

泊発電所3号機
審査会合における指摘事項に対する
回答について

【重大事故等対策有効性評価 成立性確認】

平成25年10月22日

北海道電力株式会社

1. 全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)における 長期的応答の確認について

全交流動力電源喪失時(RCPシールLOCAが発生する場合)においては、RCPシール部からの漏えい水のため、原子炉格納容器内の圧力及び温度が徐々に上昇するが、可搬型大型送水ポンプ車を用いた高圧注入ポンプモータ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水通水により、高圧再循環による炉心注水及び格納容器内自然対流冷却へ移行し長期冷却を行う。

有効性評価の説明資料では、事象発生後24時間までの原子炉格納容器内圧力、温度の評価結果から、圧力、温度は緩やかに上昇しているものの、格納容器内自然対流冷却移行後には格納容器内における除熱量は、格納容器内の発生エネルギーを上回るため、安定状態への移行が可能と判断していた。ここでは、24時間以降の長期的応答の確認として、格納容器内自然対流冷却の適切な模擬が可能なMAAPコードを使用して、原子炉格納容器の圧力、温度の推移について確認評価を行った。解析条件を表-1に示すが、使用コード以外の条件は、短期応答評価条件と同じである。

表-1 長期的応答確認の解析条件

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
原子炉出力(初期)	100%(2,660 MWt)×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)	304.5℃
RCPからの漏えい率(初期)	約109m ³ /h(480gpm相当)/台 (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 /基(最低保有水量)
代替格納容器スプレイポンプの 原子炉への注入流量	30m ³ /hr
2次系による1次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後
1次冷却材圧力の保持	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage] (温度約208℃)到達時
蓄圧タンク出口弁閉止	代替交流電源確立+10分
2次系による1次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止+10分
代替格納容器スプレイポンプ作動	1次冷却材圧力0.7MPa[gage] (温度約170℃)到達時

原子炉格納容器内圧力、温度の確認解析の結果をそれぞれ図－1、2に示す。解析の結果、事象発生後原子炉格納容器の圧力、温度は徐々に上昇していき、事象発生後約75時間で原子炉格納容器内温度が110℃となり、事象発生後約247時間で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する結果となった。その後、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、原子炉格納容器の圧力、温度は低下していき、原子炉格納容器内圧力約0.1MPa[gage]、温度約100℃程度にて安定的に冷却が継続される。

以上より、原子炉格納容器が長期的に安定的に冷却されることを確認した。

なお、本事象のように原子炉格納容器圧力、温度が緩やかに上昇する状況においては、格納容器再循環ユニットへの冷却水の通水判断を前広に実施し、より早期に格納容器内の減温、減圧が可能な手順を整備していく。

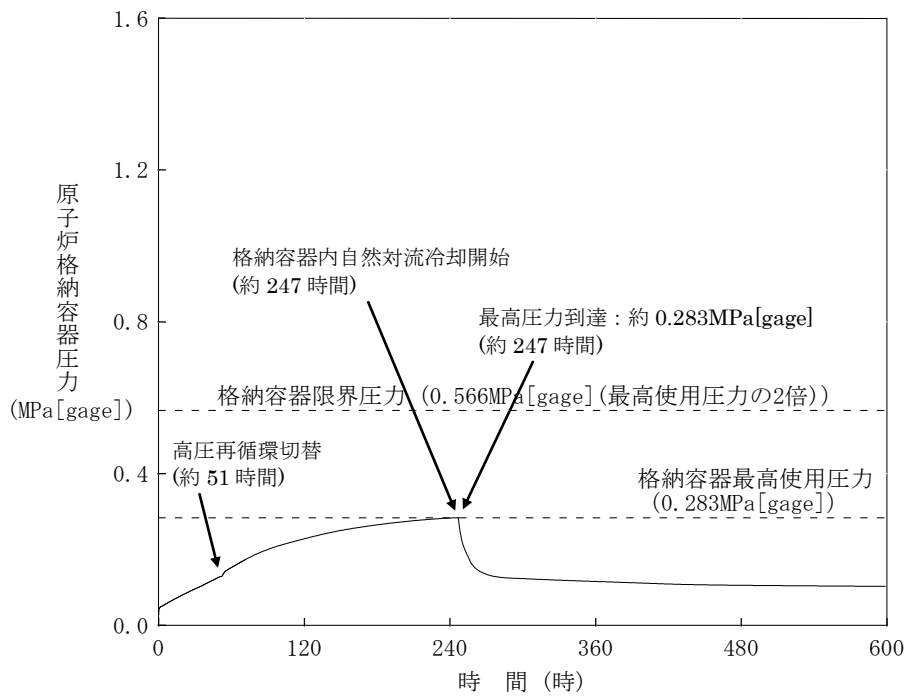


図-1 原子炉格納容器圧力の推移

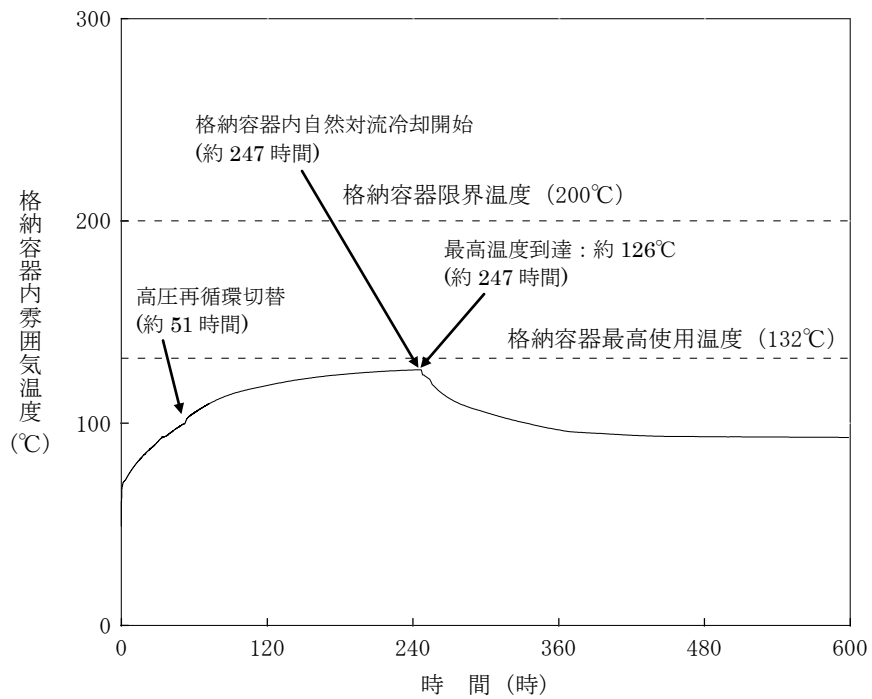


図-2 原子炉格納容器内温度の推移

2. 全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)における冷却の開始が遅れた場合の影響について

全交流動力電源喪失時(RCPシールLOCAが発生する場合)においては、事象発生から30分後に主蒸気逃がし弁開放による1次系の急速冷却・減圧を開始し、安定的な炉心冷却に移行させる手順としている。本冷却開始時刻が遅れた場合の感度解析を実施した。

感度解析の結果から、冷却開始時間を事象発生後60分とした場合でも炉心損傷が防止でき、主蒸気逃がし弁の操作時間に余裕があることが確認できた。

なお、泊発電所においては、事象発生から30分で主蒸気逃がし弁の操作による冷却が確実に実施できるよう手順及び体制を整備している。

<解析条件>

解析条件を表-1に示す。感度解析では事象発生から60分後に冷却開始した場合の評価を実施した。

表-1 申請書解析と感度解析の主要解析条件の相違

項目	申請書解析条件	感度解析条件
解析コード	M-R E L A P 5	同左
原子炉出力(初期)	100%(2,660 MWt)×1.02	同左
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左
1次冷却材平均温度(初期)	304.5℃	同左
RCPからの漏えい率(初期)	約109m ³ /h(480gpm相当)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	同左
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)	同左
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage](最低保持圧力)	同左
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基(最低保有水量)	同左
代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注入流量	30m ³ /hr	同左
2次系による1次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	事象発生から60分後
1次冷却材圧力の保持	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage] (温度約208℃)到達時	同左
蓄圧タンク出口弁閉止*	代替交流電源確立+10分	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage] (温度約208℃)到達後+10分
2次系による1次強制冷却再開(主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止+10分	同左
代替格納容器スプレイポンプ作動	1次冷却材圧力0.7MPa[gage] (温度約170℃)到達時	同左

※申請書解析では、「1次冷却材圧力約1.7MPa[gage](温度約208℃)到達」時点では、代替交流電源が確立されていないため、「代替交流電源確立+10分」に「蓄圧タンク出口弁閉止」としている。感度解析では、「1次冷却材圧力約1.7MPa[gage](温度約208℃)到達」時点で代替交流電源は確立しているため、「1次冷却材圧力約1.7MPa[gage](温度約208℃)到達後+10分」に「蓄圧タンク出口弁閉止」としている。

<解析結果>

解析結果を図-1～5に示す。主蒸気逃がし弁の開放による1次系の急速冷却を遅らせることにより、圧力低下の挙動の推移に遅れが生じるものの、1次系保有水は確保され、安定状態に至る挙動に大きな差はなく、炉心損傷が防止可能なことが確認された。

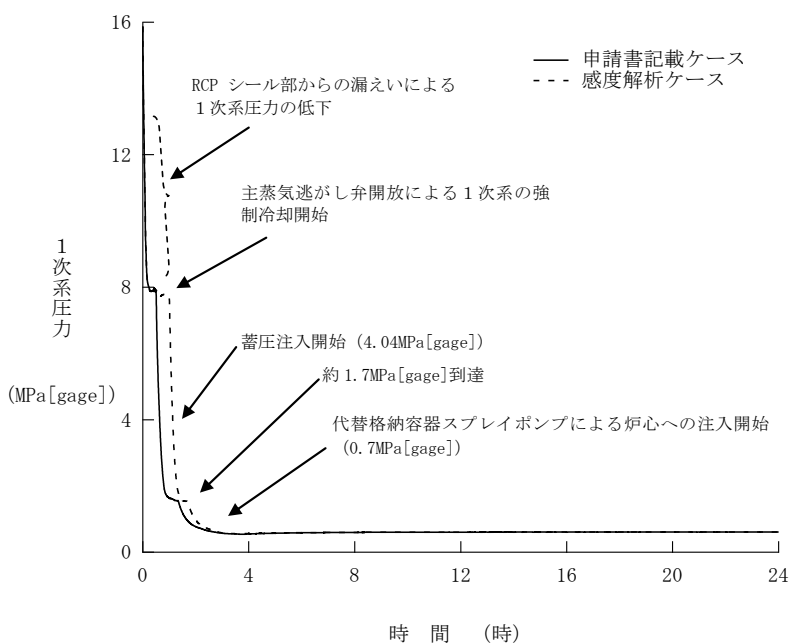


図-1 1次系圧力の推移

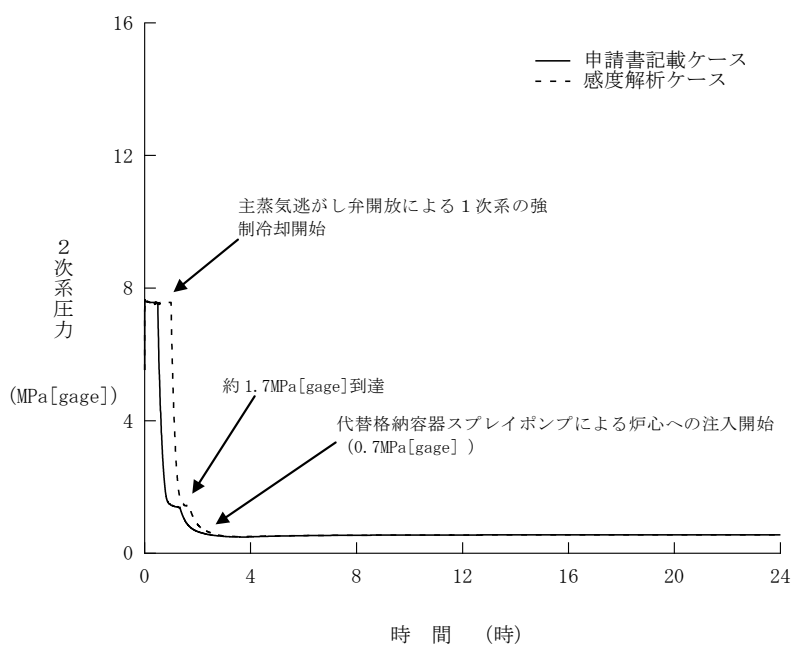


図-2 2次系圧力の推移

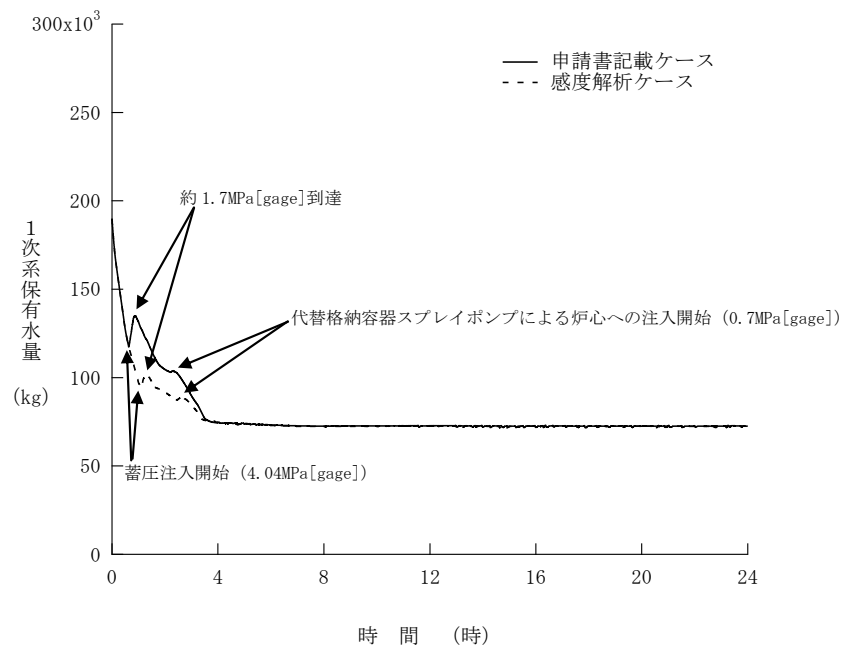


図-3 1次系保有水量の推移

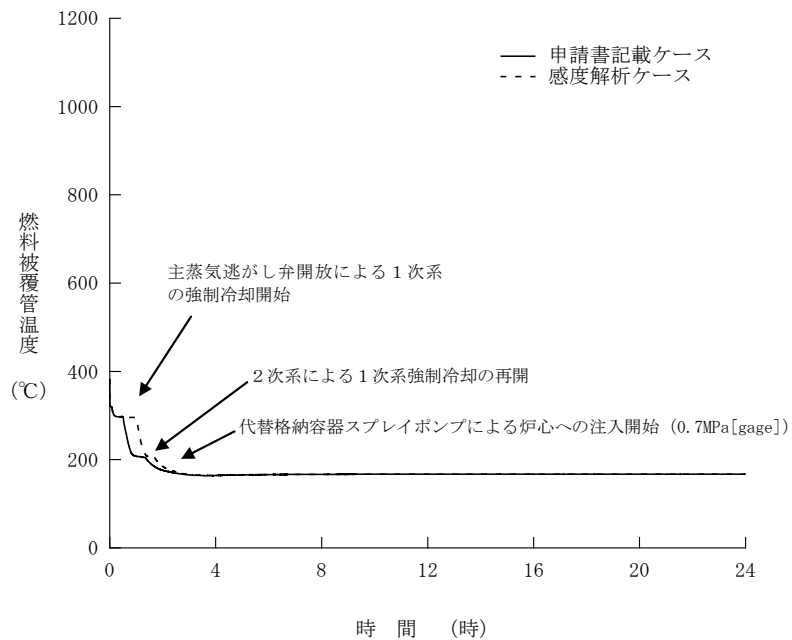


図-4 燃料被覆管温度の推移

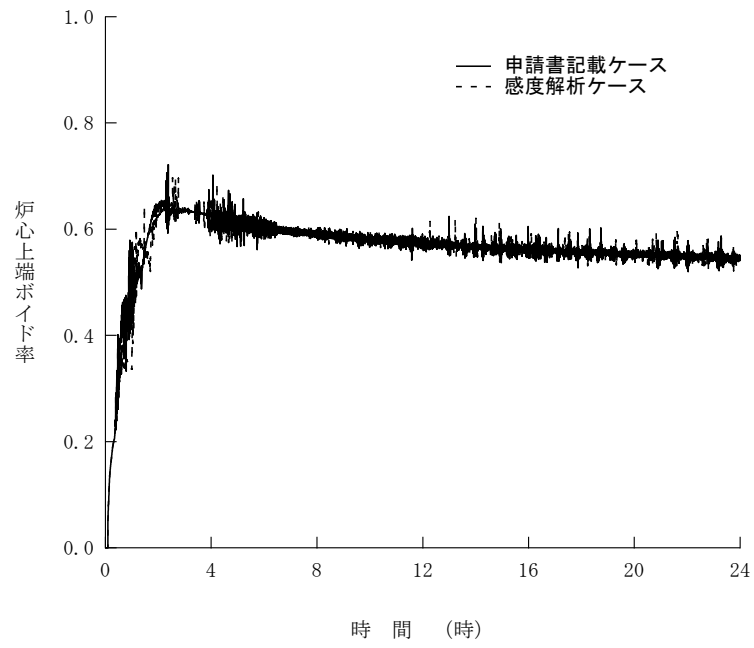


図-5 炉心上端ボイド率の推移

3. ATWS（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）における反応度について

3-1. ATWS の反応度変化に影響を与える要素

SPARKLE-2 における 3 次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。

ATWS（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の 2 つある。

- 1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック＜正の反応度＞
- 2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック※＜負の反応度＞

※ボイド生成によるフィードバック効果を含む

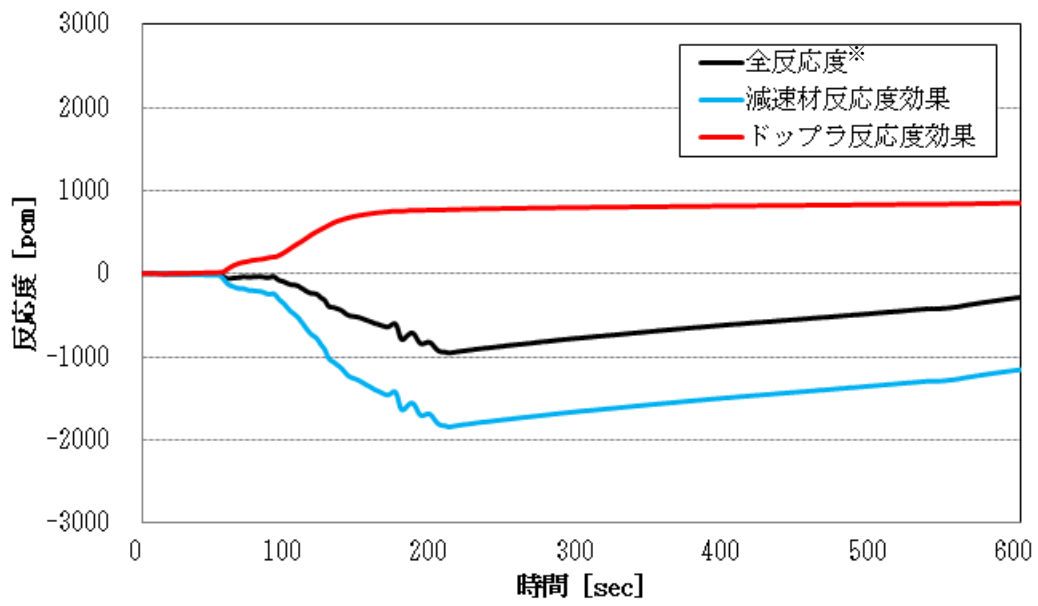
上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、効果は小さい。

- ・燃焼について；ATWS は、解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成／消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。
- ・制御棒について：ATWS 解析中に制御棒位置は変化しない。
- ・ほう素について；ATWS は解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。
- ・事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS 解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい※。（※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcm は保守的に算出したものである）

したがって、ATWS 事象進展中の減速材フィードバック効果およびドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第 1 図に示す。

- ① ある時刻 t における 3 次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量および中性子束を各炉心領域で抽出
- ② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率および生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価
- ③ ①②を事象進展（解析計算）期間に亘って実施

なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している＜別紙 1 参照＞。



第1図 ATWS 事象における反応度推移

※全反応度は、時々刻々SPARKLE-2 で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたものを示す。

今回分析した反応度成分は、以下に示すように、ATWS 事象進展における燃料実効温度（炉心平均）＜別紙 2 参照＞の変化量と ATWS 解析用炉心のドップラ出力欠損との関係等から算出した結果と照らしても概ね一致しており、各成分の寄与度の分析として妥当な結果と考える。

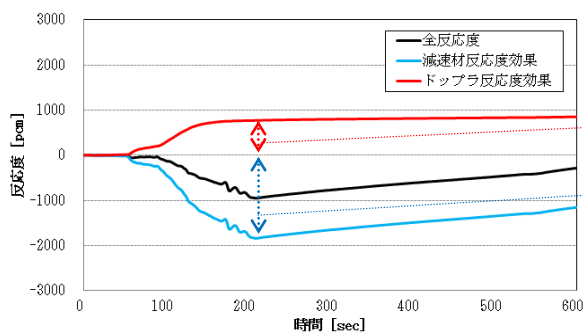


図 1 ATWS 事象における反応度推移

事象開始約 210 秒における反応度効果

- 約 800pcm : ドップラ反応度効果
- 約-1800pcm : 減速材反応度効果

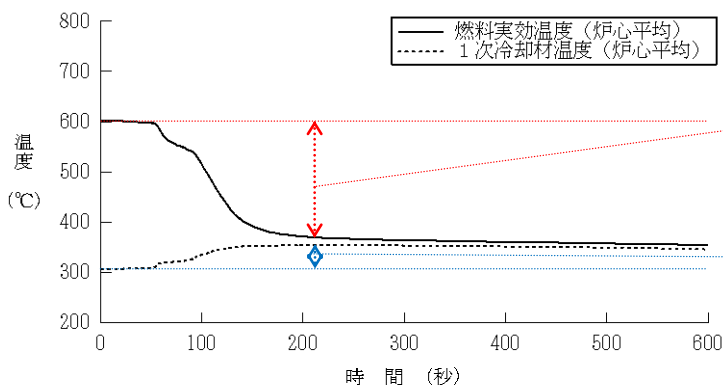


図 2 燃料実効温度と 1 次冷却材温度の推移

事象開始約 210 秒における温度変化

- 燃料実効温度 (炉心平均)
約 600°C → 約 370°C
(変化量: 約 -230°C)
- 1 次冷却材温度 (炉心平均)
約 306°C → 約 355°C
(変化量: 約 +49°C)

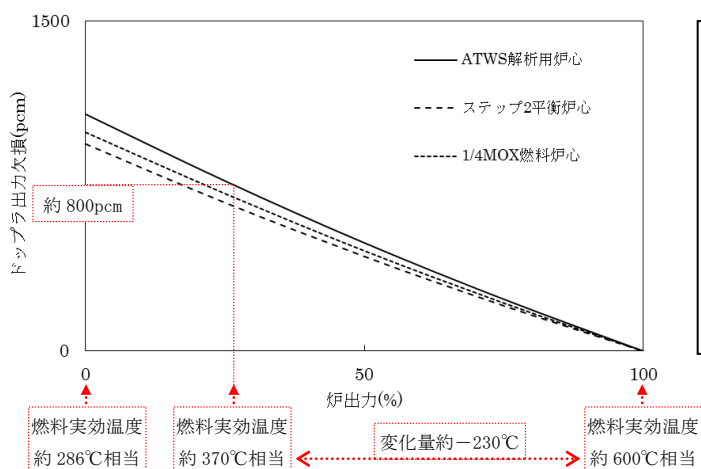


図 3 ドップラ出力欠損 (ATWS 解析)

(注) 図 3 は、出力とドップラ出力欠損の相関を示すものだが、燃料実効温度は減速材温度 (1 次冷却材温度) の影響を受ける。ATWS 事象では、出力は崩壊熱レベルまで低下しているものの、1 次冷却材温度が高い状態であるため、燃料実効温度は無負荷温度まで低下せず、約 370°C となる (図 2 参照)

図 3 から、燃料実効温度が約 600°C から約 370°C まで低下した際に添加される正の反応度は約 800pcm となる。

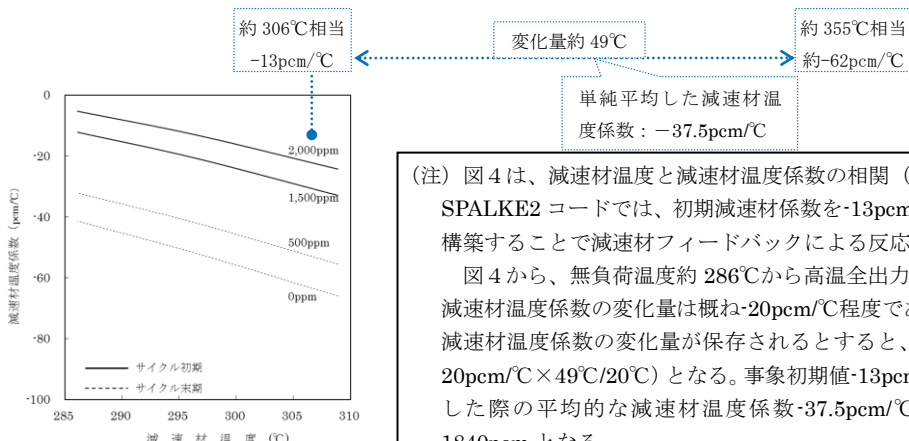


図 4 減速材温度と減速材温度係数の関係 (概念図)

(注) 図 4 は、減速材温度と減速材温度係数の相関 (概念図) を示すものである。

SPALKE2 コードでは、初期減速材係数を -13pcm/°C とし、事象進展中は時々刻々の断面積を再構築することで減速材フィードバックによる反応度効果を計算し解析結果を得ている。

図 4 から、無負荷温度約 286°C から高温全出力約 306°C まで (温度変化量にして約 20°C) の減速材温度係数の変化量は概ね -20pcm/°C 程度であり、仮に、306°C 以上の温度においてもこの減速材温度係数の変化量が保存されるとすると、約 355°C では約 -62pcm/°C (-13 pcm/°C - 20pcm/°C × 49°C/20°C) となる。事象初期値 -13pcm/°C (約 306°C 時点) と 49°C 上昇 (約 355°C 時点) した際の平均的な減速材温度係数 -37.5pcm/°C となり、49°C 上昇した場合の反応度は約 1840pcm となる。

燃料実効温度（炉心平均）について

燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位^{*}の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。

^{*}ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅

ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。

一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。

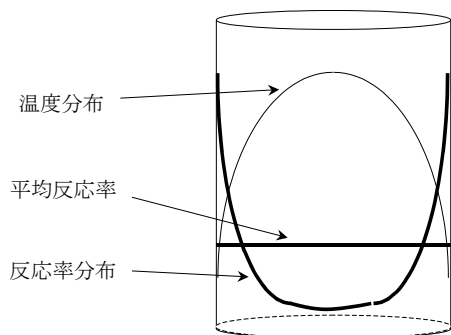


図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）

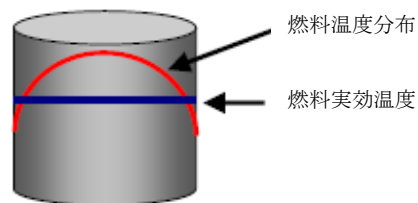
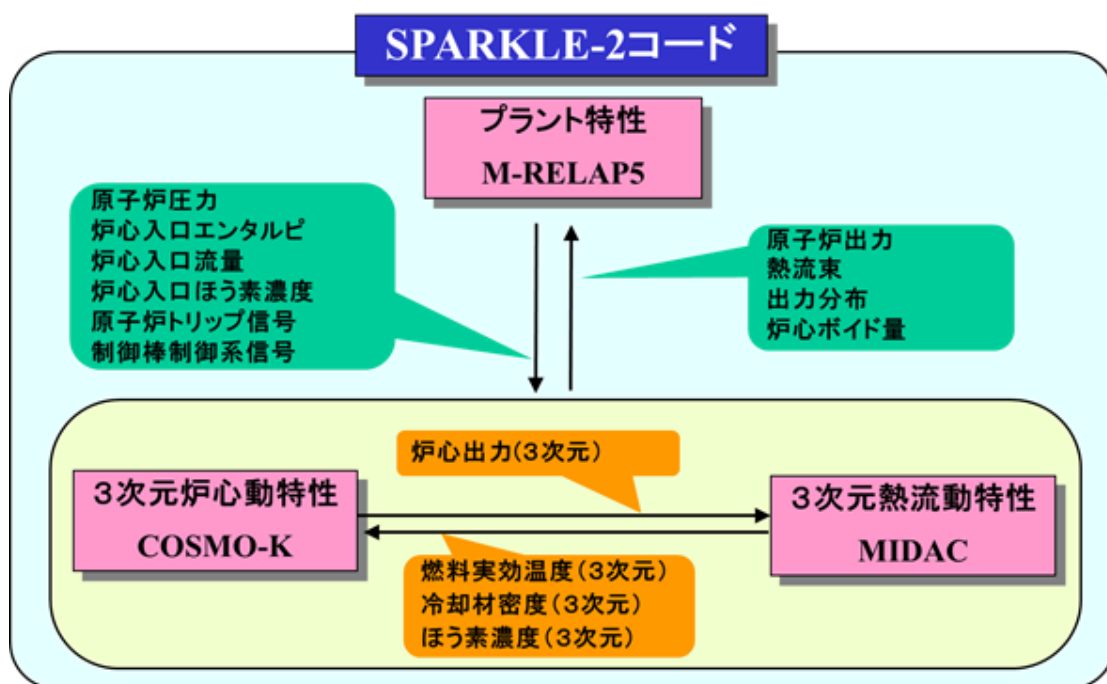


図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）



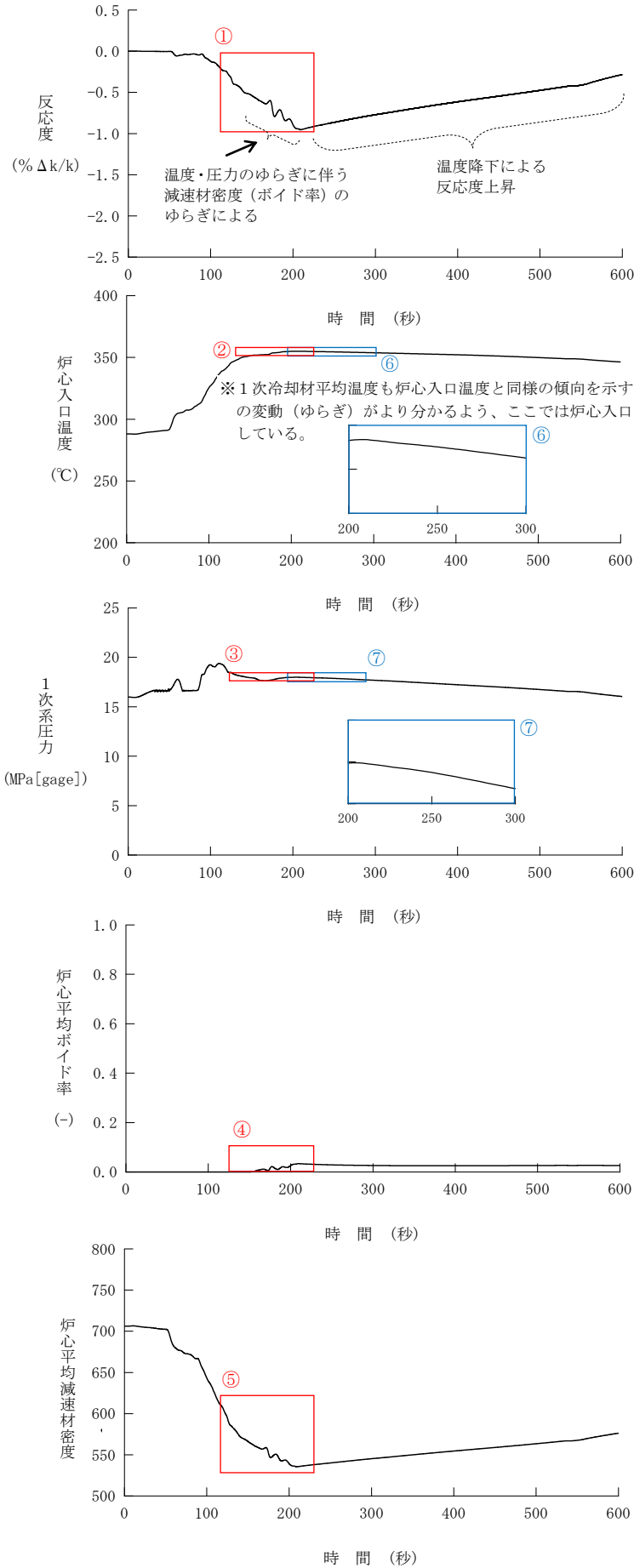
3-2. ATWSにおける反応度のゆらぎについて

ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）事象において、約170～200秒における反応度のゆらぎは、約150～170秒にかけて1次系圧力が減圧することで炉心にボイドが生成され、その後、1次冷却材温度及び1次系圧力がゆらぎながら上昇していく際に、炉心で生成したボイドの消滅・生成により冷却材密度がゆらぐため、反応度にもゆらぎが生じると考えられる。

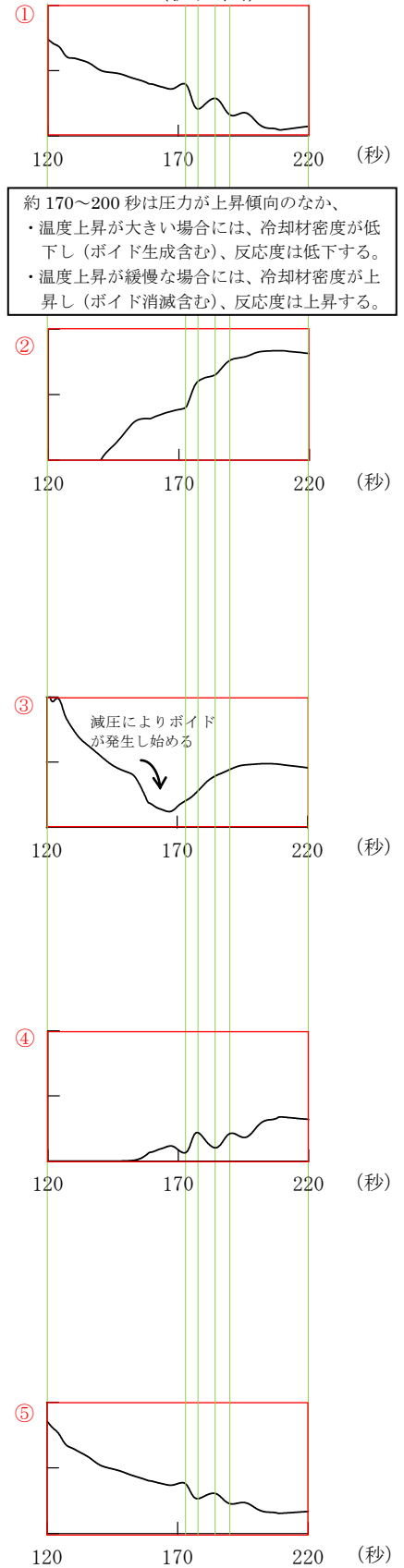
また、約200秒以降においては、1次冷却材温度および1次系圧力が安定して推移するため、冷却材密度がゆらぐ、反応度にもゆらぎが生じないと考えられる。

図1に反応度、1次冷却材温度（炉心入口温度）、1次系圧力、炉心平均ボイド率および炉心平均減速材密度の推移を示す。

図1 反応度他パラメータの推移



(拡大図)



4. ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について

ATWS（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も 345℃程度と高い状態である。＜添付 1 参照＞

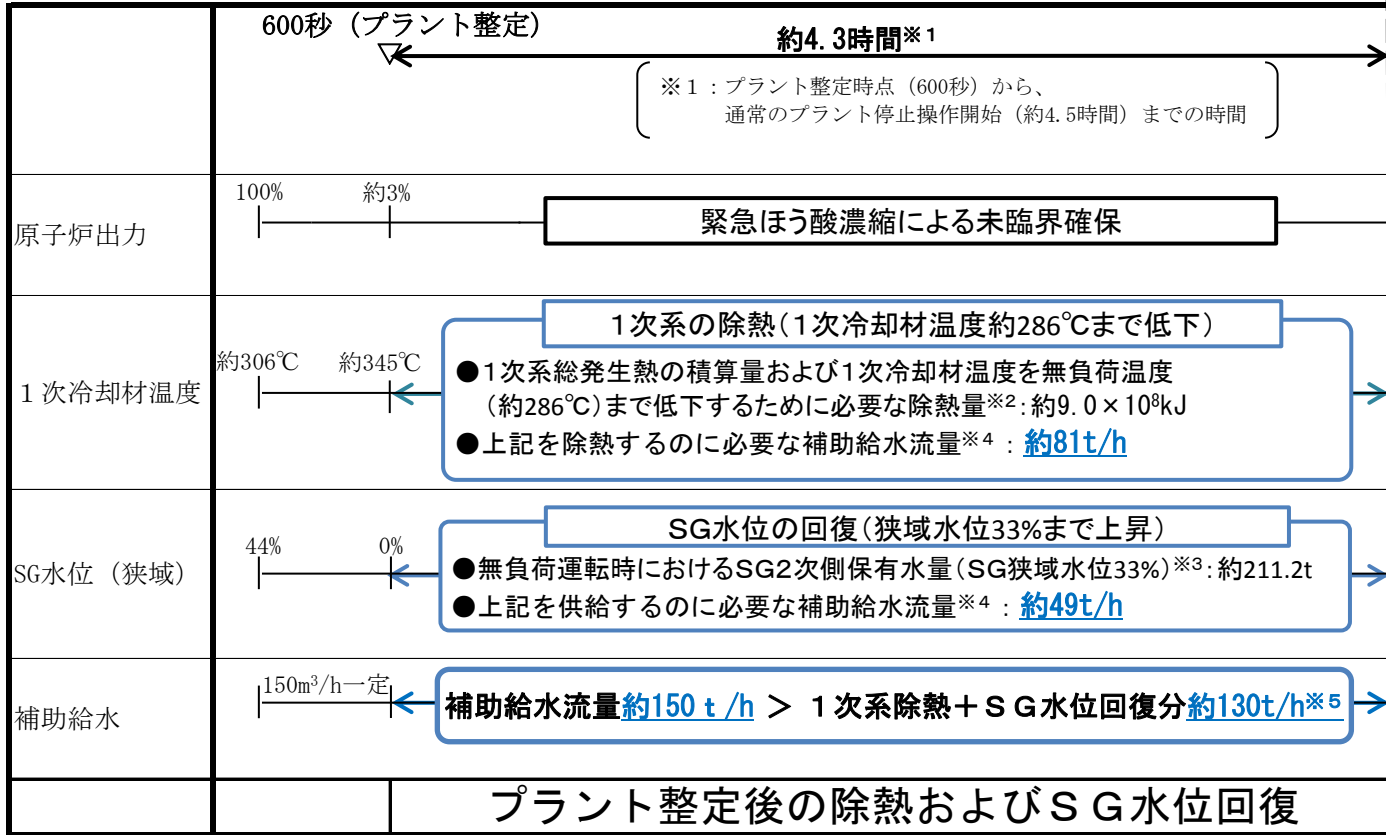
一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生 4.5 時間後）以降は、通常のプラント停止操作によって、1 次系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。

通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の自動開閉によって、1 次系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。

評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次系の除熱および SG 水位の回復は可能※であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮の完了する約 4.5 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。

※プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生約 4.5 時間後）の期間において、補助給水流量約 150t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 345℃から無負荷温度約 286℃まで低下させるのに必要な潜熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。

有効性評価（対応手順と所要時間）		備考
状況判断	▽0分 ▽10分	
緊急ほう酸濃縮		
SG 2次側による1次系冷却	主蒸気逃がし弁の自動開閉による	
余熱除去系による1次系冷却		
	▽約4.5時間 ▽約14時間	通常のプラント停止操作



以降は、通常のプラント停止操作により、1次冷却系の冷却・減圧が可能

<プラント状態>

- HSD（停止余裕確保）
- 1次冷却材温度：約286°C
- SG水位（狭域）：33%

※2 1次系総発生熱の積算量（崩壊熱+RCP入熱）：約 8.1×10^8 kJ
 1次冷却材温度低下（約345°C→約286°C）除熱量：約 0.9×10^8 kJ

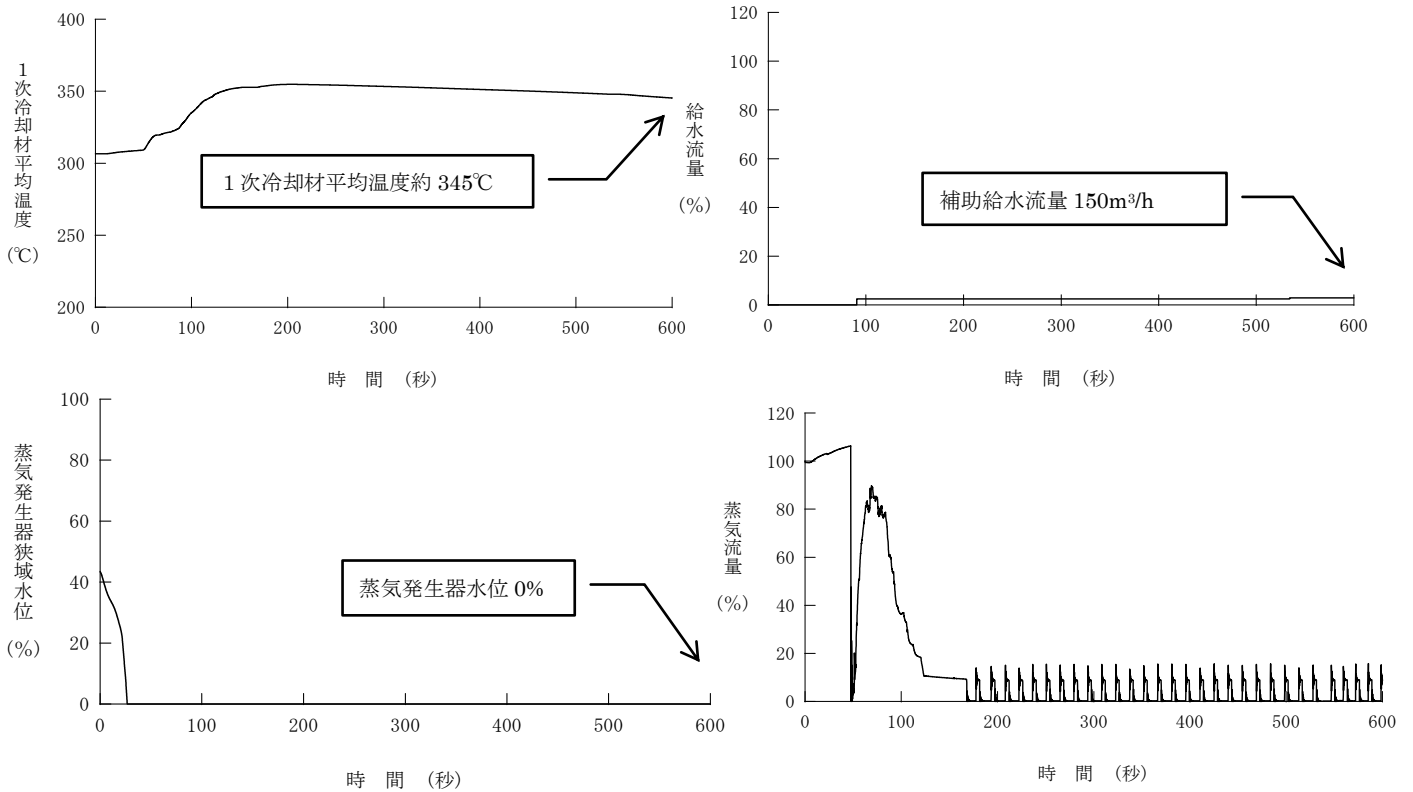
※3 SG1基あたりの保有水量：70.4t（無負荷運転時における水量+蒸気量）

※4 約4.3時間の期間における除熱および水位回復に必要な給水流量の平均値を示す。

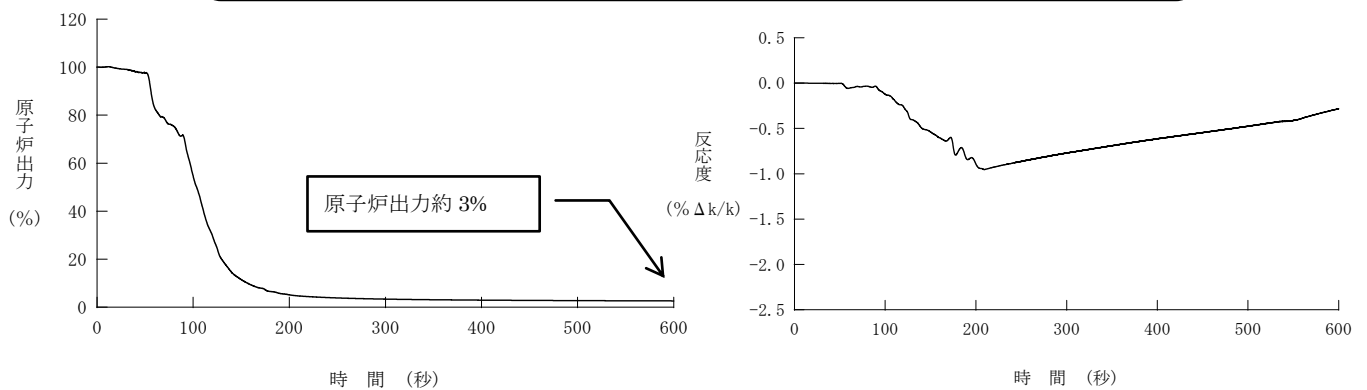
※5 除熱+SG水位回復に必要な給水流量：約81t/h+約49t/h=約130t/h

ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況

プラント整定時点（600sec）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約 345℃と高い状態にある。



なお、600sec 時点において炉心反応度は負であり、出力は低下中である（出力の再上昇は認められない）。



5. ATWS における炉外核計測装置 (NIS) 追従性と運転操作について

ATWS (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ (制御棒挿入) せず、ATWS 緩和設備の作動により 1 次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。

このため、ATWS 事象は、1 次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力低下とは異なる。

上記の相違点は、①NIS の特性と ATWS 事象時の追従性の観点、②NIS の追従性と運転操作の観点から、NIS による ATWS 事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。

①NIS の特性と ATWS 事象時の追従性

- a. NIS の測定原理および応答時間 (応答遅れ) ※¹を踏まえると、ATWS 事象進展中の原子炉出力変化の傾向 (低下および整定) を把握する点において運転管理上支障はない。

※1 : 核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は 10^{-4} 秒程度である。

- b. ATWS 事象では、1 次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS 指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無に関わらず同様のことが言える。
- c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束と NIS 出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向 (上昇/低下、整定) が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。
- d. なお、ATWS 事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない (下図参照)。

②NIS の追従性と運転操作

ATWS 事象は、ATWS 緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおり NIS により出力の低下及び整定を確認することができる。

また、ATWS 事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の確認をしたのち、緊急ほう酸濃縮操作を行って原子炉を停止 (未臨界達成) する。その際、NIS 指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮操作は NIS 指示値とは関係なく直ちに開始する。

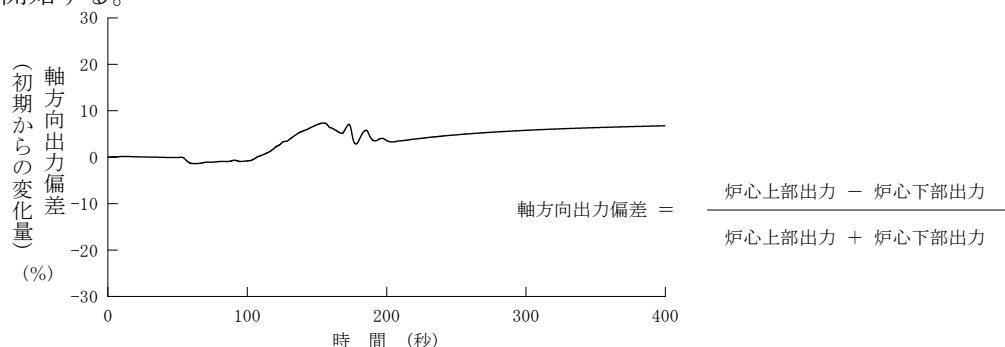


図 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移

NIS校正について

ONIS (Nuclear Instrumentation System : 炉外核計測装置) とは

原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。

- ① 中性子源領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視
- ② 中間領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視
- ③ 出力領域検出器(4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視

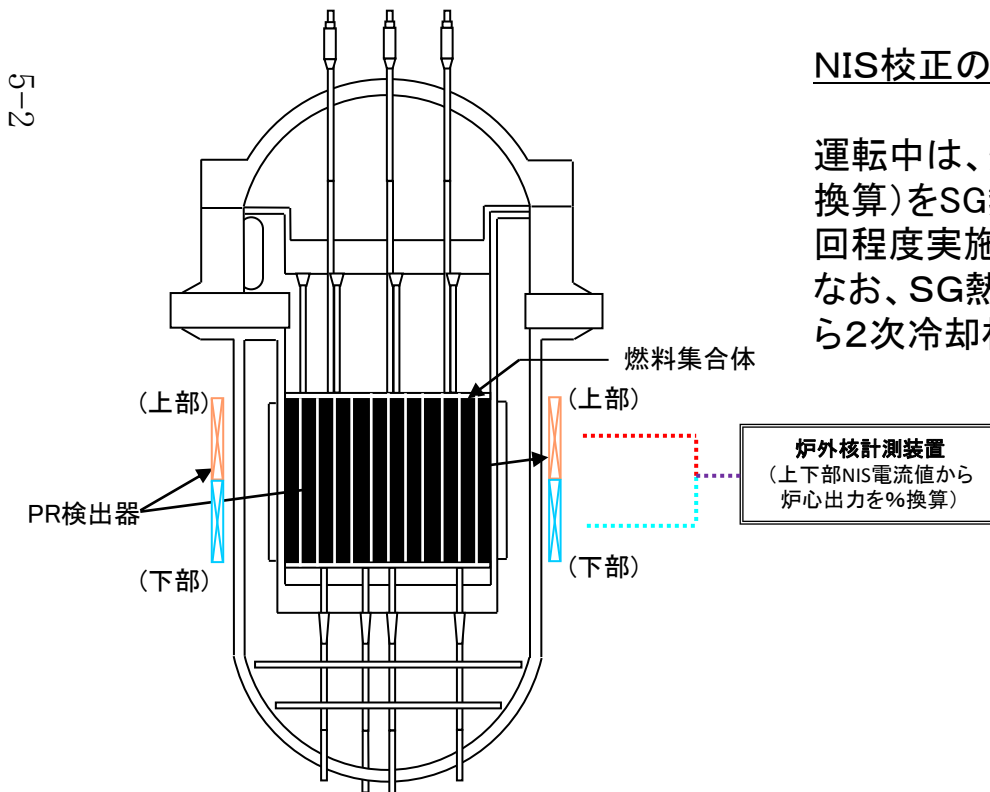
ONIS校正の概要

運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力(SG熱出力)が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG熱出力を目標としたNIS校正を実施する。

NIS校正の内容・頻度

運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS指示値(%換算)をSG熱出力(%換算)にあわせるNIS校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。

なお、SG熱出力とは、蒸気発生器(SG)を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。



6. L O C A 事象における破断位置設定の考え方について

重大事故等に対する対策の有効性評価における、大 L O C A 事象を想定する場合の破断位置設定は、「格納容器の除熱機能喪失」「E C C S 注水機能喪失」「E C C S 再循環機能喪失」においては、炉心損傷防止の観点及び「格納容器の除熱機能喪失」では、長期的な格納容器の健全性確認の観点も踏まえ低温側配管の破断を想定している。

また、格納容器破損防止対策の各事象においては、E C C S 注水機能に期待していないため、早期に炉心からの蒸気が系外に放出され、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の事象進展が早くなる、高温側配管破断を想定している。

重大事故においては、設計基準事故と異なり、E C C S 注入/再循環及び格納容器スプレイ/再循環機能の一部もしくは全てが機能喪失することから、結果を厳しくする破断想定についても設計基準事故とは異なってくる場合がある。

大破断 L O C A を想定している各重大事故事象における、E C C S 条件、重大事故対策、破断位置想定の方を表-1 に整理した。

同表に示すとおり、各々の事象に関して、重大事故対策の有効性の確認を行う観点から、E C C S 条件等から事象進展を踏まえた上で、破断位置を設定している。

表-2 には表-1 の考え方の根拠となる、低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の破断位置に対する E C C S (蓄圧注入、高圧/低圧注入) の効果、蒸気発生器伝熱、炉心の冷却性、原子炉格納容器へのエネルギー放出の各要素に対する影響を整理している。また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止のシーケンスにおける破断口位置に対する影響の概念図を図-1、2 に示す。

表-2 に示すとおり、事象に対する影響を踏まえると、炉心損傷防止の観点からは、炉心有効注入流量が少なくなり炉心再冠水が遅くなる低温側配管破断、格納容器破損防止の観点からは、炉心のエネルギーが放出されやすい状況となる高温側配管破断の想定が重大事故対策の有効性の確認に対して厳しい状態選定と判断される。

なお、「格納容器の除熱機能喪失」事象において、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を想定した場合、事故後の初期の破断流について、S G 2 次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ 1 次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、放出されるエネルギー量が大きくなることが考えられる。しかし、蒸気発生器出口側配管破断の格納容器圧力の上昇が相対的に厳しくなるのは事故直後に限られる。当該事象では、格納容器内自然対流冷却の有効性の確認として、事象後数時間程度経過後以降における格納容器内圧力や温度の挙動に着目した評価を実施しているため、その影響は僅かであり、有効性の確認に対し影響を及ぼすような相違が生じることはないと判断している。別紙として本事象における格納容器圧力の推移に対する破断位置の違いによる影響評価の結果を示す。蒸気発生器出口側配管破断と低温側配管破断は双方同様の挙動を示しており、格納容器破損防止の観点を考慮しても、低温側配管破断を想定することは妥当と判断される。

表-1 重大事故におけるLOCA時の破断想定のお考え方の整理

分類	事故シーケンス	ECCS条件	重大事故対策	破断位置
炉心損傷防止対策	格納容器の除熱機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 × CVスプレイ × 蓄圧注入 ○	・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 事象初期に1次冷却材ポンプの影響を受けない蒸気発生器出口側配管で流出エネルギーが増加する傾向となる。しかし、炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して低温側から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わる点で、蒸気発生器出口側配管破断と低温側配管破断は長期的には同等である
	ECCS注水機能喪失	高圧注入 × 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 ○ CVスプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・蒸気発生器2次側強制冷却	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 格納容器破損の観点からは、設計基準事故における格納容器健全性評価(大破断LOCA)の結果に包絡
	ECCS再循環機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 × CVスプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環	
格納容器破損防止対策	格納容器過圧破損 MCCI FCI 水素燃焼 (水素燃焼ではCVスプレイ動作)	高圧注入 × 低圧注入 × 高圧再循環 × 低圧再循環 × CVスプレイ × 蓄圧注入 ○	・代替格納容器スプレイ ・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却	高温側配管破断 (a) ECCS注入が期待できないことから、破断位置による炉心損傷・溶融開始への影響は小さい (b) 1次系外への蒸気放出を促進し、格納容器破損の観点から厳しい想定 (c) 原子炉下部キャビティ室へ流入する液相破断流が少なく、温度が高いことから、MCCI、FCIの観点から厳しい想定(影響は軽微)。 (d) 水素燃焼シーケンスにおいては、CVスプレイ動作により水素分圧が高めとなる想定としており、また、水素発生量を一定値に補正することから、破断位置による影響は小さい。
設計基準事故	ECCS性能評価 格納容器健全性評価 ※単一故障を想定	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 ○ CVスプレイ ○ 蓄圧注入 ○	-	(a) ECCS性能評価では、炉心冷却を厳しくする観点から低温側配管破断を想定 (b) 格納容器健全性評価では、炉心及び蒸気発生器2次側の熱を早く格納容器へ放出する観点から高温側配管破断もしくは蒸気発生器出口側配管破断を想定

表ー 2 重大事故における L O C A 時の低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の、破断位置が各要素に与える影響

破断位置	ECCS の効果		蒸気発生器伝熱管を通じた 2 次系からの加熱冷却効果	炉心冷却性		原子炉格納容器へのエネルギー放出
	蓄圧注入 (ブローダウン期間)	高圧/低圧注入 (ブローダウン期間以降)		ブローダウン期間	ブローダウン期間以降	
低温側配管	蓄圧注入水がバイパスして直接破断口に向かう割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が小さい(炉心残存保有エネルギーが大きい)。	注入水の一部が破断口から直接流出し、炉心冷却に寄与する割合が小さい。注入水の蒸発(潜熱)冷却により炉心発生蒸気量が多くなる。	炉心で発生した蒸気がさらに 2 次冷却系からの熱を受けて過熱蒸気となり、破断口から放出される。蒸気密度が小さく流速が増加することから破断点までの圧損が増加する。炉心過熱蒸気が 2 次冷却系温度よりも高くなる場合は逆に 2 次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。	炉心出口から破断口までの圧損が大きく炉心流量が停滞する傾向。またブローダウン終了が遅い。	炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい蒸気発生器、1 次冷却材ポンプがあり圧損が大きいため、炉心再冠水が遅れる。	炉心再冠水期間以降は、炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して低温側から流出する過程で蒸気発生器 2 次側からの熱が加わり、長期的には放出エネルギー流量が大きくなる。 炉心過熱蒸気が 2 次側温度よりも高くなる場合は逆に 2 次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。
高温側配管	蓄圧注入水が炉心を通過する割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が多い(炉心残存保有エネルギーが小さい)。	注入水のほぼ全量が炉心を通過するので注入水の顕熱冷却割合が多く、炉心発生蒸気量が少なくなる。	事象初期を除いて炉心発生蒸気又は 2 相流は蒸気発生器伝熱管を経由しないことから、2 次冷却系からの熱を受けない。	炉心上部から破断口までの圧損が小さく炉心は強い上昇流となる。またブローダウン終了が早い。	炉心出口ー破断口の圧損が小さく、破断口が炉心上部に位置することから蒸気又は 2 相流が直接放出されやすい。	ブローダウン事象進展が早く、1 次系初期保有エネルギーが蒸気発生器を経由せず直接放出されることから、短期的には放出エネルギー量が大きくなる。
影響を踏まえた、破断位置の想定						
炉心損傷防止	炉心損傷の観点からは、炉心有効注入流量が少なくなり炉心再冠水が遅くなる、低温側配管破断の想定が厳しい。 また、格納容器損傷防止の観点からは、短期的には高温側配管破断、長期的には低温側配管破断の想定が厳しい。(「格納容器の除熱機能喪失」事象では、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の妥当性の確認実施のため、長期的観点に着目した評価を実施)					
格納容器破損防止 ※ECCS 機能喪失	ECCS 機能喪失している状況下では、炉心のエネルギーが放出されやすい状況となるため、格納容器損傷防護の観点から高温側配管破断の想定が厳しい。(なお、水素燃焼のシケンスでは、高温側配管破断において水蒸気分圧が高めとなることが想定されるが、CV スプレイ動作を想定すること及び水素発生量を一定値に補正しており、破断位置による影響は小さいと考えられる。)					

(注) 「蒸気発生器伝熱管出口側配管破断」については、一般的に低温側配管破断と高温側配管破断の中間的な傾向を有するが、炉心再冠水期間以降、炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して流出する際には、蒸気発生器 2 次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ 1 次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、短期間に放出されるエネルギー量が大きくなる。ただし、事象進展が長期に亘り、緩やかに推移する状態においては、放出エネルギー量は低温側配管破断と同等と判断される。(「格納容器の除熱機能喪失」に対する影響確認評価を別紙に示す。)

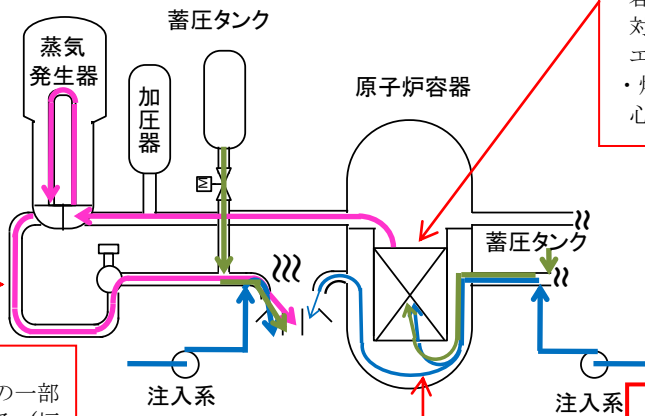
← 炉心から破断口への蒸気、二相流
 ← 高圧・低圧注入系
 ← 蓄圧注入

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、SG、RCPを経由するため圧力損失が大きい
 ・破断口に至るまでにSGからの熱の授受が生じる。(2次側から熱を受け過熱蒸気となる。)

(炉心の冷却)
 ・ブローダウン終了時点の格納容器内への放出エネルギーは相対的に小さい。(炉心残存保有エネルギーが大きい。)
 ・炉心有効注入水が少なく、炉心再冠水は遅れる。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水の一部は直接破断口から流出する。(炉心冷却寄与分が少ない。)

・炉心損傷防止の観点から厳しい。
 ・SGからの熱を受けるため長期的には格納容器損傷防止の観点から厳しい。

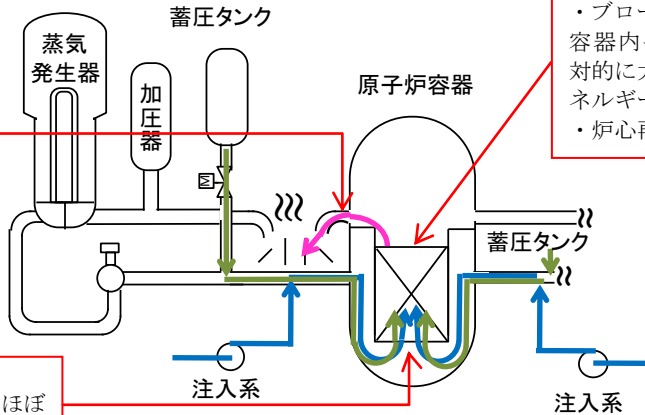


低温側配管破断

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、圧力損失が小さく、炉心からの初期の除熱効果が大きい。

(炉心の冷却)
 ・ブローダウン終了時点の格納容器内への放出エネルギーは相対的に大きい。(炉心残存保有エネルギーが小さい。)
 ・炉心再冠水がしやすい。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水のほぼ全量が炉心冷却に寄与する。



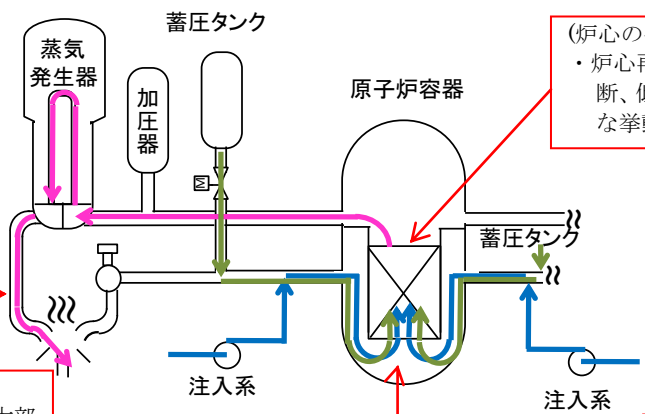
高温側配管破断

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、SGを経由するため高温側配管破断と比べ圧力損失が大きい。
 ・破断口に至るまでにSGからの熱の授受が生じる。(2次側から熱を受け過熱蒸気となる。)

(炉心の冷却)
 ・炉心再冠水は、高温側配管破断、低温側配管破断の中間的な挙動。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水の大部分は炉心冷却に寄与する。

・SGからの熱を受けるため格納容器損傷防止の観点から厳しい。



蒸気発生器出口側配管破断

図-1 炉心損傷防止の事故シーケンスにおける破断口位置の影響概念図

- ← 炉心から破断口への蒸気、二相流
- ← 高圧・低圧注入系(不作動)
- ← 蓄圧注入

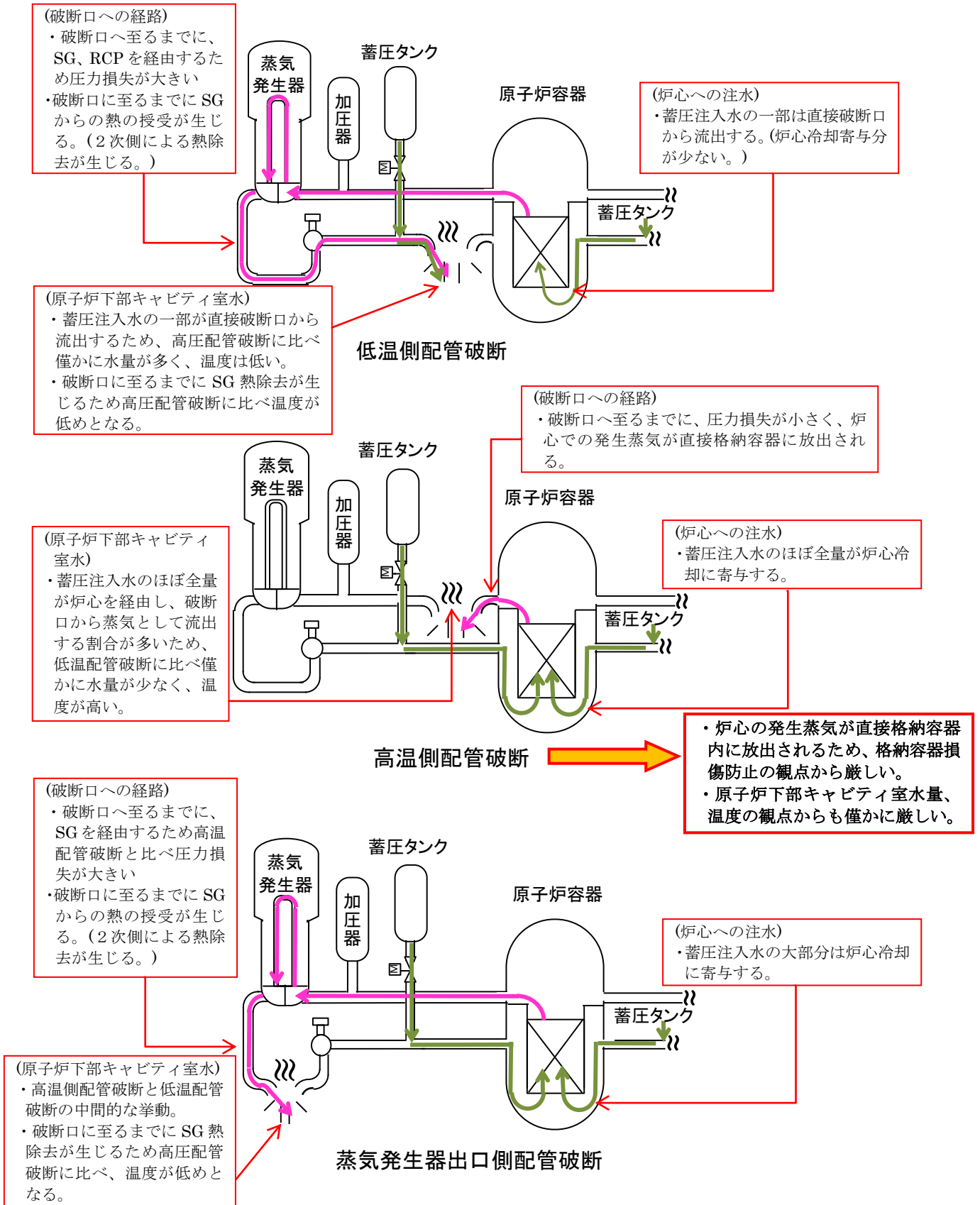


図-2 格納容器破損防止の事故シーケンスの破断口位置による影響概念図

格納容器除熱機能喪失事象における破断想定位置変更時の影響について

格納容器除熱機能喪失事象に炉心損傷防止の観点および長期的な格納容器破損防止の観点から低温側配管の破断を想定している。

しかしながら、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を想定した場合、低温側配管破断と同様に炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して流出する際に、蒸気発生器 2 次側からの熱が加わる条件であり、また、蒸気の放出に際し 1 次冷却材ポンプの流動抵抗を受けないため、事象初期で格納容器内に放出されるエネルギー量が多めとなり、厳しい条件と考えられる。

このため、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を破断想定位置とした場合の影響について確認評価を実施した。

＜解析条件＞

解析条件を以下に示す。

項目	申請書解析条件	感度解析条件
解析コード	MAAP	同左
原子炉出力（初期）	100%(2,660MWt)×1.02	同左
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	同左
1次冷却材平均温度（初期）	304.5℃	同左
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)	同左
格納容器自然対流冷却開始	格納容器最高使用圧力到達＋ 30分	同左
格納容器再循環ユニットへの 通水流量	120m ³ /h×2台	同左
破断位置、口径	低温側配管の完全両端破断	蒸気発生器伝熱管出口側配管 の完全両端破断
格納容器自由体積	67,400m ³	同左
1次冷却材体積	264m ³	同左

＜解析結果＞

格納容器圧力の短期応答を図-3に示す。また、長期応答を図-4に示す。その結果、事象初期においては、1次冷却材ポンプの流動抵抗を受けることなく、炉心及び蒸気発生器 2 次側の熱を 1 次冷却材が格納容器に輸送すること、また、蒸気発生器出口側配管破断の破断口径が相対的に大きいことから、事故発生直後の格納容器圧力の上昇は蒸気発生器伝熱管出口側配管破断の場合の方が僅かに大きくなる。しかし、その後は、蒸気流出が相対的に多い蒸気発生器出口側配管破断で 1 次系圧力が低く推移して ECCS 注入水量が多めとなるため、炉心がより冷却される傾向となる。その結果、格納容器自然対流冷却開始までは、低温側配管破断で格納容器圧力は高めに推移し、格納容器自然対流冷却開始以降においては、両者でほぼ同様の応答を示している。

よって、格納容器除熱機能喪失事象において低温側配管の破断を想定することは、炉心損傷の観点でより厳しく、かつ、より崩壊熱レベルの高い早期に自然対流冷却が開始

されることから再循環ユニットに要求される性能をより厳しく見積もることになり、妥当と判断される。

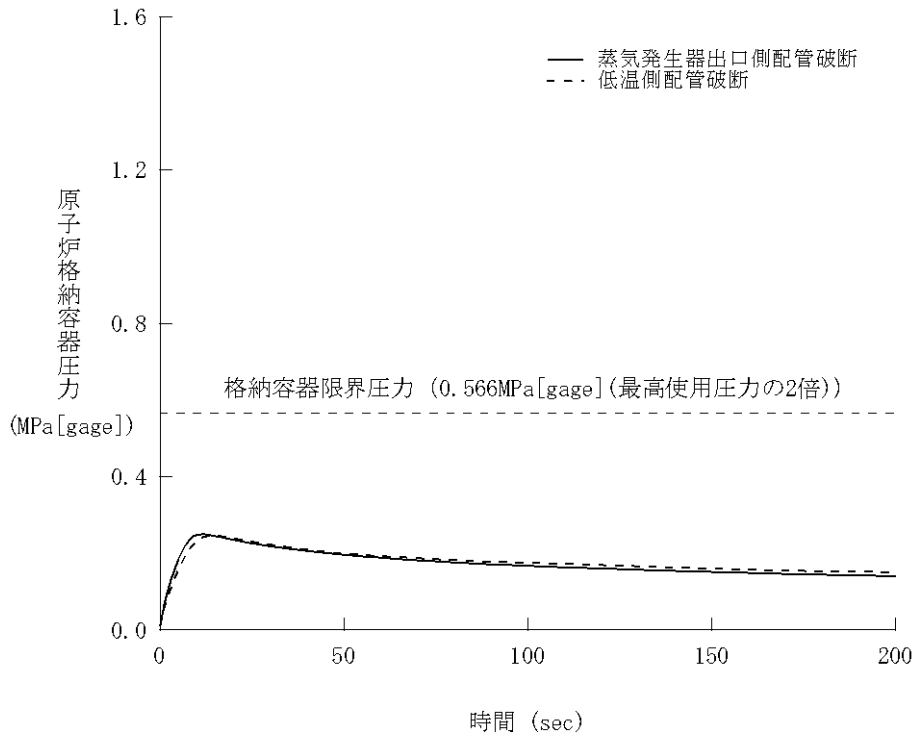


図-3 格納容器圧力の時間変化 (短期応答)

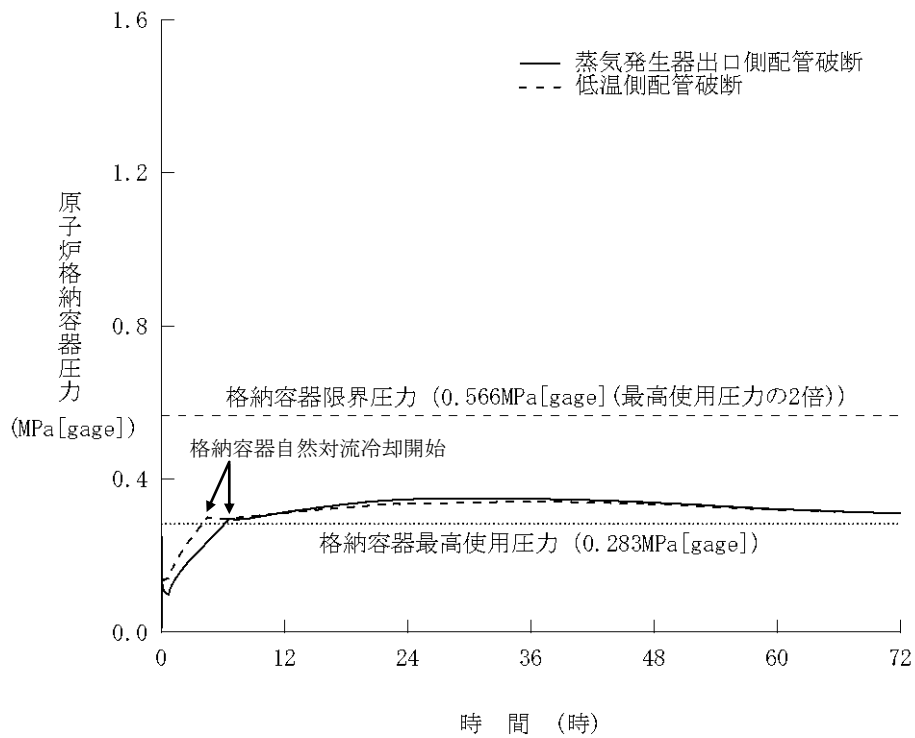


図-4 格納容器圧力の時間変化 (長期応答)

7. CV 過圧破損事象における代替 CV スプレー開始の時間余裕について

泊3号機のCV過圧破損事象では、事象発生の約19分後に炉心溶融が生じ、約1.5時間後に原子炉容器破損に至る評価結果となっている。

当該事象のシナリオにおいては、事象発生の約49分後（炉心溶融30分後）から代替CVスプレーポンプによりCV内に注水を行なうことで、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティ室に十分な水を溜め、原子炉下部キャビティ室に落下した溶融炉心とコンクリートの反応を抑制し、ベースマット浸食を防止することとしている。

上記のプロセスにおいては、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティ室に炉心溶融デブリが落下する前に、落下したデブリを冷却・固化するだけの十分な量の冷却材が当該エリアに存在することが必要となる。

事象発生の約1.5時間後、原子炉容器破損直後に原子炉下部キャビティ室に落下する炉心溶融デブリ（評価値＝約42 t）を固化、冷却するのに必要最小限の水量は、欄外の考察に示すように約20 tである。

一方、CV過圧破損事象発生後には、1次冷却系からの破断流によって、代替CVスプレー作動前にも原子炉下部キャビティ室内に約20tonの水量がある（図1参照）ことから、原子炉容器破損直後に落下する炉心溶融デブリは、最低限これで冷却可能と考えられる。（ただし、その後断続的に続く溶融炉心デブリの落下を冷却する水は残らないことから、代替CVスプレー注水によって補う必要がある。）

さらに不確実性を考慮し、原子炉容器破損時点では、最低限必要と評価される水量（20 t）の2倍程度の水を確保することとした場合、図1より、代替CVスプレーによる注水を事象発生から1時間後には開始する必要がある。

以上より、泊3号機のCV過圧破損事象においては、事象発生から1時間後までに代替CVスプレーを作動させる必要があると考える。

【原子炉容器破損時点で落下する溶融デブリの冷却に最低限必要な水量】

泊3号機のCV過圧破損事象においては、原子炉容器破損の直後に約42 tの溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下する。この落下した溶融炉心の保有エネルギーは、溶融炉心の物性値を UO_2 で代表させることで、以下のように概算することができる。

$$42.35 \times 10^3 [\text{kg}] \times (0.274 [\text{MJ/kg}] + 373 \times 10^{-6} [\text{MJ/kg/K}] \times (2500 [\text{K}] - 373 [\text{K}])) \\ \doteq 4.52 \times 10^4 [\text{MJ}]$$

UO_2 の潜熱...0.274MJ/kg（単位重量の溶融炉心を固化させるのに必要な除熱量）

UO_2 の比熱... $373 \times 10^{-6} \text{MJ/kg/K}$

（単位重量の UO_2 を 1°C 温度低下させるのに必要な除熱量）

上記より、溶融炉心を水の蒸発で固化し、 100°C 以下まで冷却するのに要する水量は、以下ようになる。ただし、水の物性値は大気圧に対する飽和条件を使用する。

$$4.52 \times 10^4 [\text{MJ}] / 2257 \times 10^3 [\text{MJ/kg}] \doteq 20 [\text{ton}]$$

水の蒸発潜熱（大気圧）... $2257 \times 10^3 [\text{MJ/kg}]$

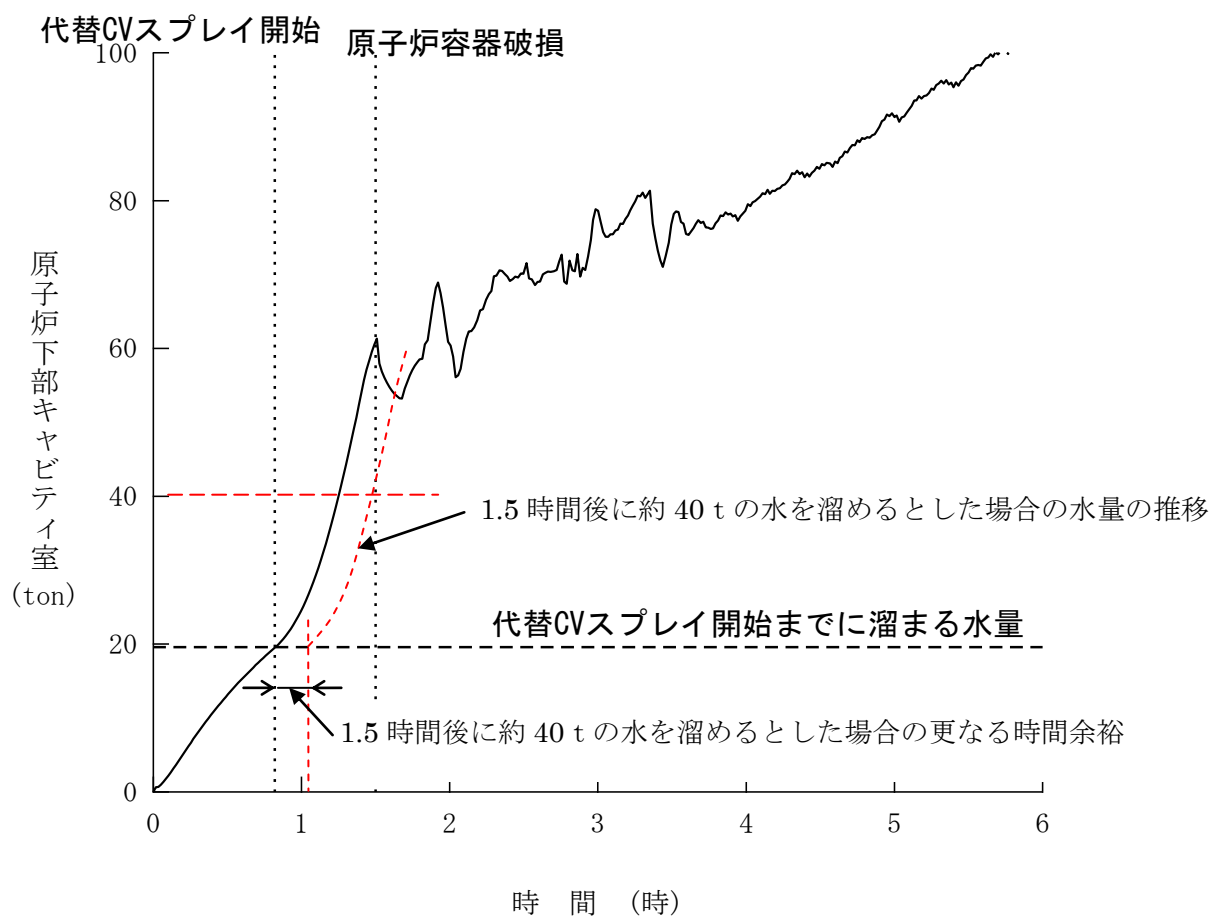


図1 格納容器過圧破損事象時の原子炉下部キャビティ室の水量の推移