図に示す。低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統構成は、全て中央制御室から遠隔操作により行う設計であり、どちらも共通の操作を行った後に、各々の注水先の弁を開操作するのみで注水可能であり、特段困難な操作はない。



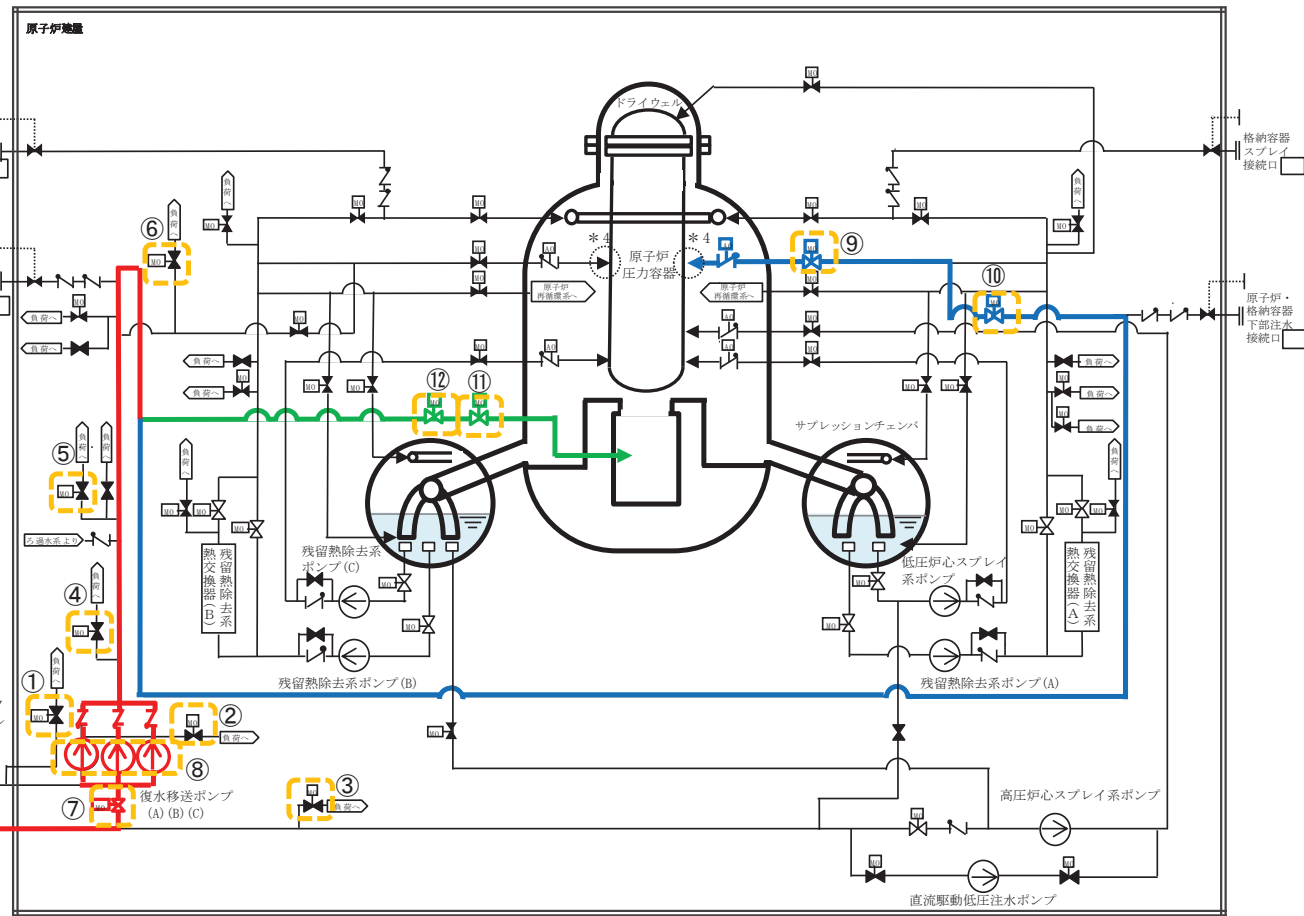
※：図中丸数字は、第2図 復水補給水系系統概要図の数字に対応する。

第1図 復水補給水系の操作



凡例

- : 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）
- : 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）
- : 原子炉格納容器下部注水系（常設）



*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない
 *4: シュラウド内炉心上部より注水

第2図 復水補給水系系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 復水補給水系に期待する複数の機能の同時使用操作

復水補給水系は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）の2つの機能を持つが、弁操作により、それぞれの機能に応じた系統の切替が可能な設計としている。また、同時に複数の機能を使用する場合であっても、必要な容量を確保することで、他の機能に対して悪影響を及ぼさない設計としている。

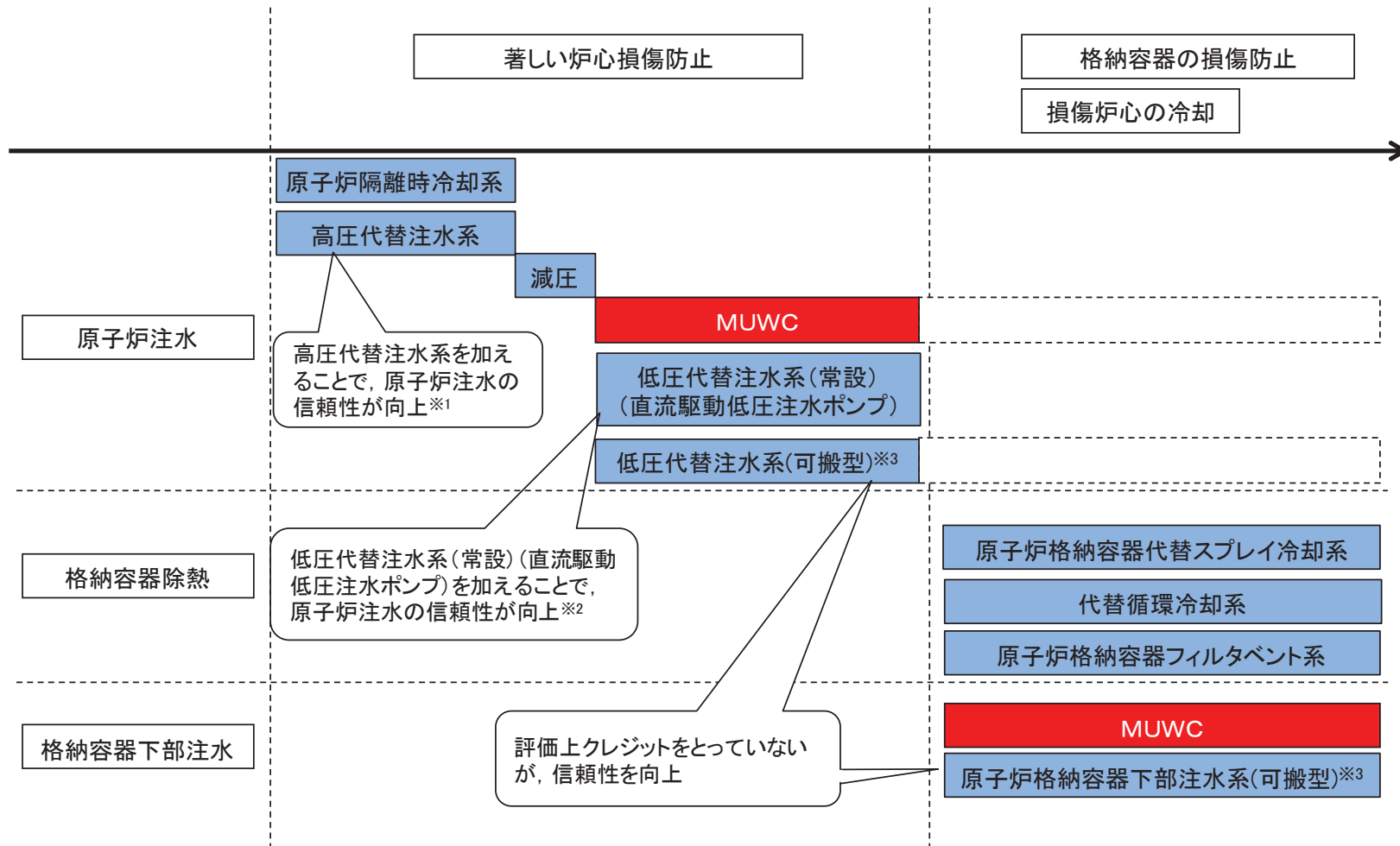
有効性評価においては、同時に複数の機能を使用することは想定していない。ただし、実際の状況によっては複数機能の同時使用が考えられ、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達し原子炉圧力容器下部プレナムへの熔融炉心の落下が想定される場合には、格納容器下部注水を優先して実施し、更に原子炉注水が可能な場合には、原子炉注水を実施する手順としている。この操作は中央制御室からの遠隔による弁操作にて実施可能であり、必要な要員数も確保していることから、特段困難な操作とはならない。

また、復水移送ポンプにはミニマムフローラインがあることから、切替え等により一時的に弁を閉止した場合でも、ポンプが締切運転となることはない。

3. 機能確保

原子炉への注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後（有効性評価上では事象発生後10時間後と設定）であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を担うことも可能である。また、格納容器下部注水についても、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）によって機能を補うことが可能である。このように、復水補給水系による各機能については冗長性を持たせることで機能確保を図っている。（第3図）

復水補給水系は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）の機能を持っているが、有効性評価においては、同時に複数の機能を使用することは想定していない。仮に各機能を同時に使用する場合であっても、運転員操作や設備容量に問題はなく、復水補給水系以外にも同様の機能を持たせ機能確保を図っている。



※1 : TQUV, TW, TB 等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断 (LOCA 等) を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能。
 ※2 : TBP に対して初期炉心冠水維持が可能。
 ※3 : 原則として事故発生 10 時間 (アクセスルート確保 (4 時間) + 可搬準備 (6 時間)) までは常設設備での対応とし、可搬型注水設備はアクセス性を考慮し、10 時間以降に期待できると整理していることから、有効性評価では、代替スプレイ以外の可搬型注水設備のクレジットをとっていないが、信頼性を向上させている。

第 3 図 注水等に期待する設備

92. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について

残留熱除去系機能が喪失している場合の格納容器代替除熱手段として、ドライウェルクーラの冷却器又は除湿冷却器の冷却コイルに通水することにより送風機を使わずに冷却する方法がある。

ここでは、格納容器過圧・過温破損シナリオを対象に、ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器からの除熱効果について示す。

1. 評価条件

格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスにおいて、ドライウェルクーラを使用する場合（冷却器冷却コイルへの通水）を想定し、格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスにおける格納容器ベント時間の遅延効果を評価する。

ドライウェルクーラの冷却器は、格納容器スプレイ開始時点から1系列で設計流量にて通水し使用開始すると仮定した。格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスの雰囲気条件におけるドライウェルクーラの除熱量と、崩壊熱の比較検討を実施した。

ドライウェルクーラによる除熱性能は、(財)原子力発電技術機構（NUPEC）が作成した、ドライウェルクーラ冷却性能試験に基づく。

※：NUPECの格納容器除熱試験（平成11年度～平成13年度）では、ドライウェルクーラ冷却コイルを模擬し、シビアアクシデント雰囲気条件下のため送風機が作動せず冷却コイルへの通水のみを想定した試験（単体性能試験及びシステム挙動試験）が実施され、その結果、ドライウェルクーラのケーシング開口面で自然循環が形成されて、バルク雰囲気条件に応じた一定凝縮量が定常的に得られることが確認された。

2. 解析結果

図1に格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスの格納容器圧力の推移を、図2に崩壊熱とドライウェルクーラによる除熱量の比較を示す。ドライウェルクーラ1系列の作動では、40時間で約4MWの除熱量と評価され、格納容器スプレイ（約88m³/h）による蒸気凝縮性能の約半分に相当する。そのため、ドライウェルクーラ作動により、格納容器スプレイ流量を低減可能であり、格納容器ベントまでの時間の遅延が可能と考えられる。

一方で、本評価事故シーケンスにおいては原子炉注水を継続していることから、格納容器内の水位が上昇し、いずれは真空破壊装置が水没しないようにベントに至ることになる。これはドライウェルクーラの作動台数にはよらず、結果としては格納容器ベントの遅延効果は限定的となる。

3. ドライウェルクーラによる格納容器除熱の課題

上記のとおり、ドライウェルクーラを使用することによる格納容器除熱に効果

があり、代替の除熱手段としては、従前より自主的に考慮されているものである。ただし、有効性評価の観点からは以下の課題がある。

- ・ドライウェルクーラは常用系であり、サポート系を含めて耐震性が確保された系統ではない。
- ・ドライウェルクーラを使用した除熱が十分でない場合や注水系が復旧しない場合には、外部水源による炉心注水や格納容器スプレイを継続する必要がある、いずれは格納容器内の水位上昇からベントに至ることになる。真空破壊装置の水没を回避するという点では、サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却系を使用するメリットのほうが大きい。
- ・ドライウェルクーラに通水する際は、その他の機器にも通水されることから、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、ドライウェルクーラへの通水量は定格の通水量よりも少なく、除熱効果は限定的となる。(定格の通水量を確保するためには、原子炉補機代替冷却水系以上の系統流量を有する設備の確保等が必要となる。)

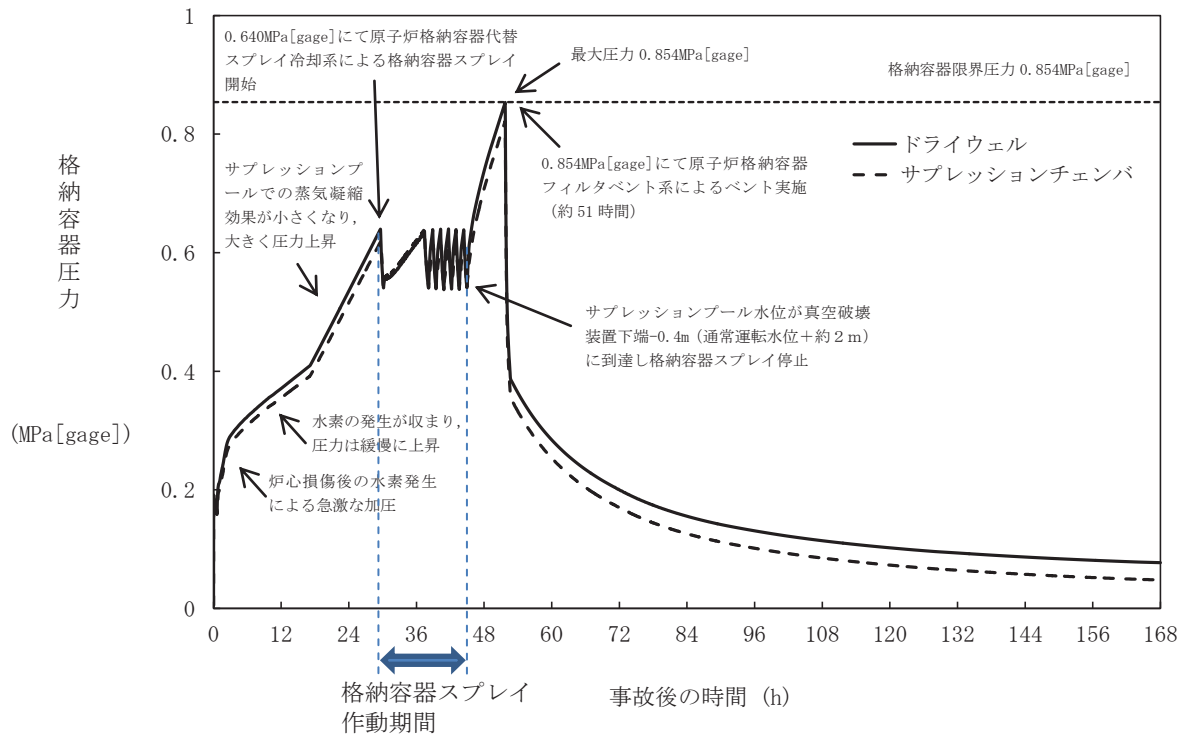


図1 格納容器圧力の推移

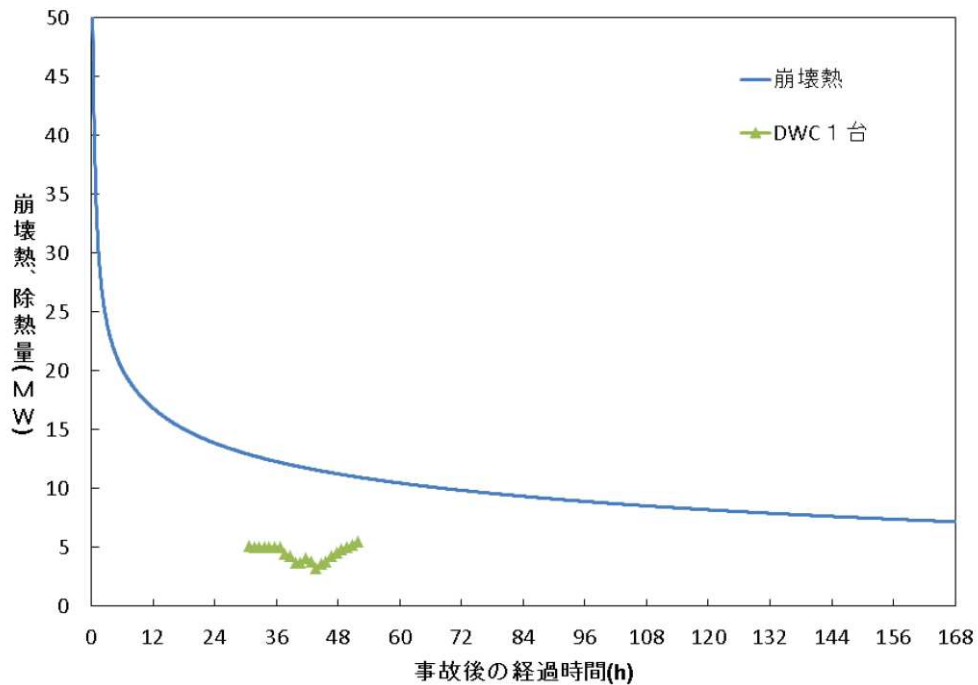


図2 ドライウエルクーラによる除熱量と崩壊熱の比較

93. サプレッションチェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

「添付資料 3.1.3.3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における Cs-137 放出量評価について”は、サプレッションチェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果は MAAP コード内（SUPRA 評価式）で考慮している。

事故発生後サプレッションチェンバのプール水は沸騰するが、そのような状態では気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

ここでは、サプレッションチェンバのプール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。

1. スクラビング時のサプレッションチェンバのプール水の状態

事故発生後、CsI 及び CsOH は原子炉圧力容器からドライウエルへ移行し、また、その大部分はサプレッションチェンバに移行する。MAAP 解析により得られたサプレッションチェンバのプール水中の CsI 及び CsOH の存在割合の時間推移を図 1 に、サプレッションチェンバのプール水温の時間推移を図 2 に示す。

図 1 より、初期の段階において蒸気流におけるスクラビング効果等により、CsI 及び CsOH の約 3 割がサプレッションチェンバのプール水中へと移行することがわかる。また、図 2 より、最初の数時間においては、サプレッションチェンバのプール水温のサブクール度は大きいことがわかる。すなわち、サプレッションチェンバのプール水でスクラビングされる大部分の CsI 及び CsOH は最初の数時間でサブクール度は大きい状態下で捕集され、残りの CsI 及び CsOH が飽和温度に近い状態下でスクラビングを受けることになる。

また、その後、核分裂生成物はドライウエル床面に蓄水した液相破断流がドライウエルベント管からサプレッションチェンバへ流入するする分や、代替ドライウエルスプレイによりドライウエル壁面等に付着していた核分裂生成物が洗い流される効果によってサプレッションチェンバ内に移行するが、核分裂生成物は既に水中に存在しているため、スクラビングの影響は受けない。

このことから、サプレッションチェンバのプール水の捕集効果に対しては、飽和温度に近い状態下でのスクラビング効果の影響よりも、サブクール度が大きい状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。

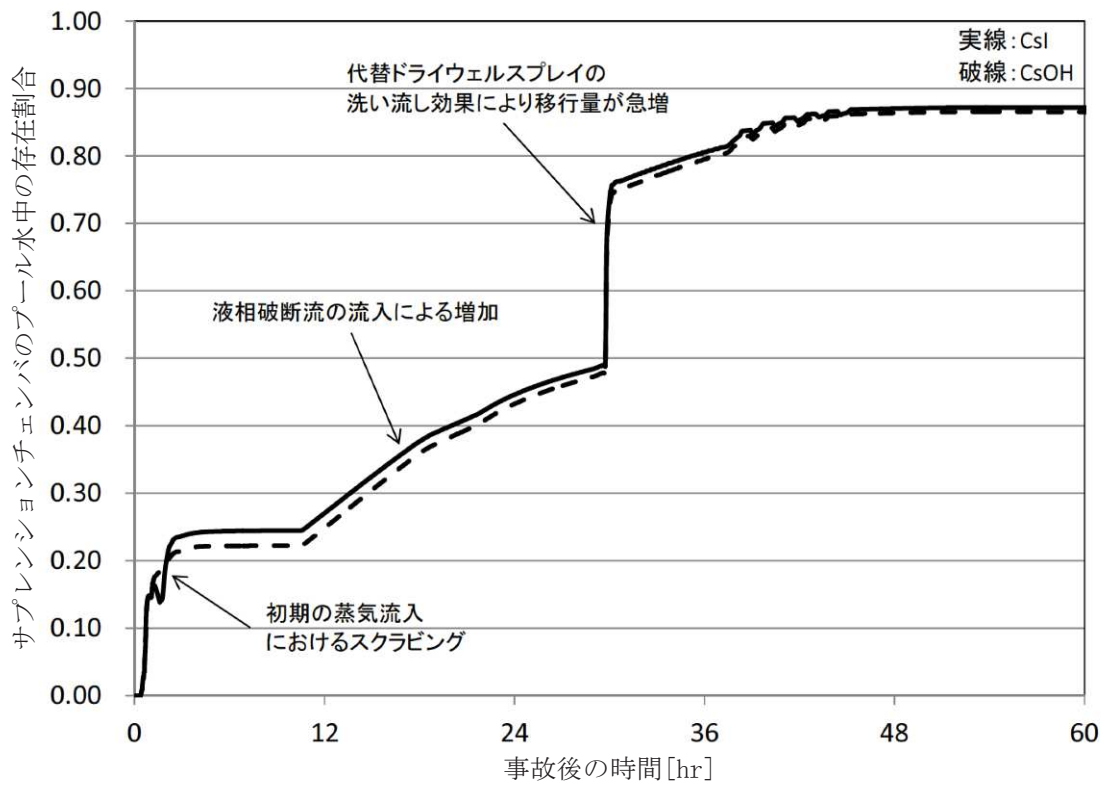


図1 サプレッションチェンバのプール水中の存在割合

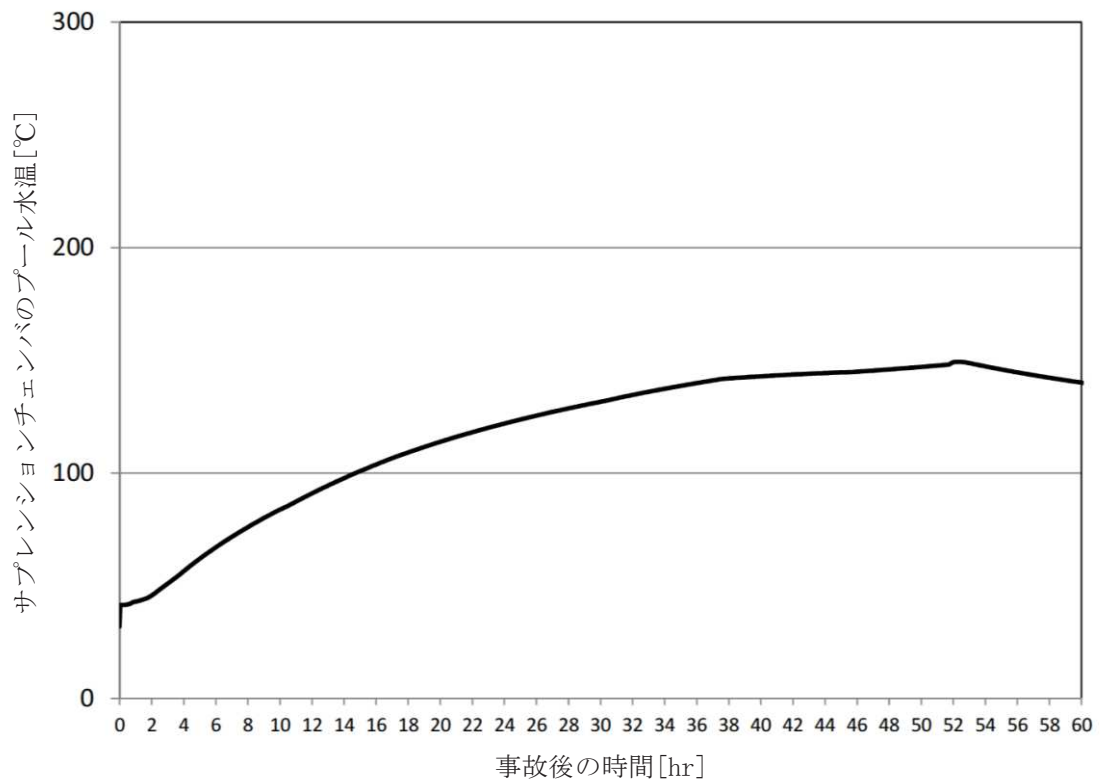


図2 サプレッションチェンバのプール水温

補足 93-2

2. 沸騰時のスクラビング効果

沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッションチェンバのプール水によるスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッションチェンバのプール水の総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

(1) 試験の概要

試験装置は直径約 1m、高さ 5m の図 3 に示す円筒状容器であり、表 1 に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

(2) 試験結果

スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を図 4 に示す。図 4 では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約 3m）とした場合では、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が全くなくなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッションチェンバのプール水の総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

表 1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI

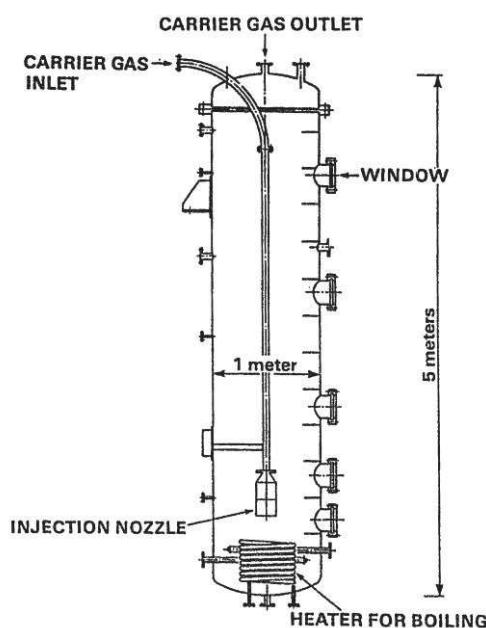


図 3 試験装置の概要

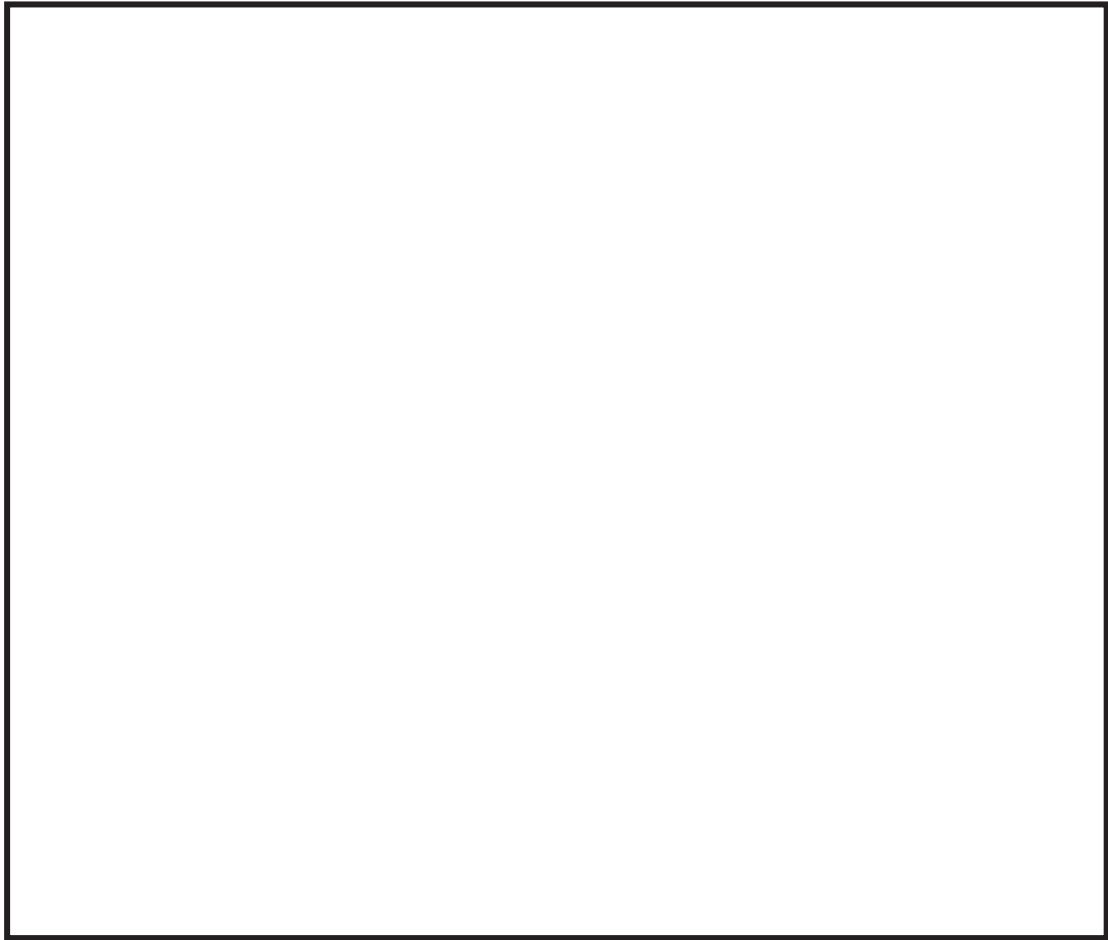


図4 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE2) 最終報告書
平成5年3月

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

94. 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について

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）」の評価事故シーケンスにおける，破断位置及び口径設定の考え方について，以下に示す。（「添付資料1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について」から抜粋）

2. 重大事故

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

① 破断位置

破断箇所は，以下の理由から再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断を想定している。（図2-1）

- ・ 炉心燃料位置よりも下方にある最大口径の配管破断を考慮することで，冷却材漏えい量の観点で厳しい事象となる。また早期に原子炉冷却材が系外に放出されるため，原子炉水位低下等の事象進展が早く，主要事象の発生時刻が早まり，厳しい破断想定となる。

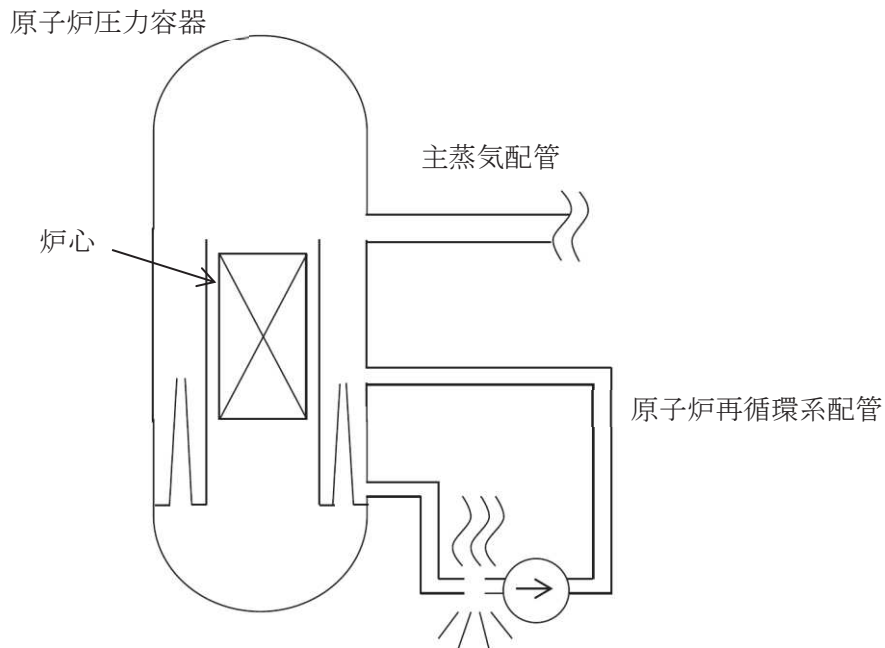


図2-1 再循環ポンプ吸い込み側配管破断の概要

② 破断口径

原子炉からの冷却材漏えい量が多くなり、格納容器へのエネルギー放出量が多くなること、また、炉心の著しい損傷によって発生する水素などの高温のガスが格納容器へ直接放出されるため、格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる、再循環ポンプ吸い込み側配管（ ）の両端破断を想定する。

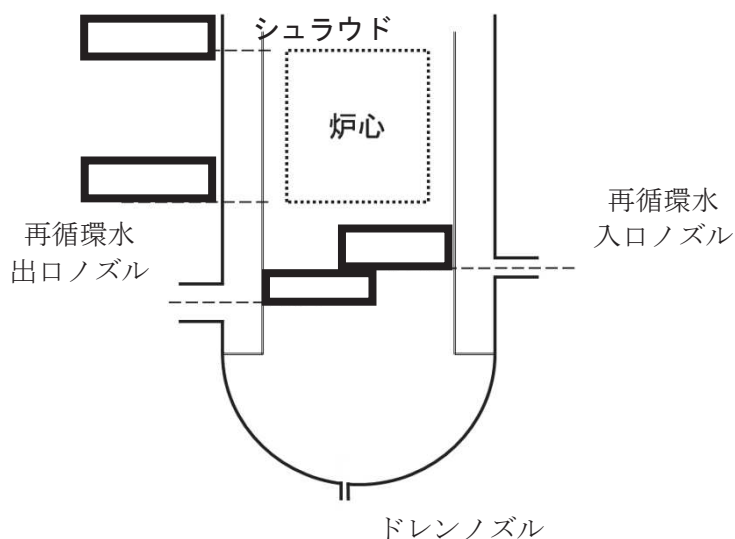


図2-2 原子炉圧力容器断面図

破断箇所	破断配管位置(mm) ^{※1}	配管口径	破断面積 ^{※2}
原子炉再循環配管 (出口ノズル)			
原子炉再循環配管 (ジェットポンプノズル部)			
主蒸気配管(出口ノズル)			
給水配管(給水ノズル)			
高压炉心スプレイ系配管 (スプレイノズル)			
低压炉心スプレイ系配管 (スプレイノズル)			
低压注水系配管			
底部ドレン配管			

- ※1 原子炉圧力容器と接続する位置の原子炉圧力容器底部からの高さ
- ※2 スパーギャ部又はノズル部で臨界流となるため、破断する配管の面積ではなくスパーギャ部又はノズル部の面積が破断面積となる
- ※3 大破断LOCAでは、再循環ポンプ吸い込み側配管の瞬時両端破断を想定しているため、ジェットポンプ吐出側からの流路等も考慮し約0.23m²の破断面積を想定している。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

③ 再循環水出口ノズルより下部でのLOCAについて

大破断LOCAの配管破断選定に当たっては、配管の両端破断を想定した上で、破断位置及び破断面積を考慮し、格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断を選定している。

一方、大口径配管ではないが、他にも再循環水出口ノズルより下部に位置する配管があり、これらの配管破断は冷却材漏えいの観点からは厳しくないものの、考慮する必要がある。しかしながら、全般的に静的な過圧・過温という観点では、今回選定した大破断LOCAシナリオより格納容器圧力・温度は緩慢に推移するため、原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）として想定した大破断LOCAシナリオに包絡される事象となる。

95. 原子炉建屋負圧達成時間の算出について

原子炉建屋を非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉建屋の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉建屋圧力は、SGTS 排風機による排気と、原子炉区域インリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

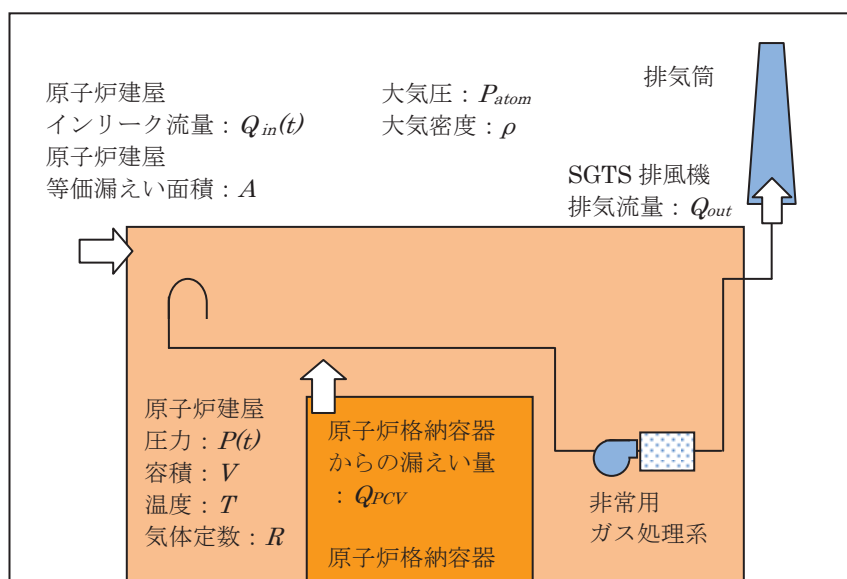


図1 原子炉建屋の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建屋の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \quad \dots (1)$$

したがって、原子炉建屋の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$\begin{aligned} p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \{ (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \} \quad \dots (2) \end{aligned}$$

Q_{out} : S G T S 排風機流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建屋インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$: 格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建屋インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建屋の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建屋等価漏えい面積[m²]

原子炉建屋等価漏えい面積 A は、原子炉建屋の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \quad \dots (4)$$

γ_{PCV} : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建屋の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \left(-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \right)$$

3. 評価条件

原子炉建屋負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAqとする。

表1 原子炉建屋負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atom}	Pa (abs) (kPa (abs))	101,325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉建屋圧力	$P(t)$	Pa (abs)	-	事故発生後、原子炉建屋圧力は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉建屋容積	V	m ³		設計値
原子炉建屋温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建屋等価漏えい面積	A	m ²		原子炉建屋の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 ^{※1}
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.694 (2500)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa (gage) (kPa (gage))	384×10^3 (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13,100	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋と同じ温度を仮定
原子炉格納容器設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1 原子炉区域の設計気密度は、「6.4mmAq の負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の50%以下」である。ここでは、保守的に50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 評価結果

原子炉建屋圧力の時間変化を図 2 に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉建屋圧力は単調に低下し、約 520 秒後に負圧達成と判断する基準値 (-6.4mmAq) を下回る。

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境への Cs-137 漏えい評価においては負圧達成時間として、約 520 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

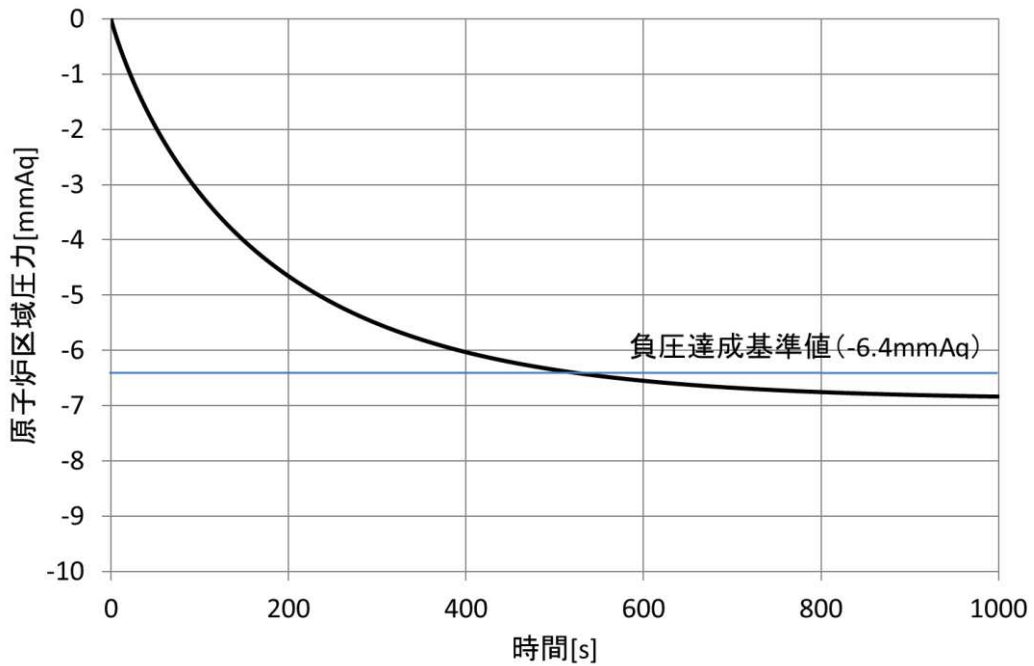


図 2 原子炉建屋圧力の時間変化

96. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における注水操作が遅れる場合の炉心の損傷状態について

1. はじめに

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、注水操作の操作遅れを想定し、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、感度解析を行っている。

解析結果は、添付資料 3.1.3.7 に示しているとおり、操作 25 分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧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している。ここでは、感度解析ケースにおける炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

2. 評価結果

(1) 炉心の損傷状態

図 1 に事象発生約 1 時間後、事象発生約 22 時間後（最大状態）及び終状態（事象発生後 7 日）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

図 2 に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図 2 に示すとおり、炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。

3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。

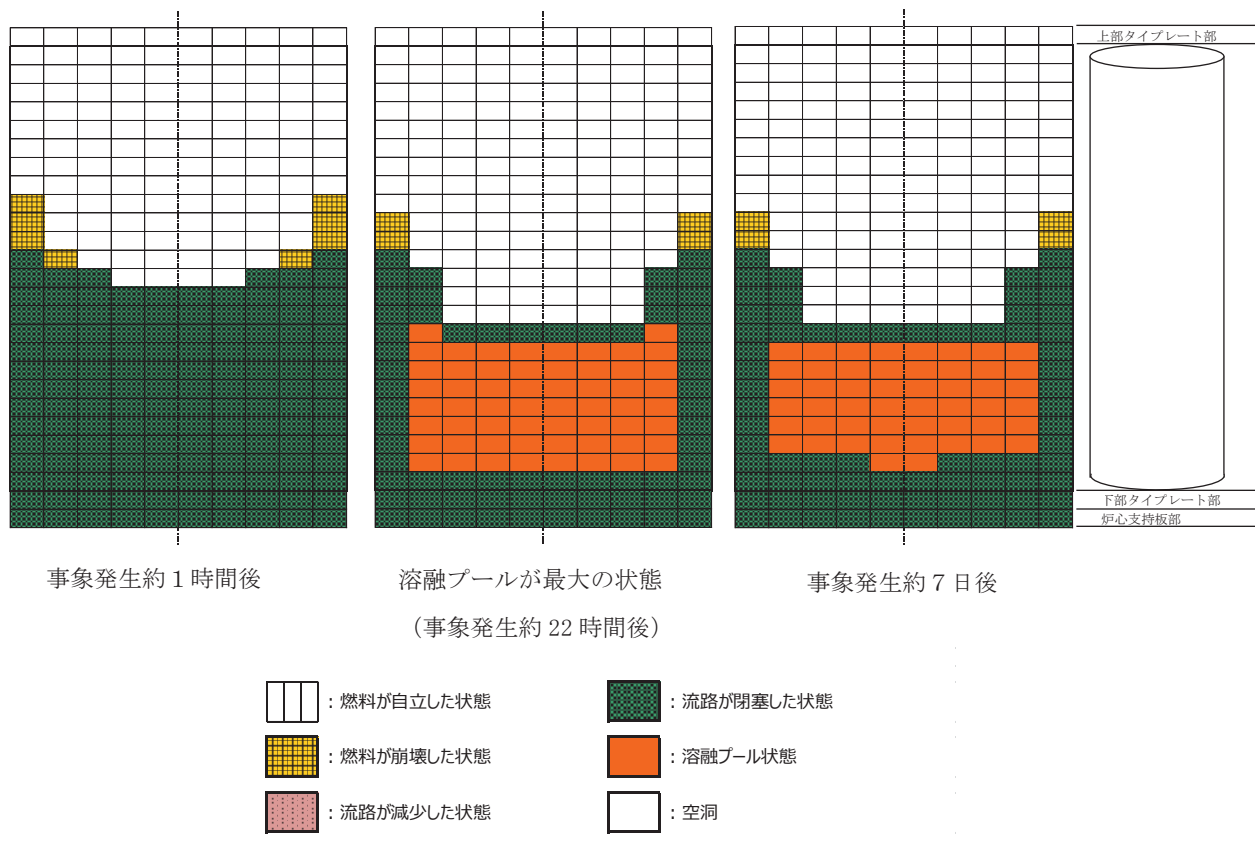


図 1 炉心の損傷状態

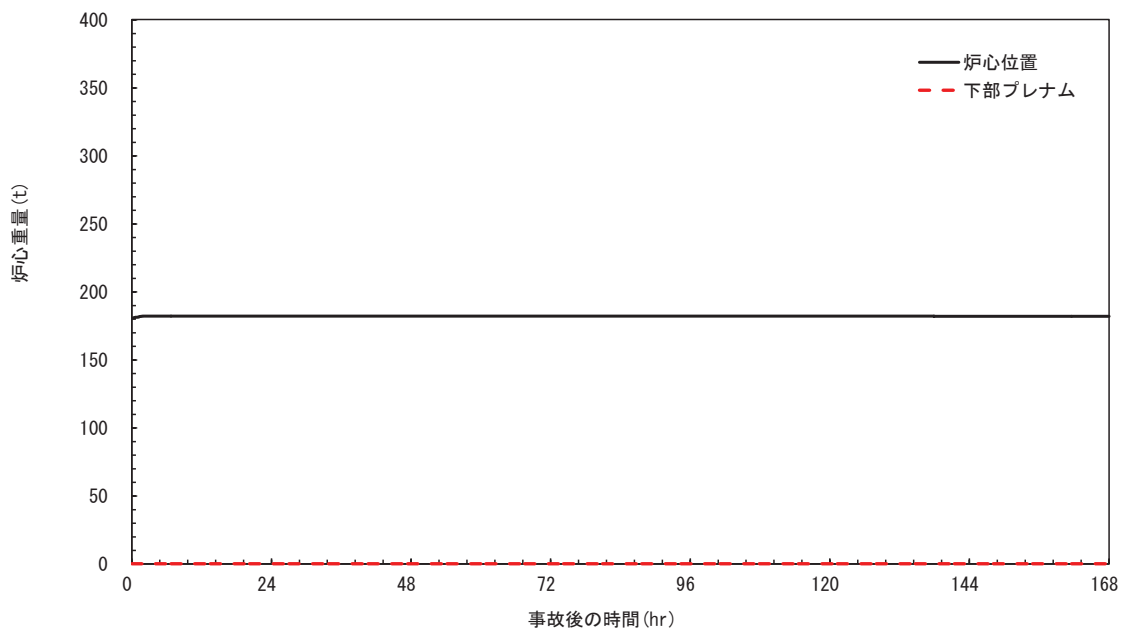


図 2 各部（炉心位置，下部プレナム）における炉心重量の時間変化

97. 過圧過温シナリオにおける燃料最高温度の短時間挙動について

過圧過温シナリオにおける燃料最高温度の短時間挙動について、図1に示す。

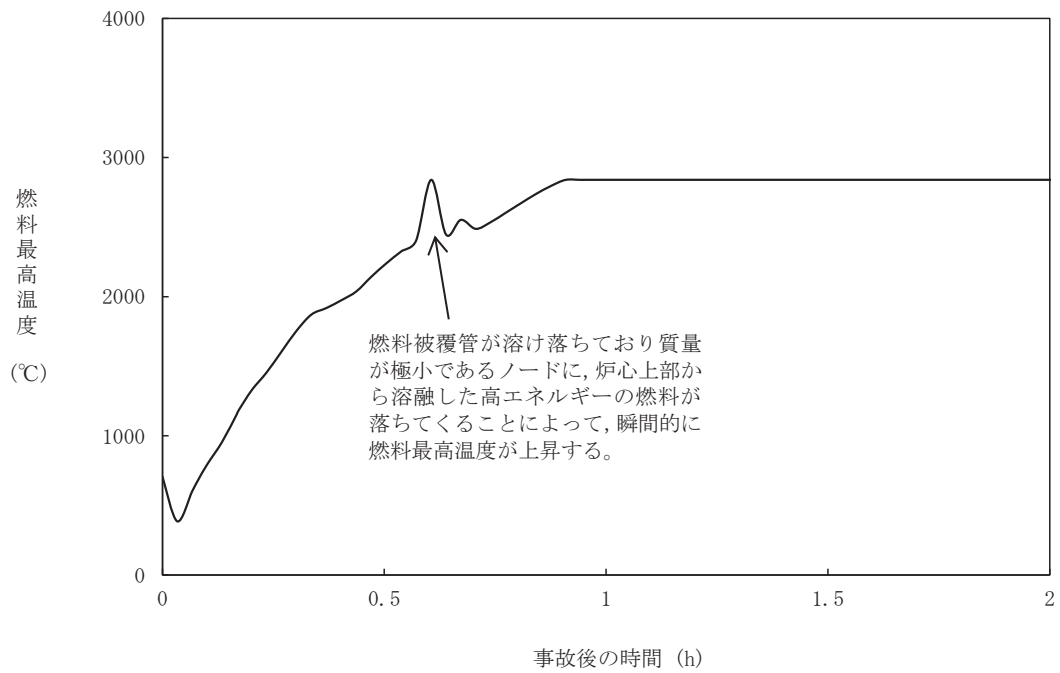


図1 燃料最高温度の推移（過圧過温シナリオ）

98. 可搬型窒素ガス供給装置の注入特性の作成方法について

可搬型窒素ガス供給装置の注入特性の作成方法について、以下に示す。

可搬型窒素ガス供給装置の供給量は、吐出圧力と供給先の圧力差が一定の値以下になると減少する。吐出圧力と供給先の差圧に対する窒素ガスの供給流量の関係を図1に示す。

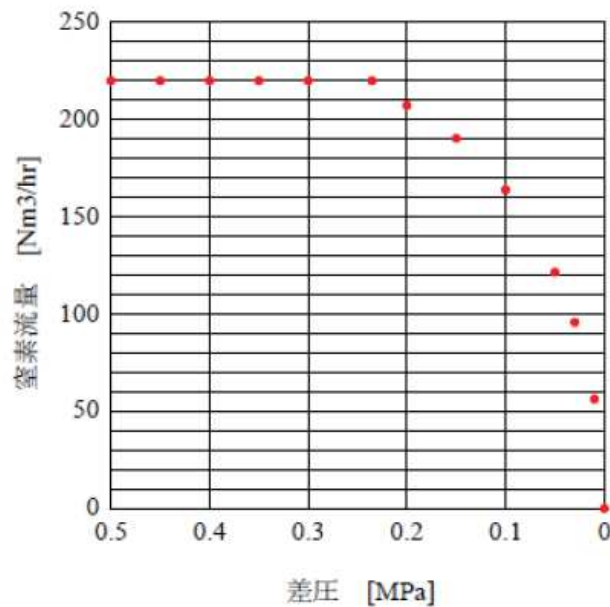


図1 差圧と窒素ガスの供給流量の関係

この特性に対して、窒素ガス流量に対する窒素ガス供給経路の配管圧損を考慮し、各格納容器圧力に対する供給流量を算出しており、図2のとおり、8点の代表的な窒素供給流量の点を直線で補完することにより、格納容器圧力に対する窒素ガスの供給流量の注入特性を作成している。

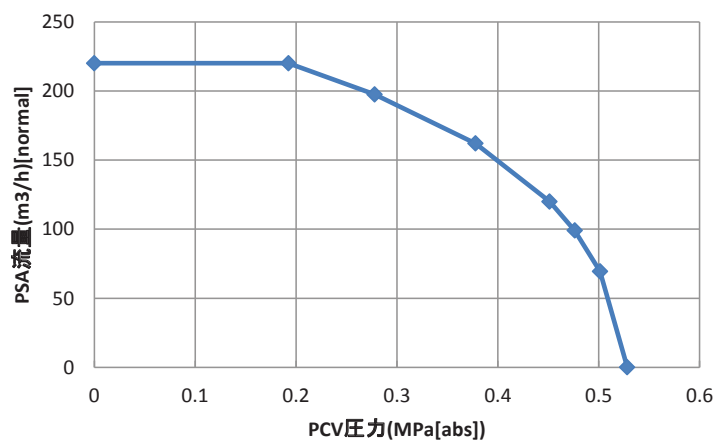


図2 可搬型窒素ガス供給装置の注入特性

99. 格納容器貫通孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)を用いて評価する項目とその扱いについて

格納容器貫通孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数（以下、「DF」という。）については、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価、重大事故等対策要員の実効線量評価及び環境へのセシウム 137 放出量評価において評価条件として扱っている。

このうち中央制御室の居住性に係る被ばく評価及び重大事故等対策要員の実効線量評価については、DF の考慮の有無が、ブローアウト閉止装置や非常用ガス処理系の要否判断に係わる重要な条件となる。最確条件で評価する事により、事故時における対応上求められる安全機能等が把握でき、適切な事故対応ができるものと考えている。

また、セシウム 137 放出量評価に関しては、DF や非常用ガス処理系の機能に期待しない状況においても 100TBq を超えないことを確認する事で、炉心の著しい損傷が発生した場合における環境への放射線影響を最も厳しい状態で確認することができるため、事故後の様々な対応を考えるうえで、有効な評価になるものとする。

以上のことから、各評価における DF の扱いについて表 1 のとおりとする。

表 1 格納容器貫通孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)を用いて評価する項目とその扱い

評価項目	格納容器貫通孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数
中央制御室の居住性に係る被ばく評価	最確条件
対策要員の実行線量評価	最確条件
環境へのセシウム放出量評価	効果に期待しない

100. G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響（長期解析）

1. はじめに

添付資料 3.4.1 にて G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価を実施している。添付資料 3.4.1 では 7 日間の各パラメータの挙動を示しているが、本資料では酸素濃度が 5vol% に到達し、格納容器ベントの対応までの挙動を示す。

2. 評価結果

評価結果を図 1 から図 6 に示す。評価結果より、ドライ条件において、酸素濃度は事象発生から約 610 時間後に 5vol% に到達した。このため、本評価では酸素濃度が 5vol% に到達した約 610 時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。

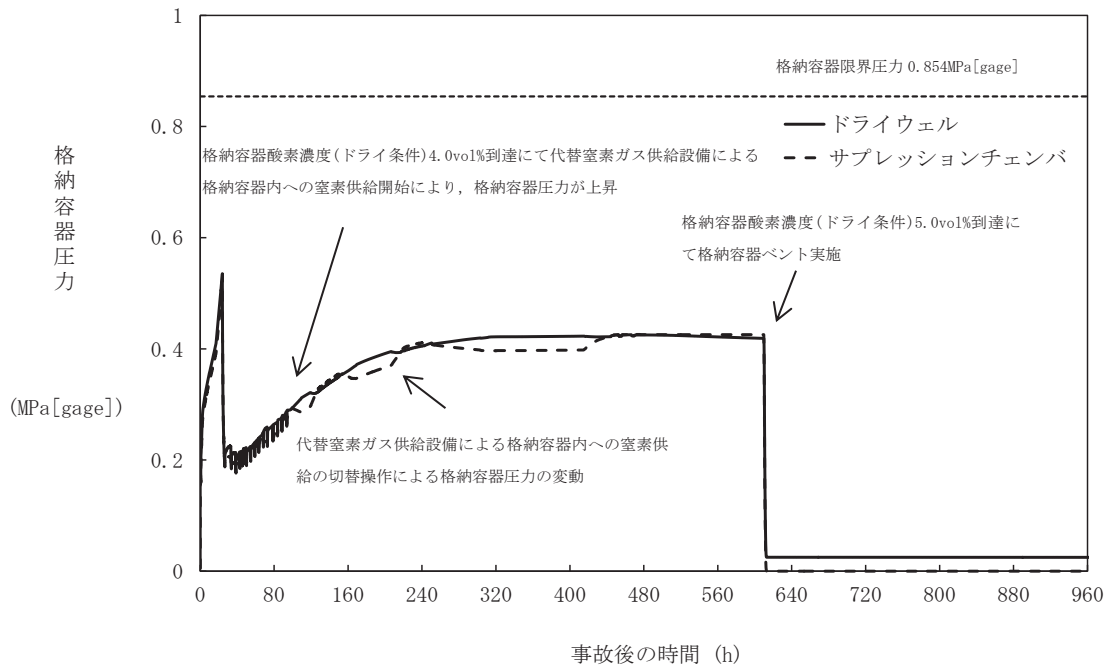


図1 格納容器圧力の推移

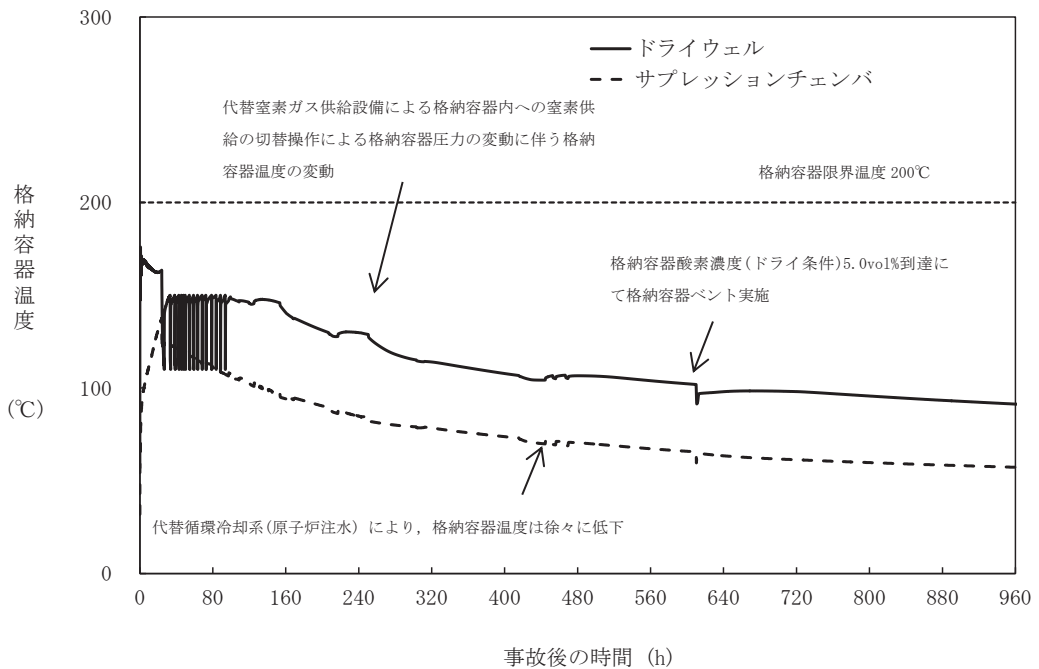


図2 格納容器温度の推移

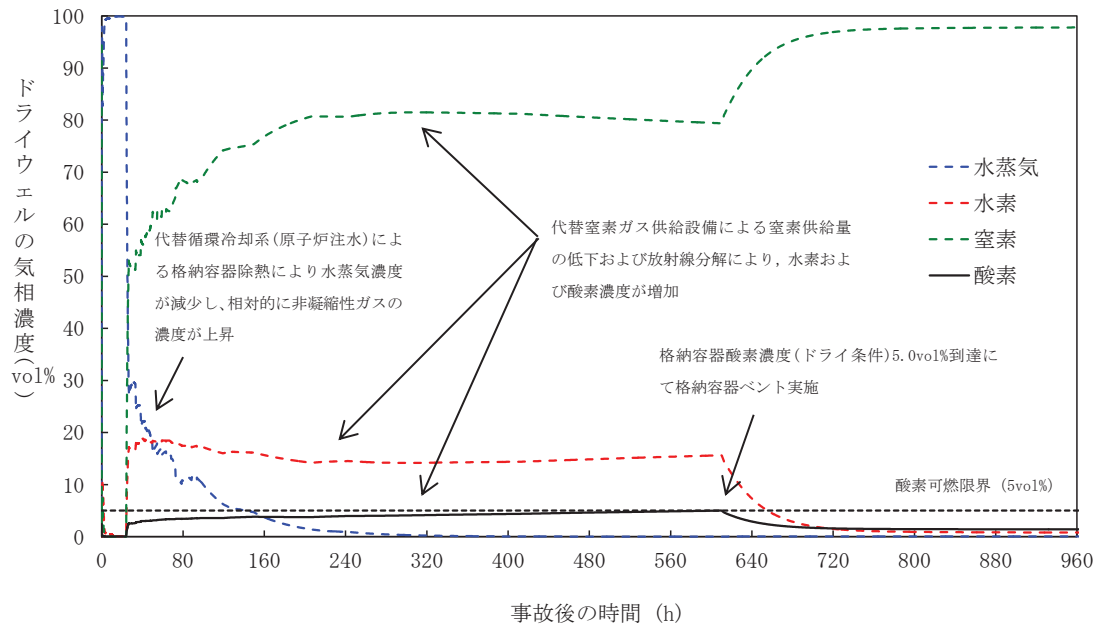


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

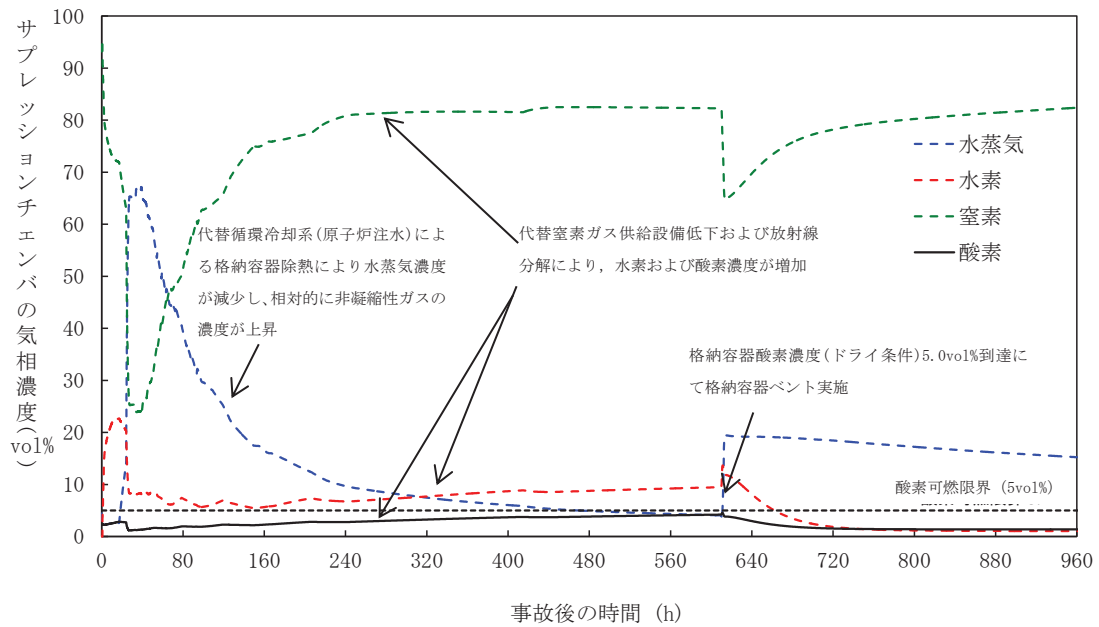


図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

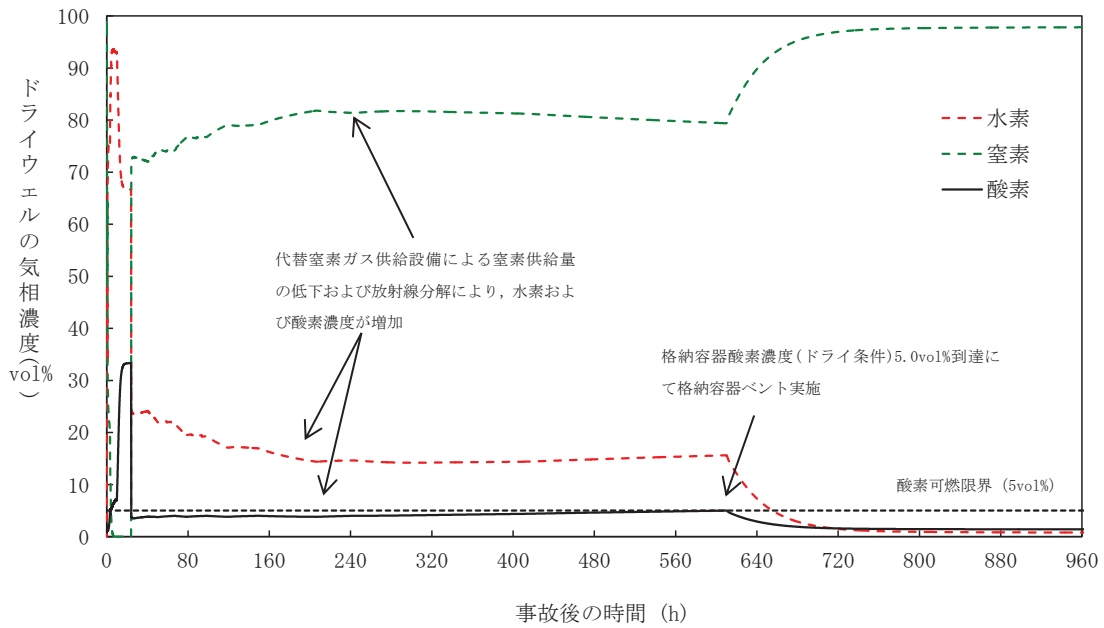


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

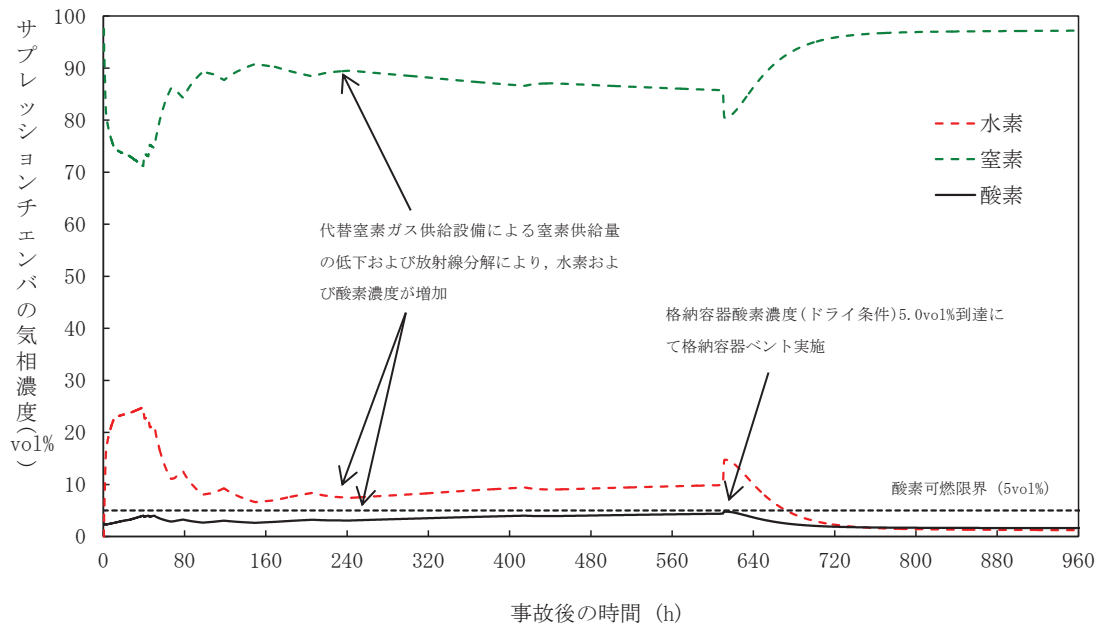


図6 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

107. 代替循環冷却系の熱交換モデルについて

図1に熱交換モデルの概念図を示す。MAAPコードにおける熱交換器モデルは、図1の赤枠部分でモデル化されており、RCW側供給温度（30℃）とRHR熱交換器の除熱特性を入力することで、RHR熱交換器による除熱量を計算している。なお、MAAPコードのRCW側供給温度の入力は固定値である。

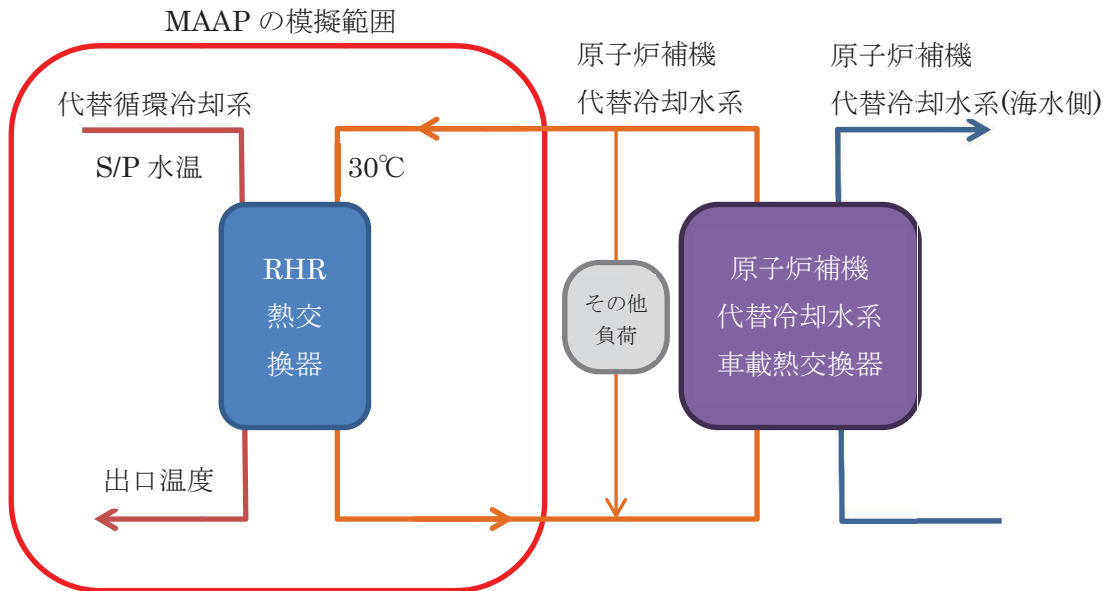


図1 熱交換モデルの概念図

熱交換器の交換熱量は、以下の式により評価される。代替循環冷却系流量に MAAP 内部で算出された代替循環冷却系側熱交換器入口温度における水の比エンタルピと代替循環冷却系側熱交換器出口温度における水の比エンタルピの差分を乗じることで熱交換量が算出される。

$$Q_{XRHR} = W_t \times (H_{WSP} - H_{SOUT})$$

- Q_{XRHR} : 熱交換量 (MAAP アウトプット変数)
 W_t : 代替循環冷却系側流量
 H_{WSP} : 代替循環冷却系側熱交換器入口温度における比エンタルピ
 H_{SOUT} : 代替循環冷却系側熱交換器出口温度における比エンタルピ

MAAP 解析における代替循環冷却系の除熱量は、代替循環冷却系の設計点 (S/P 水温 150℃において 14.7MW) を基に設定している。図2に代替循環冷却系を投入後の代替循環冷却系の除熱量 (MAAP 解析結果) と崩壊熱の比較を示す。

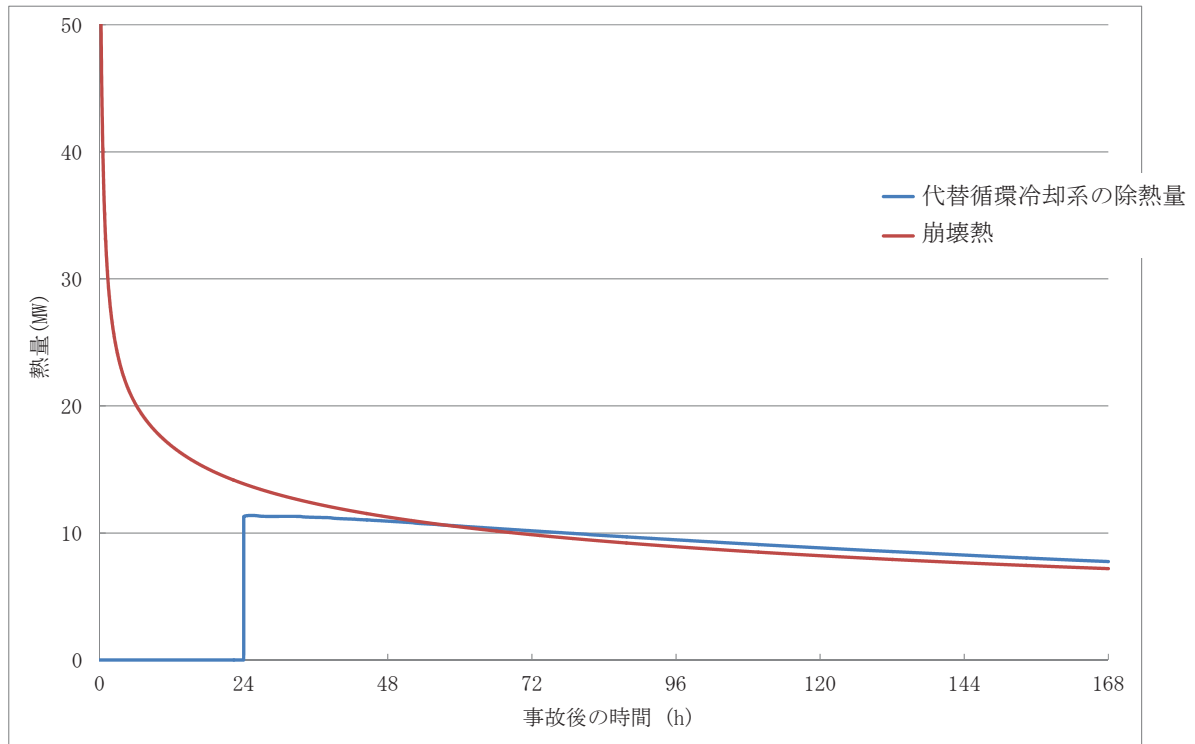


図2 代替循環冷却系の除熱量 (MAAP 解析結果) と崩壊熱の比較

108. ドライウェル壁面のモデルについて

女川2号機を対象としたMAAPによる有効性評価においては、ドライウェル壁面を1つのヒートシンクとしてモデル化している（図1参照）。この壁面ヒートシンクは、ドライウェルシェル、コンクリート製生体遮へい壁及びこのギャップ部を一体化してモデル化され、ドライウェル気相部とヒートシンク内表面との熱伝達、壁厚さ方向一次元の熱伝導及びヒートシンク外表面と建屋雰囲気との熱伝達によって温度分布が計算される。このとき、ギャップ部での気体の流動は考慮されず、熱抵抗としてモデル化されている。

女川2号機における当該ヒートシンクの内表面積は約 m²、厚さは約2mであり、厚さ方向の熱伝導計算のため、コード内部で最大 個のノードに分割される（図2参照）。

このモデルを用いてドライウェル内壁面温度を評価した結果、ドライウェル気相部最高温度は195℃に到達するのに対し、内壁表面では190℃に収まる結果となる。

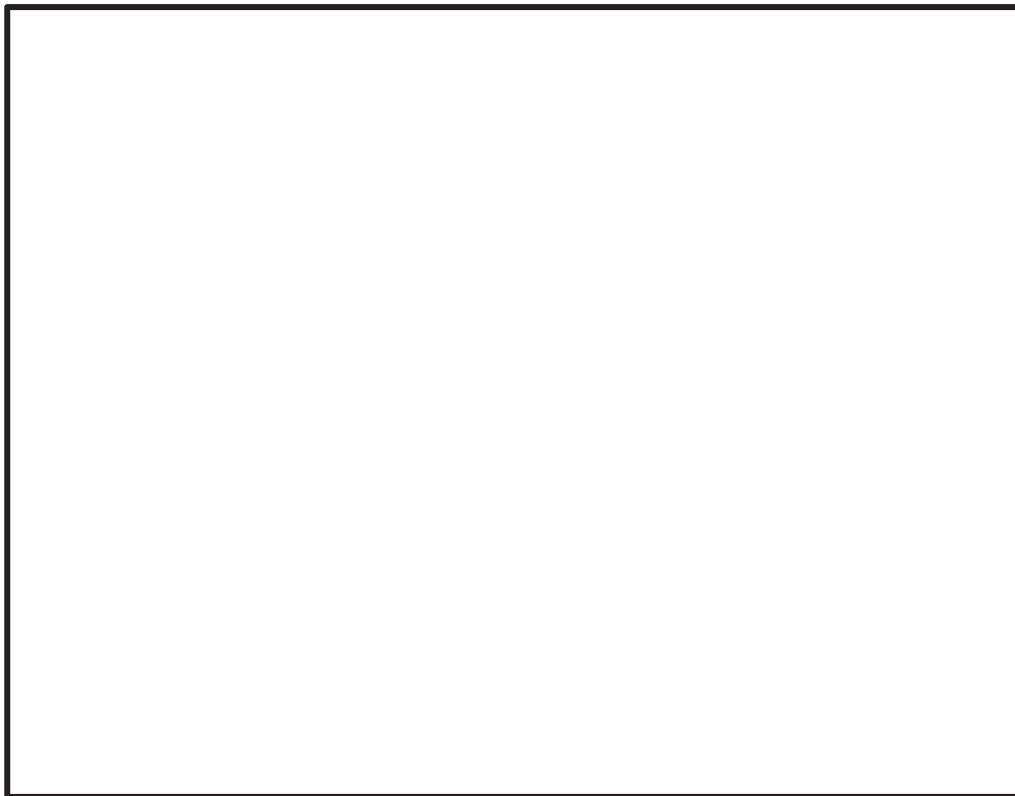


図1 MAAPにおけるヒートシンクのモデル化

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

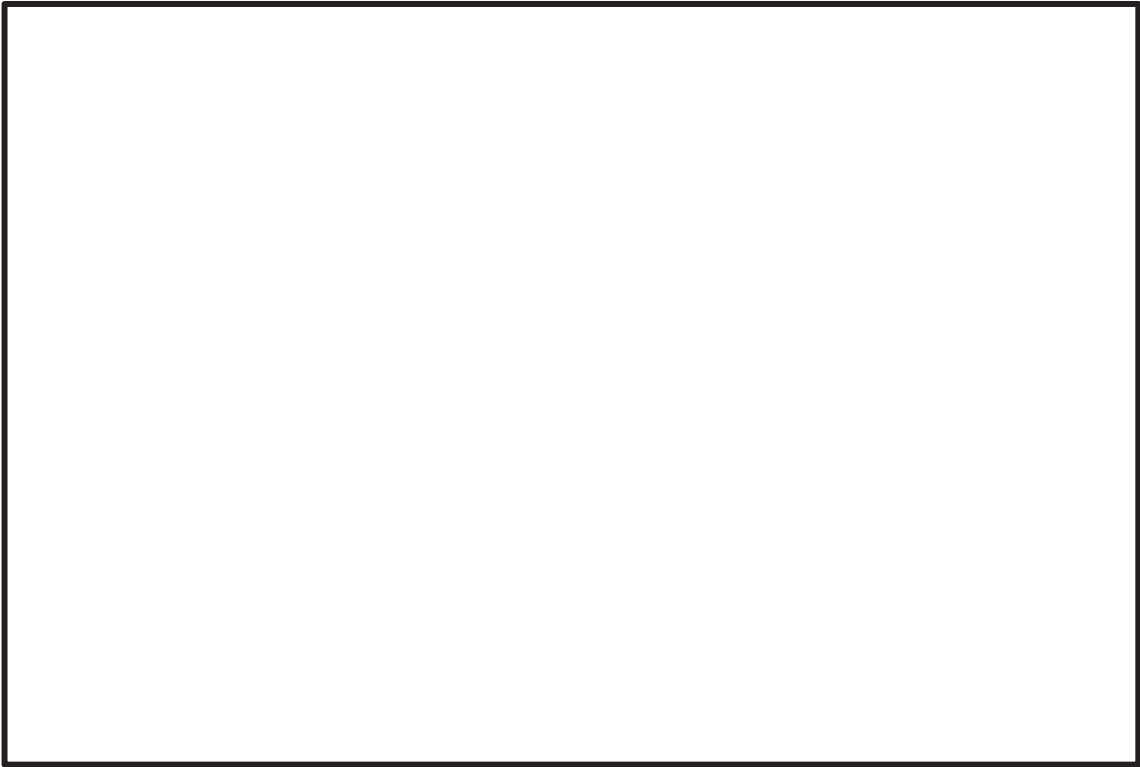


図2 MAAPにおけるヒートシンクのノーディング (MAAP4 User' s Manual より)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

109. 溶融プールの除熱メカニズムについて

女川2号機における雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における大破断 LOCA の評価においては、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系による原子炉注水を事故発生後 25 分から開始する対策を採用している。

本シーケンスにおいては、炉心溶融判定の目安となる炉心最高温度が 2500K に到達する時間は、事故後約 30 分であるため、低圧代替注水系による注水は大規模な炉心溶融が開始される以前から行われる。注水開始直後には、高温状態となった被覆管が水蒸気と反応することで、金属-水反応による水素発生とともに、その反応熱によって炉心溶融を促進させる効果をもたらすものの、再冠水以降、崩壊熱が除去される。これにより、シュラウド内面及び炉心支持板ともに飽和温度程度（再冠水直後で約 140℃）まで冷却されるため、下部プレナムへの溶融炉心の移行は発生せず、損傷した炉心は炉心領域に保持される。

110. 代替循環冷却系を使用した原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイの運用について

1. 原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイの運用手順

代替循環冷却系を用いた注水手順については原子炉压力容器（以下「RPV」という。）破損の前後で区別しているが、注水の優先に係わる基本的な考え方は、①原子炉注水、②原子炉格納容器スプレイとしている。

(1) RPV 破損前の手順

RPV 破損前においては、原子炉水位を L-3～L-8 に維持できるか否かによって代替循環冷却系の運用が異なる。

a. 原子炉水位を L-3～L-8 に維持可能な場合

過渡事象後に炉心損傷に至ったものの、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉水位を L-3～L-8 に維持する。この場合、代替循環冷却系による原子炉注水を実施し原子炉水位を L-8 まで上昇させ、原子炉水位 L-8 到達後は原子炉注水を原子炉格納容器スプレイに切り替える。原子炉水位が L-3 まで低下後は、再度原子炉注水に切り替える。以降、この操作を繰り返し実施することで、損傷炉心冷却及び格納容器除熱が同時に達成可能である。

b. 原子炉水位を L-3～L-8 に維持できない場合(原子炉水位が不明な場合を含む)

大LOCA 事象のように原子炉水位を維持できない場合又は原子炉水位が不明となった場合には、損傷炉心冷却を維持する観点から、代替循環冷却系による原子炉注水を継続する。

RPV へ注水された冷却材は、原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口から流出し、最終的にサプレッションチェンバへ流入することにより循環冷却状態となることから、損傷炉心冷却及び格納容器除熱が同時に達成可能である。

(2) RPV 破損後の手順

RPV 破損に至る状況においては、原子炉注水が全くできていない状況も想定される。このことから、RPV 破損後は原子炉注水が可能か否かによって代替循環冷却系の運用が異なる。

a. 原子炉注水が可能な場合

RPV 破損後は原子炉水位が維持できない状態となるが、RPV 内の残存溶融炉心の冷却及び RPV 破損口から格納容器下部へ冷却材が流入することによる格納容器下部の溶融炉心の冷却を行うために、代替循環冷却系による原子炉注水を継続する。

RPV へ注水された冷却材は、最終的にサプレッションチェンバへ流入することにより循環冷却状態となることから、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱が同時に達成可能である。

b. 原子炉注水ができない場合

原子炉注水ができない場合、RPVに残存している溶融炉心の冷却ができないことから、格納容器下部へ落下した溶融炉心の冷却を行うために代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイを継続する。原子炉格納容器スプレイを継続することにより格納容器内雰囲気冷却が可能であるほか、スプレイ水が格納容器下部へ流入することによる溶融炉心の冷却が可能である。

原子炉格納容器内にスプレイされた冷却材は、最終的にサブプレッションチェンバへ流入することにより循環冷却状態となることから、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱が同時に達成可能である。

2. 原子炉注水及び原子炉格納容器スプレイの同時運用について

代替循環冷却系による原子炉注水と原子炉格納容器スプレイを同時に運用するためには、代替循環冷却系の系統流量 $150\text{m}^3/\text{h}$ に対し、原子炉格納容器スプレイに原子炉格納容器の圧力及び温度上昇の抑制に必要な流量として $88\text{m}^3/\text{h}$ 以上、及びRPVに崩壊熱相当流量以上の注水となるよう、RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁（図1中①）の開度を調整し流量配分する必要がある。

大破断LOCAシナリオにおいては、注水先であるRPV及び原子炉格納容器（ドライウェル）の圧力差はほぼ0であり、原子炉水位もレベル0付近である。この場合、原子炉水位は原子炉格納容器スプレイノズル位置と比較し低くなっており、水頭差を考慮すると原子炉格納容器スプレイ側よりも原子炉注水側へ流れやすい状態となることから、RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁を全開としても原子炉格納容器スプレイ流量は必要な $88\text{m}^3/\text{h}$ を下回るため、原子炉注水及び原子炉格納容器スプレイの同時運用は行わないこととしている。

3. 評価結果

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する場合）における格納容器温度の評価結果を図2に示す。

本評価においては、事象発生24時間後以降は代替循環冷却系による原子炉注水を行っており、原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器代替スプレイ冷却系にて行っている。評価の結果、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による補助的な冷却を行うことにより、事象発生7日後における格納容器温度の値は約 146°C であり、 150°C を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良EPDM製シール材は一般特性として耐温度性は 150°C であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

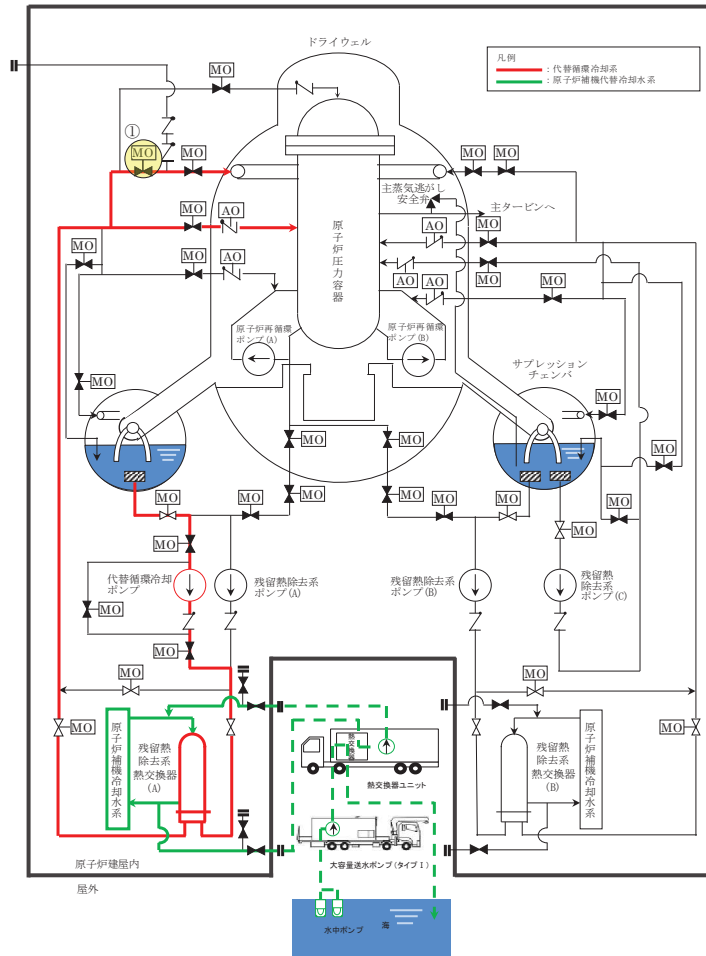


図1 代替循環冷却系 系統概要図

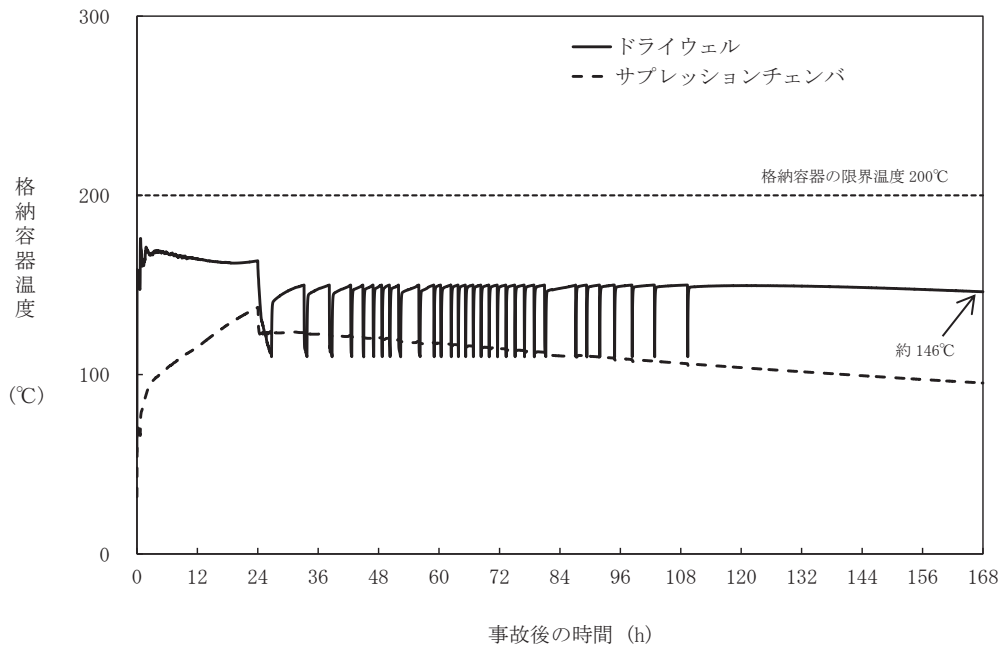


図2 格納容器温度の推移
(格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合))

111. 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度及びサプレッションプール水温の挙動について

格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）におけるサプレッションプール水温及び格納容器温度の推移を図1及び図2に示す。

図1及び図2に示すとおり、事象発生24時間後の代替循環冷却系の運転開始以降、サプレッションプール水温は低下傾向となるが、格納容器温度は長期間上昇傾向となっている。この挙動のメカニズムは以下のとおりである。

【サプレッションプール水温挙動のメカニズム】

代替循環冷却系により、原子炉へ注水した冷却水が破断口から流出し、格納容器下部からベント管を介してサプレッションチェンバへ流れ込むという循環冷却がなされるため、サプレッションプール水温は低下する。

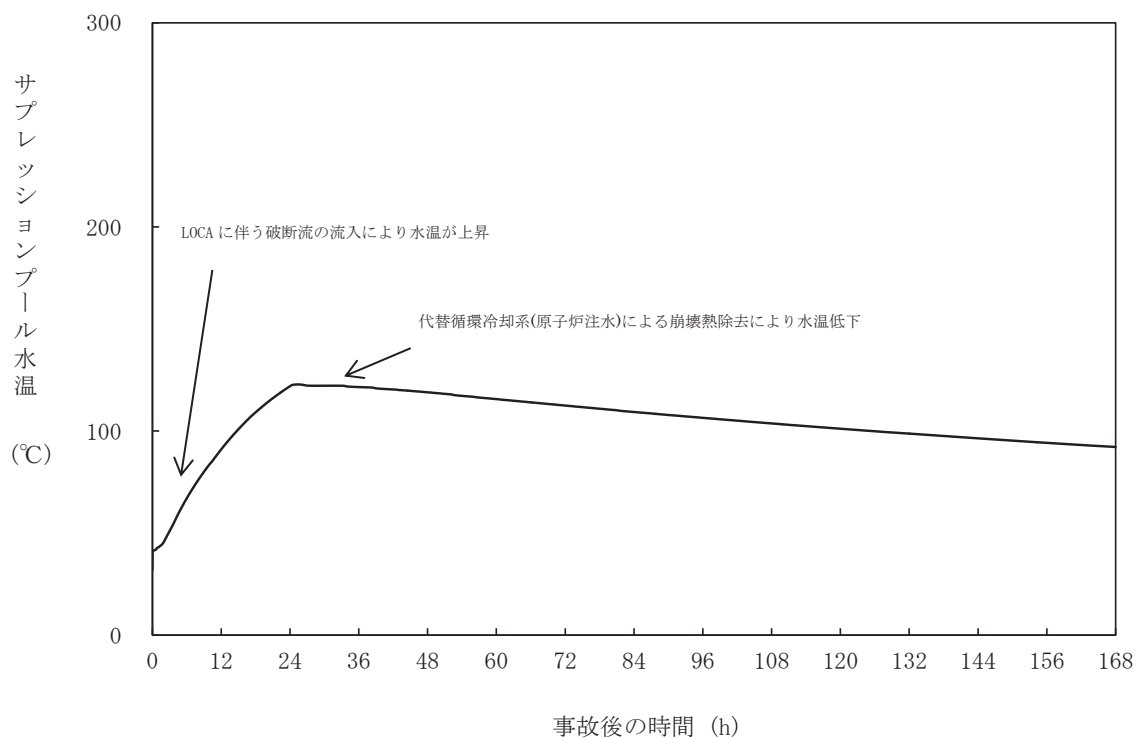


図1 サプレッションプール水温の推移

【格納容器温度挙動のメカニズム】

炉心損傷により放出されたFPが原子炉圧力容器のドーム部に付着し、原子炉圧力容器のドーム部の気相温度が高温となるために格納容器の温度を上昇させる。

なお、代替循環冷却系運転開始前までは原子炉へ注水した冷却水が蒸発することで、ドーム部が蒸気冷却され、格納容器温度が低下している。

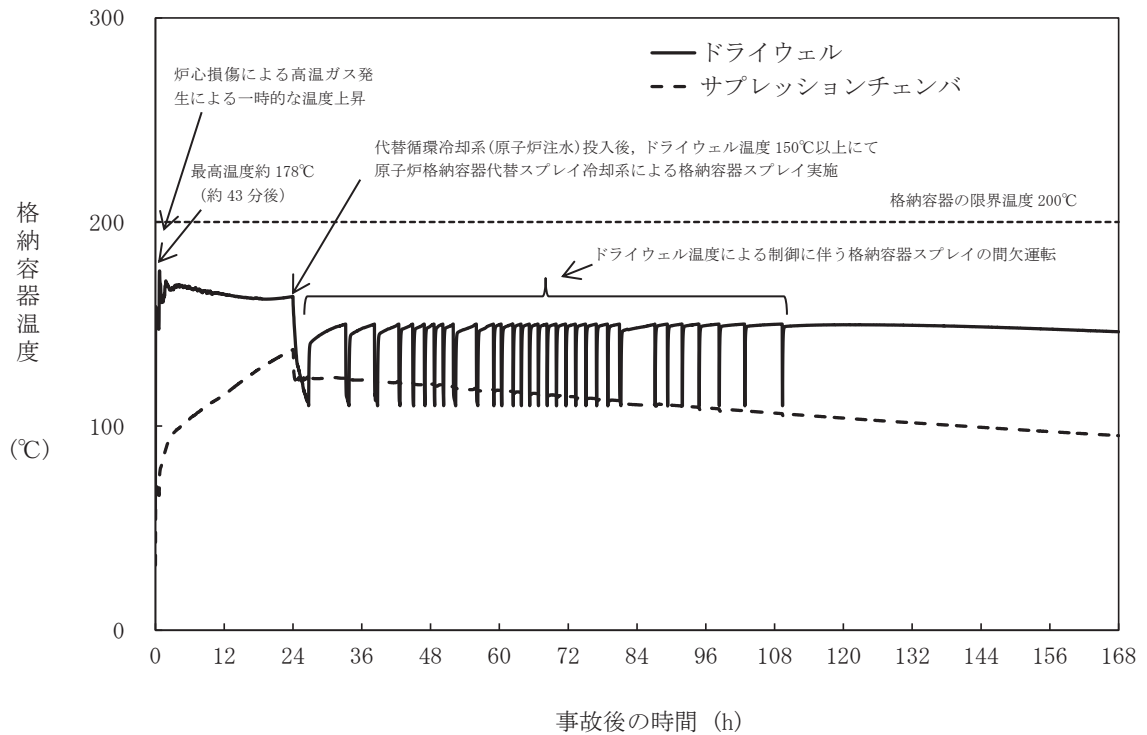


図2 格納容器温度の推移