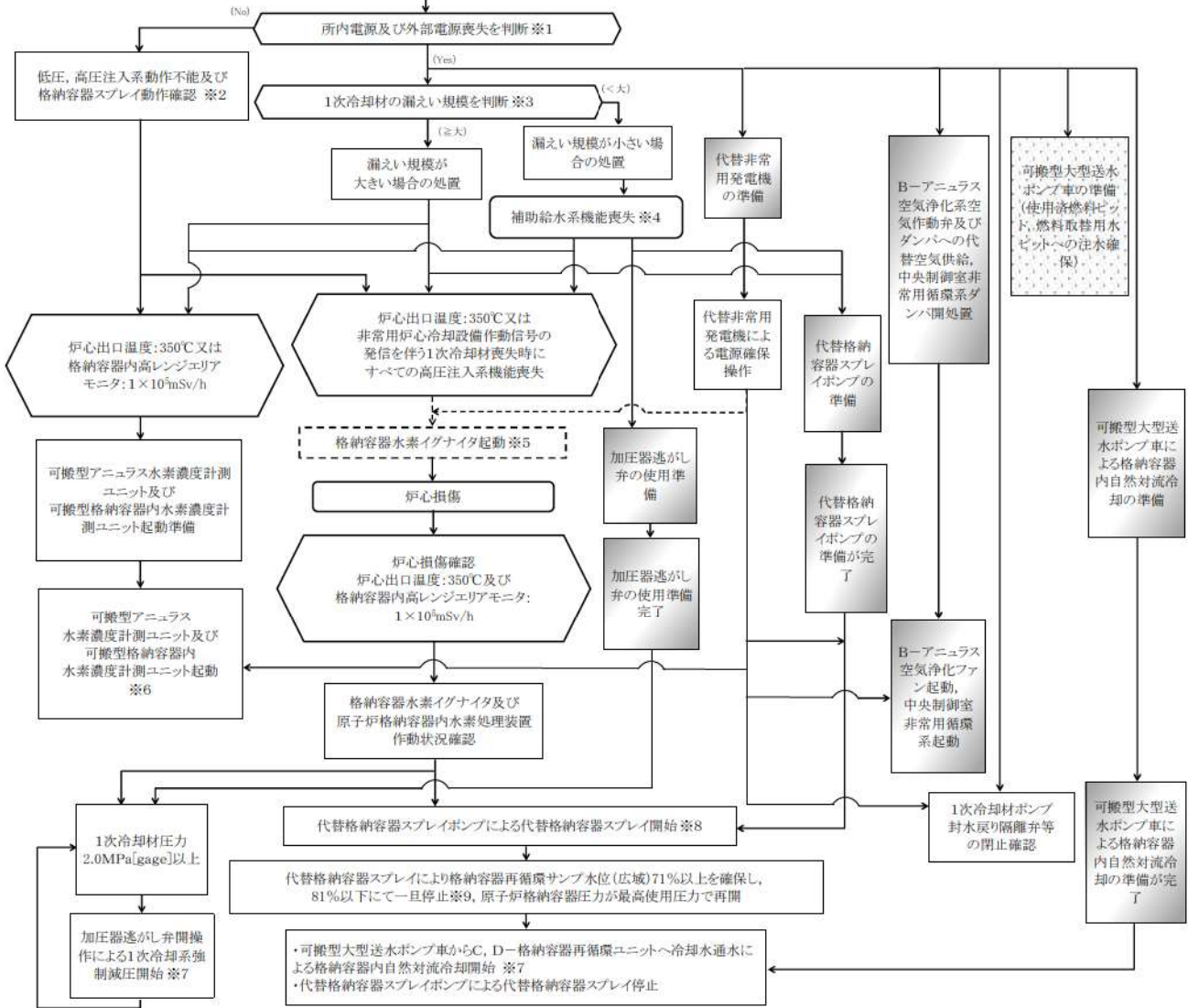


第7.2.1.2.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/3）

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1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として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て応答時間を設定。	
	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	
	加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	
	格納容器再循環ユニット	1 基当たりの除熱特性(100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW) 2 基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	
	重大事故等対策に関する操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦停止	格納容器再循環サンプ水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,270m ³ 相当) + 原子炉格納容器最高使用圧力未滿	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	停止	事象発生後の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。	
	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	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	

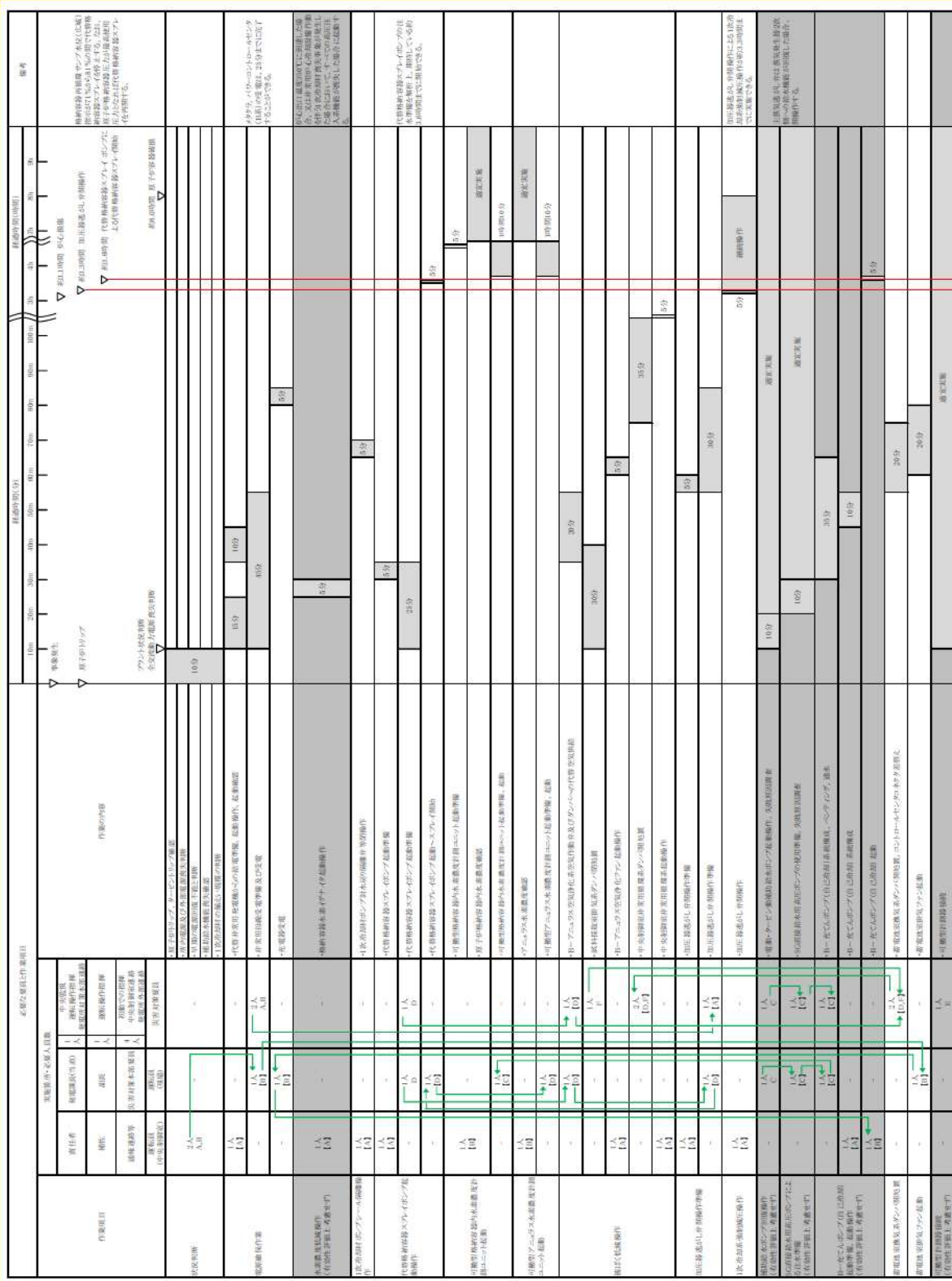
【事象の発生】
過渡事象, 1次冷却材喪失, 全交流動力電源喪失
【動作状況確認】
原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動, 格納容器スプレイ作動
【安全機能喪失】
ECCS注水/再循環機能喪失, 格納容器スプレイ/再循環機能喪失
補助給水系機能喪失等

凡例
 : 操作・確認 (運転員のみ) の作業
 : プラント状態
 : 判断
 : 災害対策要員のみの作業
 : 運転員と災害対策要員の共同作業
 : 有効性評価上考慮しない操作・判断結果

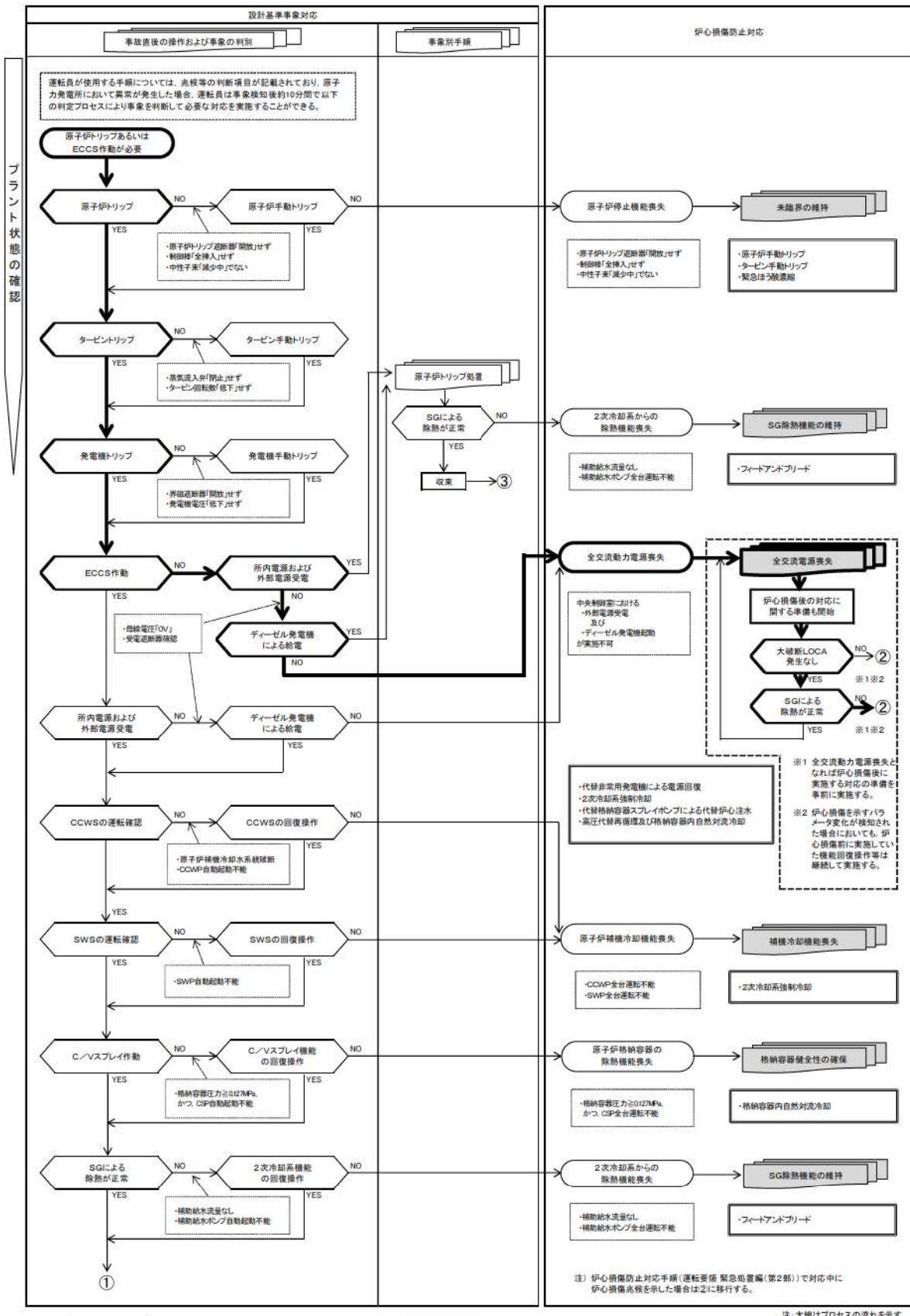


- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ動作を考慮する。
- ※3 漏えい及び漏えい規模は以下で判断。
加圧器圧力及び水位, 原子炉格納容器圧力及び温度, 格納容器サンプ水位, 格納容器再循環サンプ水位, 格納容器内モニター, 1次冷却材圧力
- ※4 補助給水系機能喪失は以下で確認。
・すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満
- ※5 代替非常用発電機による電源回復後起動する。
- ※6 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し, アンユラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
- ※7 準備が完了すれば, その段階で実施する。
- ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては, 炉心への注水をまず行うこととしているが, 短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。
実際の操作では, 準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば, その段階で実施する。
また, 代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する。
なお, 格納容器スプレイが動作している状態において, 燃料取替用水ピット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施し, 以降, 原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。
- ※9 ただちにポンプを停止するのではなく, 原子炉格納容器圧力の状況を加味し, 決定する。

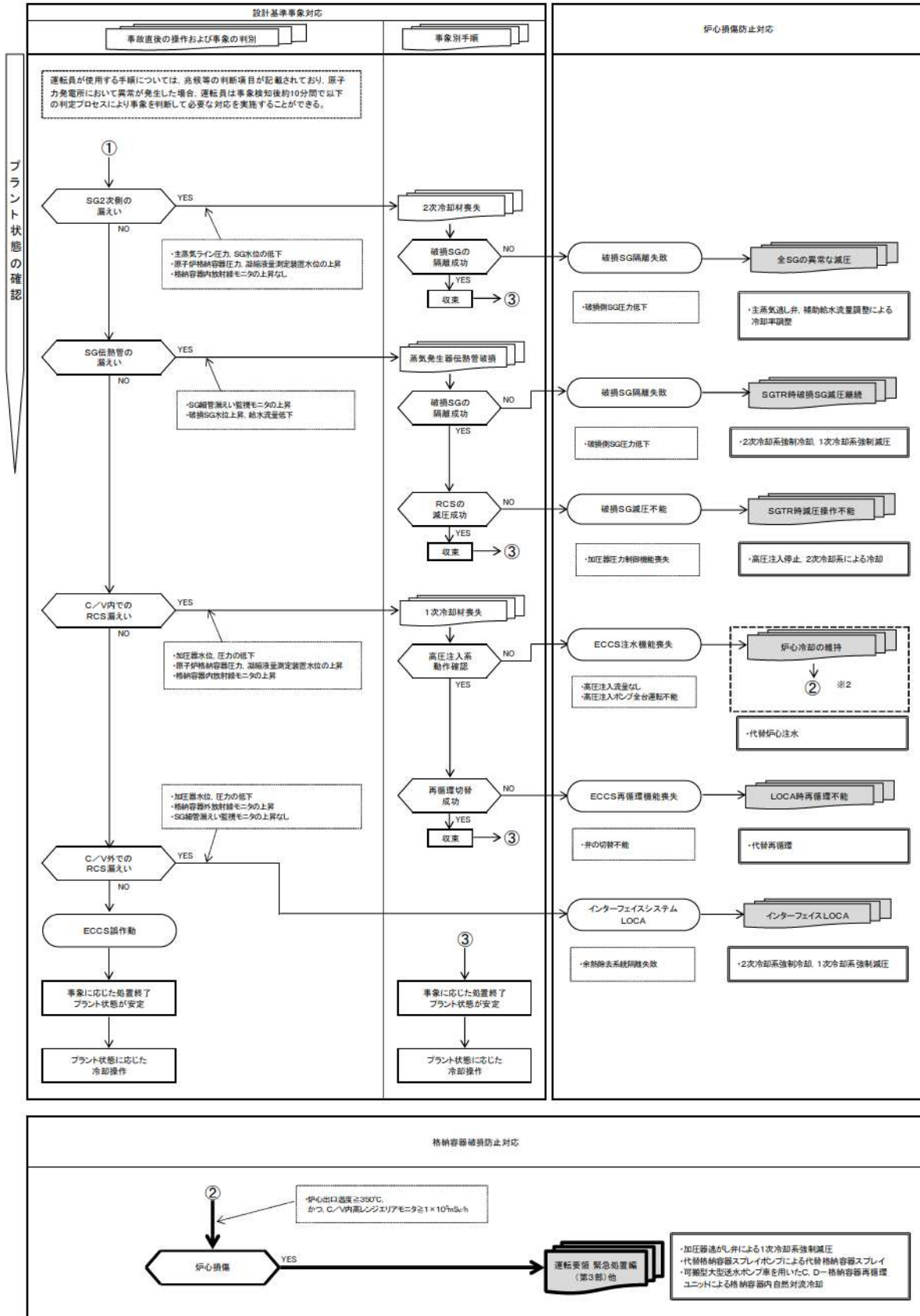
第 7.2.1.2.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の対応手順の概要



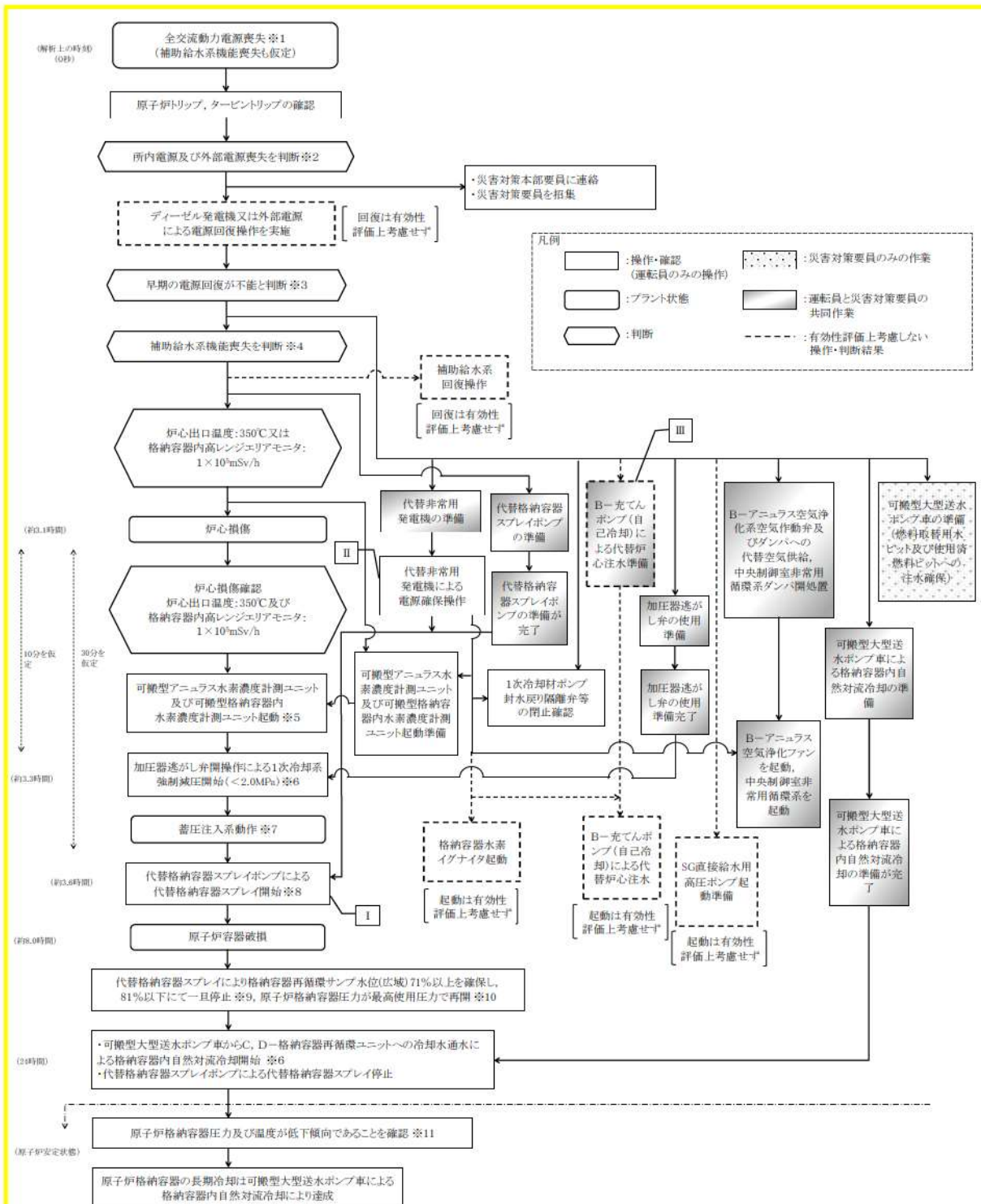
第 7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）



第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（判定プロセス）
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1 / 2）

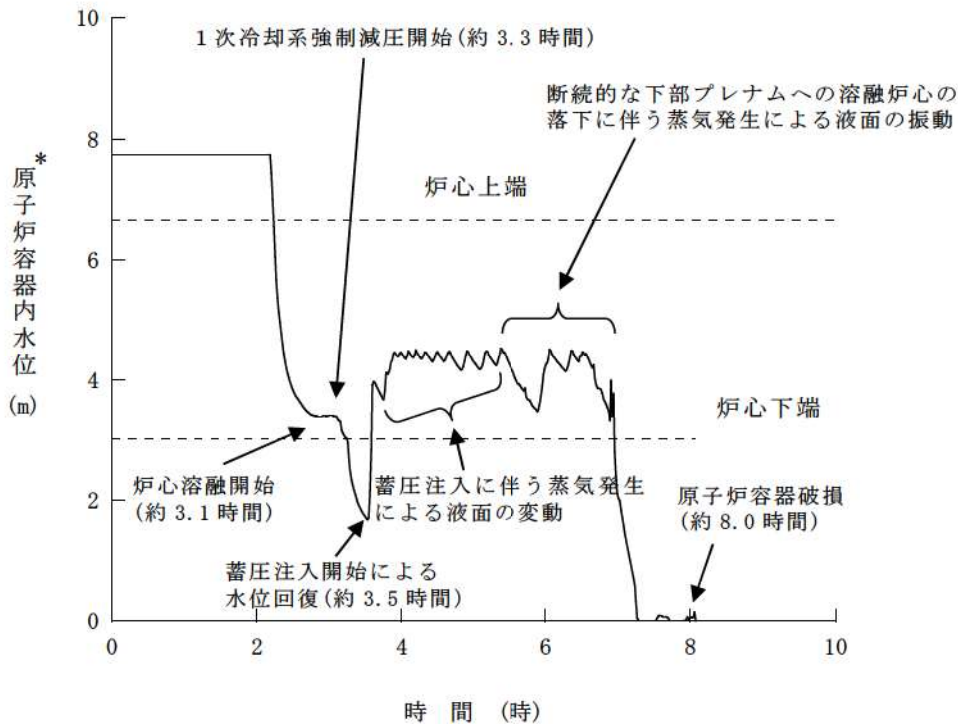


第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（判定プロセス）
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2 / 2）



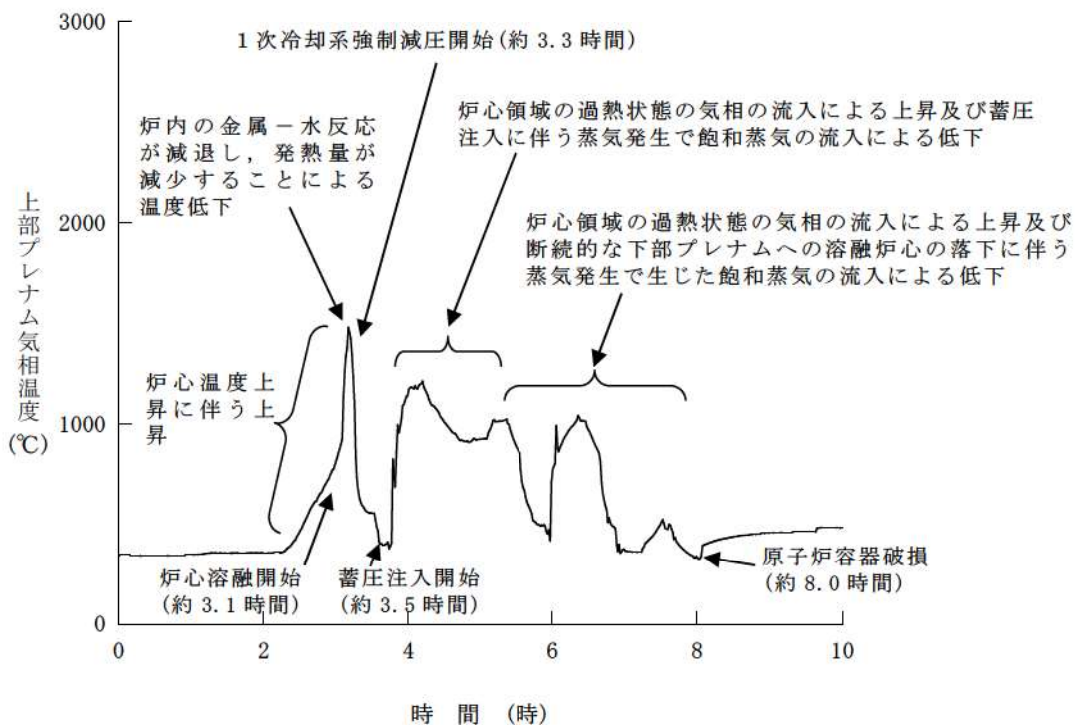
※1 非常用直流電源系統は使用可能。
 ※2 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が0Vを示した場合。
 ※3 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。この時点で通常の炉心注水機能を持つ安全系補機の使用ができないと判断できる。
 ※4 すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満。
 ※5 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し、アンユラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
 ※6 準備が完了すれば、その段階で実施する。
 ※7 加圧器速がし弁強制開による1次冷却系強制減圧により、蓄圧注入系からの注水が開始される。
 ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては、炉心への注水をまず行うこととしているが、本事象においては短時間で炉心損傷に至るため原子炉格納容器にスプレイすることになる。実際の操作では、準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば、その段階で実施する。また、代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する。
 ※9 ただちにポンプを停止するのではなく、原子炉格納容器圧力の状況を加味し、決定する。
 ※10 解析上は原子炉格納容器最高使用圧力到達30分後に再開している。
 ※11 原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

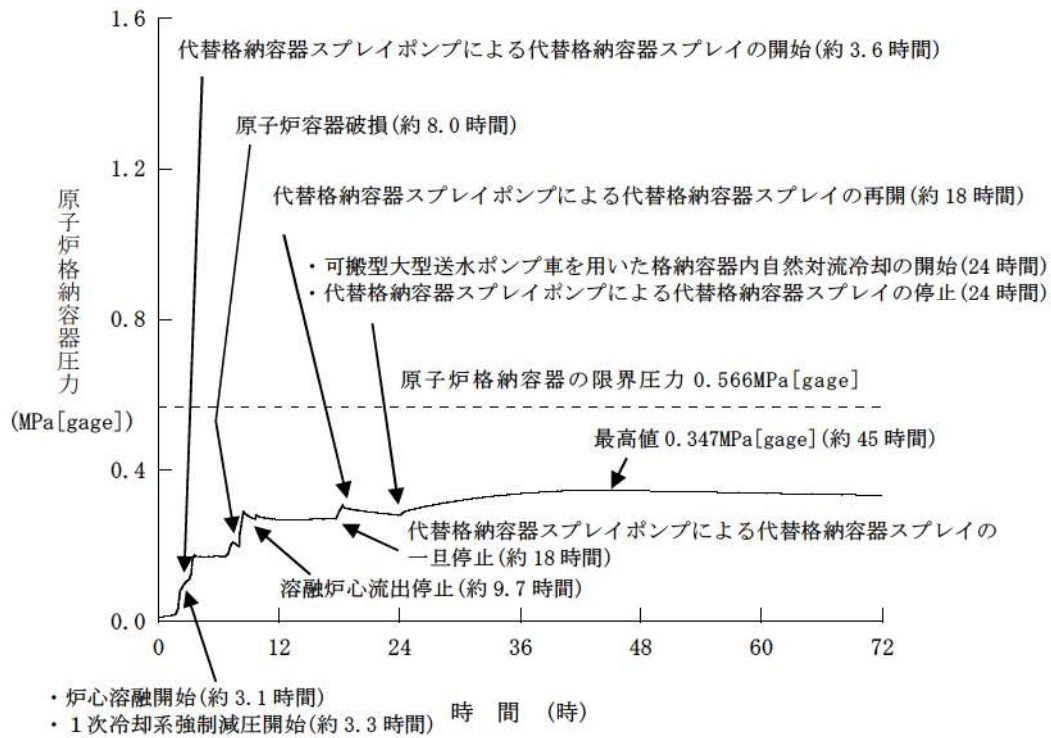


* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

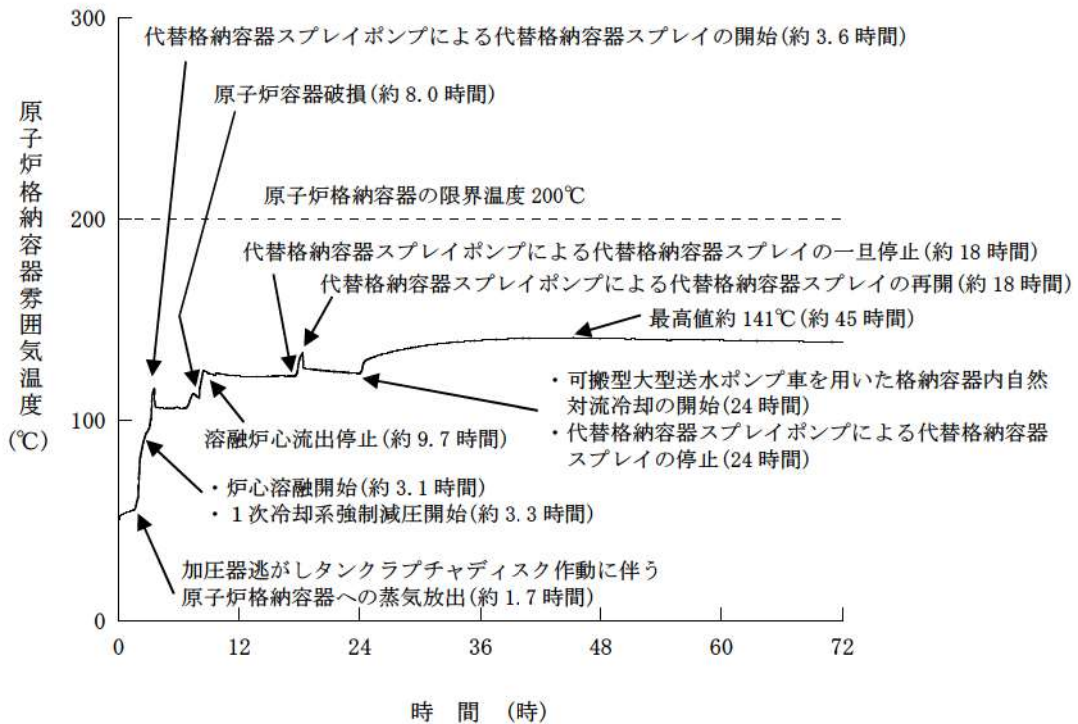
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移



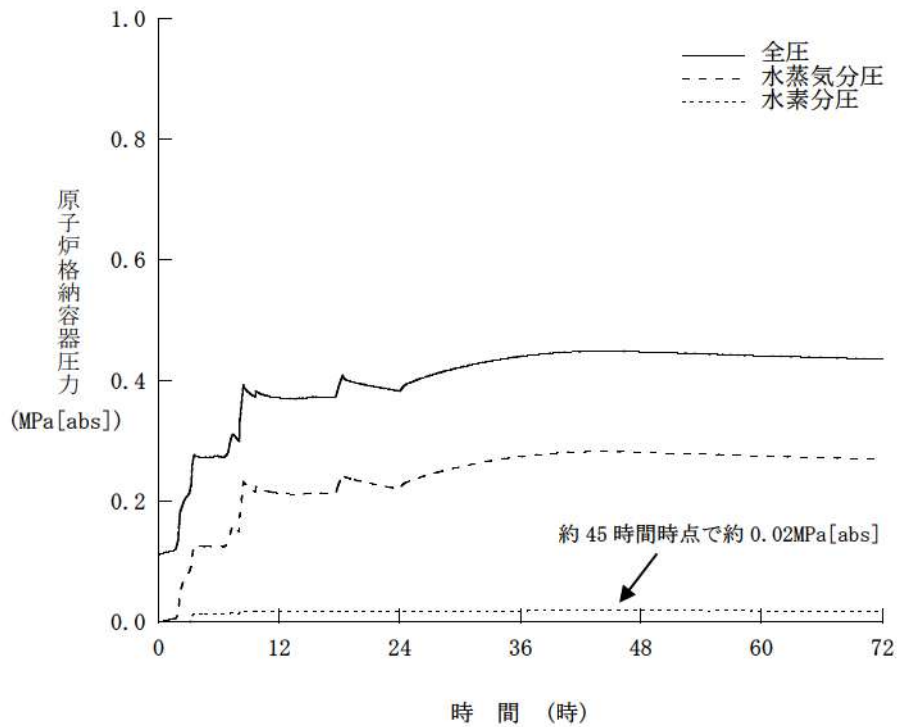
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



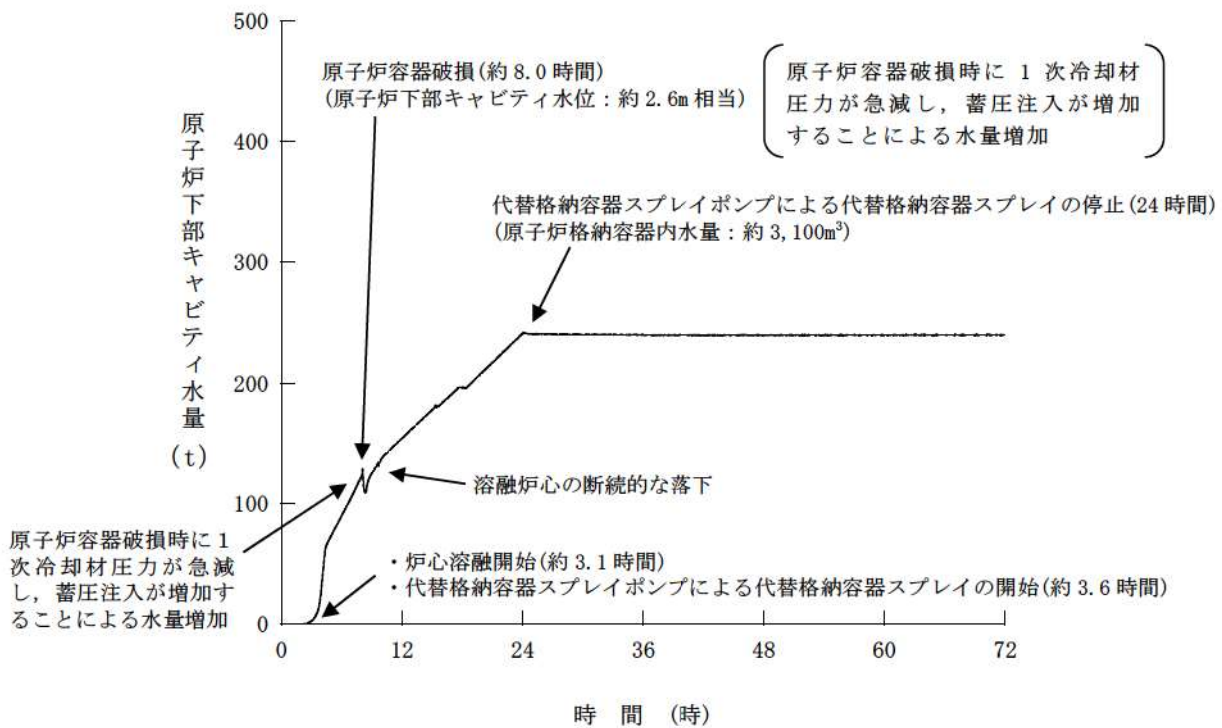
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



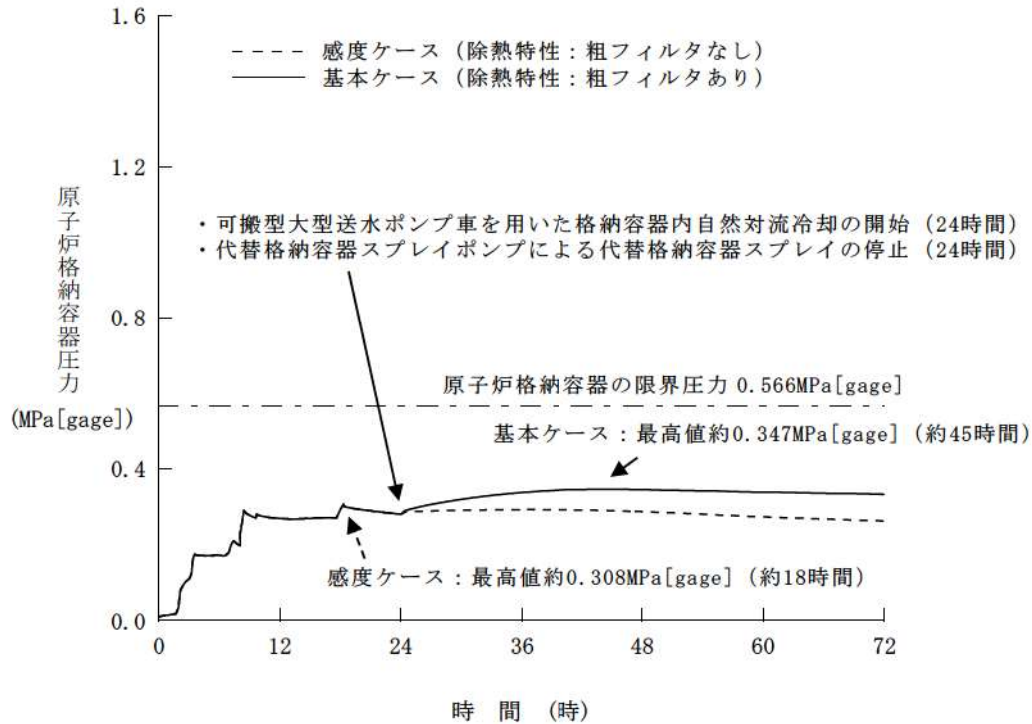
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



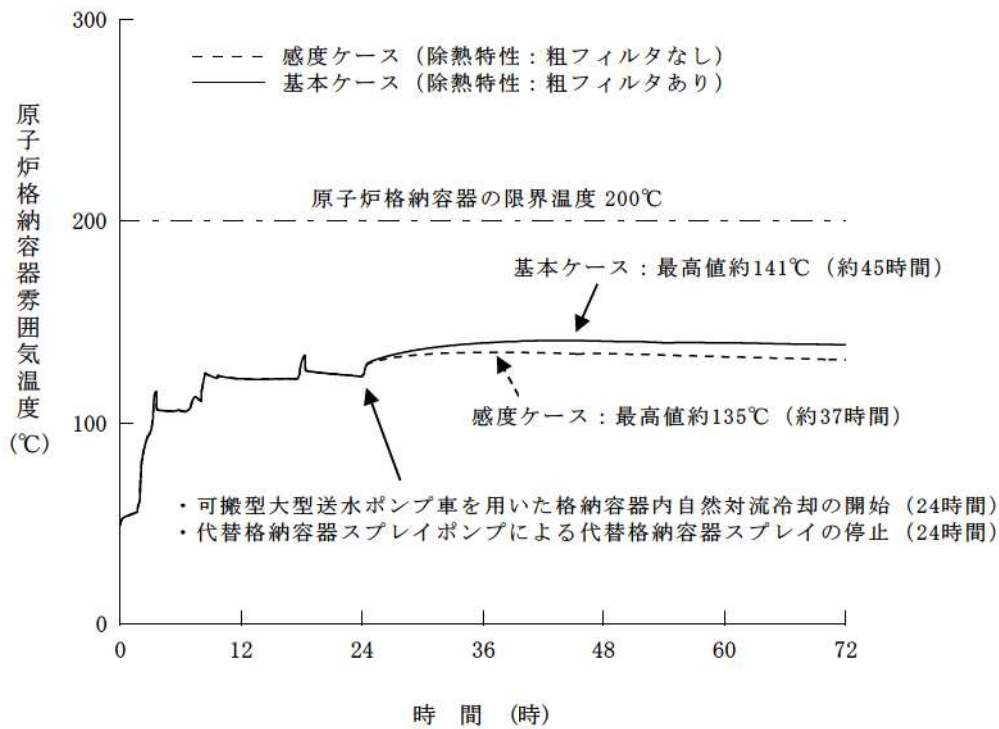
第 7. 2. 1. 2. 10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧) の推移



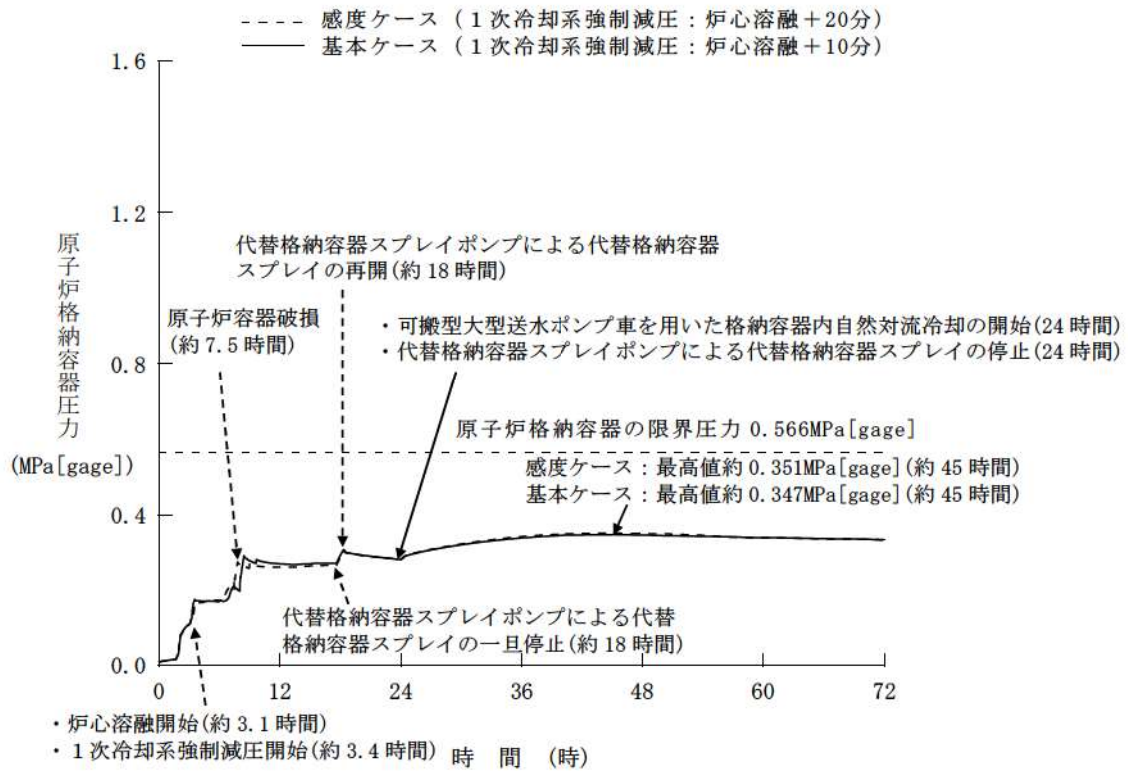
第 7. 2. 1. 2. 11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

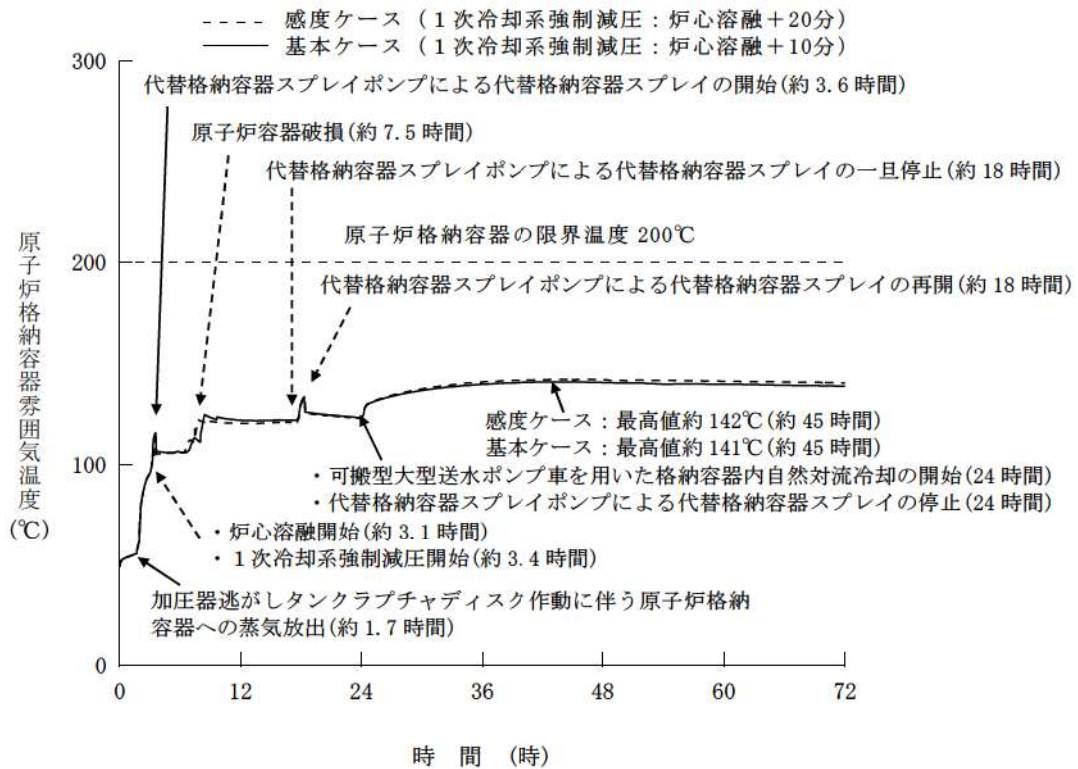


第 7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)



第 7.2.1.2.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 1 に示す。

表1 システム熱水力解析用データ
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備 1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答遅れ	65%定格点 1.8秒	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 1次冷却材ポンプからの漏えい 率 (定格圧力時) 2) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 3) 加圧器逃がし弁 i 開操作開始条件 ii 個数 iii 容量 4) 代替格納容器スプレイポンプ i 開始条件 ii 台数 iii 容量 iv 一旦停止条件 v 間欠運転条件 vi 完全停止条件 5) 格納容器再循環ユニット i 開始条件 ii 台数	約 1.5m ³ /h (1台あたり) 3基 (1ループ当たり1基) 4.04MPa[gage] 29.0m ³ (1基あたり) 炉心溶融開始から10分後 2個 95t/h (1個あたり) 炉心溶融開始から30分後 1台 140m ³ /h (1)原子炉格納容器内保有 水量が2,270m ³ に到達 (2)原子炉格納容器圧力が 最高使用圧力 (0.283MPa[gage])未満 (1)原子炉格納容器圧力が 最高使用圧力 (0.283MPa[gage])に到 達してから30分後 (2)原子炉格納容器圧力 0.233MPa[gage]まで低下 で停止 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後 2台	実機評価値と同程度の値 設計値 最低保持圧力 最低保有水量 運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作条件 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方

「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について

1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下、「DCH」という。）」では、原子炉格納容器内温度の静的負荷や1次冷却材圧力を厳しく評価するため、全交流動力電源喪失に蒸気発生器2次側への補助給水失敗を重畳させた評価事故シーケンスを選定している。

全交流動力電源喪失と補助給水失敗が発生すると、蒸気発生器からの除熱が低下することで1次冷却材圧力が上昇を開始するが、加圧器安全弁の開放及び閉止により圧力上昇は抑制され、高圧状態が維持される。その後、加圧器安全弁及び1次冷却材ポンプ（以下、「RCP」という。）シール部からの冷却材流出により原子炉容器内水位は低下し、その結果、炉心露出に至り、炉心で発生する蒸気は炉心露出部で過熱され、1,000℃を上回る高温過熱蒸気が上部プレナム、高温側配管、加圧器、蒸気発生器、クロスオーバ配管、RCP及び低温側配管に流入する可能性がある（図1参照）。しかし、本評価事故シーケンスでは、DCH対策における有効性評価の観点から、1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、「RCPB」という。）からの漏えいを少なくなるよう、RCPシールからシールリークのみの漏えいを想定している。

本資料では、高温過熱蒸気下におけるRCPBの健全性を現実的に評価した上で、漏えいが事象進展に与える影響について確認した。

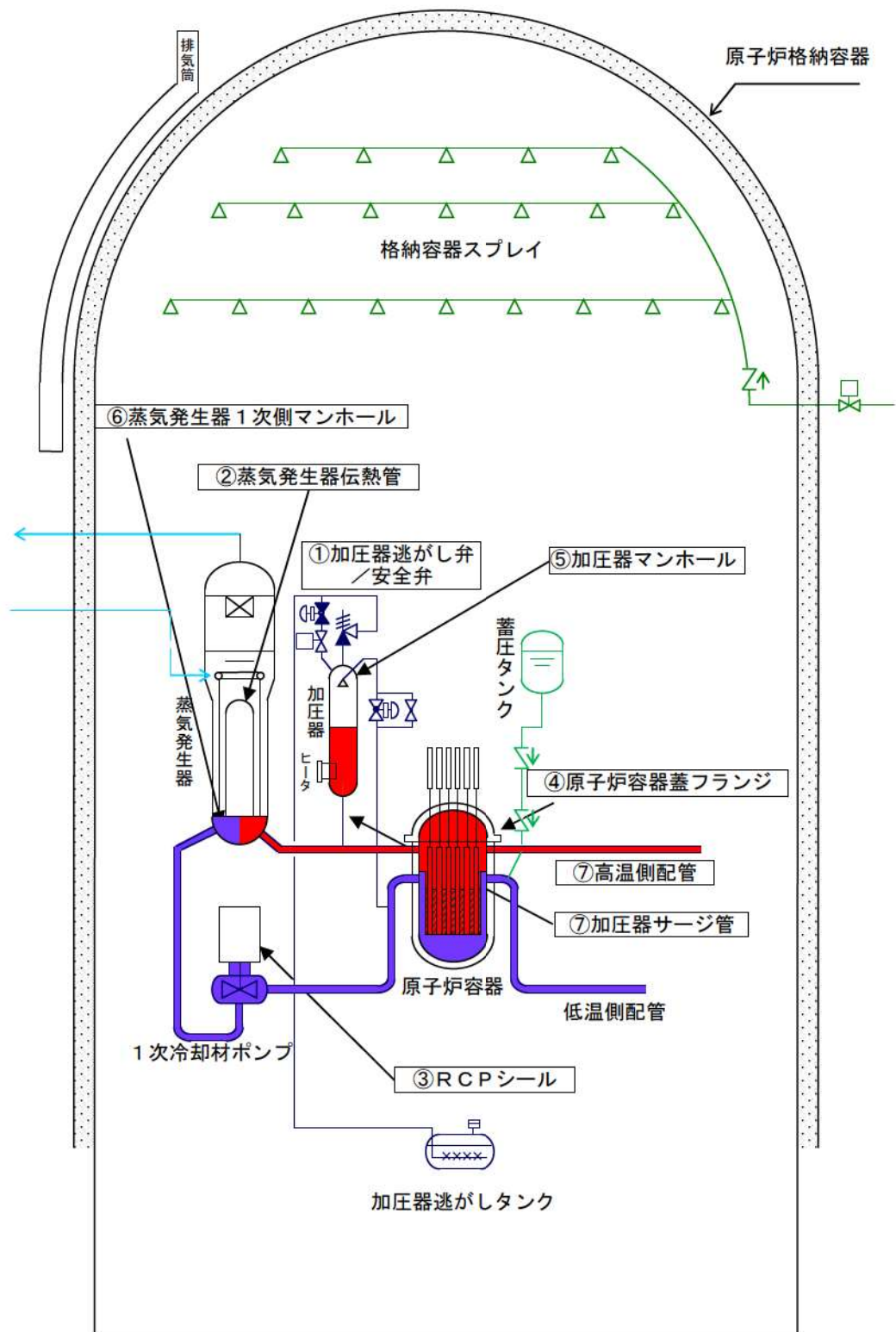


図1 概略系統図

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性評価

1次冷却材圧力を高く保持することとした当該シーケンスにおける原子炉各部の冷却材並びに構造材の温度変化を図2-1～図2-4に示す。これらの評価に基づき、原子炉各部位及び機器健全性評価結果を以下にまとめる。

(1) 評価対象部位等の抽出の考え方

RCPBの健全性評価にあたって、その健全性の検討が必要と考えられる部位及び機器等を以下のとおり抽出した。

a. 加圧器逃がし弁及び安全弁

当該シーケンスでは、加圧器安全弁による1次冷却材圧力上昇の抑制、加圧器逃がし弁の強制開放による1次冷却系減圧操作がアクシデントマネジメント策となることから、弁機能が保持される必要がある。

b. 蒸気発生器伝熱管

「炉心損傷防止対策」において格納容器バイパスに対する有効性評価が実施されているが、過熱蒸気が蒸気発生器伝熱管に流入して高温クリープによる損傷が生じる可能性がある。

c. RCP シール

前述の通り、当該シーケンスでは1次冷却材圧力を高く評価するようRCPシールLOCAではなくシールリークの発生を想定しているが、当該シーケンスでは1次冷却材の圧力及び温度が高くなることから、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。

d. その他

過熱蒸気によるRCPB機能の喪失として、過熱蒸気により構造材温度が上昇することによる接続部のボルトの締付荷重の低下、また、過熱蒸気によるシール材の損傷が挙げられる。また、1次冷却系と原子炉格納容器系の圧力差が配管にかかる応力となることから、構造材が高温化することによるクリープ破損の発生も想定される。

ここでは、加圧器逃がし弁の強制開放による1次冷却系減圧がなされるまでに、過熱蒸気が侵入する以下の部位及び機器を評価対象として抽出する。

- (1) 原子炉容器上部領域
- (2) 高温側配管
- (3) 加圧器
- (4) 加圧器マンホール

(5) 蒸気発生器 1 次側マンホール

また、高温クリープによる損傷の観点から、以下を評価対象として抽出する。

(6) 高温側配管

(7) 加圧器サージ管

(2) 評価対象部位等の抽出結果

(1) に基づき、1 次冷却材圧力が高く保持された場合を想定して、RCPB 健全性評価が必要な部位及び機器の抽出を行った。評価の対象として抽出した部位及び機器は以下の通りである。

①加圧器逃がし弁及び安全弁 (a. 及び d. (3) より)

②蒸気発生器伝熱管 (b. より)

③RCP シール (c. より)

④原子炉容器蓋フランジ (d. (1) より)

⑤加圧器マンホール (d. (4) より)

⑥蒸気発生器 1 次側マンホール (d. (5) より)

⑦高温側配管及び加圧器サージ管 (d. (2), (6) 及び(7) より)

高温側配管と加圧器サージ管について、炉心上部プレナムから高温蒸気が直接流入して熱的に厳しい条件となること、また、これら配管の破断が原子炉格納容器応答に与える影響は定性的に同じとなることから、ここでは高温側配管を代表させる。

(3) 漏えい評価

1 次冷却材圧力が高く保持された当該シーケンスの過渡応答図を図 2-1 ~ 2-4 に示し、これらの図から抽出した部位及び機器からの漏えい評価を以下のとおり行った。

①加圧器逃がし弁及び安全弁

事故発生後、加圧器安全弁が作動している事故後の約 3.3 時間までは、加圧器の流体温度、構造材温度 (図 2-4) は約 350°C に留まり、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度 (360°C) を下回ることから、加圧器逃がし弁及び安全弁は圧力上昇を抑制する機能を保持する。

その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて 1 次冷却系減圧が開始すると同時に、加圧器内の過熱蒸気流量が増加し、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。加圧器の蒸気温度及び構造材温度は最大で約 920°C、約 860°C に至るが、別紙 1 に示すとおり流路閉塞はなく流路は

わずかに広がる方向であること、フェイルクローズによる閉止の懸念はないことから、事象進展に影響を与えることはない。

②蒸気発生器伝熱管

加圧器逃がし弁と同様に、事故発生後、しばらくは蒸気発生器伝熱管の蒸気温度及び構造材温度は約 350℃程度に留まる（図 2-4）。事故進展とともに原子炉容器内水位が低下すると、上部プレナムと蒸気発生器入口プレナム、もしくは出口プレナムとの間に蒸気対流が発生し、伝熱管の温度が上昇する。

海外の知見^{*}を参照すると、炉心溶融後にクリープ破損によって蒸気発生器伝熱管が破損に至る（TI-SGTR）には、2次冷却系が低圧となる必要があるなど極めて限定的な条件を満たす場合に発生しうる事象であることが解析的に確認されている。当該シーケンスでは、主蒸気安全弁の作動により蒸気発生器2次冷却系の健全性は保たれ、2次冷却系が著しく減圧することはないことから、TI-SGTR が発生することはない、事象進展に影響を与えることはない。

※：「NUREG/CR-6995 SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluation of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR」

③RCP シール

事故発生後、全交流動力電源喪失に伴う原子炉補機冷却機能喪失により、1次冷却材及び構造材温度は約 350℃以上に至り、原子炉容器内水位の低下により蒸気が流入すると冷却材及び構造材温度は更に上昇する（図 2-3）。RCP シールの耐環境性試験にて 290℃までの健全性は確認されているが、350℃の温度条件下においてはシールが損傷して LOCA 相当の冷却材漏えいが生じると想定される。

④原子炉容器蓋フランジ

事故発生後、炉心露出により蒸気は著しく過熱され、事故後の約 3.1 時間で上部プレナムに流入する蒸気温度は 1,000℃を上回る状態になる。また、原子炉容器蓋の構造材温度も上昇して 400℃を上回る状態となる（図 2-1 及び図 2-2）。

原子炉容器蓋フランジは上部プレナムの上部に位置し、スタッドボルトにより締付けられ、原子炉容器シール材により冷却材の漏えいを防止している。構造材温度が上昇して 400℃を超えると原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下することから漏えいが生じるが、原子

炉容器スタッドボルトにかかる引張応力（443MPa^{*1}）は降伏応力（642MPa^{*2}）を下回ることから、原子炉容器スタッドボルトは弾性変形範囲にとどまり、破損することはない。

なお、原子炉容器シール材の最高使用温度が 550℃であり、前述の蒸気及び構造材温度から原子炉容器シール材も損傷するものと考えられるが、原子炉容器シール材自体は、原子炉容器蓋に形成されている溝の中で、その形状を維持することから、原子炉容器シール材自体に過度の変形及び損傷は発生しないと考えられる。

※1：圧力を原子炉容器の最高使用圧力と仮定、原子炉容器蓋が押し上げられる荷重が全てボルトに作用すると仮定

※2：原子炉容器スタッドボルトの温度は 500℃以下になると想定されるが、保守的に原子炉容器スタッドボルトの温度を、ASME に記載されているボルト用合金鋼の最高温度 525℃と仮定

⑤加圧器マンホール

加圧器の流体及び構造材温度の推移は①で述べた通りである。加圧器逃がし弁の強制開放までは約 350℃に留まり、この温度ではボルト締付荷重の低下が原因で、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケットの最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

（図 2-4）

なお、加圧器逃がし弁強制開放後の加圧器内の蒸気及び構造材温度の上昇により、加圧器マンホールからの漏えいが想定される。しかし、加圧器内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、シール材の損傷により想定される加圧器マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、加圧器マンホールからの流出は小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑥蒸気発生器 1 次側マンホール

蒸気発生器の流体及び構造材温度の推移は②で述べた通りである。上部プレナムと蒸気発生器プレナム間の対流による影響による温度上昇が生じるまでの温度は約 350℃に留まり、同温度ではマンホールボルトの締付荷重が低下し、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケット最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

事故発生後の約 2.3 時間で蒸気発生器 1 次側の蒸気及び構造材温度が上昇を開始するが、その温度上昇は限定的で、また、加圧器逃がし弁強制開放により一時的に上昇も抑制される。その後、蒸気流れによ

り緩やかに温度が上昇して構造材温度は約 460℃まで達するが、1次冷却系内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、ボルト締付荷重の低下により想定される蒸気発生器1次側マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、蒸気発生器1次側マンホールの漏えいは小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑦高温側配管及び加圧器サージ管

蒸気発生器伝熱管と同様に、事故後の約 2.3 時間までの1次冷却材及び構造材温度は約 350℃に留まるが、上部プレナムと蒸気発生器入口及び出口プレナム間の自然対流が発生すると温度上昇が開始する(図2-1及び図2-2)。事故の約 3.3 時間で加圧器逃がし弁強制開放により一時的に蒸気及び構造材温度が増加するため、漏えいが生じる可能性がある。

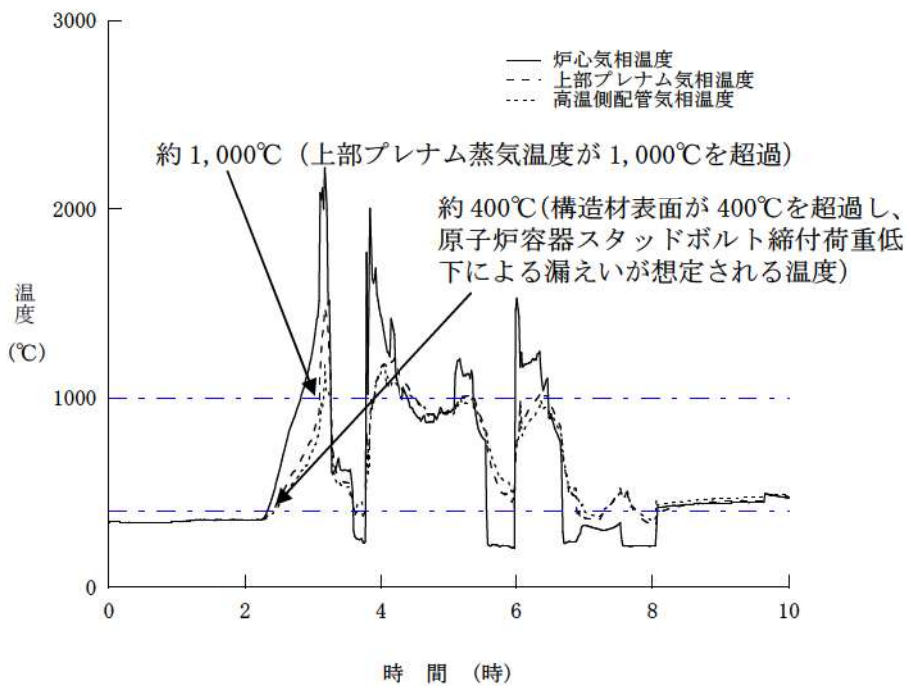


図 2-1 炉心、上部プレナム及び高温側配管の流体温度

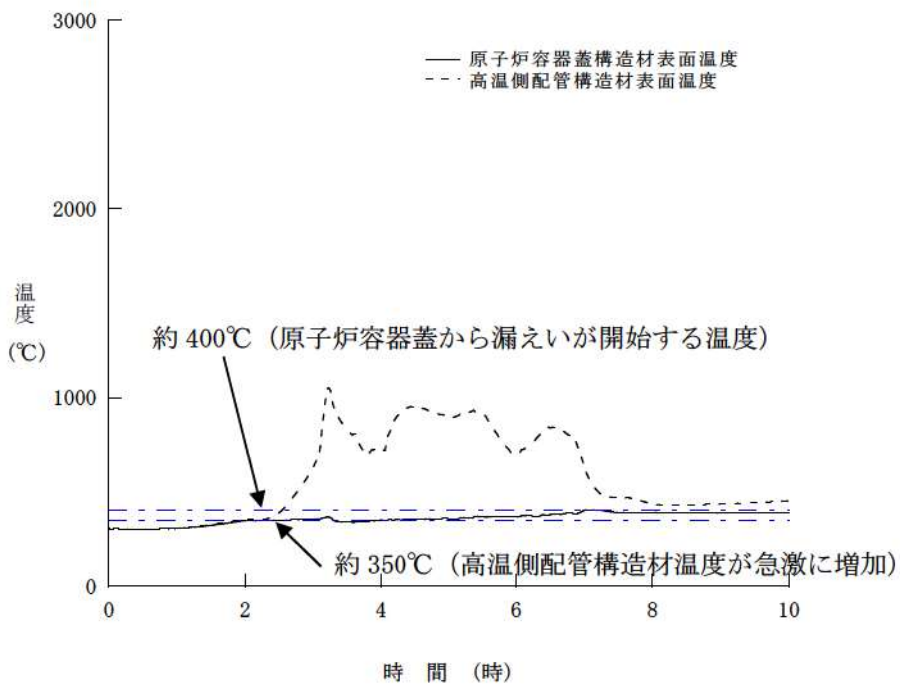


図 2-2 原子炉容器蓋及び高温側配管の構造材温度

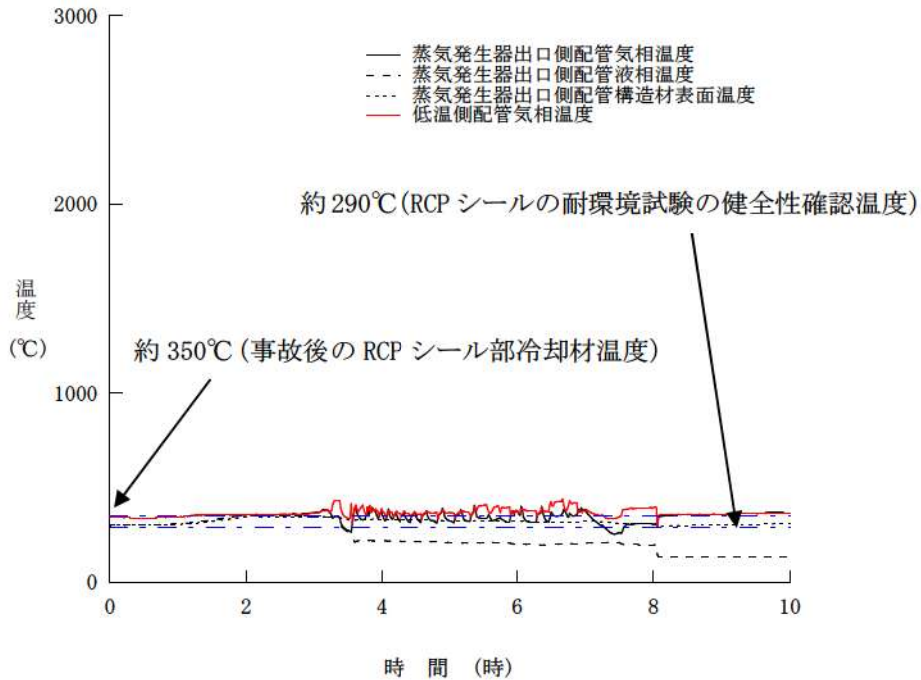


図 2 - 3 蒸気発生器出口側配管及び低温側配管の流体・構造材温度

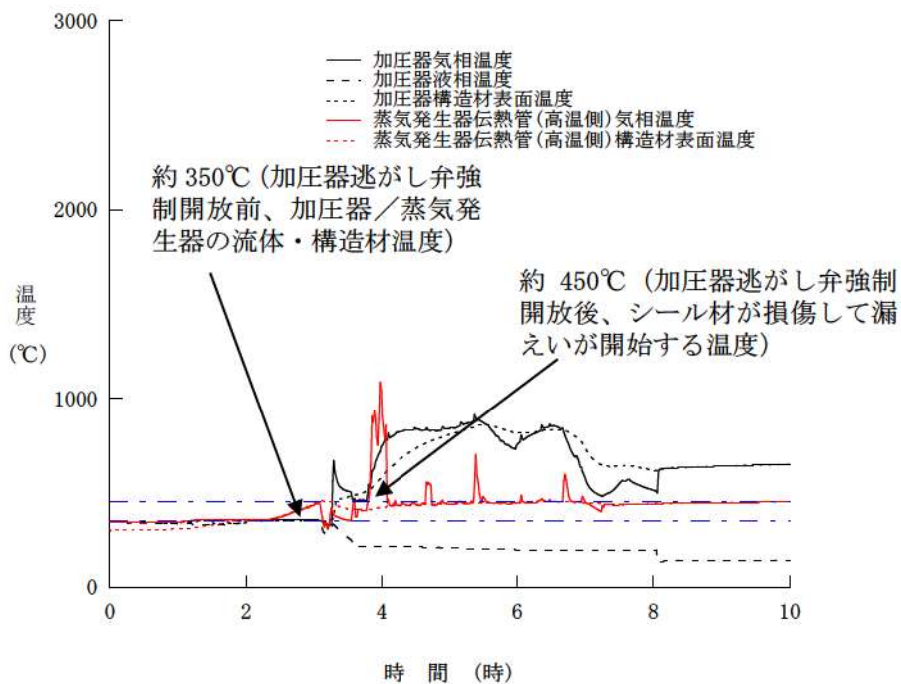


図 2 - 4 加圧器及び蒸気発生器の流体・構造材温度

3. 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが事象進展に与える影響

(1) 事象進展に与える影響評価

前章で評価したとおり、全交流動力電源喪失+補助給水失敗時に想定される RCPB 各部で漏えいが想定される部位及び機器は以下の3つである。

- ・ RCP シール
- ・ 原子炉容器蓋フランジ
- ・ 高温側配管

全交流動力電源喪失+補助給水失敗が発生した場合、現実的にはまず RCP シール LOCA が発生する。

運転員は2次冷却系からの冷却を試みるが、補助給水失敗が重畳することから、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様、フィードアンドブリードを実施することとなる。

そこで、当該シーケンスにおいて RCP シールから約 $99\text{m}^3/\text{h}$ (泊3号炉のシール LOCA 時の漏えい量) の漏えいが発生し、フィードアンドブリードを実施した場合の1次冷却材圧力、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度の推移を、基本ケースと比較して図3-1～3に示す。

基本ケースでは1次冷却材圧力が高いことから炉心損傷を防止できるアクシデントマネジメント策がなく、炉心損傷を防止することは困難である。しかし、事故発生後の RCP シールからの漏えい (約 $99\text{m}^3/\text{h}$) により1次冷却系の減圧が進み、その後、1次冷却材圧力の低下に伴う RCP 漏えい流量の低下と蒸気発生器からの除熱低下により1次冷却材圧力は再び上昇するものの、事象発生90分後にB-充てんポンプ (自己冷却) による炉心注水が可能となり、フィードアンドブリードが開始されると、1次冷却系の減温減圧が速やかに進み、結果として、炉心損傷には至らない。また、原子炉容器蓋フランジや高温側配管から漏えいすることはない。

事故直後の RCP シール LOCA により、基本ケースと比較して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が進む。最高使用圧力到達後の30分以降から代替格納容器スプレイによる格納容器冷却、また、事象発生24時間以降の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低く抑えられ、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 ($0.566\text{MPa}[\text{gage}]$) 及び 200°C を下回る。これら一連の操作は、「全交流動力電源喪失」時の操作と同様である。

以上のことから、当該シーケンスでは現実的な漏えいとしてまず RCP

シール LOCA が発生するが、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様の操作を実施することで、結果として炉心損傷に至ることはなかった。

(2) 原子炉容器蓋フランジのみ漏えいした場合の影響評価

(1) に示すように、当該シーケンスで現実的な RCPB からの漏えいを想定した場合、RCP シール LOCA の発生により 1 次冷却材圧力が低下し、結果として炉心損傷を防止できたが、仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジのみから漏えいが発生した場合の感度を確認した。評価結果を図 3-4～6 に示す。

原子炉容器蓋フランジ漏えいは、原子炉容器シール材の片面が全周に渡り損傷した場合の漏えい面積に相当する 2 インチ口径相当を想定することとし、上部プレナム温度が 400°C を超過した段階で、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下して 1 次冷却材の漏えいが生じるものとした。なお、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下し、原子炉容器シール部からの漏えいが発生したとしても、原子炉容器スタッドボルトは破損することはないと見られ、弾性変形範囲にとどまると考えられることから、大きなギャップは発生せず、また、漏えいが発生する事で原子炉容器内の圧力は低下し、必要締付荷重が低下してシール性が回復すると考えられることから、漏えい量や時間は限定される。

原子炉容器蓋フランジの漏えいが 2 インチ口径相当で生じ、さらに加圧器逃がし弁の強制開放による減圧を実施することで、基本ケースよりも減圧が早くなり蓄圧注入も早まるため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器底部の破損も遅れる。また、漏えい開始時に原子炉格納容器雰囲気温度が一時的に上昇するものの、原子炉容器蓋フランジからの漏えいが原子炉格納容器圧力に与える影響は軽微であり、その結果原子炉格納容器圧力及び温度の最大値は基本ケースより低い値となり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200°C を下回る。

以上のことから、当該シーケンスにより仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジシールからの 2 インチ口径相当の漏えいが発生したとしても、事象進展の推移が基本ケースと大きく変わることはないことから、運転員操作に影響を及ぼすことはない。

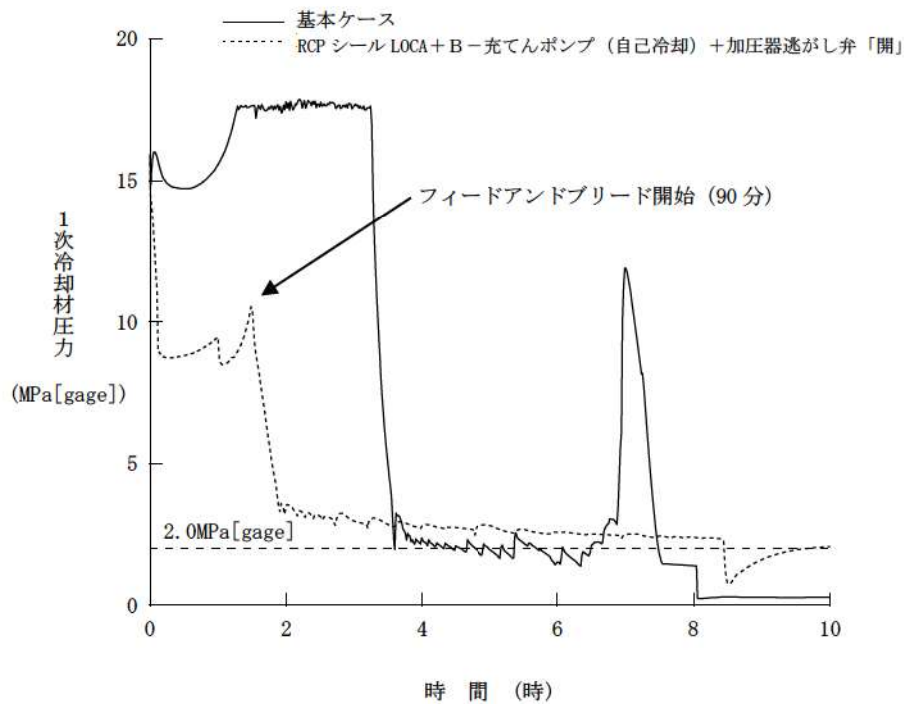


図 3-1 1次冷却材圧力
(RCP シール LOCA (約 99m³/h) + フィードアンドブリード)

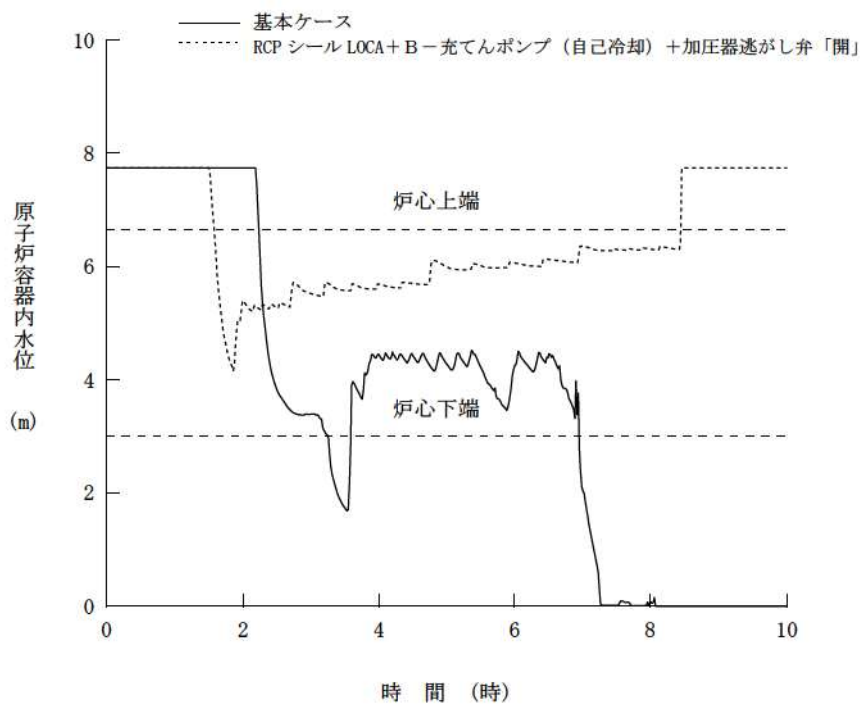


図 3-2 原子炉容器内水位
(RCP シール LOCA (約 99m³/h) + フィードアンドブリード)

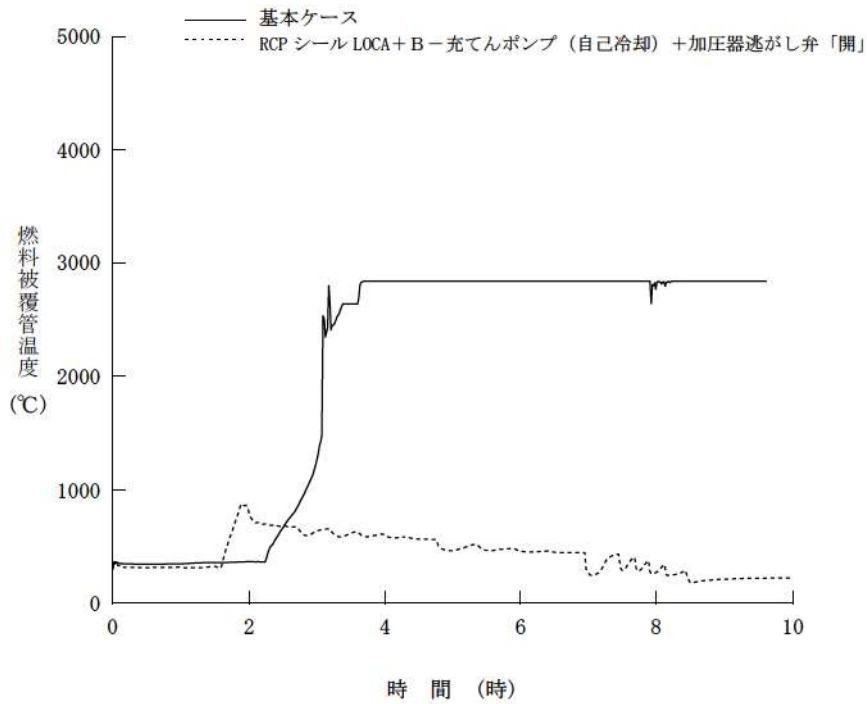


図3-3 燃料被覆管温度
 (RCP シール LOCA (約 99m³/h) +フィードアンドブリード)

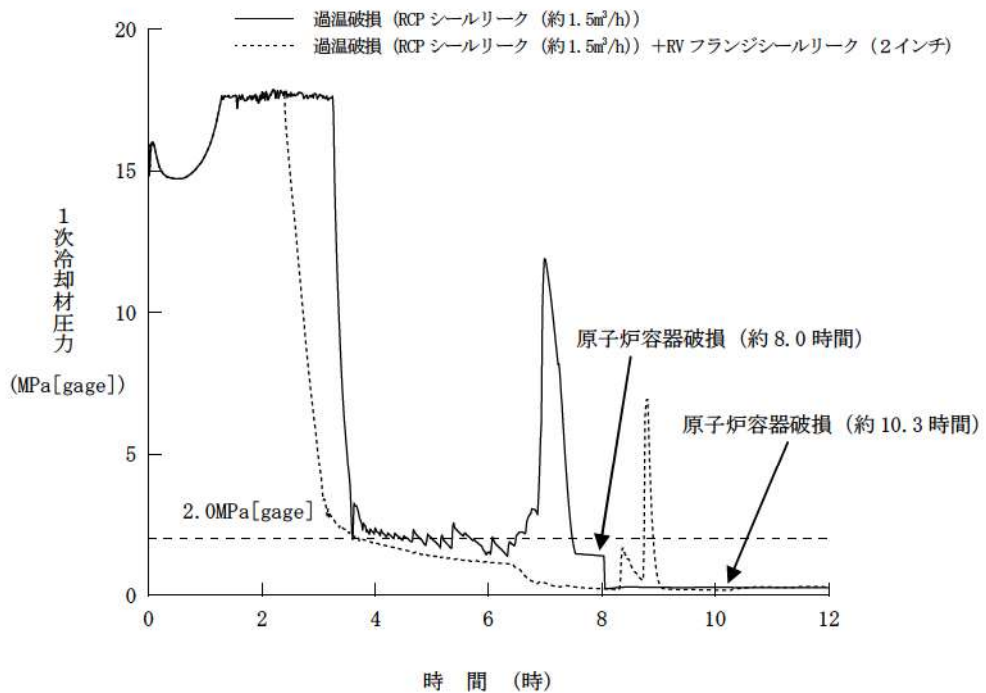


図3-4 1次冷却材圧力
 (RCP シールリーク (約 1.5m³/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

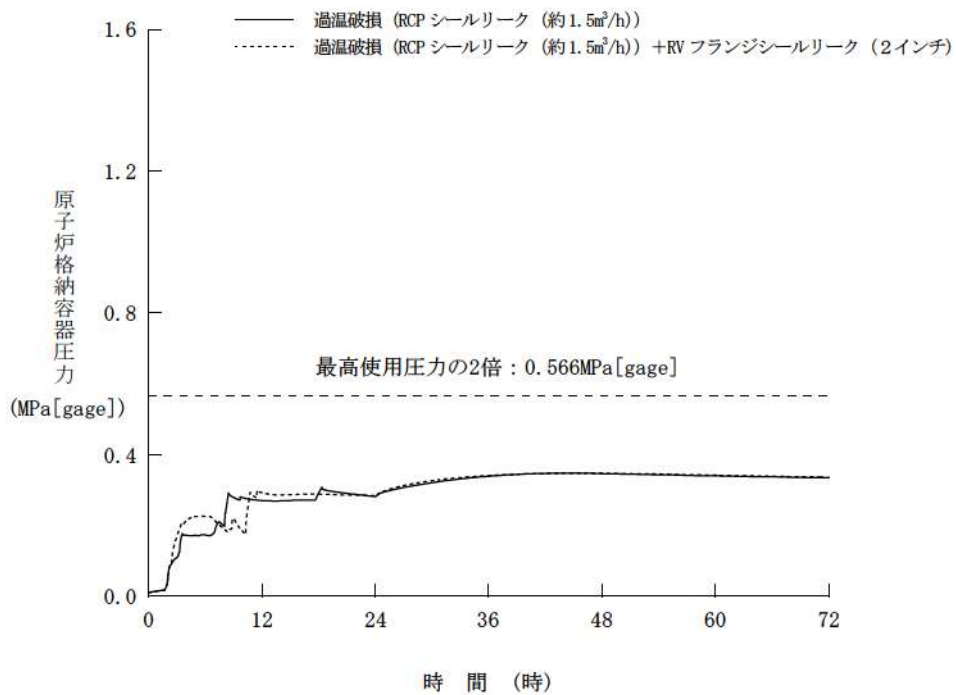


図 3-5 原子炉格納容器圧力

(RCP シールリーク (約 1.5m³/h) + RV フランジシールリーク (2インチ))

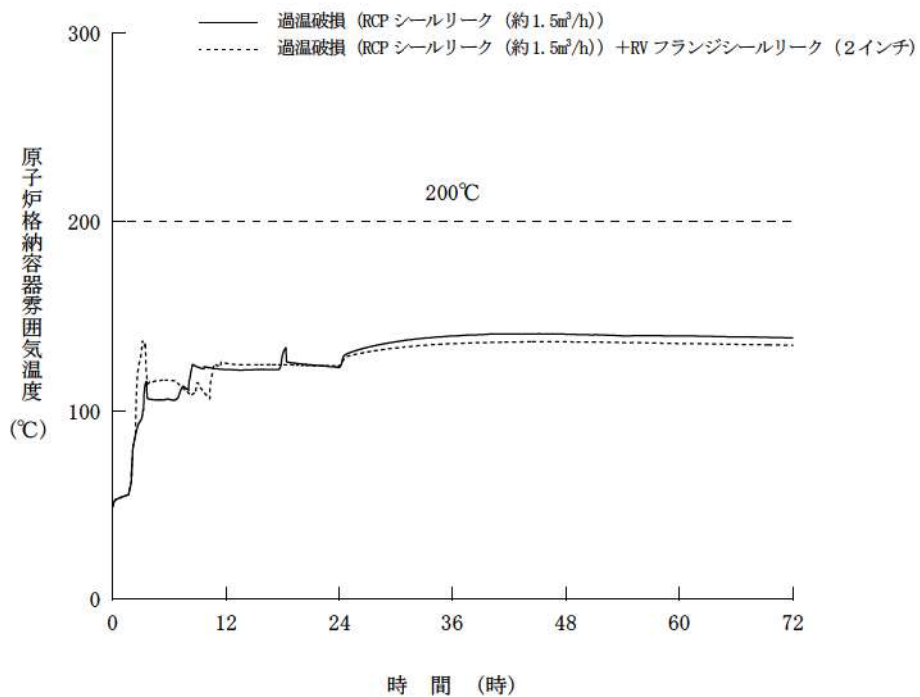


図 3-6 原子炉格納容器雰囲気温度

(RCP シールリーク (約 1.5m³/h) + RV フランジシールリーク (2インチ))

1 次冷却系強制減圧における高温蒸気の加圧器逃がし弁への影響について

加圧器逃がし弁に 1,000℃以上の高温蒸気が流入する場合の影響について、下記の通り整理する。

(1) 上部プレナム気相温度および加圧器逃がし弁の温度について

全交流電源喪失＋補助給水失敗シーケンスにおける原子炉容器上部プレナム気相温度の推移を別図 1 に示す。

1 次冷却系強制減圧操作実施中は、原子炉容器内の高温蒸気が加圧器へ流入し、加圧器逃がし弁を経由して原子炉格納容器へ放出されるが、この期間中は加圧器逃がし弁の耐圧部材が加熱され 1,000℃程度まで上昇すると考えられる。

(2) 加圧器逃がし弁を用いた 1 次冷却系強制減圧への影響について

加圧器逃がし弁へ高温蒸気が流入した場合、弁の流路閉塞またはフェイルクローズによる閉止の二つの懸念が考えられるため、それらの影響に対する考察を行った。

a. 流路閉塞に対する影響考察

加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合には、高温条件下において部材の引っ張り強さが低下するため、1 次冷却材圧力により発生する応力により部材が変形等することによる流路閉塞の可能性がある。また、部材の温度が融点を超えるような場合にも、弁の形状を維持することができず、流路閉塞の可能性がある。

このため、加圧器逃がし弁の高温時の材料特性および発生応力に対する検討を行った。結果を別表 1 に示す。

別表 1 より、耐圧部材は高温でクリープ変形等が生じる可能性はあるが、弁の駆動部材である弁棒に発生する応力は、材料の引張強さよりも小さく、かつ材料の融点以下であるため、加圧器逃がし弁の流路閉塞の観点で問題はないと考える。

b. フェイルクローズに対する影響考察

加圧器逃がし弁はフェイルクローズ構造であり、その駆動部にはダイヤフラム（EPDM）が使用されている。また、加圧器逃がし弁には作動に影響する付属品として電磁弁、エアフィルタ及びケーブルが設置されている。これらが熱により損傷した場合には、制御用空気または窒素の供給不良や漏えいなどにより閉止する可能性がある。

このため、以下のとおり影響評価を行った結果、加圧器逃がし弁のフェイルクローズの観点で問題ないと考える。また、原子炉容器破損が生じることで熱源の多くは原子炉容器外に流出し、加圧器構造材表面温度は低下傾向となると考えられることから、加圧器逃がし弁の開機能は維持可能と考えられる。

(a) 加圧器逃がし弁

概略の温度評価による影響確認を行った。評価結果および評価モデルの概念図を別図2に示す。

弁棒は、フレーム下部と比べ熱伝導率が小さく、熱伝導しにくい形状（断面積に対する周長の比が大きい）ことから、別図2に示すようにフレーム下部に比べ、弁棒の温度が低い値となっている。

また、別図2より、駆動部は高温蒸気が直接接触する耐圧部材から約700mm離れており、かつ途中の構造材も熱伝導しにくい構造となっていることにより、駆動部の温度は約130～140℃にとどまる結果となった。この温度はLOCA設計仕様であるダイヤフラムの試験検証温度（約150℃）よりも低い温度であるため、熱影響によりフェイルクローズに至ることは無いと考えられる。さらに、過去の試験においてゴムシート（EPDM）を組み込んだバタフライ弁が300℃の耐環境性試験において漏えいしないことが報告されており、実力上は更に余裕があると考えられる。

(b) その他の付属品

加圧器逃がし弁の作動に影響する付属品として、別図3に示すように電磁弁、エアフィルタ及びケーブルがあるが、以下のとおり、これら付属品が熱影響により機能喪失することはない。なお、加圧器逃がし弁の付属品として、リミットスイッチもあるが、リミットスイッチは弁の開閉表示を示すための付属品であり、作動に影響するものではないが、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

i) 電磁弁、エアフィルタ

電磁弁、エアフィルタは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されているが、この取付け位置のフレーム部温度は、別図2より約 170℃程度である。

電磁弁は、最高温度約 200℃の試験温度で健全性を確認している。

エアフィルタについては、同じフィルタ及びシール材を使用したフィルタ付き減圧弁にて最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってこれら付属品が熱影響により機能喪失することはない。

ii) ケーブル

ケーブルは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されている電磁弁に接続されており、ケーブル温度を安全側に電磁弁の取付け位置のフレーム部温度とすると、別図2より約 170℃である。

ケーブルは、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってケーブルが熱影響により機能喪失することはない。

以上

別表 1 加圧器逃がし弁の主要部材料特性

	部位	材料	材料特性		発生応力 (MPa)
			引張強さ (MPa) 内部流体温度 1,000℃時 (最高温度)	融点 (℃)	
耐圧部材	弁箱	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁ふた	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁体	SUS316L	約 158 (注2)	約 1,400	—
駆動部材	弁棒	SUS630	約 130 (注1)	約 1,400	50 (注4)

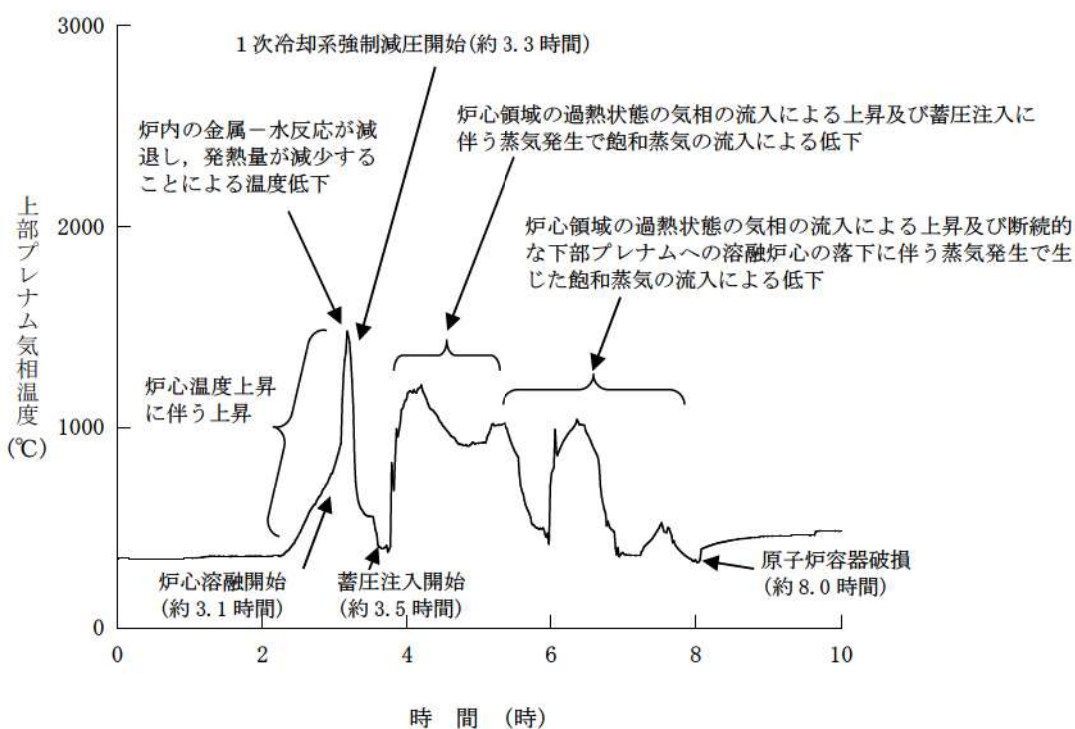
(注1) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

(注2) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

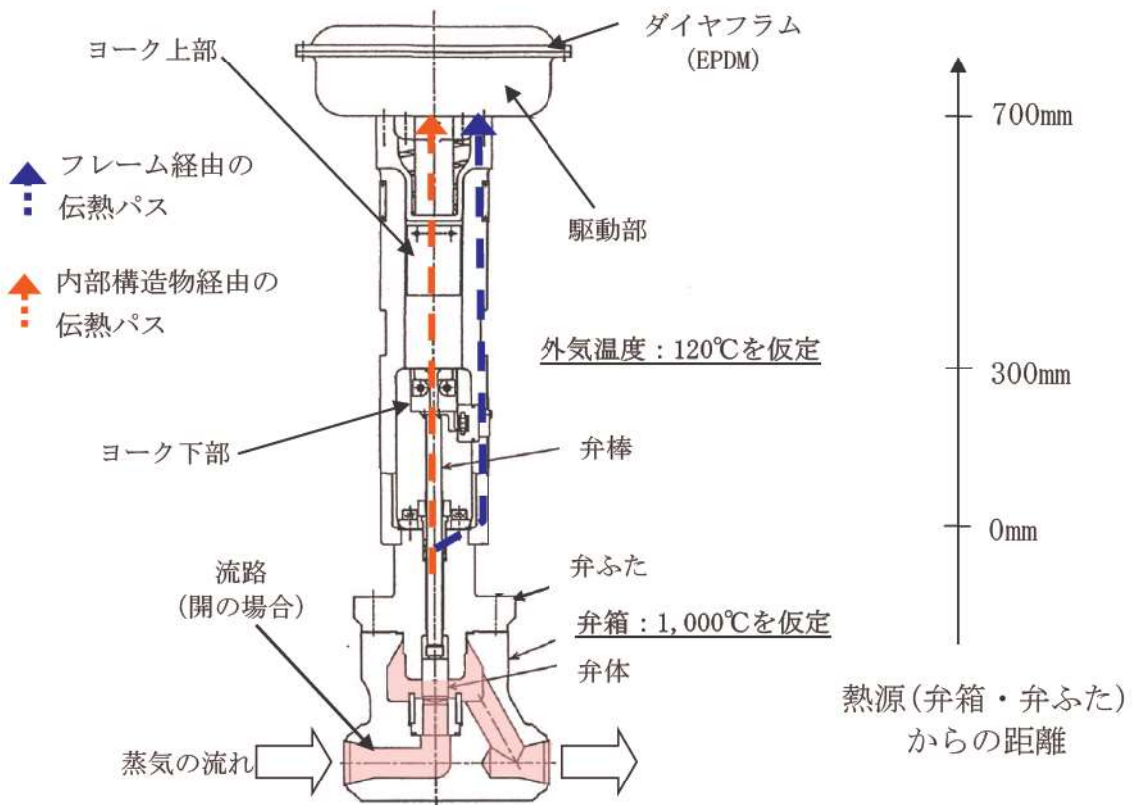
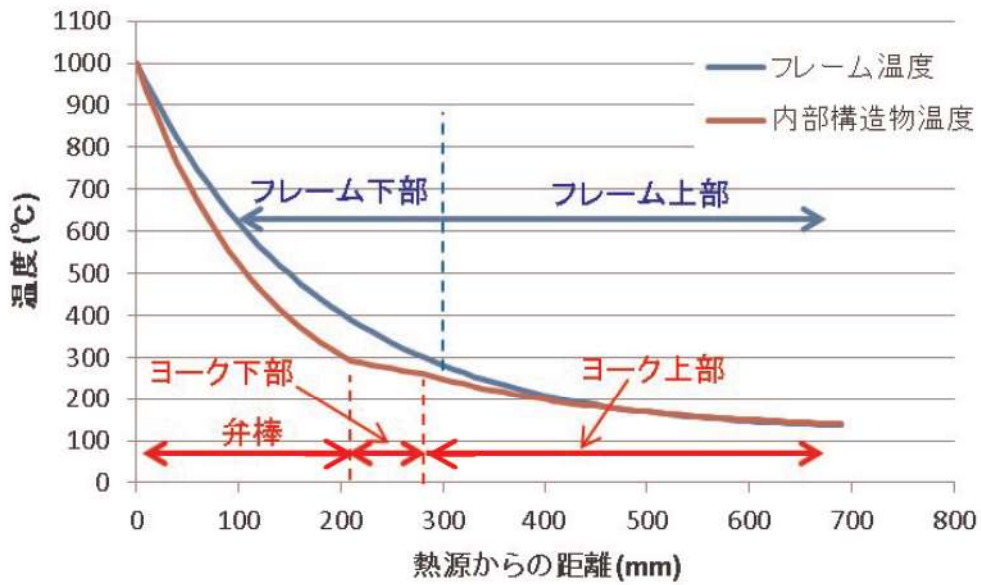
温度は 1,000℃のデータがないため約 800℃の値とする。なお、SUS316L は弁体の材料であり、開放状態時には応力は発生せず、1,000℃時のデータは不要。

(注3) 設計・建設規格 解説 VVB-1 式より内圧 17.16MPa 時に弁箱材料に発生する応力を算出

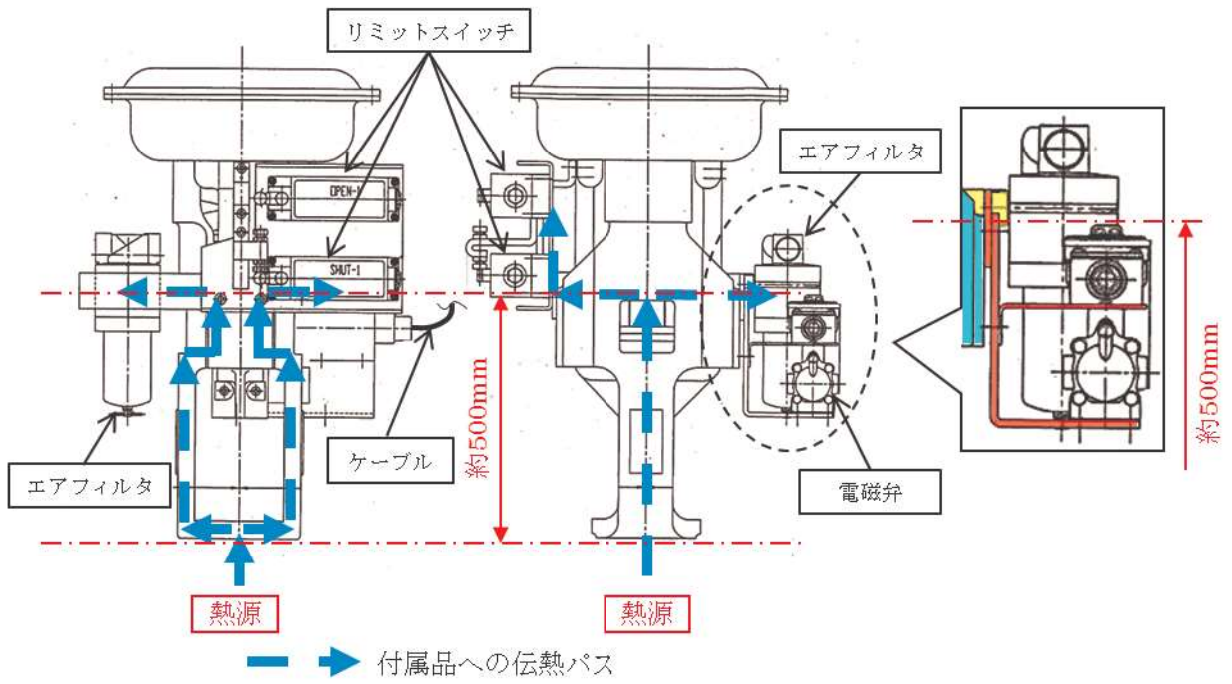
(注4) メーカー設計値より弁開時に弁棒に発生する応力を算出



別図 1 上部プレナム気相温度の推移 (MAAP)



別図2 温度評価結果及び評価モデルの概念図



別図3 加圧器逃がし弁周りの付属品について

加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて

有効性評価における加圧器逃がしタンク及び加圧器逃がしタンクラプチャディスクの解析上の取り扱いについては、下記のとおりである。

1. M-RELAP5 における取り扱いについて

M-RELAP5 においては加圧器逃がしタンク及びラプチャディスクについては模擬していない。なお、1次冷却材圧力が加圧器逃がし弁の設定圧力に到達した場合又は加圧器逃がし弁を強制開放した場合においては、加圧器逃がし弁を開放し1次冷却材は系外（原子炉格納容器内）に放出されると模擬している。

〔理由〕

炉心損傷防止対策に係る有効性評価にのみ使用しており、加圧器逃がし弁からの放出流は臨界流（Henry-Fauske のモデルで模擬）であり、背圧（原子炉格納容器内圧）の影響を受けないため、模擬をしていない。

2. MAAP における取り扱いについて

MAAP においては加圧器逃がしタンクはノードの一つとして模擬している。

また、加圧器逃がしタンクラプチャディスクについては、格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用するため、実現象と同様に、加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と原子炉格納容器最下階領域圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差（約 0.7MPa）に到達した際に、ラプチャディスクが破裂し、原子炉格納容器圧力との差圧で原子炉格納容器最下階領域へ蒸気が放出されると模擬している。

〔理由〕

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用しており、加圧器逃がしタンクからの放出流は、1次冷却材の放出パスとして計算する必要がある。また、原子炉格納容器に放出される水素及び核分裂生成物の計算も並行して行うため、模擬している。

以 上

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードにおける評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

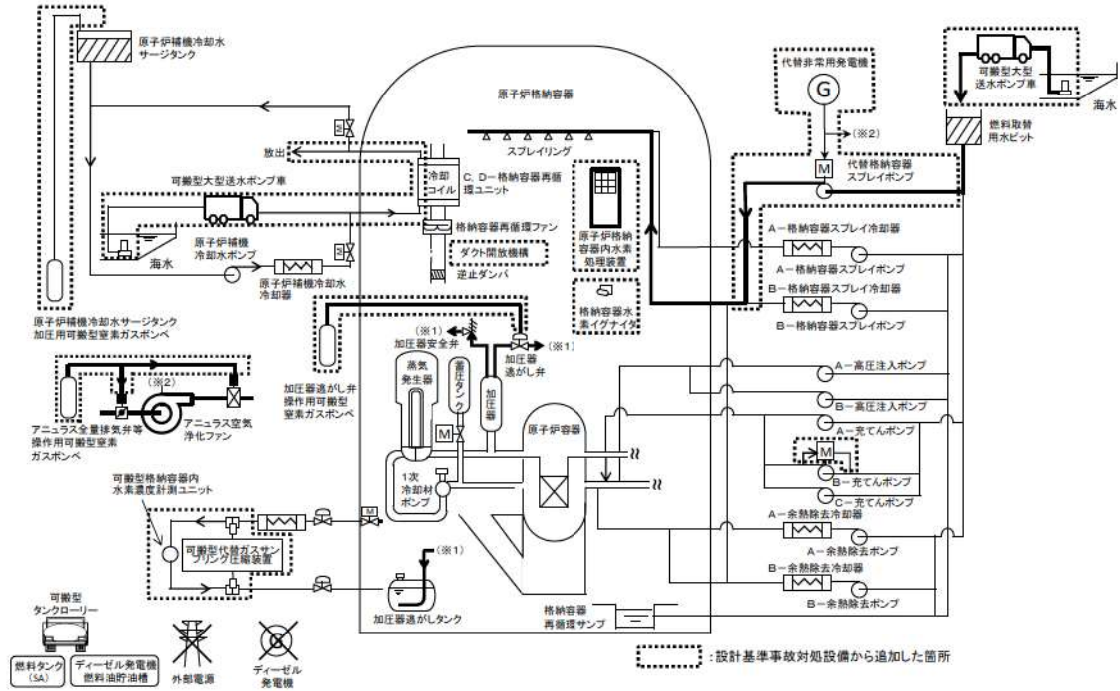


図1 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（1／2）
（1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレイ）

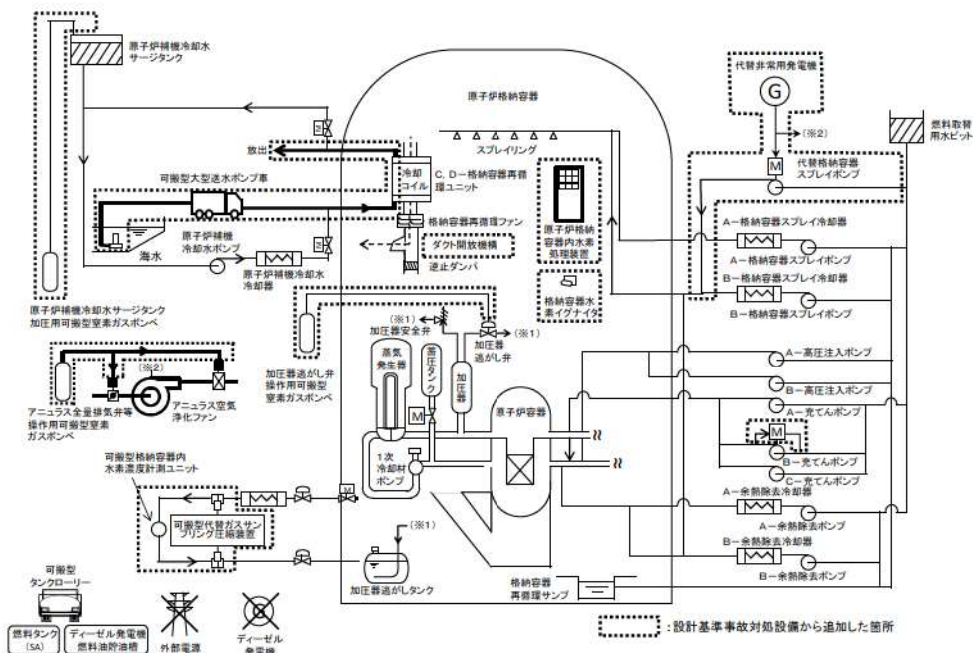


図2 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2／2）（格納容器内自然対流冷却）

安定状態について

格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】原子炉安定状態の確立について

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の24時間後に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を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧時間の感度解析について

1. 感度ケース 1

(1) はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」における評価事故シーケンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、炉心溶融後の加圧器逃がし弁開操作までの時間が遅れ、高圧状態が長く維持された場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 1：加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+20 分】

(2) 解析結果

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

- ・ 図 1 及び図 2 の結果から、1 次冷却系強制減圧開始が遅くなるため、原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回り、また、上部プレナム気相温度に対する影響は軽微である。
- ・ 図 3 及び図 4 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

(3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 5 に示すが、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度ケース1の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース1	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m ³ /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
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）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1基当たり） （最低保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から20分後（事象発生から約3.4時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m ³ 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
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	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.7時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約7.5時間後	

*：感度ケース1は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が遅れることにより「蓄圧注入開始」も遅れ、溶融炉心の冷却効果が低下したため、「原子炉容器破損」までの時間が早まる

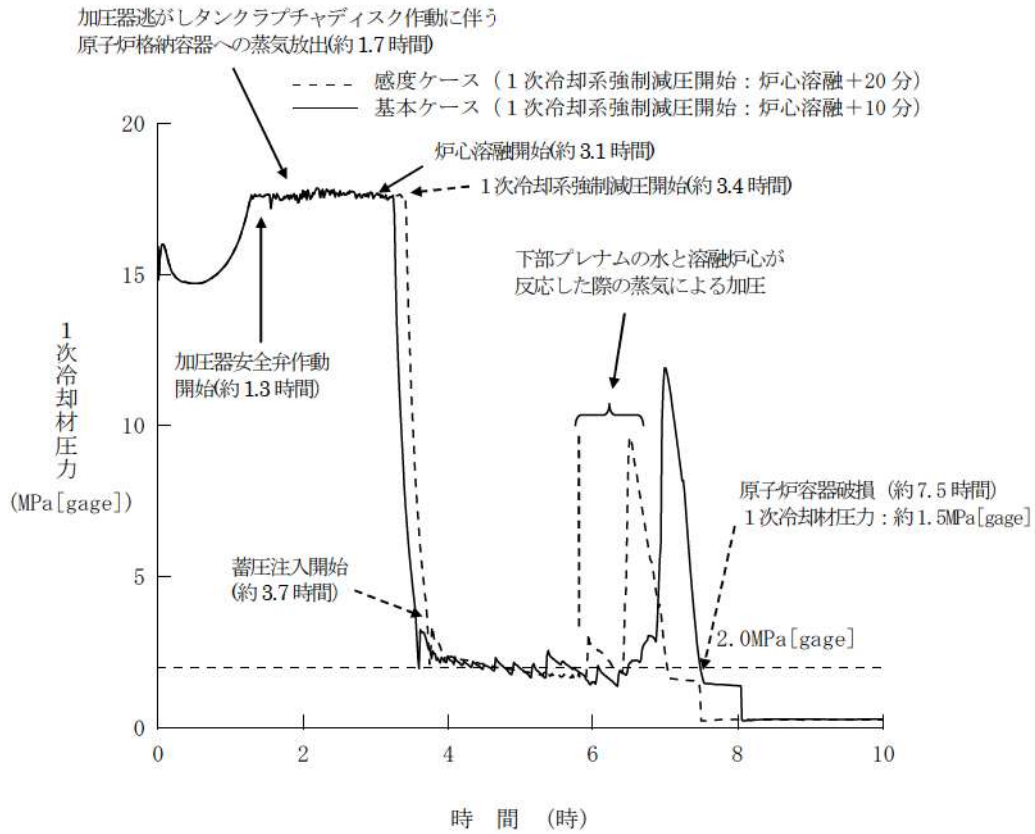


図1 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

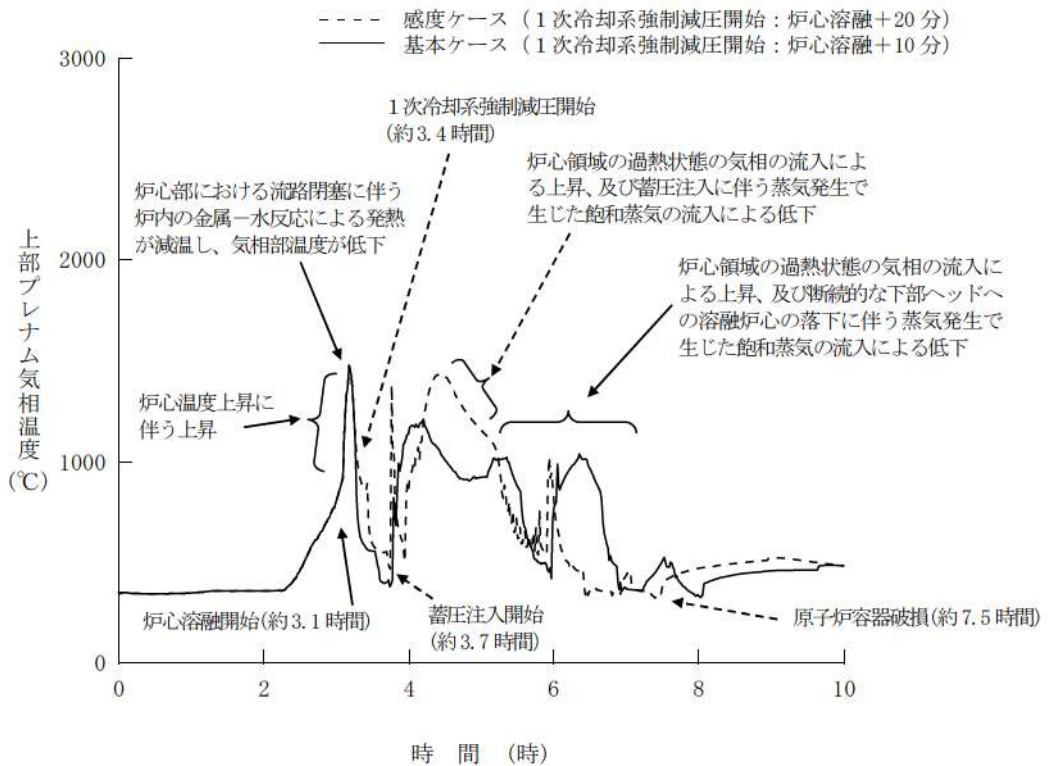


図2 上部プレナム気相温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

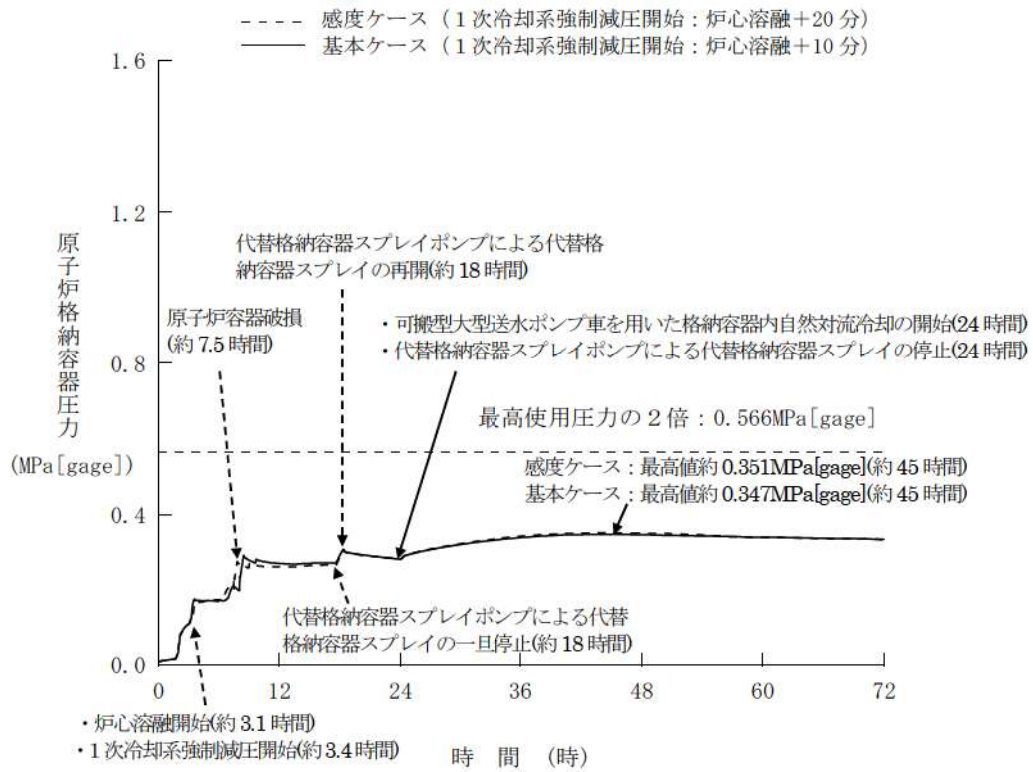


図3 原子炉格納容器圧力の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

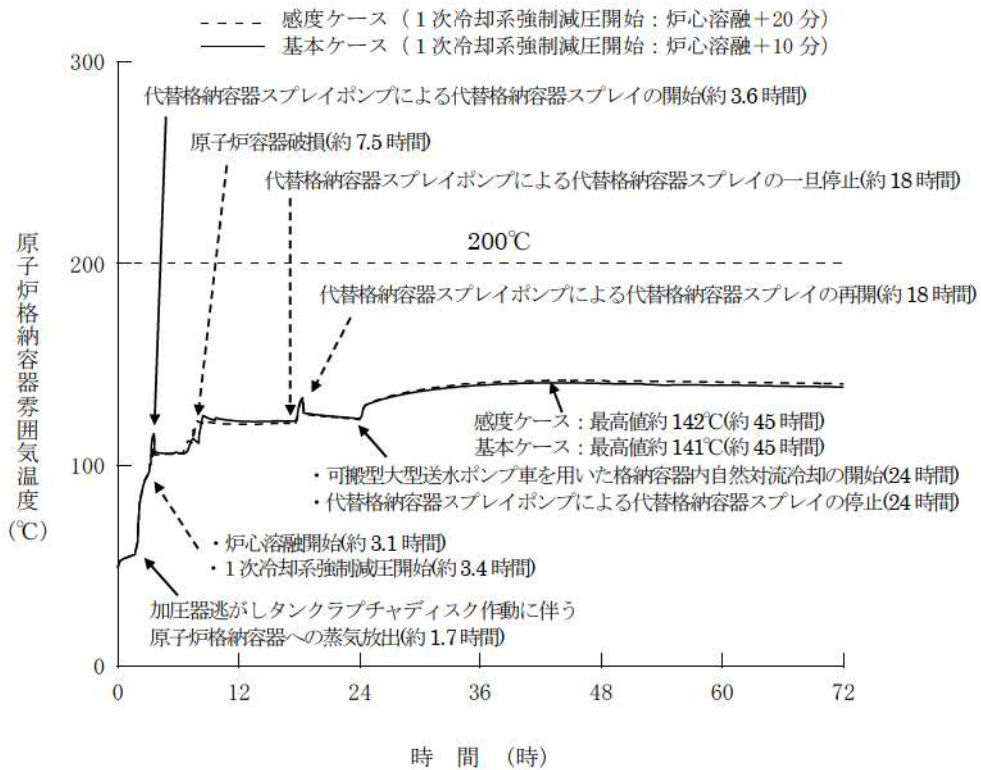


図4 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

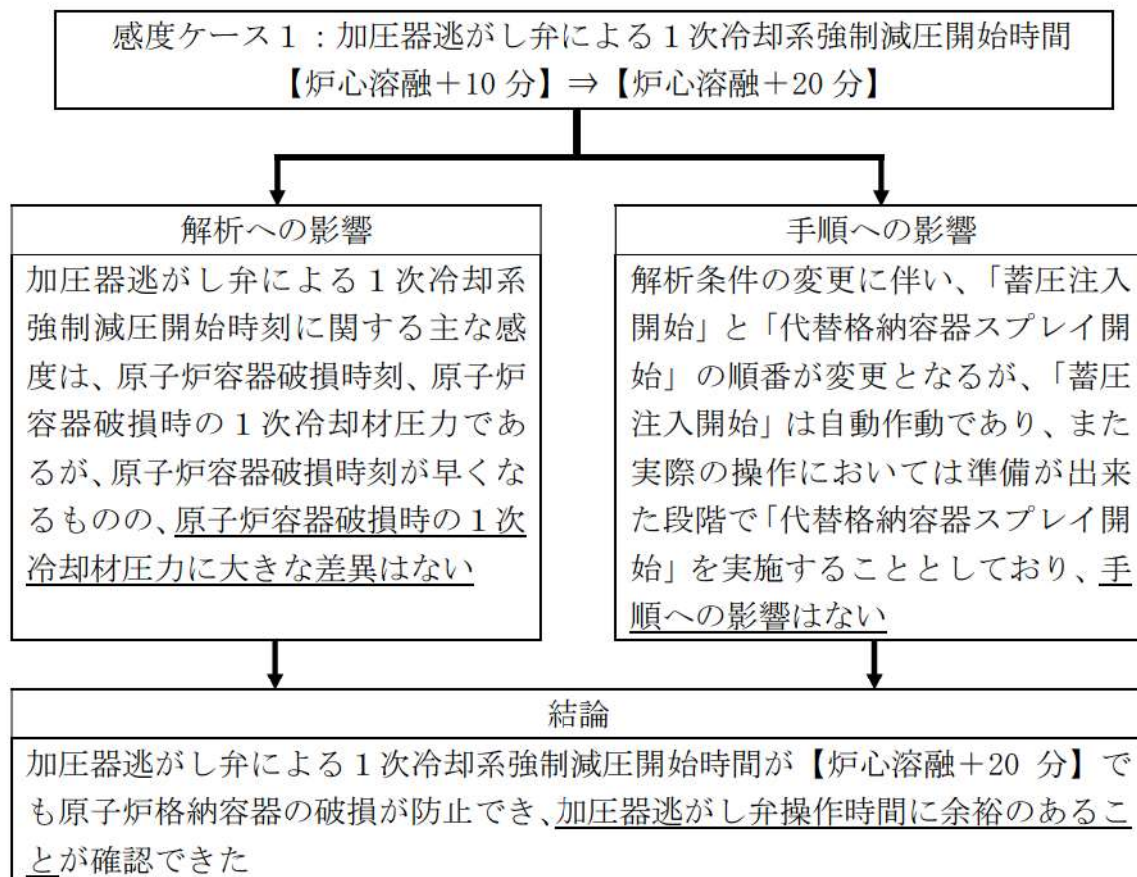


図 5 感度ケース 1 の解析、手順への影響確認結果

2. 感度ケース 2

(1) はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」における評価事故シーケンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、実操作では炉心溶融後速やかに加圧器逃がし弁操作を実施することから、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 2：加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+0 分】

(2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表 2 に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図 6～図 9 から、以下のことを確認した。

- ・ 図 6 及び図 7 の結果から、1 次冷却系強制減圧開始が早くなるため、炉心溶融進展が遅れて原子炉容器破損時刻が遅くなり、また、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。加圧器逃がし弁の強制開放時刻が早まることから、弁開放時の 1 次冷却系からの放出冷却材の温度は低く、また、上部プレナム気相温度も低下傾向となる。
- ・ 図 8 及び図 9 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

(3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 10 に示すが、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度が確認できた。

表2 基本ケースと感度ケース2の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース2	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m ³ /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
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）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1基当たり） （最低保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から0分後 （事象発生から約3.1時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m ³ 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
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	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.4時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約8.6時間後	

*：感度ケース2は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が早くなることにより「蓄圧注入開始」も早まり、溶融炉心の冷却効果が増加したため、「原子炉容器破損」までの時間が遅くなる

加圧器逃がしタンクラプチャディスク作動に伴う
原子炉格納容器への蒸気放出(約1.7時間)

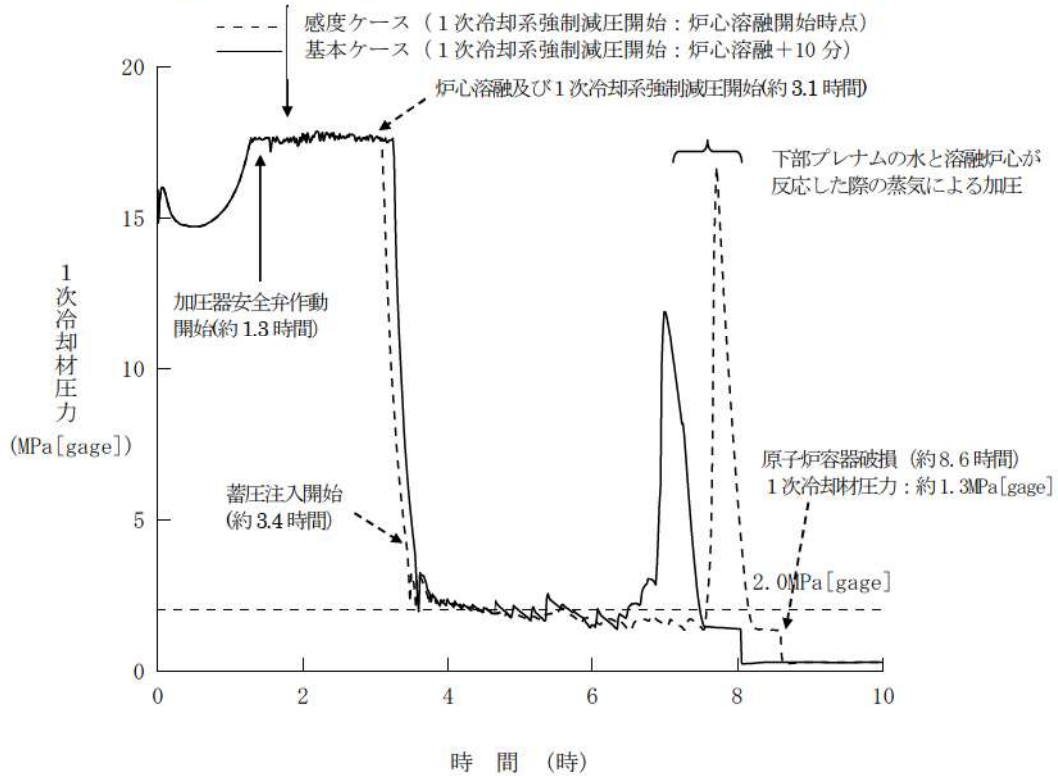


図6 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

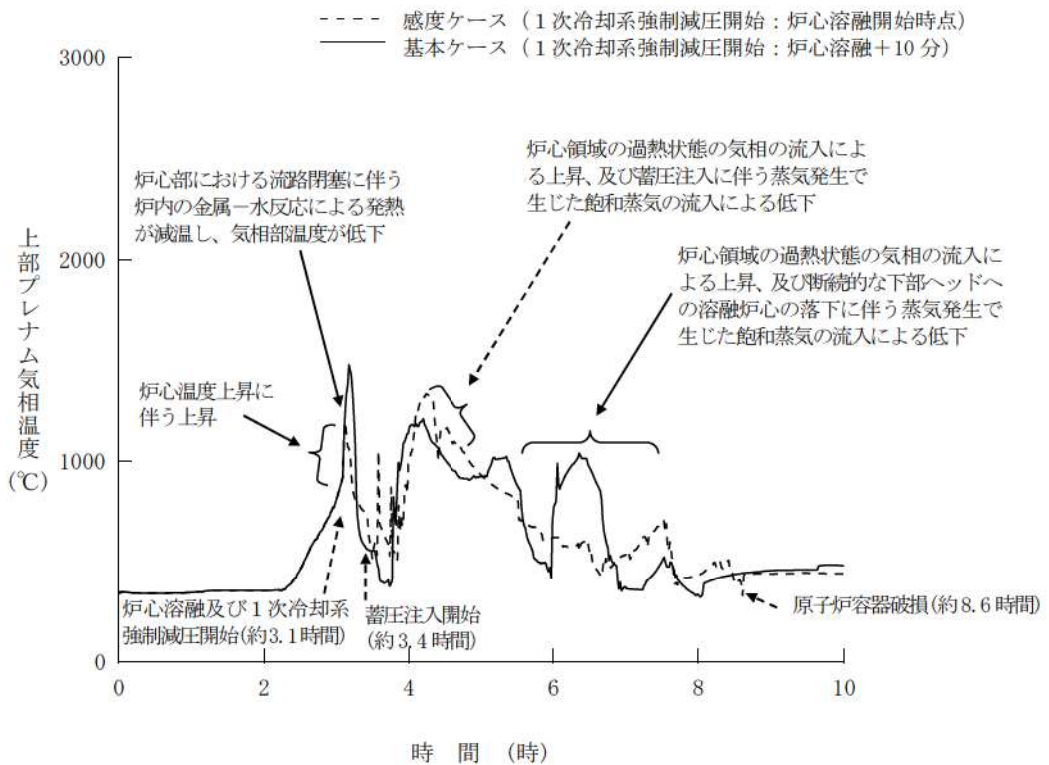


図7 上部プレナム気相温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

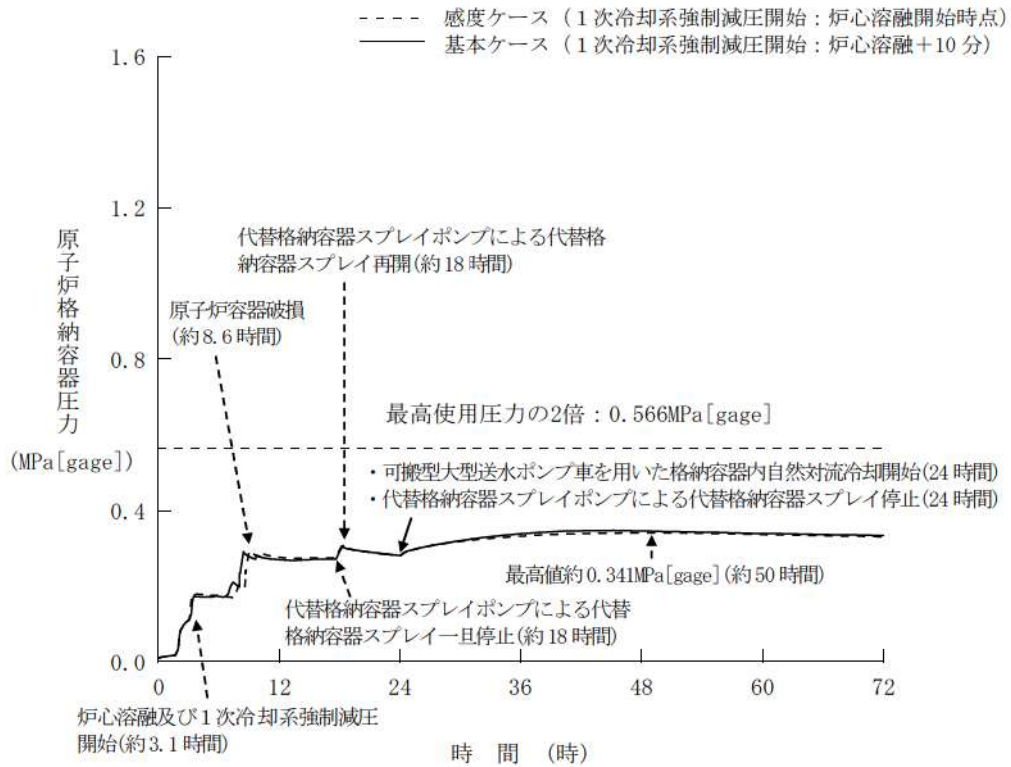


図8 原子炉格納容器圧力の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

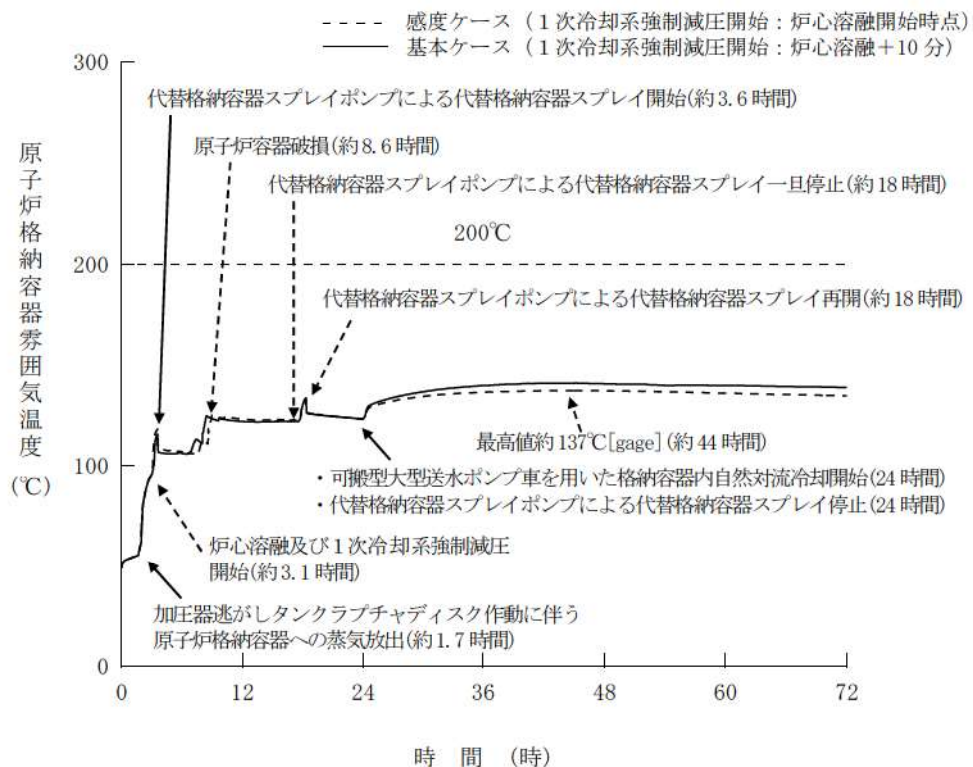


図9 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

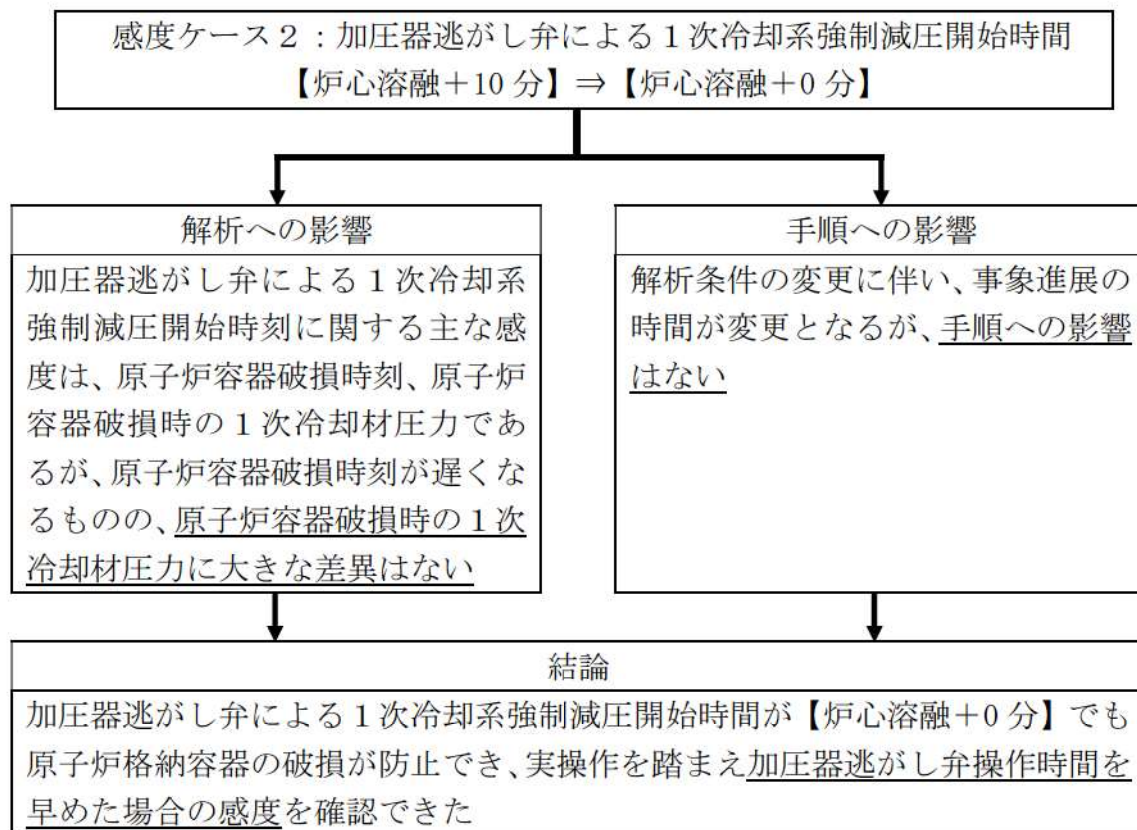


図 10 感度ケース 2 の解析、手順への影響確認結果

格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について

1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた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を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。

2. 影響確認

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生から24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、20時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

- ・原子炉格納容器注水量：6,100[m³]
- ・1次冷却系体積：380[m³]
蒸気発生器施栓率0%の体積280m³に蓄圧タンク保有水量3基分約93m³を加え、10m³単位で切上げた体積
- ・代替格納容器スプレイ容量：140[m³/h]
- ・代替格納容器スプレイポンプ起動：3.6[時間]
- ・24時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量
(24[時間]-3.6[時間])×140[m³/h]=2,856[m³]
- ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕
(6,100[m³]-380[m³]-2,856[m³])÷140[m³/h]=約20.4[時間]

以上

炉心部に残存する損傷燃料の冷却について

1. はじめに

原子炉格納容器（以下、「CV」という。）破損の事故シーケンスにおいては、炉心損傷後、熔融炉心は原子炉下部プレナムへ落下し、さらに原子炉容器破損後に破損口を通じて大部分が原子炉下部キャビティへ落下し、以降は原子炉下部キャビティ水により継続的に冷却される。

炉心部に残存する損傷燃料（以下、「残存デブリ」という。）がある状況を想定した場合、その量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部プレナムに熔融落下するため、残存デブリの量はわずかであると考えられる。

有効性評価の格納容器過圧破損シーケンス（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）については、事象進展が早く、事象発生後約 19 分で炉心損傷し、熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティへ落下する。一方で、格納容器過温破損シーケンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）は、格納容器過圧破損シーケンスと比較して事象進展が遅いため、熔融炉心が落下する時点における崩壊熱が相対的に低く、また、格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティ水位が高い状態である。

このため、格納容器過温破損シーケンスの方が、熔融炉心が炉内に残存しやすい傾向であると言えるが、解析の結果、残存デブリの量は全熔融炉心の 0.1% 未満と非常に少なく、原子炉下部プレナムに残存する熔融炉心の量も約 2% 程度であり、残る全量は原子炉下部キャビティに落下している。

これらの結果から、残存デブリが大量に残ることは考えにくいですが、以下においては炉心部に大量の残存デブリが存在すると仮定し、その冷却手段としての CV 内への注水による炉心冠水手順及びその成立性について整理した。

2. 事象発生時の対応の基本的な考え方

炉心損傷後のプラント挙動については不確定性が非常に大きいことから、あらかじめ定められた運転員の対応操作を除き、原則として対応操作は原子力災害対策本部における総合的な検討に基づいて対応方針が決定される。

対応操作の決定に当たっては、運転員からのプラント状況連絡や原子力災害対策本部が収集した情報等をもとに、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づき、操作に伴う負の影響と操作の有効性、必要度を総合的に検討する。

CV スプレイについては、CV 内水位上昇に伴う重要計測器の水没等の負の影響が考えられる場合であっても、CV スプレイの必要性がそれを上回ると判断される場合には操作実施可能としている。

したがって、CV 内の過熱状態が想定される今回のようなケースにおいては、CVの健全性確保のため必要性が高いものとしてCVスプレイを行う判断がなされるものと考えられる。

なお、後述のように炉心発熱有効長の中心高さ (T.P. 19.3m) よりも上方の位置までCV注水を行うことにより、残存デブリの冷却性が確保できると考えられる。従って、運用管理上の上限レベルとしては、残存デブリを十分に冷却しつつ、重要計測器の水没を防止する観点から、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下の水位である T.P. 20.7m に設定する。また、当該水位を検知するための水位計を設置する。

3. 具体的に想定される対応手順

CV 圧力、温度が上昇傾向にある時の冷却手順は、以下のとおりとなる。

- ①格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイ停止後、格納容器スプレイ再循環への切り替えを試みる。
- ②格納容器スプレイ再循環運転ができない場合は、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に切り替える。
また、大量の残存デブリがある場合の操作手順は概ね以下のとおりとなる。
- ③格納容器内自然対流冷却によっても CV 圧力及び温度等の指示値により CV 内が過熱状態であると判断される場合、想定される原因の一つとして炉内に熔融炉心が残存している状態を考慮して、CV 内注水を再開する。
- ④CV への過剰な注水を防止しつつ、炉心冷却が確保できる高さに設置した水位計位置 (T.P. 20.7m: CV 注水制限量約 6,100m³) まで水位が上昇した場合、注水を停止する (CV の冷却は格納容器内自然対流冷却による)。

4. 対応手順の成立性

(1) 残存デブリの冷却性

a. 残存デブリの冷却メカニズムについて

残存デブリの冷却は以下のとおり、放射伝熱並びに蒸気及び原子炉下部キャビティ水による直接冷却により行われる。

原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティ水に熔融炉心が落下すると原子炉下部キャビティは大量の蒸気で満たされる。この蒸気は、原子炉容器外周を伝わることで残存デブリのヒートシンクとなる原子炉容器や炉内構造物を冷却するとともに、破損口から原子炉容器内へ流入する蒸気が残存デブリを直接冷却する。

また、CV スプレイ等により原子炉下部キャビティ水位が原子炉容器下部に到達すれば、原子炉容器破断口から原子炉下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入する。この流入水とそれに起因する発生蒸気により原子炉下部プレ

ナムに残存する溶融炉心は直接冷却される。たとえ、原子炉容器破断口がデブリにより閉塞した場合又はそれにより一時的に原子炉容器内圧力が上昇した場合でも、デブリの溶融落下又は加圧器逃がし弁開放操作等により原子炉下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入すると考えられる。

一方、TMI 事故のように、炉心溶融するものの、原子炉容器が破損しない事象においては、炉心注水により冷却継続が可能である。なお、原子炉容器が破損するものの、破損口が閉塞する場合においても同様に炉心注水が成立する。

b. 残存デブリによる CV への影響

残存デブリが炉心部に残留する場合においても CV 内全体の発熱量は変わらないが、前述のとおり残存デブリからの放射伝熱によって原子炉容器壁面は加熱され、CV への熱放散により CV 内が過熱蒸気雰囲気になる可能性がある。

過熱蒸気雰囲気となることで格納容器再循環ユニットによる除熱性能が低下する懸念があるため、残存デブリ量と CV 内雰囲気の飽和度について別紙 1 のとおり検討した。

検討においては、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させ、冠水した残存デブリにより水蒸気が発生し、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が水蒸気の過熱に寄与するものとした。評価の結果、炉心発熱有効長の中心高さより上部の残存デブリが全炉心の 15%以下(全炉心の 85%以上が冠水)となる状況であれば、CV 内雰囲気は過熱状態にはならないと考えられるが、この量の残存デブリが炉心上部に残存する可能性は極めて低いことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで冷却性は確保できる。CV 内を冠水させた状態(評価上の仮定)を図 1 に示す。

なお、本検討結果は保守的に露出した残存デブリの崩壊熱が損失なく水蒸気を過熱する条件を用いているが、実際の蒸気流を考慮すると、原子炉容器からの放散熱により加熱された蒸気は原子炉容器外周を上昇し、ループ室に移動した後、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気と合流した後に上部ドーム部に移動する。したがって、炉心部の残存デブリが局所的な過熱蒸気を発生させたとしても、上部ドーム部における蒸気の状態に大きく影響するものではない。

さらに、炉心が冠水している状態における CV 内水位は、格納容器再循環ユニットの下端近傍まで到達していることから、格納容器再循環ユニット近傍において過熱蒸気雰囲気になることは考えられず、格納容器再循環ユニットの除熱性能への影響はない。

また、残存デブリがあり、原子炉容器からの発熱量が増加する場合でも溶融炉心全体の発熱量は変わらないことから、CV 全体で必要な除熱量も同様に変わらない。

(2) 冷却操作実施時に想定される設備への影響

残存デブリの冷却のため CV 内注水を実施した場合に考えられる影響と評価を次頁の表のとおり整理した。

a. 臨界性

冠水している残存デブリについては、冠水させている水が、ほう酸水と海水の混合したものであり、高温で密度が小さく、また、海水にもほう素濃度換算で 200ppm 程度の中性子吸収効果が見込まれるため、臨界に至る可能性は低い。

露出している残存デブリについては、残存デブリ中に冷却材が侵入し、中性子の最適減速条件が成立する場合は、臨界に至ることが考えられるが、その可能性は低いものとする。

しかしながら、無制御な臨界状態に至る事を避けるため、注水にあたっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心の臨界状態は、モニタリングポスト、CV 内サンプリングによる核分裂性希ガス濃度の測定等により行うこととなる。

b. 冠水による設備の影響

	対象物	考えられる影響	評価
1	CV 水位計	水位計の設置位置以上の水位となった場合、水位監視不能となる。	水位計の検出部は、CV 注水を行う上限レベルを直接検知する機能であるため、冠水による影響はない。仮に水位計が使用できない場合は、注水量を注水量積算、注水流量及び燃料取替用水ピット水位の変化により管理する。
2	CV 圧力計	水没した場合、CV 圧力監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
3	CV 温度計	水没した場合、CV 温度監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
4	CV 水素濃度計 (格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管)	水没した場合、水素濃度計測が不能となる。	格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管は十分な高所にあり水没しない。
5	CV 内高レンジエリアモニタ	水没した場合、放射線量監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
6	CV 構造的健全性	大量の水を注入した状態でのバウンダリ機能、耐震性に影響が生じる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 注入量の増加により CV バウンダリに水頭圧が加わるが、0.03MPa 程度であり問題とはならない。 ・ 長期的にはペネトレーション部のシール機能への影響が懸念されるが、当該冷却操作実施可否の判断材料として考慮する必要はない。 ・ 大量の水を注水した状態での耐震性評価を行い、問題ないことを確認している。(別紙2参照)
7	CV 再循環ユニット	ダクト開放機構部が水没した場合、CV の除熱が不能となる。	格納容器注水の運用管理上の上限レベルは、CV 再循環ユニットのダクト開放機構下端から 1.2m 下であるため、冷却機能に影響はない。

補足：CV 水位計の設置位置

炉心発熱有効長の中心高さ (T.P. 19.3m) よりも上方の位置まで冠水を行うことにより残存デブリの冷却性が確保できると考えられるため、CV 水位計は、運用管理上の上限レベルとして炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下の水位である T.P. 20.7m に設置する。

なお、原子炉格納容器耐震性評価については炉心発熱有効長上端が水没する水位で確認しており、CV 水位計位置から当該位置に達するまでには、代替格納容器スプレイポンプ (仕様：140m³/h) で3時間程度の余裕がある。

5. まとめ

以上のとおり、炉内に大量の炉心デブリが残存することを想定し、残存デブリの冷却性及び冷却操作による設備への影響の観点で検討を行った結果、CV内注水により CV 健全性が確保できることを確認した。

以 上

残存デブリの冷却性の評価

炉心損傷後、残存デブリが大量に存在することは考えにくいですが、仮に存在したとしても、原子炉下部キャビティ水による冠水及びヒートシンクや格納容器内自然対流冷却による CV 内の冷却により、CV 除熱が維持されることを検討評価した。

1. 評価概要

原子炉容器破損後、原子炉下部プレナム及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は最下部の原子炉下部キャビティへ流入した水により冷却され、大量の飽和蒸気を発生させる。発生した飽和蒸気は、原子炉下部キャビティから上昇し、CV 内のヒートシンク及び格納容器再循環ユニットにより冷却・混合され、水分を含んだ湿り蒸気となり、蒸気分圧の低下を伴いながら、CV 上部へ移流する。

また、格納容器過圧破損シーケンスのように破断口がある場合には、炉心部で発生した蒸気の挙動は原子炉下部キャビティから発生する蒸気と同様となる。

CV 内の局所における過熱度を評価することは難しいが、CV 全体挙動を考えると、格納容器再循環ユニット等の冷却によって CV 上部区画気相の温度では 8°C 程度*の差が生じていることから、この温度差に伴う飽和蒸気密度差に相当する水分量が CV 内に滞留していることになる。

※ 格納容器過温破損シーケンスにおいて、スプレイ時点以降で原子炉下部キャビティ区画と CV 上部区画との温度差が最小となる値

したがって、仮に残存デブリの崩壊熱の全エネルギーが水蒸気の過熱に寄与すると保守的に仮定したとしても、崩壊熱が水分の蒸散熱を下回る場合は CV 雰囲気は過熱状態にはならないと考えられる。

2. 評価における想定

- ・ 炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させるものとする。その状態で一部の残存デブリが水面から露出し、崩壊熱により CV 雰囲気を過熱させるものとする。
- ・ 燃料は最も高温である中心部から溶け始め、上部が中心部に溶け込むように崩壊しながら溶融が進むと考えられることから、燃料上部の一部が下部プレナムに溶融落下し、原子炉容器を破損させた状態を想定する。
- ・ 核分裂生成物を多く含む発熱密度の高い領域は、自身の溶融により下部に流下すると考えられるが、保守的に残存デブリの発熱密度は均一と仮定する。

- ・ 原子炉容器は破損しているものと仮定し、破損口から CV スプレイ水が流入することにより、炉心は冠水する。
- ・ 保守的に少なめの水分発生量とするため、格納容器過温破損シーケンスにおいて、CV スプレイ停止以降で原子炉下部キャビティ区画と CV 上部区画との温度差が小さい時点（温度差：約 8℃）の各飽和蒸気密度を代表とする。
- ・ 過熱蒸気の除熱源として、原子炉容器及び炉内構造物を介した原子炉下部キャビティ水による冷却等があるが、ここでは保守的に考慮しない。

3. 評価内容

原子炉容器破損後において、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気が CV 上部ドーム部に達するまでに凝縮され発生する水分量を、それぞれの区画における飽和蒸気密度から求め、その水分の蒸散熱に相当する熱量と露出した残存デブリからの発生熱（崩壊熱）とを比較する。

原子炉下部キャビティの飽和蒸気が CV 上部区画間に移流する間において、凝縮して水分となる割合（水分発生割合）を以下の式により求める。

$$F_{\text{mist}} = (\rho_{\text{st, gen}} - \rho_{\text{st, CV}}) / \rho_{\text{st, gen}} \quad \dots \dots (1)$$

F_{mist} : 水分発生割合 = 0.18 (—)

$\rho_{\text{st, gen}}$: 原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気密度 = 2.44 (kg/m³)

$\rho_{\text{st, CV}}$: 格納容器上部ドーム部における飽和蒸気密度 = 2.00 (kg/m³)

原子炉下部キャビティや炉心部内で冠水した箇所からの蒸気発生速度に水分発生割合を乗じ、水分の生成量 V_{mist} を求める。

$$V_{\text{mist}} = Q_s \cdot \alpha / h_{\text{fg}} \cdot F_{\text{mist}} \quad \dots \dots (2)$$

Q_s : 残存デブリの崩壊熱 (kW)

α : 冠水している残存デブリの割合 (—)

h_{fg} : 蒸発潜熱 (kJ/kg) (=2,119 kJ/kg)

発生した水分を全て蒸発させるのに必要なエネルギー Q_{Vmist} は、以下のとおりである。

$$Q_{\text{Vmist}} = V_{\text{mist}} \cdot h_{\text{fg}} = 0.18 \alpha \cdot Q_s \quad \dots \dots (3)$$

これより、発生した水分を蒸発させるのに必要なエネルギー Q_{Vmist} と、露出した残存デブリの崩壊熱 Q_{sh} が等しくなる ($Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}}$) 場合の冠水割合 α を算出する。

$$Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}} (=Q_s (1 - \alpha))$$

$$\alpha = 0.85 \quad \dots \dots (4)$$

(4)式より、露出した残存デブリが全溶解炉心の 15%以下であれば、その崩壊

熱はCV内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回るため、CV内は過熱雰囲気にはならないと考えられる。

なお、評価で仮定したように全溶融炉心の15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、冷却性は確保できるものとする。

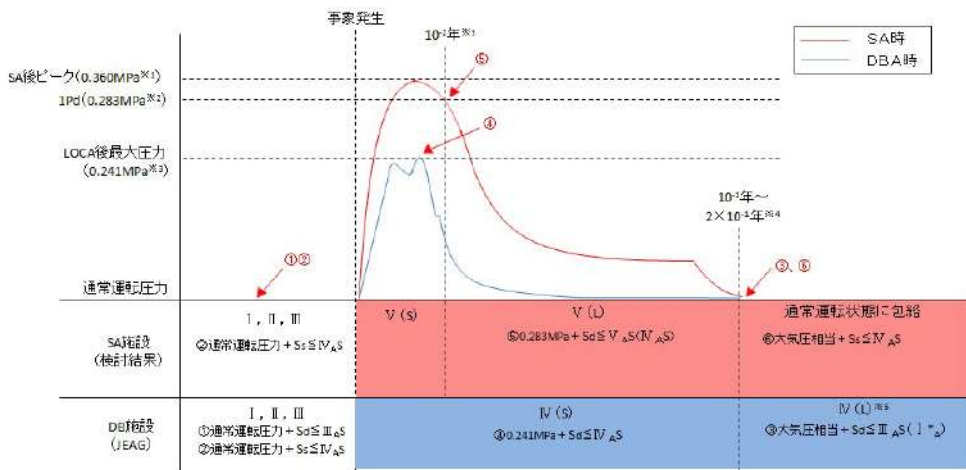
以 上

泊 3 号機 格納容器内冠水時の耐震性評価について

炉内残存溶融デブリの冷却を目的として格納容器内冠水操作を行った場合を想定し、格納容器の耐震性評価を実施した。

(1) 評価条件

- ・水位は格納容器炉心発熱有効長上端が水没する T.P. 21.172m とする。
 - ・耐震性評価に用いる地震力と他の事象の組み合わせについては、「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組み合わせ」の考え方に従い、検討した。
- 図 1 の通り⑤重大事故後の格納容器内温度・圧力と基準地震動 Sd による地震荷重との組み合わせと⑥大気圧相当と基準地震動 Ss による地震荷重の組み合わせが考えられるが、より厳しい⑤の条件での評価を行った。



※1: 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価結果
 ※2: 原子炉格納容器の最高使用圧力
 ※3: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果
 ※4: 事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。
 ※5: SA施設としてのCVについても確認する。

図 1 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する CV の許容応力状態の比較 (概念図)

耐震性評価にて考慮する荷重は以下の通りとした。

- ① 自重 (ポーラクレーン重量含む)
- ② 格納容器内圧 (最高使用圧力)
- ③ 地震荷重 (Sd)
- ④ 格納容器内の水による荷重 (水頭圧+地震時)

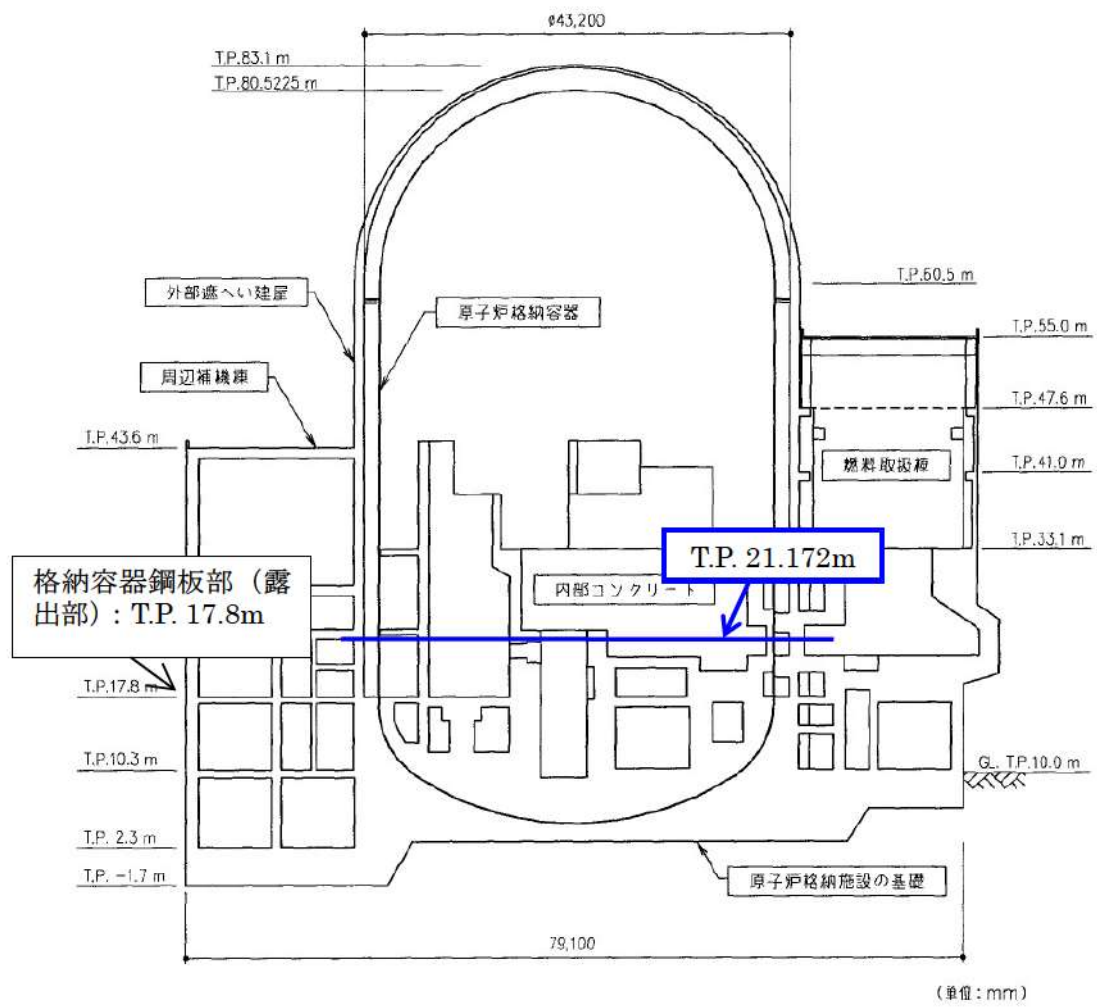


図2 原子炉格納容器断面図

(2) 格納容器内の水による荷重

格納容器内に溜まった水が、基準地震動 S_d により格納容器脚部へ作用する場合の荷重を検討した。

荷重 (F) は、水頭圧 (F_g) に加え、円筒容器に水が溜まった状態でスロッシングした場合の荷重 (F_{sd}) を算定する。

・算定条件及び検討結果

格納容器内の諸元及び入力条件を表 1 に示す。設計確認用の荷重条件は、保守的に格納容器を矩形として簡略化した形状について、Housner の理論の矩形タンクの式により算出する。Housner の理論式については添付に示す。

なお、水深については再下階の床面 (T.P. 17.8m) から T.P. 21.172m まで水が満ちているものと考えて評価を実施する。実際は内部コンクリートによる障害物があるため、動圧は低減されるものと考えられるが、保守的に無いものとして算定した。算定結果を図 4 に示す。

表 1 容器諸元及び入力条件

水深 (m)	平面形状 (m)	スロッシング周期 (sec)	衝撃圧算定用加速度 (m/s^2)	揺動圧算定用加速度 (m/s^2)
3.37	40 (直径)	約 14 秒	3.8 (質点 IC46)	0.98 注

注) 保守的に 5 秒の応答加速度とした

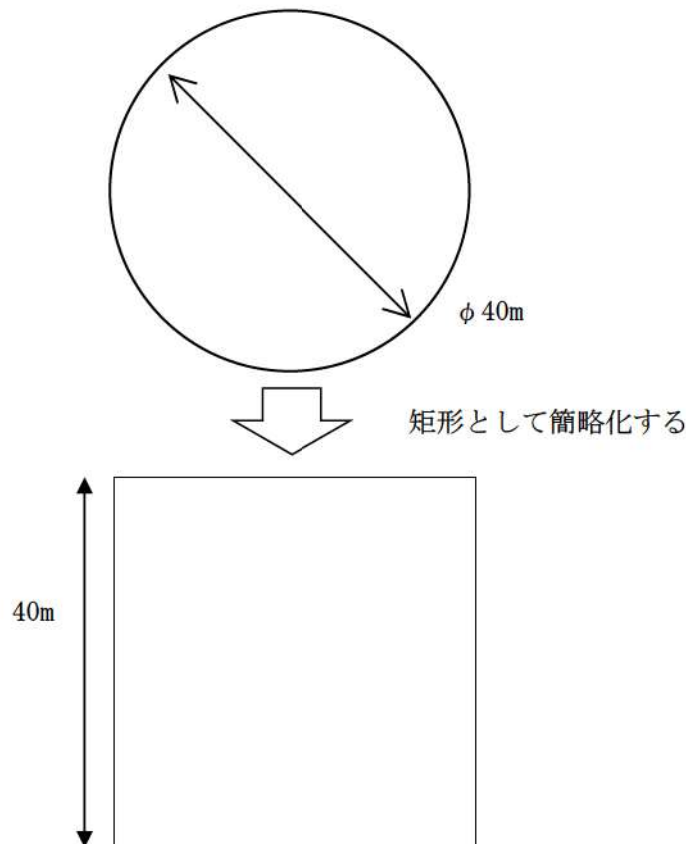


図 3 格納容器内スロッシング荷重算出用概略図

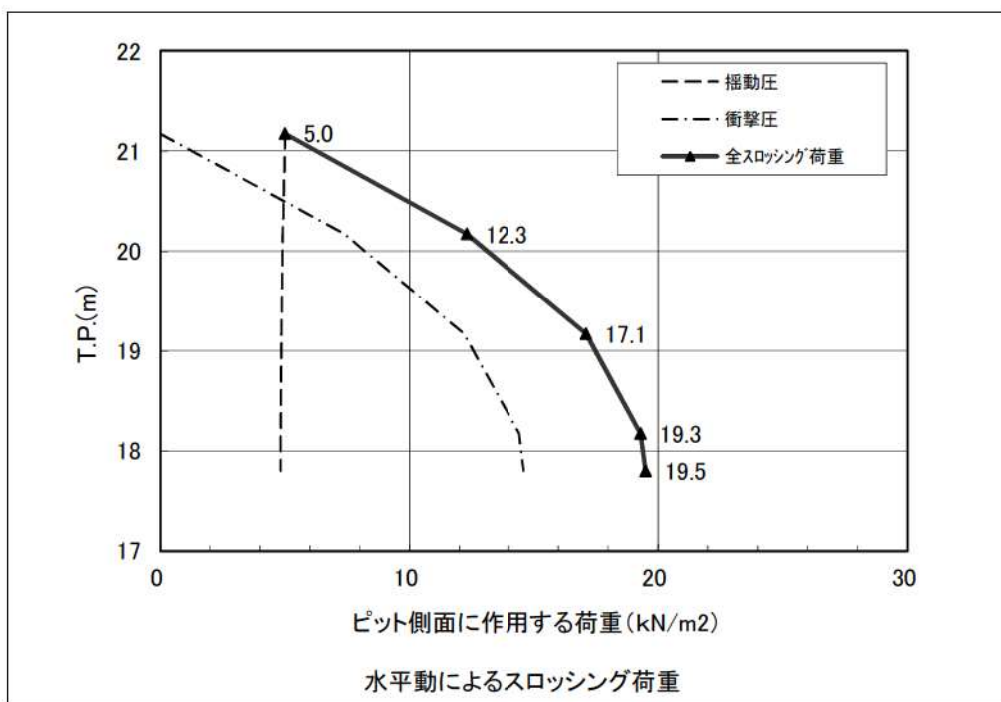


図4 Sd地震動における水平動によるスロッシング荷重

$$F_g = 1 \times 10^3 (\text{kg/m}^3) \times 9.80665 (\text{m/s}^2) \times 3.37 (\text{m}) \approx 0.034 (\text{MPa}) \quad (\text{水頭圧})$$

$$F_{Sd} = 19.5 (\text{kN/m}^2) \approx 0.020 (\text{MPa}) \quad (\text{スロッシング荷重})$$

$$F = F_g + F_{Sd} = 0.054 (\text{MPa})$$

(3) 格納容器本体への影響評価

重大事故後（格納容器内圧 $1P_d:0.283\text{MPa}$ の状態）に格納容器脚部へ作用する（1）に示した荷重に対し、格納容器の応力評価を実施した。

「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601・補-1984）の第2種容器の許容応力状態 $IV_A S$ の値を用いる。算出温度は 132°C （最高使用温度）とする。概略評価の位置づけとして、評価応力は一次一般膜応力とする。

表2 荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界（許容応力状態 $IV_A S$ ）	
① 自重（ポーラクレーン重量含む） ② 格納容器内圧（最高使用圧力） ③ 地震荷重（ S_d ） ④ 格納容器内の水による荷重（水頭圧+地震時）	温度 ($^\circ\text{C}$)	一次一般膜 応力強さ (MPa)
		S_y
	132	234*

※設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）による。

表3に示すとおり、発生する応力強さは基準値を満足する。

表 3 応力強さの評価結果

地震ケース	自重+CV内圧 ^{注1)}			地震 ^{注2)}			水圧(地震分含む) ^{注3)} 注4)			合計		
	一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ		
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$
S _d	-69.3	127.6	-58.3	-30.4	0	30.4	-24.4	24.4	0	-125	152	-28
応力強さの限界												
S _y = 234												

注1) CV内圧は最高使用圧力としている。

注2) 金ヶ崎の S_d 地震動による結果

注3) S_d 地震水平動により CV 脚部(T.P. 17.8m)のスロッシング荷重が、冠水深さに一様に作用するとして応力を算出。

注4) 水圧により生じる応力各成分は次の通り。 $\sigma_x = -0.1\text{MPa}$, $\sigma_y = 24.3\text{MPa}$, $\sigma_z = -0.1\text{MPa}$

添付

1. 動水圧算出式

動水圧の算出には、Housner の矩形タンクの式を用いる。本計算式は動水圧を衝撃圧 (Impulsive Pressure) と揺動圧 (Convective Pressure) に分けて求める。以下に計算式を示す。

(1) 衝撃圧 (Impulsive Pressure)

自由水と固定水に分けて計算を行う。(ただし、 $h < 1.5L$ の場合は全て自由水として計算を行う。)

(i) 自由水 ($y < 1.5L$)

$$P_I = \gamma A_0 h \sqrt{3} \left\{ \frac{y}{h} - \frac{1}{2} \left(\frac{y}{h} \right)^2 \right\} \tanh \left(\frac{\sqrt{3}L}{h} \right) \quad (1)$$

(ii) 固定水 ($1.5L \leq y \leq h$)

$$P_I = \gamma A_0 L \quad (2)$$

P_I : 衝撃圧 (Impulsive Pressure) [N/m^2]

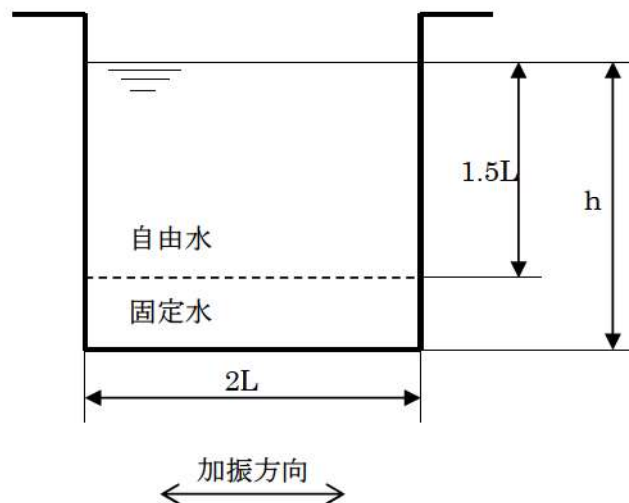
γ : 液体 (水) の比重量 [kg/m^3]

A_0 : 入力 (床) 加速度 [m/s^2]

h : 水深 [m] ($h > 1.5L$ の細長いピットの場合 $h = 1.5L$)

y : 水面からの深さ [m]

L : ピットの加震方向の長さの $1/2$ [m]



(2) 揺動圧 (Convective Pressure)

揺動圧の計算は、 h の値にかかわらず“全深さ”を基として計算を行う。

$$P_c = \gamma \frac{L^2}{3} \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{\cosh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h-y}{L}\right)}{\sinh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right)} \omega^2 \theta_h \sin(\omega t) \quad (3)$$

$$\omega^2 = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{g}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (4)$$

$$\theta_h = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{S_D}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (5)$$

P_c : 揺動圧 (Convective Pressure) [N/m^2]

ω : ピット水の固有円振動数 [rad/s]

θ_h : ピット水の自由振角度 [—]

S_D : ω における変位応答スペクトル値 [m]

cf. $S_D \doteq S_V / \omega \doteq S_A / \omega^2$

S_V : 速度応答スペクトル値 [m/s]

S_A : 加速度応答スペクトル値 [m/s^2]

炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について

原子炉格納容器冠水操作を含む溶融炉心の冷却手段のうちからいずれかを選択する際には、溶融炉心の状態、原子炉容器破損の有無及び操作実施時に予想される「負の影響」が主な判断材料となる。

ここではそれらに着目して、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づく影響緩和操作選択の考え方について別紙のとおり整理した。

考え方は別紙のとおりであるが、実際に炉心損傷度合、崩壊炉心の位置、冷却状態及び影響緩和操作に伴う負の影響等を精度よく把握することは困難であり、原子力災害対策本部は限られた情報を元に総合的な検討を行い、時間の制約下で事象の局面に応じた手段を選択することになる。

これらの判断能力を高めるためには、災害対策本部要員の力量を向上させることが有効であることから、シビアアクシデントに関する教育・訓練を充実させていくこととする。

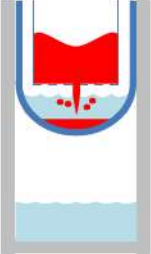
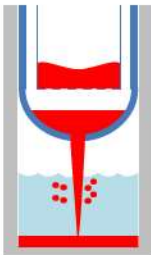
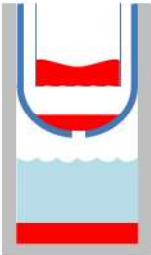
以 上

炉心損傷後の操作の判断について

1. 炉心損傷後の原子炉の挙動

炉心損傷後の事象進展と事象把握のための判断材料は下表のとおり整理した。

表1 事象進展の内容及びその判断材料

事象	事象進展の内容及びその判断材料
炉心損傷	(判断基準) <ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度：350℃ 格納容器内エリアモニタ：$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$
下部プレナムへの 溶融落下 	溶融デブリが落下し、下部プレナムの冷却水と反応する。1次冷却系に破損口がある場合は、発生した蒸気が原子炉格納容器の圧力上昇に寄与する。また、1次冷却系に破損口がない場合(1次冷却材圧力が高い事象)は、発生蒸気により1次冷却材圧力が上昇する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力の上昇(1次冷却系の破損口がある場合) 1次冷却材圧力の上昇(1次冷却系の破損口がない場合) 【参考】 1次冷却系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、1次冷却材圧力が約10MPa程度一時的に上昇。
原子炉容器破損及び下部キャビティへの溶融落下 	原子炉容器が破損し、破損口から水素及び水蒸気が放出するとともに、溶融デブリがキャビティ水中に溶融落下することでキャビティ水の沸騰が生じる。また、1次冷却系に破断口がない場合は、原子炉容器破損後、1次冷却材圧力が急激に低下する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力・温度上昇 水素濃度の上昇 1次冷却材圧力急減(1次冷却系の破損口がない場合) 【参考】 1次冷却系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、原子炉容器破損後1次冷却材圧力が約1.4MPaから約0.3MPaまで低下。
炉心部に大量の溶融デブリが残存 	大量の残存溶融デブリが原子炉格納容器を過熱蒸気雰囲気にし、格納容器再循環ユニットの除熱性能を低下させる可能性がある。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> 事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に溶融デブリが残存している可能性がある。 原子炉格納容器圧力と温度から過熱状態を確認 (原子炉格納容器圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過 (原子炉格納容器圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下*

※ 「格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差」

格納容器再循環ユニットは、過熱蒸気雰囲気では除熱性能が低下することが考えられる。格納容器再循環ユニットの除熱性能は130℃の飽和蒸気条件下において、約5.5MW/台であるため、冷却水流量82m³/h/台及び比熱1cal/cm³/℃とすると、冷却水出入口温度差は約60℃となる。

$$5.5\text{MW/台} \div 82\text{m}^3/\text{h/台} \div 1\text{cal}/\text{cm}^3/\text{℃} = \text{約}60\text{℃}$$

2. 溶融炉心の冷却手段と操作実施の判断材料

(1) 炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水の考え方

炉心損傷後は事故時影響の緩和、すなわち、周辺環境へのFP放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持することが最も重要であるため、炉心注水よりも格納容器スプレイを優先して実施する。

一方で、原子炉容器破損前であれば、炉心注水により原子炉容器破損を防止することで、溶融炉心の分散やコンクリート侵食の発生を未然に防止することができる。

炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水について、下表のとおり整理した。

表2 炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水の考え方

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
炉心損傷後、原子炉容器破損前の炉心注水 (通常、低温側配管からの注入となるが、原子炉容器破損後であれば低温側配管からの注入水は、炉心部をバイパスすることが考えられるため、高温側配管から注入する等の措置を検討する)	[正] 溶融デブリの冷却 [正] 蒸気発生抑制による原子炉格納容器減温・減圧 [負] 急速蒸気生成による原子炉格納容器圧力スパイク [負] 水素生成 [負] 炉心注水が途中で停止した場合、その後に大量のデブリが残存する可能性あり	著しい炉心損傷 ^{※1} に至っていない場合は、解析結果から原子炉容器破損防止に成功する可能性が高いため、格納容器スプレイに支障を与えない ^{※2} ことを確認した上で炉心注水を行う。 著しい炉心損傷に至っている場合は、事象進展を把握しながら、正負の影響を考慮した総合的な判断のもとに炉心注水の是非を決定する。

※1 解析結果をもとに炉心損傷後1時間を「著しい炉心損傷」を判断する目安としている。(今回の有効性評価において最も事象進展の早い格納容器過圧破損シーケンスでは、事象発生後約19分で炉心溶融し、その後約1時間で原子炉容器破損に至る。)ただし、1.章に示すとおり、事象進展が遅く、炉心損傷後1時間以上経過しても下部プレナム部への溶融落下が発生していないと考えられる場合等は「著しい炉心損傷」に至っていないものと判断する。

※2 代替格納容器スプレイポンプの水源は格納容器スプレイと同じ燃料取替用水ピットであるため、炉心注水する場合は、燃料取替用水ピットの残量及び補給水量を考慮して、炉心注水を判断することになる。

(2) 原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水及び炉心注水の考え方

原子炉格納容器への注入制限量（約6, 100m³）に達し、格納容器スプレイ等を停止した後、格納容器再循環ユニットによる冷却によっても、原子炉格納容器が過熱状態であると判断される場合、以下のとおり操作による正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断のもと、原子炉格納容器への注水又は炉心注水の是非を決定することとなる。

表3 原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水及び炉心注水の考え方

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
①原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水	[正] 溶融デブリの冷却 [正] 原子炉格納容器過熱抑制による原子炉格納容器減温・減圧 [負] 急速蒸気生成による原子炉格納容器圧力スパイク [負] 水素生成 [負] 再臨界 [負] 水没による設備影響	事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に溶融デブリが残存している可能性があることを念頭に、以下の様な原子炉格納容器が過熱状態であることを判断し、正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。 <原子炉格納容器過熱状態の判断> ・原子炉格納容器内圧力と温度から過熱状態を確認 ・(原子炉格納容器内圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過 ・(原子炉格納容器内圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下
②原子炉容器破損後の炉心注水		①の原子炉格納容器内への注水操作を実施したとしても原子炉格納容器が過熱状態にある場合は原子炉容器が破損していない場合又は破損口が閉塞している場合が想定される。この場合においても同様に正負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る1次系モデル (加圧器モデル) は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	加圧器における冷却材放出に係る1次系モデル (加圧器モデル) は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが有効性評価の結果に与える影響はない。	
	蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位は適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位を適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
		冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位は適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位を適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位を適正に評価。液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向があることを確認。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位は適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位を適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	○HDR 実験解析及びCSITF 実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については十数℃高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については十数℃高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	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	再循環ユニットモデル	・格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ・水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃未満の範囲で高めに評価。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることかから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることかから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約26分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>
	1次系内FP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>PHEBUS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価される燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PHEBUS-PP実験解析において、燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることとが確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われる。したがって、運転員等操作時間には影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PHEBUS-PP実験解析において燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なFP放出割合は同程度となっている。また、FP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ricour-Spalding のエントレインメント係 数」「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破 損口径」に関して格納容器破砕防止の「原 子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイ クの不確かさを確認。	炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心挙 動)	○ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体 積状態が既知である場合の溶融炉心とコ ンクリートの伝熱及びそれに伴うコンク リート侵食挙動について妥当に評価でき ることを確認。 ○MCCI 現象の不確かさを要因として以下を抽 出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricour-Spalding のエントレインメント 係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水-溶融炉心間の熱伝達係数	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認されているが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	溶融炉心とコンク リートの伝熱				
	コンクリート分解及 び非凝縮性ガス発生				
原子炉格納容器内 FP 挙動		核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCVE 実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動に係る核分裂生成物モデルは、ABCVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動に係る核分裂生成物モデルは、ABCVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響		評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件				
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MWt) × 1.02	100% (2,652 MWt)	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が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、崩壊熱及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21 MPa [gage]	15.41 MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 ± 2.2°C	306.6°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次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧及びスプレイ実施)に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、格納容器への放出エネルギーが小さくなり、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m³	66,000m³	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い値を設定。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上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいと、原子炉格納容器圧力上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	設計値	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い値を設定。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大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。			

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。 原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却水喪失 			
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5m ³ /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間に与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はほとんどない。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
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 1.8秒)	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として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て応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷開始又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入タイミングが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心損傷は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 3.6MW～約 6.5MW)	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 4.4MW～約 7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間は変わらない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間は変わらない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度を実施した結果、事象発生後の 24 時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイター	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるよう、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）

評価事故シーケンス【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m³（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：140m³/h 事象発生後約 3.6 時間以降運転

○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価）

燃料取替用水ピット水量 1,700m³ ÷ 代替格納容器スプレイ流量 140m³/h
 + 3.6 時間 = 約 15.7 時間

< 補給可能時間 >

可搬型大型送水ポンプ車による補給可能開始時間：事象発生後の 12.9 時間

○水源評価結果

燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

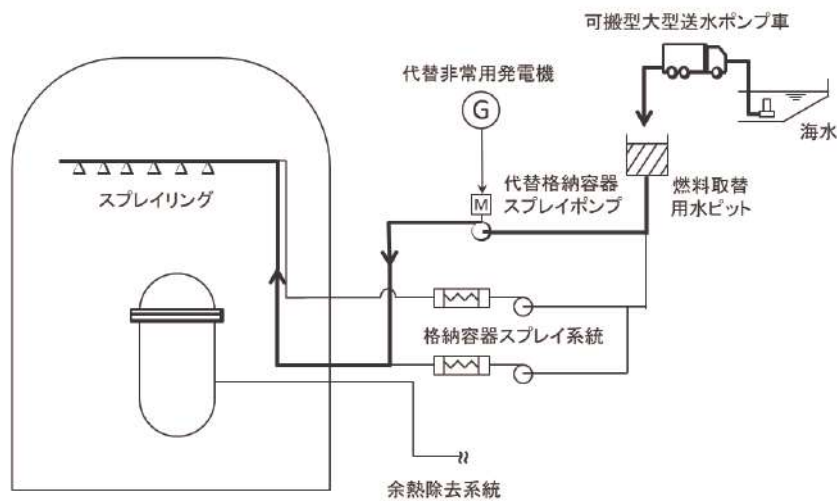


図 1 概略系統図

2. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約 411 L/h×2台×24h×7日間=約 138,096L=約 138.1kL
		緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台)起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間 =約 19,185.6L=約 19.2kL
		<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1台×24h×7日間=約 12,432L=約 12.5kL
		<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1台×24h×7日間=約 12,432L=約 12.5kL
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 182.3kL	
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約 540kL)及び燃料タンク(SA)(約 50kL)の合計約 590kLにて、7日間は十分に対応可能	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE722 r. 10. 0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

添付資料 目次

- 添付資料7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料7.2.2.5 原子炉容器の破損位置について

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，SED，TEI，TED，SEI，TEW，SLW，SLI及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素の急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁の開操作により1次冷却系の減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。また，その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから，代替格納容器スプレイポンプ及びC，D－格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気を冷

却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、1次冷却材圧力が高い状況で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策

を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し，格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち，評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で，原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし，時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」である。

なお，本評価事故シーケンスにおいては，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた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の有効性を確認する観点から，原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって，本評価事故シーケンスは「7.2.1.2 格納容器過温破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における1次側，2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における2次側水位変化，ドライアウト
- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙

動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心の挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより1次冷却材圧力等の過渡応答を求める。

(添付資料7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2.1表に示す。

(添付資料7.2.1.2.1)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(添付資料7.2.2.5)

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3) a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。

(添付資料7.2.1.1.13)

なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ること

から、加圧器逃がし弁は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.2.2, 7.2.1.2.3, 7.2.1.2.4)

b. 評価項目等

1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約8.0時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。

なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、1次冷却材圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び熔融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す

(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」にて評価項目を満足することを確認している。

7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備によるECCS等の安全機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉容器が破損する前に加圧器逃がし弁により1次冷却系強制減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられとされる操作として、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、加圧器逃がし弁による圧力変化、蓄圧タンクによる圧力変化、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝熱及び原子炉容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、加圧器逃がし弁質量流量、蓄圧注入

の圧力損失，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム－水反応速度，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから，解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影

響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、

原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力に対する感度が小さく，また，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力

は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

感度解析の結果，いずれのケースにおいても，原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は，蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象，加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象，並びに溶融炉心からの熱負荷，破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては，蓄圧注入開始後，蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は，加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため，1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し，その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。

また，圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について，下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり，加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから，1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって，加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと，加圧現象が小さく，加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し，感度解析を実施したが，いずれのケースにおいても，原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さ

い。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.2.2.1表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱，蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，炉心損傷開始が遅くなり，炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが，操作手順（炉心損傷の判断後，準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

また，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって，原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが，操作手順

(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕

は大きくなる。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.2.2)

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、

「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の确实さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については，「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は，運転員等操作時間に与える影響として，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが，炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，「7.2.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において，炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は，運転員等操作時間に与える影響として，実際の操作においては，準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため，操作開始が早まる可能性がある。このため，加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の

感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回

ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.2.6, 7.2.2.3)

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備している。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による

1次冷却系強制減圧，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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を実施することにより，原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の上昇抑制及び除熱が可能である。

その結果，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

また，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.2 格納容器過温破損」，放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」，熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において，それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再

循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナケンスの重要な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シビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa [gage]}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	$306.6 + 2.2^\circ\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするよう、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い値を設定。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上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
初期条件		

第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失		起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却水喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却水喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 1.5m ³ /h (1台当たり) 相当となる 口径約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)		RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
外部電源	外部電源なし		「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮		水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

事故条件

第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として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て応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
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155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

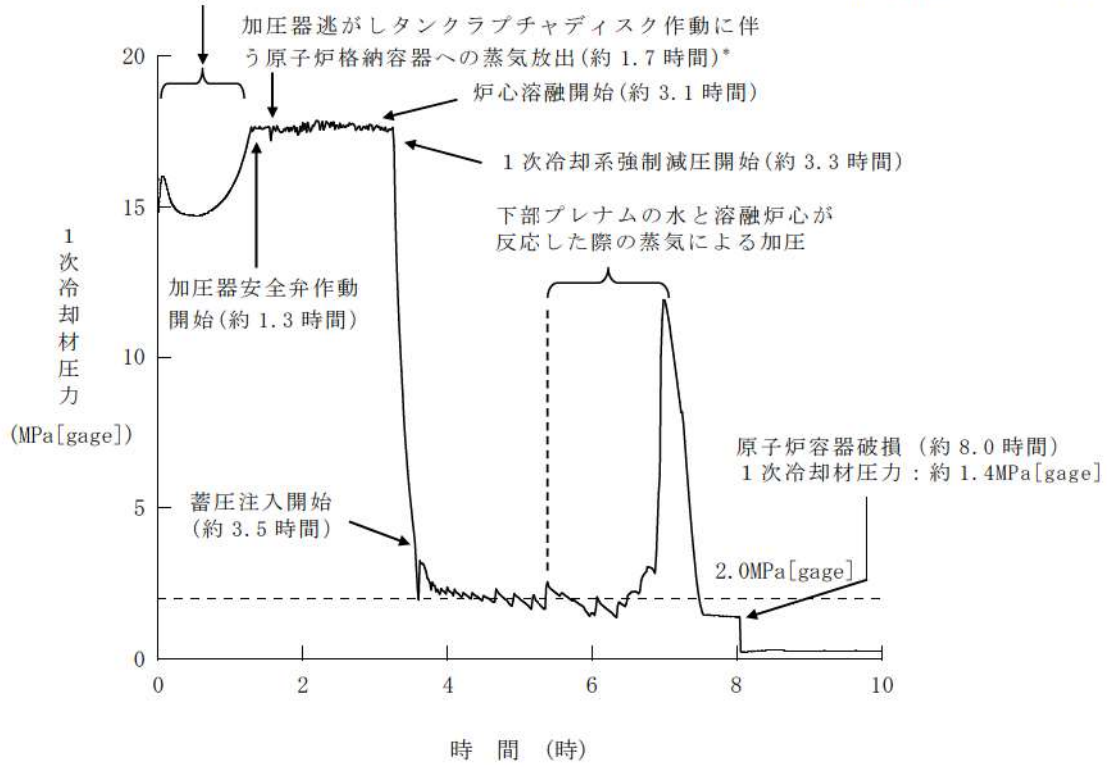
重大事故等対策に関連する機器条件

第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

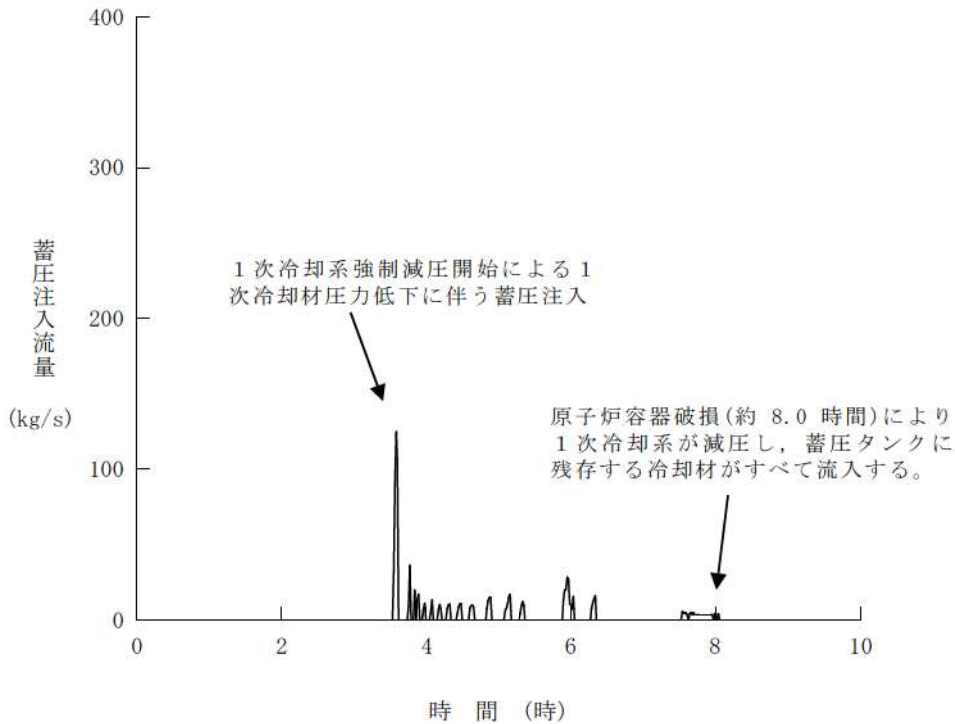
項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後	運転員等操作時間を考慮して設定。	
	代替格納容器 スプレイポン プによる代替 格納容器スプ レイの運転条 件	開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦 停止	格納容器再循環サンプ水位80% 到達 (原子炉格納容器保有水量 2,270m ³ 相当) +	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力未満 原子炉格納容器最高使用圧力到達 の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。	
	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	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	

崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。

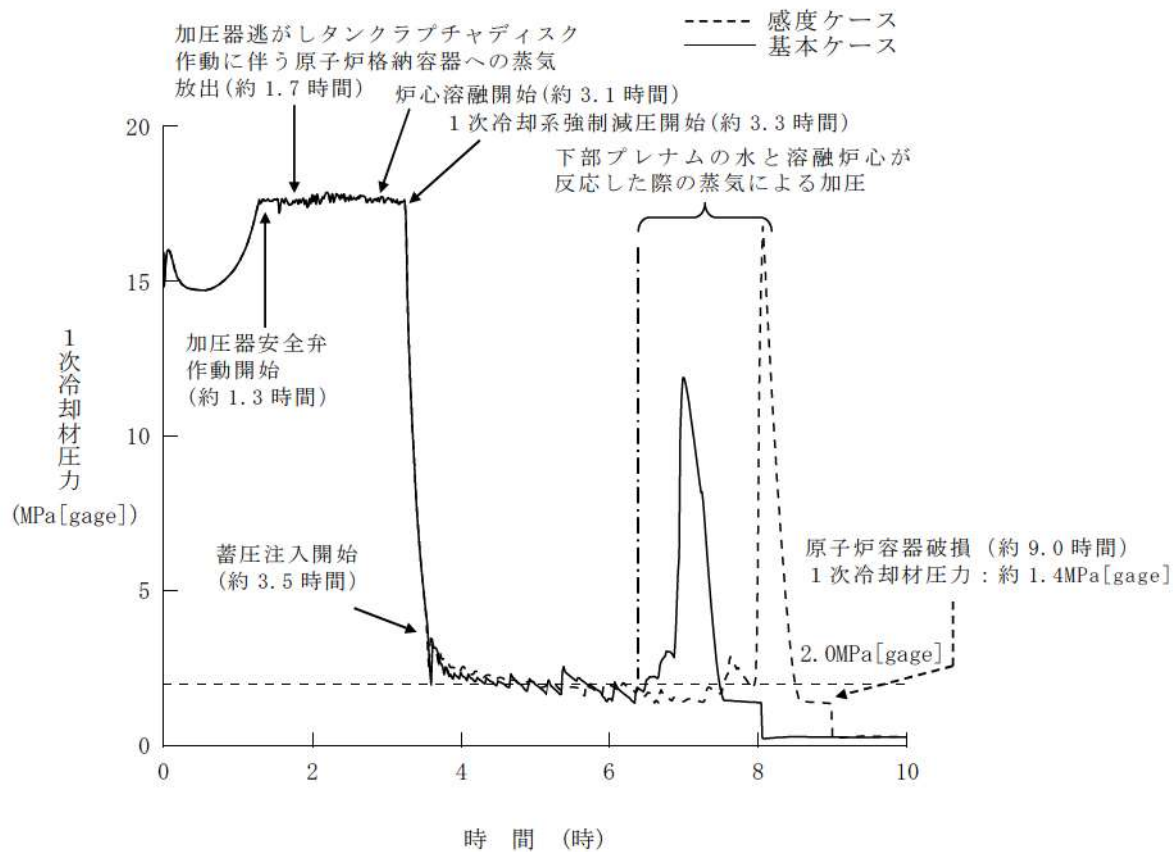
*：加圧器逃がしタンク（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



第 7.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移

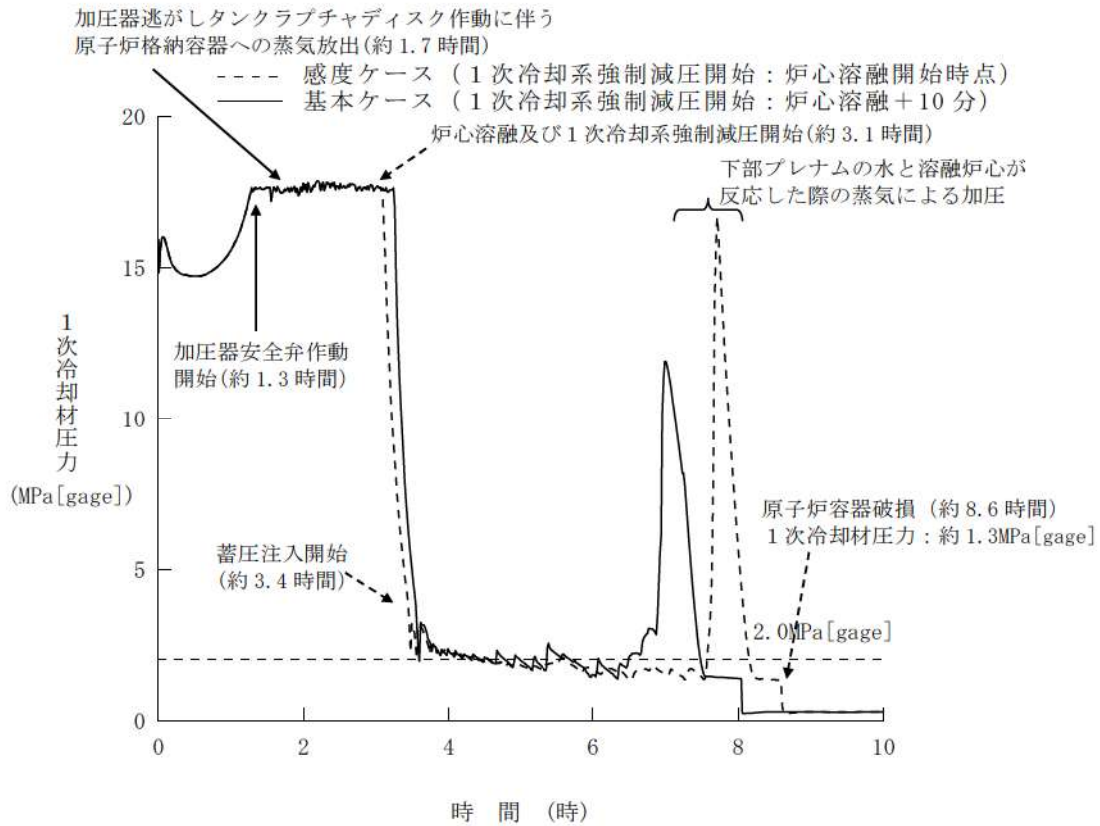


第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



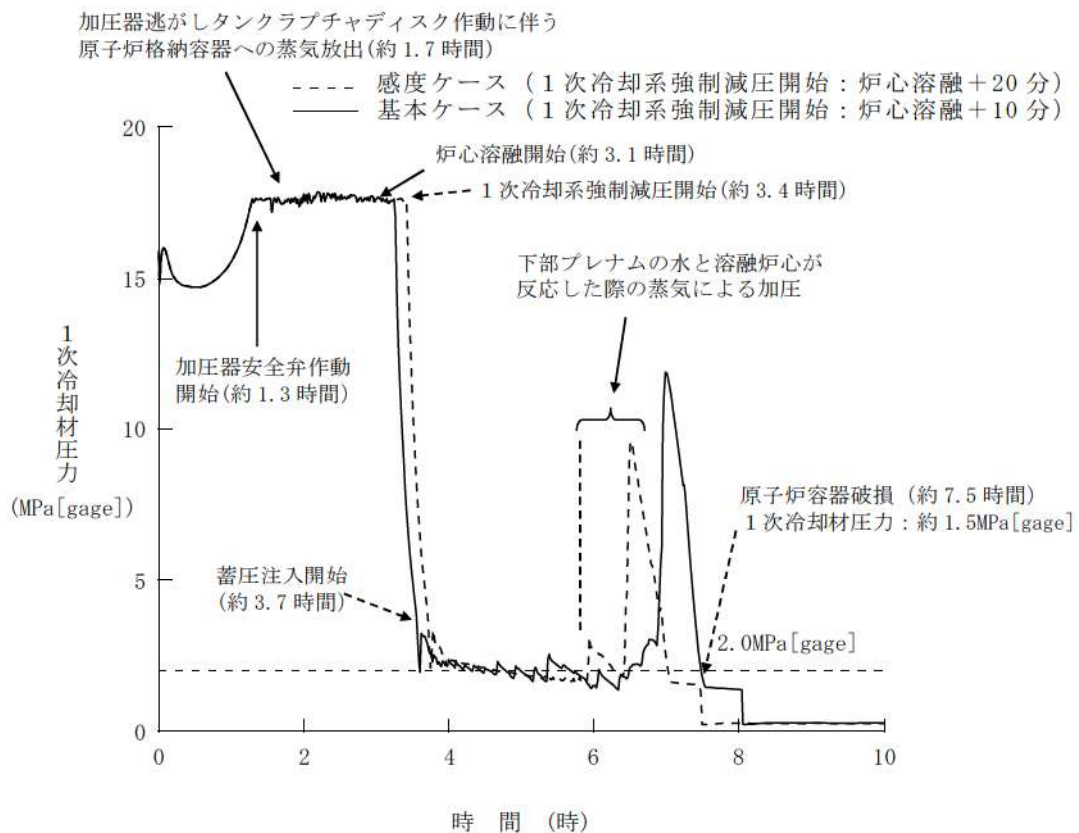
第 7.2.2.3 図 1 次冷却材圧力の推移

(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)



第 7.2.2.4 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



第 7.2.2.5 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における
原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シーケンスである「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に対して有効性評価を実施している。

同シーケンスの以下の解析結果等から、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は発生することがない。

- ・炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa[gage]以下に低く抑えられる
- ・加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る
- ・加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる

さらに、1次冷却系強制減圧には成功して、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で推移し、溶融炉心が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や原子炉容器等の支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

- ・溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、原子炉容器等の支持構造物等の重要機器は存在しない。
- ・溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から原子炉格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に到達することはない。
- ・以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画の壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に原子炉下部キャビティ区画の壁面が侵食することはなく、原子炉容器等の支持構造物等に影響を与えないと考えられる。

- 格納容器過温破損シーケンスでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約 4.4 時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。
- 本シーケンスでは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスすることで、1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]近傍で停滞するが、2.0MPa[gage]を大きく上回ることはない。

以上

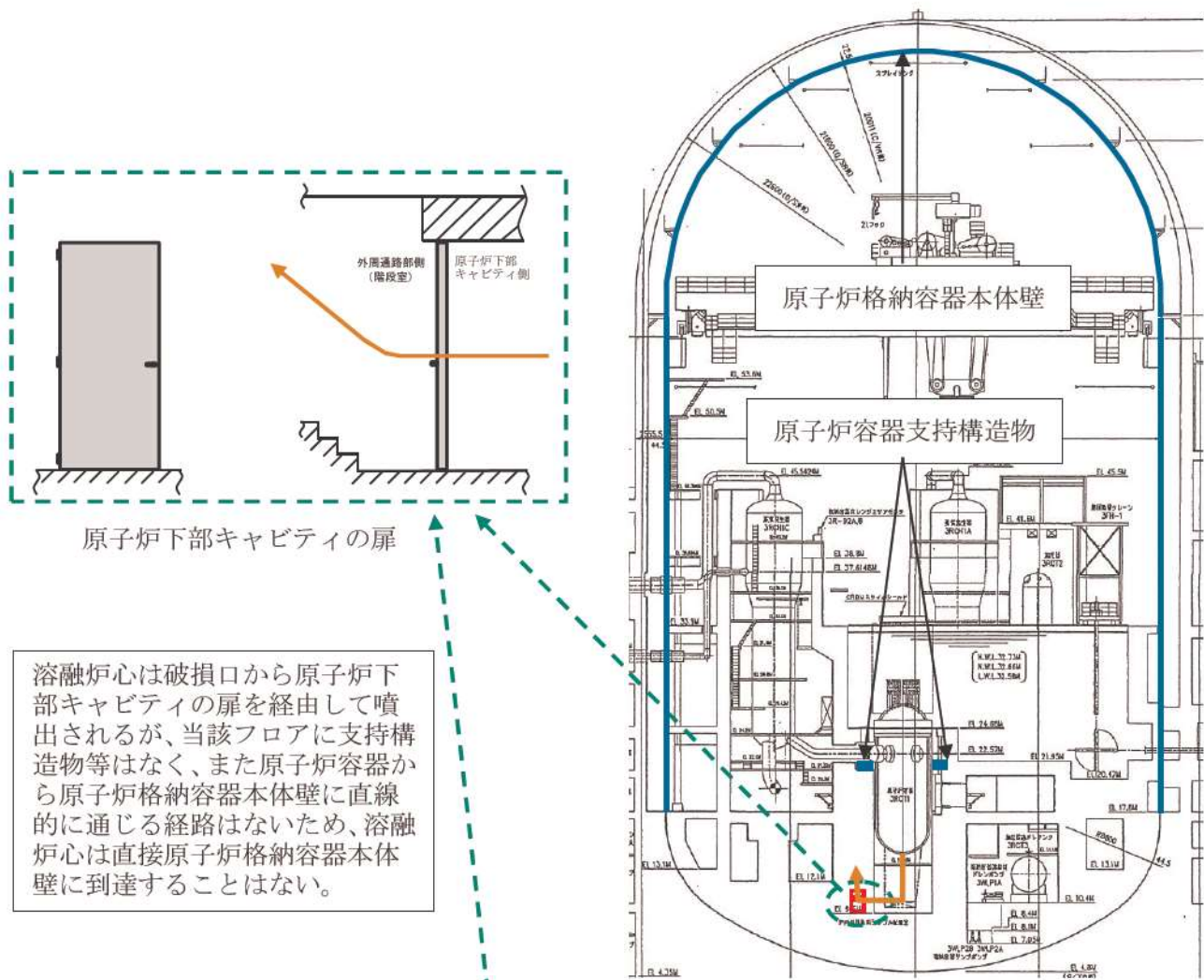
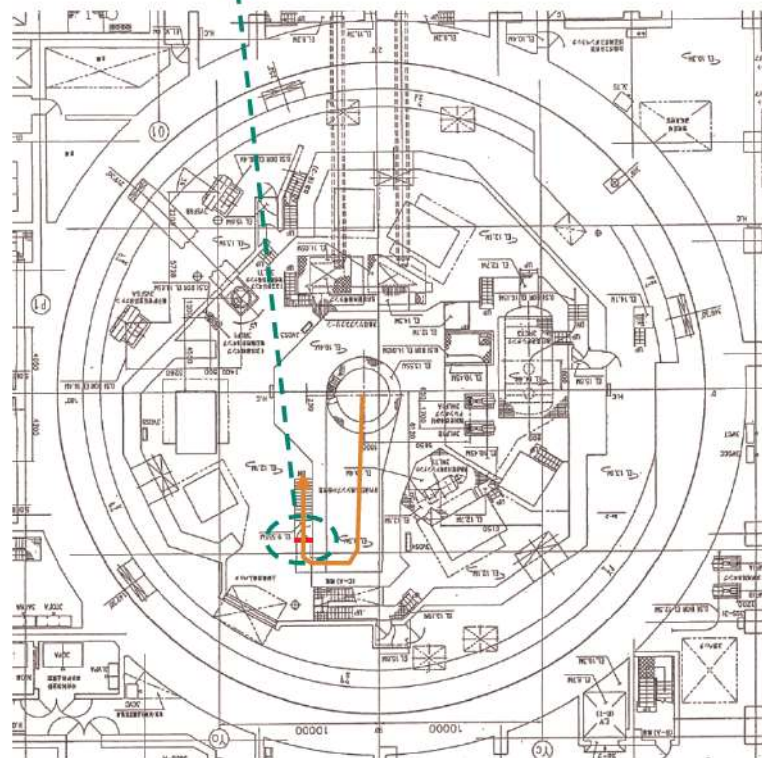


図1 原子炉格納容器内断面図

溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティの扉を経由して噴出されるが、当該フロアに支持構造物等はなく、また原子炉容器から原子炉格納容器本体壁に直線的に通じる経路はないため、溶融炉心は直接原子炉格納容器本体壁に到達することはない。



溶融炉心の噴出経路：
→

図2 原子炉格納容器内平面図

蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として 4. 04MPa[gage]を設定している。

これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である 4. 4MPa[gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングがわずかに早くなるため、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに 2. 0MPa[gage]以下となる。

表 1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件

項目	基本ケース	感度ケース
蓄圧タンク保持圧力	4. 04MPa[gage] (最低保持圧力)	4. 4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)

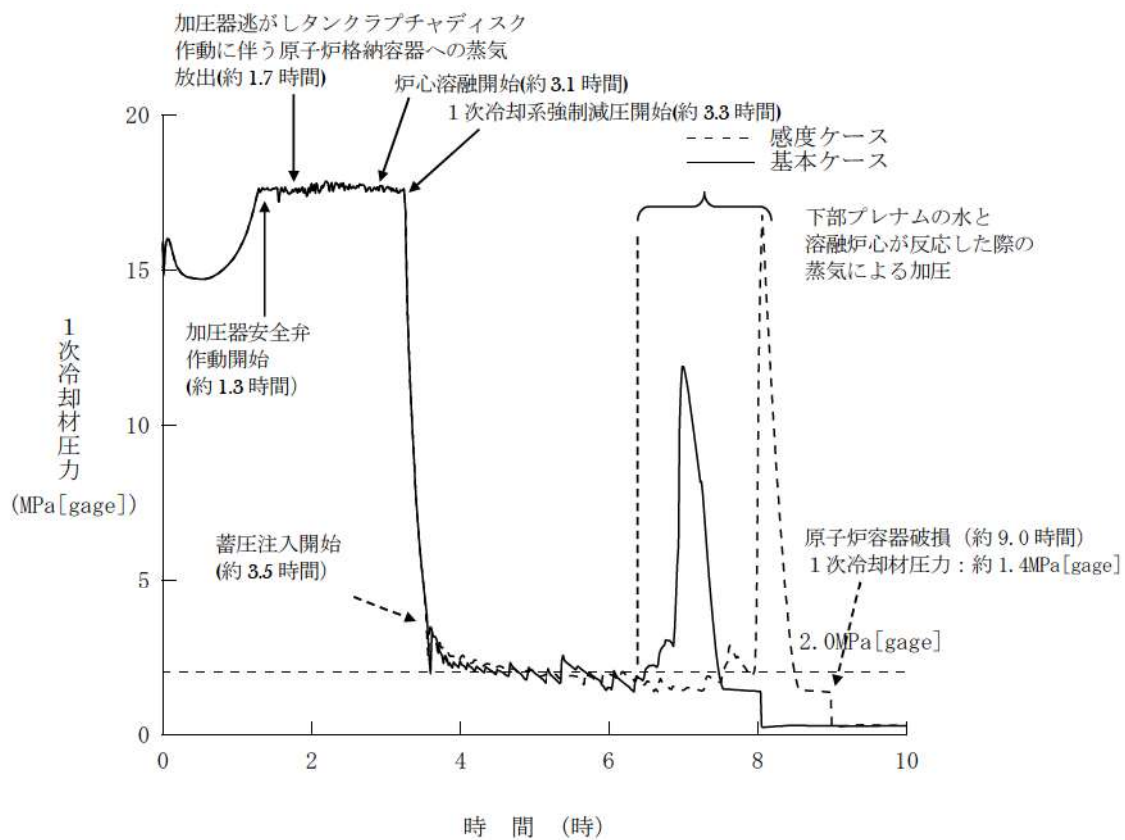


図 1 1次冷却材圧力の推移
(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)

1 次冷却材圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について

1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、図 1 に示す通り、1 次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦 2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と 1 次冷却材圧力が均衡した後は、1 次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1 次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図 2 に示す。

つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1 次冷却材圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようなになる。

加圧器逃がし弁の臨界流量 W_{PORV} は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$$

ただし、

W_{PORV} : 加圧器逃がし弁の臨界流量

$Q_{decay}(L_{ctrl})$: 冠水炉心の崩壊熱

L_{ctrl} : 冠水炉心の崩壊熱が W_{PORV} 相当になる炉心水位

h_{lg} : 水の蒸発潜熱

この時、炉心水位 L_{ctrl} との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量 W_{ACUM} が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。

if $L > L_{ctrl}$ 蒸発量が W_{PORV} より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止

if $L < L_{ctrl}$ 蒸発量が W_{PORV} より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動

その結果、 $L \approx L_{ctrl}$ また、 $W_{PORV} \approx \overline{W_{ACUM}}$ となり、1 次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。

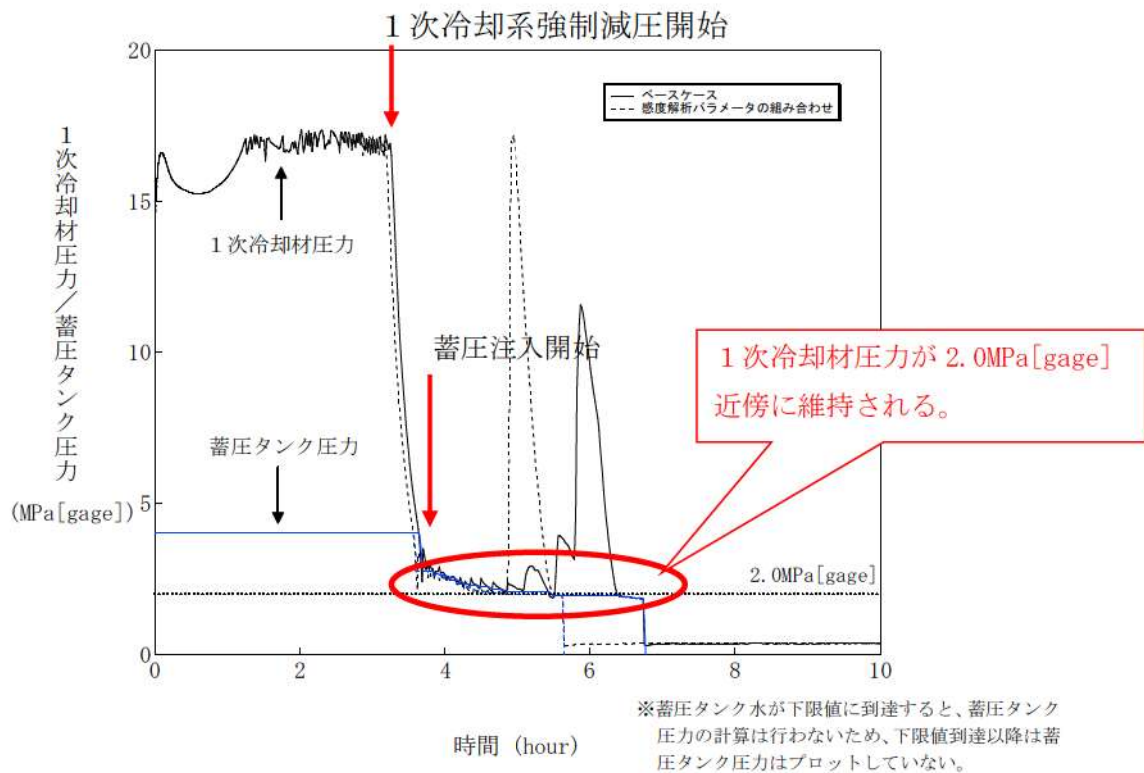


図1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動

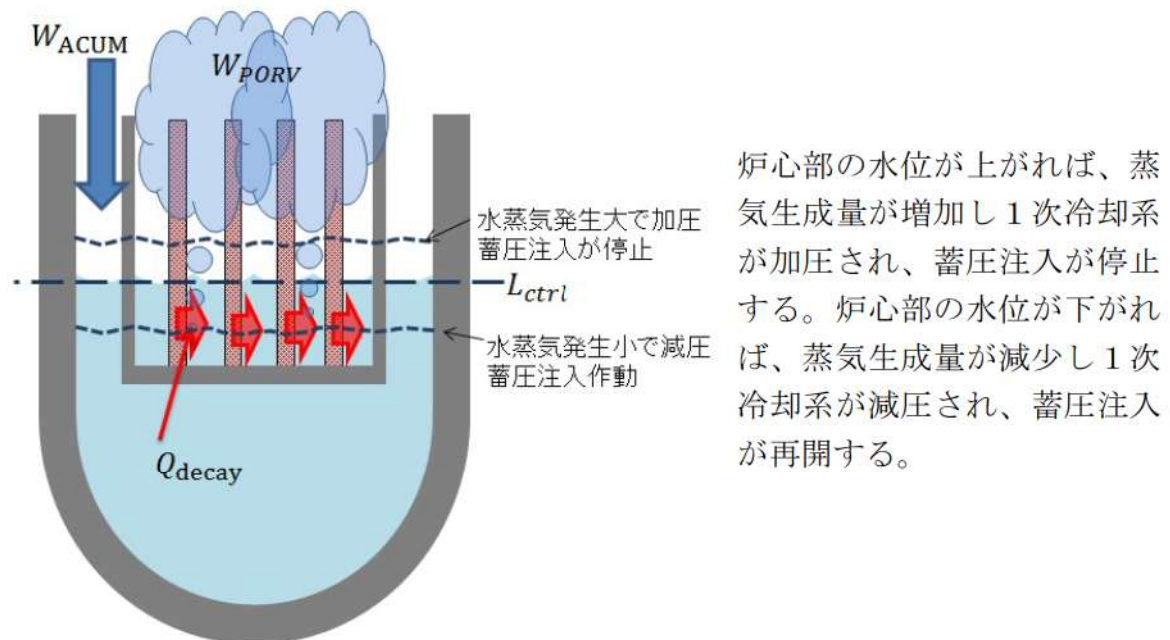


図2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	燃料棒内温度変化					
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約14分早まる	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)			炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融開始の10分後に開始するものとして加圧器逃がし弁開放操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融開始の10分後に開始するものとして加圧器逃がし弁開放操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形					
沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)		評価事象に対しては、影響は小さい。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
気液分離・対向流						

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
1次冷却系	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル)	—	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。
	蓄圧タンク注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響は小さい。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa(Lgage)を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	1次側・2次側の熱伝達		MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。		
蒸気発生器	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水位をほぼ適正に評価。液相放出がある場合、伝熱部コアブラス水位を低めに評価。		

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション (溶融炉心挙動モデル (リロケーション))	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約 26 分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径」(炉心部の下部クラスと破損口径)、「Ricoeur-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても 1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。 	炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面プレートとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さいことを確認。 	炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉容器破損、溶融	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的に厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。 	炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることを確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることを確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。
1 次系内 FP 挙動	1 次系内 FP 挙動	核分裂生成物挙動モデル (FP)	<ul style="list-style-type: none"> PHIBUS-PP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。 	炉心損傷後の原子炉容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PHIBUS-PP 実験解析において、燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることを確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。したがって、運転員等操作時間には影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-PP 実験解析において燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することを確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数は 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物挙動モデル (FP)	<ul style="list-style-type: none"> ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できること、また、上記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響		評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件				
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt) × 1.02	100% (2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きいことから、炉心損傷時間、原子炉格納容器破損時の観点で厳しくなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きいことから、炉心損傷時間、原子炉格納容器破損時の観点で厳しくなる。また、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなり、2.0MPa [gage]に対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	15.41MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなり、2.0MPa [gage]に対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6±2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなる方向となり、2.0MPa [gage]に対する余裕が大きくなる。	
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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブルランクトを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ再開始が遅くなる。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかになり、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いたとした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなる方向となり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	66,000m ³	評価結果を厳しくするよう、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い値を設定。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上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいことから、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいことから、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなる方向となり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	設計値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却水喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。		
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5 ³ /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間に与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はほとんどない。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
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 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として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て応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度を解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度を解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心損傷は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約45時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間には与える影響は小さい。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、異なるが、評価項目となるパラメータには与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約4.4MW～約7.6MW)	粗フェイルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フェイルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間には与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間には与える影響は小さい。

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4 / 4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	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、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果を上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果を上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響は与えない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響は与えない。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。		

原子炉容器の破損位置について

原子炉容器の破損について、MAAP では、以下の主要な破損モードから判定された破損モードが適用される。

- a) 計装用案内管溶接部の破損
- b) 原子炉容器のクリープ破損

原子炉容器の下部ヘッドは径方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

有効性評価^{※1}においては、炉心下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉容器下部ヘッドの \square の温度が最も高くなる。径方向のノードごとの計装用案内管溶接部破損判定基準に対する割合の推移を図2に、原子炉容器表面温度の推移を図3に示す。図2の溶接部破損判定基準に対する割合は、しきい値 \square に対する溶接部のひずみ量の割合、または、計装用案内管にかかる圧力荷重と溶接部の最大せん断応力との割合のいずれか大きい方の値を表しているが、図2に示すとおり、原子炉容器下部ヘッドの \square に該当する \square の溶接部破損判定基準に対する割合が1に達して原子炉容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、 \square が高温を長時間維持していることが確認された。

※1 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」（「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ。）

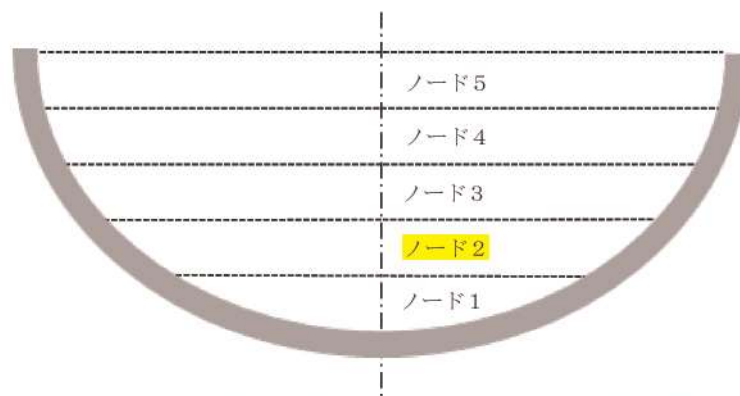


図1 原子炉容器下部ヘッドのノード分割（概念図）

\square : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

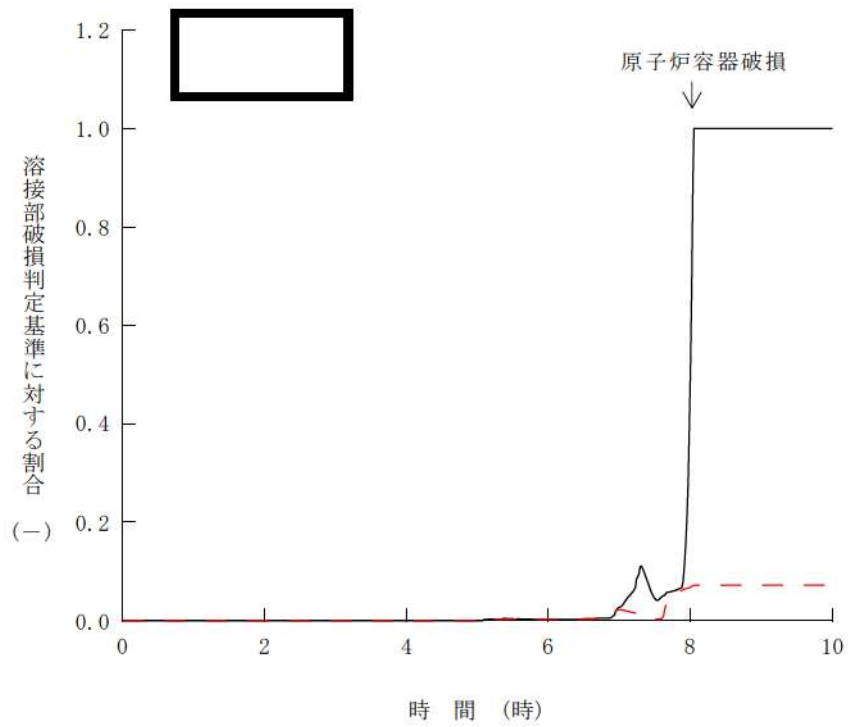


図2 径方向のノードごとの溶接部破損判定基準に対する割合の推移

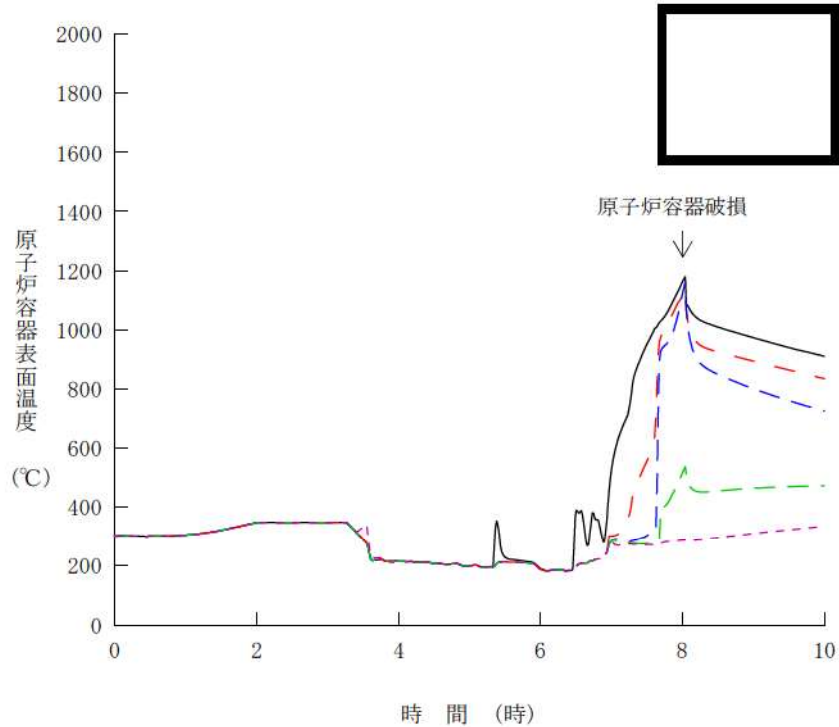


図3 径方向のノードごとの原子炉容器表面温度の推移

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE723 r.9.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

添付資料 目次

- 添付資料7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料7.2.3.3 JASMINE による格納容器破損確率の評価について

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，AEW，AEI，SEI，SLW，SLI及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに，ECCS注水機能，格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギー¹が大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギー²を発生させる事象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉下部キャビティ水は準静的であり，

外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

(添付資料7.2.3.1, 7.2.3.3)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が発生する。

上記のとおり、現実的に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ことから、本評価では、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇についてその影響を評価する。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小

いと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点でより厳しいと

考えられる。また，原子炉格納容器内への注水があり，原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が，圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって，本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は，破断規模が大きく，格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には，以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能，高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能，高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄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
- ・大破断LOCA時に蓄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
- ・大破断LOCA時に低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
- ・大破断LOCA時に低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
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄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

- ・中破断LOCA時に蓄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
- ・中破断LOCA時に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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「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」である。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失

及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，熔融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動
- ・スプレイ冷却

- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

(b) エントレインメント係数

Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧

力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた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で、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.13)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで

本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。

7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた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の開始操作とする。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模

な原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析等の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし，原子炉格納容器圧力及び温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確

認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが，その影響はわずかであり，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析等の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって，不確かさを考慮すると，実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが，原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により，原子炉容器破損時間に対する

感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及

び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.2.3.2)

7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、LOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、熔融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギー¹が大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容

器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「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」に、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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を実施することにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力、並びに原子炉

下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」，溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において，それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(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) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナジェシスの重要な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シビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa [gage]}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	$306.6 + 2.2^\circ\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするよう、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い値を設定。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上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(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) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、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時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
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 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。
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 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として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 80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	タービン動補助給水ポンプの設計値 115m ³ /h から、ミニフロー流量 35m ³ /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。 炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(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) (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	代替格納容器スプレイポンプ によるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	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155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置 及び 格納容器水素イグナイタ	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、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時の デブリジェットの 初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおける エントレインメント係数の 最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却 材相互作用の大規模実験のベン チマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。
	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の停止	事象発生後の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	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	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について

1. 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用により発生する事象について

原子炉容器外での溶融燃料－冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。

水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP*¹を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）

水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液－液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液－液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起こり、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液－液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。

水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。

これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）

近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo. 10, 12, 13及び14実験において、外部トリガー

がない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No. 10, 12, 13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなるNo. 13で約0.4%、外部トリガーがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。

上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。

外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約30Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K以上の場合に限られる。また、TROI実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。

以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。

3. 水蒸気爆発の影響評価について

上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影

響評価を実施した。

具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて熔融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。

以 上

* 1 MAAPコードにおける熔融炉心と水の相互作用モデル

模擬熔融炉心を水中に落下させた実験結果（粒子径、圧力等）をよく再現するように設定されたモデルで、熔融炉心の分散・粒子化、熔融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。

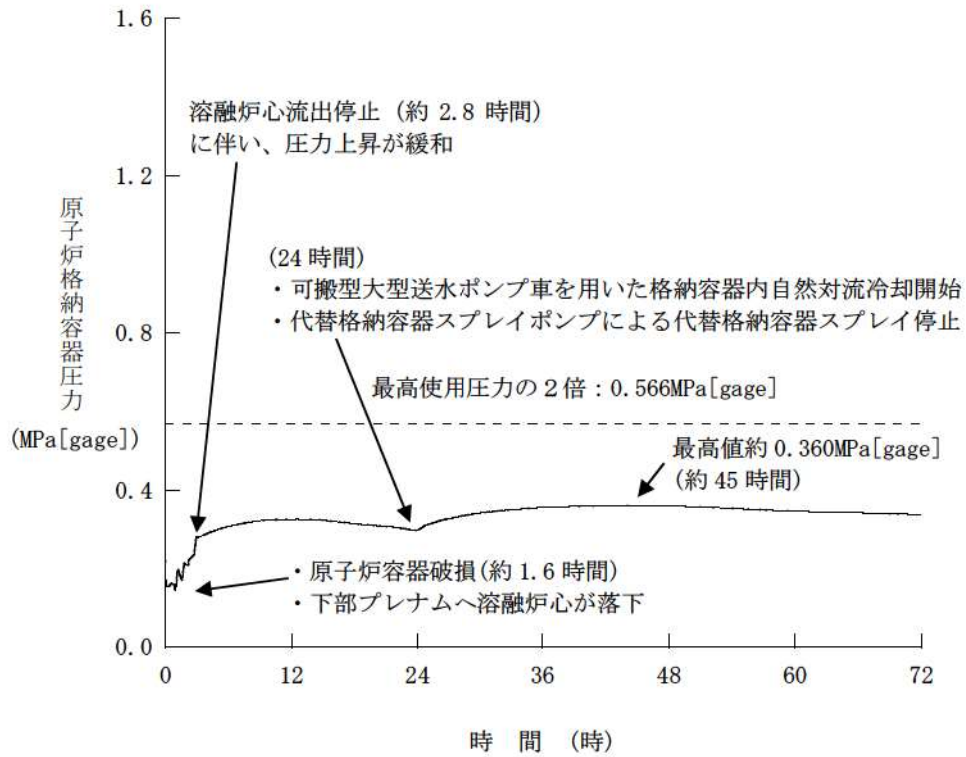


図 1 原子炉格納容器圧力の推移 (～72時間)

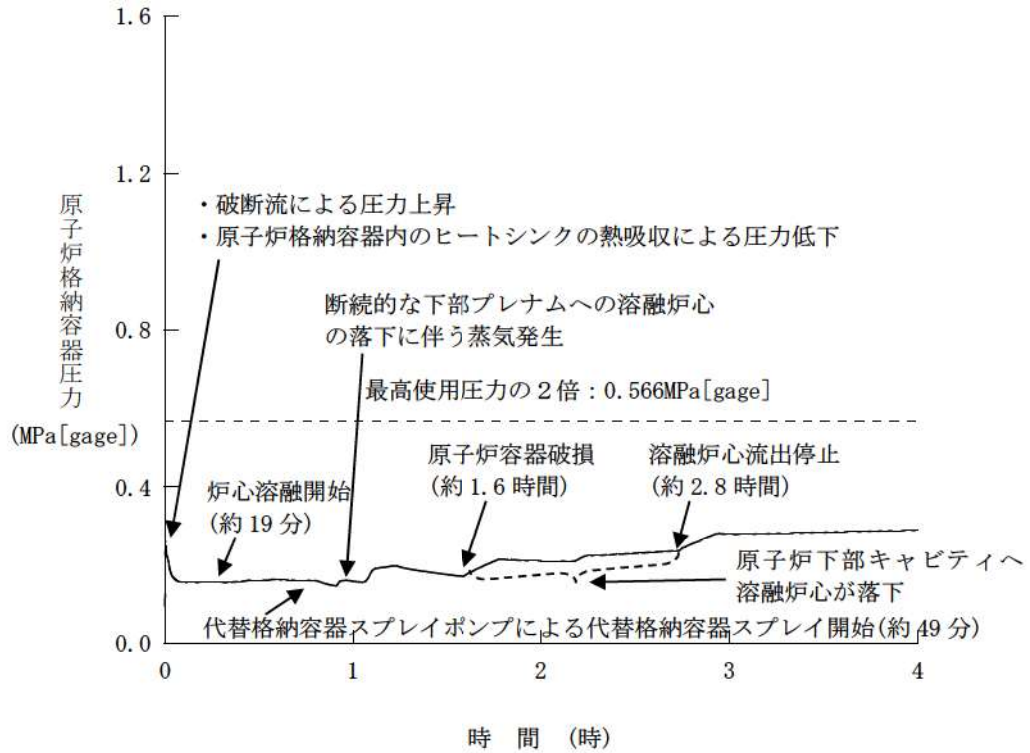


図 2 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)

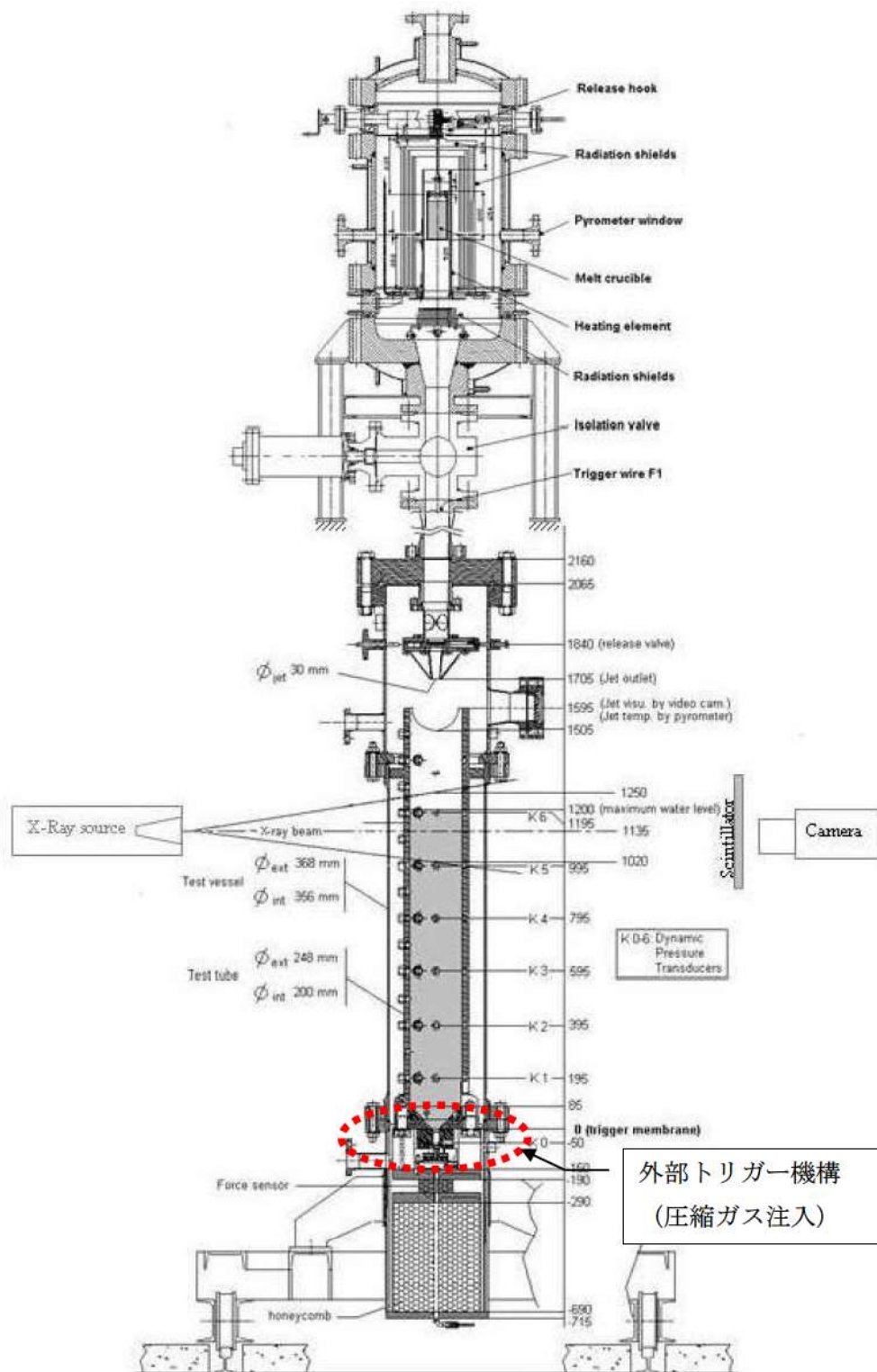


図3 KROTOS実験装置

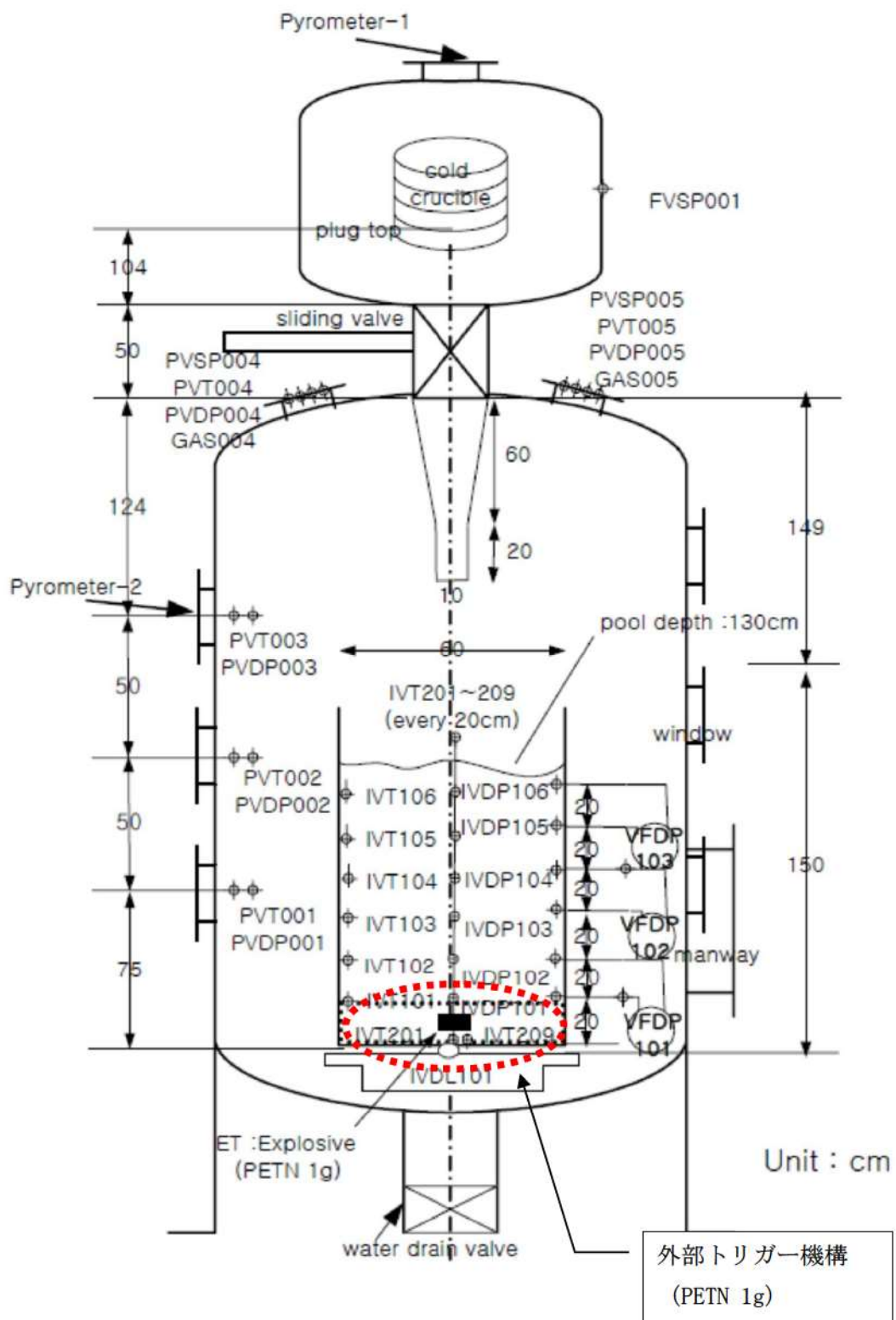


図4 TROI No. 51実験装置

FCIに関する大規模実験結果（実機想定での溶融物を模擬）

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクオリティ K	外部トリプ の有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギー への変換効率 (%)
FARO	1	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO ₂ +19%ZrO ₂ +4%Zr	151.00	2823	0	2	-	-	-
	4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	125.00	3123	283	0	-	-	-
	5	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	157.00	3073	233	1	-	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	176.00	3023	183	0	-	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	129.00	3023	183	1	-	-	-
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	175.00	3052	212	1	-	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	39.00	3070	230	97	-	-	-
	11	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	92.00	2990	150	104	-	-	-
	12	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	100.00	3070	230	124	-	-	-
KROTOS	1	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.03	3063	223	22	-	-	-
	2	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.03	3025	185	79	○	-	-
	5	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	5.05	3088	248	83	○	○	0.04
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	5.15	3023	183	82	○	-	0.01
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3023	183	102	○	○	0.02
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3023	183	123	○	○	0.05
COTELIS	1	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	2	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	3	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.40	3050	210	12	-	-	-
	4	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	5	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	6	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	57.10	3050	210	0	-	-	-
	7	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.00	3050	210	21	-	-	-
	8	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	アップグレード K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)	参考文献
TROI*	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	389	77	—	—	—	(1)
	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3800	989	75	—	○	—	(1)
	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	9.185	3800	989	77	—	—	—	(1)
	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3800	989	80	—	○	—	(1)
	13	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	7.735	3500	689	81	—	○	0.4	(1)
	14	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	—	○	—	(1)
	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.32	3000	167	75	—	—	—	(2)
	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.91	2900	67	76	—	—	—	(2)
	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.385	3600	767	80	—	—	—	(2)
	25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.005	3500	689	86	—	—	—	(2)
	26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.31	3300	467	90	—	—	—	(2)
	34	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
	35	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	19.93	2990	179	39	○	○	0.21	(3)
	36	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
	37	80%UO ₂ +19%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
	38	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	—	—	—	(4)
	39	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.405	3730	897	88	○	○	—	(4)
	40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	3000	189	86	—	—	—	(5)
	43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.22	2860	—	77	—	—	—	(6)
	44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.77	2880	—	78	○	○	—	(6)
	46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.734	3590	779	86	○	○	—	(7)
	47	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.736	3030	—	79	—	—	—	(7)
	48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	13.042	3620	809	38	—	—	—	(7)
51	62.8%UO ₂ +13.5%ZrO ₂ +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3420	—	79	○	○	—	(8)	
52	61%UO ₂ +16%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	—	88	○	○	—	(8)	

※ No. 13 及び 14 の溶融物温度は 2600K 及び 3000K との記載もあるが、参考文献(1)考察より、温度計測の不確かさが大きいことから上記表の数値としている。
過熱度は、MATPRO より UO₂:ZrO₂=70:30 の場合で 2811K、UO₂:ZrO₂=80:20 の場合で 2833K として評価。

- (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ Mixture, Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
- (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, ICAPP'04, 2004.
- (3) J. H. Kim et al., Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
- (4) J. H. Kim et al., Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility, KNS, 2005.
- (5) V. Tytyekl, Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism, Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.
- (6) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility, KNS, 2006.
- (7) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility, Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
- (8) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium, J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

【参考】水蒸気爆発の影響評価について

1. 水蒸気爆発の影響評価の目的

実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。

2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ

水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。

また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。

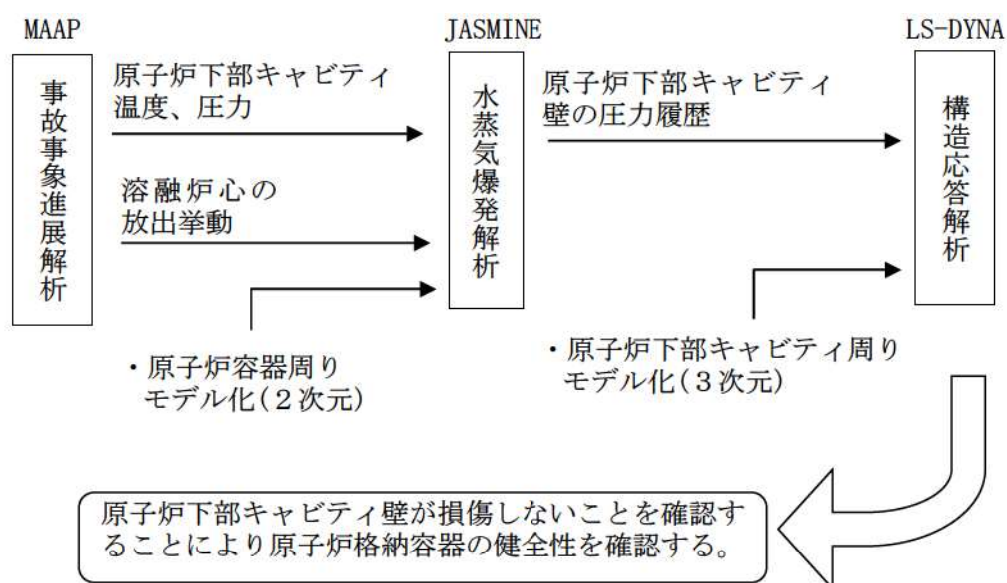


図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ

3. 解析条件

3. 1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)

水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる

「大 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表 1 に JASMINE 解析の主要解析条件を示す。

JASMINE の解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径 38mm に対し [] と設定しており、放出面積としては約 [] 倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。

JASMINE にて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNA による構造解析の壁面における圧力条件として付与する。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 主要解析条件

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力	[Redacted]	[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度	[Redacted]	[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。
6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO、COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	熔融炉心ジェットの先端	[-]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	5×10^5	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
18	フラグメンテーション時間	0.003	[sec]	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
21	トリガ点圧力	2×10^6	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)

水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル*1 を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図1～2及び表2～3に示す。

また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。

*1 : Karagozian & Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)

表2 コンクリートの材料特性

項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考
質量密度	ρ	t/mm ³	2.35×10 ⁻⁹		鉄筋コンクリート構造計算規準による
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—
ポアソン比	ν	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による
引張強度	σ_t	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 $0.38 \times \sqrt{F_c}$

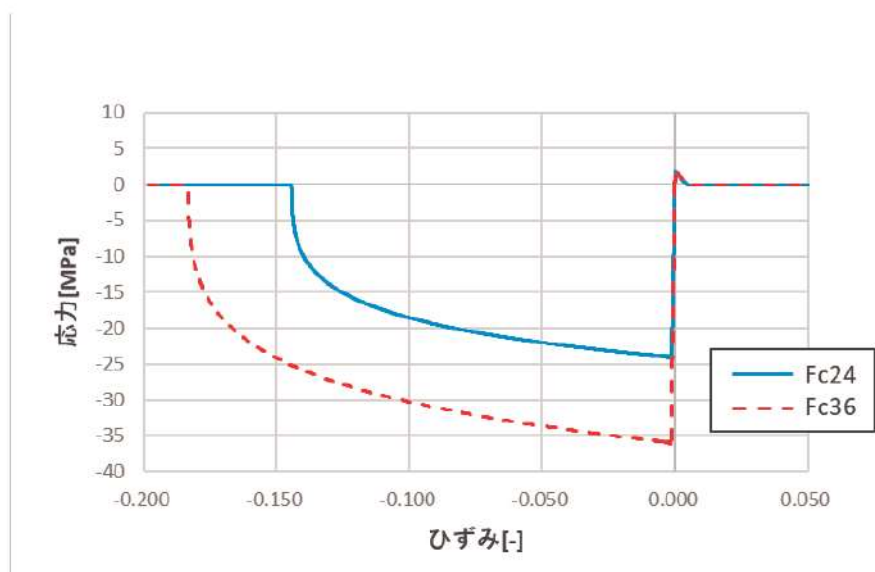


図1 コンクリートの応力ひずみ曲線

表 3 鉄筋の材料特性

項目	単位	SD345	SD390	備考
質量密度	t/mm ³	7.85×10 ⁻⁹		JIS G 3193 による
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—

*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン
(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

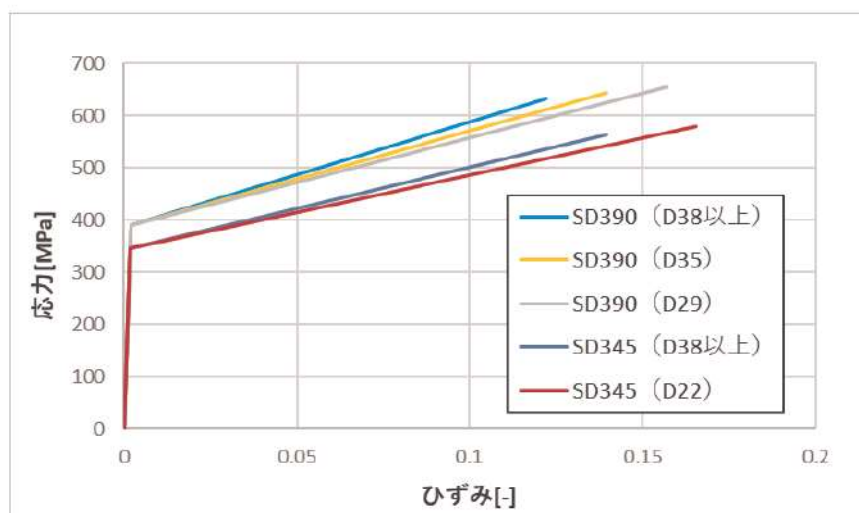


図 2 鉄筋の応力ひずみ曲線

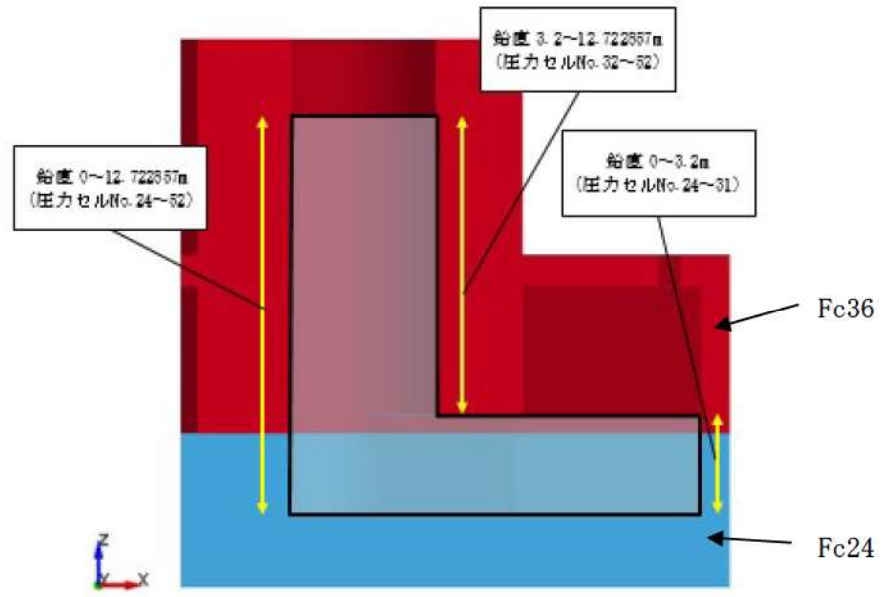


図3 衝撃圧力の適用範囲

4. 評価結果

4. 1 JASMINE 解析結果

JASMINE 解析結果を図4に示す。図4に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、熔融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力も徐々に減衰していく。

また、前述の通り（添付参照）、熔融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも 0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全熔融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する熔融物の質量に対して、熔融物の注入速度やプール水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。

図2に示す JASMINE 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した熔融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。

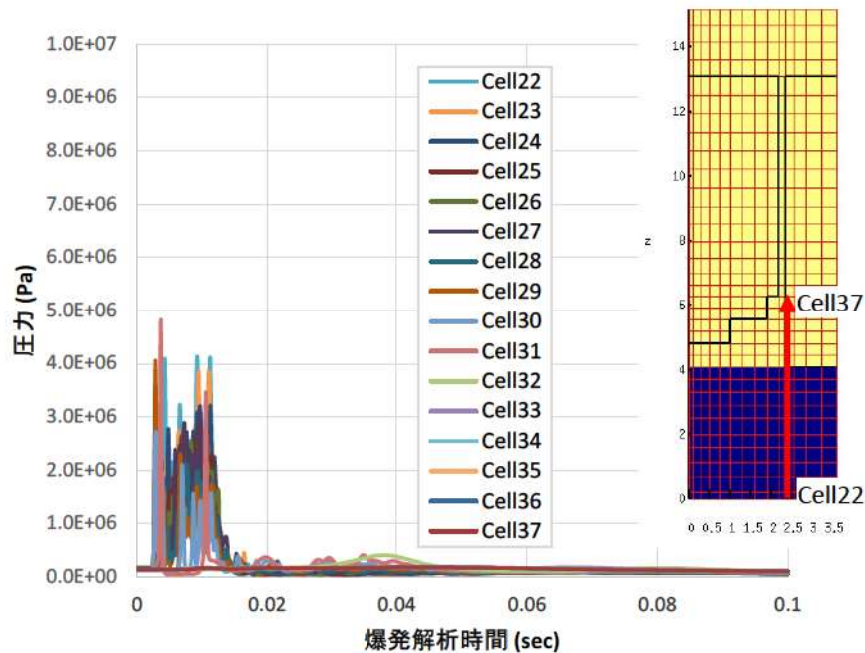


図4 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴

4. 2 LS-DYNA 解析結果

LS-DYNA 解析結果を表4に示す。鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、JSME S NX3-2015*2 で示される破断ひずみを真値に換算した許容値 11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、NEI07-13*3 で示される許容ひずみ 0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大 1167 μ に達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値 1114 μ を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない(図5参照)。

以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。

*2 : 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン

(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

*3 : Nuclear Energy Institute (NEI) "Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design" NEI07-13 (Rev. 8P), 2011.4

表 4 LS-DYNA 解析結果

部位	評価パラメータ	発生値	許容値
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%
	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び 階段室の表層のみ)	1 次遮へい壁全断面で 1114 μ 以上とならないこと
	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 μ	1 次遮へい壁全断面で 1349 μ 以上とならないこと

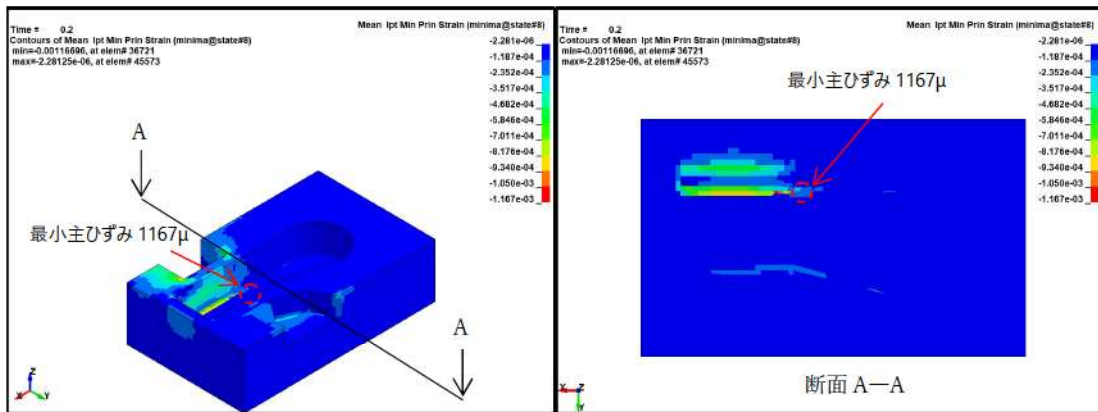


図 5 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所

JASMINE コード及び LS-DYNA コードの概要

1. JASMINE

原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティに滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。

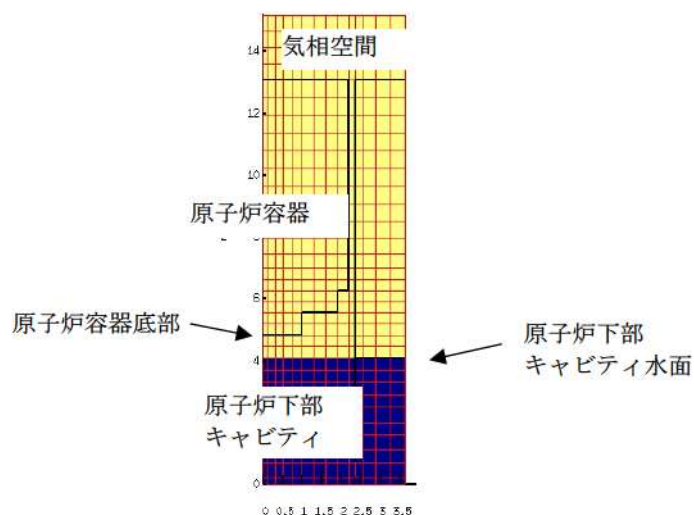


図1 JASMINE 解析モデル

2. LS-DYNA

衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMINE 解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。

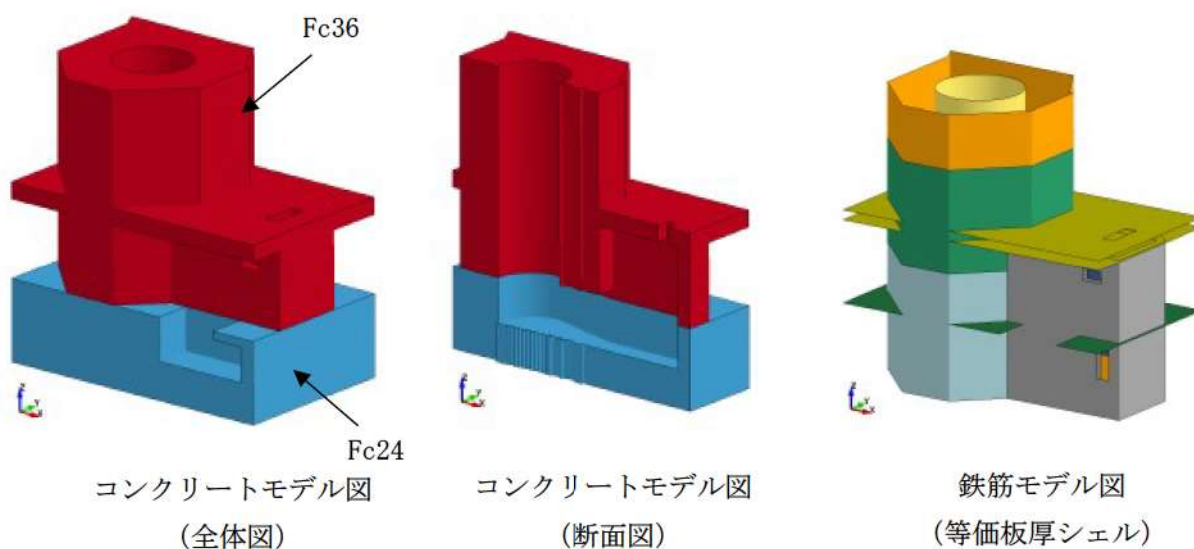


図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

評価事故シーケンス「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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	
	燃料棒被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	
	燃料被覆管変形	炉心モデル	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。
		炉心モデル	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されている再現実性が確認されていること。
原子炉格納容器	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はない。	
	気液分離・対向流	炉心モデル	○HDR実験解析及びCSSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	
		原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	
区画間の流動(蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。		
区画間の流動(液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。		
スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MWt) × 1.02	100% (2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きく崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件として設定。炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、原子炉格納容器圧力に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.2 MPa [gauge]	15.41 MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	306.6°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次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、原子炉格納容器圧力に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
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)	装荷炉心毎	17×17 型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包装するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、酸化燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心冷却開始を起点とする代替格納容器スプレッドによる代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレッド) に変わりはない。また、運転員等操作時間に与える影響はない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、原子炉格納容器圧力に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	66,000m 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い値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さくと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいことから、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	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い値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象 大破断 LOCA 高温側配管の完全両端破断	-	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイトの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約 49 分後に代替格納容器スプレイトを開始したとしても、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいこと、運転員等操作時間を与える影響はない。	地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・ 1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・ 1 次冷却材低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下端における破損 (開口面積：高温側配管両端破断相当) その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかずであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいことを確認した。
		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ト注入機能喪失 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイト開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から徹しなくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能の喪失を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4 / 4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	計装用案内管溶接部破損における破損口径を複数 の破損形態のうち、最も早く判定される設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。		
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。		

JASMINE による格納容器破損確率の評価について

炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEA において、JASMINE^{*1}を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。ⁱ

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。

これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布^{*2}については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは 200MJ 以上の領域となる。また、JASMINE におけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径^{*3}の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWR に対する評価結果として 6.8×10^{-2} （平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格

納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

- ※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード
- ※2 構造物の耐力の確率分布であり，耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。
- ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し，溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径

ⁱ JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」 2007 年 8 月

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE724 r.10.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.4 水素燃焼

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.4. 水素燃焼

添付資料 目次

- 添付資料7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料7.2.4.3 GOthic における水素濃度分布の評価について
- 添付資料7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（水素燃焼）
- 添付資料7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式の GOthic への適用について
- 添付資料7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料7.2.4.9 AICC 評価について
- 添付資料7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について
- 添付資料7.2.4.12 事象初期に全炉心内の 75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

7.2.4 水素燃焼

7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TEI，SED，SEI，TED，AEI，SLW，TEW，AEW，SLI，SEW及びAEDがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では，LOCA，過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理し，原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため，代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くなるという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、原子炉格納容器内水素処理装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、対応手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡

等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 ECCS注水機能喪失」の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期

の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（添付資料7.1.2.2）

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 低圧注入系，高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において，非常用炉心冷却設備作動信号の発信，低圧注入流量，高圧注入流量等の指示により，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し，格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は，高圧注入流量等であり，格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば，格納容器水素イグナイタを起動する。また，全交流動力電源喪失時においては，代替非常用発電機より受電すれば，速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば，可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

（添付資料7.2.1.1.1）

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料52-7, 52-9）

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

（添付資料7.2.1.1.2）

l. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続す

る。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

(添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温

度等である。

7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 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
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能

の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「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」を選定する。

(添付資料7.2.4.2)

本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・スプレイ冷却

- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間及び区画内の流動

- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スプレイ冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。

(添付資料7.2.4.3)

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.2.4.4)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定