

(別添 7)

1～3号機のシールドプラグ付近の放射線測定及び線量評価

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. 背景及び目的

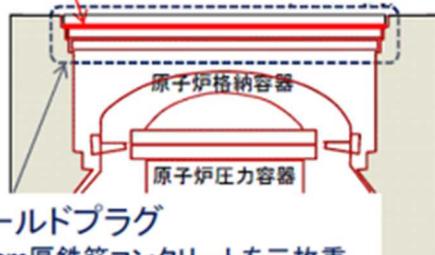
これまで調査チームでは、福島第一原子力発電所施設内における放射線源に関する調査を実施してきた。その中で、1-3号機に共通する強い放射線源として、1-3号機の原子炉建屋5階オペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)の原子炉格納容器上部に設置されているシールドプラグ付近に除染後においても周辺線量当量率が低下しない強い放射線源が存在していることを確認していた。このことは1-3号機間で差はあるものの、通常考えられていた量を大きく超える放射性物質がシールドプラグの1層目(頂部カバー)と2層目(中間カバー)間に存在することが推定される(図2)。3. 以降に各号機の汚染状況を報告する。なお、各号機は、水素爆発の影響の有無、原子炉建屋の損壊状況がそれぞれ異なるため、使用できる検出器も周辺の線量率や空間等の環境に合わせて選択している。



図1 1-4号機の東京電力福島第一原子力発電所事故後直後の外観

線源と考えられる高密度汚染箇所

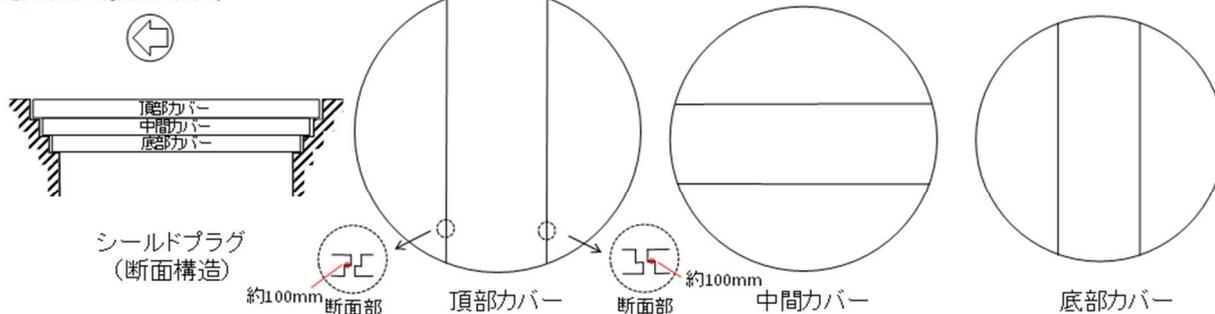
各号機共通



シールドプラグ

(60cm厚鉄筋コンクリートを三枚重ねている。各層直径約11.3~11.8m、三分割のプラグで構成)

図2 シールドプラグの概観構造



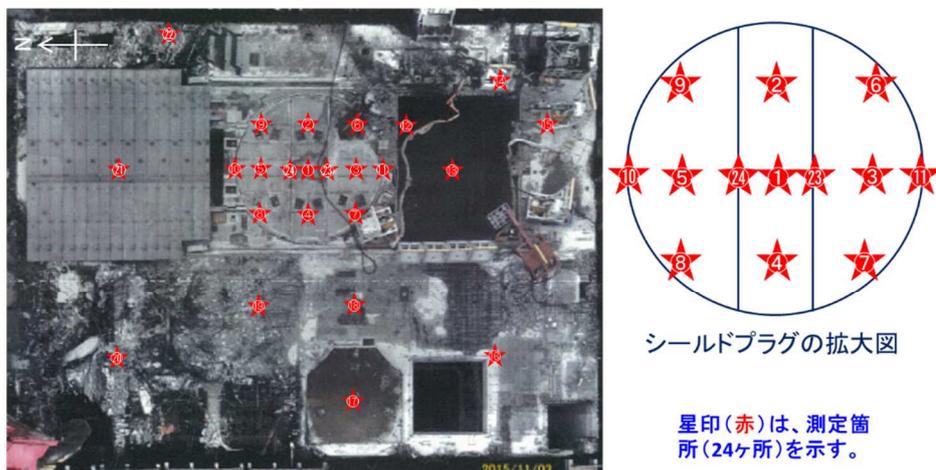
	頂部カバー	中間カバー	底部カバー
1号機	直径 約12,400mm 厚さ 約630mm 重さ 63t,56t,63t	直径 約12,100mm 厚さ 約630mm 重さ 59t,55t,59t	直径 約11,800mm 厚さ 約630mm 重さ 55t,53t,55t
2号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t
3号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t

図3 シールドプラグの構造※

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

2. 1-3号機のおペフロの状況

○スペクトル測定箇所(測定日:平成27年11月19日) 3号機おペフロ



- オペフロ上の様々な地点(原子炉ウェル上、鉄遮蔽上、崩落箇所、使用済燃料プール上、ライニング施行箇所等)において測定(24箇所)。
- 放射線検出器がおペフロ上の約50cmとなる高さになるよう設定。
- 特に、高濃度汚染が想定される原子炉直上のシールドプラグについては、プラグ中央部、継目付近など複数の箇所を選択し重点的に測定。

12

図4 3号機のおペフロの状況 (2015年11月19日)



図5 2号機のおペフロの状況 (2018年11月6日)



図6 1号機のオペフロの状況※

※「1号機オペレーティングフロ調査結果（中間）について」（2017年3月30日、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議）

表1 1～3号機オペフロの汚染等の状況

対象号機	1号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	3層とも大きなズレ 1層目に変形あり	外観上の大きな ズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
5階天井、壁、柱などの破損	大規模に破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	汚染あり 測定への影響度不明	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り	有り	有り
除染実績	実施中	実績あり	実績あり
除染効果	低下傾向 周囲の瓦礫影響が大きい	880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	表層5mm程度ハツリ 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
表面汚染レベル(線量のみ)	平均150mSv/h(表面) 平均100mSv/h(1.2m高さ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 片付け進行中	有り 片付け進行中	ほぼ無し
選択した測定方法	GM計数管 (東京電力)	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器
測定箇所	深さ 1層目と2層目の隙間 表面 シールドプラグの中心	深さ 1層目上方 約30cm 表面 シールドプラグ全体	深さ 1層目上方 約50cm 表面 シールドプラグ全体
汚染レベルの導出に用いた汚染密度	1.3E+8 Bq/cm ²	3.95E+10 Bq/cm ² ～6.6E+10 Bq/cm ²	平均 2.7E+10 Bq/cm ²
汚染密度の評価方法	電磁カスケードモンテカルロコードegs5(3)		
測定によるシールドプラグ裏面汚染レベルの推定値	0.1-0.2PBq	40-70PBq	30PBq

3. シールドプラグ上段と中段間の汚染量の検討

3-1. はじめに

1号機、2号機及び3号機について、シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）のCs-137による汚染量を検討した。2号機と3号機については、電磁カスケードモンテカルロコード egS⁵³⁾による計算結果とビルドアップ係数を用いた点減衰核計算を用いて比較検討した。

3-2. 点減衰核計算

3-2-1. 直接線による周辺線量当量率

半径 R_0 (cm) の面線源の上部に、厚さ t cm の遮蔽があるときの、中心軸上 h cm の直接線の光子束は、以下の式で求めることができる¹⁾。

$$\phi = \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (1)$$

$$\sec(\beta) = \frac{\sqrt{R_0^2 + h^2}}{h} \quad (2)$$

μ は遮蔽の線減衰係数、 Q_s は単位面積当たり毎秒放出される光子数 (photons/cm²/sec)、 $E_1(x)$ は1次の指数積分である。1cm線量当量換算係数 (Γ_{1cm}) を用いて、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C を求める。1 cm線量率は、1 MBq の点線源から1 m の位置での μ Sv/h 単位の1cm線量当量率である。崩壊当たり q 個の光子を放出する1 MBq の線源から1 m 離れた位置での光子束は、

$$\phi_{1MBq,1m} = \frac{10^6 q}{4\pi \times 100^2} = \frac{10^2 q}{4\pi} \quad (3)$$

であるため、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C は、

$$C = \frac{\Gamma_{1cm}}{\phi_{1MBq,1m}} = \frac{\Gamma_{1cm} \times 4\pi}{10^2 q} = \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \quad (4)$$

である。(1)式及び(4)式から、1cm線量当量率 D は、

$$\begin{aligned} D &= \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \times \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \\ &= 0.02\pi\Gamma_{1cm} \times \frac{Q_s}{q} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (5) \end{aligned}$$

Q_s/q は、単位面積当たりの Bq 数 (Bq/cm^2) に対応する。

μ は、 γ 線のエネルギーにより異なることから、複数の γ 線を放出する核種の場合は、 γ 線毎に、 Γ_{1cm} を求めて計算する必要がある。(別添 7-1)

3-2-2. 散乱線を含めた周辺線量当量率

直接線による周辺線量当量率に、コンクリートの「周辺線量当量ビルドアップ係数」を乗じることにより、散乱線を含めた周辺線量当量率を得ることができる。しかしながら、面線源の上部のコンクリートがある場合には、線源位置により、コンクリートを透過する厚さが異なるので、適用するビルドアップ係数も異なる。最短は、 μt (mfp) で、最大は $\mu t \sec(\beta)$ (mfp) である。BF(μt) を用いた場合が下限値となり、BF($\mu t \sec(\beta)$) を用いた場合が上限値となる。

3-2-3. 電磁カスケードモンテカルロコード³⁾による計算

面等方線源からの γ 線束を線源と検出器を置き換える手法²⁾を電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾に適用してシールドプラグ上部の周辺線量率を計算した。

egs5 の結果と点減衰核計算の比較を表 2 に示す。電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾の結果は、点減衰核計算の範囲となっており、妥当な結果であることが確認できる。

表 2 点減衰核計算と egs5 計算の比較 ($\mu Sv/h$ per Bq/cm^2)

Height (m)	Point Kernel		egs5	
	Cs-134			
0.5	2.16E-06	~4.42E-05	3.75E-06	± 1.91E-08
1.0	2.16E-06	~2.27E-05	3.64E-06	± 1.83E-08
1.5	2.16E-06	~1.44E-05	3.51E-06	± 1.69E-08
5.0	2.14E-06	~3.99E-06	2.51E-06	± 1.17E-08
	Cs-137			
0.5	4.20E-07	~2.88E-06	9.62E-07	± 5.91E-09
1.0	4.20E-07	~4.56E-06	9.30E-07	± 5.47E-09
1.5	4.20E-07	~2.88E-06	8.97E-07	± 5.20E-09
5.0	4.18E-07	~7.89E-07	6.30E-07	± 3.58E-09

3-3. 3号機オペフロの場合

3-3-1. 鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定結果

3号機オペフロでは、2015年11月に、東京電力の協力を得て、鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定を行い、シールドプラグ下部の Cs-137 量の推定を行った。本検討とは若干異なるが、同じ手法で、シールドプラグ表面から約 50 cm 位置の CdZnTe 検出器による測定結果から Cs-137 全エネルギー吸収ピーク計数率を計算し、測定されたピーク計数率から Cs-137 の汚染密度を求めている。シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上の測定位置を図 7 に、推定に用いた測定結果を表 3 に示す。汚染密度は、 $8.1\text{E}+09$ から $5.7\text{E}+10$ Bq/cm² で、平均は $2.7\text{E}+10$ Bq/cm² である。半径 6 m の隙間に一様に Cs-137 があるとすると、総量では、9.2 から 64 PBq、平均値を使うと 31 PBq となる。（別添 7-1）

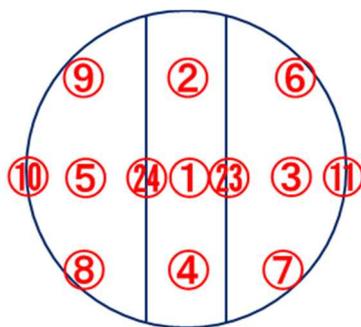


図 7 鉛コリメータ付き CdZnTe によるシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上での測定場所

表 3 ピーク計数率と Cs-137 汚染密度

Point	Peak count rates (cps)	Concentration (Bq/cm ²)
No. 1	32.8	5.7E+10
No. 2	7.19	1.2E+10
No. 3	23.4	4.0E+10
No.4	4.72	8.1E+09
No. 5	8.67	1.5E+10

3-3-2. 50 cm 位置での周辺線量当量率

2016年3月に東京電力が測定したシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上、約 50 cm での線量当量率 85.8 mSv/h⁴⁾（線量計下部に鉄遮蔽を置いた測定で、測定値 8.58 mSv/h

の 10 倍が実際の線量率という説明を適用)という結果が報告されている。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.15 : 1 である。3-3-3 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、約 50 cm 位置での周辺線量当量率は、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=9.620\text{E}-7*2.7\text{E}+10+3.75\text{E}-6*0.15*2.7\text{E}+10=41 \text{ (mSv/h)}$$

となる。測定値の半分の線量率であるが、ほぼ対応する値であり、調査チームが推定したシールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 下部の汚染密度の妥当性を示していると言える。

一方、シールドプラグ中心の 5 m 高さでの周辺線量当量率が、2015 年 1 月 8 日に 213 mSv/h という結果がある。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.3 : 1 である。3-3-3 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=6.30\text{E}-7*2.7\text{E}+10+2.51\text{E}-6*0.3*2.7\text{E}+10=37.4 \text{ (mSv/h)}$$

となり、測定結果の 17 % 程度となる。約 5 m 高さでは、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の測定値が推定値より 5 倍以上高いが、シールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 上部以外の周辺にも汚染の程度が高い場所があることから、測定値は広い領域の線源の合計となっていると考えられる。

3-4. 2号機オペフロの場合

2号機オペフロでは、2019年2月に東京電力が行ったスミアの結果⁵⁾から、Cs-134とSb-125の汚染密度はCs-137の1/10であった。Sb-125について、厚さ60cmコンクリート表面から約1.5mでの周辺線量当量率は、egs5の結果から、 $3.32\text{E}-07 \mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$ が得られている。Cs-137の汚染密度が 1 Bq/cm^2 の時、約1.5m高さでの周辺線量当量率は、Cs-134、Cs-137、Sb-125の寄与を合計すると

$$D = 3.51\text{E}-06*0.1 + 8.97\text{E}-07 + 3.32\text{E}-07*0.1 = 1.28\text{E}-06 \\ (\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2 \text{ of Cs-137})$$

となる。

参考文献5の14ページに示されている2号機オペフロのシールドプラグ1層目(頂部カバー)上部約1.5mでの周辺線量当量率は、79 - 148 mSv/hである。これを平均の114 mSv/hであるとする。また、添付資料において、シールドプラグ及び周辺の表面における周辺線量当量率から、少なくとも周辺線量当量率の30 mSv/h程度が表面汚染による線量率であると考えられる。そこで、シールドプラグ1枚目(最上層)表面の汚

染による周辺線量当量率が 30 mSv/h であり、残りの 84 mSv/h がシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）の間の汚染による周辺線量当量率であるとして、Cs-137 の汚染密度を求める。単位面積当たりの汚染密度を S とすると、

$$S = 84 * 1000 / 1.28E-06 = 6.6E+10 \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$$

となり、半径 6 m の領域では、約 70 PBq となる。測定時に遠方の線源による周辺線量当量率の影響を受けているが概算としては妥当な汚染密度であると考えられる。

3-5. 1号機オペフロの場合

1号機の場合、シールドプラグは通常の設定位置から移動、一部は変形、破損していることが確認されている。この点で、シールドプラグの1層目（頂部カバー）等は、水素爆発の影響を受けていることが強く推察されるが、少なくとも全3層のシールドプラグの隙間の汚染は、外部へ大きく暴露はされておらず、特に1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間は直接測定が実施できており、その結果として汚染が集中している現状を捉えており、この状況は、セシウム等の付着メカニズムは現時点で不明であるが、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の10mm程度の隙間を、セシウムを含む水蒸気が通過していた痕跡であるとすれば、1号機のみならず2及び3号機のシールドプラグが同様な汚染となると考察できる。2019年9月の東京電力の測定結果⁶⁾では、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の周辺線量当量率が、1-1.5 Sv/h程度であり、端の部分が相対的に低く、中心に行くほど高くなる結果が示されている。このことは、周辺線量当量率として、中心の計測値ほど周辺の線量率の寄与を受けることから、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間にはほぼ一様な密度で汚染が蓄積していることを示していると思われる。

水素爆発により、シールドプラグが破損しており形状が複雑になっている。添付資料に示すように、測定状況を仮定し、シールドプラグ上部と中間部の間での周辺線量当量率から推定したCs-137の汚染密度は大凡 1.3×10^8 Bq/cm²程度で、総量では、0.1-0.2 PBqである。

4. 1-3号機の比較

シールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の汚染のメカニズム（付着など）についてはまだ不明であるが、基本的にシールドプラグが健全であれば「狭隘な流路」が維持されることから、セシウムを含む水蒸気等の供給が長く続くほど、汚染密度は高くなると考えられる。水素爆発などの影響でシールドプラグが通常の設定位置から移動している場合などは、シールドプラグの隙間に滞留せずに隙間の多い部分から出ていく割合が多くなり、汚染密度は小さくなると思われる。各号機のシール

ドプラグの状況を整理すると、1号機では12日15時36分の水素爆発まで、3号機では14日11時1分の水素爆発まで、2号機では基本的に現在まで健全な状態が保たれていると考えられる。その上で、表1に示したように、1号機は、2,3号機と比較して、汚染密度が100分の1程度であり、明らかに汚染の状況が異なっている。この差分については、東京電力福島第一原子力発電所事故後の除染や雨水等の環境影響も一つの要素であるが、基本的には水素爆発直前までのセシウムを含む水蒸気の発生、流動、事象進展等の状況が反映されていると考えられる。よって、今後、号機間の相違に加えて、各号機の個別の状況についても考察を深めていくこととしている。

5. 2号機における線量測定の精度向上について

1. はじめに

2号機オペフロでのコリメータ付き線量計で測定した床面から305mm位置での「表面 γ 線線量率」の結果を用いて、3層のシールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の隙間に蓄積しているCs-137の汚染密度を推定した。

2. 測定内容と結果

図8に示す様に、東京電力による測定⁹⁾は、厚さ60mmの鉛製のコリメータ内に線量計を設置し、床面から305mmの位置で測定したものである。コリメータの構造から表面では直径300mmが測定対象となっている。なお、本測定で用いた検出器等の詳細な情報が東京電力からの情報提供により明確となったことから本解析が可能となった。

■ γ 線線量率(1cm線量当量率)

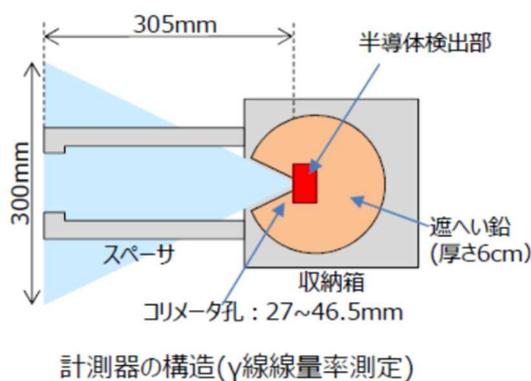


図8 2号機オペフロの表面 γ 線線量率測定に使用された線量計⁹⁾

シールドプラグは数個のパーツで面を形成し、それが頂部、中間、底部の3層に積まれている。これまでシールドプラグ上方の線量率を測定してきたが、一定の高さでの測

定では、主にシールドプラグ全体（下層部の汚染も含む）、パーツの継ぎ目（以下「プラグ継ぎ目」という。）、ファンネル、及び比較的遠方でも強力な線源等、オペフロ内面に蓄積した汚染を測定してきた。

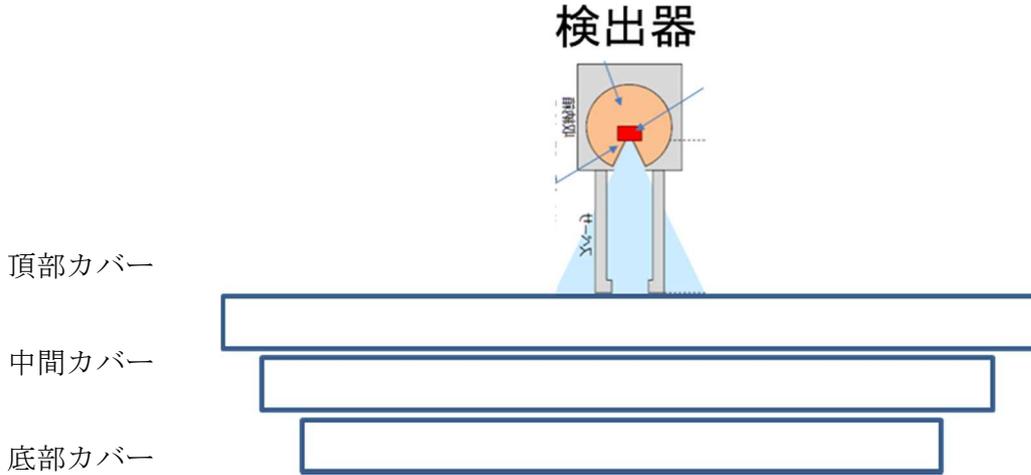


図9 検出器レイアウト

今回、図8に示した検出器を用いることで、遠方の強力な線源を避け、かつ限定した範囲の表面及び下層部隙間の汚染を捉えることができる。(図9) これまでの測定のうち、上記の検出器を用いて床からの距離を一定として測定した結果を図10に示す。

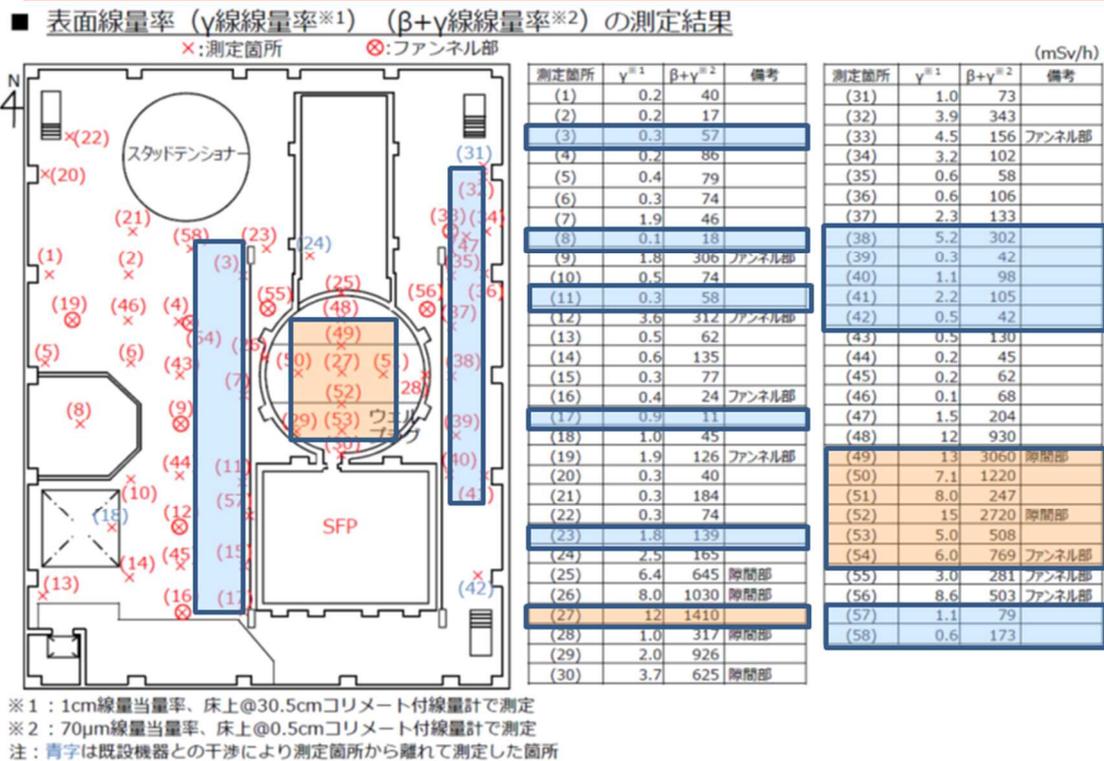


図10 東京電力による表面 γ 線線量率の測定結果※及び9)

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

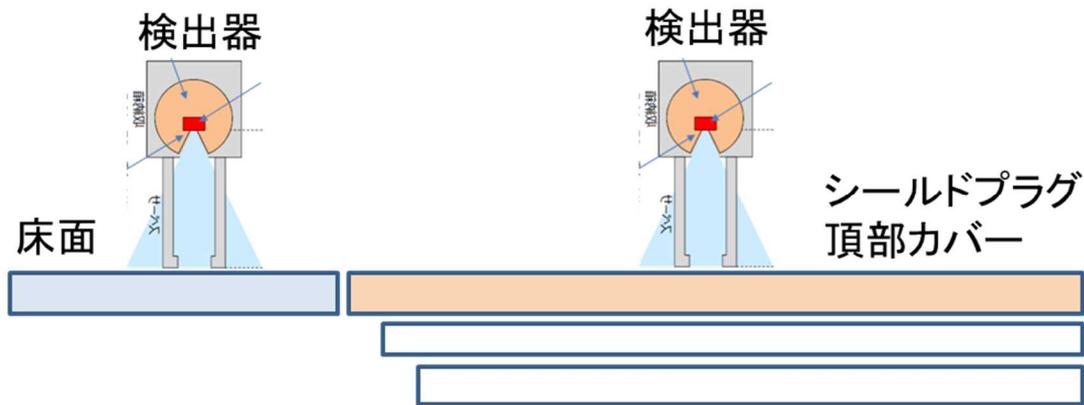


図 1 1 東京電力による表面 γ 線線量率の測定状況※及び 9)

※第 15 回事故分析検討会、資料 4 より抜粋

3. 検討

オペフロ床表面の Cs-137 の汚染密度は、上記の図 1 1 に示す方法で、シールドプラグとそれ以外の場所を測定しており、プラグ継ぎ目やファンネル部のように汚染がたまりやすい場所を除くと大きな違いがないことが、スミア測定とガンマカメラ測定により確認されている。また、図 1 0 の表面 γ 線線量率の結果、シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1mSv/h 程度であると仮定する。一方、シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では 7～12mSv/h である。床面表面による寄与が、1mSv/h と仮定すると、シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の汚染からの寄与は、6～11mSv/h となる。

電磁カスケードモンテカルロコード egss⁵⁾に、「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法⁷⁾」を拡張してコリメータに対応した平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱線の寄与を無視した条件⁸⁾で、形状変換を用いて測定位置での 1cm 線量当量率を計算した。汚染密度が 1 Bq/cm² の時の 1cm 線量当量率は、

$$\text{Cs-137 } \gamma \text{ 線 : } 0.278\text{E-06} \pm 0.24\text{E-08} \quad \mu\text{Sv/h}$$

なので、換算係数は 3.59E+09 Bq/cm² per mSv/h となる。

この結果から、1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の線源からの寄与が 6～11 mSv/h となる汚染密度は、2.16E+10～3.95E+10 Bq/cm² となり、半径 6 m の領域では、24 - 45 PBq となる。

4. まとめ

この汚染密度よりシールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染を概算すると、少なくとも20～40 PBq以上と推定でき、前回オペフロ床面から約1.5m位置での1cm線量当量率から推定して求めた平均汚染密度の $6.6E+10$ Bq/cm²（前回の約70PBqと推定した平均濃度）と同じオーダーとなる。

よって、現時点で規制庁において推定している2号機シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染は、前手法とほぼ同様に数十PBq程度の汚染があることを裏付ける結果である。

6. 今後について

シールドプラグ以外の場所の床面測定結果は、0.1～数mSv/hとばらつきがあるが、それを1mSv/h程度であると仮定しており、不確かさの一因となっている。このような仮定を置くことは、線量率の高い2号機のオペフロにおいては、検出器が見込む測定範囲以外の放射線の影響を受けやすいため、あくまでオーダーの相違において議論する上では有効と考える。

一方、上記のような遠方及び近傍の γ 線の影響を無視しうる方法として、飛程が短い床面の β 線源を測定し、そこでの γ 線及び β 線の比を用いる手法で、遠方及び近傍の γ 線の影響を低減する方法を用いる。現在、その準備を進めているところ。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”、第2版、地人書館 2001.
2. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban, H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 49, 167-172 (2012).
3. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).
4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減状況について”、2016年3月31日.
5. 東京電力ホールディングス株式会社、“2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について”、2019年3月28日.
6. 東京電力ホールディングス株式会社、“1号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、2019年9月26日.

7. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)
8. 平山 英夫、"面等方線源とコリメータ付き測定の場合の形状変換のチェック"、2020年11月28日(2021年3月の原子力学会で波戸氏が口頭発表する予定なので、講演番号が決定したら差し替える。)
9. 東京電力ホールディングス株式会社、"2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～"、2019年2月28日、特定原子力施設監視・評価検討会(第71回)資料2. <https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf>

添付資料

2号機オペフロでの東電測定結果の検討 (空間線量率と表面 γ 線線量率の比較)

2020年10月19日

調査チーム

1. はじめに

「2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について」(2019年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)には、同じ場所での空間線量率(表面から1.5m位置での1cm線量当量率)と鉛コリメータにより半径150mmの領域の表面線量率(主に、表面から305mm位置での1cm線量当量率)が掲載されている。両者の比から、表面汚染以外の線源の影響についての情報を得る可能性について検討した。

2. 使用した測定データ

上記資料に掲載されている床の測定結果を図1に、壁の測定結果を図2に示す。床の空間線量率については、測定箇所直接線が記載されているが、表面 γ 線線量率と対応していると思われるので、同じ箇所を測定したものとして扱った。

3. 空間線量率と表面 γ 線線量率の比

表1に床の、表2に壁の各測定点での空間線量率と表面 γ 線線量率を「空間線量率と表面 γ 線線量率の比」と共に示す。表面 γ 線線量率の測定は、厚さ60mmの鉛で周辺からの γ 線を遮蔽する構造になっている。床に比べて強度の強い線源が周辺に無い場合には、対象となっている半径150mmの表面線量率を測定していることになる。シールドプラグの隙間やファネル部の様に普通の表面に比べて汚染密度の高い領域を含む箇所は除外して考える。比較対象とした測定箇所の結果を第3表に示す。

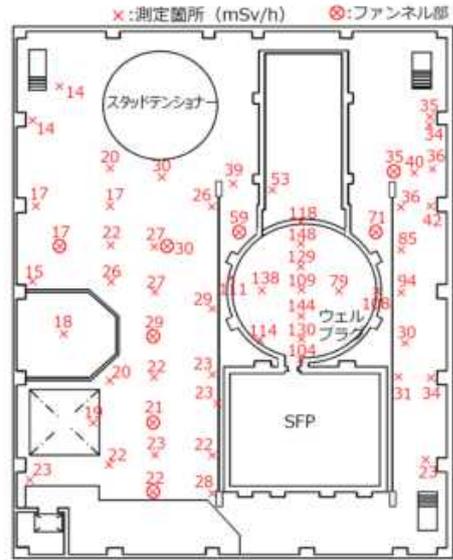
シールドプラグ以外の床測定では、B/Aは38(測定点5)から220(測定点46)まで分布している。壁では、距離を離しても、表面以外の寄与が少なければ、表面 γ 線線量率はあまり変わらないので、離れた測定まで含めても、測定点3(水平部)を除けば、ほぼ50以上になっている。一方、シールドプラグ上部の測定点では、測定点29で57という例があるが、この場所はシールドプラグの外周の隙間に近いことから空間線量率測定では、隙間からの寄与が含まれ、表面 γ 線線量率の測定では、この隙間が半径150mmの領域に含まれなかったため、比が多くなったと考えられる。他の場所では、比は9から26であり、シールドプラグ以外の測定点での結果より明らかに小さい。このことは、シールドプラグ上部では、表面以外に線源となる箇所があることを示唆している。

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定高さ：床面から1.5m高さ
- 線量分布：右図参照
- 主要線源：

ウェルプラグ上の線量率が高く、離れるにしたがって線量が低くなる傾向があるため、主な線源はウェルプラグと推定。

2012年度の調査では、ウェルプラグ上で880 mSv/hを確認しており、当時より空間線量率が大幅に低下している状況。線量率が低下している要因としては自然減衰のほか、建屋に流入した雨水の影響、残置物の移動・片付実施による影響も要因の一つとして推測される。



※1cm線量当量率 14

【参考2】表面線量率① <床面>



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果



※1：1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定
 注：青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

図1 床の測定結果

【参考1】空間線量率④ <壁面>

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定条件：壁面から1.0m
- 測定箇所：下図参照



		(mSv/h)	
測定箇所	空間線量率	測定箇所	空間線量率
(1)	14	(21)	29
(2)	19	(22)	36
(3)	13	(23)	39
(4)	17	(24)	30
(5)	17	(25)	21
(6)	21	(26)	39
(7)	14	(27)	25
(8)	19	(28)	23
(9)	15	(29)	42
(10)	19	(30)	30
(11)	14	(31)	35
(12)	15	(32)	28
(13)	14	(33)	27
(14)	16	(34)	14
(15)	15	(35)	15
(16)	19	(36)	12
(17)	14	(37)	10
(18)	19		
(19)	23		
(20)	30		

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

【参考2】表面線量率③ <壁面>

■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



		(mSv/h)					
測定箇所	$\gamma^{※1}$	$\beta+\gamma^{※2}$	備考	測定箇所	$\gamma^{※1}$	$\beta+\gamma^{※2}$	備考
(1)	1.8	42		(21)	1.4	135	水平部
(2)	0.3	84		(22)	0.7	34	
(3)	0.7	251	水平部	(23)	0.8	45	
(4)	0.9	23		(24)	3.1	54	
(5)	0.2	25		(25)	1.2	40	水平部
(6)	1.4	20		(26)	0.3	24	
(7)	0.5	144	水平部	(27)	0.3	28	
(8)	0.2	26		(28)	0.3	43	
(9)	2.7	93		(29)	1.7	87	
(10)	1.6	34		(30)	0.6	47	
(11)	0.3	28	水平部	(31)	1.1	62	
(12)	0.2	18		(32)	0.9	15	
(13)	0.2	15		(33)	0.4	19	
(14)	0.2	6		(34)	0.2	21	
(15)	4.6	32		(35)	0.3	21	
(16)	0.9	34		(36)	0.2	17	
(17)	0.3	226	水平部	(37)	0.2	13	
(18)	0.6	26					
(19)	1.8	61					
(20)	0.3	43					

※1：1cm線量当量率、壁@30.5cmコリメータ付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、壁@0.5cmコリメータ付線量計で測定

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

- ランウェイガード上面の表面線量率が高い傾向がみられた。
- ランウェイガード上面は、長年によってほこりが堆積しており、このほこりに蒸気に随伴した放射性物質が付着したと考えられる。

70

図2 壁の測定結果

表 1 床測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		31	1	35	35	離れた測定
2	0.2	17	85		32	3.9	34	9	
3	0.3	26	87		33	4.5	35	8	ファンネル部
4	0.2	27	135		34	3.2	36	11	
5	0.4	15	38		35	0.6	36	60	
6	0.3	26	87		36	0.6	42	70	
7	1.9	29	15		37	2.3	85	37	
8	0.8	18	23		38	5.2	94	18	
9	1.8	29	16	ファンネル部	39	0.3	30	100	
10	0.5	20	40		40	1.1	31	28	
11	0.3	23	77		41	2.2	34	15	
12	3.6	21	6	ファンネル部	42	0.5	23	46	離れた測定
13	0.5	23	46		43	0.5	27	54	
14	0.5	22	44		44	0.2	22	110	
15	0.3	22	73		45	0.2	23	115	
16	0.4	22	55	ファンネル部	46	0.1	22	220	
17	0.9	28	31		47	1.5	40	27	
18	1	19	19	離れた測定	48	12	148	12	
19	1.9	17	9	ファンネル部	49	13	129	10	隙間部
20	0.3	14	47		50	7.1	138	19	
21	0.3	20	67		51	8	79	10	
22	0.3	14	47		52	15	144	10	隙間部
23	1.8	39	22		53	5	130	26	
24	2.5	53	21	離れた測定	54	6	30	5	ファンネル部
25	6.4	118	18	隙間部	55	3	59	20	ファンネル部
26	8	111	14	隙間部	56	8.6	71	8	ファンネル部
27	12	109	9		57	1.1	23	21	
28	1	108	108	隙間部	58	0.6	30	50	
29	2	114	57						
30	3.7	104	28	隙間部					

表 2 壁測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	1.8	14	8		21	1.4	29	21	水平部
2	0.3	19	63		22	0.7	36	51	1m離れた測定
3	0.7	13	19	水平部	23	0.8	39	49	斜め測定
4	0.9	17	19	1m離れた測定	24	3.1	30	10	斜め測定
5	0.2	17	85		25	1.2	21	18	水平部
6	1.4	21	15		26	0.3	39	130	
7	0.5	14	28	水平部	27	0.3	25	83	離れた測定
8	0.2	19	95	1m離れた測定	28	0.3	23	77	1m離れた測定
9	2.7	15	6	斜め測定	29	1.7	42	25	斜め測定
10	1.6	19	12	斜め測定	30	0.6	30	50	離れた測定
11	0.3	14	47	水平部	31	1.1	35	32	離れた測定
12	0.2	15	75	1m離れた測定	32	0.9	28	31	離れた測定
13	0.2	14	70		33	0.4	27	68	離れた測定
14	0.2	16	80		34	0.2	14	70	
15	4.6	15	3	斜め測定	35	0.3	15	50	2m離れた測定
16	0.9	19	21		36	0.2	12	60	2m離れた測定
17	0.3	14	47	水平部	37	0.2	10	50	2m離れた測定
18	0.6	19	32	1m離れた測定					
19	1.8	23	13						
20	0.3	30	100						

表3 比較検討に用いた測定点

床				壁					
測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		2	0.3	19	63	
2	0.2	17	85		3	0.7	13	19	水平部
3	0.3	26	87		5	0.2	17	85	
4	0.2	27	135		11	0.3	14	47	水平部
5	0.4	15	38		12	0.2	15	75	1m離れた測定
6	0.3	26	87		13	0.2	14	70	
11	0.3	23	77		14	0.2	16	80	
20	0.3	14	47		20	0.3	30	100	
21	0.3	20	67		26	0.3	39	130	
22	0.3	14	47		27	0.3	25	83	離れた測定
44	0.2	22	110		28	0.3	23	77	1m離れた測定
45	0.2	23	115		33	0.4	27	68	離れた測定
46	0.1	22	220		34	0.2	14	70	
27	12	109	9	シールドブラ グ上部	35	0.3	15	50	2m離れた測定
29	2	114	57		36	0.2	12	60	2m離れた測定
48	12	148	12		37	0.2	10	50	2m離れた測定
50	7.1	138	19						
51	8	79	10						
53	5	130	26						

(別添 7-1)

シールドプラグ付近の放射線測定の方法

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. はじめに

Cs-137 の γ 線束から周辺線量当量率を算出する方法を整理した。

2. 光子束と周辺線量当量率の関係

エネルギー E (MeV) の光子による空気吸収線量率 D_{air} は、評価位置の光子束を ϕ (photons/sec/cm²)、空気の質量エネルギー吸収係数を (μ_{en}/ρ) (cm²/g) とすると、

$$D_{\text{air}} = E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{MeV/g/sec})$$

となる。1MeV=1.602E-13 J、1 kg=1000 g なので、1MeV/g=1.602E-10 J/kg=1.602E-10 Gy で、

$$D_{\text{air}} = 1.602 \times 10^{-10} \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{Gy/sec}) = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\mu\text{Gy/h})$$

となる。

空気吸収線量から周辺線量当量への換算係数を f とすると、周辺線量当量率 D は、

$$D = f \times D_{\text{air}} = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \times f \quad (\mu\text{Sv/h})$$

となる。

3. Cs-137 γ 線の場合

Cs-137 の 0.662 MeV γ 線の場合、 $f=1.202$ 、 $E=0.662$ MeV、 $(\mu_{\text{en}}/\rho)=0.02921$ cm²/g なので、

$$D = 0.0134 \phi \quad (\mu\text{Sv/h}) = 1.34 \times 10^{-5} \phi \quad (\text{mSv/h})$$

となる。

4. 面線源中心での線量率と汚染密度

汚染密度 Q (Bq/cm^2) の半径 R_0 (cm) の Cs-137 面線源の中心から h (cm) の位置での γ 線束¹⁾ は、

$$\varphi = \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

なので、

$$D \left(\frac{\text{mSv}}{\text{h}} \right) = 1.34 \times 10^{-5} \times \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2} = 2.85 \times 10^{-6} \times Q \times \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

となる。測定により、 D が得られた場合に汚染密度 Q は、

$$Q = \frac{D}{2.85 \times 10^{-6} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} = \frac{3.51 \times 10^5 \times D}{\ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

により求めることができる。

5. 計算例

1 号機 原子炉建屋 瓦礫撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨切断開始について²⁾ (2019年9月26日、東京電力ホールディングス株式会社) の15ページに掲載されている1号機ウェルプラグ調査線量率測定結果を用いて推定を行う。中段の下向き測定が、上段プラグと中間プラグの中央であるとし、どの場所でも両面からの合計を測定しており、かつ、両面の密度は同じと仮定する。中段の下向き25cmが中央での測定とすると、下向きの線量率⑥1550 mSv/hの半分が1面からの寄与である。上式より、

$$Q = \frac{3.51 \times 10^5 \times 775}{\ln \frac{600^2 + 25^2}{25^2}} = 4.28 \times 10^7 \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

となる。この結果は、半径6mの面線源の場合である。上記の測定では、3分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着しておりアクセスできなかったと説明されている。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの寄与は小さいと考えられる。面線源の場合、大凡面積に比例するので、中央の領域のみが寄与していると

すると、上記の 3 倍程度の汚染密度と思われる。シールドプラグ間に沈着した Cs-137 としては、両面を考慮する必要があるので、ので、大凡 1.3×10^8 Bq/cm² 程度の汚染密度、総量では、0.1-0.2 PBq であると推定できる。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”[第 2 版]、地人書館、2001 年
2. 東京電力ホールディングス株式会社、“1 号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakut eam/2019/09/3-2-3-1.pdf>

(別添 8)

3号機原子炉建屋の内側壁等の破片サンプルの汚染程度の測定

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門

規制・国際情報分析室

福島第一原子力発電所事故分析グループ 飯田 芳久

1. 破片サンプル等の汚染程度の測定

1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロアの放射線計測結果等を分析した結果、原子炉格納容器の上部に設置されているシールドプラグで汚染の程度が高いことが確認された。

2号機及び3号機のシールドプラグ最上層下面だけで、数十PBqのCs-137が捕獲されているのに対し、1号機では、同面に0.1-0.2PBqのCs-137が捕獲されているに過ぎないものであった。また、1号機のシールドプラグは何らかの理由で通常の位置から大きくずれており、当該プラグが下に向かって大きな圧力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。(詳細は、別添7を参照)

シールドプラグに多量のCs-137が捕獲されていることは、水素爆発以前にCsが原子炉格納容器トップヘッドフランジ(THF)から原子炉ウェルに多量に放出されていないことを示唆しているため、日本原子力研究開発機構は、原子力規制庁の委託¹を受けて水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料の汚染程度を測定した。さらに1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染程度の測定もあわせて実施した。

2. 試料分析の結果

水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料(図1)の汚染程度を測定したところ、Cs-134、Cs-137及びCo-60が検出された(図2)。全ての試料において同様の傾向を示した。また、瓦礫試料の浸漬液についても定性的な傾向は同様であった。

1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染の程度を測定した結果は以下のとおりであった(図3、図4及び図5)。

Cs-134 : 2.4×10^3 Bq/ml (5.1×10^4 Bq/ml ※)

Cs-137 : 4.8×10^4 Bq/ml (5.9×10^4 Bq/ml ※)

Sb-125 : 14 Bq/ml (1.5×10^2 Bq/ml ※)

Sr-90 : 47 Bq/ml (59 Bq/ml ※)

¹ 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査)

Co-60、Tc-99、 α 核種 (Th、U) : 検出下限値以下

(※ 半減期を考慮して推定した事故当時の値)

本測定から得られた Cs-134/Cs-137 比は、ORIGEN で解析した初期インベントリの比とほぼ同等であった。一方、Sb-125/Cs-137 比及び Sr-90/Cs-137 比は初期インベントリの比と比較して 2~3 桁程度低い値であった。

なお、試料分析の目的及び手法は以下のとおりである。

3. 試料分析の目的及び手法

本分析では、コンクリート瓦礫試料及びドレンサンプル水試料の分析を通じて 3 号機の原子炉建屋内に放出された放射性物質及び 1 号機の格納容器ベント時に共用排気筒に流入した放射性物質の組成や化学形の推定に有用な情報を取得することを目的とした。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気依存性セシウムの化学形、溶融炉心/コンクリート相互作用 (MCCI) 等による中・難揮発性の放射性物質の放出、構造材表面におけるヨウ素等の沈着密度 (単位面積当たりの沈着量) に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Tc (Mo)-99、I-129 及び α 核種 (Th、U、Pu、Am) を主な分析対象核種とした。

(1) コンクリート瓦礫試料の分析手法

図 1 に示す 3 号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定される 4 種類のコンクリート瓦礫試料 (U3TBC-A1~A3 及び B2) について Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析 (図 2)、並びに一部の試料について走査型電子顕微鏡 (SEM) を用いた観察及び元素分析を実施した。また、一部の試料について試料表面の可溶性核種の存在を確認するために瓦礫試料の浸漬試験を行い、浸漬液のガンマ線核種分析を実施した。

(2) ドレンサンプル水試料の分析手法

図 1 に示す 1/2 号機共用排気筒のドレンサンプル水 (東京電力が 2016 年 9 月に採取したものから 30ml を分取) 及び Cs を除去した試料に対して Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した (図 3 及び図 4)。Sr-90 の分析は、Sr レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Sr を分離・精製し、Sr-90 と Y-90 の放射平衡が成立した後、液体シンチレーションカウンタにより測定した (図 5)。Tc-99 の分析は、TEVA レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Tc を分離・精製後、液体シンチレーションカウンタで測定した。U と Th については、ドレン水試料及びその中にスパイクを入れた試料並びにブランク試料を調製し、UTEVA レジンを用いて Th と U を分離・精製・希釈し、誘導結合プラズマ質量分析法 (ICP-MS) で測定した。

○3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫試料

3号機原子炉建屋の水素爆発により生じた瓦礫が隣接するタービン建屋の天井を突き破ってタービン建屋内に落下したと推定されるもの(2020年2月採取)

U3TBC-A1	U3TBC-A2	U3TBC-A3	U3TBC-B2
			
青塗装	塗装なし	白塗装	塗装なし
220 μ Sv/h (2020/4/9測定)	45 μ Sv/h (2020/4/9測定)	32 μ Sv/h (2020/4/9測定)	34 μ Sv/h (2020/4/9測定)
56.0g	58.5g	14.7g	47.0g

○1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料

スタック内の凝縮水や雨水が溜まったと推定されるもの(2016年9月採取)

約30 mlを分取して輸送(試料ID: U12SDW)



図1 3号機建屋内で採取したコンクリート瓦礫試料及び1/2号機共用排気筒のスタックドレンサンプル水試料

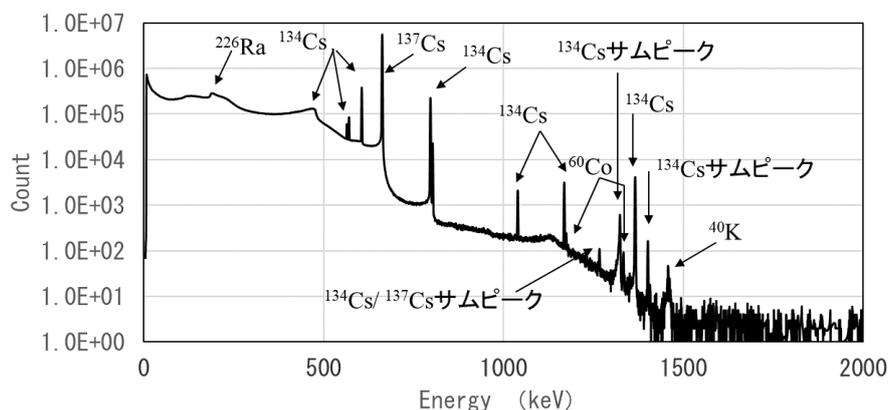


図2 コンクリート瓦礫試料(U3TBC-B2)のGe分析結果

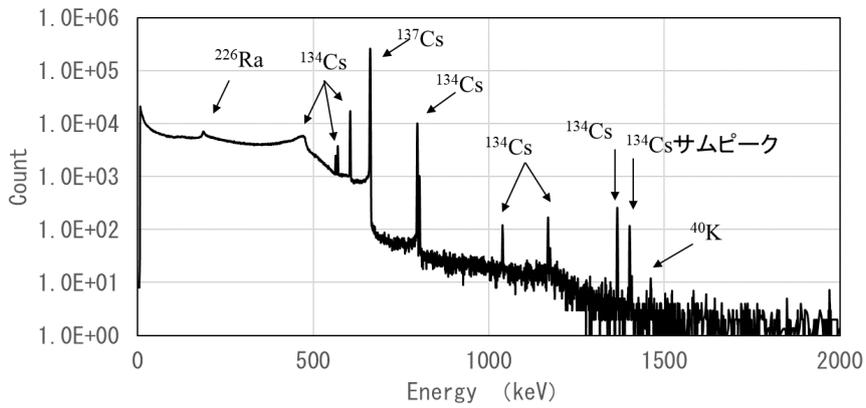


図3 ドレンサンプル水試料（未処理）の定量分析結果

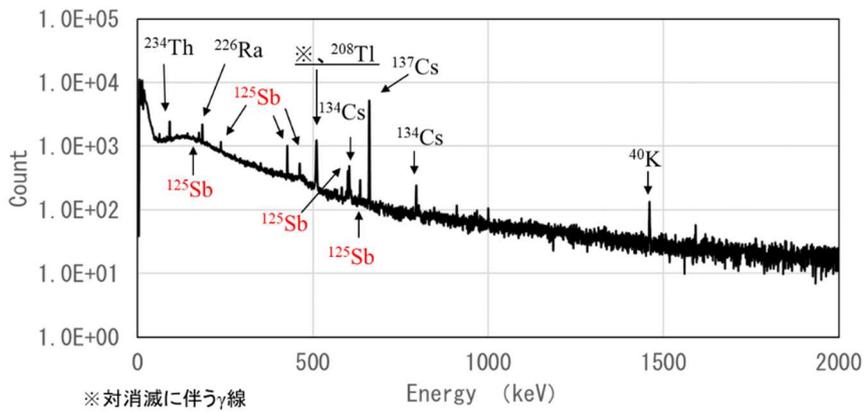


図4 Cs 除去液の定量分析結果

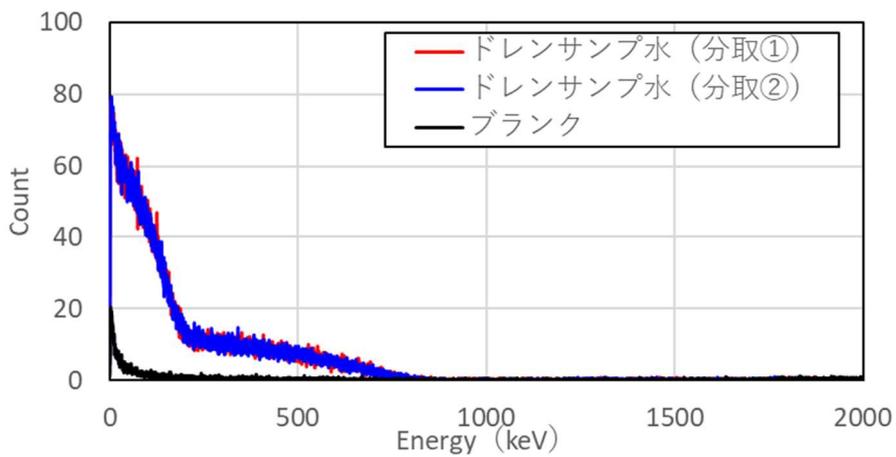


図5 ドレンサンプル水試料の Sr-90 の液体シンチレーションスペクトル

(別添 9)

超解像処理

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

原子力規制庁長官官房総務課

広報室 羽賀 英希

1. 1号機及び3号機の水素爆発時の映像

東京電力福島第一原子力発電所1号機及び3号機の水素爆発時の映像は、福島県檜葉町に常設されていた、株式会社福島中央テレビ（以下「福島中央テレビ」という。）のカメラで撮影された。このカメラは、福島第一原子力発電所から南側におよそ17km、太平洋沿岸から内陸におよそ6kmに位置していた。カメラの仕様については、アナログカメラであり、1秒間に30フレームを記録し、マイクはついておらず、音声は記録されていない。

2. 映像の技術的処理

調査チームは、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析のために、福島中央テレビから当該映像の提供を受け、水素爆発の事象進展を検討した。さらに、水素爆発による建物の変形、爆煙の広がり方、飛散物の確認、発光の要因などを詳細に分析するため、福島中央テレビ及び日本テレビ放送網株式会社（以下「日本テレビ」という。）に対して、映像の鮮明化等の画像処理に係る技術協力を得た。

これを受けて日本テレビは、福島中央テレビが撮影した映像に鮮明化の画像処理を行うとともに、超解像処理の技術等を用いた処理を実施した。具体的な処理の内容は以下のとおりである。

2. 1 鮮明化処理

処理前の映像では全体が白っぽくなっていたが、コントラストを強くすることで明暗がよりはっきりし、色も見えやすくされている。

さらに色みの調整について、映像的な「見やすさ」や「鮮やかさ」といった見映え感覚での調整とならないよう、基準を定めて処理されている。具体的には、東京電力ホームページに掲載されていた、事故直後（3月14日14時頃）に撮影されたとされる4号機建屋の画像を参考にして、4号機建屋外壁の色を基準として再現する方向で処理されている。

2. 2 スタビライズ

処理前の映像は、カメラの揺れの影響を受けており、わずかにブレが生じているため、その揺れの補正（スタビライズ）がなされている。

2. 3 超解像処理

カメラにより撮影された映像は、非常に細かい点（ドット）の無数の集合によって描かれている。

超解像処理は、このドットのメッシュをより細かくする処理を行うことで、細部がより詳細に描画できるようになる処理である。

具体的な処理の結果は、下記画像のとおりであり、福島中央テレビのカメラで撮影された映像が上側、超解像処理をしたものが下側である。

なお、これらの画像は、元々はもっと広い画角になっているが、今回の分析に使用するにあたって、対象となる建屋周辺をトリミングしたものをを用いている。

【2011年3月14日11:01頃(3号機水素爆発発生時)】

映像処理前



超解像処理等

映像処理後
(超解像処理)

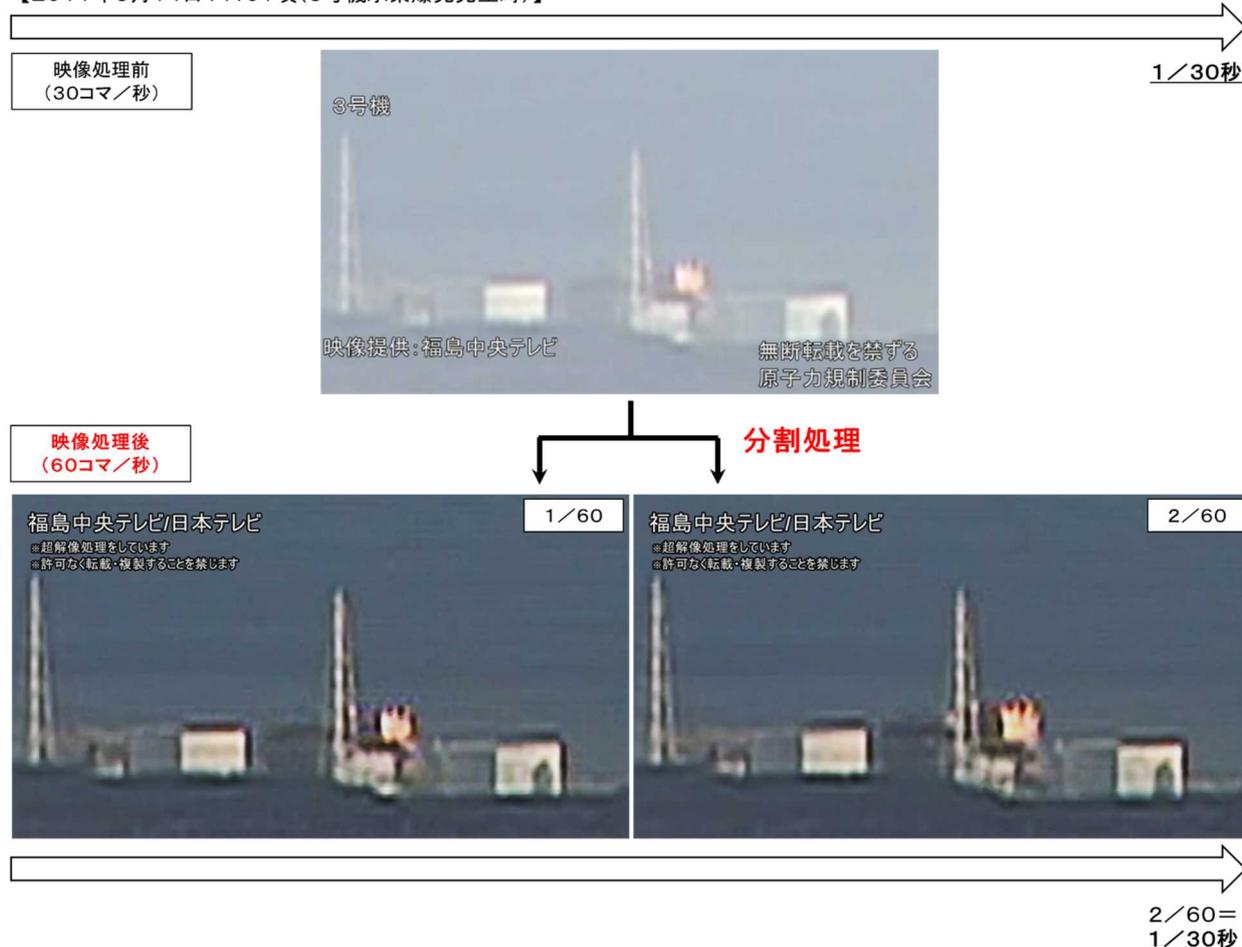


2. 4 時間分解能の向上（60フレーム化）

福島中央テレビが撮影した元々の映像は、1秒間に30枚分の画像（フレーム）から構成されており、この複数の画像が連続して表示されることで動いて見えるようになる。

これは、時間的な分解能で言えば、1枚の画で見ることができるのは1/30秒の世界ということになる。今回の画像処理では、これをさらに処理して、1秒間に60枚分、1枚の画で1/60秒を見ることができるようになっている。

【2011年3月14日11:01頃(3号機水素爆発発生時)】



具体的には、元々互い違いの縞模様のように描画された2つの画像が合わさって1枚の画像、1/30秒の画像が生成されていることから、画像が合わさる前の2枚の状態に分け、1枚ずつの縞模様の脱落した部分を補完し、それぞれが1枚の画像として成立するように処理されている。

この縞模様の補完の処理についても、脱落した部分の補うべき情報を、縞模

様の上下の部分や、時間的な前後 1/60 秒単位の画像を複数参照するなどして、予測する技術が用いられている。

これらの技術はテレビ放映で一般的に用いられているものであるが、今回の処理では、最新の技術でより高精度な処理を行われている。

3. 映像等の扱い

今回の分析で用いている、福島第一原子力発電所 1 号機及び 3 号機の爆発時の映像及び静止画については、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析のために、原子力規制委員会が福島中央テレビ及び日本テレビから提供を受けており、福島中央テレビ及び日本テレビが有する正当な権利などを侵害することのないよう、細心の注意を払いながら活用している。

本中間とりまとめ及び分析検討会の資料に掲載されている静止画を引用などで使用する場合は、福島中央テレビ及び日本テレビの両社のクレジットを必ず記載し、また原子力規制委員会の資料からの引用であることを明記する必要がある。

(別添 10)

多段階事象仮説の超解像処理した映像を用いた説明

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 岩永 宏平

1. 調査チームの1号機及び3号機の水素爆発に対する問題意識

調査チームでは、株式会社福島中央テレビにより撮影された映像（以下、「FCT 映像」という。）を精査し、3号機の「水素爆発」は、1号機のような単純な1段階の爆発現象ではなく、

- ① いくつかの事象が引き続いて生じた多段階事象であったのではないか。
- ② 原子炉建屋の上方に約 200m 上昇した噴煙や破片は、水素爆発の衝撃によって吹き上げられたのではなく、水素を中心とした可燃性ガスの燃焼に伴う気流によって吹き上げられたのではないか。

などの問題意識を有していた。(2020年6月25日 第12回事故分析検討会資料)

2. 超解像処理（別添参照）映像による3号機「水素爆発」の分析

今回入手した超解像処理された映像に基づいて、3号機「水素爆発」の詳細な事象進展の分析を行った。

2-1. 3号機原子炉建屋の配置及びスケール

調査チームでは、まず、水素爆発の発生前後を含め、事象の進展を映像のコマ（1コマ=1/60秒=約0.016秒）の静止画像を最小単位として整理した。なお、時間軸の0秒の設定については、FCT映像において、3号機原子炉建屋南東部に火炎が出現したところに定めている。

分析に用いる原子炉建屋高さなどは設計情報を用いるとともに3階及び4階フロア位置などは、3号機及び4号機の排気筒頂部（OP130m）と3号機及び4号機の原子炉建屋頂部（OP56m）の位置関係を用いて推定している。3号機原子炉建屋を中心として構造物の高さ等について映像上の位置関係を図1及び図2に示す。

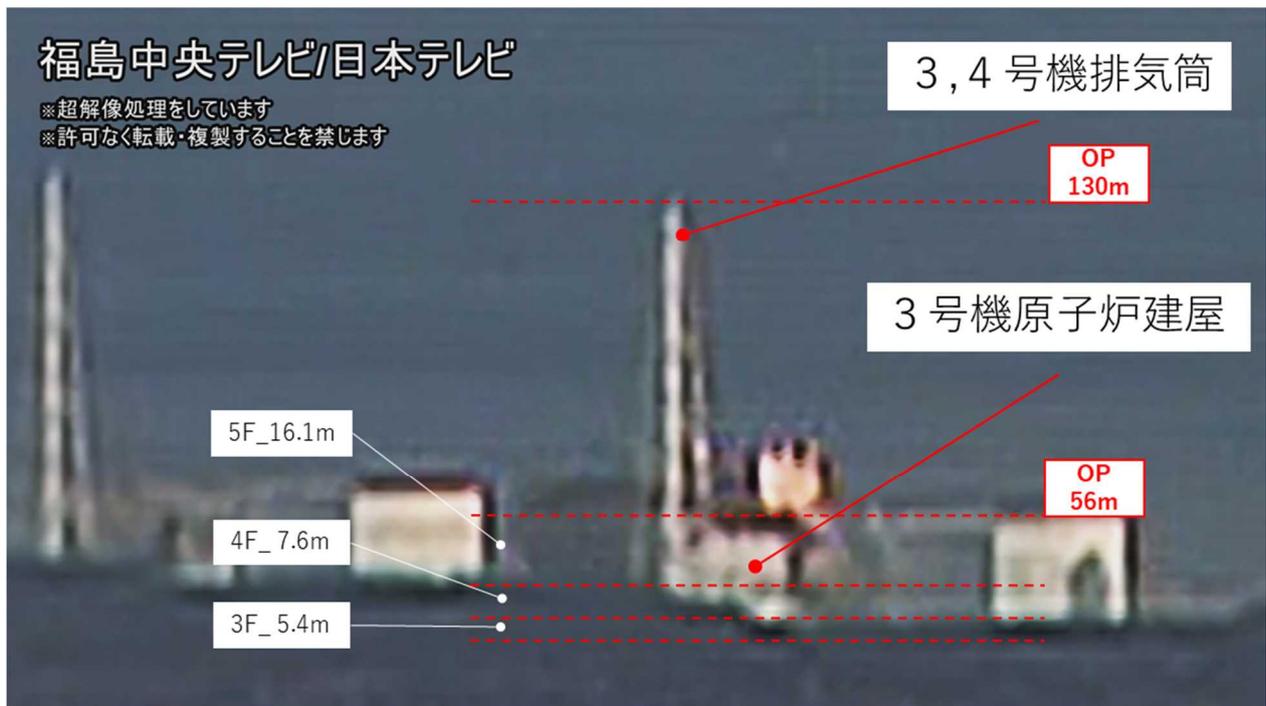


図1 3号機原子炉建屋の配置

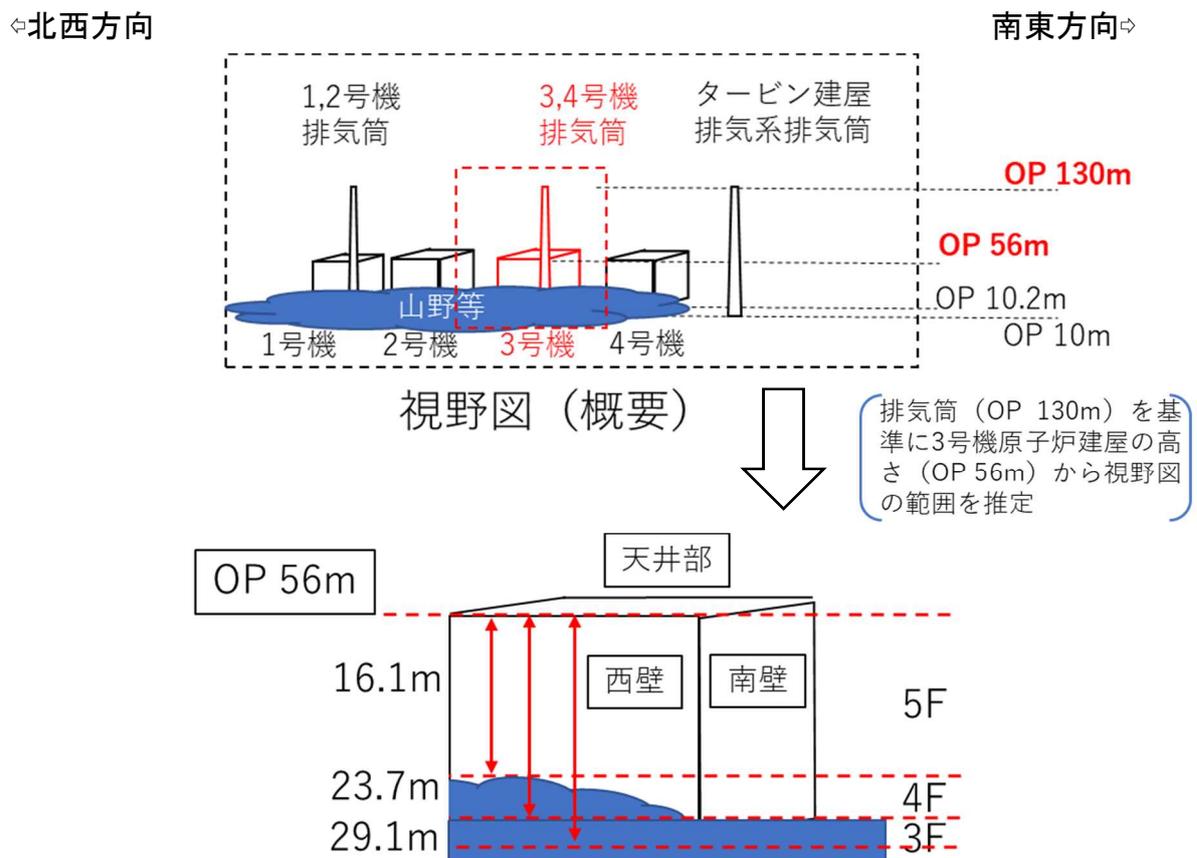


図2 3号機原子炉建屋の高さなど

2-2. 超解像処理映像の詳細分析

以下に、1/60コマごとの映像を抽出して時間経過に沿って確認して行く。



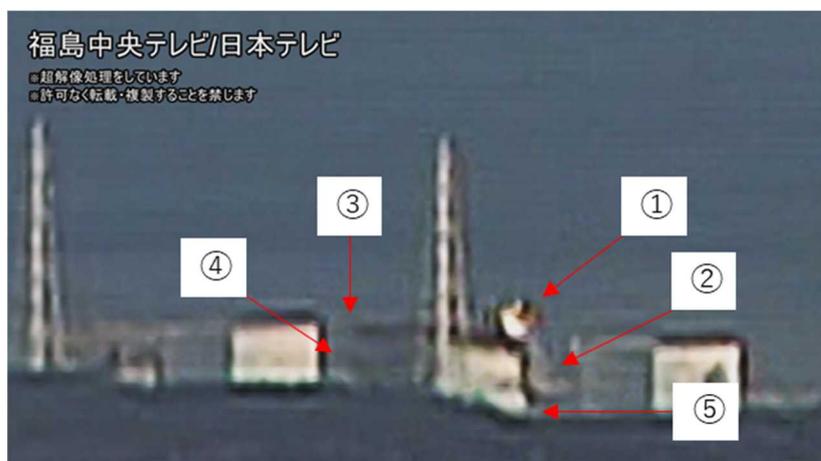
- ・ 火炎等が発生する
1/60 コマ前の状況
(-3/60 秒)
- ・ 原子炉建屋等における変形が始まっていない

図3-1 爆発直前の3号機原子炉建屋の映像 (-3/60秒)



- ①原子炉建屋の北西方向へ変形開始
- ②建屋東南角4階天井高さ付近に小火炎(赤紫)の発生

図3-2 -2/60秒時点での3号機原子炉建屋



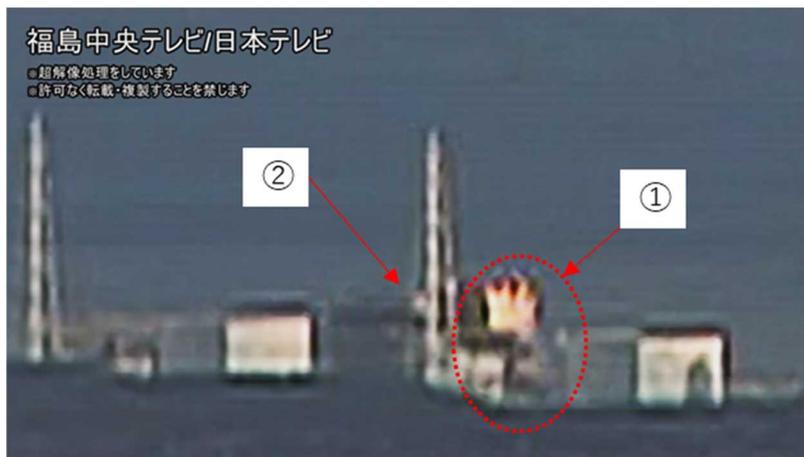
- ①建屋屋根東南部に黄橙色火炎の発生
- ②4階部分から映像右方向に白煙放出
- ③建屋の北西方向への変形継続
- ④建屋北西角の北西方向への膨張開始
- ⑤南壁の崩落開始

図3-3 -1/60秒時点での3号機原子炉建屋



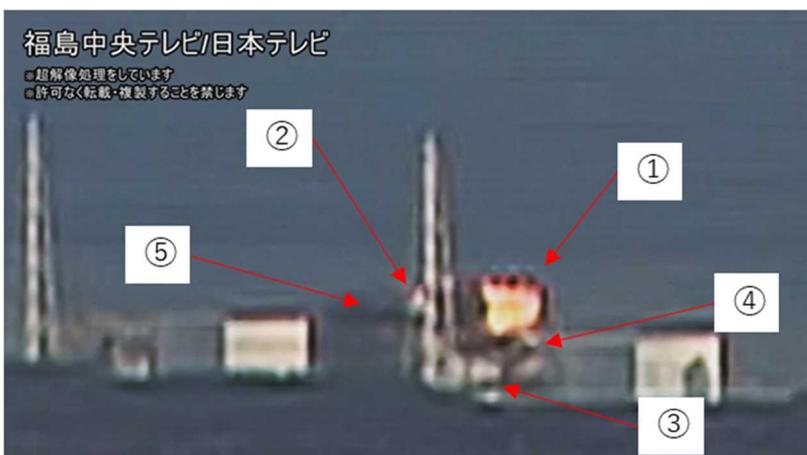
- ①建屋屋根東南部の
橙色火炎拡大
- ②建屋南壁崩落顕著
- ③東南角へ噴出顕著

図 3-4 0/60秒時点での3号機原子炉建屋



- ①火炎（黄橙色）、
建屋南壁の崩落、
東南角への噴出に
大きな変化なし
- ②建屋屋根中央部の
上方への膨張開始
か明確ではないが
火炎も合わせ確認

図 3-5 1/60秒時点での3号機原子炉建屋



- ①建屋屋根東南部の
火炎（黄橙色）拡大
- ②建屋屋根、見かけ上
スタック左にも小
火炎
- ③建屋南壁の崩落拡
大は5階部分下部
に進んで一旦停止
- ④東南角への噴出は
進行し、4号機建屋
の陰にまで至った。
- ⑤中央部上方へ膨張

図 3-6 2/60秒時点での3号機原子炉建屋



図 3-7 3 / 60 秒時点での 3 号機原子炉建屋

- ① 建屋屋根東南部及び見かけ上排気筒左の小火炎（黄橙色）は継続
- ② 建屋南壁崩落顕著は前コマと同じ
- ③ 南壁 4 階部分や南東方向に見られる小さな火炎部分は、輝度からして火炎の照り返しの可能性。
- ④ 建屋屋根中央部の上方への膨張継続
- ⑤ 西側壁、変形開始直後から、2 号機側へ膨張するように移動



図 3-8 4 / 60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3-9 5 / 60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 1 0 6 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 1 1 7 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 1 2 8 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3-13 9/60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3-14 10/60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3-15 15/60 秒時点での 3 号機原子炉建屋

表 1 3号機の事象の進展整理（その1）

映像処理前 (1コマ=1/30秒)		映像処理後 (1コマ=1/60秒)	
特段の異常は認識できない。	- 2/30秒	- 4/60秒	特段の異常は認識できない。
		- 3/60秒	特段の異常は認識できない。
建屋の北西方向への変形は確認されたが、建屋東南部の火炎は明確には認識できない。	- 1/30秒	- 2/60秒	建屋の北西方向への変形開始。東南角4階天井高さ付近に小火炎（赤紫色）。
		- 1/60秒	建屋屋根東南部に火炎（黄橙色）発生。建屋4階部分から映像右方向に白煙放出。建屋変形継続。建屋北西角の北西方向への膨張開始。建屋南壁の崩落開始。
建屋屋根南東部の火炎（黄橙色）確認。建屋南壁の崩落開始。北西角はぼやけて状況を認識できない。	0秒	0秒	建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）は拡大中。建屋南壁の崩落顕著。東南角への噴出も顕著に。
		1/60秒	建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）は前コマとほぼ同じ。建屋南壁の崩落も前コマと同程度。東南角への噴出も同様。建屋屋根中央部の上方への膨張開始が明確ではない。

上記に示した図3-1から図3-7までを、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第15回会合資料2において紹介した超解像処理前の映像（FCT提供）との比較も併せて以下の表に整理した。

表 1 3号機の事象の進展整理（その2）

映像処理前 (30コマ/秒)		映像処理後 (60コマ/秒)	
建屋屋根南東部の火炎（黄橙色）の継続。建屋南壁の崩落進行。北西部はぼやけて状況を認識できない。	1/30秒	2/60秒	建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）は拡大中。建屋屋根、見かけ上スタック左にも小火炎。建屋南壁の崩落拡大は5階部分下部まで進んで一旦停止か。東南角への噴出は進行し4号機建屋の陰にまで至った。建屋屋根中央部の上方への膨張開始。
		3/60秒	建屋屋根東南部及び見かけ上スタック左の小火炎（黄橙色）は継続。建屋南壁の崩落顕著は前コマとほぼ同じ。南壁4階部分や南東方向に小さな火炎色部分が見られる、輝度からして火炎の照り返しか。建屋屋根中央部の上方への膨張継続。
建屋屋根南東部の火炎（黄橙色）最大。建屋南壁の崩落は一旦停止か。北西部はぼやけて状況を認識できない。建屋屋根中央部の上方への膨張確認。（膨張状態から見てもう少し前から膨張を開始していたとみられる。）	2/30秒	4/60秒	北西部4階と5階の境界付近からの爆炎が2号機建屋の南壁を隠し始めたと思われる。建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）は最大に至る。
		5/60秒	建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）最大に至り、前コマとほぼ同じ。

3. 原子炉建屋上方へ上昇する噴煙及び原子炉建屋の屋根と思われる物体（巨大な破片）が上空に吹き上げられている現象

調査チームでは、今回の超解像処理した映像に基づいて、1号機及び3号機における「水素爆発」発生時点からの両号機における噴煙や破片の挙動等の相違について比較を行った。具体的には以下の通り。

- ①原子炉建屋上方に上昇する噴煙や破片の挙動
- ②原子炉建屋屋上等に出現する火炎の挙動
- ③爆発による圧力波等の挙動

上記について、①から③にかかる映像を確認していく。

3-1 原子炉建屋上方に上昇する噴煙や破片の挙動

3-1-1 1号機について

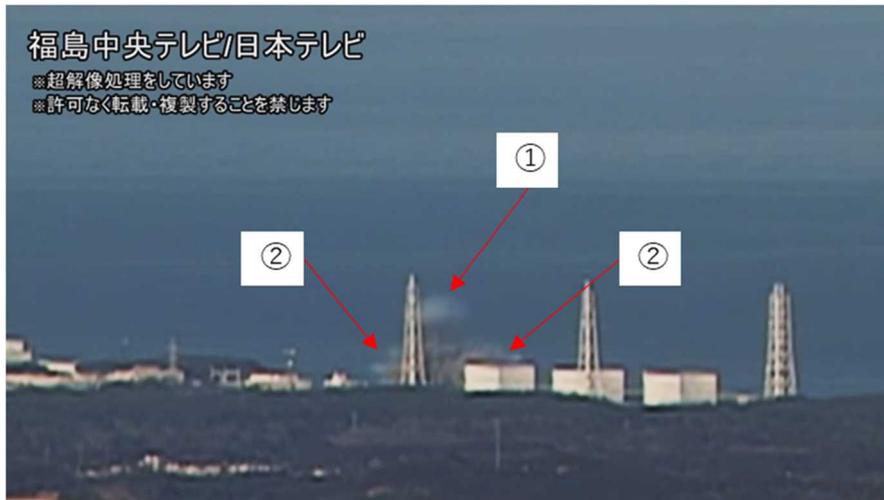
噴煙の上昇の状態について、上記の①について超解像処理した映像を比較する。1号機については以下の図4に示すように、5/60秒あたりから凝縮波のようなものが確認できる。この時点では原子炉建屋上方には噴煙及び破片等の散乱は確認できない。その後、15/60秒後においても、噴煙は上昇せずに留まっている。



図4—1 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 5/60秒



図4—2 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 10/60秒



① 白い帯状の波が確認できる

② 噴煙及び破片の多くが左右に拡散し、上方には上昇はほとんど見られない

図 4—3 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 15/60 秒



① 破片が遠方に飛散している

② 原子炉建屋頂部付近には大きな破片等の上昇は見られない

③ ①と同様に破片が2号機側にも飛散している

図 4—4 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 60/60 秒



図 4—5 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 300/60 秒

15/60 秒以降の画像からは、特に図 4 - 4 に示した 60/60 秒の時点より、原子炉建屋の南北方向に破片が散乱、噴煙よりも遠方に散乱している様子がわかる。

3 - 1 - 2 3号機について

次に 3 号機を同様の視点で整理する。次の図 5 では、原子炉建屋上方に上昇する噴煙と破片に着目した。3 号機原子炉建屋屋上において、20/60 秒から 60/60 秒にかけて、火炎を取り巻くように黒煙が広がっている様子がわかる。その後、火炎はその燃焼位置は変わらずに黒煙に吸い込まれるように視認できなくなっている。



図 5 - 1 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 0/60 秒



①建屋屋根東南部に拡大していた火炎は噴煙に吸い込まれるように視認できなくなった
②噴煙が上昇するとともに噴煙量も増加

図 5 - 2 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 20/60 秒



図5—3 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 60/60秒



図5—4 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 300/60秒



図5—5 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 540/60秒

1号機と異なり、凝縮波は確認できていないが、破片と噴煙は同時に上昇しており、最終的には噴煙は270m付近に、大きな破片は200m以上まで約9秒程度かけて上昇している。よって、1号機と3号機を発生した噴煙と破片の挙動で比較しても、3号機の大きな噴煙及び破片の挙動は、初期の爆発エネルギーだけで吹き上げられたとする説明は困難である。

3-2 原子炉建屋屋上等における圧力の挙動

1号機及び3号機の原子炉建屋屋上に付近における圧力挙動を、爆発時に現れる火炎や噴煙、破片の飛散等に着目してその発現タイミングとしては、前述の図4に示した通り、1号機の火炎は0/60～2/60秒の間で燃焼は終了している。一方、3号機は、図5に示した通り、0/60～30/60秒の長い期間火炎が確認されており、爆発による爆風などの圧力等の影響を受けずに、水素を主とした未燃焼の可燃性ガスが比較的安定して燃焼していたと考えられる。しかしながら、この間に3号機原子炉建屋頂部から大きく噴煙が上昇している。このことから、3号機の噴煙上昇の際に爆発する爆風などの大きな圧力変動を伴う現象があったと考えることは困難である。

3-3 まとめ

調査チームでは、今回の超解像処理した映像に基づいて、1号機及び3号機における「水素爆発」発生時点からの両号機における噴煙や破片の挙動等の相違について比較を行い、3号機では1号機とことなり、噴煙と破片が同時に上方まで一緒に吹き上げられていることから、初期の爆発エネルギーだけでは説明が難しいと判断した。

②原子炉建屋屋上等に出現する火炎の挙動についても、1号機と3号機では、火炎の燃焼時間が大きく異なり、3号機は爆風等の影響は軽微で、比較的多くの可燃性ガスが安定して燃焼していたと考えられ、映像が示すことを、1号機のような単純な爆発であると仮定することは火炎が並行して存在する点で困難であることがわかった。最後に③爆発による圧力波等の挙動であるが、これも、初期の大きな爆発エネルギーが破片等の吹き上げにすべて寄与したとすると、その場で安定して燃焼する火炎は可燃性ガスとともに吹き飛ばされるなど、安定した状態は並行的に存在できないため、大きな破片の吹き上げについては、爆発後の可燃性ガスの燃焼影響も考慮する必要があることがわかった。

4. 水素爆発時点の3号機原子炉建屋5階に存在していた水素量及び燃焼ガスの組成

4-1. 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成について

ここでは、1号機及び3号機における水素爆発時に観測された火炎の色とその時に燃焼したと考えられる燃焼ガスの組成、水蒸気、水素量等について検討及び考察する。

4-2. 観測された火炎について

水素爆発の分析に用いている1号機及び3号機の超解像処理された映像においては、いずれの号機の爆発時にも有色の火炎が確認されている。

4-2-1 1号機について

1号機に関して爆発時の火炎の状態を以下の図に示す。1号機に関して、図6に示す通り、爆発の直後、0秒及び1/60秒において、1号機原子炉建屋屋上付近に黄橙色～橙色の火炎が発生するが、3/60秒では火炎は見えなくなっており、映像で確認可能な範囲では3号機と比較して短時間で燃焼の事象が推移していることがわかる。



図6—1 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -1/60秒



図6—2 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 0/60秒



図6—3 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 1/60秒



図6—4 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 2/60秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図6-5 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 3/60秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図6-6 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 4/60秒

4-2-2 3号機について

3号機については、先に示した映像に基づくと、図7に示す通り、建屋の変形が始まった直後、-1/60秒において、原子炉建屋南東部の5階側壁付近より、赤紫色の火炎が瞬間的に発生している。その後、火炎の場所は天井部に黄橙色—橙色火炎として移り、火炎としての大きさや輝度を増加させながら0~6/60フレーム以降(火炎が黒い噴煙に取り込まれるのは20/60フレーム)、映像で確認可能な範囲では1号機と比較して長い時間燃焼が継続していることが観察できる。



図 7 - 1 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -2/60 秒



図 7 - 2 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -1/60 秒



図 7 - 3 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 0/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-4 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 1/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-5 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 2/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-6 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 3/60 秒



図 7-7 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 4/60 秒



図 7-8 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 5/60 秒



図 7-9 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 6/60 秒



※火炎が吸い込まれるように視認できなくなる

図7-10 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 20/60秒

4-3. 火炎の色について

ここでは爆発の初期に発生した火炎の色について検討するが、水素や有機化合物が周囲の酸素と結合する際に生じる酸化燃焼時の炎が呈する色に着目して議論を進めることとする。まず、水素の燃焼⁽¹⁾に関しては、酸素と結合して水となる酸化反応の過程における燃焼時の火炎の発光は、可視光域では発光強度が弱く輝炎も発生しない。また、燃焼後に煤等も発生しない。このため、火炎の黄橙色を炭化水素で説明することは困難である。また、MCCIで発生する一酸化炭素の場合は、燃焼色は白色(参考文献掲載予定)に近く、これも適当ではない。さらに本文第三章で論じているように水素爆発以降の時点から格納容器床面には水面があったと考えられ、多量でかつ継続的な一酸化炭素の発生は考えにくい。

一方、有機化合物の燃焼⁽²⁾に関しては、反応する酸素量と予混合状態に大きく依存しており、酸素と可燃性の有機化合物が化学量論濃度付近で効率よく拡散燃焼する場合は酸化炎といわれる青い火炎、一方、酸素量が不足し余混合が十分でない場合は、橙色を呈し、同時に不完全燃焼に伴う未燃焼の炭素である煤が発生する。

今回、映像により確認されている火炎は、全般にわたり黄橙色であり、燃焼の後半は一定の煤も伴い、その後、大量の煤を生じる噴煙につながっていく。このことだけで断定することは困難であるものの、可燃性ガスの供給の可能性の面を併せて考えると、爆発初期から全般的に原子炉建屋外で確認されている火炎色は、燃焼ガス中に有機化合物が含まれていることによる可能性が高いと考えられる。

4-4. 原子炉建屋 5 階付近における水蒸気の存在について



図8 水素爆発直後（2011年3月14日11:04頃）の衛星写真

3号機の水素爆発に関して、水素爆発直後（2011年3月14日11:04頃）の衛星写真(図8)によれば、3号機のシールドプラグ部分から激しく水蒸気が噴出している。更に第三章で論じているように、水素爆発の約3時間前から格納容器トップヘッドフランジからの漏えいが拡大したと考えられることから、水素爆発時点では原子炉建屋内部に水蒸気が相当量存在したと考えられる。ちなみに水素爆発以降の水蒸気の発生量は、6t/h程度と推定されている。

水素爆発時に観測された火炎の色は、1号機及び3号機ともに黄橙色でその差は明確ではない。これは、爆発時点で原子炉建屋内には存在していた燃焼ガスの組成がある程度共通（※）していたことを示唆している。

（※）爆発後の航空写真等から1号機においては水蒸気が少なかったと推定される。

4-5. まとめ

上記の2.～4.を踏まえると、3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部のガスは、水素、有機化合物、水蒸気及び空気が混合したものであったと考えられる。また、個々の要素の具体的な量や割合を特定することは困難であるが、ガスの含有酸素量に対して化学両論的平衡値を大きく超える可燃成分が存在していたと推測することが妥当であると考えられる。

参考文献

1. 安全工学 Vol. 44 No. 6 (2005) 安全工学会
2. 基礎からの衝撃工学-構造物の衝撃設計の基礎- 森北出版

(別添 1 1)

水素爆発時の地震計記録

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 水素爆発時の地震計記録

東京電力は、敷地内の広範囲にわたる地盤振動特性の把握を目的に 2010 年度から 5 年間の計画で、敷地内の複数地点において地表面へ地震計（地震観測記録計）を設置（敷地内の 18 地点に仮設の地震計を設置）して観測を行っていた¹。

これらの地震計は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波によって、機能を失ったものもあったが、一部はその機能を維持し、記録が残っているものが確認されている。

東京電力は、2 号機及び 4 号機の爆発発生状況を把握するため、福島第一原子力発電所敷地内に設置されているこれらの仮設の地震計のデータを分析している²。

調査チームは、上記の仮設の地震計のデータのうち、1 号機から 4 号機の原子炉建屋周辺に設置されており、1 号機、3 号機、4 号機の水素爆発時の振動記録のデータが残っているものについて、東京電力から提供を受けた³。

これらの仮設の地震計の設置箇所及び各地震計が観測した最大加速度値を図 1 に示す。また、1 号機、3 号機、4 号機から比較的等距離にある観測点として、観測点 D の加速度波形（南北方向、東西方向、上下方向）を図 2 に示す。

¹ 福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所において平成 23 年東北地方太平洋沖地震の際に得られた地震観測記録について（統報）（2011 年 9 月 29 日、東京電力株式会社）

² 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日、東京電力株式会社）

³ 1 号機、3 号機、4 号機の水素爆発前後 30 秒のデータ。

1 号機爆発時 2011 年 3 月 12 日 15 時 36 分 30 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

3 号機爆発時 2011 年 3 月 14 日 11 時 01 分 30 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

4 号機爆発時 2011 年 3 月 15 日 06 時 12 分 00 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所

1号機、3号機及び4号機R/B爆発時に地震観測記録計が観測した最大加速度値(Gal)

	1号機爆発 (3月12日15時36分頃)			3号機爆発 (3月14日11時1分頃)			4号機爆発 (3月15日6時12分頃)		
	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向
観測点A	81	52	120	14	15	21	2	2	2
観測点B	284	129	138	45	18	28	4	3	3
観測点C	2,320*	2,392*	1,956	115	158	490	11	9	6
観測点D	102	91	231	36	51	173	6	7	11
観測点E	39	22	26	26	24	30	5	5	11

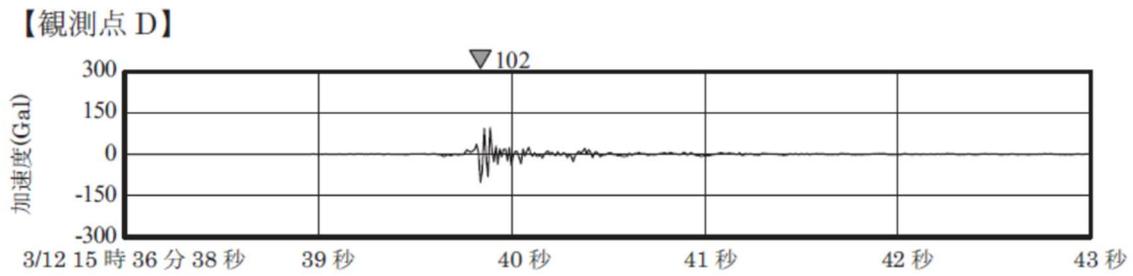
※センサーの規格値(2,000Gal)を上回っているため、参考値。



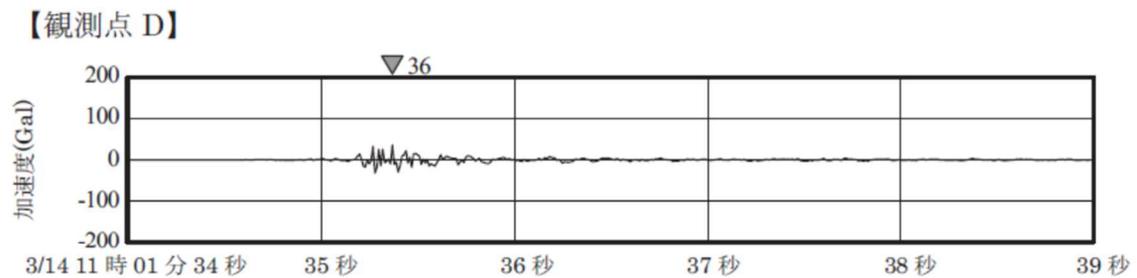
東京電力「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」(平成23年12月)を基に作成

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会(政府事故調)最終報告書(2012.07.23)より抜粋

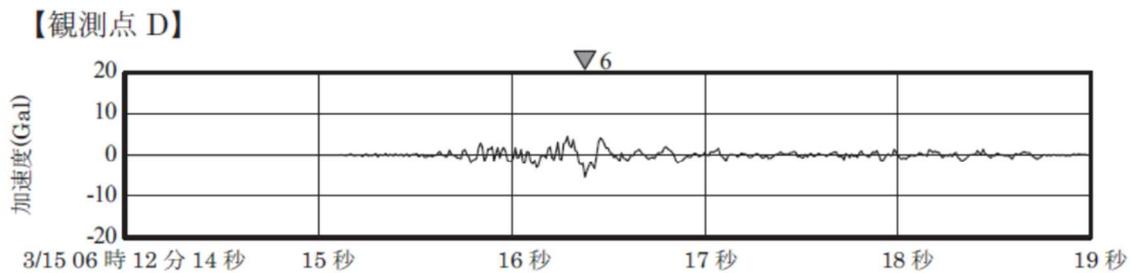
図1 福島第一原子力発電所構内における地震計設置箇所



1号機爆発時の加速度波形(南北方向)



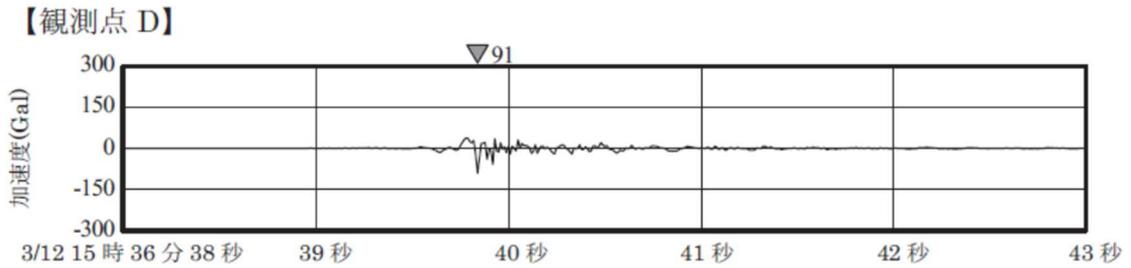
3号機爆発時の加速度波形(南北方向)



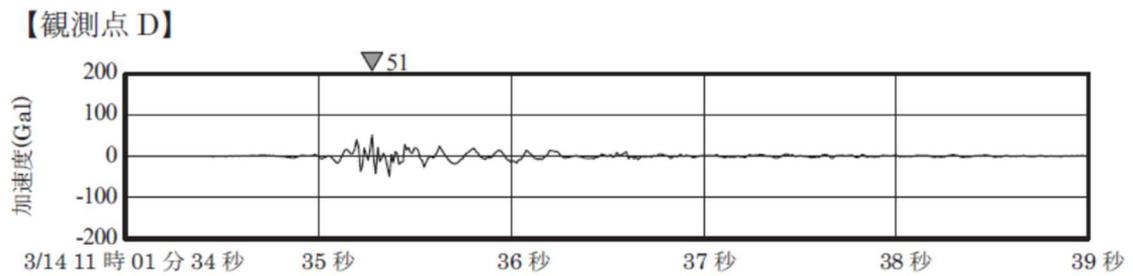
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(南北方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

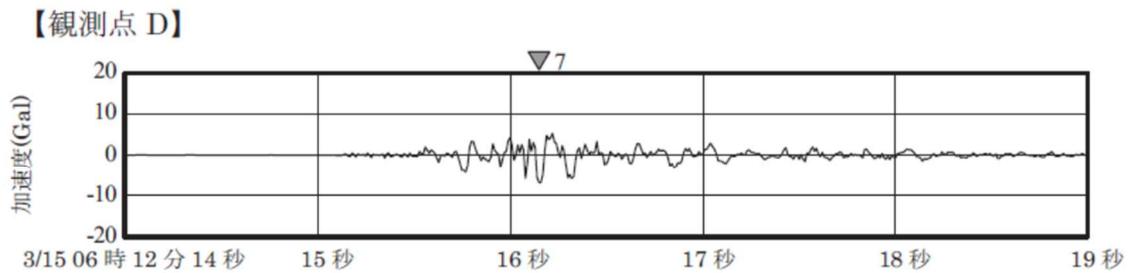
図2 加速度波形（南北方向）



1号機爆発時の加速度波形(東西方向)



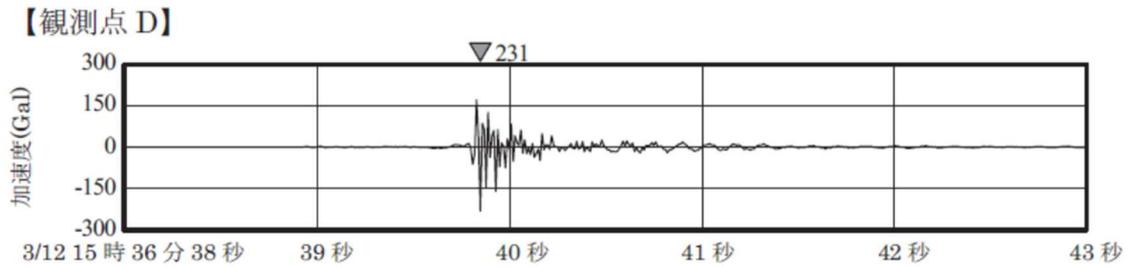
3号機爆発時の加速度波形(東西方向)



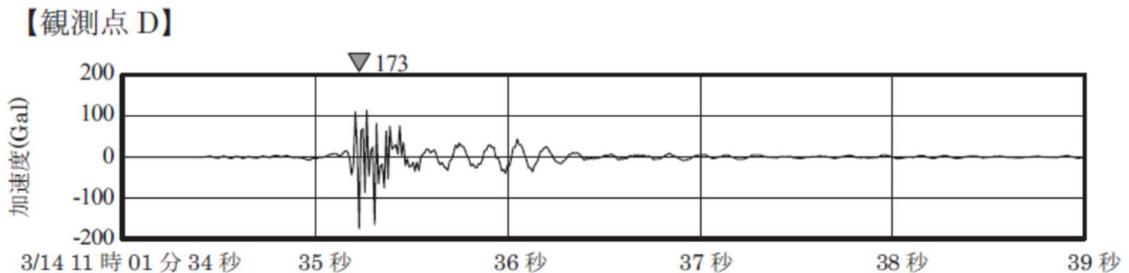
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(東西方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書
 （2012.07.23）より抜粋、一部加工

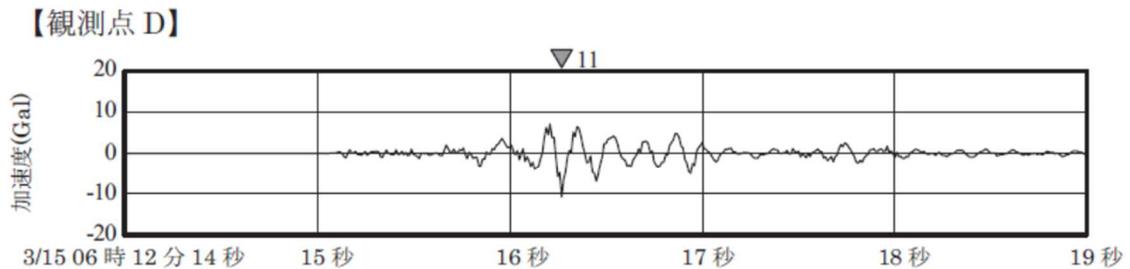
図2 加速度波形（東西方向）



1号機爆発時の加速度波形(上下方向)



3号機爆発時の加速度波形(上下方向)



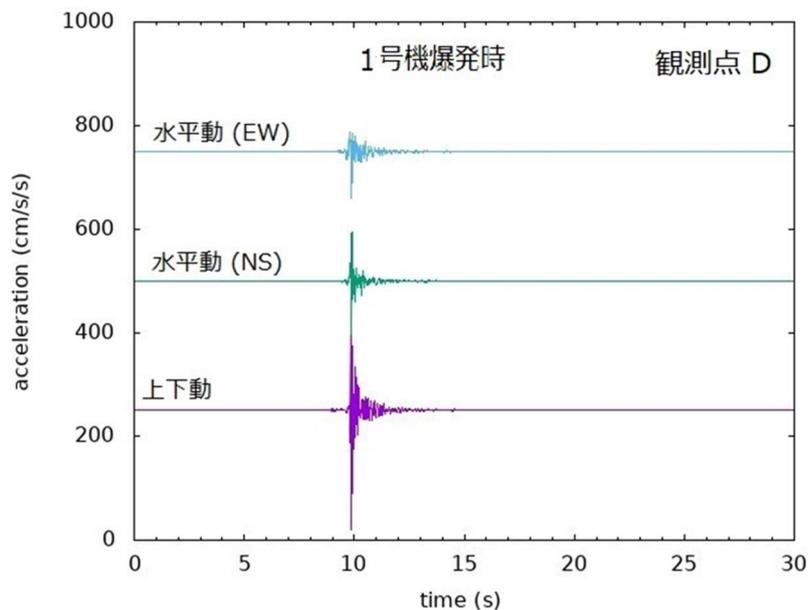
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(上下方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

図2 加速度波形（上下方向）

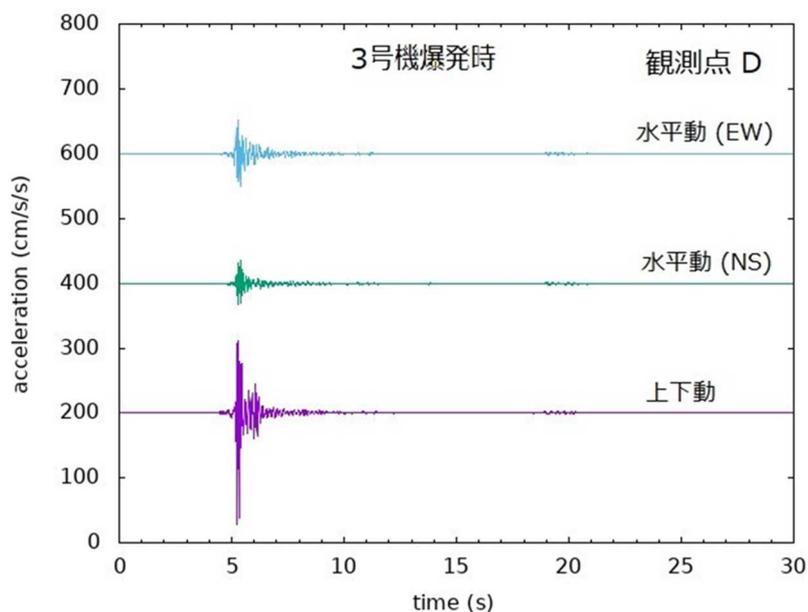
これらの水素爆発時の地震計の振動記録では、1号機の爆発時の振動加速度の方が3号機のそれよりも大きいことが観測されている。

また、上述の東京電力から提供を受けた1号機、3号機、4号機の水素爆発時の振動記録（水素爆発時の前後30秒のデータ）をもとに、東西方向、南北方向及び上下動の各波形について水素爆発の号機毎に確認すると爆発時の初期に大きな振動（加速度）が見られるが、その後の波形にはそれに相当するような振動（加速度）は見られなかった。（図3）



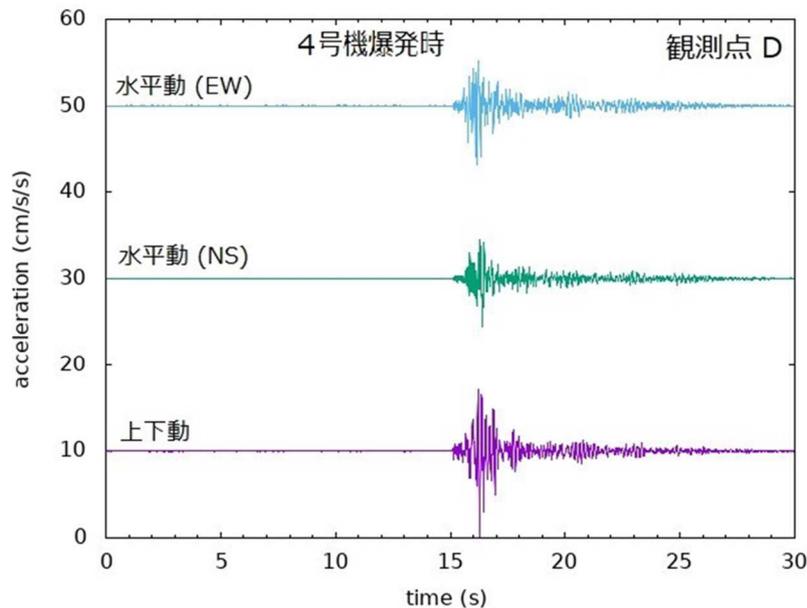
東京電力から提供のあった1号機爆発時のデータ（2011年3月12日15時36分30秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 1号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



東京電力から提供のあった3号機爆発時のデータ（2011年3月14日11時01分30秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 3号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



東京電力から提供のあった4号機爆発時のデータ（2011年3月15日06時12分00秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 4号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）

2. 地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさの分析

1. の記録を分析した結果、水素爆発時に地面に伝わったエネルギー量は1号機の水素爆発時の方が、3号機爆発時のそれと比較してやや大きいことが確認された。

地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさについての分析については、別添11-1に詳述している。

3. 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

1. の地震計の振動記録と水素爆発時の事態推移を比較するために、時間軸を並べて比較を行った。その結果、前駆爆発となる3号機原子炉建屋の変形が確認された期間、原子炉建屋南側に火炎が発生し天井部上方に噴煙が膨張する期間、天井部より黒色の噴煙が上昇し始める期間と水素爆発の事態推移にあわせて、地震計の振動波形が異なっていることが確認された。

3号機原子炉建屋上空に噴煙が上昇する時期には、水素爆発時の初期に見られる振動波形のように著しく強い振動波形は記録されていないことが確認された。

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較については、別添12に詳述している。

(別添 11-1)

水素爆発時の振動記録に基づく地盤を伝播した振動強さの推定

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
地震・津波研究部門 儘田 豊

1. はじめに

本検討では、福島第一原子力発電所の水素爆発時に敷地内で観測されていた地震計による振動波形を用いて、1、3 及び 4 号機の水素爆発により生じたエネルギーのうち、地盤に伝播した振幅の大きさ(エネルギー)の比を推定する。従って、推定された各号機間のエネルギー比は、それぞれの爆発規模の比とは異なるものであるが、爆発規模を検討する際の参考情報として活用されることを目的として検討を行った。

2. データ

東京電力では敷地内の広範囲にわたる地盤の振動特性について把握することを目的として、福島第一原子力発電所の敷地内の地表面に地震計を仮設置しており、2010 年 10 月より観測を実施している¹⁾。これらのうち、1、3 及び 4 号機の水素爆発に伴う振動が記録されている原子炉建屋近くに設置されている 5 箇所の観測点の記録を入手し、解析に用いた。図 1 に 1~6 号機の原子炉建屋の位置及び解析に用いる観測点 5 箇所 (A~E) の位置を示し、表 1 に 1、3 及び 4 号機と 5 箇所の観測点との距離をそれぞれ示す。なお、入手した観測記録は水平動 2 成分及び上下動の 3 成分の加速度波形であり、1、3 及び 4 号機の水素爆発時の記録を含む 1 分間のデータ (1 号機は 2011 年 3 月 12 日 15 時 36 分 30 秒から、3 号機は 2011 年 3 月 14 日 11 時 01 分 30 秒から、4 号機は 2011 年 3 月 15 日 6 時 12 分 00 秒からそれぞれ 1 分間) である。

表 1 1、3 及び 4 号機の原子炉建屋と観測点の距離

	原子炉建屋		
	1 号機	3 号機	4 号機
観測点 A	656	867	992
観測点 B	390	590	705
観測点 C	73	237	361
観測点 D	422	351	374
観測点 E	684	496	407

単位 (m)

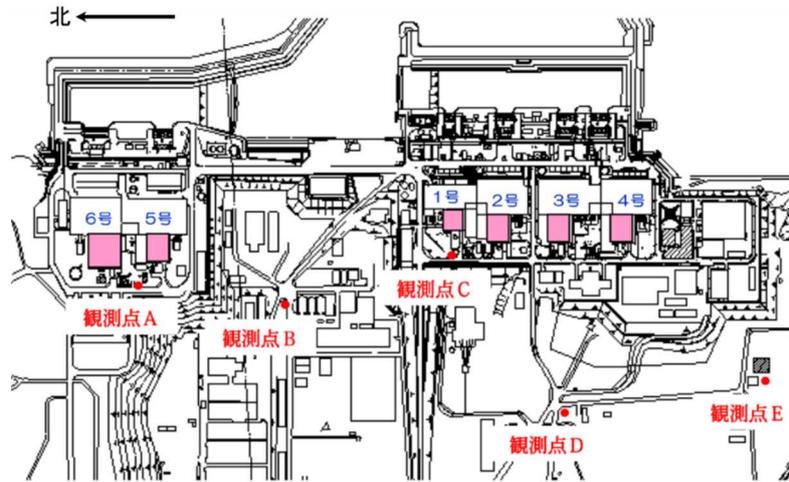


図 1. 福島第一原子力発電所 1～6 号機及び観測点の位置
(東京電力の事故調査報告書²⁾に加筆)

3. 距離減衰特性モデル及び解析

3.1 距離減衰特性モデルの設定

本検討では原子炉建屋からの距離が異なる複数の観測点で観測された加速度波形の最大振幅から振源付近の最大加速度を推定するため、距離減衰特性を表す(1)式によるモデルを考える。

$$A_{ij} = M_i \frac{1}{r_{ij}^n} \exp(-b_{ij} r_{ij}) G_j \quad (1)$$

ここで各パラメータは以下を表す。

A_{ij} : 振源 i による観測点 j における最大加速度

r_{ij} : 振源 i と観測点 j の距離

M_i : 振源 i の規模

b_{ij} : 振源 i と観測点 j の間の媒質の減衰特性を表す係数 (非弾性減衰係数)

G_j : 観測点 j における地盤増幅特性

n : 波の空間的な広がりによる振幅の減衰を表す係数 (幾何減衰係数)

本検討では、図 1 に示す 1、3 及び 4 号機原子炉建屋の 3 箇所にある振源について A～E の 5 箇所にある観測点の記録の最大加速度値を読み取り、(1)式による回帰分析により M_i ($i=1\sim3$: M_1 、 M_2 及び M_3 はそれぞれ 1 号機、3 号機及び 4 号機爆発に伴う振源における振動強さ) を推定した後、これらの比を求めることにより各号機間の振源における振動強さ(エネルギー)の比を推定する。回帰分析に当たっては以下を仮定する。

非弾性減衰係数 b_{ij} は振源と観測点間の媒質特性で決まるが図 1 からわかるとお

り、これらの間を伝播する波はほぼ同一の媒質内を伝播すると考えられるため、 b_{ij} は全ての記録に対して同じであると仮定し、 $b_{ij} = b$ とする。

G_j は観測点直下の地盤構造によって決まる定数であるが、1 観測点当りの記録数は最大でも 3 記録と(1)式による回帰で推定するにはデータ数が少なく、かつ観測点間隔も小さいため観測点毎に大きく異なるとは考えにくい。よって、すべての観測点で一定($G_j=1$)と仮定する。

n は波のフェーズによって決まる係数で、例えばP波やS波のような実体波では1、表面波では1/2となる。本検討ではS波部分の最大加速度を用いることとし、 $n=1$ を仮定する。

(1)式で以上を仮定し、両辺の自然対数をとった(2)式を用いて線形の回帰分析を行った。

$$\ln\{A_{ij}\} = \ln(M_i) - br_{ij} - \ln(r_{ij}) + \varepsilon_{ij} \quad (2)$$

ここで、 ε_{ij} は回帰誤差を表す。また、 A_{ij} はS波部分の最大加速度であり、S波の同定については4.2で述べる。

3.2 P波及びS波の抽出

各号機の水素爆発に伴い観測された波のフェーズ(P波、S波等)を抽出することを目的として、各原子炉建屋からの距離に対するレコードセクションを作成し、各波群の走時を読み取り、それぞれの伝播速度からフェーズを推定した。観測記録の水平動2成分は、いずれの観測点も東西及び南北方向の振動を記録したものであるが、S波及び表面波などの抽出を容易にするため、図2に示すラディアル方向とトランスバース方向の2成分に変換した波形を用いた。

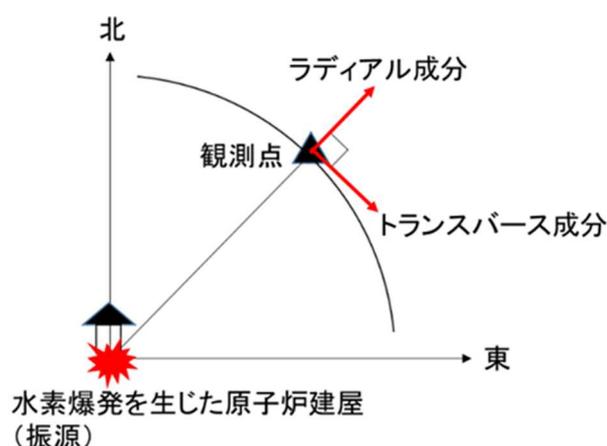


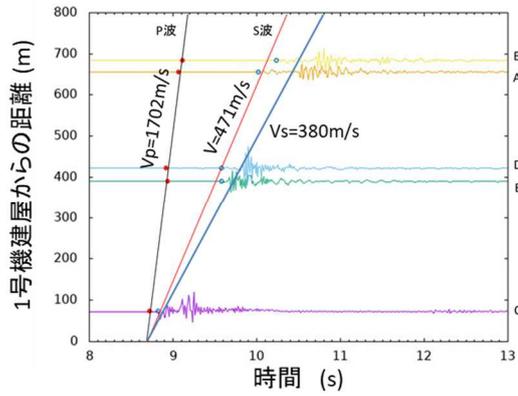
図2. フェーズの同定に用いた水平動成分

図3 (a)～(c)に各原子炉建屋を対象とした水平動トランスバース成分のレコードセクションを示す。P波初動及びS波初動の読み取り位置を赤丸及び青丸でそれぞれ示す。また、それぞれの波のフェーズの伝播速度を図中に記載してある。表2に公表されている敷地内の地盤構造を示す²⁾。公表されているS波速度と本検討でS波として抽出した波の速度を比較すると、抽出したS波は表層のS波速度380m/sより速く、第2層及びその下層にある表層よりも大きいS波速度もつ層を伝播した波であると考えられる。一方、レコードセクション上にはほぼ380m/sで伝播する走時直線をプロットすると、最大振幅を有する波群の到着が見られ、これらは表層を伝播したS波と解釈できる。また、いずれの観測点のトレースにおいても、その最大振幅はS波初動として読み取った時間から1秒以内に到着することがわかる。

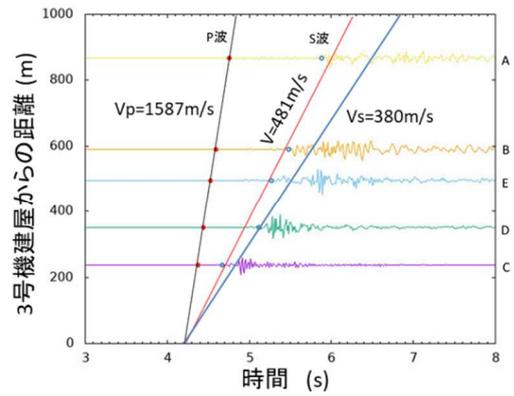
表2. 敷地内の地盤構造（東京電力²⁾による）

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (kN/m ³)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (kN/m ²)	剛性低下率 G/G ₀	せん断弾性 係数 G (kN/m ²)	剛性低下後 S波速度 Vs (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(a) 1号機爆発時



(b) 3号機爆発時



(c) 4号機爆発時

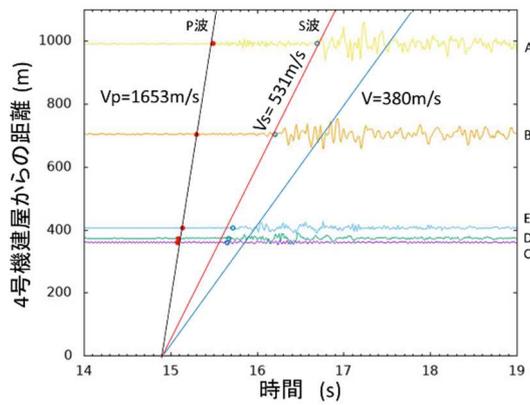


図3. 原子炉建屋1、3及び4号機水素爆発時の加速度記録の記録セクション

3.3 回帰分析

1号機及び3号機爆発時の観測点Dにおける観測波形のうち、4.2節で同定したS波到着時間付近の波形を図4に示す。いずれの爆発時も上下動成分は水平動成分に比べ同等以上の大きな振幅を示しており、地盤を伝播する振幅には上下動成分が大きく寄与していることがわかる。よって、最大振幅の評価には水平動2成分に上下動成分を加えた、3成分のそれぞれの振幅の二乗和平方根（SRSS振幅）を用いることとし、S波到着時間から1秒間以内における最大加速度を読み取った。ここで、観測点Dは1号機及び3号機からそれぞれ422m、351mとほぼ同程度の距離にあるが、いずれの成分の最大振幅も1号機のほうが大きく、地盤を伝播したエネルギーは1号機爆発時が3号機に比べ大きかったことが推測される。なお、本検討では1号機、3号機及び4号機の爆発は1回であったと仮定して解析を行った。

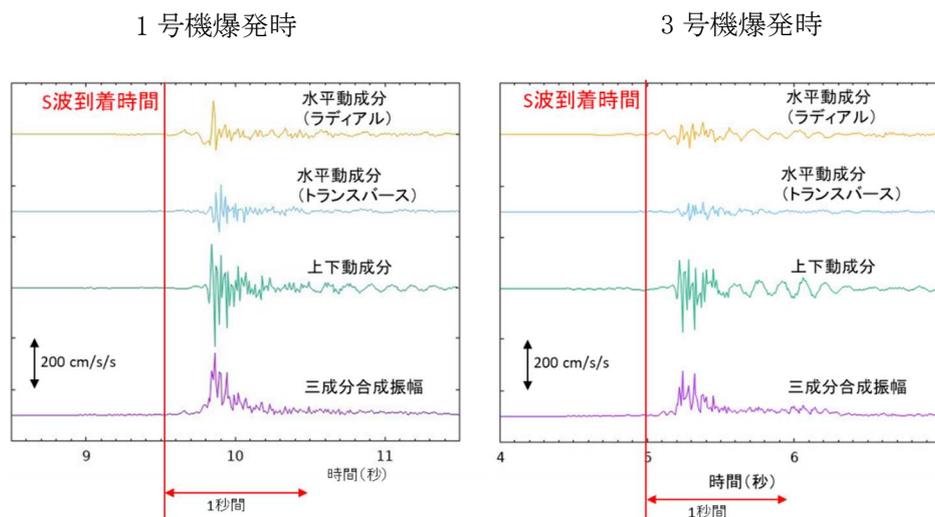


図4. 1号機及び3号機爆発時の観測点Dにおける3成分波形及びSRSS振幅

図5に1、3及び4号機の爆発時に観測された最大加速度と(2)式による回帰曲線（緑は回帰の中央値、青及び黄は±標準偏差）を示す。ここで、1号機爆発時のC観測点では地震計の測定限界を超えた加速度が記録されていること、また、1号機爆発時のC観測点では高周波（35Hz程度）の大きなノイズが記録されていることから、回帰分析においてこれらの記録は使用しないこととした。

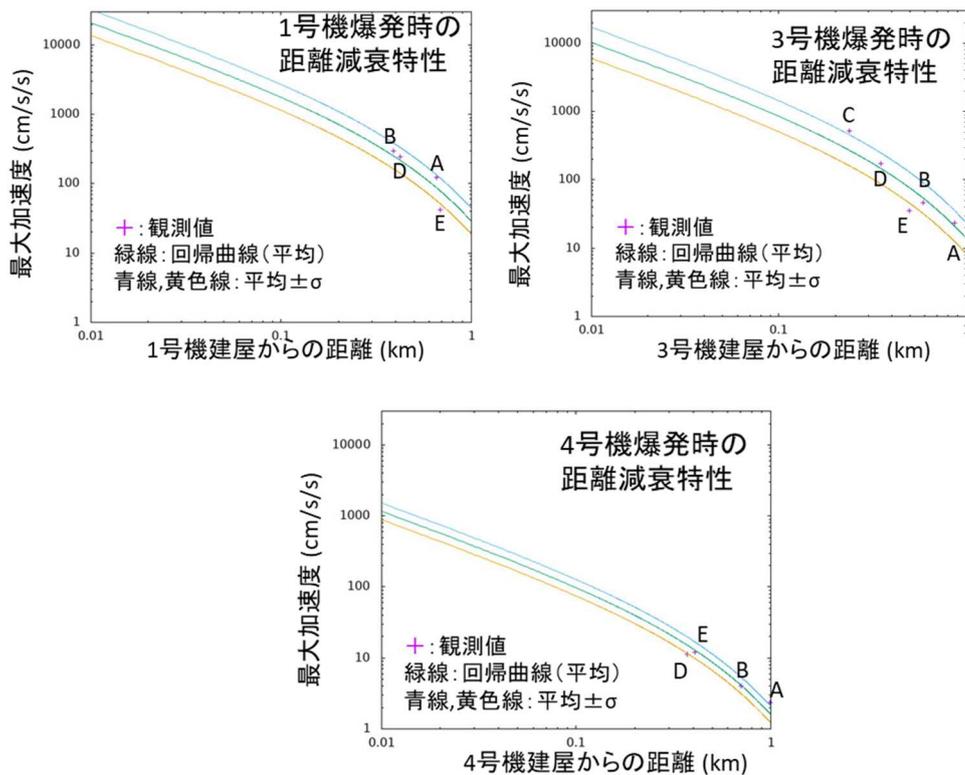


図5. 1、3及び4号機爆発時のSRSS振幅と回帰曲線

4. 結果

本節では1、3及び4号機爆発時の観測波形に基づいて推定した(2)式による回帰曲線から、振源における振幅の大きさの比を推定する。ここでは、3号機爆発時の振幅の大きさに対する1号機爆発時及び4号機爆発時の比を推定する。(2)式を用いると2つの爆発時の比は(3)式で表せる。

$$\frac{A_i(r)}{A_2(r)} = \frac{M_i}{M_2} \quad (3)$$

ここで*i*=1,3に対応する $A_i(r)$ として、それぞれ1号機及び4号機爆発時の振源近傍の距離*r*における最大加速度を考える。図6に1、3及び4号機爆発時に対応する回帰曲線と、振源近傍の距離0.01 kmにおける M_2 に対する M_1 、 M_3 の比を示す。推定した振幅比について1号機爆発時は3号機爆発時の約2.1倍、4号機爆発時は3号機爆発時の約0.1倍であった。また、エネルギー比は振幅比の二乗に比例すると仮定して簡易的な推定を行うと、地盤を伝播したエネルギーについて1号機爆発時は3号機爆発時の約4.4倍、4号機爆発時は3号機爆発時の約0.01倍となる。なお、ここで推定した振幅比(エネルギー比)は回帰曲線の中央値を用いた結果である。各号機爆発時の振幅(エネルギー)の大きさを、回帰誤差として標準偏差(σ)ま

で考慮して比較した場合、4号機は3号機に比べその差は有意に小さく、1号機は3号機に比べ、その差が有意に大きいとまではいえないことに留意する必要がある。

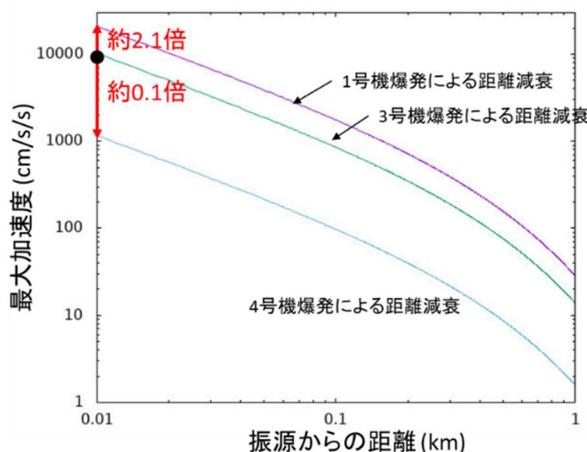


図6. 各号機の爆発時の最大加速度の回帰曲線と振源近傍の振幅比

5. まとめ

本検討では、1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋で発生した水素爆発時に周辺で取得された加速度記録を用いて、各号機の爆発は1回であると仮定し距離減衰特性のモデルに基づいた回帰分析を行い、それぞれの爆発時に地盤を伝播した波の最大加速度の比（エネルギー比）を推定した。その結果、1号機爆発時に地盤を伝播したエネルギーは3号機爆発時よりやや大きく、4号機爆発時に地盤を伝播したエネルギーは3号機爆発時より有意に小さいことがわかった。なお、本結果は、各号機の爆発規模を検討する際の参考情報となるもので、爆発規模の比とは異なるものであることに注意が必要である。

参考文献

- 1) 福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所において平成23年東北地方太平洋沖地震の際に得られた地震観測記録について(続報)
<https://www.tepco.co.jp/cc/press/11092910-j.html>
- 2) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)(追補版)(改訂)、2012年9月

(別添 1 2)

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 目的

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較を行い、建物の変形を伴う初期の爆発現象と、その後の 3 号機原子炉建屋天井部からの黒色の噴煙上昇が時間的に区別することが可能か、また、振動波形において両者の間に明らかな違いがあるかを確認する。

2. アプローチ法

別添 1 0 において、すでに得られている初期の爆発現象の始点 (-2/60 秒) から原子炉建屋南東部の赤紫火炎発生を経て、3 号機原子炉建屋天井部における火柱の発生 (2/60 秒) までの進展にかかった時間をスケールの基準として、天井部から噴煙が始まるまでの時間について振動波形 (D 観測点の上下動成分) を用いて確認する。(図 1 及び表 1)

3. 結論

今回の検討により、初期の爆発現象の時間をスケールの基準として比較すると、正確な起点を特定することは困難であるが、噴煙上昇までには約 0.17 (10/60) 秒を要していること、また、振動波形側も同時刻には大きな揺れが収まっていることなどから、初期の爆発現象と噴煙上昇の間には、有意な時間差があることが説明可能であることが示された。また、振動加速度の観点においても、初期の爆発現象と噴煙では、明らかに加速度が小さいなど異なる点を確認できた。(図 2)

よって、地震計の振動記録の時間的推移面に、3 号機の水素爆発が多段階の過程を経ていることを否定する要素はないことを確認した。

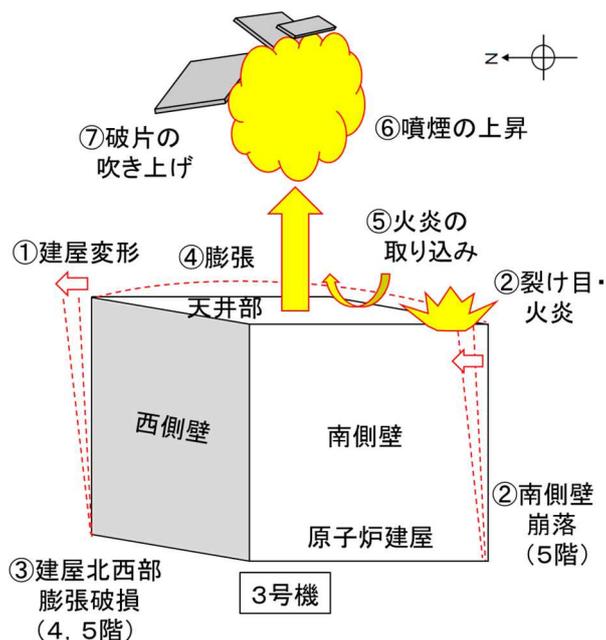


図 1 水素爆発の事態推移（多段階事象説のイメージ）

表 1 多段階事象説の概略

「多段階事象説」の概略		
①	-0.032秒 [-2/60秒]	まず、原子炉建屋を北西方向に変形させる（水素爆発と推測される）前駆爆発が発生し、原子炉建屋に変形をもたらす。
②	-0.016秒 [-1/60秒]	これにより、原子炉建屋南東部の屋根に損傷が生じ、水素を含む可燃性ガスが燃焼する火炎が原子炉建屋外部に発生。同時にこの火炎の下部に位置する原子炉建屋5階の南側の壁が崩落。
③	-0.016秒 [-1/60秒]	また、①の水素爆発により、原子炉建屋北西部の4階と5階の境界付近が北西方向に膨張破損した。
④	0.032秒 [2/60秒]	②及び③の後（1/60～1/30秒後）、原子炉建屋中央部の屋根が上方に膨張し始め、その後、原子炉建屋内に残存した水素などの可燃性ガスが燃焼する。
⑤	0.384秒 [24/60秒]	原子炉建屋南東部の火炎は、0.4秒程度継続した後、球状の噴煙下部の低圧部に取り込まれる。
⑥	0.192秒 [12/60秒]	さらに④の可燃性ガスの燃焼は、球状の噴煙となって上昇する過程に移行。
⑦	9秒 [540/60秒]	原子炉建屋の屋根と思われる巨大な破片がほぼ垂直に約200m吹き上げられた。

※時間軸の0秒は、福島中央テレビの映像において、3号機原子炉建屋南東部に火炎が出現したところ（0/30秒）に定めている。（別添10）

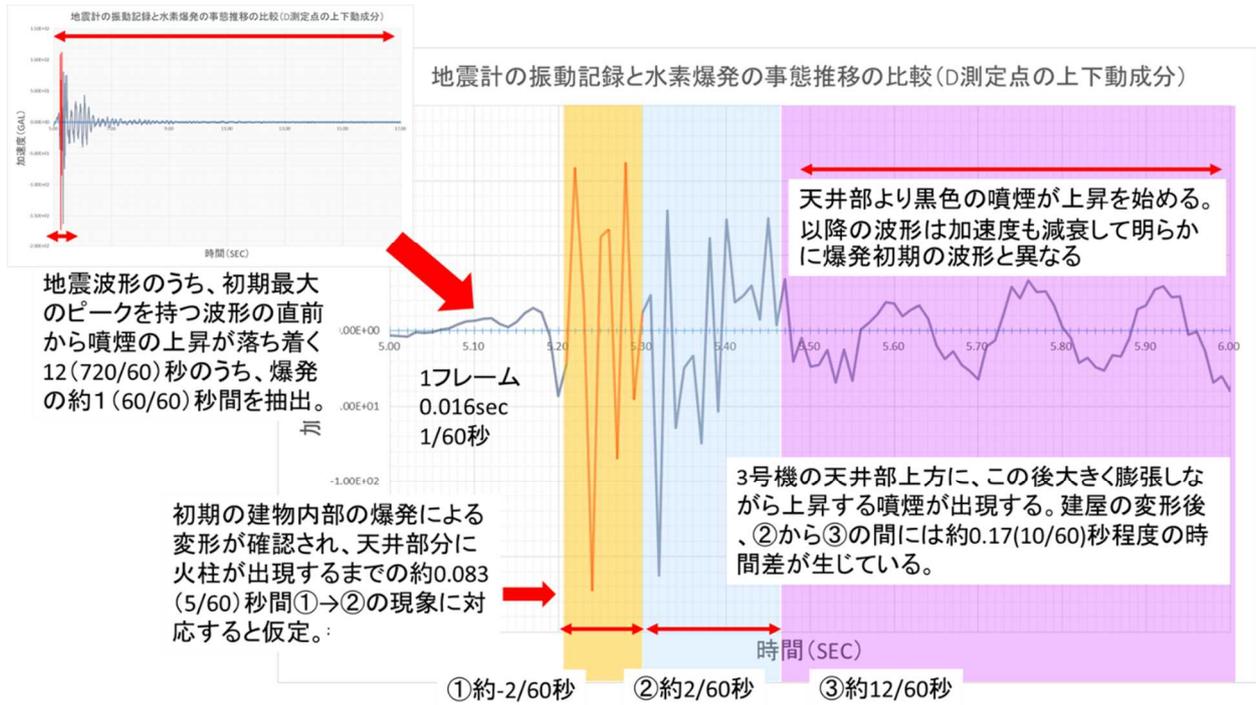


図2 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

(別添 13)

3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力

防衛大学校 准教授 市野 宏嘉

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 佐藤 雄一

1. 検討目的

3号機原子炉建屋内の損傷状況について、調査チームが実施した現地調査において、同建屋3階天井部の梁の損傷等が確認された。

確認された梁の損傷等のうち、小梁については、同建屋3階西側中央部付近で小梁の両端部が大きく損傷しており、損傷状況から「せん断破壊」に至ったものと考えられる。また、大梁については、同建屋3階西側中央部付近で大梁の中央部付近の梁下面および側面にひび割れが発生しており、損傷状況から「曲げ破壊」に至ったものと考えられる。

これらの損傷状況を踏まえて、3号機原子炉建屋における水素爆発時の梁への最大作用圧力及び作用時間を試算した。

この試算を行うことにより、3号機原子炉建屋における水素爆発の事象進展の理解促進が図られると考えられる。

2. 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷状況

2019年12月及び2020年9月に調査チームが実施した現地調査において確認された3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷状況を、図1～図14に示す。

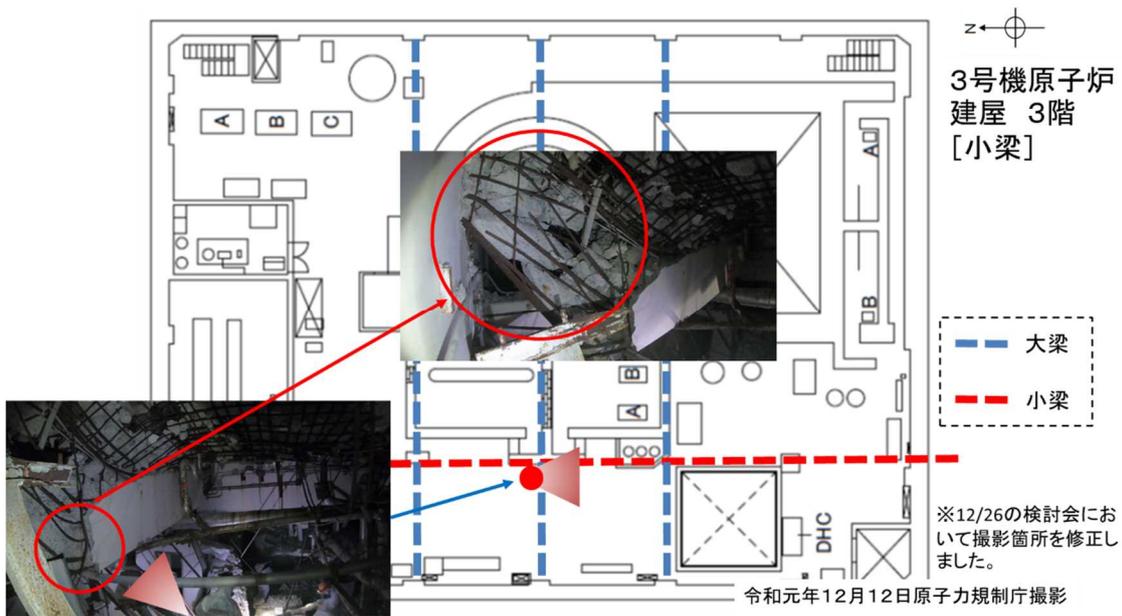


図1 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

3号機原子炉建屋 3階 [小梁]

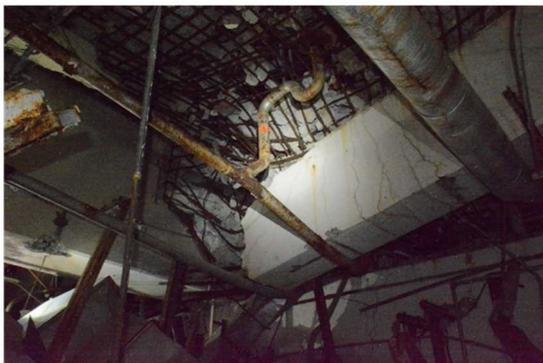


図2 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

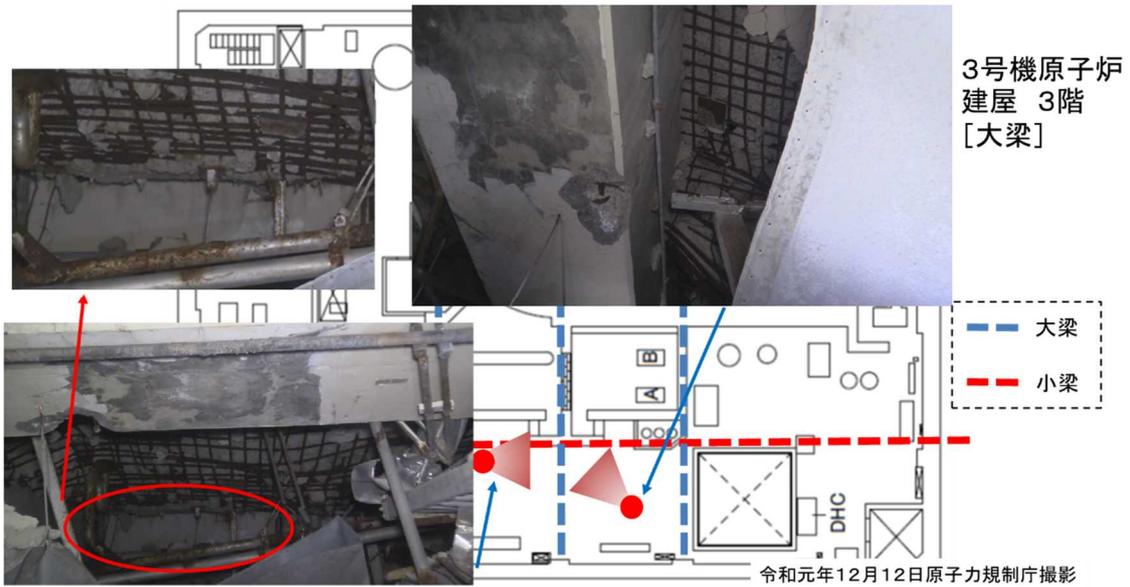


図3 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

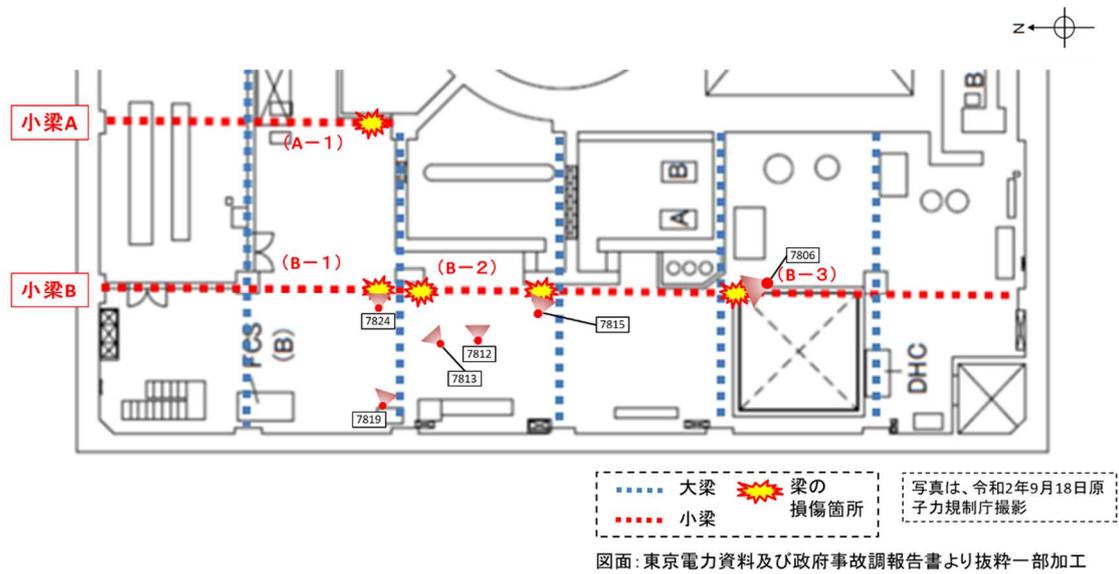


図4 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁位置及び損傷箇所
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-2)の損傷状況

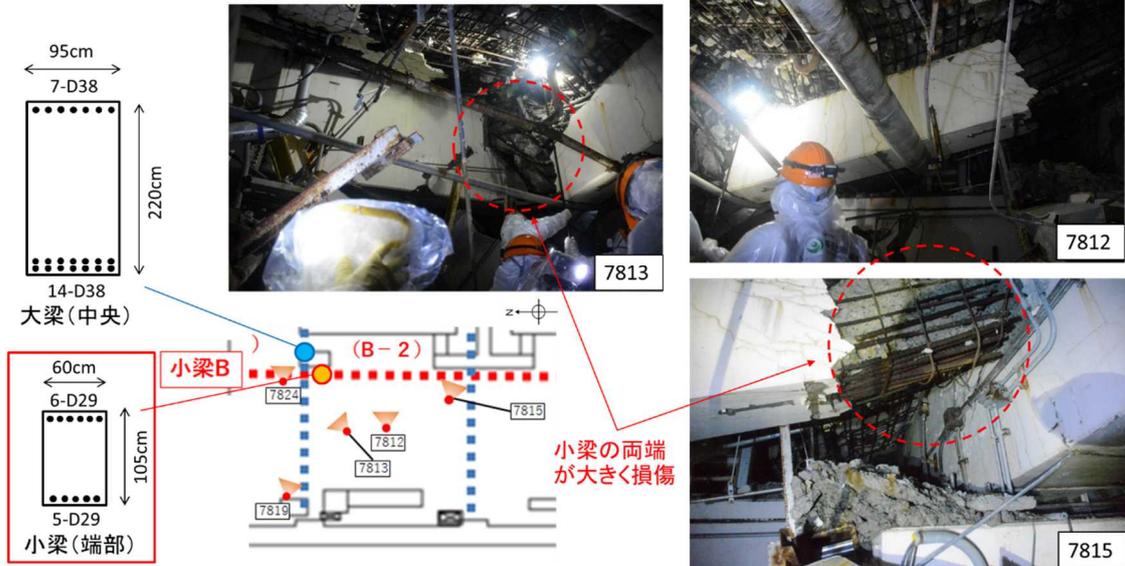


図5 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-2)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-1)の損傷状況

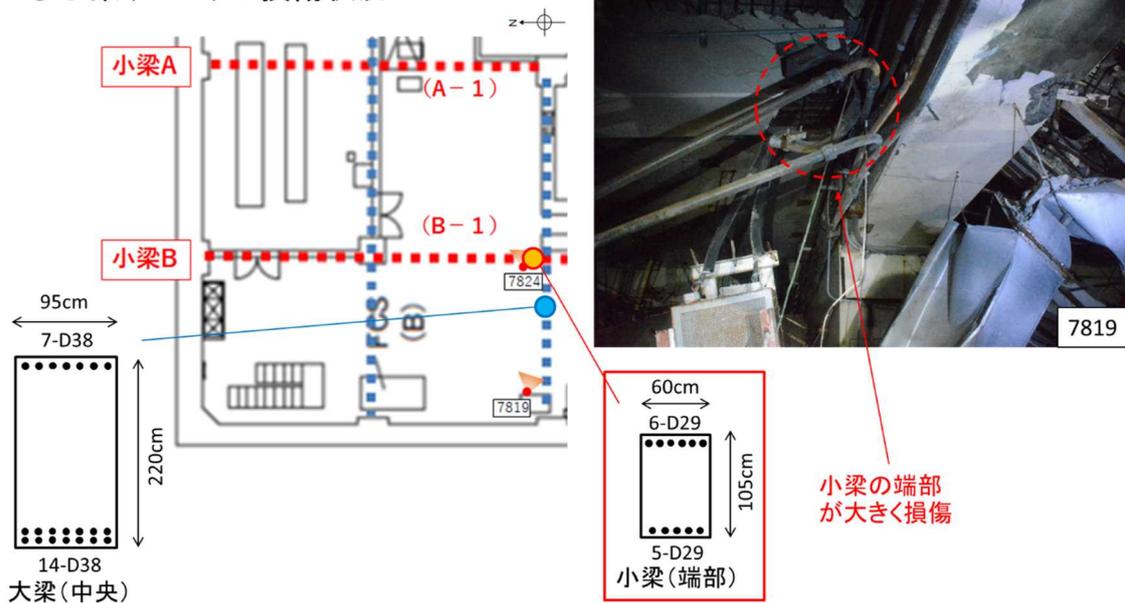


図6 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-1)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-3)の損傷状況

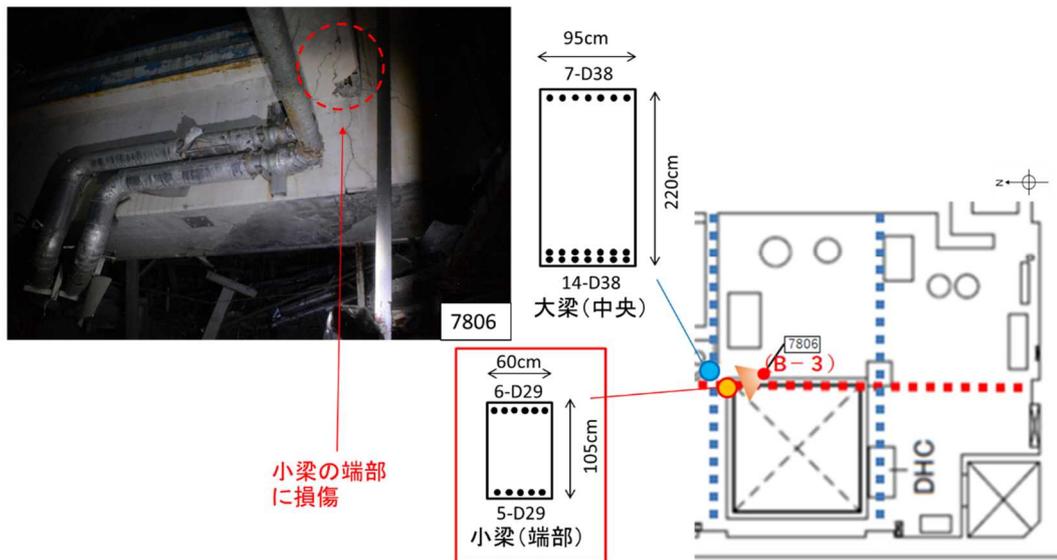


図7 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-3)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(A-1)の損傷状況

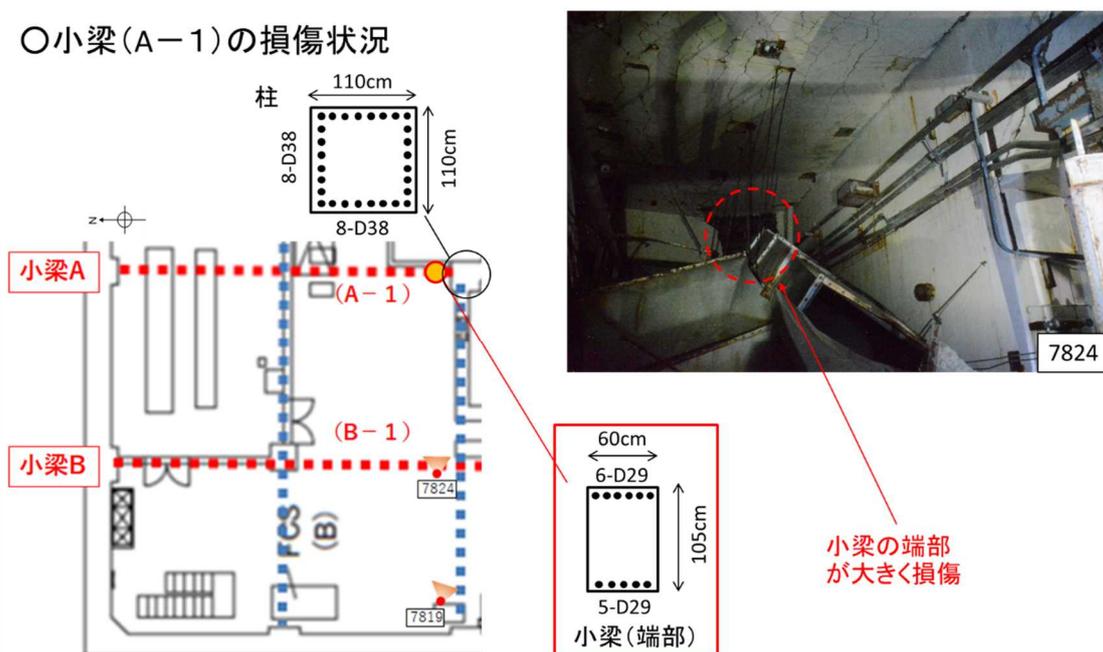


図8 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(A-1)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

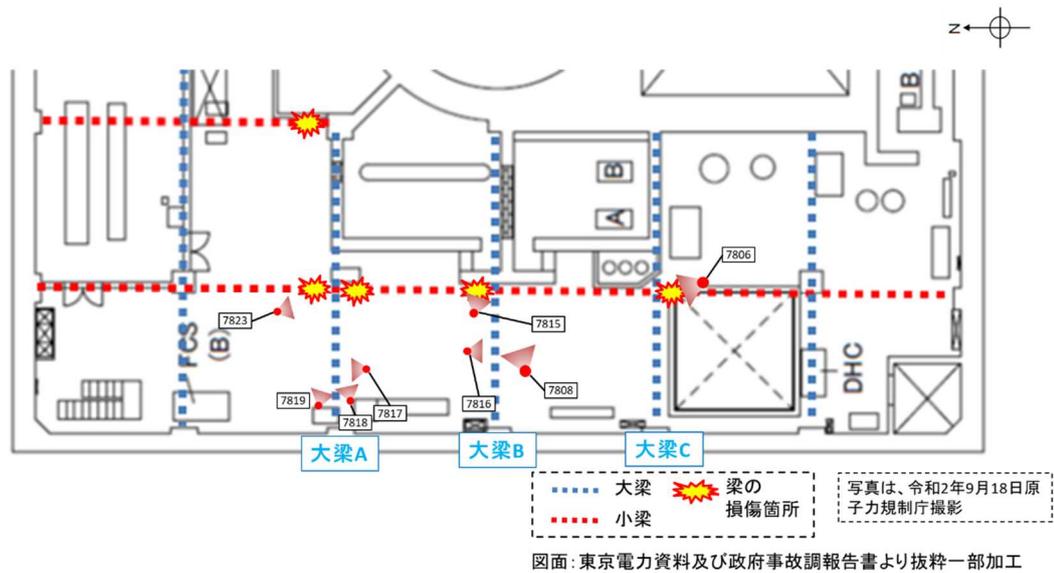


図9 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁位置

○大梁(A)の損傷状況

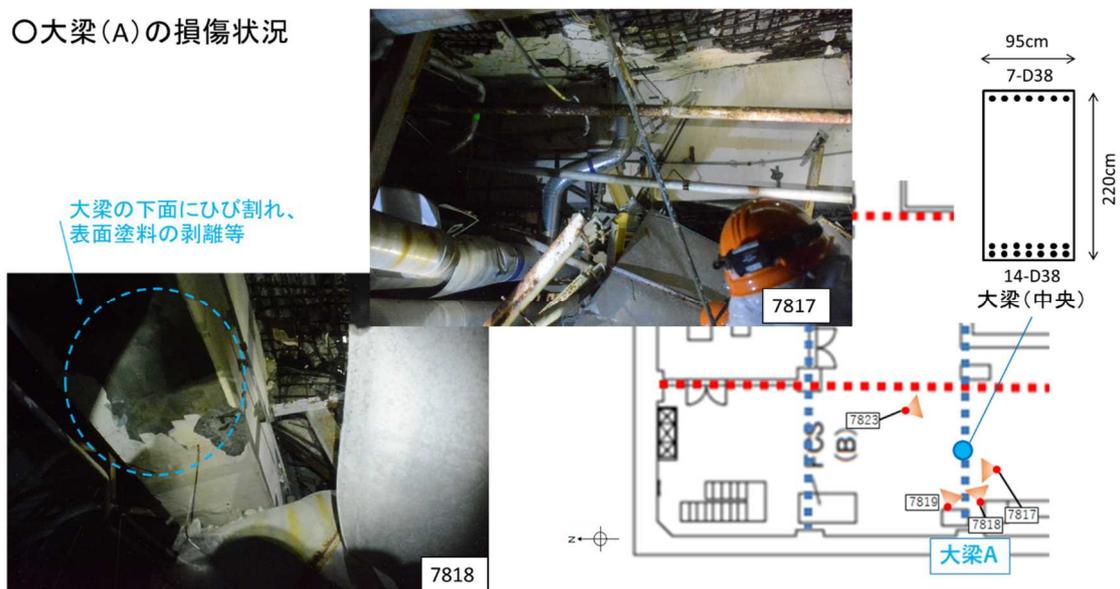


図10 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(1/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(A)の損傷状況

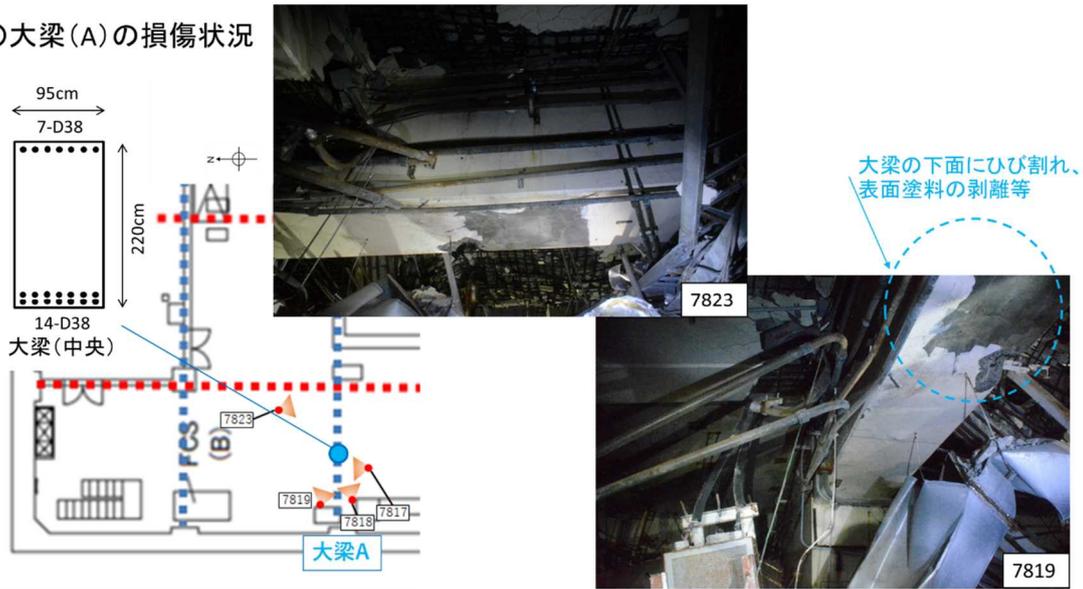


図 1 1 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(2/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(B)の損傷状況

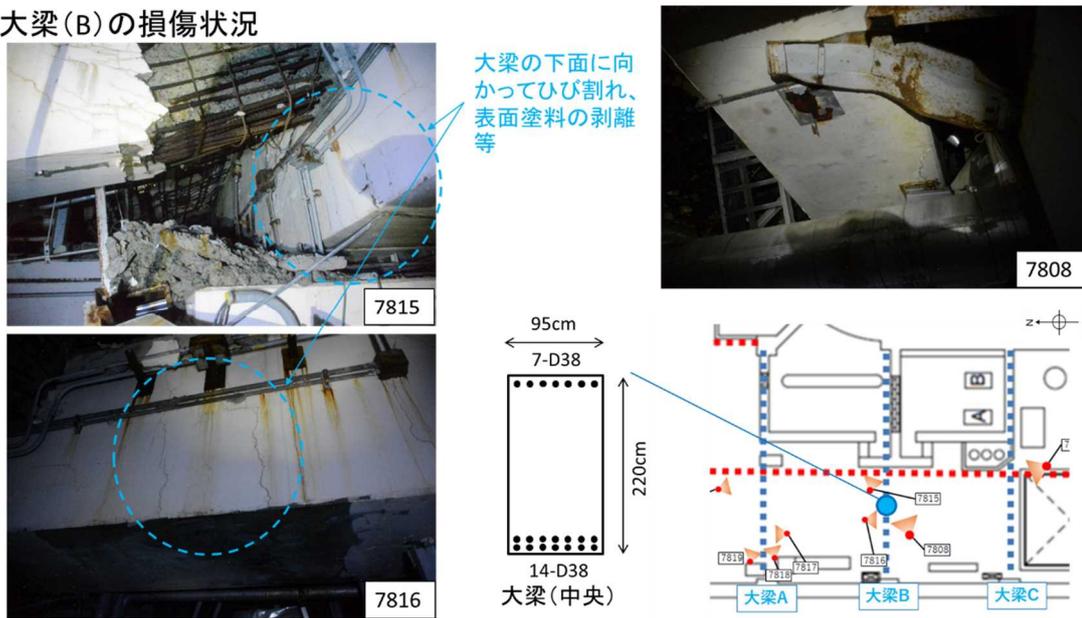


図 1 2 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(B)の損傷状況(1/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)



図 1 3 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(B)の損傷状況(2/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(c)の損傷状況

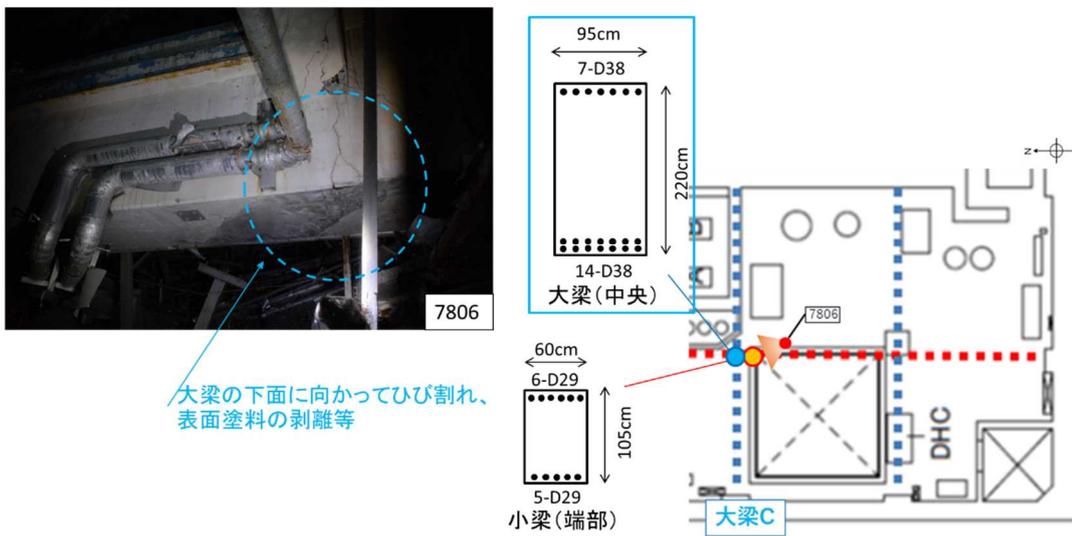


図 1 4 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(C)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

3. 検討内容

(1) 試算対象の梁

本検討においては、曲げ破壊に至ったと考えられる 3 号機原子炉建屋 3 階天井部の大梁のうち、図 1 2 及び図 1 3 に示す「大梁 (B)」を対象として試算を行った。

(2) 試算の考え方

圧力 (爆風圧) の大きさ及び作用時間がわかれば、梁の材料、形状、固定条件等から梁の変位の概略値を求めることが可能である。

そのため、これと逆の方向から考え、実際の損傷状況から観察される変位を基に、爆発時の圧力 (爆風圧) の大きさと作用時間を推定することが可能と考えられる。

本検討においては、圧力 (爆風圧) の大きさ及び作用時間 (継続時間) を任意に仮定し、3 号機原子炉建屋 3 階天井部の大梁が圧力 (爆風圧) を受けた際の変位量を簡易的に試算した。

(3) 試算方法

試算は、1 自由度モデルを用いた爆発応答解析を用いて実施した。

当該解析は、爆発を受けて構造体の変位するような複雑な事象 (梁の上部から圧力 (爆風圧) を受けて梁が下部に動く事象) を簡易的なモデルに置き換えて応答計算を行う手法である。

解析の概念図を図 1 5 に示す。

図 1 5 (a) のような爆発を受ける梁の応答を図 1 5 (b) のような力を受けるばねとおもりの動き (1 自由度系モデル) に変換する。変換に際して、梁の中央部の変位とおもりの変位を一致させる。図 1 5 (b) の力 $F_e(t)$ 、おもりの質量 M_e 及びばね定数 $K_e(x)$ は、図 (a) の各種の条件をもとに算定される。すなわち、爆風圧の大きさや作用時間、梁の形状から力 F_e を、梁の質量、梁の固定条件からおもりの質量 M_e を、梁の形状、寸法、配筋、固定条件及び材料の強度等からばね定数 $K_e(x)$ をそれぞれ求める。こうして得られた 1 自由度系モデルの運動方程式を解くことにより変位を得ることができる。

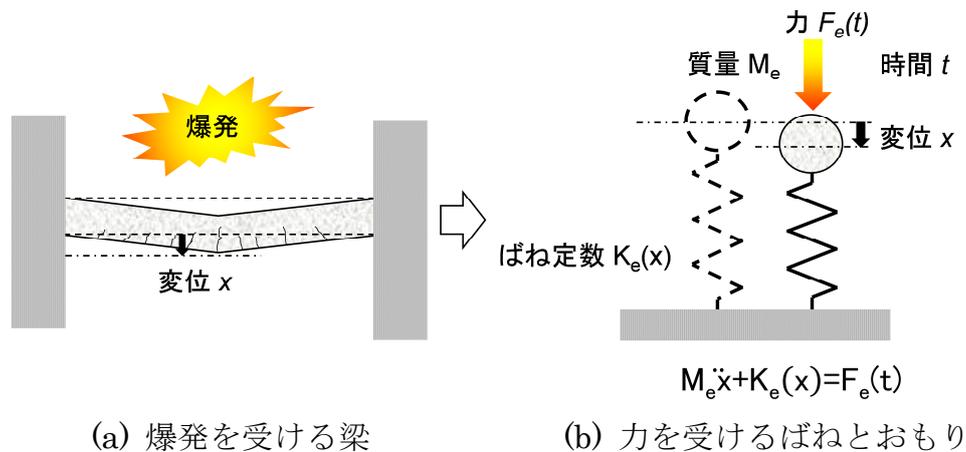


図 1 5 1 自由度モデルを用いた爆発応答解析の概念図

(4) 試算の前提条件

爆発を受ける梁の応答は非常に複雑な現象であることから、計算を容易にするために実現象の特徴をできるだけ損ねないように留意して以下の前提条件を仮定している。

<水素爆発>

- ・ 水素爆発の圧力（爆風圧）と作用時間の関係については、図 1 6 に示すような二等辺三角形形で仮定する。最大爆風圧は 50～500kPa、作用時間は 20～100ms の範囲で複数の組合せを設定する。

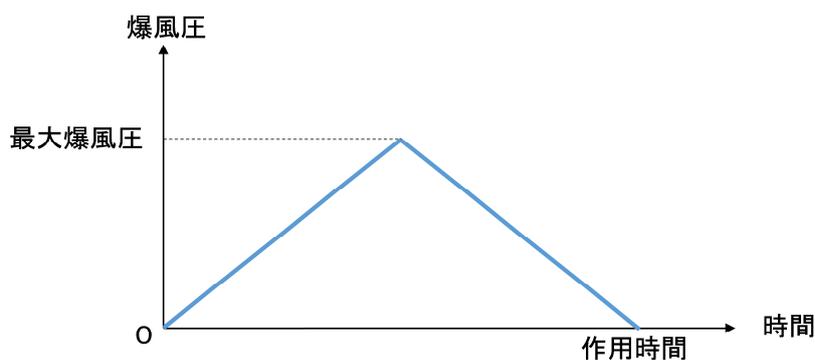


図 1 6 水素爆発の圧力（爆風圧）と作用時間の関係

- ・ 圧力（爆風圧）は、梁に対して一様に作用すると仮定する。
- ・ 考慮する圧力（爆風圧）の作用範囲は、「梁のみ」及び「床版も含める（梁の周囲の床に作用した圧力も梁が受け持つ）」の 2 種類について、試算する。

<はり>

- ・ 初期の固定条件は両端固定を仮定する。
- ・ 梁は、支点間の中央を中心として対称に曲げ変形すると仮定する。
- ・ 元々、梁に作用していた荷重は考慮しない。
- ・ 圧力（爆風圧）は、大梁または床版に直接作用するものとし、大梁に接続されている小梁からの荷重伝達は考慮しない。
- ・ コンクリート及び鋼材の動的強度増加率は、1.0 を用いる。

4. 検討結果

(1) 梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合

解析結果を図 1 7 に示す。

解析の結果、作用圧力 100～500kPa、作用時間 20～100ms の条件においては、2～27mm の最大変位が生じていると試算された。作用圧力および作用時間が大きいほど、最大変位も大きくなる。なお、梁が圧力（爆風圧）を受けて最大変位に到達した後、圧力が除かれると多少変位が小さくなった状態で静止する（残留変位）。

図 1 3 に示す大梁（B）の損傷状況から、梁の中央部の残留変位は計算値である 2～27mm よりもやや大きいように見える。したがって、大梁（B）には本条件を上回る力が作用していたと推察される。

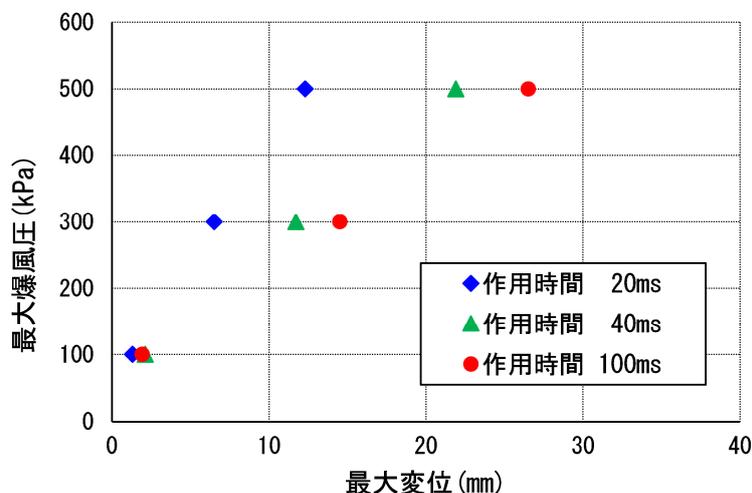


図 1 7 解析結果（梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合）

(2) 床版に作用した圧力（爆風圧）も考慮した場合（梁の周囲の床に作用した圧力も梁が受け持つとした場合）

解析結果を図 1 8 に示す。

解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の条件においては、9～

235mmの変位が生じていると試算された。たとえば、圧力 300～500kPa では、作用時間 20～40ms で最大変位は 69mm～203mm と試算され、ひび割れのみならず目視でも十分確認が可能な相当の変形が生じることとなる。図 1 3 に示す大梁 (B) の状況と対比すると、本計算結果は概ね妥当なものと判断される。

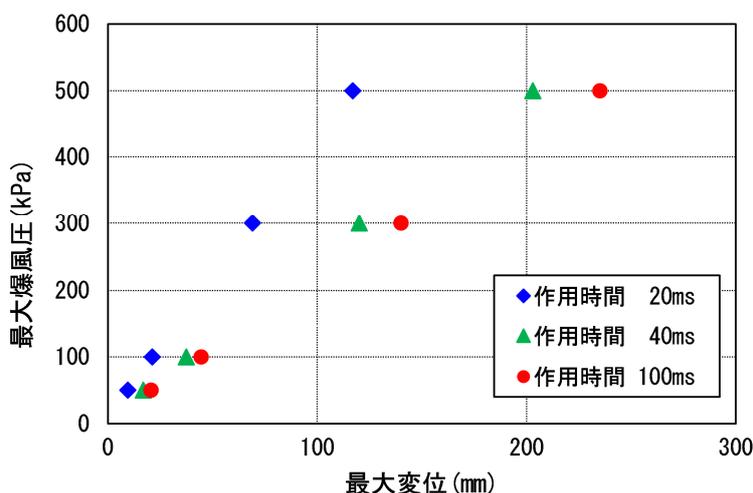


図 1 8 解析結果 (床版に作用した圧力 (爆風圧) も考慮した場合)

(3) 水素燃焼に必要な水素濃度

なお、500kPa 程度の水素燃焼によって発生するとした場合にもたらされることが科学的に許容できるかどうかを判定するために、密閉空間及び静的圧力の条件における必要水素濃度 (%) を以下の式により試算した。その結果、5%程度の水素濃度で 500kPa に見合う圧力が生じることが判明した。

$$\Delta PV = \Delta E = 242 \text{kJ/mol} * (V/0.0224) * (\text{水素濃度}(\%) / 100)$$

242 : 水素の爆鳴気発熱量 (kJ/mol)

V : 算定対象空間の体積 (m³)

0.0224 : 理想気体のモル体積 (m³)

実際には、3号機原子炉建屋4階は密閉空間ではなく、また、燃焼速度を踏まえると動的圧力も十分働くと考えられるため、上記の計算は、水素濃度と破損に必要な圧力が全く見合わないほどかけ離れたものではないことを確認したものである。

5. まとめ

これまでの検討の結果、3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷については、以下のように考えられる。

- ・ 写真（図 1 3）より、大梁は、曲げ破壊によって目視でも明らかに認めうるほどの下方向の変位が生じている。
- ・ 解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の圧力（爆風圧）においては、大梁に 2～235mm の変位が生じた。その中で、大梁とその周囲の床版に 300～500kPa 程度の圧力（爆風圧）が 20～40ms 程度の間作用すると、今回大梁に観察された変形と同程度の変形が生じうる。
- ・ 3 号機原子炉建屋の水素爆発時の映像によると、同建屋 4 階での爆発が前駆爆発と同じ爆発であるとした場合、建屋変形の継続時間は 30～50ms 程度であり、本検討で設定した作用時間（20ms～100ms）とも整合している。

以上

(別添 1 4)

3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の損傷状況

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

竹内 淳、佐藤 雄一

1. 検討目的

調査チームは、2020年7月～10月にかけて、3号機原子炉建屋3階～4階及び4号機原子炉建屋2階～4階の損傷状況に関する調査を実施した。これらの建屋は、福島第一原子力発電所事故時に水素爆発が生じているが、調査箇所においては、一部の設備等が壁などと比較して、さほど損傷していない状況等が確認された。

そのため、水素爆発の様相等に関する理解を深めることを目的として、3号機及び4号機原子炉建屋内の設備等の損傷状況を分析した。

2. 調査方法

(1) 3号機原子炉建屋4階

3号機原子炉建屋の西側は爆発により階段が消失しており、4階にアクセスする手段は確保されていない。また、過去の建屋外からのガンマカメラなどによる線量測定において、4階部分の原子炉格納容器とドライヤー/セパレータピットの間の遮へい壁付近で比較的高い汚染を示す信号が得られ、遮へい壁に損傷が生じている可能性が懸念された。このため、カメラ、線量計及びライトを伸縮式の棒に取り付け、同建屋3階の使用済燃料プール熱交換器室近傍から天井部の開口部へ向けて伸縮式の棒を差し込むことにより、同建屋4階の損傷状況を確認した。カメラは、全方向を撮影可能な360度カメラを用いた。

(2) 4号機原子炉建屋2階～4階

原子炉建屋内の損傷状況を目視にて確認するとともに、3Dレーザースキャナによる測定を実施した。また、一部のフロアについては、原子力規制庁内の耐震設計に関する知見を有する職員も調査に同行し、損傷状況を確認した。

3. 3号機原子炉建屋4階の損傷状況

4階西側の全体的な損傷状況を図1に示す。

配管、支持構造物、設備等について、大規模な損傷は確認されなかった。また、原子炉格納容器側の壁が損傷している様子は確認されなかった。床面にはがれきが散乱して

おり、西側の外壁は柱から剥がれて空隙となっている様子が確認された。

また、空間線量率は最大で 108mSv/h の値が計測された。

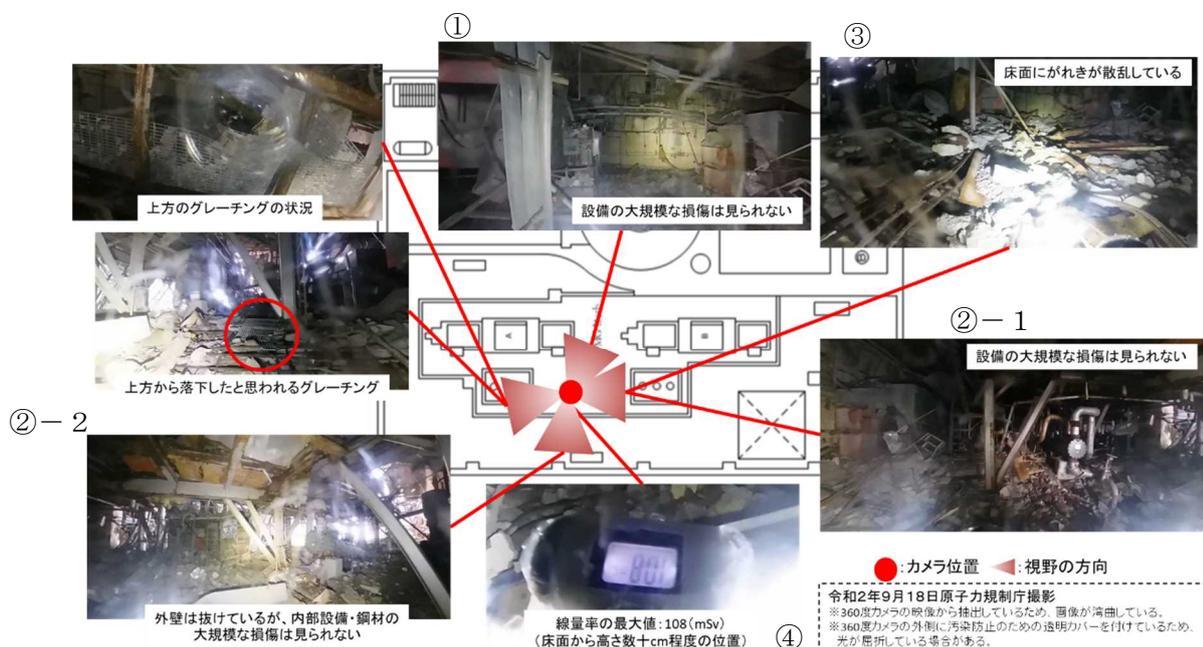


図 1 3号機4階西側における状況図（360度カメラの動画から画像抜粋）

図 1 に示す各部位の特徴について以下に示す。

① 原子炉格納容器遮へい壁とその周辺

図 2 に示すように、原子炉格納容器側の壁面（建屋の外部から撮影したガンマカメラ画像において確認された高線量箇所）では、線源となり得るような破損口などの損傷は認められなかった。むしろ壁面は爆発による影響はほとんどみられず、映像で確認できる範囲において健全な状態が維持されているように見える。このほか壁面近傍に取り付けられているケーブルトレイや高所の足場などの脱落もみられない。

また、手前左右に配置されている MG セットはケーシングが一部変形・破損している箇所がみられる一方、端子箱やゲージは原形を留めている箇所もみられる。



図2 3号機4階原子炉格納容器側の壁の状況（図1の写真①）

② 設備・機器の損傷状況

図3に示すように、熱交換器及びその配管には損傷がみられない。さらに配管の保温材は一部に凹み等がみられるが、ほぼ無傷の状態に残っており、爆発の影響を受けた様子はみられない。

図4の熱交換器等においても図3と同様に損傷はみられず、保温材も原形を保っている。他方、外壁面に沿って設置されている分電盤と思われるラックは若干変形がみられ、内部の遮断器や盤の扉らしきものが脱落しているなど、少なからず爆発の影響は受けているように思われるものの、筐体自体は概ね原形が保たれていた。



図3 4階に設置されている設備の状況（図1の写真②-1）



図4 4階に設置されている設備・ラックの状況（図1の写真②-1）

③ 床面のがれきの状況

図5に示すように、4階の床面は、3階天井との間で貫通損傷がある場所を除き、大量のがれきが床面に一様に散乱している。これらのがれきは、爆発によって損傷した4階天井からのコンクリートがれきや、東京電力福島第一原子力発電所事故後、使用済燃料プールからの燃料取出しのために、5階オペフロ上のがれき撤去工事によって、4階天井部の隙間から4階床面に落下したものと考えられる。調査チームが3号機原子炉建屋の調査ルートを検討する際、東京電力から、「3階にアクセスする際の建屋東側の階段は、事故後に窒素封入ラインを敷設した時点ではがれきがなかったが、オペフロのがれき撤去工事後にはがれきが堆積していた。」という説明を受けており、4階西側エリアにおいても工事によるがれきが堆積していると考えられる。



図5 4階床面のがれきの状況（図1の写真③）

④ 4階の空間線量率

図1の写真④に示すように、4階における空間線量率は100mSv/hを超えており、3階での空間線量率(20~30mSv/h)と比べて高いことから、何らかの高線量の線源が存在しているものと考えられる。

使用した線量計は指向性を有しておらず、また、上記①で述べたように原子炉格納容器側の壁に破損がなかったことから、具体的な線源がどこにあるかを視覚的に特定することはできなかった。

しかしながら、線量計の指示値は4階の床面を貫通してから急激に100mSv/h程度まで上昇し、その後大きな変化はなかったことから、建屋外からガンマカメラで撮影した画像上で確認された線源スポットは、4階の原子炉格納容器側の壁から西側の空間において一様に存在していることが考えられる。

4. 4号機原子炉建屋内の損傷状況

(1) 2階北西部の損傷状況

現地調査において確認された4号機原子炉建屋2階の損傷状況を図6~図8に示す。

図6に示すように、2階北西部天井の梁の両端部はコンクリートが剥がれ落ち鉄筋が剥き出しになっている状況が確認された。また、図7に示すように、両端部が損傷している梁は、中心部が落ち込んでいる状況が確認された。これらより、2階北西部天井の梁は、終局耐力を超える力が梁に作用した結果、両端部がせん断破壊に至ったものと考えられる。

また、図8に示すように、2階の設備等の損傷状況について、調査した北西部付近では資材等の散乱は見られるが、設備及び壁の大規模な損傷は確認されなかった。

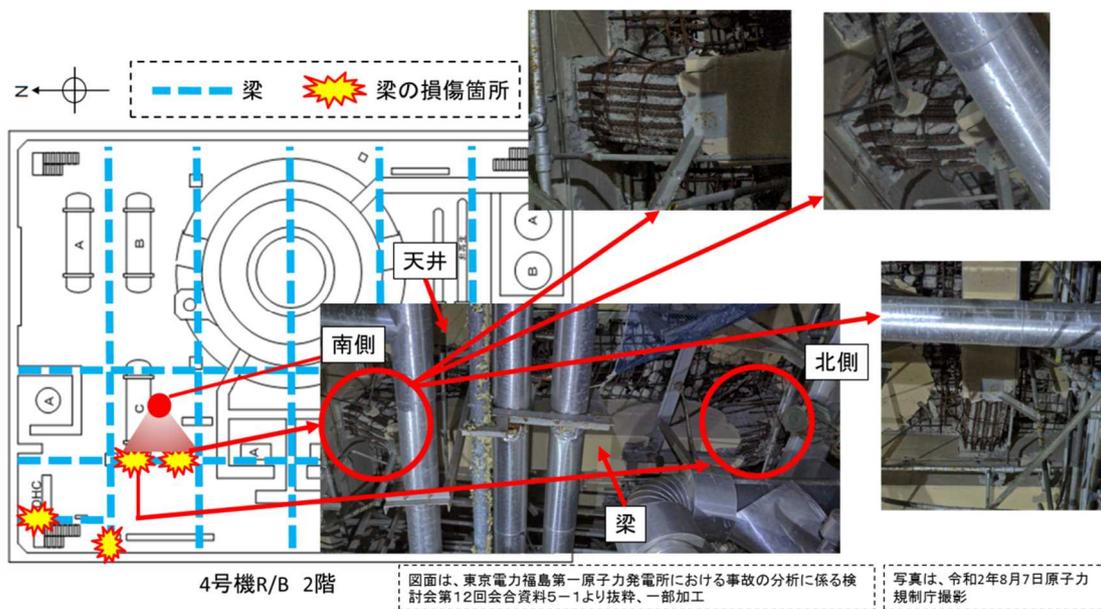


図6 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（1／2））

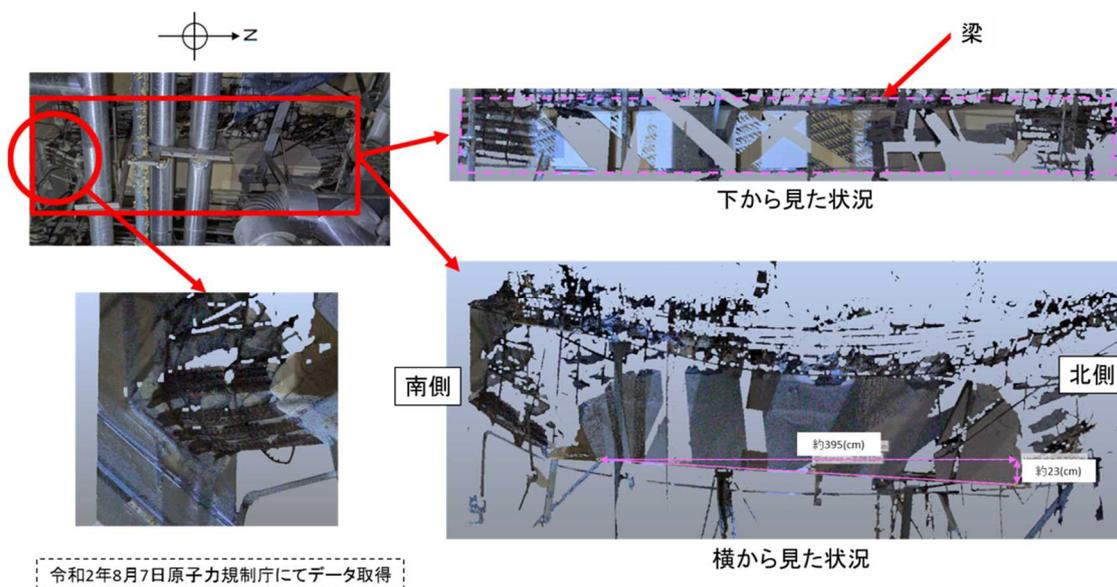


図7 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（2／2））

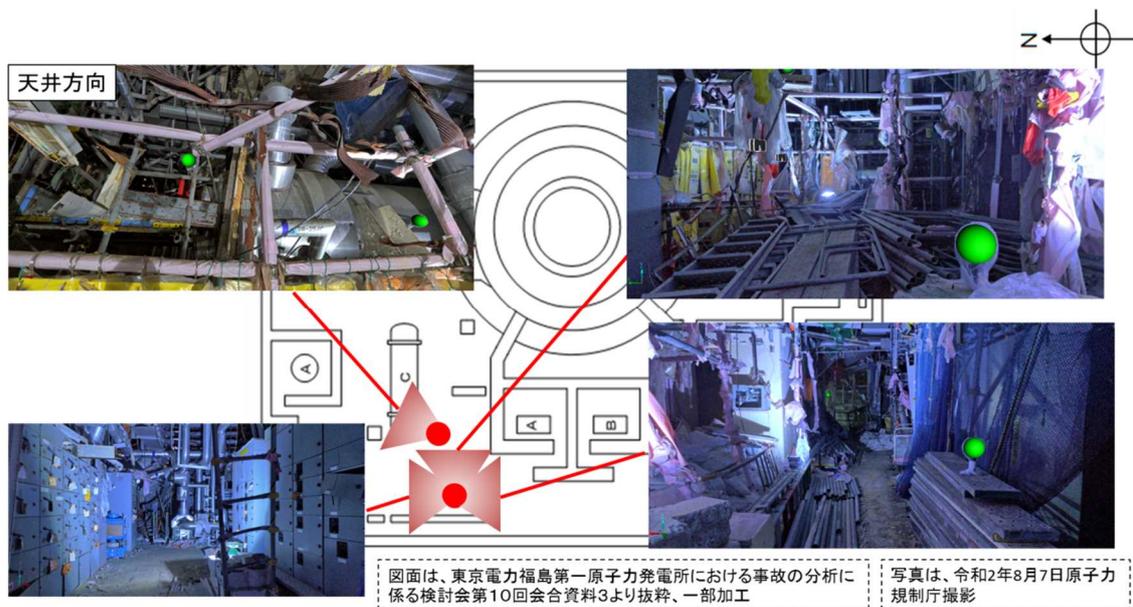


図8 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（設備等の状況）

（2）3階の損傷状況

① 北側CRDリペア室付近の損傷状況

損傷状況を図9～図11に示す。主な損傷状況は以下のとおり。

- ✓ 図9に示すように、CRDリペア室の外側（北側フロア）は、配管等の設備は損傷しているが確認されたが、梁、柱、壁といった建屋の構造部材には大規模な損傷は確認されなかった。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）では、サポートと思われる鋼材が壁から外れている様子（図10の左側中央の写真）や壁が部屋の内側から外側に膨らんだ形跡（図10の左側上の写真）が確認された。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）の出入口の壁の鉄筋が部屋の外側に曲がっている様子（図10の下側右から2番目の写真）が確認された。また、部屋の扉は外れていた（図10の下側左から2番目の写真）。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）内には、燃えかすのようなものが壁に貼り付いている様子が確認された（図10の左側下の写真）
- ✓ 図11に示すように、CRDリペア室（西側）内には、燃えかすのようなものが垂れ下がっている様子が確認された（図11の左側の写真）。
- ✓ 図11に示すように、CRDリペア室（西側）の天井は損傷していないことが確認された（図11の右側下の写真）。

これらの損傷状況から、以下のことが考えられる。

- ✓ CRDリペア室（東側）の壁が部屋の内側から外側に向かって膨らんだ形跡が確認

されたこと、同室（東側）内の燃えかすのようなものが壁に貼り付いた様子が確認されたことから、3階では、CRD リペア室（東側）内で爆発或いは燃焼が生じ、扉が吹き飛ばされた。

- ✓ 瞬間的な爆発が生じた場合、CRD リペア室（西側）内で確認された垂れ下がった燃えかすのようなものは残らないと考えられるため、CRD リペア室内での爆発或いは燃焼は比較的時間を要するものであった可能性が高い。

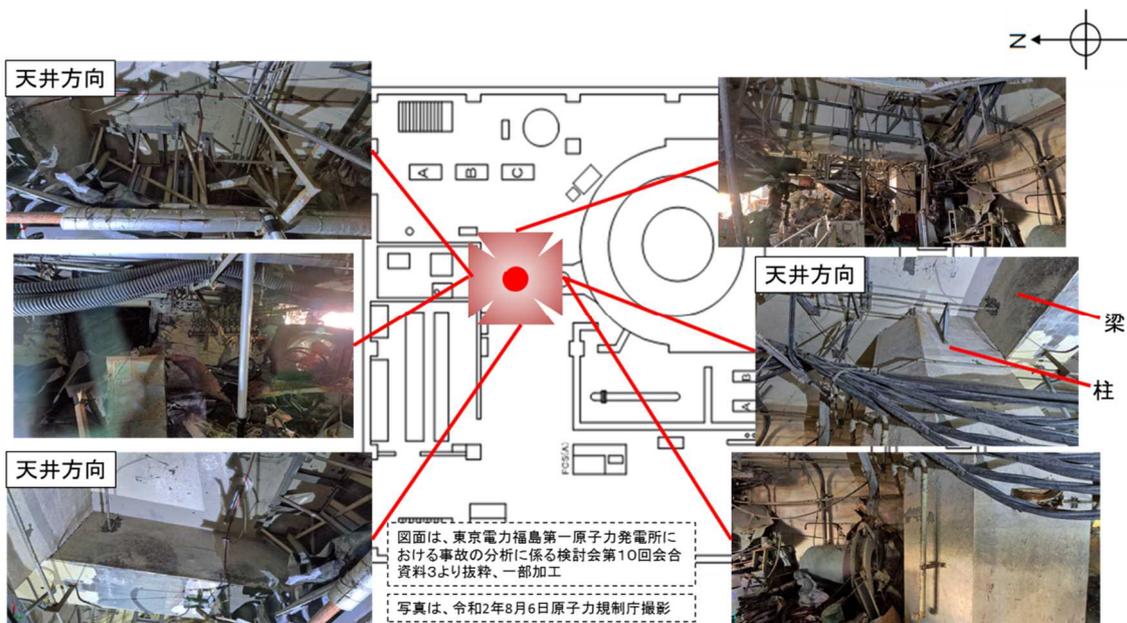


図9 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (1 / 3))

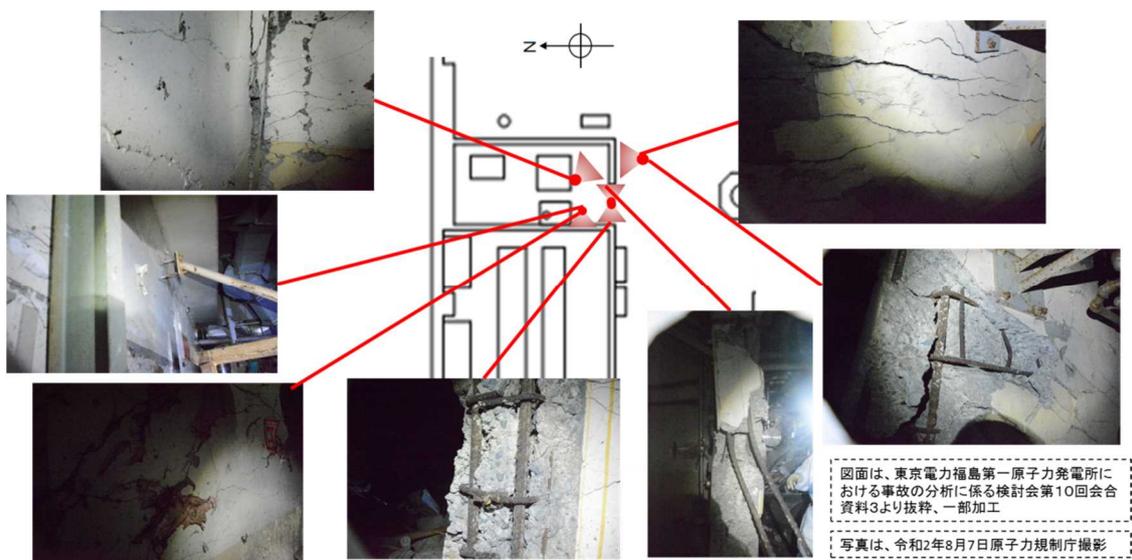


図 1 0 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (2 / 3))

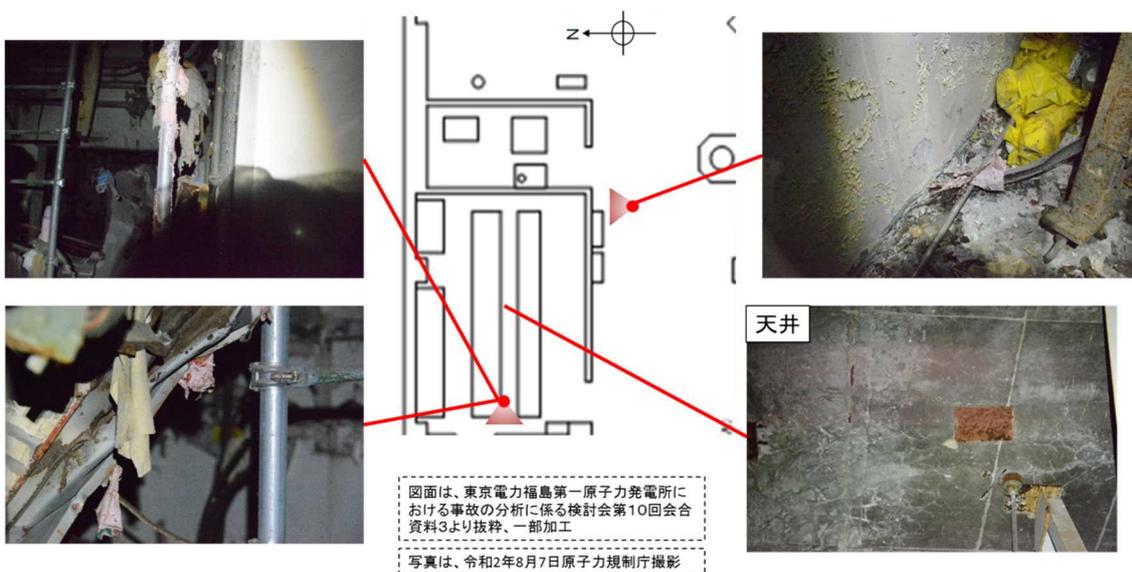


図 1 1 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (3 / 3))

② 南西部ハッチ付近の損傷状況

損傷状況を図 1 2 及び図 1 3 に示す。

図 1 2 に示すように、3 階床面南西部ハッチ付近のひび割れは、通常のひび割れよりも割れ幅が大きく、ひび割れに砂利が溜まったような状況になっている様子が確認され

(図12の左側下の写真)、当該ひび割れ付近には瞬間的に相当大きな力が作用したと考えられる。また、ひび割れを境にハッチ側(壁側と反対方向)へ床が落ち込んでいる様子が確認された(図12の左側上の写真)。このひび割れ付近の床の落ち込み(変形)は、ひび割れが生じた時点から、さらに落ち込みが進行して現在の状況になったと考えられる。

なお、図12に示すように、南西部ハッチ付近の天井の梁は、表層のコンクリートの剥落が確認されたが、梁の大規模な損傷やひび割れの存在は確認されなかった(図12の右側の写真)。

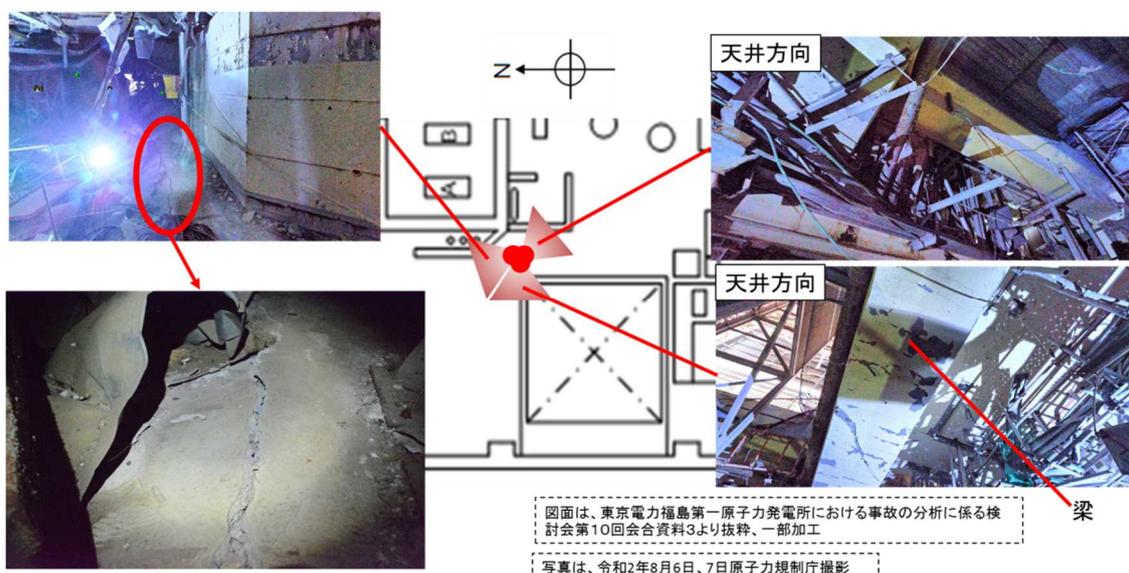


図12 4号機原子炉建屋3階の損傷状況(南西側ハッチ付近(1/2))

③ 北東側階段付近の損傷状況

損傷状況を図13に示す。

図13に示すように、東側は壁がなくなっており、階段も存在していない状況が確認された(図13の右側上の写真)。また、階段付近の設備も激しく損傷していたが、北側の壁は残っている様子が確認された(図13の左側の写真)。

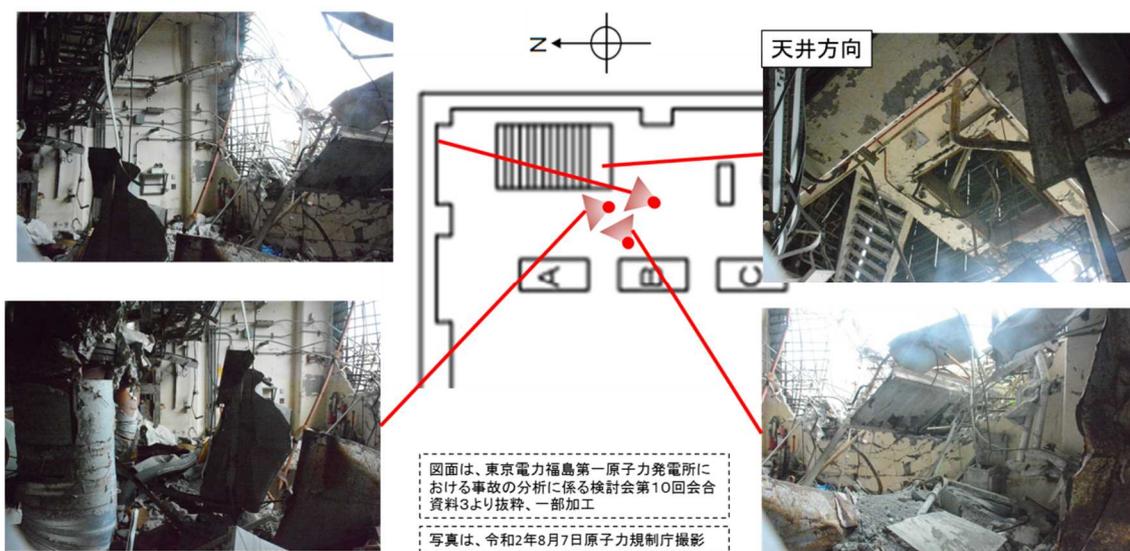


図 1 3 4号機原子炉建屋3階の損傷状況（北東側階段付近）

（3）4階の損傷状況

① 設備等の損傷状況

損傷状況を図 1 4 に示す。

4階の西側では、ダクトの落下等が確認された（図 1 4 の左側上の写真）が、設備、壁、梁の大規模な損傷は確認されなかった。

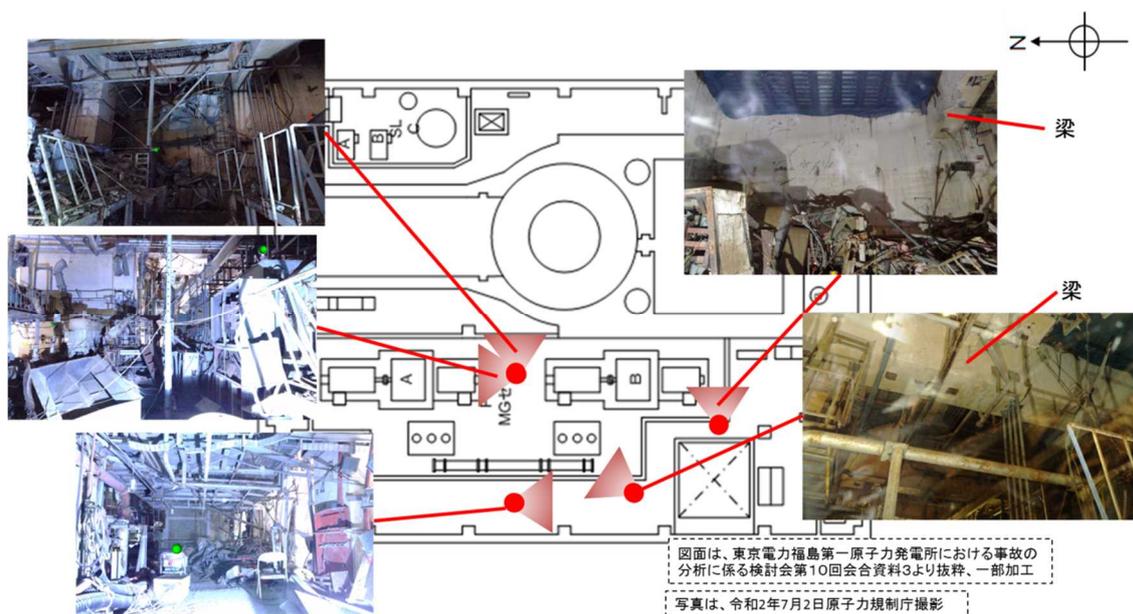


図 1 4 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（設備等の状況）

② 北西側天井付近の損傷状況

損傷状況を図15及び図16に示す。

天井には網目状のひび割れが天井一面に入っている様子が確認された(図15の右側の写真)。外壁に近い天井では、北東側に向かって屋根が大きく垂れ下がっている様子が確認された(図15の左側上の写真、図16)。天井部の梁には、ひび割れが多数確認されたが、梁が大規模に損傷している様子は確認されなかった(図15の右側下の写真)。

これらのひび割れ形状等を踏まえると、北西側天井は、一度下から上に突き上げられ、その後、下に垂れ下がった可能性が考えられる。なお、図16に示すように、北西側天井は北東側に大きく垂れ下がっているが、この垂れ下がりには天井が損傷した時点から時間の経過とともに進行していると考えられる。

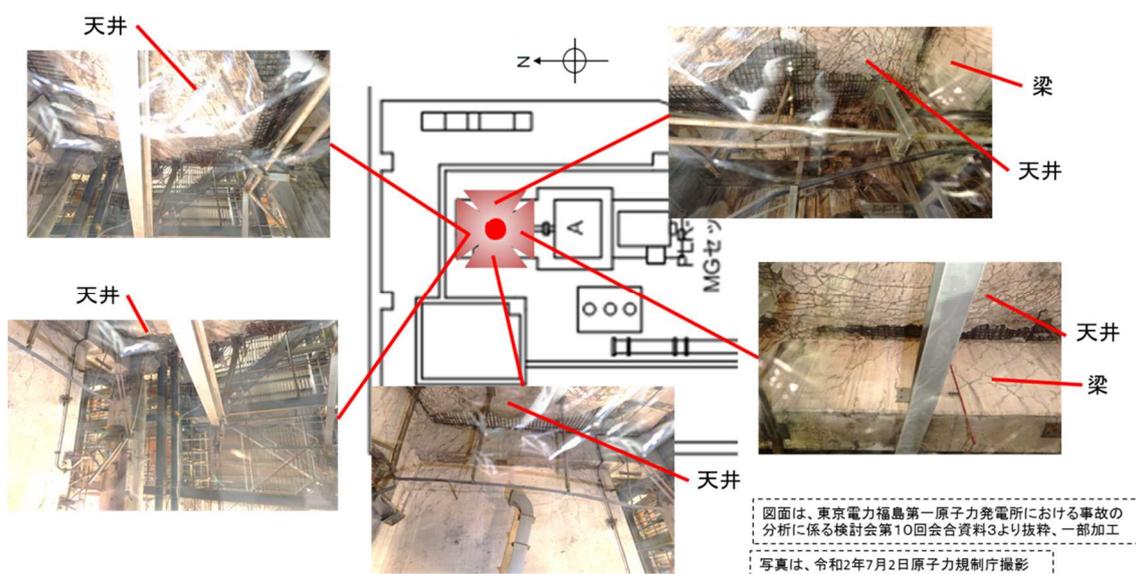


図15 4号機原子炉建屋4階の損傷状況(北西側天井付近)

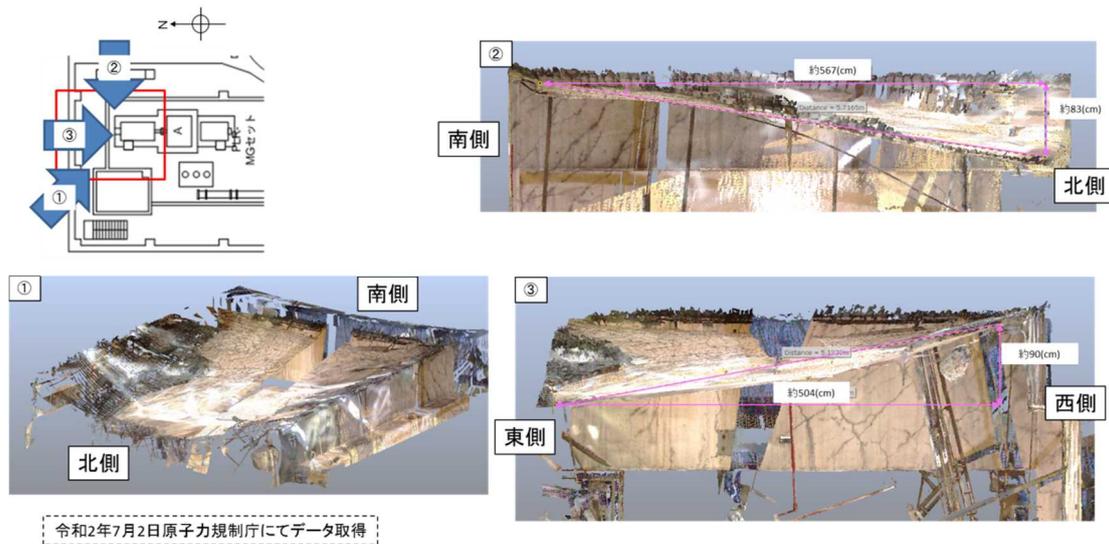


図 1 6 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（北西側天井）

③ 南西側の損傷状況

損傷状況を図 1 7 及び図 1 8 に示す。

天井部の梁には、表層のコンクリートの剥落及び鉄筋が剥き出しになっている様子が確認された（図 1 7 の上側の写真）。また、梁には斜め方向のひび割れが複数確認された（図 1 7 の右側下の写真）。

さらに、図 1 8 に示すように、梁の変形状況を 3D レーザースキャナによる測定データから確認したところ、梁はほとんど変形していないことが確認された。

これらの状況を踏まえると、この梁は、下から上に終局耐力以上の力が作用して曲げ破壊が生じて変形し、その後、元の形状に戻ったと考えられる。なお、梁が大規模に損傷していないように見えるのは、梁に荷重がかかった際に引張鉄筋が損傷せず、せん断破壊には至らなかったためと考えられる。

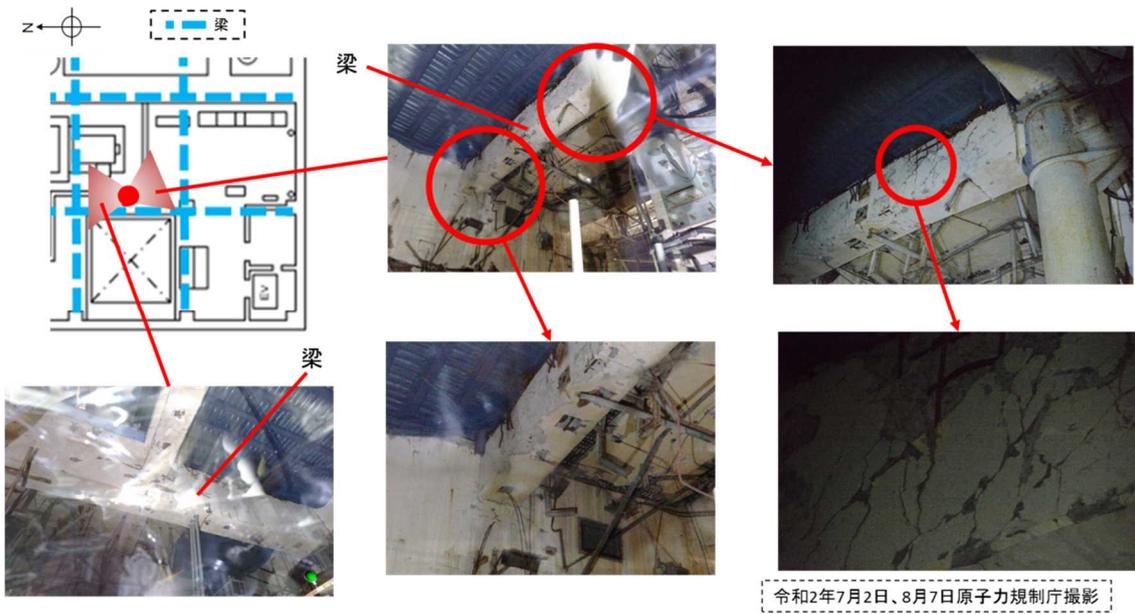


図 1 7 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（1／2））

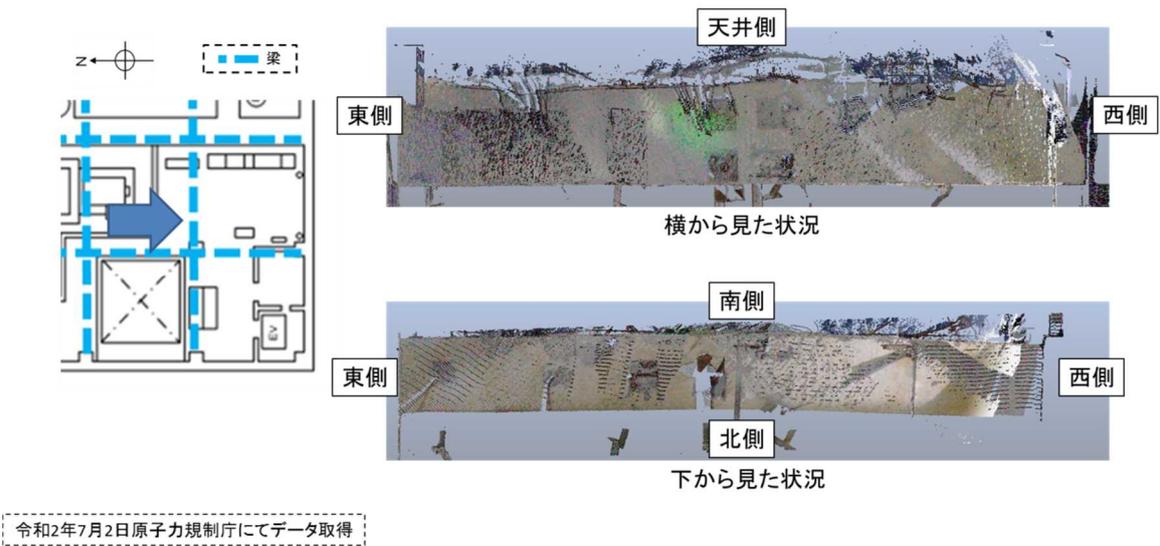


図 1 8 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（2／2））

5. 3号機及び4号機原子炉建屋の内部の損傷状況を踏まえた考察

3号機及び4号機原子炉建屋の内部の損傷状況として、以下のような傾向があることが確認された。

- ✓ 一部の梁、天井といった建屋構造には大規模な損傷が確認されたほか、区画された部屋では壁が変形している箇所もみられた。
- ✓ 建屋内の設備について、ダクトの落下等が確認されたが、特に床に据え付けられている設備については、大規模に損傷しているものは確認されず、配管の保温材が原形を保持している箇所もみられた。また、調査を行った範囲において、一定の方向性を持った設備の損傷は認められなかった。
- ✓ 壁が滅失している一方で、その内側に立っている制御盤等、本来、衝撃波の影響を受けやすい設備がひどく損傷していない箇所があった。
- ✓ 建屋内では爆風ではなく爆発による圧力が設備や壁面に作用したと考えると、設備等の損傷状況と整合する箇所が多く見受けられた。

建屋内で爆轟現象が生じたと考える場合、建屋内の設備はある方向で大規模に損傷している様子が確認できると想定されるが、上記のとおり3号機及び4号機原子炉建屋ではそのような様子されなかった。また、建屋を密閉空間と仮定し、建屋内で圧力上昇が生じたと考えると、設備等の損傷状況と整合する箇所が多く見受けられた。このため、3号機及び4号機原子炉建屋の水素爆発時においては、爆轟による建屋及び設備の損傷があったとしても局所的なものと考えられ、爆燃現象が生じたことによる損傷が支配的であったと考えられるとの結論に至った。¹

以上

¹ 東電第5回進捗報告、添付資料1-10において、1号機の爆発時の原子炉建屋内水素濃度は8～12%程度の爆燃領域であったと評価していることとも整合する。

(別添 15)

全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の不安定動作

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

主蒸気逃がし安全弁(SRV)の構造の模式図を図 1 に示す。SRV は、シリンダに窒素を供給し弁体を持ち上げることで原子炉圧力容器(RPV)の圧力を減圧させる逃がし弁機能と、RPV の圧力によって弁体自体が持ち上げられて減圧される安全弁機能がある。SRV の機能については政府事故調報告書 [1]等で詳述されているため、ここでは詳細についての記述は省略する。

SRV を逃がし弁として作動する場合は、直流電源と窒素供給が不可欠である。全交流動力電源を喪失すると窒素を供給する系統の弁が閉じるため、各 SRV に設置されたアキュムレータから窒素が供給される。政府事故調報告書 [2]によれば、3 号機の場合、各アキュムレータは 8 回程度 SRV を開閉できたと考えられる。

3 号機の RPV 圧力が記録されたチャートを図 2 に示す。3 月 12 日 12 時 35 分頃に高圧注水系(HPCI)が起動されるまで、0.2~0.4 MPa 程度の大きめの圧力振幅と小さく細かな振幅が繰り返されている。図 3 に図 2 中の A の期間を拡大して示す。東北地方太平洋沖地震が発生し原子炉がスクラムした直後から、8 弁ある SRV のうち、C 弁が継続して動作している。表 1 に示す設定圧よりは若干低いが、作動圧がほぼ一定であり電氣的に制御されていることが確認できる。津波の到達により全交流動力電源喪失(SBO)状態になった時点で、原子炉格納容器(PCV)外部からの窒素供給が途絶えている。RPV の圧力は、津波到達前とほぼ同様の圧力振幅を繰り返しており、開設定圧が最も低い C 弁が引き続きアキュムレータの窒素を利用して、逃がし弁として作動している。その後、RPV の圧力は高圧側にシフトしている。アキュムレータの窒素を消費してしまうと当該 SRV は逃がし弁としては作動しないため、設定圧の低い弁から順番に C 弁→G 弁→A 弁の順番に動作したことが確認されている [2]。各弁は、アキュムレータの窒素によって概ね 8 回程度開閉されている。ここまでの RPV 圧力は、SRV の作動圧と閉止圧がほぼ一定に保たれており、電氣的に制御される逃し弁として動作していたと考えられる。

図 2 中の B₁の期間では、原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動後に小さな圧力振幅が繰り返されながら、RPV 圧力は低下傾向を示している。図 4 に 2 号機の過渡現象記録装置のデータを示す。3 月 11 日 15 時 40 分頃に RCIC の吐出流量が細かく変動しているが、RPV 圧力は流量の変化に応答していない。2 号機の記録から、RPV の短周期の圧力変動は、RCIC の注水変動によるものではなく、SRV の動作によることが確認できる。したがって、図 2 中の B₁の期間で圧力が低下傾向を示すのは RCIC による注水の影響によるものであり、小さな圧力振幅は SRV の動作によるものと考えられる。ただし、図 2 中の

B₁期間では、SRV の逃がし弁として動作する設定圧まで PRV 圧力が復帰する前に圧力が低下しており、逃がし弁としての通常の動作ではないことが確認できる。これは、アキュムレータの窒素が SRV を全開するには不十分なため、弁を十分に開くことができず、その結果 RPV 圧力を十分に低下させることができないため、弁を閉じるためにシリンダから窒素が排出もされず、全開でも全閉でもない中間的な状態(以下「中間開」と言う。)が維持されてしまうためと推定される。

東京電力は崩壊熱のエネルギーバランスから、RCIC からタービンへの供給蒸気量だけでは崩壊熱を消費できないため、SRV 経由でのサブプレッションチェンバ(S/C)への放出があった可能性が高いと評価している [3]。また、図 6 に示すように RELAP コードを用いた解析から、RCIC により低温水が原子炉に注水されると大きな RPV の減圧が生じるとしている [3]。RCIC 運転時の原子炉圧力挙動は、RPV 圧力の変化に応じた SRV の中間開作動と RCIC 注水による減圧の組み合わせを反映したものとする見解が示された [3]。

図 2 中の B₁ と B₂ 期間の境界で RPV 圧力が大きく低下している。これは図 5 に示すように原子炉水位が上昇しており、上記の東京電力による解析結果にもあるように、RCIC による注水の影響と考えられる。この時、RPV 圧力は 7 MPa を大きく下回っており、いずれの SRV の閉止圧力をも下回っている。SRV の制御ロジックでは直流電源が利用できる状況であったことから、この時点では全ての SRV の開信号は解除されていたと考えられる。開信号の解除により、SRV のシリンダからは不十分な圧力の窒素も排出され、全ての SRV は閉止された状態となるはずと考えられる。しかし、B₂ の期間では圧力が上昇し SRV を開く設定圧に到達する以前に、B₁ 期間と同様に小さな圧力振幅が発生している。これは、理由は特定できないが、一旦 RPV 圧力が大きく低下したものの、SRV は閉止状態にならず、上述の中間開状態が維持されていたためと推定される。なお、東芝エネルギーシステムズ株式会社(東芝 ESS)からは SRV の閉設定圧に到達した後も中間開が継続することについては原因不明であるとの見解が示されており [3]、詳細なメカニズムは明らかではない。

一方、2号機においても3月11日15時41分にSBOとなった後にSRVが動作したことが記録されている。図7に2号機のプロセス計算機の記録を示す。2号機ではSBO状態になり、PCV外部からの窒素供給が停止してから、SRV(F弁)が同日15時40分48秒、15時41分47秒及び15時43分02秒 [2]の3回動作したと考えられる。その後、図中の点線で囲んだ部分ではSRVの開閉が実施されていないが、RPV圧力は小さな圧力振幅が生じており、3号機と同様にSRVが中間開状態に至ったためと考えられる。このように、3号機と同様に2号機においても、SBO状態でアキュムレータの窒素が不足した場合にSRVの中間開状態となる現象が観測されている。したがって、アキュムレータの窒素不足によりSRVが中間開状態となる現象は、特定の弁で生じた偶発的な事象ではなく、同種的设计のSRVに共通する事象と考えられる。

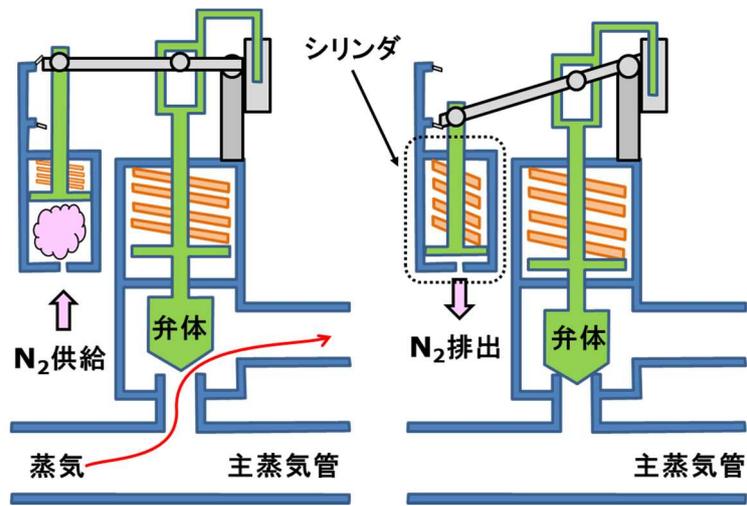


図 1 SRV の構造

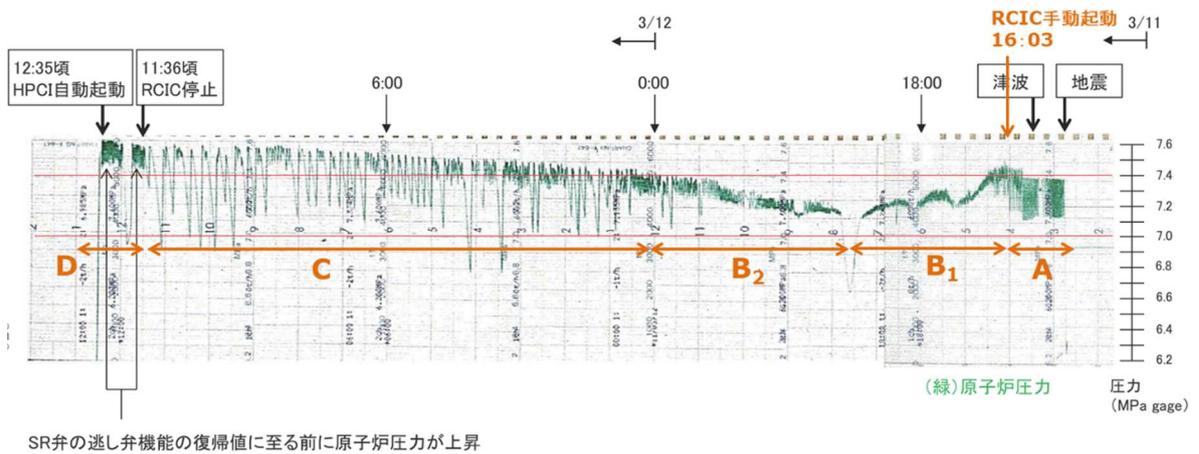


図 2 3号機 RPV 圧力 [2]

政府事故調報告書より抜粋し、オレンジ色で加筆

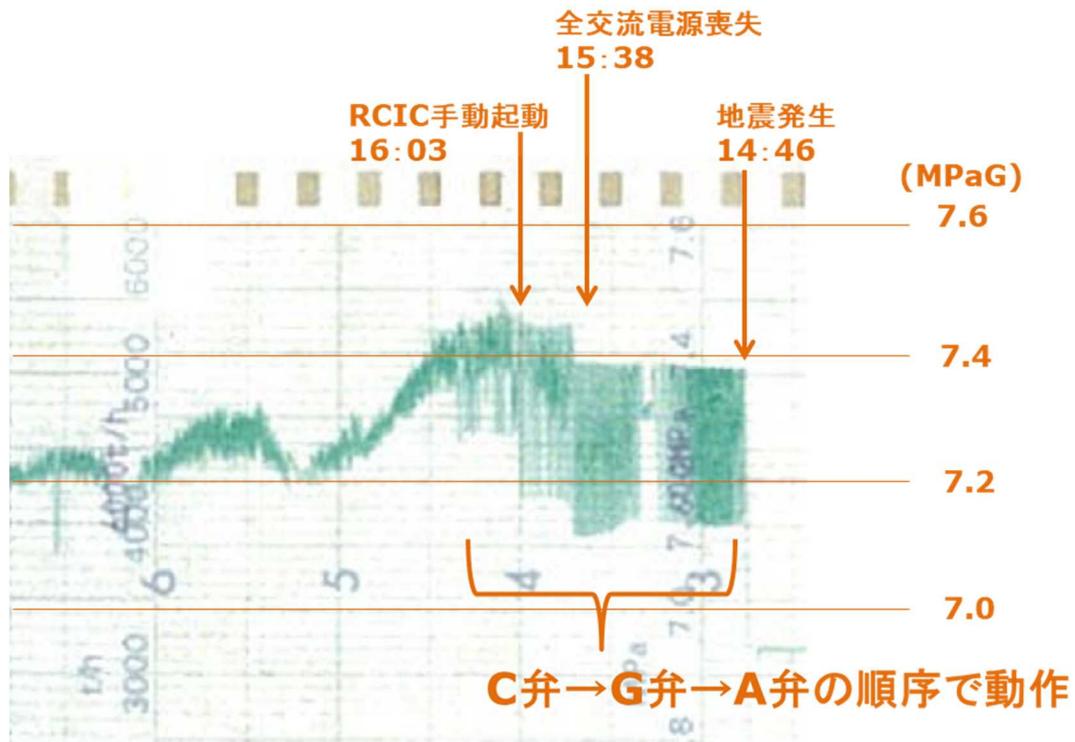


図 3 地震直後の 3 号機 RPV 圧力 [4]

チャートの記録にオレンジ色で加筆

表 1 SRV の逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位： MPa [5]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS 機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

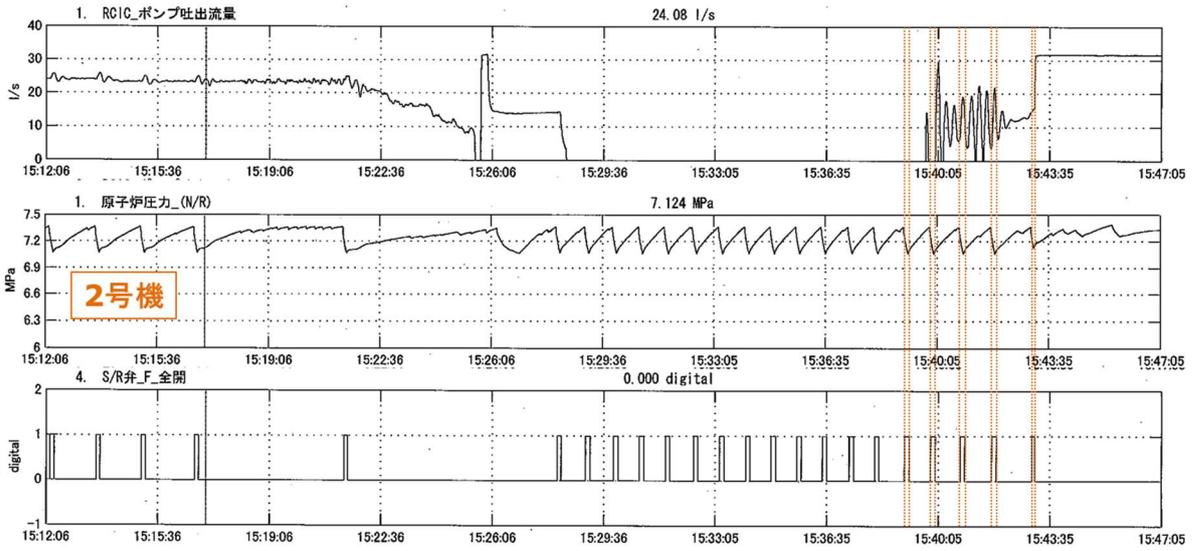


図 4 2号機の過渡現象記録装置データ [4]

過渡現象記録装置の記録にオレンジ色で加筆

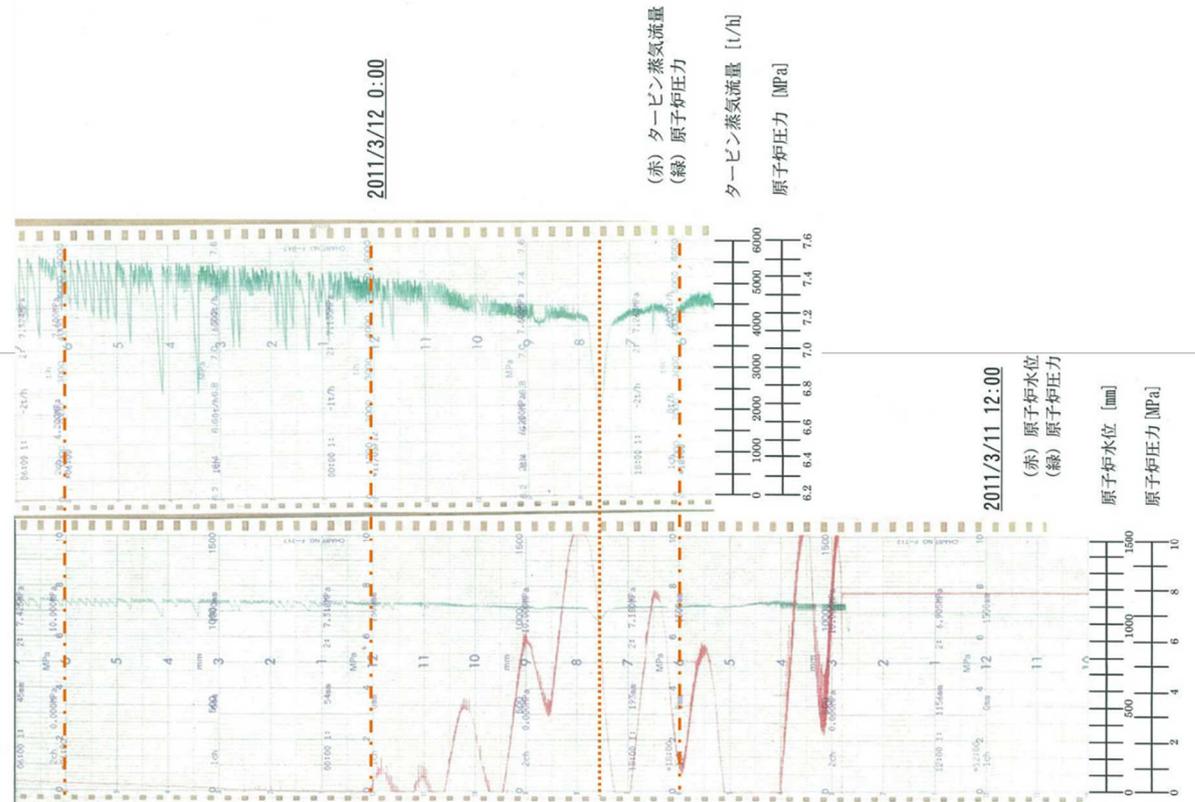


図 5 3号機の原子炉圧力及び原子炉水位のチャート [4]

チャートの記録にオレンジ色で加筆。1点鎖線は上下の図の時刻位置が一致していることを示すための補助線。

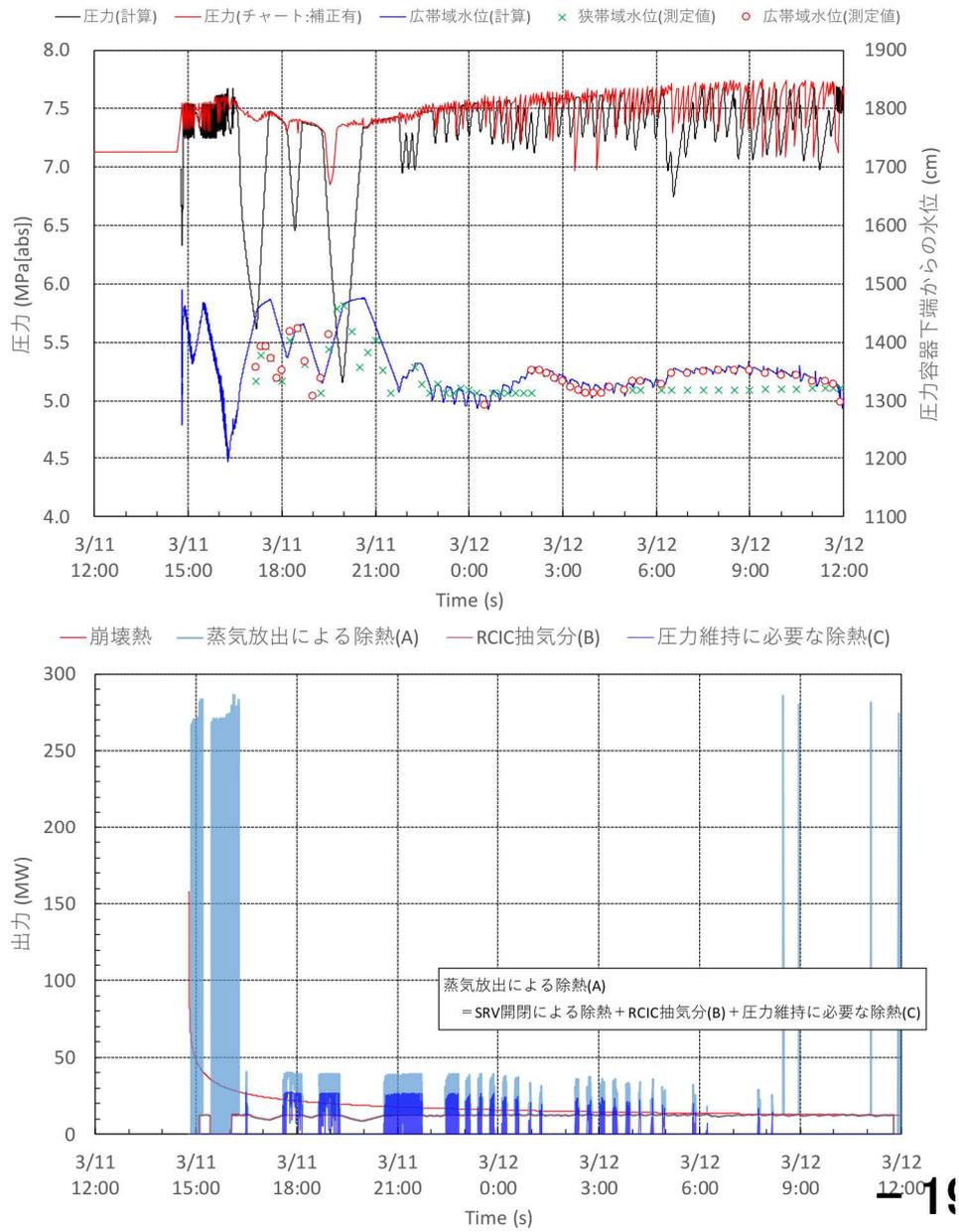


図 6 RELAP コードを用いた解析結果 [3]

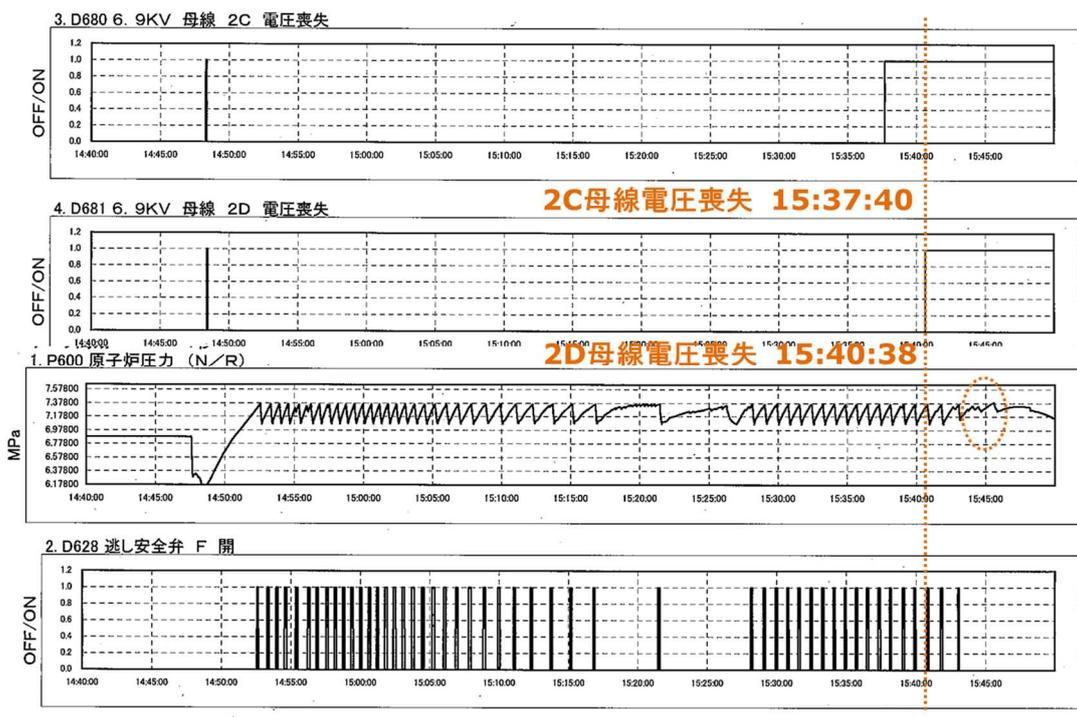


図 7 2号機のプロセス計算機データ [4]
 プロセス計算機の記録にオレンジ色で加筆

引用文献

- [1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について,” 著: 第14回事故分析検討会、資料2-2,, 2020年9月3日.
- [4] 東京電力株式会社, “東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて,” 2011年5月16日.
- [5] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.

(別添 16)

主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因

原子力規制庁原子力安全人材育成センター
原子炉技術研修課 教官 上ノ内 久光

1. 3号機原子炉圧力容器の圧力挙動の調査経緯

3号機原子炉は東北地方太平洋沖地震で自動停止し、その後の津波襲来で全交流動力電源喪失に至ったが直流電源の喪失は免れたことから、東京電力福島第一原子力発電所事故後の3月13日20時頃までプラントパラメータに関する記録が残されている。その記録から原子炉圧力容器圧力（以下「原子炉圧力」という。）変化に注目すると、3月13日4時30分頃から1時間程、圧力の振動が記録され、その後圧力は緩やかに上昇した後低下し、自動減圧系の動作で急速に原子炉圧力は低下した。

当該圧力振動は、政府事故調査委員会や東京電力の見解では主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁が動作したと考えられてきた¹。しかしながら3月13日4時30分からの圧力振動に関する知見が深まり²、SRVの逃がし弁機能動作では説明が難しいとの認識に至った。

2. 安全弁に期待される機能

SRVに期待する機能については政府事故調報告書の中間報告で詳述されているため、ここでは詳細説明を省略するが、手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能、安全弁機能について簡単に説明する。

なお、本別添では、上記の各機能に係る設備の説明をする際には「手動操作」「逃がし弁」「自動減圧」「安全弁」といった文言を用いている箇所がある。

・手動操作機能

原子炉圧力容器隔離時に手動でSRVの逃がし弁を介し蒸気を逃がし、原子炉隔離時冷却系（RCIC）と共に崩壊熱を除去する。

・逃がし弁機能

原子炉圧力が圧カスイッチの設定点に達した時に逃がし弁として原子炉圧力を下げる。原子炉圧力が下がり圧カスイッチの設定点以下になると圧カスイッチはリセット（復帰）され逃がし弁は閉まる。

・自動減圧機能（ADS）

高圧注水系のバックアップとして、高圧注水系不動作の時に原子炉水位低下、格納

¹ 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p160、及び東電第5回進捗報告、添付資料3-4 p5

² 本中間取りまとめ第3章1.2（1）参照

容器圧力高及び低圧注水系ポンプ吐出圧力正常が成立すると逃がし弁(8弁)のうち、6弁を自動減圧機能として動作させ蒸気を逃がし、原子炉圧力を低下させ低圧注水系の注水を促す。

・安全弁機能

電気系の故障や窒素ガス供給の不具合等により手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能が作動しない場合、安全弁(バネ式)として作動する。

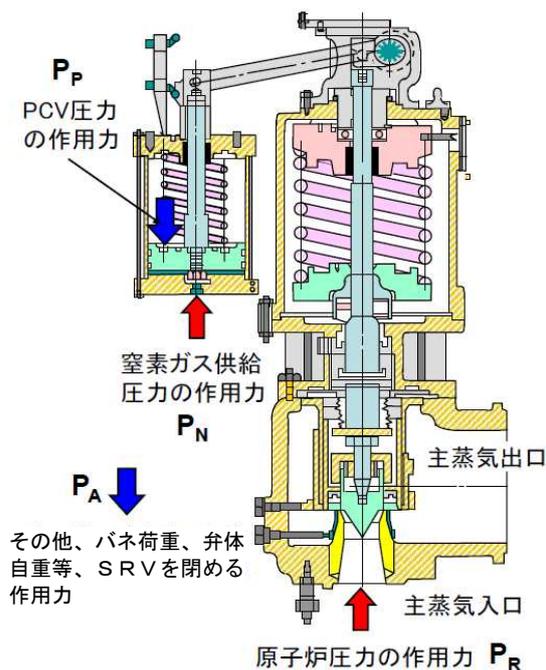
3. 安全弁動作原理

(1) SRVの逃がし弁動作概要

SRVの逃がし弁は、安全弁本体にシリンダが設置され、このシリンダを動作させることで安全弁本体を強制的に開動作させる事ができる。開動作させる窒素ガス供給圧力(P_N)と原子炉圧力(P_R)の関係は以下の条件が成立することで達成される(図1)。

$$P_P + P_A < P_N + P_R$$

この圧力バランスの中で窒素ガス供給圧力(P_N)は全交流動力電源喪失で安全弁シリンダへ窒素ガスを供給するアキュムレータへの補給が遮断され、残圧により8回程度動作していることが確認されている。(図2及び図3)



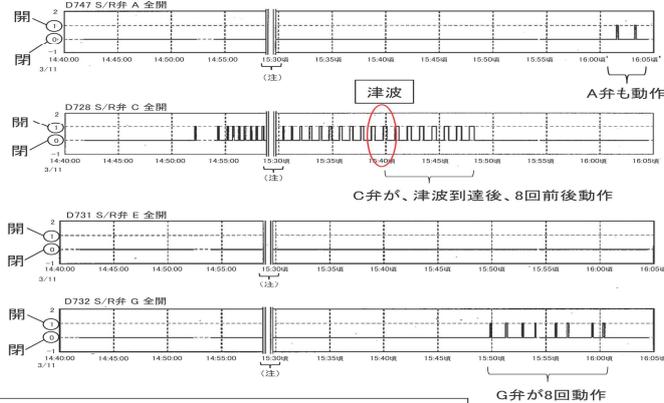
第16回事故分析検討会、資料4-2より

図1 安全弁断面図

逃がし安全弁Cの開閉記録					
開閉回数	時刻	開	時刻	閉	時刻
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オフ
2	14:52:29	オン	29	15:08:39	オン
	14:52:35	オフ		15:08:46	オフ
3	14:53:03	オン	30	15:09:55	オン
	14:53:11	オフ		15:10:03	オフ
4	14:54:04	オン	31	15:11:09	オン
	14:54:04	オフ		15:11:16	オフ
5	14:54:48	オン	32	15:12:01	オン
	14:54:56	オフ		15:12:07	オフ
6	14:55:21	オン	33	15:13:32	オン
	14:55:29	オフ		15:13:39	オフ
7	14:55:53	オン	34	15:14:43	オン
	14:56:01	オフ		15:14:49	オフ
8	14:56:29	オン	35	15:15:54	オン
	14:56:34	オフ		15:16:00	オフ
9	14:57:00	オン	36	15:17:17	オン
	14:57:07	オフ		15:17:22	オフ
10	14:57:33	オン	37	15:18:61	オン
	14:57:41	オフ		15:18:06	オフ
11	14:58:06	オン	38	15:20:58	オン
	14:58:14	オフ		15:20:63	オフ
12	14:58:39	オン	39	15:27:19	オン
	14:58:47	オフ		15:27:24	オフ
13	14:59:13	オン	40	15:28:17	オン
	14:59:21	オフ		15:28:23	オフ
14	14:59:47	オン	41	15:30:09	オン
	14:59:55	オフ		15:30:09	オフ
15	15:00:21	オン	42	15:30:51	オン
	15:00:29	オフ		15:30:58	オフ
16	15:01:04	オン	43	15:31:50	オン
	15:01:30	オフ		15:32:32	オフ
17	15:01:38	オン	44	15:32:45	オン
	15:02:04	オフ		15:33:27	オフ
18	15:02:12	オン	45	15:33:40	オン
	15:02:39	オフ		15:34:23	オフ
19	15:02:46	オン	46	15:34:37	オン
	15:03:12	オフ		15:35:21	オフ
20	15:03:20	オン	47	15:35:36	オン
	15:03:46	オフ		15:36:19	オフ
21	15:03:54	オン	48	15:36:36	オン
	15:04:21	オフ		15:37:50	オフ
22	15:04:29	オン	49	15:37:36	オン
	15:04:56	オフ		15:38:20	オフ
23	15:05:03	オン	50	15:38:40	オン
	15:05:30	オフ		15:39:28	オフ
24	15:05:38	オン	51	15:39:40	オン
	15:05:59	オフ		15:40:33	オフ
25	15:06:06	オン	52	15:40:33	オン
	15:06:14	オフ		15:41:39	オフ
26	15:06:14	オン	53	15:42:02	オン
	15:06:50	オフ		15:42:48	オフ
27	15:07:19	オン	54	15:43:12	オン
	15:07:26	オフ		15:43:12	オフ

(3号機アラームタイパに基づく)

3号機 SR弁の動作



14:41:50~15:43:12、合計54回にわたりSR弁(C弁)の開閉が繰り返された(3号機アラームタイパに基づく)。
 14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイパ上の記録と整合する。
 なお、アラームタイパには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃以降開閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

(※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみ記録されている。)

(注)東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れておらず、これ以降のデータの時刻を指定時刻としている。

東京電力過渡現象記録装置データ(平成23年5月を基に作成)
 C弁↓G弁↓A弁の順で動作

図2 SR弁の動作

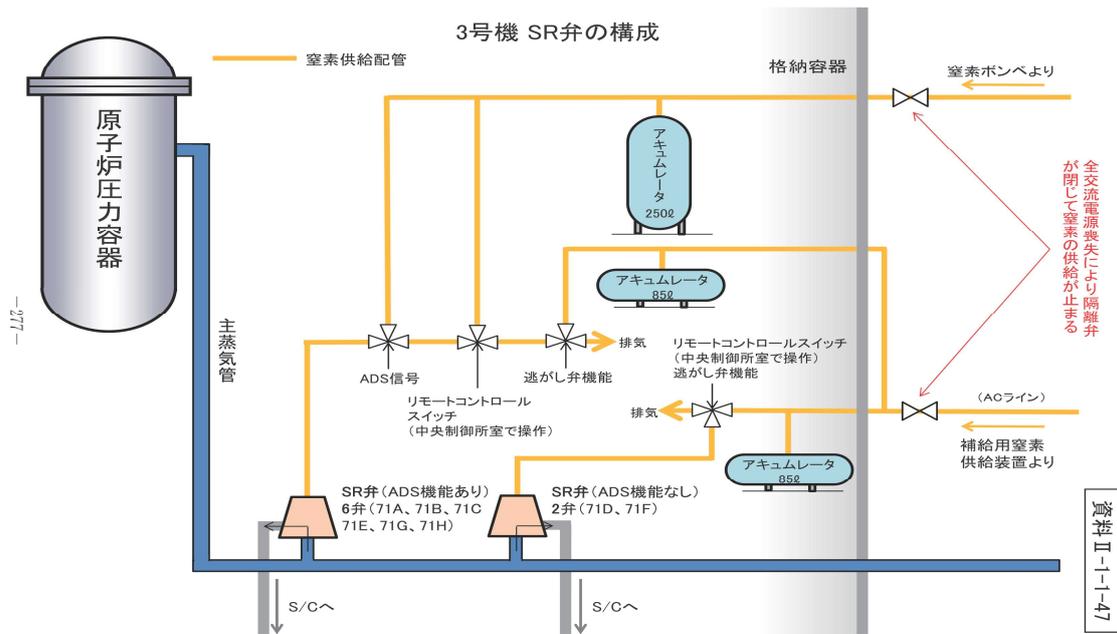
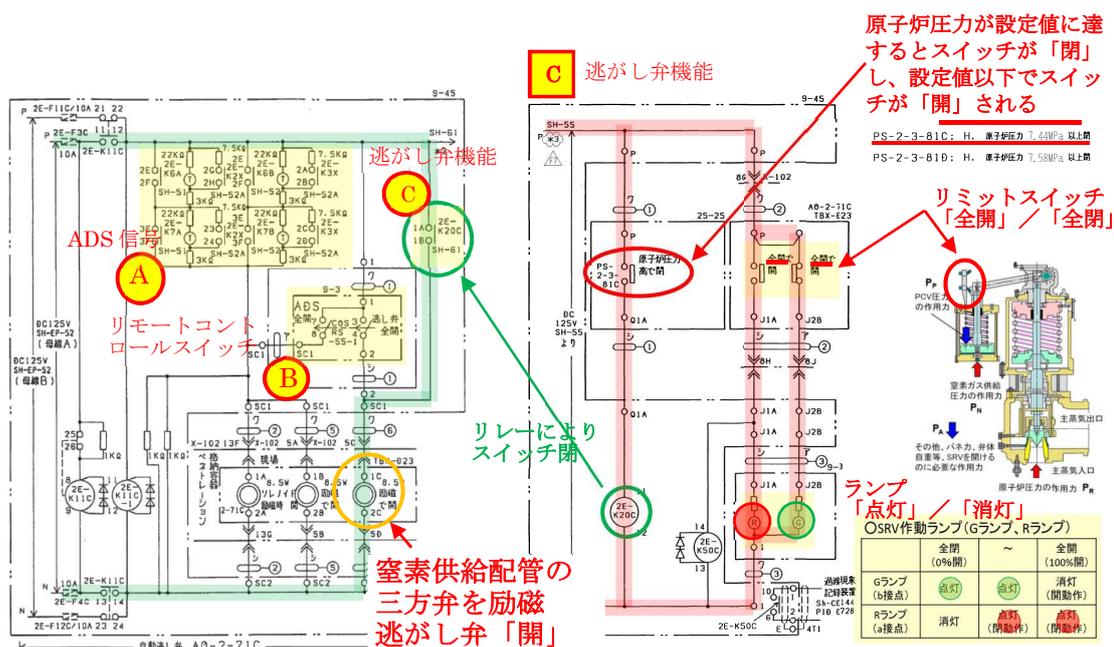


図3 SR弁の構成³

逃がし弁機能、自動減圧機能、手動操作機能は共に電気信号でアキュムレータ(850)の窒素ガスをシリンダに供給し安全弁(バネ式)を強制的に開ける設計となっている。

逃がし弁機能は圧力スイッチに予め設定された圧力に原子炉圧力が達した場合リレーを介して電磁弁を動作させ窒素ガスをシリンダに送り安全弁(バネ式)を開ける電気回路になっている。(図4)

³ 政府事故調報告書、最終報告(資料編) p277



原子力規制庁で東京電力 HD の提示資料を抜粋、一部加工

図 4 3号機 SRV 逃がし弁機能の設計

(2) SRV 安全弁 (バネ式) 動作概要

安全弁 (バネ式) としての動作は原子炉圧力 (P_R) が安全弁本体のバネ荷重 (P_A) を超えると開動作する。

$$P_A < P_R$$

この関係は、シリンダ内に窒素ガスが残っていたとしてもその影響を受けること無く達成される構造になっている。

バネ荷重 (P_A) はバネの温度上昇で横弾性係数が低下すると、設定された原子炉圧力より低い圧力で開動作することが知られている。

4. SRV の安全弁の吹き出し開始圧力の低下及び吹き止まり圧力の変化

3月13日4時30分頃の記録再開 (記録計電源復旧) から約1時間、原子炉圧力が振動後、圧力は緩やかに上昇後低下し、13日9時08分頃、SRVの逃がし弁を開けるため電源の接続作業中に自動減圧機能が動作し、原子炉圧力は急激に低下した (図5) 4。

4 福島原子力事故調査報告書 (2012年6月20日、東京電力株式会社) では、逃がし弁機能によるものとされているが、東電第5回進捗報告では、自動減圧機能によるものであるとされている。

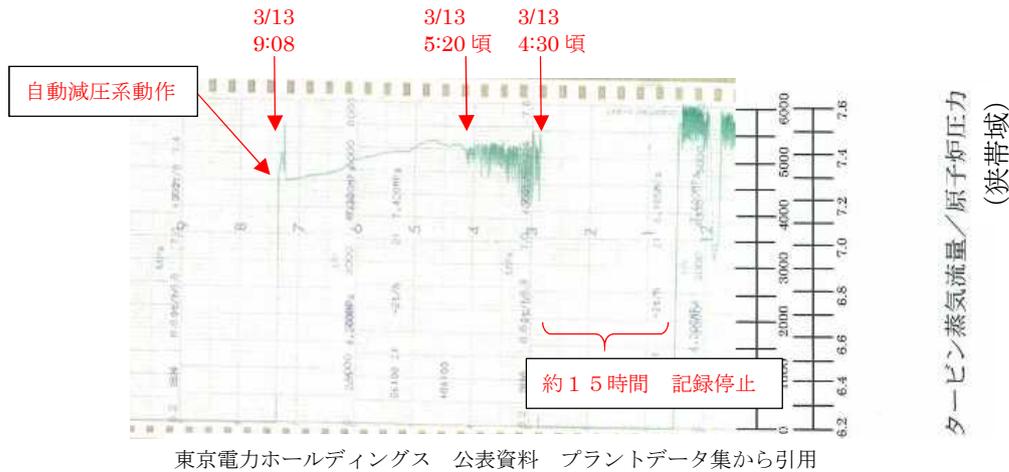


図5 タービン蒸気流量／原子炉圧力（狭帯域）

3月13日4時30分頃の記録再開（記録計電源復旧）前は高圧注水系（HPCI）運転中で原子炉へ注水を行っていたが、高圧注水系（HPCI）運転により原子炉の蒸気を消費することで、原子炉圧力が約0.5MPa程度まで低下したことから、13日2時42分に手動停止を行った。原子炉の蒸気の消費を停止したことで崩壊熱により原子炉圧力は約1時間40～50分かけて約0.5MPaから約7.4MPaに緩やかに上昇した（図6）。東京電力⁵によると、この圧力上昇期間にSRVの逃がし弁の手動「開」操作を実施したが、原子炉圧力は低下せずSRVの逃がし弁を「開」できなかったとされており、原子炉圧力容器が高圧状態になったことから消防車からの原子炉圧力容器への注水は不可能な状況となった。



図6 原子炉水位／原子炉圧力（広帯域）

⁵ 福島原子力事故調査報告書（2012年6月20日、東京電力株式会社）添付8-16（1/4）

3月13日4時30分頃に記録再開（記録計電源復旧）してからの圧力振動は短時間で上下していることから、原子炉一次系の破損ではなく要因として以下の2点が考えられる。

- ◆ SRVの逃がし弁機能動作
- ◆ SRVの安全弁機能動作

原子炉圧力に対するSRVの逃がし弁機能及び安全弁機能の動作設定圧力を図7に示す。

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

図7 SRVの逃がし弁機能及び安全弁機能の動作設定圧力⁶

◆ SRVの逃がし弁機能動作の可能性

図2の記録から全交流電源喪失でSRVの逃がし弁用アキュムレータ（85ℓ）への窒素ガス供給弁が閉じた状態で、原子炉圧力の上昇に伴い残存する窒素ガスでSRVの逃がし弁動作の設定圧力が低いC弁から動作し、残圧が無くなったことで次の設定圧力の逃がし弁が各々8回程度動作している。この動作回数は、SRVの逃がし弁を開け始めるために必要なアキュムレータ圧力0.090MPa、全開に必要な圧力0.206MPaとすると窒素ガスの補給無しで7回動作させる事は可能であるが、5～7回目の動作は全開できない窒素ガス圧力であり、7回目の動作後のアキュムレータ残圧は0.053MPaであるとされていること⁷とほぼ合致する。

図5によると、原子炉圧力は7.5MPa程度を上限として圧力が振動していることがわかる。逃がし弁機能の圧力設定は7.44MPa、7.51MPa、7.58MPaと続くが、全交流動力電源喪失した3月11日15時39分から記録再開した3月13日4時30分頃まで約36時間50分経過した時点では、アキュムレータ（85ℓ）への窒素ガス補給はされておらず、事故発生直後に逃がし弁機能が動作しアキュムレータ（85ℓ）の窒素ガスが消費され、前述の時点ではSRVの逃がし弁を開け始めるために必要な0.090MPa以下であると考えられる。SRVの逃がし弁動作時の格納容器圧力（0.05MPa）に対し、当該時間帯の格納容器圧力は0.3MPaを超えていることから、原子炉圧力の上昇で圧力

⁶ 東電第5回進捗報告、添付資料3-4

⁷ 福島第一原子力発電所3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について（2020年9月3日、東京電力ホールディングス株式会社）（第13回事故分析検討会、資料6-2）

スイッチが動作したとしても SRV の逃がし弁は動作できない状態である。その理由は SRV の逃がし弁の動作関係式 ($P_P + P_A < P_N + P_R$ 、 P_P はバネ荷重 + 格納容器圧力) より、SRV の逃がし弁を開けるためには SRV の逃がし弁を開け始めるために必要な窒素ガス圧力 (0.090MPa) に格納容器圧力を加えた圧力が必要となり、以下の関係が成立する必要があるためである。

$$P_P + P_A < P_N + P_R$$

P_P : 格納容器圧力

P_A : バネ荷重 + 弁体自重

P_N : シリンダ窒素ガス圧力

P_R : 原子炉圧力

SRV の逃がし弁動作時の格納容器圧力 (3 月 11 日 15 時頃) と当該格納容器圧力 (3 月 13 日 8 時 55 分) は以下の通り。

P_P : 当該格納容器圧力 約 0.37MPa

P_P' : SRV の逃がし弁動作時の格納容器圧力 約 0.05MPa

従って格納容器圧力差は次式の通り 0.32MPa となる。

$$0.32\text{MPa} = 0.37\text{MPa} - 0.05\text{MPa}$$

SRV の逃がし弁を開き始めるために必要な SRV の逃がし弁シリンダの最低圧力は 0.090MPa であるから、この圧力に当該格納容器圧力の圧力差 (0.32MPa) を加えた 0.41MPa の窒素ガス圧力が必要になる。

従ってアキュムレータ (850) には 0.41MPa 以上の窒素ガス圧力が残っている必要があり、福島第一原子力発電所事故発生直後の SRV の逃がし弁の 8 回動作により窒素ガスが消費され、アキュムレータ (850) には SRV の逃がし弁を開け始めるだけの窒素ガスは存在しないと考えられることから、圧力振動は SRV の逃がし弁動作による影響では無い。

別添 15 (全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の不安定動作) では、原子炉緊急停止 (スクラム) 後に SRV の逃がし弁が正常動作から中間開になったのではないかと推定している。この理由としては、SRV の逃がし弁の動作設定圧力以下で原子炉圧力が小さな圧力振動を起こしているからであるとされている。しかし、図 6 の高圧注水系 (HPCI) 手動停止後の原子炉圧力は、緩やかに上昇し小さな振動は見ら

れないこと、原子炉圧力が約 7.4MPa に上昇後の記録（図 5）では小さな振動の繰り返しでは無く、0.2MPa 程度の圧力振動が徐々に小さくなっていることから、SRV の逃がし弁の中間開、原子炉再循環 (PLR) ポンプからのメカニカルシールリーク及びその他原子力圧力容器からの微小リークが存在したとしても、この事象に大きく影響を及ぼす原因とはなっていないと考えられる。

◆ 安全弁機能動作の可能性

SRV の安全弁を動作させる最低原子炉圧力は図 7 から 7.64MPa であり、図 5 から原子炉圧力は 7.42MPa 程度で抑えられているため、SRV の逃がし弁動作であると疑われるが、SRV の逃がし弁動作は前述の通り可能性が低く、安全弁動作では考えにくい圧力振動になる。しかし一定の条件が成立すると安全弁の動作点が低くなることが調査から言える。

◆ 安全弁の動作条件

SRV の安全弁は設定された圧力に達すると全閉から全開になり、圧力が下がると全開から全閉になる構造になっている。安全弁は飽和蒸気を流体として設計された安全弁で、原子炉圧力が上昇すると弁体下部からの原子炉圧力に加え、設定圧力まで原子炉圧力が上昇すると弁体に微小の蒸気リークが発生し、弁体と弁座の隙間に蓄圧されると、閉めようとするバネ荷重よりも弁体を開けようとする揚力（原子炉圧力+リークした蒸気による蓄圧された弁を持ち上げる力）が大きくなり弁を全開にする構造になっている。全開になると吹き出す蒸気で揚力は保持され弁は全開を維持するが、原子炉圧力の低下に伴い揚力（原子炉圧力+飽和蒸気の吹き出しによる弁を持ち上げる力）は低下し、閉めようとするバネ荷重の方が大きくなり安全弁は全閉になる。

◆ 安全弁バネの横弾性係数低下による安全弁への影響

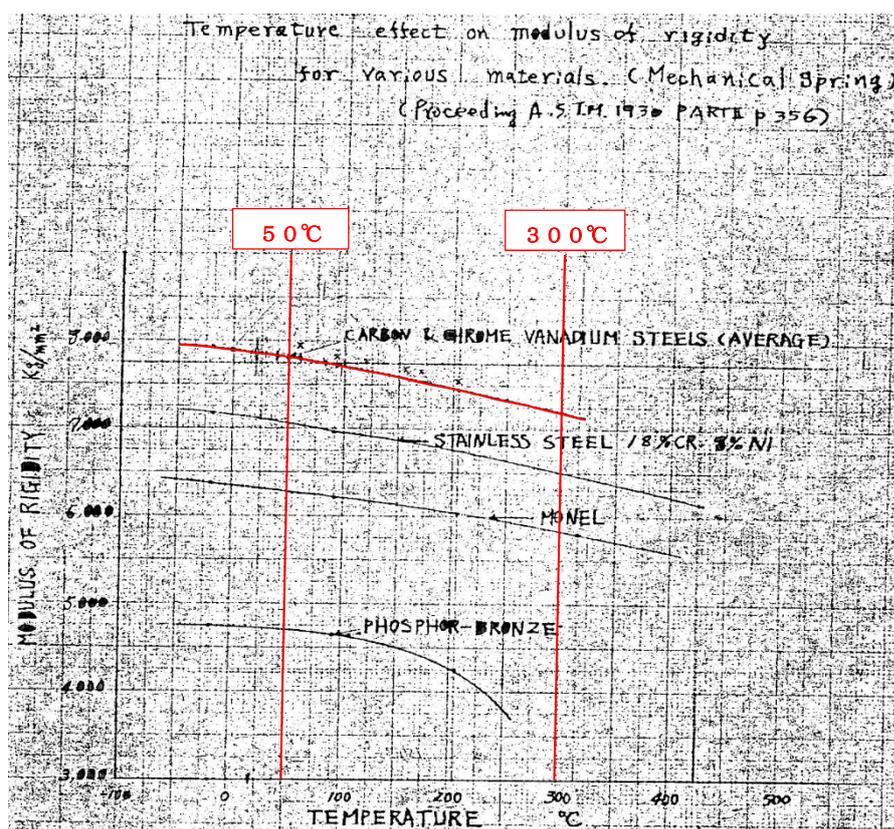
安全弁のバネは温度上昇で横弾性係数が低下する特性を持ち、横弾性係数が低下するとバネ荷重を下げるために設定された動作圧力以下で安全弁は動作する。一般的にバネ荷重は次の式により求められる。

$$\text{バネ荷重} = \frac{G \cdot d^4 \cdot \delta}{8 \cdot Na \cdot D^3}$$

G : 横弾性係数
d : コイル線径
δ : バネのたわみ
Na : 有効巻数
D : コイル平均径

この関係式からバネ荷重は横弾性係数、コイル線径およびバネのたわみと比例関係にあり、有効巻数およびコイル平均径と反比例関係にあることが言える。従って安全弁のバネ温度の変化による横弾性係数の変化がバネ荷重に影響することになる。

横弾性係数が低下した場合のバネ荷重の低下は一般的に知られている。バネの温度を上昇させる要因としては、安全弁動作時に弁体を約 300℃の蒸気が流れることによる直接加熱や輻射熱による影響が考えられる。しかしこの温度上昇がバネに影響を与えない構造であることは東京電力から説明されている。バネ温度を上げる別の要因として安全弁の周囲温度の上昇が考えられる。東電第 5 回進捗報告では、3 月 13 日 9 時 10 分頃の格納容器内 (D/W 内) 温度を 135℃と推定している⁸。横弾性係数はバネ温度が 50℃から 300℃まで上昇すると約 8%低下するとされており⁹、横弾性係数はバネ荷重と比例関係にあることから、バネの温度が 135℃程度であれば安全弁の吹き出し設定圧力は 2.7%程度低下することになり、吹き出し圧力は約 0.2MPa 程度低下することになる。



岡野バルブ製造株式会社より提供

図 8 安全弁のバネ温度変化による影響

⁸ 東電第 5 回進捗報告、添付 3-10

⁹ 福島第一原子力発電所 3 号機主蒸気逃がし安全弁の動作について (2020 年 11 月 27 日、東京電力ホールディングス株式会社) (第 16 回事故分析検討会、資料 4-2)

◆ 安全弁弁棒のリフト量の変化による吹き止まり圧力への影響

飽和蒸気を流体とする安全弁の弁棒リフト量を変化させた場合、吹き出し圧力への影響はどうか実験したデータがある（図9）。

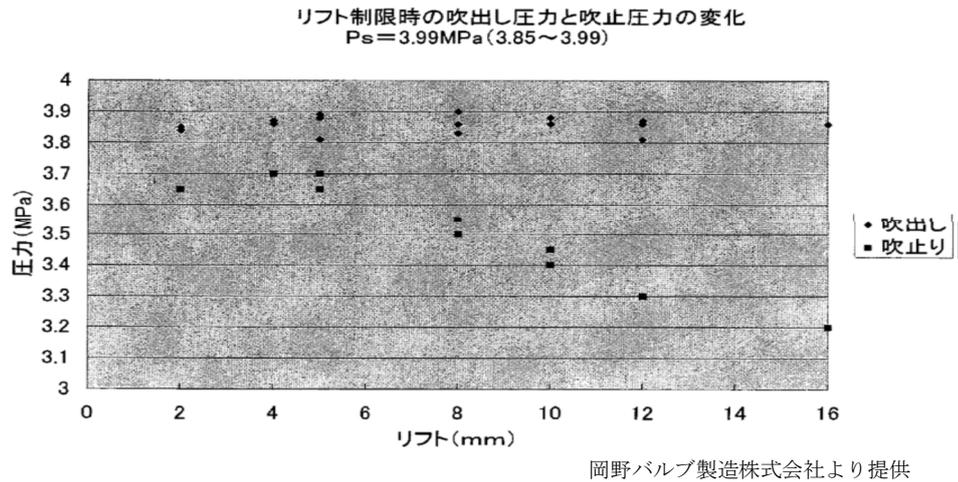


図9 弁棒リフト量と吹き出し、吹き止まり関係図

この表は横軸に弁棒のリフト量、縦軸に吹き出し圧力と吹き止まり圧力をプロットしている。最大リフト量が16mmの安全弁を使用し12mmから2mmまでリフト量を変化させた場合、吹き出し開始圧力にバラツキは見られないが、吹き止まり圧力はリフト量が小さくなると早く吹き止まることがわかる。このように安全弁のリフト量が小さくなった場合は、飽和蒸気を流体とした安全弁の場合、原子炉圧力に加え弁体の微少の蒸気リークで弁体と弁座の隙間に蓄圧された圧力の総和で揚力が高まり、閉めようとするバネ荷重より大きくなることから安全弁は全開になり、さらに弁体を流れる蒸気で揚力は保持され安全弁は全開に維持される。しかし、弁の開度が小さく弁体を流れる蒸気流量が減少すると、弁を全開に保持する揚力が小さく、弁体入口の圧力低下に伴い早めに安全弁は閉まる傾向を示している。

5. 13日4時30分頃以降の原子炉圧力振動分析

これまでの検討の結果、13日4時30分以降の圧力振動はSRVの逃がし弁動作ではなく安全弁動作であると判断する。

さらに、安全弁の特性からこの時間帯の圧力振動をAとBに区分し、各々を分析する（図10）。

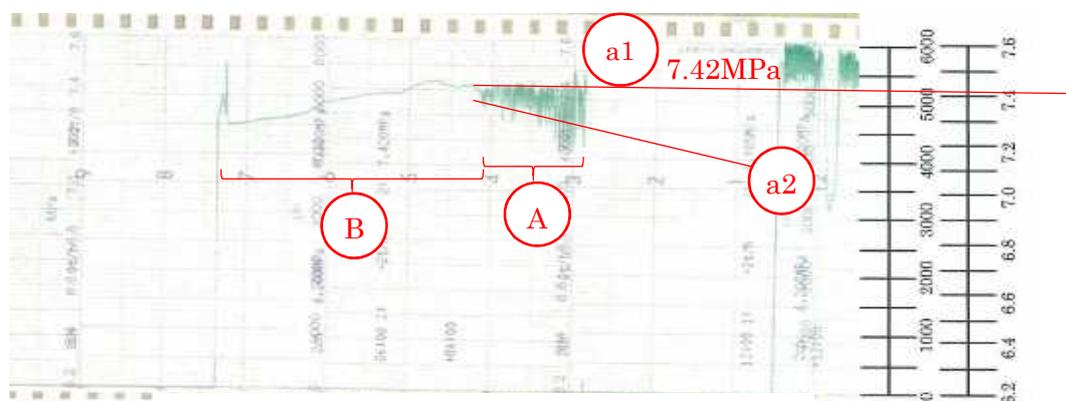
A領域での現象

a1の線は圧力振動の上側を示し、平均的に安全弁が動作した値は7.42MPaである。安全弁の最低動作原子炉圧力は7.64MPaである事から約2.9%動作点が下がっていることになる。横弾性係数の低下は、バネの温度が50℃から300℃に変化すると約8%低下する事が報告されているので、これからバネ温度を算出すると約140℃になり、東電第5回進捗報告の格納容器内(D/W内)の推定温度(135℃)にほぼ合致する。

a2の線は徐々に吹き止まり圧力が上昇している。この状況は安全弁のリフト量が徐々に減少し吹き止まり圧力が上がっている事を示していると考えられる。リフト量が低下する原因として、原子炉水位低下に伴い燃料被覆管温度が上昇し水-金属反応で水素発生が始まると同時に、燃料被覆管温度の上昇で水-金属反応が活発になり水素の発生量は増え続ける。一方で水位の低下で蒸発量が徐々に低下し有効燃料底部(BAF)では僅かな蒸発量になることから流体のほとんどは水素になったと言える。

B領域での現象

B領域では圧力振動は発生せず緩やかに原子炉圧力は7.42MPaを超えるが、その後徐々に原子炉圧力は低下している。この領域で7.42MPaを超えてもSRVの安全弁が動作しない理由として、A領域で徐々に水素や核分裂生成物(FP)の割合が上昇し、弁体のリークで弁体と弁座の隙間への蓄圧は分子量の小さい水素割合が多い状態ではバネ荷重より大きい揚力(原子炉圧力+弁体を持ち上げる力)は得られず安全弁は「開」動作できなくなり、弁体を水素が大量に漏れ続けることで原子炉圧力は穏やかに変化する状態に至ったと考えられる。更に原子炉圧力は穏やかに7.42MPaまで上昇後、穏やかに下がるのは、流体に含まれる蒸気量の減少が一定量になるまでは圧力を緩やかに上げ、流体の殆どを水素が占めた時点で水素の漏れは大きくなり大量の漏れが発生したことで原子炉圧力を下げたと考えられる。



東京電力ホールディングス 公表資料 プラントデータ集から引用

図10 タービン蒸気流量／原子炉圧力

6. まとめ

13日4時30分頃から自動減圧系が動作する同日9時8分までの圧力挙動の要因は、SRVの逃がし弁動作ではなく安全弁動作であると判断され、圧力振動の上限が低下した理由は、安全弁周囲の温度上昇によるバネの温度上昇により吹き出し圧力が低下したことである。また、吹き止まり圧力が徐々に上昇するのは、蒸気分圧の低下および水素濃度の上昇で安全弁のリフト量が低下したためと説明できる。このような状況を生み出す原子炉の状態は、原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以下になり、崩壊熱で加熱された燃料被覆管では水-金属反応が始まり水素が発生すると共に、さらに高温になった燃料被覆管で水の蒸発が促進され原子炉水位は有効燃料底部（BAF）以下になったことで蒸気発生は微量に至り、その反面水素が大半を占めるに至る過程における挙動であると推定できる。

引用文献

- (1) 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所3号機 原子炉設置許可申請書（完本）
2002年4月1日
- (2) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 中間報告（2011年12月26日）
- (3) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（2012年7月23日）
- (4) 東京電力株式会社 福島原子力事故調査報告書（平成24年6月20日）
- (5) 第13回事故分析検討会、資料6-2：福島第一原子力発電所3号機のR C I C運転中の原子炉圧力挙動について
- (6) 第14回事故分析検討会、資料2-3：3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動について（2）
- (7) 第16回事故分析検討会、資料4-2：福島第一原子力発電所3号機 主蒸気逃がし安全弁の動作について [東京電力ホールディングス株式会社]
- (8) 東京電力ホールディングス株式会社 東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータ集
- (9) 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告（2017年12月25日）

(別添 17)

3号機のベント成功回数の特定

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

これまでに報告された操作実績の報告 [1]から、3号機ではベント弁を開く操作が複数回実施されている。しかし、多くの場合、ベント弁を開いた操作と原子炉格納容器(PCV)の減圧開始のタイミングが一致しておらず、PCVの圧力が低下したことによってベント操作が成功したと判断されてきた [2]。東京電力の報告書では最初の2回のベントのみ成功した可能性が高いとの見解が示されている [3]。

第8回事故分析検討会において、3号機ではベント弁を開度15%で開き、その後は開度を調整していないことを確認した [4]。したがって、3月14日6時10分に小弁を操作するまでは、ベント成功時の流路面積は変わらない。しかし、図1で示すように、3月13日21時頃のPCVの減圧は、1回目及び2回目のベント時に比べ減圧速度が遅い。また、ベントではS/Cから気体を放出することからD/W圧力よりもS/C圧力が低くなるが、この減圧では、D/W側の減圧速度が速く、22時頃からはD/W圧力がS/C圧力よりも低い。通常、ベントによってS/Cから気体が放出されていれば、S/C圧力はD/W圧力より低くなる。したがって、ベントによるPCVの減圧挙動と考えることは不合理である。3月14日11時頃の減圧挙動についても、減圧後にD/W圧力がS/C圧力よりも低下している。図2に示すように、3号機の水素爆発直後の衛星写真からは、3号機の原子炉建屋から水蒸気が放出されているとみられる白い煙が確認できる。ベント弁の開操作(3月14日6時10分)ともタイミングが大きくずれており、直前に発生した原子炉建屋での水素爆発の影響によってPCVから原子炉建屋への漏えいが発生したと考えられる。

3月15日及び3月16日に実施されたとされてきたベントについても、図3に示すように緩やかな圧力低下であり、3号機原子炉建屋上部から継続的に水蒸気の放出が確認されていること等から、原子炉格納容器からの直接放出による圧力低下とする見解 [5]は合理的である。

上述のように、3号機においてベントが成功したのは最初の2回のみとする東京電力の見解は合理的であり、妥当なものであると判断する。

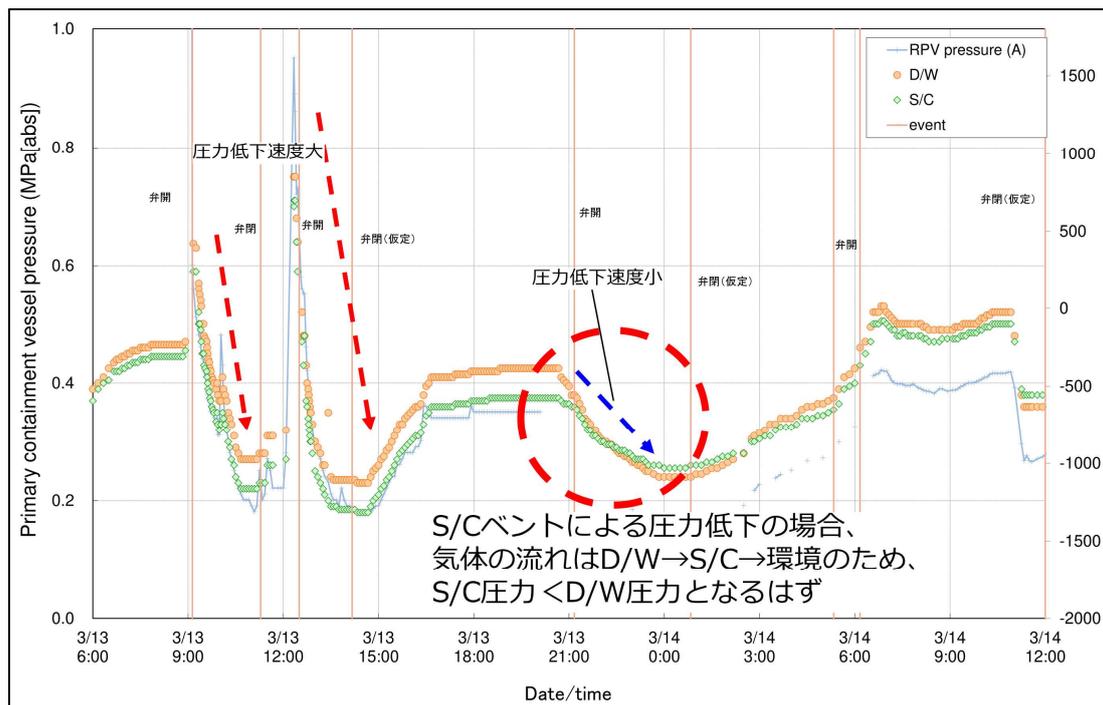


図 1 3号機の格納容器圧力の変化 (3月13日6時から3月14日12時) [5]



図 2 福島第一原子力発電所1号機~4号機の衛星写真

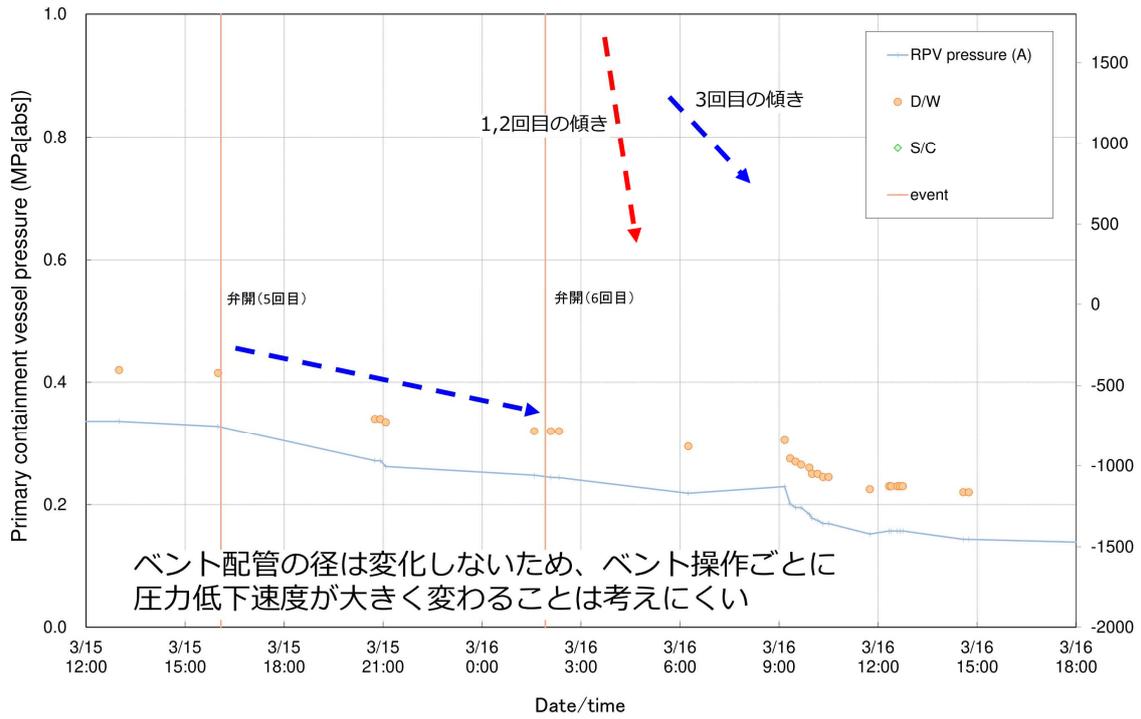


図 3 3号機の格納容器圧力の変化（3月15日12時から3月16日18時）
[5]

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, "「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について," 2013年7月17日.
- [2] 東京電力株式会社, "福島原子力事故調査報告書," 2012年6月20日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告," 2015年12月17日.
- [4] 原子力規制委員会. (2019, Nov.) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第8回会 . [Online]. https://www.nsr.go.jp/disclosure/committeee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html
- [5] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告," 2017年12月25日.

(別添 18)

原子炉格納容器からの漏えいと原子炉格納容器内での水蒸気等の発生

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 原子炉格納容器の圧力変動

これまでは、3月13日9時頃以降の3号機の原子炉格納容器(PCV)圧力の増減は、ベントによる間欠的な減圧を主要因として解釈されてきた [1]。しかし、本中間取りまとめ第3章に示すように実際に減圧に成功したベントは最初の2回のみと考えられることから、PCV圧力の上昇と低下は他の要因によってもたらされたことになる。

図1に2回目のベントが実施された後の3月13日14時頃から同日23時頃までの原子炉圧力容器(RPV)圧力及びPCV圧力を示す。黒の印はRPV圧力を、赤の丸印はドライウェル(D/W)圧力を、青の丸印はサプレッションチェンバ(S/C)圧力をそれぞれ示す。RPV圧力は原子炉圧力計の基準水の完全喪失を仮定して実測値に90 kPa加算した値をプロットしている(添付20-1参照)。ただし、ベント直後に既に基準水が完全に喪失されていたかは明らかではなく、圧力の補正が過大である可能性がある。また、図中の黒の点線はPCVの最高使用圧(P_d)を、青の横線は注水期間をそれぞれ示す。2回目のベントが終了後に、3月13日14時頃から3月14日0時頃、3月14日1時頃から同日11時頃、同日12時頃から同日19時頃の3つの圧力のピークが見られる。圧力の変動する区間を便宜上、図示するようにA~Kと区分し、それぞれの区間について以下で詳述する。

【区間A】

ベント実施時には、S/Cが減圧され気体が環境へ放出されるため、D/W圧力がS/C圧力よりも高い。この時、図2に示すようにベント管のダウンコマ部内部の水はD/Wの圧力によってS/C側に押し出され、D/W圧力とS/C圧力にはプール水面からダウンコマ下端までの静水頭圧に相当する圧力差が生じている。区間AでもD/W圧力がS/C圧力よりも高く、かつ圧力差はベント後とほぼ同じであることから、PCV内の水位は図3に示す状態にあったと推定され、真空破壊弁は既に水没していたと考えられる(水位の推定については別添18-1参照)。

RPV下部ヘッドの破損時期を3月13日14時頃よりも早いと仮定するか、同時刻よりも遅いと仮定するかによって区間A及びBでのプラント状態の解釈は大きく異なる。本検討では、3月13日16時30分頃にRPVの圧カスパイが発生しているが、それ以前に発生した2 MPaを超えるピークに比べて非常に小さいことから、RPV下部ヘッドが既に損傷している¹ために大きな圧力ピークが発生し得なくなったと解釈した(別添18-

¹ 「RPV下部ヘッドの損傷」としている損傷は、「圧力が変動する場合においてもD/WとRPVの間に大きな圧力差が

2参照)。RPV 下部ヘッドの破損時期を 3 月 13 日 14 時頃よりも早いと仮定した場合、区間 A のプラント挙動はシンプルに理解できる。

ベントによる PCV 内の気体放出が終了しベント弁 (A0 弁) が閉じた後、3 月 13 日 14 時頃から PCV の圧力が上昇している。この時点で D/W と RPV に圧力差が生じない程度の損傷が生じていれば、RPV のダウンカマから下部プレナムへ流入した冷却水が溶融炉心と接触することで水蒸気等を発生させ、下部ヘッドの漏えい部及び原子炉圧力バウンダリで既に生じていた漏えい部から水蒸気等が D/W へ移行することで PCV の圧力を上昇させたと推定される。

この時、図 4 に示すように区間 A では原子炉水位が回復する傾向はみられないことから、原子炉水位はジェットポンプの吸い込み口よりも低い位置にあったと考えられる。これは、RPV 下部ヘッドに損傷が生じていれば、下部プレナムに冷却水を保持できなくなるため、原子炉水位が回復しないことは必然である。また、ベント以前に発生していた原子炉圧力バウンダリからの漏えいに加え、下部ヘッドにも漏えい部ができるため、自動減圧系 (ADS) の状態に関わらず、主として水蒸気等が RPV から D/W へ移行すること及び RPV と D/W に圧力差がほとんど生じないことも整合的である。

下部ヘッドにある程度以上の損傷が生じると、少なくとも下部プレナムに落下していた溶融炉心の一部は RPV 外に出ることが考えられる。ただし、BWR では RPV 下部は複雑な構造をしていることから、RPV の下部ヘッドが破損した時に溶融炉心が直ちに D/W 床へ落下せず、ある程度の時間差が生じると想定している。

これに対し、RPV 下部ヘッドの破損時期を 3 月 13 日 14 時頃よりも遅いと仮定すると、プラントパラメータを整合的に解釈するには複数の制約条件が必要となる。まず、下部ヘッドが健全であったものの原子炉水位が回復しないことから、炉心への注水量が少なかったことが要件となる。この点に関しては下記のように炉心への注水量が少なかった可能性がある。

3 月 13 日に消防ポンプにより原子炉へ送水された流量は 389 m^3 であり [2]、全量が炉心へ注水されていたとすると、区間 A が終了するまでには約 180 m^3 が注水されている。しかし、消火系からの注水では、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ流れ込んでいたことが指摘されており、東京電力の最新の解析では消防ポンプの平均吐出流の 1/4 程度が炉心へ注水されたことを仮定している [3]。注水された冷却水の一部は、下部プレナムに存在する溶融炉心と接触して水蒸気になると考えられるため、炉心への注水量が少ない場合は原子炉水位が回復しないことが考えられる。

次に、区間 A では、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高く、ほぼ一定の圧力差を保った状態

生じない程度の損傷」を意味している。ただし、この規模の損傷が下部ヘッドに生じれば、i) 下部プレナムに保持される冷却水の量は制限されること、ii) 下部プレナムに溶け落ちた溶融炉心の一部は RPV 外に溶け出すことが付随的に生じると考えられる。なお、RPV 下部構造の複雑さも考慮すれば、RPV から溶け出した溶融炉心が D/W 床面に達するには時間差があると考えている。よって、この場合は溶融炉心の完全落下を意味するものではない。

で上昇している。この場合、RPV で発生した水蒸気は主として D/W へ輸送されていることとなる。3 号機ではベント実施直後に ADS が作動しており、RPV から S/C へは SRV の 6 弁分の輸送経路があった。ADS が開状態を維持していれば、水蒸気等が主として RPV から D/W へ輸送されるためには、原子炉圧力バウンダリの漏えいが相当程度拡大している必要がある。ADS の開状態が維持されていない場合（ほぼ全閉）、RPV と D/W の圧力差が拡大しない実測値を実現するためには、水蒸気等を D/W へ移行させるに十分な大きさに気相漏えいが拡大している必要がある。さらに、このような RPV の気相漏えいの拡大を、RPV 下部ヘッドの損傷以外で合理的に説明することは困難である。

【区間 B】

3 月 13 日 17 時頃から PCV の圧力上昇が緩やかになり、PCV 圧力はほぼ一定になる。この時 D/W 圧力は S/C 圧力よりも高く、その圧力差もほぼ変化しないことから、何らかの理由により水蒸気等の発生量が低下したか、発生する水蒸気等の量と釣り合う程度に D/W からの漏えい量が増加したことが考えられる。この時点では、PCV 圧力は最高使用圧力よりも低く、PCV の圧力挙動に影響を及ぼすほどの漏えいが発生する明確な事由は明らかでない。一方、水蒸気発生量に関しては、この期間も消防ポンプによる注水が継続されていたが、消防ポンプの吐出圧は 0.9 MPa 弱であり [4]、炉圧の上昇の影響により注水量が低下した可能性が高い。

図 3 に示すように、D/W 圧力と S/C 圧力にはプール水面からダウンカマ下端までの静水頭圧に相当する圧力差が生じている。D/W 圧力と S/C 圧力の差が変化しないことは、S/C の水位がほとんど変化しないことを示しており、上記の注水流量が減少したと考えることと整合する。

【区間 C】

同日 21 時頃からは PCV 圧力は減少に転じている。この時期の減圧勾配は S/C よりも D/W が大きく、D/W 側に水蒸気発生量を超える率での漏えいが発生し、これが PCV 圧力低下の原因となったと考えられる。D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなり、圧力低下は 3 月 14 日 0 時頃に停止する。区間 B での PCV 圧力は最高使用圧力よりもかなり低く、この時点での PCV の漏えい開始又は拡大は過温の影響によるものと考えられる。

なお、この PCV 圧力低下を放熱の影響と指摘する報告 [5] もあるが、計測された圧力低下速度は 1 時間当たり 60 kPa 程度となり、3 月 12 日 12 時頃からの S/C スプレー実施時における圧力低下(約 14 kPa/h)よりも急勾配であり、放熱による PCV の自然冷却のみによるものとはとらえることは非現実的である。

【区間 D】

13 日 23 時頃から 14 日 1 時頃までは、PCV の圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。2

回目のベント実施後、PCV 圧力が減少に転じるまでは、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い。この時、図 3 に示すようにベント管のダウンカマ部は D/W の圧力によってプール水が S/C 側に押し出され、D/W 圧力と S/C 圧力にはプール水面からダウンカマ下端(約 5 m)までの静水頭圧に相当する圧力差(約 50 kPa)が生じている。D/W 側の漏えいによって、D/W と S/C の圧力差が小さくなると、その圧力差とバランスするようにベント管のダウンカマ内部の水位が上昇する。D/W と S/C の圧力が逆転すると、D/W と S/C の水面の高低差も同様に逆転することになる(図 5)。なお、図 5 に示すように、真空破壊弁は水没しており、真空破壊弁の作動によって S/C と D/W の圧力が均圧化されることはない。S/C の水面が低下するためには、閉空間となっている S/C の空間体積が増加する必要があるが、圧力減少に伴ってサプレッションプール(S/P)水が減圧沸騰し、S/C 頂部の空間が広がったと考えられる。既往の報告では、D/W 圧力が低下し S/P 水がペDESTAL 部まで到達し、既に落下している熔融炉心と接触することで圧力低下が停止すると評価されている [6]が、水蒸気等の発生量と D/W からの漏えい量が釣り合ったとするよりも、区間 D における減圧過程で S/P 水が減圧沸騰したことで S/C 圧力がほぼ飽和水蒸気圧で一定に保持されたことで圧力低下が停止したと考える方が合理的である。

【区間 E】

3 月 14 日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分までは水源ピットへの水補給のために注水が停止されている [2]。また、同日 11 時 1 分から 15 時 30 分までについても 3 号機の水素爆発の影響により注水が停止されている [1]。一方、これらの期間中に PCV 圧力は大きく上昇している。外部注水が停止されていることから、これらの圧力上昇の要因が RPV 内部の水蒸気発生量が増加したためとは考えにくい。RPV 外で PCV 内部に存在した冷却水に熱源が接触して水蒸気が発生し、圧力上昇をもたらしたと考えることが合理的であり [6] [7]、D/W 床面に存在した水面と落下していた熔融炉心との接触が開始又は拡大したと考えられる。

【区間 F】

PCV 圧力は、3 月 14 日 5 時 30 分頃から急速に上昇し、D/W 圧力の上昇率は 100 kPa/h を超えている。図 6 (圧力の上昇率を確認するための補助線を書き加えている) に示すように、区間 F での圧力上昇率は、区間 E 及び区間 I を上回っており、区間 A での圧力上昇率とほぼ同等である。ただし、区間 A では PCV には顕著な漏えいが発生していないと考えられるのに対し、区間 F では PCV に既に漏えいが発生していると考えられることから、区間 A よりも区間 F の方が加圧源となる水蒸気等の気体の発生量が多いことになる。区間 E 及び区間 I では熔融炉心と D/W 床面の冷却水が接触し、水蒸気が発生することで PCV 圧力が上昇していると考えられるが、区間 F での圧力上昇率はこれらを上回っ

ている。溶融炉心の落下が進み、D/W床面の溶融炉心²の量が増加したことにより発生する水蒸気量が増加したとすると、後段の区間 I においても区間 F と同程度（溶融炉心の落下が進めばさらに増加する）の水蒸気が発生すると考えられるが、区間 I での圧力上昇率は図 6 にあるように区間 E とほぼ同等である。区間 I でも S/C からの逆流によって D/W 床面には冷却水が存在すると考えられるため、区間 E から区間 I の間では D/W 床面の溶融炉心の量は大きな変化はないと推定される。したがって、水蒸気の発生量の大きな増加は生じなかったと考えられることから、区間 F では多くの水素などの非凝縮性ガスの発生があったことが伺われる。

図 7 に 3 号機の PCV 圧力と S/C と D/W の圧力差($P_{S/C}-P_{D/W}$)を示す。3 月 13 日 20 時頃までは D/W 圧力が S/C 圧力よりも約 50 kPa 高いが、3 月 14 日 4 時頃からは圧力差が約 20 kPa と小さくなっている。ベント実施中は、図 8 の左側に示すように S/C から環境へガスが放出されるので、S/C の圧力低下によって D/W から S/C へ気体に移行しベント管のダウンカマ部のプール水は S/C 側へ押し出された状態になり、大きな静水頭圧が生じる。ベントが終了した後も、主たる加圧源が D/W 側にあるため水位差が維持されている。一方、一旦 D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなった後で再度 D/W 圧力が S/C 圧力よりも高くなる状態（区間 E~G 及び I~J の頃）では、S/C の空間部でのベントによる減圧はなく、D/W 側の加圧のみによって水位差が形成される。3 月 14 日 2 時 30 分頃から D/W 圧力が S/C 圧力を上回り、D/W 水位が下方に押し下げられ、S/C 水位は上方へ押し上げられる。しかし、S/C 上部の空間が閉空間であるのに対し、区間 A 及び B とは異なり D/W 側では漏えいが生じているため、圧力の抜け口が存在している。そのため、D/W と S/C に大きな圧力差が生じえない状態にあり、図 9 に示すようにベント管の内部にもプール水が存在し、D/W 側の水面と S/C の水面の高低差が狭まった状態にあったと考えられる。

【区間 G】

PCV 圧力は、区間 F（3 月 14 日 5 時 30 分頃から同日 7 時頃）で急速に上昇した後、同日 7 時頃から原子炉建屋で水素爆発が発生するまで（区間 G）は、PCV の最高使用圧力近傍で推移している。最高使用圧力付近での圧力推移の継続は、この間 PCV 漏えいの拡大と水蒸気及び非凝縮性ガスの発生とが釣り合った状況であったと考えられる。1 号機及び 2 号機においても、PCV 圧力が $2P_d$ 近傍でほぼ一定になる状態が生じており、PCV のトップヘッドフランジからの漏えいが圧力調整器のような働きをしたと考えられる [8]。なお、PCV 漏えいの拡大があったとすることについては、3 月 14 日 7 時頃に、それまで急速に上昇していた PCV 圧力が小幅ながら急速な降下に転じていること、CAMS による D/W の線量も低下に転じていること（別添 18 - 1 参照）からも妥当な推測であると考えている。

² 「D/W 床面の溶融炉心」とは D/W 床面の冷却水と接触し、水蒸気の発生に寄与する溶融炉心を差す。

【区間 H】

水素爆発が発生した直後に PCV 圧力は急激に低下し、この減圧によって D/W 圧力と S/C 圧力の上下関係は逆転し、それまで D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い状態であったが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなった。これは、水素爆発の影響により、D/W 側での漏えいが短期的に拡大したものと推定される。

水素爆発直後に PCV が一旦減圧すると、3 月 11 日 11 時 20 分から同日 11 時 55 分までは、PCV 圧力は一定である。水素爆発の影響により発生した漏えいが縮小すると同時に、3 月 14 日 0 時頃（区間 D）と同様に PCV 圧力が飽和水蒸気圧程度まで低下したため、PCV からの漏えい量と均衡する量の水蒸気が飽和状態の水から発生し、減圧が停止した可能性がある。

【区間 I】

3 月 14 日 12 時頃から再度 PCV 圧力が上昇している。水素爆発の影響により消防ポンプによる注水は停止しているが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなったことにより S/C から D/W へプール水が逆流し、既に落下していた熔融炉心と接触するため、D/W が水蒸気の供給源になったと考えられる。

【区間 J】

3 月 14 日 15 時頃から PCV 圧力の上昇が緩やかになり、水蒸気等の発生量と PCV からの漏えい量がほぼバランスがとれた状態が保たれている。原子炉建屋で水素爆発が発生した後は、3 月 14 日 15 時 30 分まで消防ポンプによる注水が停止しており、区間 B におけるように注水量の減少では説明できない。また、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高いことから、S/C から D/W への逆流も生じない。したがって、D/W 床面への冷却水の供給がないため、D/W 床面の熔融炉心の崩壊熱により水蒸気が発生し、D/W の水位は低下したと考えられる。このように、D/W の水位が低下したこと等の影響により水蒸気の発生量が減少した結果である可能性がある。

【区間 K】

3 月 14 日 16 時 30 分頃から PCV 圧力が低下傾向に転じているが、同日 19 時頃からは D/W はほぼ一定の圧力を示しており、その値は同日 11 時頃（区間 H）とほぼ同一である。PCV 漏えい拡大によって圧力低下に転じたとすると、水蒸気等の発生量と漏えい量が均衡する圧力は区間 H の時よりも低下すると考えられるが、区間 H とほぼ等しい圧力でバランスしている。同日 19 時 20 分から 19 時 54 分の注水停止期間を含めて PCV の圧力に大きな変化がないことから、熔融炉心の崩壊熱によって発生する水蒸気量と PCV からの漏えい量がバランスしているのではなく、減圧によって飽和状態にあった PCV 内の水

により生じた水蒸気量と PCV からの漏えい量がバランスする状態にあったと考えられる。

上述のように、3号機のD/Wには水面があり、熔融炉心の移行により水蒸気が十分に発生しうる状態が継続されていたと考えられる。これは、図10に示すように水素爆発直後の時点で原子炉建屋からの多量の水蒸気漏えいが衛星写真等により観測された事実と整合する。

他方、原子炉建屋からの水蒸気放出が観測されたことから、PCVに漏えいが発生したことは明らかである。上述のプラントデータの分析からは、PCV圧力が最高使用圧力よりも低い圧力において、D/W側で漏えいが発生又は拡大していると考えられる。漏えい発生時のPCV圧力が最高使用圧力よりも低い場合は、漏えい発生の要因は、過圧よりも過温の影響と考えられる。ただし、3号機ではPCV内に多量の水蒸気が存在し、PCVの雰囲気温度が一定程度抑制される環境下であったと考えられる。また、3月13日9時頃及び13時頃にはPCV圧力が一時的に最高使用圧力を超えたが、PCVの閉じ込め機能への影響が一時的であったか継続的であったかは明かではない。したがって、PCVのバウンダリが過温等の影響で破損に至ったメカニズムについては今後の検討を要する。

2. 原子炉建屋での線量上昇

3月13日14:31頃に3号機原子炉建屋の北側二重扉で300 mSv/h以上の、南側二重扉で100 mSv/hの線量率が計測されたとの記録がある[9]。また、この時に白いモヤモヤも観測されている。

3号機では同日9時20分及び12時30分にベントが成功している。これらのベント時には3号機自身へのベントガスの逆流があったことが今回確認された(本中間取りまとめ第1章1.2(5)参照)。また、3号機のベントガスが流入したことが既に確認されている4号機でも3月14日10時30分頃に原子炉建屋内で高い線量(10~15秒で4 mSvのアラーム(APD)が吹鳴)が測定されている[1]。以上のことから、3月13日14:31頃に観測された3号機の原子炉建屋の高線量の原因は、ベントの自号機逆流とすることが合理的である。

一方、1号機の原子炉建屋においても高線量と白いモヤモヤが確認されている。具体的には3月11日23時00分の時点でタービン建屋1階の原子炉建屋二重扉前は高い線量(北側二重扉前1.2 mSv/h、南側二重扉前0.52 mSv/h)であることを確認し、白いモヤモヤも3月12日3時44分に観測されている[1]。しかし、この時点では1号機のベントが未実施であるため、1号機の場合はPCVからの直接漏えいと考えられる。

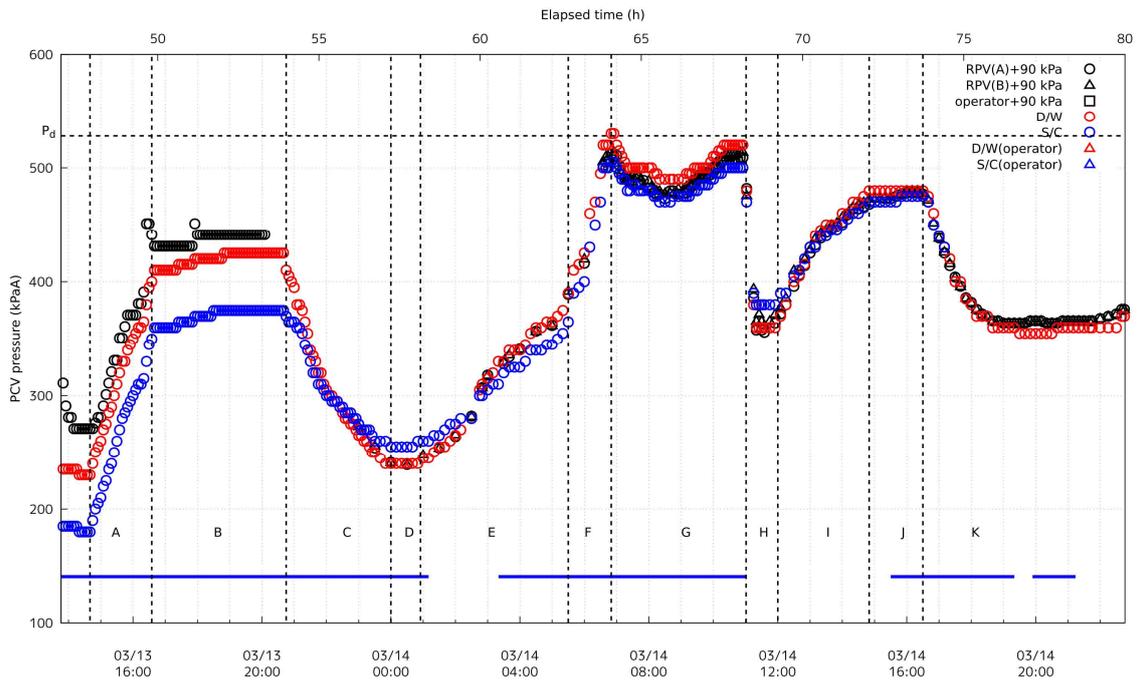


図 1 2 回目のベント実施後の PCV 圧力及び注水履歴

青の横線：注水履歴

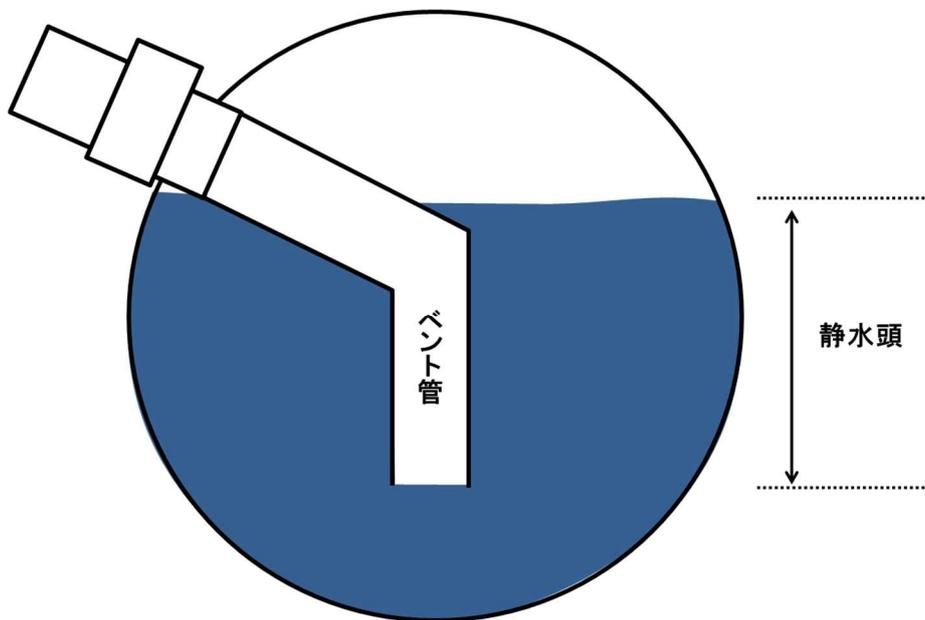


図 2 ベント管と S/C の模式図

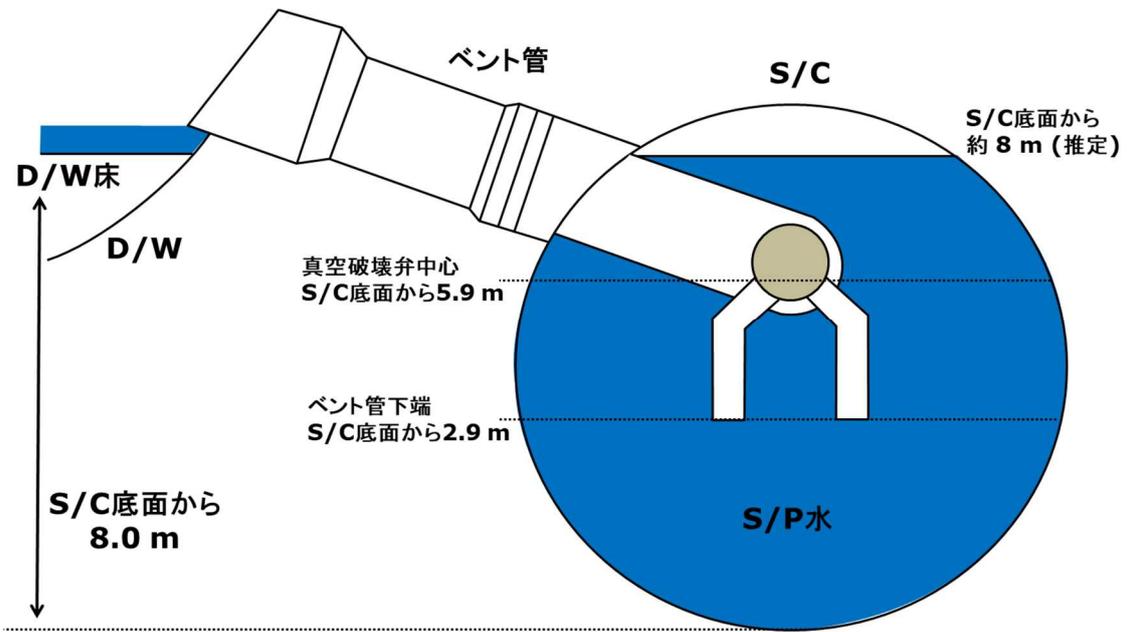


図 3 区間 A 及び B での PCV 内水位

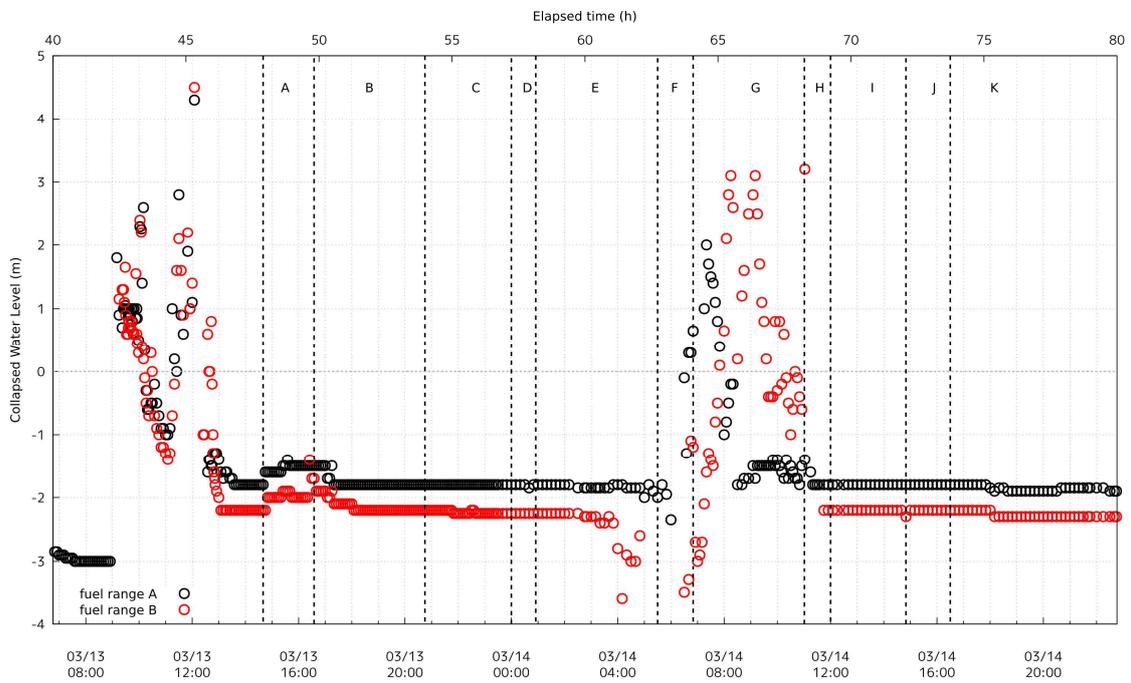


図 4 ベント実施後の原子炉水位

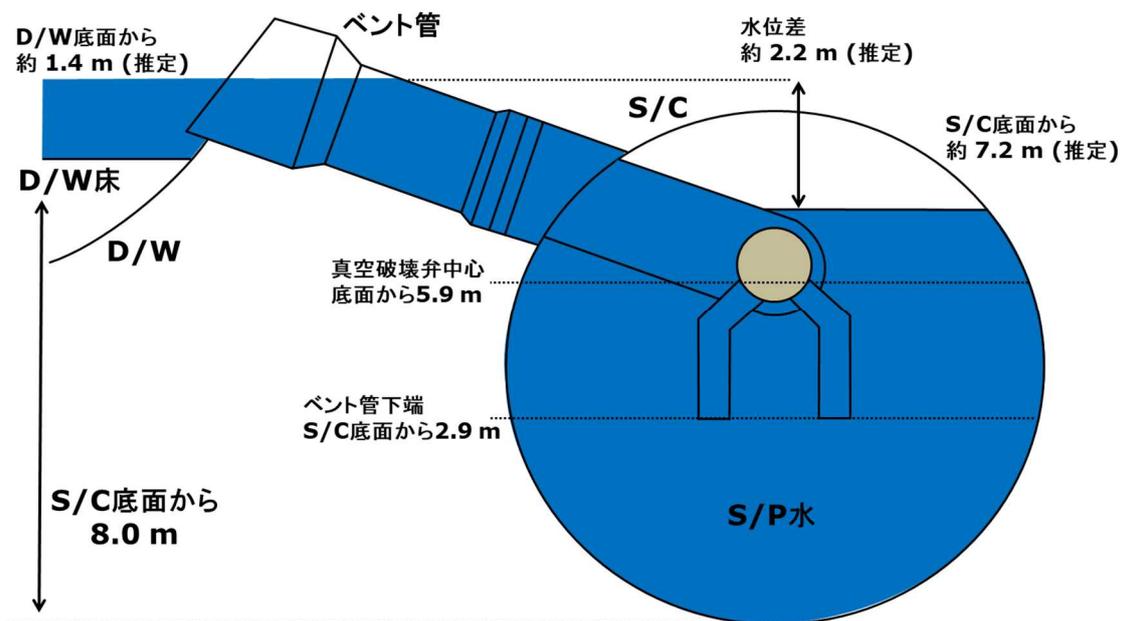


図 5 区間 D での PCV 内水位

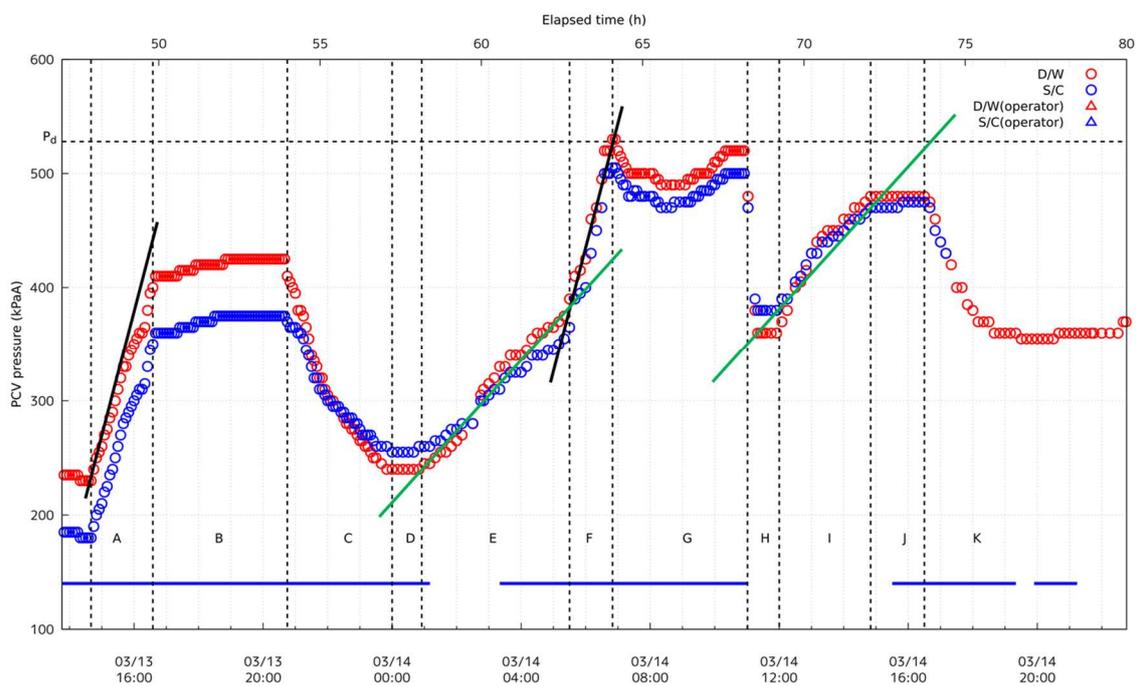


図 6 2 回目のベント実施後の PCV 圧力及び注水履歴

青の横線：注水履歴。黒と緑の直線は圧力の上昇率を確認するための補助線（同色の直線は平行）。

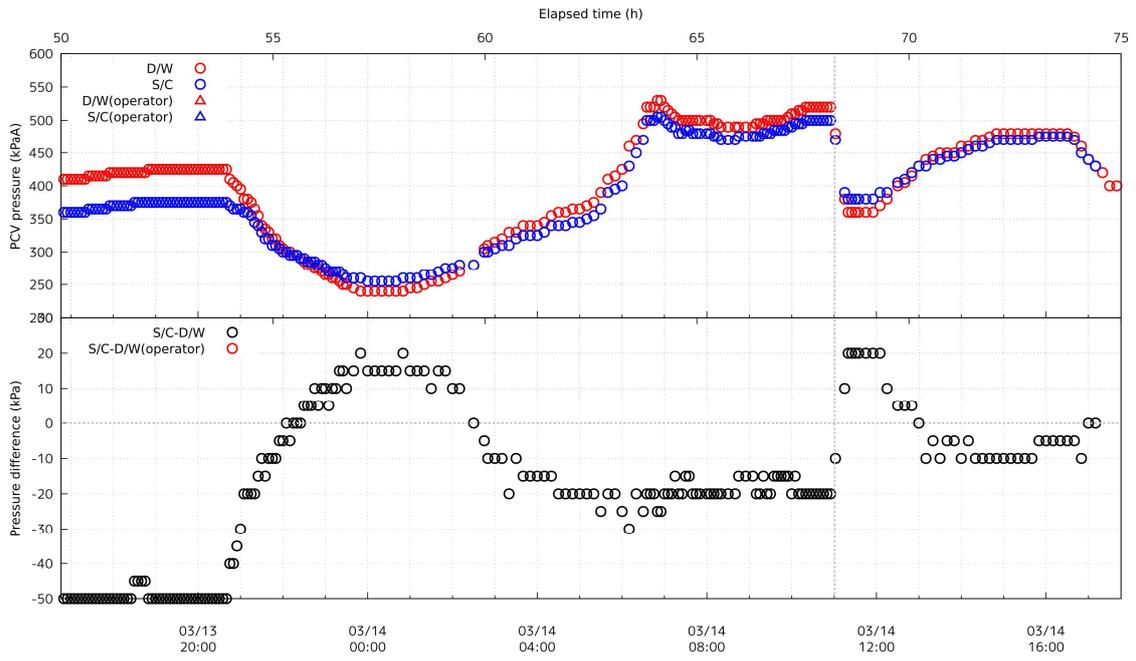


図 7 PCV 圧力 (上) と S/C と D/W の圧力差 (下)

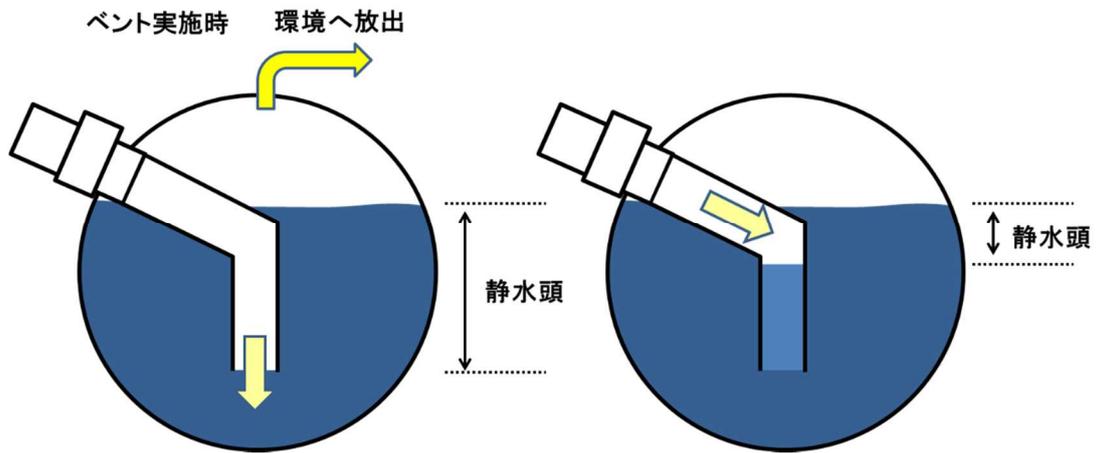


図 8 PCV で生じる水面の高低差

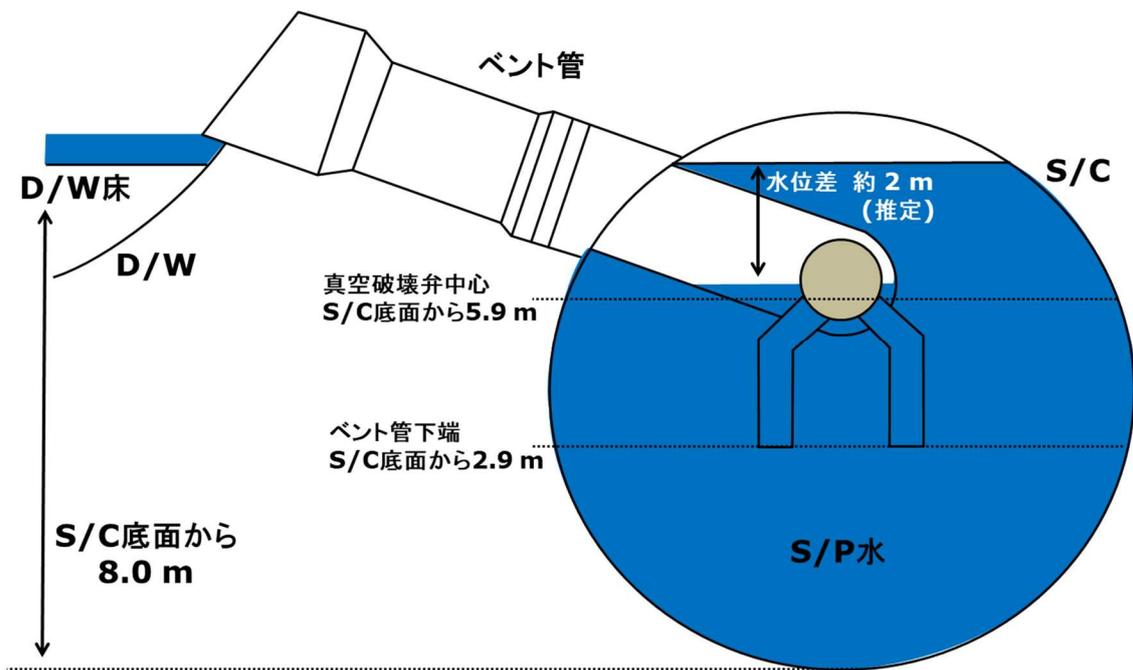


図 9 区間 F 及び G での PCV 内水位

2011年3月14日
午前11時04分
衛星:WorldView-2



図 10 福島第一原子力発電所 1号機～4号機の衛星写真

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [2] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [4] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [5] Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, "U.S. Efforts in Support of Examinations at Fukushima Daiichi - /2019 Evaluations," Aug 27, 2019.
- [6] I. Sato, "An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 56, no. 5, pp. 394-411, 2019.
- [7] M. Pellegrini and M. Naitoh, "Three weeks analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON code: Contribution to the BSAF-2 project," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 366, p. 110747, 2020.
- [8] R. Gauntt, D. Kalinich, J. Cardoni, J. Phillips, A. Goldmann, S. Pickering, M. Francis, K. Robb, L. Ott, D. Wang, C. Smith, S. St.Germain, D. Schwieder and C. Phelan, "Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012)," Jul, 2012.
- [9] 原子力災害対策本部, “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第2報),” 2011年9月.
- [10] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt and K. C. Wagner, "MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project," Aug, 2014.

(別添 18-1)

ドライウエルとサブプレッションチェンバの圧力差の変動によるドライウエル床面の水位形成の可能性

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 圧力計の測定誤差

3号機で測定されたプラントデータは、東京電力が追加・訂正したデータ [1] [2] を用いた。原子炉圧力計は、原子炉格納容器内にある基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が低くなることが知られており、3号機の原子炉圧力計は図 1 に示すように基準水の全喪失により最大 90 kPa の誤差が生じうる [3]。原子炉圧力計の測定原理等は既往の報告書 [3]等で詳述されている。

図 2 にベント実施後の原子炉圧力、ドライウエル(D/W)圧力及びサブプレッションチェンバ(S/C)圧力をそれぞれ示す。原子炉圧力バウンダリの状態によらず、原子炉圧力容器(RPV)圧力が D/W 圧力よりも低くなることは無いが、ベント実施後の RPV 圧力は D/W 圧力よりも低く計測されている。これは自動減圧系(ADS)の起動によって RPV が急速に減圧される過程で原子炉圧力計の基準水が蒸発し、実際の原子炉圧力よりも低い値が計測されたものと考えられる。原子炉圧力計の基準水がいつ頃から、どの程度減少したかは不明であるが、図 3 に原子炉圧力計の基準水が完全に喪失した場合を仮定し、原子炉圧力の測定値に 90 kPa を加えた値をプロットした。3月13日14時前後には原子炉圧力容器の下部ヘッドは損傷し、RPV と D/W は連通した状態にあったと考えられる(添付18参照)。一方、図 3 においても3月14日0時頃からは、実測値に 90 kPa を加えた原子炉圧力は、D/W 圧力とほぼ一致しており、想定されるプラント状態と整合している。図 3 において、3月14日の D/W 圧力は大きく変動しているが、補正した RPV 圧力は D/W 圧力とほぼ同一であり、定性的な傾向分析に加え、定量的にも参照可能なデータであることが分かる。ただし、基準水が完全に蒸発した時間は不明であるため、ベント実施直後は実測値に 90 kPa を加える補正は過大である可能性がある。

図 4 には原子炉圧力の実測値と先行研究の補正例 [4]を示す。補正された原子炉圧力(緑色でプロット)は、基準水が完全に喪失した場合の値よりも高い。したがって、この圧力補正は基準水の喪失以外の何らかの影響が取り込まれていると考えられる。しかし、政府事故調報告書では、「電源を必要とせず直接読み取り可能な原子炉圧力計や D/W 圧力計その他の計装機器については、電気系統のトラブルによって誤計測、誤表示が生じるおそれはなく、電気系統が用いられていないので、比較的、放射線の影響も受けにくい。」[3]とされており、上記の原子炉圧力補正は過大であると考えられるため、本検討では採用していない。

福島第二原子力発電所 1 号機では、S/C の水位が圧力計の接続部よりも高い位置まで上昇したことにより、実際の圧力よりも静水頭圧分高い値が計測されていた（別添 5 - 2 参照）。このように S/C の水位が通常水位より著しく高い場合には、通常の S/C 圧力計を用いれば、計測に影響を及ぼす可能性がある。ただし、3 号機では、3 月 23 日まではアクシデントマネジメント盤を用いて D/W 圧力と S/C 圧力が測定されている [5]。アクシデントマネジメント用の S/C 圧力計は図 5 に示すように S/C 頂部に接続されており、S/C の水位上昇の影響を受けないと考えられる。

先行研究では、原子炉圧力計の場合と同様に S/C 圧力計の基準水の喪失を考慮した圧力補正例がある [4]。図 6 に示すように S/C 圧力の補正を行うと、ベント期間中の D/W 圧力と S/C 圧力がほぼ等しくなる。通常、S/C ベント時にはベント管のダウンコマ部の内外に水位差が生じ、D/W 圧力と S/C 圧力にはその水位差の静水頭圧に相当する圧力差が発生する。図 6 に示されるように、S/C ベント時に D/W 圧力と S/C 圧力が均衡するには、真空破壊弁での大規模なバイパスの発生等何らかの異常を考慮する必要がある。別添 1 で示したように、3 号機のベント配管の汚染度は 1 号機と比較して低く、ベント時において S/C 圧力と D/W 圧力を均衡させる規模のバイパスが生じたとは考え難い。

また、東京電力は原子炉水位計の基準水が喪失された時期について、「格納容器雰囲気温度の上昇により水位計配管内の水温が上昇し、これが減圧により低下した飽和温度を超えたタイミングで基準面器側配管内の水の蒸発が開始している。」 [5] と分析している。S/C 圧力計の基準水についても同様に、S/C 圧力計の基準面器がある原子炉建屋の温度が飽和温度を超えれば基準水が蒸発すると考えられる。2 回目のベント実施後の 3 月 13 日 14 時 30 分頃に S/C 圧力は 180 kPa (abs) [1] まで低下しているが、この場合の飽和温度は 120°C 弱である [6]。3 号機では、事故当時（2011 年 3 月 23 日まで）用いられた [5] アクシデントマネジメント用の S/C 圧力計の基準面器は原子炉建屋地下 1 階の南東三角コーナ（トーラス室の外側）に設置されており、基準面器の温度が基準水を沸騰させるほどの温度に上昇したとは考え難い。

上記のように、S/C 圧力については補正せずに実測値を用いることが合理的であると考えられることから、本検討では実測値を補正せずに用いた。

2. ドライウェル床面の水位形成の可能性

(1) ベント実施前の D/W 床面の水位

D/W 下部と S/C は 8 本のベント管によって接続されているが、図 7 に示すように D/W 床面とベント管入り口下端までには段差がある。この段差は事故時操作手順書には 40 cm と記載されている [7]。したがって、ベント管入り口部の段差は堰のように働き、D/W 床面には一定量の冷却水が保持される構造となっている。なお、同型の 2 号機では、図 8 に示すように、平成 24 年 3 月 26 日時点で D/W 床面に約 60 cm の水面が形成されていることが確認されている [8]。S/C については、図 9 に示すように平成 25 年 5 月

14日時点で、窒素封入口付近に水位があることが確認されており [8]、D/W からあふれた水が S/C へ流下していると考えられる。

3号機では、別添 16 で示したように 3月 13日 5時頃には原子炉圧力バウンダリからの漏えいが発生していた可能性があり、また、3月 13日 7時 39分から同日 9時前後までろ過水タンクを水源として D/W スプレーが実施されている [5]。事故時の運転実績として、3号機のディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力は 0.35 MPa～0.61 MPa の記録が残されている [9]。D/W スプレー実施期間の D/W 圧力は 0.46 MPa(abs)～0.47 MPa(abs) であり、ディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力が D/W 圧力をやや上回る程度であった。S/C スプレーによる S/C 圧力低下及び S/C 水位の上昇が確認されていることから、S/C スプレーによる注水は可能であった。ただし、D/W スプレーヘッドは S/C スプレーヘッドよりも 8 m 以上高い位置にあり、どの程度の流量を確保できたかは不明である。D/W スプレーの流量に不確かさがあるが、東京電力の解析における D/W スプレー流量の評価値 (50 m³/h) [5]を参考にすると、実施期間が明確ではないものの (D/W スプレーの停止時期は 3月 13日 8時 40分から同日 9時 10分とされている [11]) D/W スプレーは約 1時間以上実施されたことから、少なくとも 50 m³程度は注水されたと考えられる。D/W スプレー以前に原子炉圧力バウンダリからの漏えいによって蓄積された水量は不明だが、D/W の床面積は約 150 m² (ペDESTAL 壁等の存在は考慮していない) であることから、上記をふまえ、原子炉圧力バウンダリからの漏えい及び D/W スプレーによって、D/W 床面には最大でベント管入り口下端までの高さ約 40 cm の水面が形成されていた可能性がある。これは、先行研究 [12]の評価ともほぼ一致する。

(2) S/C の水位

3号機の S/C 水位は、S/C スプレー実施中の 3月 12日 20時までしか測定されていないが、その時点で水位は底面から 5.7 m であり [5]、その後の RPV から SRV 経由での水蒸気の移動やスプレー及び消防ポンプによる注水によって更に水位は上昇したと考えられる。

2回目のベントにより PCV 圧力がほぼ下げ止まった 3月 13日 14時頃の D/W 圧力と S/C 圧力の差は約 50 kPa であるが、これはベント管のダウンコマ下端 (S/C 底面から約 2.9 m 上方) から S/C の水面までの水頭圧に相当するので、S/C の水位は S/C 底面から 8 m 程度であったと推定される (異なる手法による S/C 水位の推定については 3. を参照)。

図 10 に示すように、3月 13日 21時頃から D/W 圧力と S/C 圧力が低下し始めるが、D/W 圧力の低下速度が S/C 圧力の低下速度よりも早く、この時点では D/W 側に漏えいが発生していると考えられる。D/W 側の圧力が低下することで、サプレッションプール (S/P) 水はベント管内を押し上げられ、D/W 側へ逆流する。既往の報告においても、想定される S/C の水位がここでの推定よりも低いが、D/W 圧力低下に伴い D/W 床面まで逆流

するとしている [4]。後述の解析結果からは、PCV の圧力低下が一旦終了した 3 月 14 日 0 時頃には、D/W 床面から 1 m 程度の水位が形成されたと考えられる。

これにより、3 月 14 日 1 時 10 分から 3 時 20 分まで消防ポンプによる注水が停止されているにもかかわらず、熔融炉心が D/W 床面の冷却水と接触することで水蒸気が発生し、PCV 圧力が上昇したと考えられる。

3. 解析による S/C 水位の推定

(1) 解析方法

上述のように D/W と S/C の圧力の変動により水位が変動したと考えられるが、PCV 内に存在する水の移動によって水位差が生じるか、体積、マスバランス等の観点から確認するため、単純な体系での解析を実施した。まず、2 回目のベントで PCV の圧力低下がほぼ一定になった期間について、D/W 及び S/C の圧力を解析し、S/C の水位を推定した。図 11 に解析に用いたノード図を示す。D/W の空間体積を 4240 m^3 、S/C の空間体積（プール水を含む）を 6140 m^3 とした [5]。D/W と S/C はベント管のダウンカメラ下端で接続している。S/C からは耐圧強化ベントラインで環境へ気体を放出し、操作実績 [11] に基づき、ベント弁の開度を 15% に設定した。S/C はトーラス形状であるが、円筒形で模擬し、図 12 の右側に示すように高さ方向は矩形で区切った（解析では高さ方向に約 70 区画に分けた）。解析には米国 NRC が開発した MELCOR コード（バージョン 2.1） [13] を用いた。なお、同コードで設定できるパラメータは参考文献 [14] に準じて設定した。

【解析で用いた仮定】

3 号機の 2 回目のベントでは、3 月 13 日 13 時 30 分頃から同日 14 時 30 分頃の間、PCV 圧力はほぼ下げ止まった状態で圧力が維持されている。この時、S/C の圧力は 200 kPa (abs) 弱と大気圧よりも高い状態にあり、S/P は飽和状態にあったと仮定した。S/C の水位はパラメータとして変動させ、温度は飽和温度とした。D/W には原子炉圧力バウンダリからの漏えいを仮定し、水蒸気の生成項を設けた。2 回目のベントを実施している期間では、D/W から原子炉建屋への漏えいは PCV の圧力挙動に影響を及ぼす規模ではなかったと考えられることから、D/W から原子炉建屋への漏えいは考慮していない（図中のバルブは閉止している。）。

(2) 解析結果

【2 回目のベント実施時の S/C の水位】

S/C ベント実施時には S/C 側から気体を放出するため、D/W よりも S/C が圧力が低くなり、図 13 に示すように D/W と S/C を接続するベント管内のプール水は S/C 側に押し出され、D/W 圧力と S/C 圧力には、ベント管下端から水面までの静水頭圧に相当する圧力差が生じる。2 回目のベント終了時には、D/W 圧力が S/C 圧力よりも 50 kPa 高いこと

から、S/Cの水面はベント管下端より約5 m上方に位置していたと考えられる。2回目のベント終了時にS/Cにどの程度の水位があったかを確認するため、S/Cの水位をパラメータとしてD/WとS/Cの圧力差を解析した結果を図14に示す。図中の丸印は実測されたD/W圧力及びS/C圧力を示す。点線はS/C圧力、実線はD/W圧力の解析結果をそれぞれ示し、凡例に示す数値は解析で仮定したS/Cの水位である。S/C底面より8 m程度の水位を仮定した場合に、解析によるD/WとS/Cの圧力差が実測値とよく一致している。

図15に示すように、S/Cの水位は3月12日20時に測定され、S/C底面から5.7 mであったことが確認されているが、その後2回目のベントが実施されるまでの期間において水位測定は実施されていない。ただし、上記の水位測定後もS/Cスプレイが継続され、D/Wスプレイ及び消防ポンプによる注水が実施されており、ベント又はPCVからの漏えいを除けば、水蒸気はS/Cで凝縮されるため、S/Cの水位は更に上昇していたと考えられる。S/Cはトラス形状であることから、図16（点線は赤道面の高さ）に示すように高さにより断面積が変化するため、水位が赤道面（S/Cの底から4.45 m）近傍にある場合は注水量の変動に対して水位が緩やかに変動する。しかし、上記のように水位が赤道面を大きく超えた場合、単位高さ当たりの体積が減少するため、注水量の変動に対して水位の変動が敏感になる。最後に水位が測定された時点で、水位は赤道面を超えており、注水量によって水位が上昇しやすい状況において注水が継続されており、2回目のベント終了時にS/Cの水位が底面から8 m程度であったとの評価は、実態と整合していると考えられる。

【S/CからD/Wへの水の逆流】

上記の結果から、2回目のベント終了時にS/Cには底面から約8 mの水位があったと仮定し、3月13日21時頃からのPCV圧力低下時において、PCV内の水位がどのように変動するかを解析した。この圧力低下時には、D/W側に漏えいがあったと仮定し、図11に示すD/Wの下側の漏えい経路を用いた。漏えい面積は不明のため感度解析を実施し、圧力の低下速度が実測値と概ね一致する値を用いた。図17に解析結果を示す。横軸はD/WとS/Cの圧力差($P_{D/W}-P_{S/C}$)を、縦軸にはS/C底面を基準とし水位の高さを示している。図中の赤線はD/Wの水位を、青線はS/Cの水位を、黒の点線はD/W床面の高さをそれぞれ示している。PCVが減圧される過程でD/W圧力がS/C圧力よりも高い状態から、D/W圧力がS/C圧力よりも低い状態となるため、S/Cの水位が低下し、反対にD/W側の水位は上昇する（図の右側から左に向かって水位が変動する。）。3月14日0時頃には、S/C圧力がD/W圧力よりも20 kPa程度高い状態にあり、解析結果からはD/Wに床面から1 m程度の水位が形成された可能性がある。なお、解析結果に変曲点が見られるのは、図12に示すように高さ方向で区画を区切っているため、水位によって断面積が変化することによる。

4. PCV の圧力上昇をもたらす水蒸気量等の推定

3月13日14時30分頃及び3月14日1時頃からPCV圧力が上昇するが、これはRPV又はD/Wで発生した水蒸気及び非凝縮性ガスによると考えられる。ここでは、3月13日14時30分頃及び3月14日1時頃からの水蒸気発生に寄与した炉心の割合を分析するため、PCV内で発生する水蒸気及び非凝縮性ガスの量をパラメトリックに変化させて解析を実施した。PCV圧力の実測値と解析結果を比較し、ガス発生量の妥当性を判定した。用いた解析モデル及びコードは上述の2.と同様である。

3月13日14時30分頃の時点ではPCVには大きな漏えいは発生していないと仮定し、PCVからの漏えいは考慮していない。一方、3月14日1時頃には既にPCVの圧力を低下させる漏えいがD/Wに生じている（別添18参照）と考えられるため、D/Wの漏えいを仮定した。予備的に感度解析を実施し、3月13日21時頃から同日24時頃の減圧挙動を概ね再現する漏えい面積を求めた。D/Wの気相部に15 cm²の漏えい口を仮定すると、図19に示すようにPCVの減圧速度は実測値と概ね一致することが確認できた。

3月13日14時30分頃から同日16時30分頃にかけてPCV圧力は150 kPa程度上昇している。この間にD/Wで発生（又はRPVからD/Wへ移行）する水蒸気量及び非凝縮性ガスの量を変化させ、PCVの圧力上昇を確認した。水蒸気の発生量を0.1 kg/sから4 kg/sまで、非凝縮性ガスの発生量を1 g/sから30 g/sの範囲で変化させた。解析では非凝縮性ガスは水素で代表させた。図20に解析結果を示す。図の黒色の領域では、ガスの発生量が少ないため、PCV圧力の解析結果が実測値よりも低くなる。反対に、図の黄色の領域では、ガスの発生量が多すぎるため、PCV圧力の解析結果は実測値よりも高くなる。これらの中に挟まれた領域（赤色の点線で囲んだ部分）では、PCV圧力の解析結果は実測値と概ね一致した（実測値との差が±10 kPaの範囲を概ね一致と判断した）。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で6 ton/h程度と推定される。

また、同様に3月14日1時頃から同日5時30分頃にかけてのPCV圧力上昇を解析した結果を図21に示す。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で5 ton/h程度と推定される。D/Wに面積15 cm²の漏えいを仮定すると、少なくとも3 ton/h程度の水蒸気の発生が必要であると考えられる。

【水蒸気の発生に寄与した炉心の割合】

上記の解析から得られた水蒸気量の発生に寄与した炉心の割合を概算した。3月13日14時30分頃から14日5時30分頃の3号機の炉心の崩壊熱は9.5～8.5 MW程度である[15]。この頃、炉心は既に損傷しており、燃料からは揮発性の高い核分裂生成物(FP)が放出されていると考えられるが、ここでは炉心が持つ崩壊熱のFP放出に伴う減損は考慮していない。

3月13日14時30分頃から同日16時30分頃にかけて6 ton/h程度の水蒸気を発生

させるには、水の潜熱だけを考えると炉心の崩壊熱の約 40%が必要になる。また、3 月 14 日 1 時頃から同日 5 時 30 分頃にかけて 5 ton/h 程度の水蒸気を発生させるには、水の潜熱だけを考えると炉心の崩壊熱の約 40%が必要になる。別添 18 に示したように、この頃は D/W 床面の冷却水と熔融炉心の接触により水蒸気が発生していたと考えられることから、最大で炉心の 40%程度が D/W 床面での蒸気発生に寄与した可能性がある。

5. 原子炉格納容器への放射性物質の移行

3 号機では、3 月 13 日 9 時頃に ADS が起動している。これにより、炉心が持つ崩壊熱は主に RPV から S/C へ輸送されている。したがって、炉心が損傷し、燃料から FP が放出されると S/C へ移行し、S/C の線量が上昇する。

格納容器内雰囲気モニタ系 γ 線線量検出器 (CAMS) の測定が、3 月 14 日 4 時 10 分から復旧している。図 22 に PCV の圧力と CAMS の測定結果を並べて示す。3 月 14 日 4 時頃から同日 6 時 30 分頃まで D/W の線量率が上昇しているのに対し、S/C の線量率はほぼ横ばいである。この CAMS の測定結果は FP が主に D/W 側へ放出されていることを示している。これは、別添 18-2 で示したように、既に原子炉圧力容器下部ヘッドが損傷しているとする仮定と整合している。RPV に大規模な漏えいが発生していれば、燃料から放出された FP が RPV から D/W へ放出されるか、RPV 外へ移行した熔融炉心から直接 D/W へ FP が放出され、D/W の線量率が上昇したと考えられる。

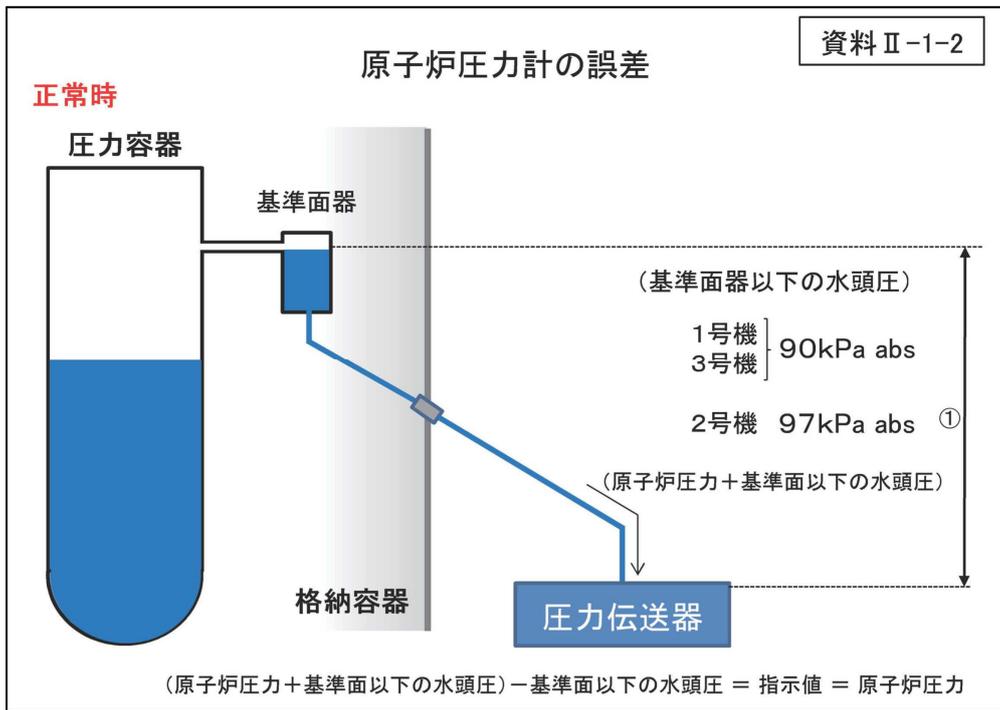


図 1 原子炉圧力計の誤差 [3]

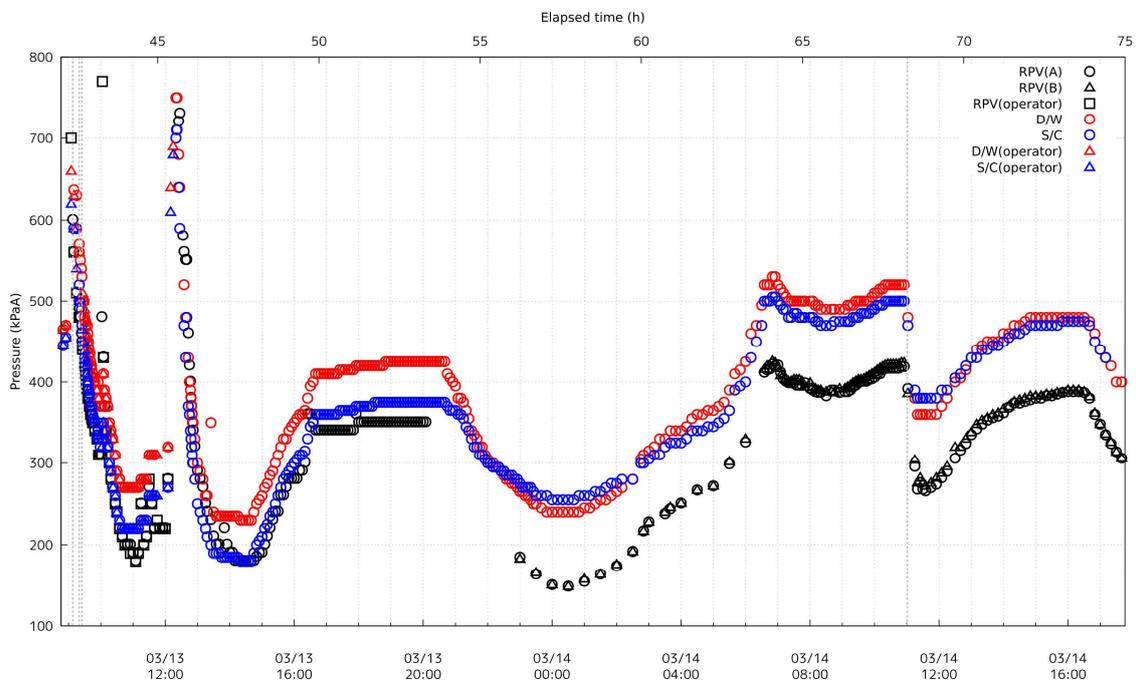


図 2 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値

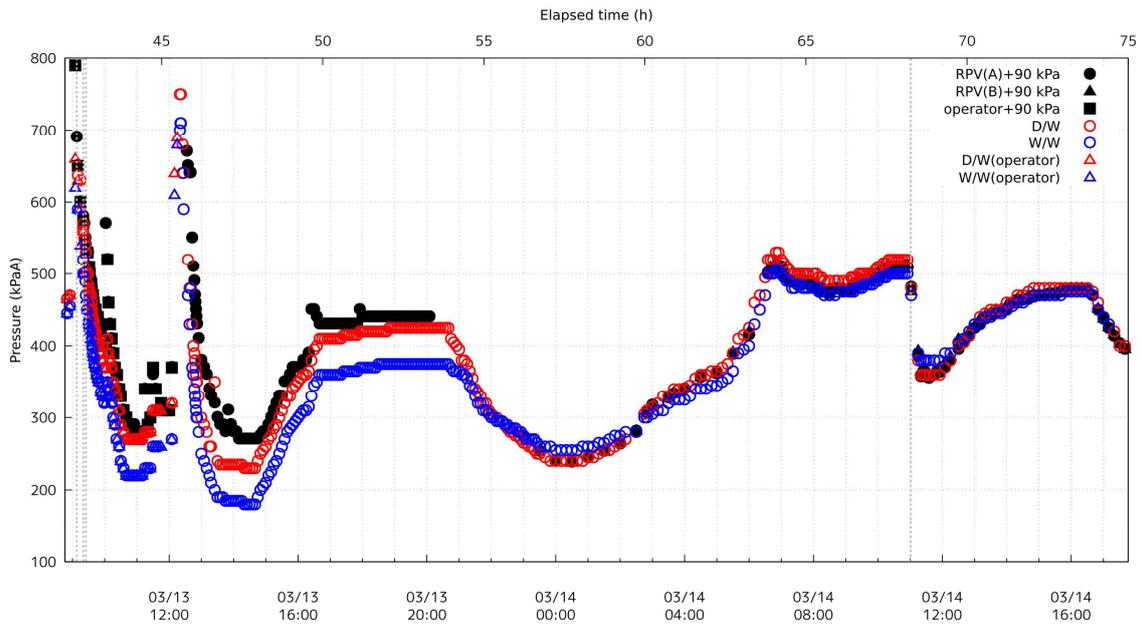


図 3 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値（原子炉圧力を補正）

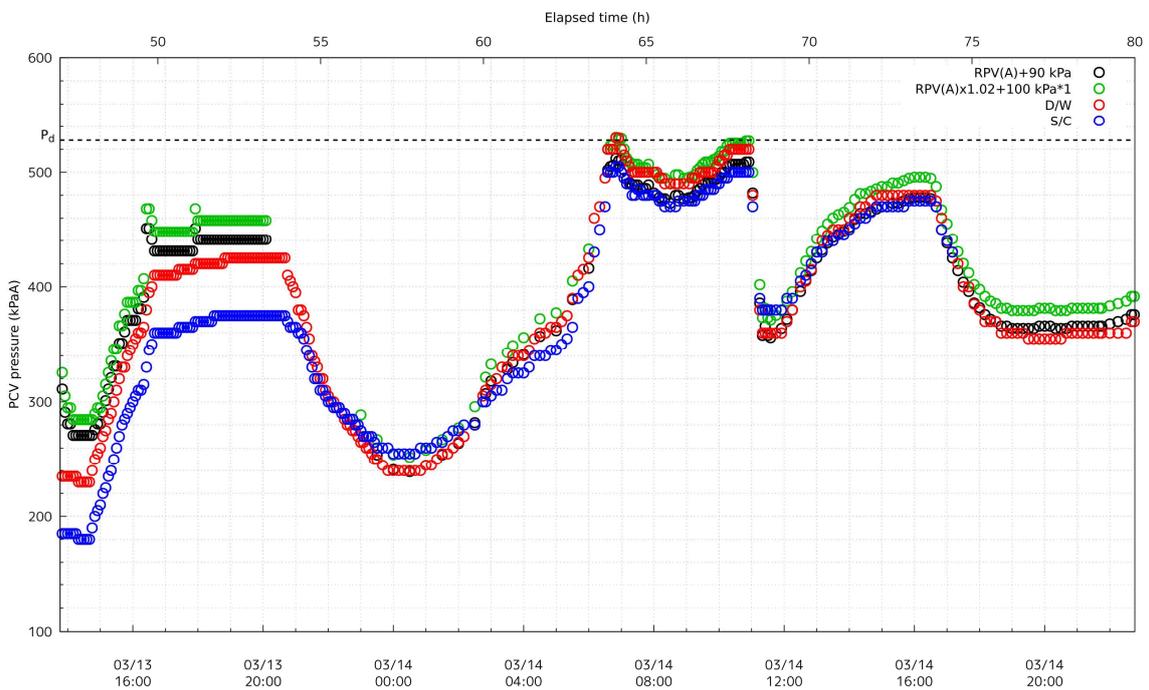


図 4 ベント実施後の原子炉圧力の測定値と補正例

* 1 参考文献で示された補正式 [4]

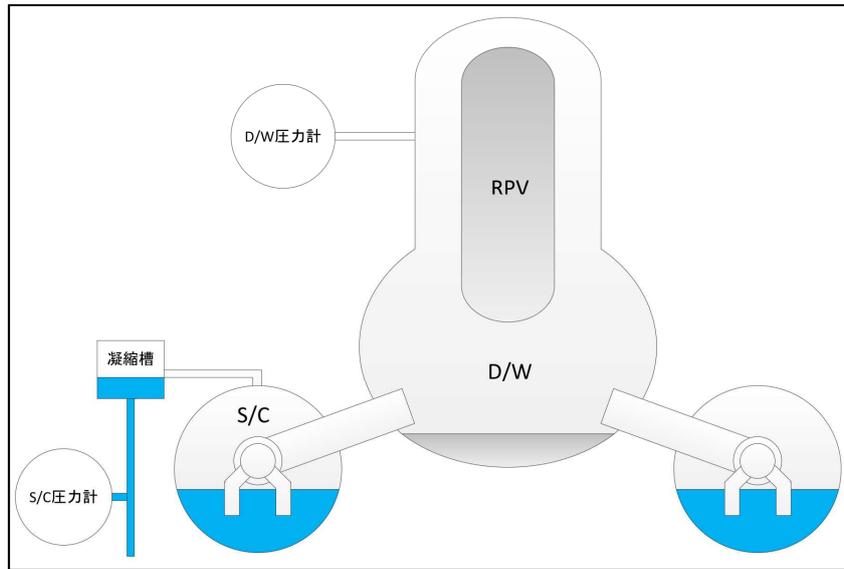


図 5 3号機の格納容器圧力の測定計器の系統図（概略） [5]

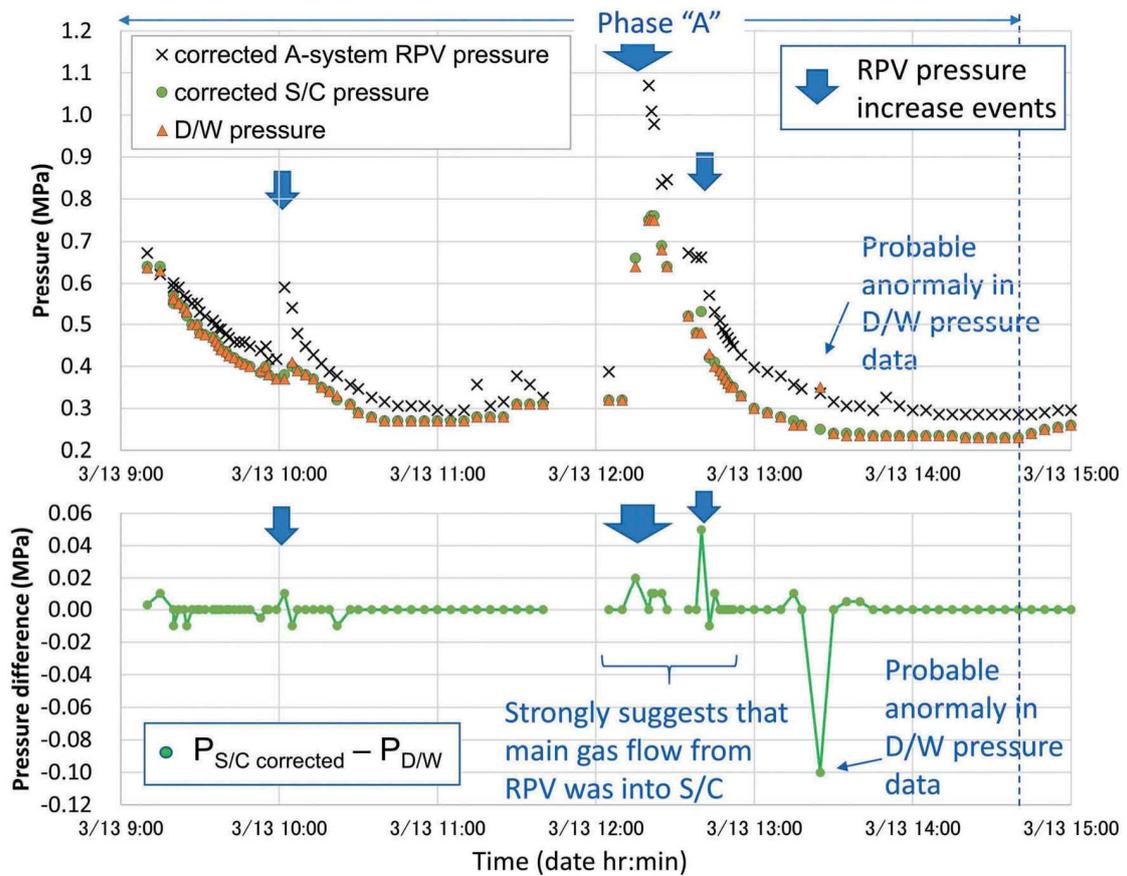


図 6 S/C 圧力の補正例 [4]

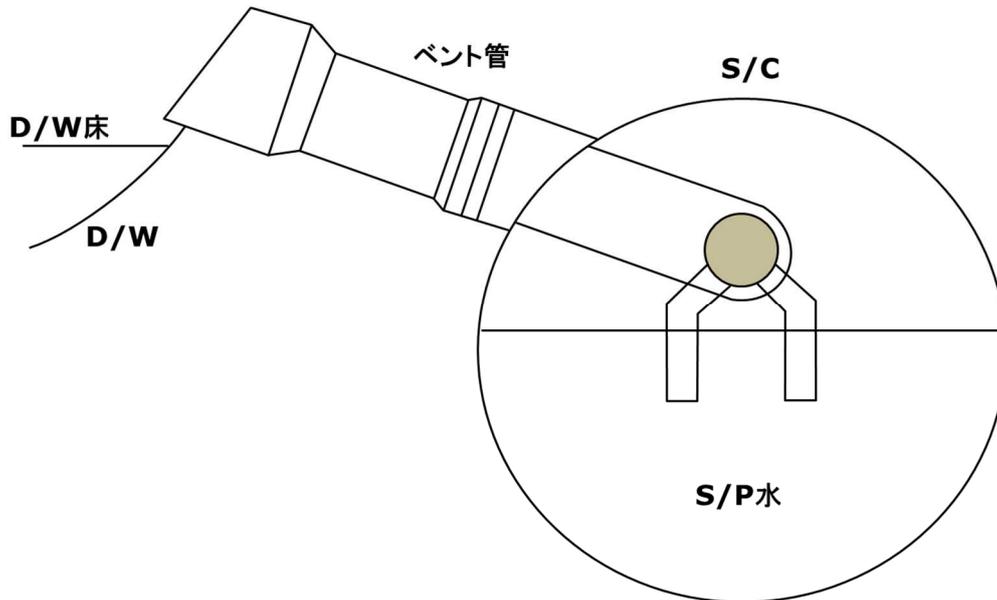


図 7 D/W と S/C の接続の模式図

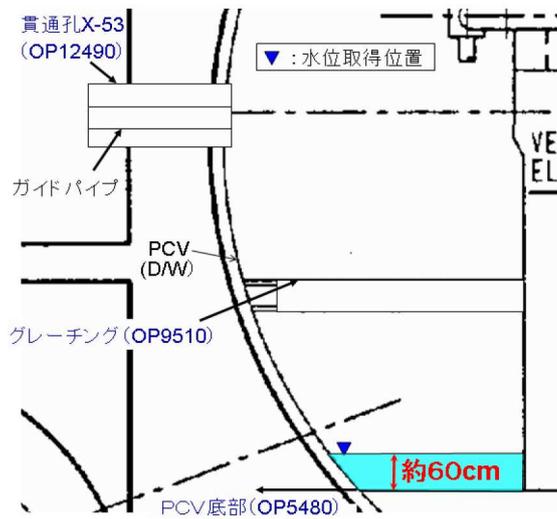


図 8 2号機格納容器内滞留水水位測定結果（平成 24 年 3 月 26 日時点） [8]

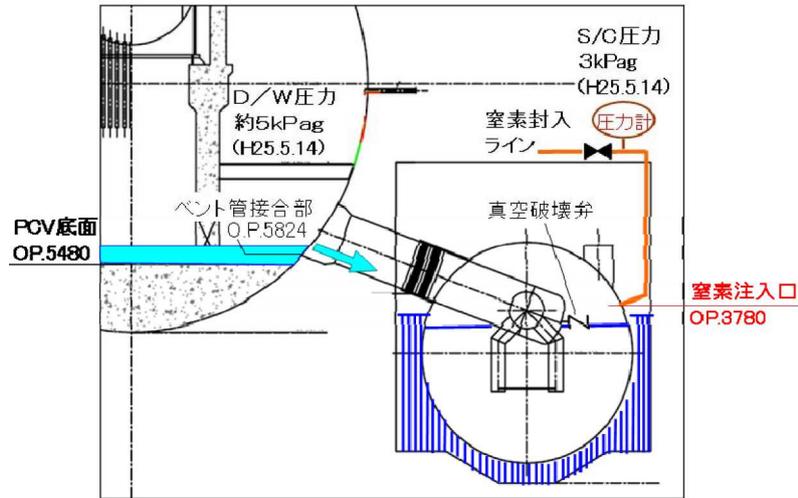


図 9 2号機 S/C 内気相部閉空間の推定状況 (平成 25 年 5 月 14 日時点) [8]

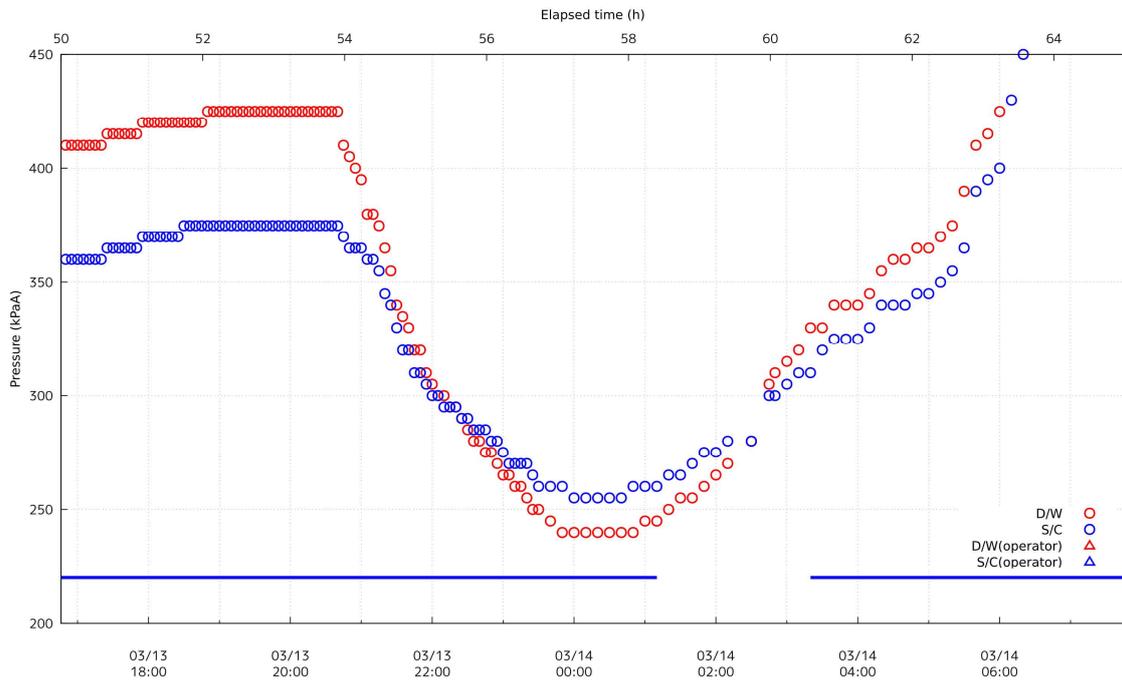


図 10 PCV 圧力及び注水履歴

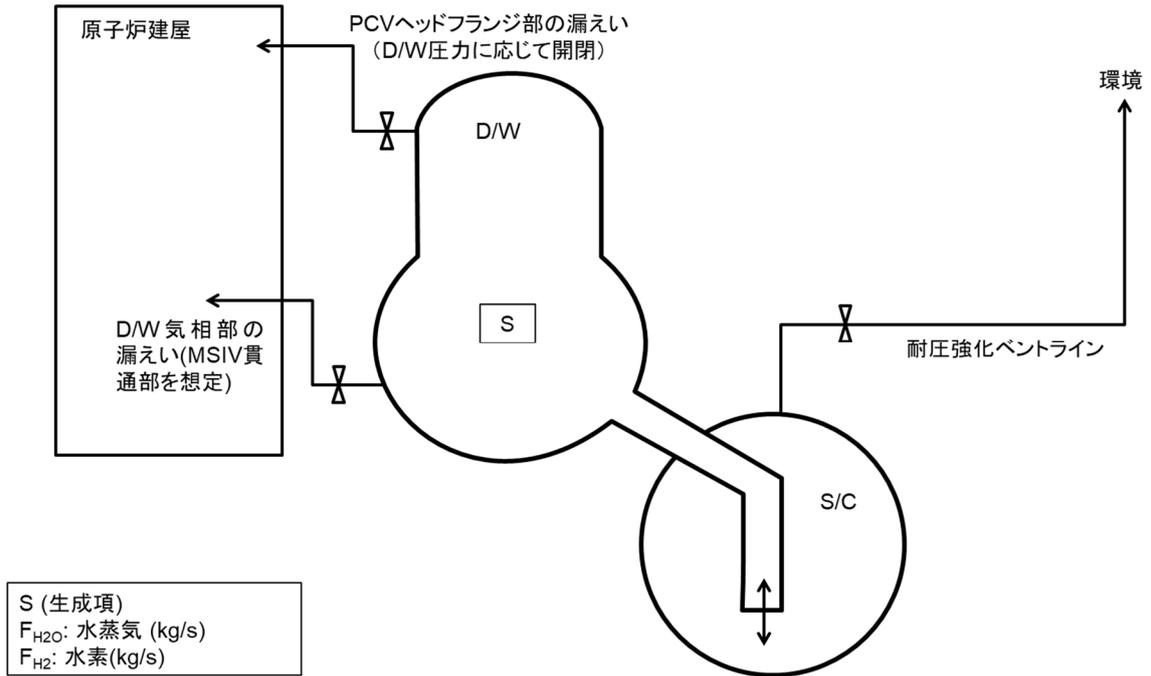


図 11 解析ノード図

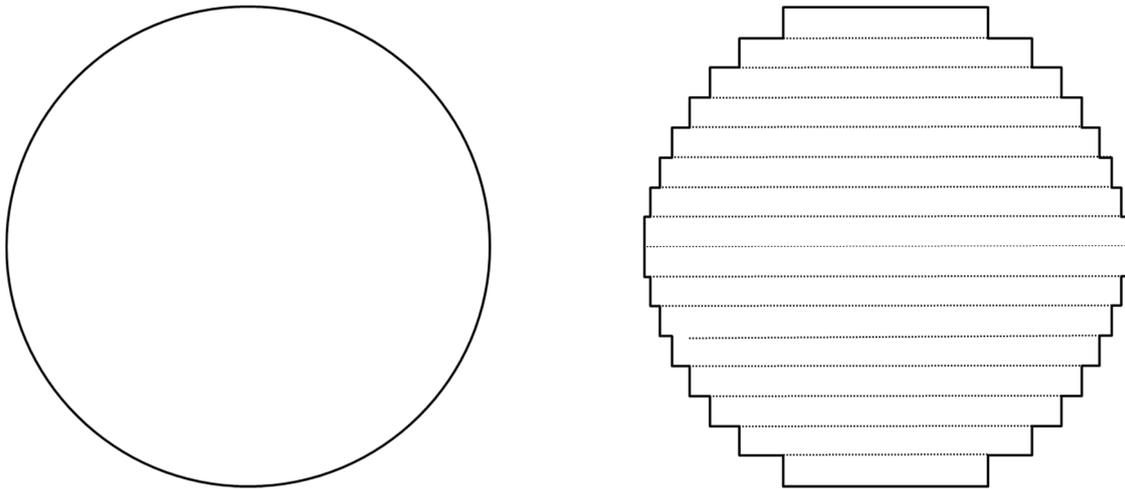


図 12 S/C の高さ方向の分画方法

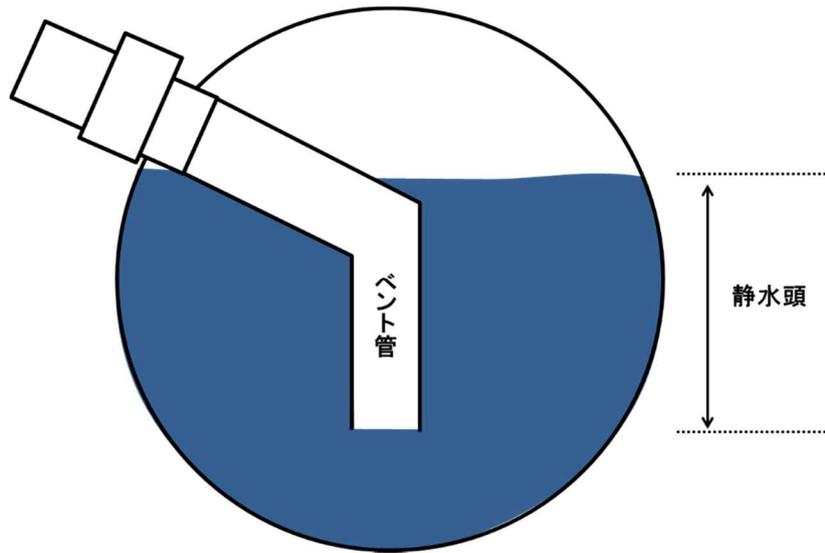


図 13 ベント時の S/C の状態

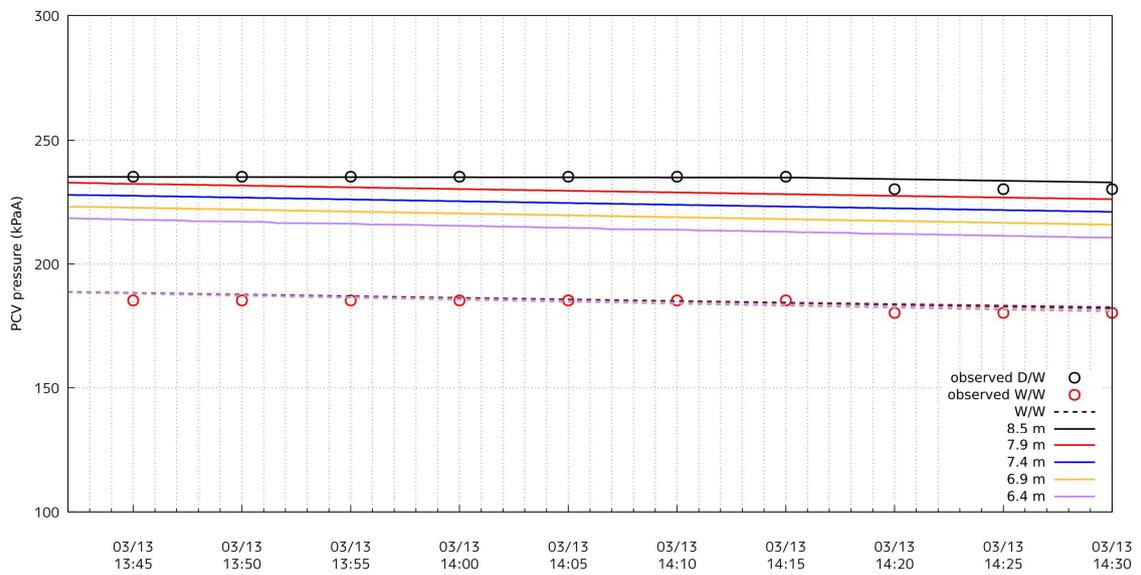


図 14 ベント実施中の PCV 圧力と S/P 水位の相関

○は実測値、実線 (D/W) 及び点線 (W/W) は解析結果。数値は解析で仮定した S/P の水位。

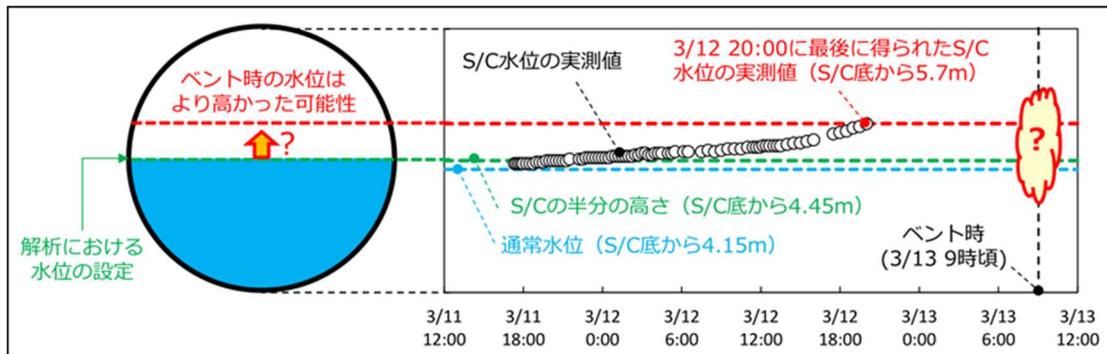


図 15 ベント時の S/C 水位について [5]

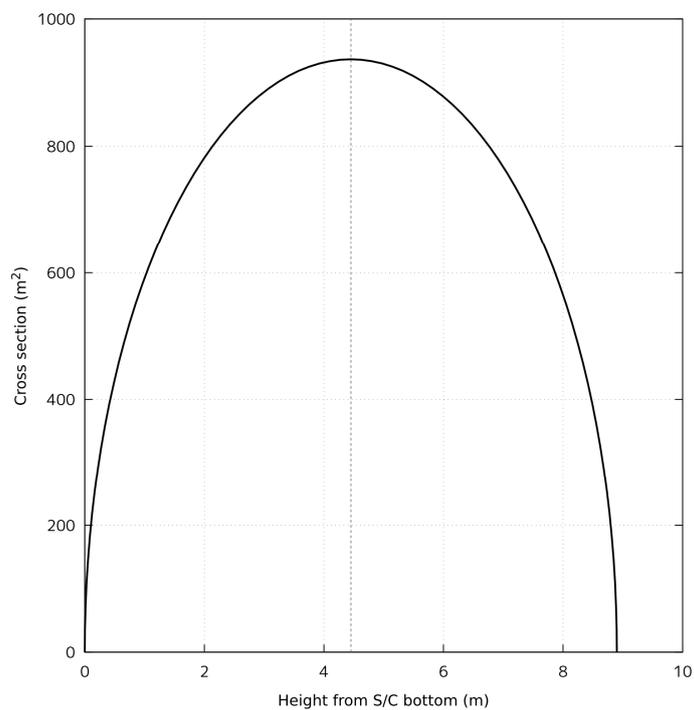


図 16 S/C の断面積 (底面からの高さとの相関)

※ベント管等が占める空間部を含む

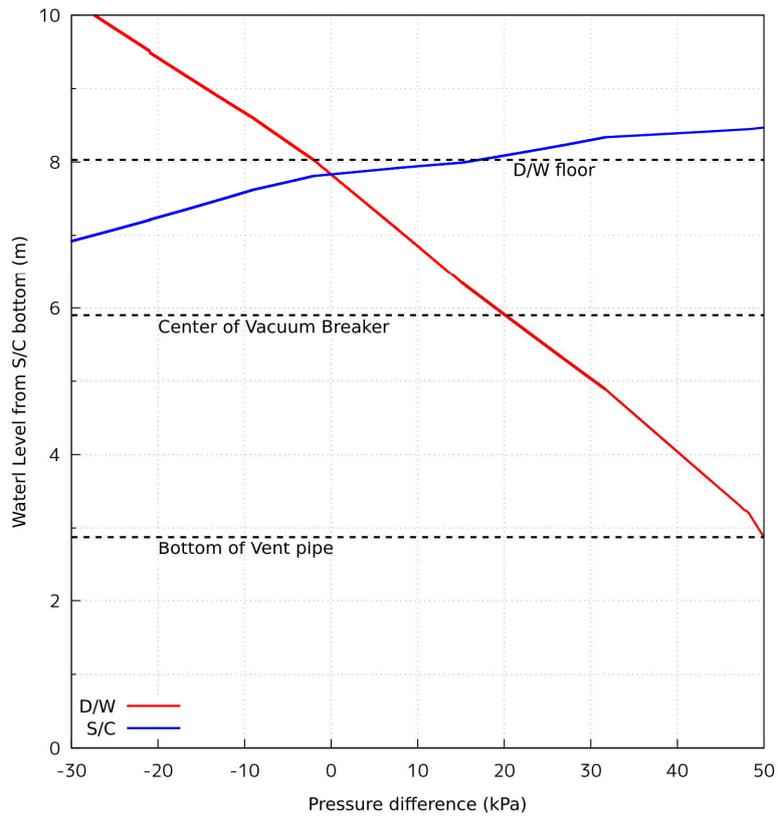


図 17 D/W と S/C の圧力差と水位の相関

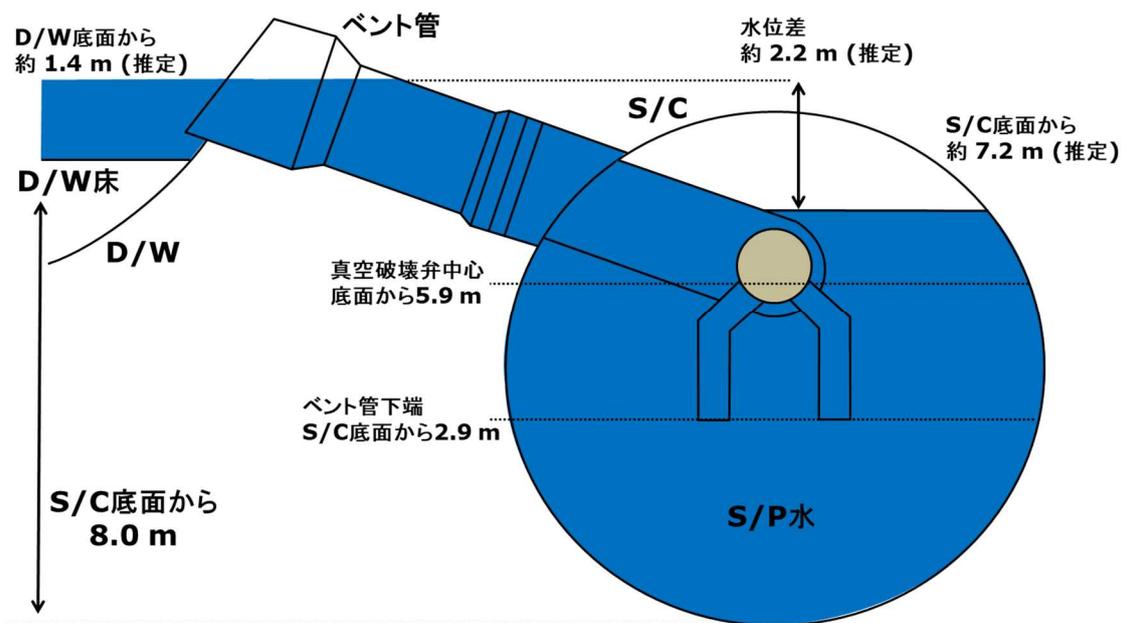


図 18 PCV 内の水位の推定 (3月14日0時頃)

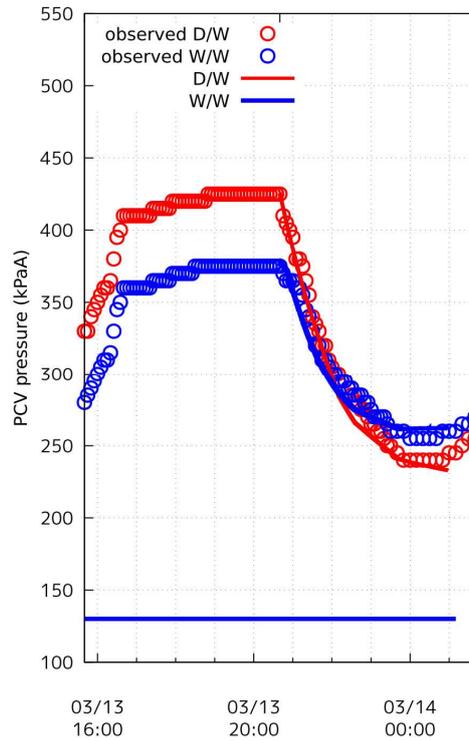


図 19 D/W からの漏えいによる PCV の減圧

○は実測値、実線は解析値。青色の横線は消防ポンプによる注水期間。D/W に 14 cm^2 の気相漏えい口を仮定。

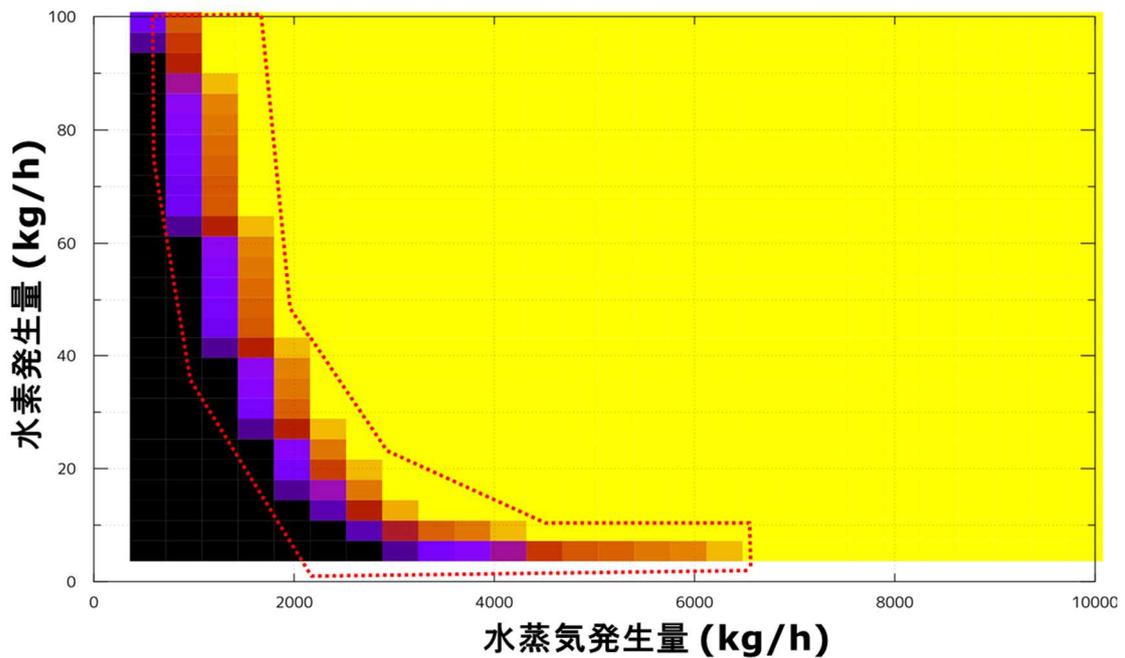


図 20 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PCV 圧力変化 (1)

赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

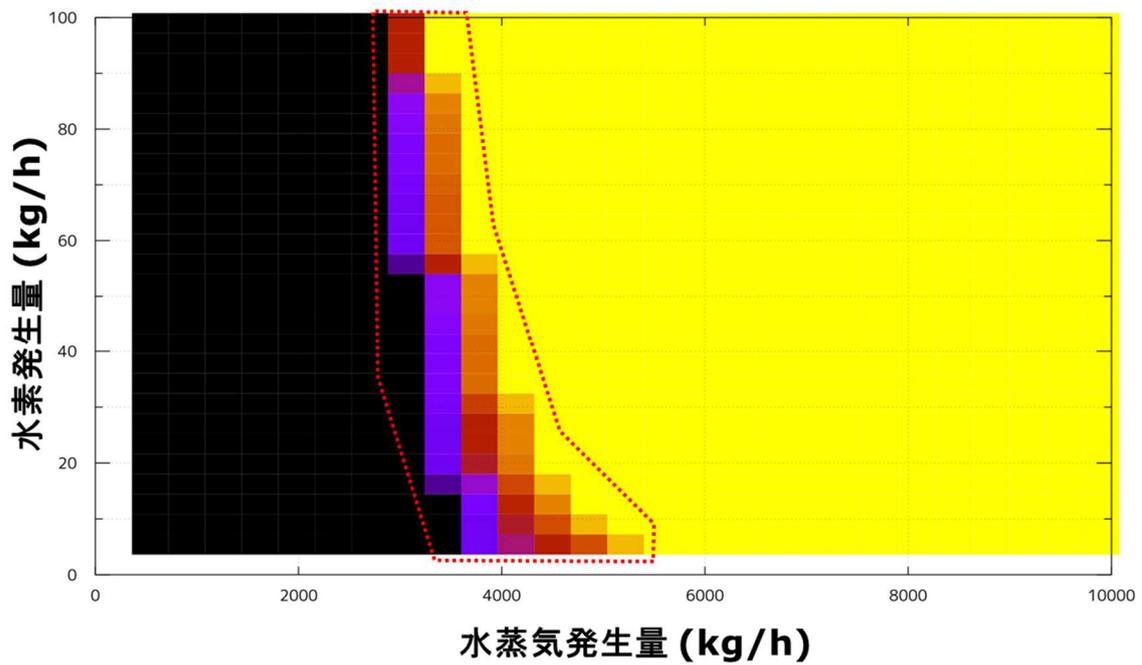


図 21 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PCV 圧力変化 (2)
赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

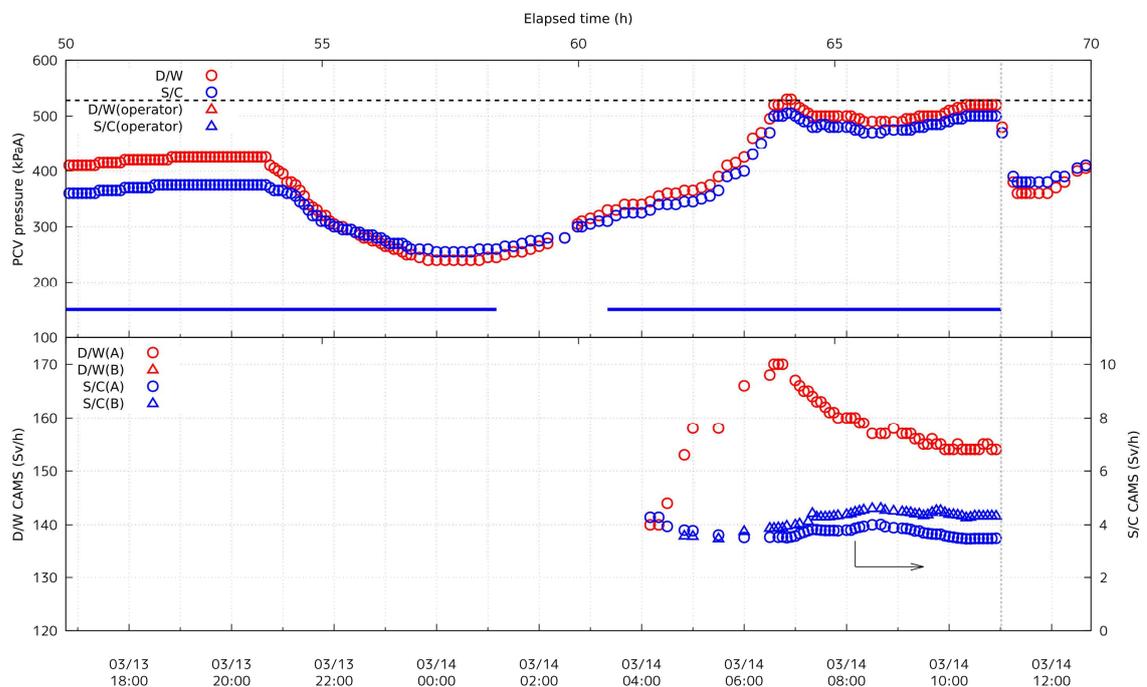


図 22 PCV 圧力及び CAMS の測定値
青横線は消防ポンプによる注水実施を示す

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, "「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について," 2013年7月17日.
- [2] 東京電力. 3号機 東北地方太平洋沖地震後の運転員採取データ (3/11 17:00 ~ 3/13 12:15) . [Online]. https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/160822_plantdata.pdf
- [3] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, "最終報告," 2012年7月23日.
- [4] Ikken Sato, "An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 56 , no. 5 , pp. 394-411, 2019.
- [5] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告," 2017年12月25日.
- [6] 日本機械学会, *日本機械学会蒸気表*, 1999. [Online].
- [7] 東京電力 第一運転管理部. (2003, July) 3号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) . [Online]. https://www.nsr.go.jp/Activity/bousai/trouble/houkoku/earthquake_manual_index.html
- [8] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第1回進捗報告," 2013年12月13日.
- [9] 東京電力. 3、4号機 当直長引継日誌.
- [10] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, "中間報告," 2011年12月26日.
- [11] 東京電力株式会社, "福島原子力事故調査報告書," 2012年6月20日.
- [12] M. Pellegrini and M. Naitoh, "Three weeks analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON code: Contribution to the BSAF-2 project," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 366 , p. 110747, 2020.
- [13] L.L. Humphries, R.K. Cole, D.L. Louie, V.G. Figueroa, and M. F. Young and H. Esmaili, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual Version 2.1.6840 2015," SAND2015-6692 R, Aug, 2015.
- [14] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt, and K. C. Wagner, "MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)

Project," NUREG/CR-7008, Aug, 2014.

- [15] 西原, 岩元, and 須山, "福島第一原子力発電所の燃料組成評価," JAEA-Data/Code 2012-018, 2012年9月.
- [16] 東京電力株式会社 第一運転管理部. (2003, July) 2号機 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) . [Online]. https://www.nsr.go.jp/Activity/bousai/trouble/houkoku/earthquake_manual_index.html
- [17] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告," 2015年12月17日.

(別添 18-2)

原子炉圧力容器とドライウェルが圧力的に接続された時期

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 原子炉圧力容器とドライウェルが圧力的に接続された時期

(1) 3月13日14時頃以前に下部ヘッドに損傷が生じた場合

図 1 に 3 月 11 日から 3 月 15 日までの、図 2 に高圧注水系 (HPCI) が停止してから最初のベントを実施する頃までの原子炉圧力容器 (RPV) 圧力及び原子炉格納容器 (PCV) 圧力をそれぞれ示す。下側の横軸は実時刻を、上側の横軸は地震発生からの経過時間をそれぞれ示す。黒色のプロットは RPV 圧力 (左の縦軸)、赤色のプロットはドライウェル (D/W) 圧力 (右の縦軸) 及び青色のプロットはサプレッションチェンバ (S/C) 圧力 (右の縦軸) をそれぞれ示す。赤色の横線は S/C スプレイを、黒色の横線は D/W スプレイを、青色の横線は外部注水を実施した期間をそれぞれ示す。3 月 13 日 2 時 42 分に HPCI が停止すると、それまで 1 MPa を下回っていた RPV 圧力は上昇し、7 MPa を超える。別添 16 で示したように、この時 SRV は安全弁として働き、RPV から S/C へ水蒸気が排出されたと考えられる。同日 5 時頃からは、PCV 圧力が上昇しているが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い状態が維持されており、原子炉圧力バウンダリから D/W への小規模の漏えいが生じていたと考えられる。

上記のようにベント実施以前に原子炉圧力バウンダリから D/W への小規模の漏えいが生じていたと考えられるが、ADS が起動された時点では RPV 圧力が 7 MPa を超えており、RPV の下部プレナムには冷却水が残存していたと考えられる。図 3 に自動減圧系 (ADS) が起動した後の RPV 圧力の測定値を示す。ADS が起動されると、炉内で発生した水蒸気等は主として S/C へ輸送され、その間に炉心の溶融も進んだとみられる。図 3 では、点線で囲んだ部分において、圧カスパイクが見られ、3 月 13 日 16 時頃までは、RPV に大小の圧カスパイクが発生している。これらの圧カスパイクは、溶融した燃料の一部が下部プレナムに落下することで水蒸気が発生したためと考えられる [4]。

ただし、3 月 13 日 14 時頃及び同日 16 時頃に見られる圧カスパイクは、それ以前の 2 MPa を超える圧カスパイクの大きさと比較すると非常に小さい。それ以前に下部ヘッドが損傷していたことにより、大きな圧カスパイクが発生できなくなっていたと考えられ、その場合、同日 13 時頃に下部ヘッドに損傷が生じたと推定される。この下部ヘッド損傷のタイミングは、既往の評価 [3] と比較するとかなり早い、その後のプラント挙動と整合する (別添 18 参照)。

(2) 3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却水が保持された場合

上記(1)とは反対に、3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却水が保持されたと仮定した場合のプラント挙動の解釈を検討した。図4には、最後のRPV圧力スパイクが観測された3月13日16時前後のPCV圧力を上側に、RPV圧力とD/W圧力を絶対圧で比較した結果($P_{RPV}-P_{D/W}$)を下側に示す。点線は圧力の勾配が変化していることを確認するための補助線である。下側の図にあるように、3月13日16時30分頃にRPVの圧力スパイクが生じている。一方、上側の図からはRPVの圧力スパイクの発生とほぼ同時にPCV圧力の上昇勾配が増大していることが確認できる。RPV内で水蒸気が発生しRPV圧力を上昇させ、原子炉圧力バウンダリの漏えい箇所から水蒸気が漏えいし、PCVの圧力が上昇したと考えられる。

3月13日16時頃に観測された圧力スパイクを有意な大きさと考えれば、少なくとも同時刻までは、RPVの下部プレナムに冷却水が保持されておられ、RPV下部ヘッドには冷却水を保持できないほどの損傷は生じていなかったと考えられる。ただし、この場合にはD/W圧力を上昇させることに対応する量の水蒸気等がRPV内で発生し、かつRPV圧力とD/W圧力に大きな差が生じないことから、圧力バウンダリの漏えいは拡大している必要がある。

圧力バウンダリに係る圧力が高々数百kPaでしかなく、かつ、炉心が溶融し、下部プレナムへ落下している状況においては、圧力バウンダリの気相部の漏えい面積が拡大することよりも、下部プレナムに損傷が発生することのほうが合理的であり、上記(1)で示したように早期に下部ヘッドに損傷が生じたかと推定される。なお、RPVとD/Wの圧力差を制限する程度の損傷が生じたからと言って、下部プレナムに全く冷却水がなくなるということにはならない。2回のベント後、断続的に代替注水が行われており、注水量が十分でなくともある程度はRPVに届き、下部プレナムに流入したと考えられる。また、RPVとD/Wに圧力差が生じない理由としてADSによってSRVが開維持の状態にあったと考えられることについては、3月13日16時頃においてD/W圧力がS/C圧力よりも高い状態が継続していることから適当ではない。

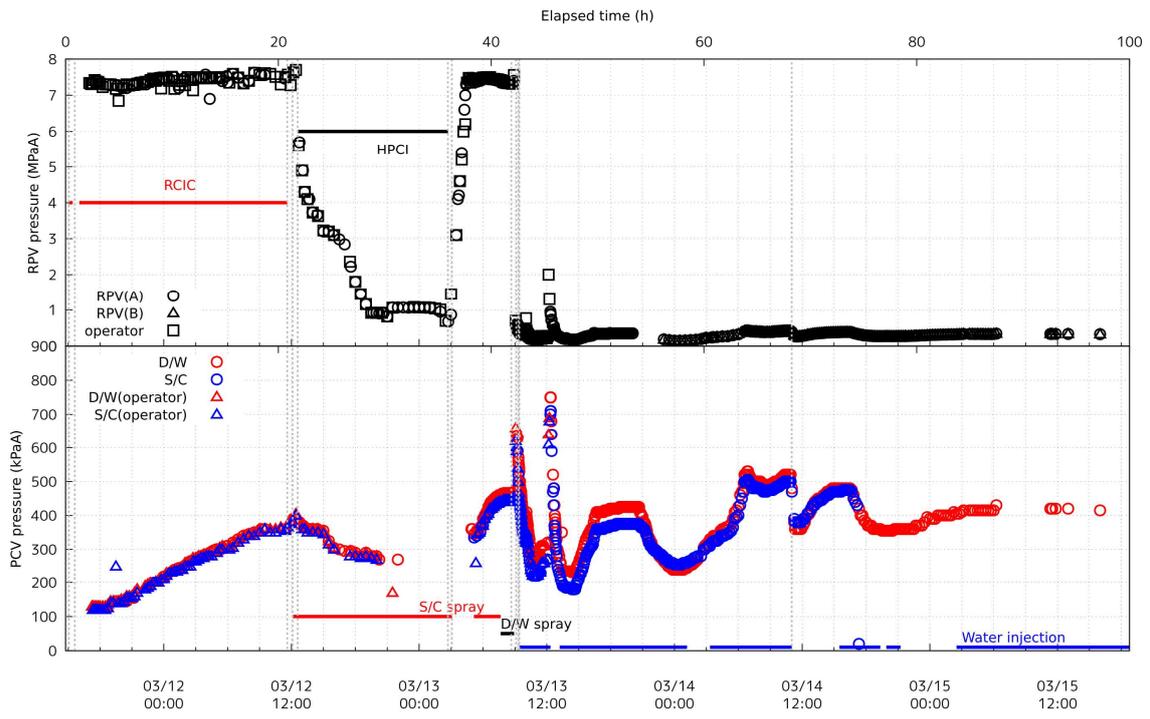


図 1 原子炉圧力及び原子炉格納容器圧力

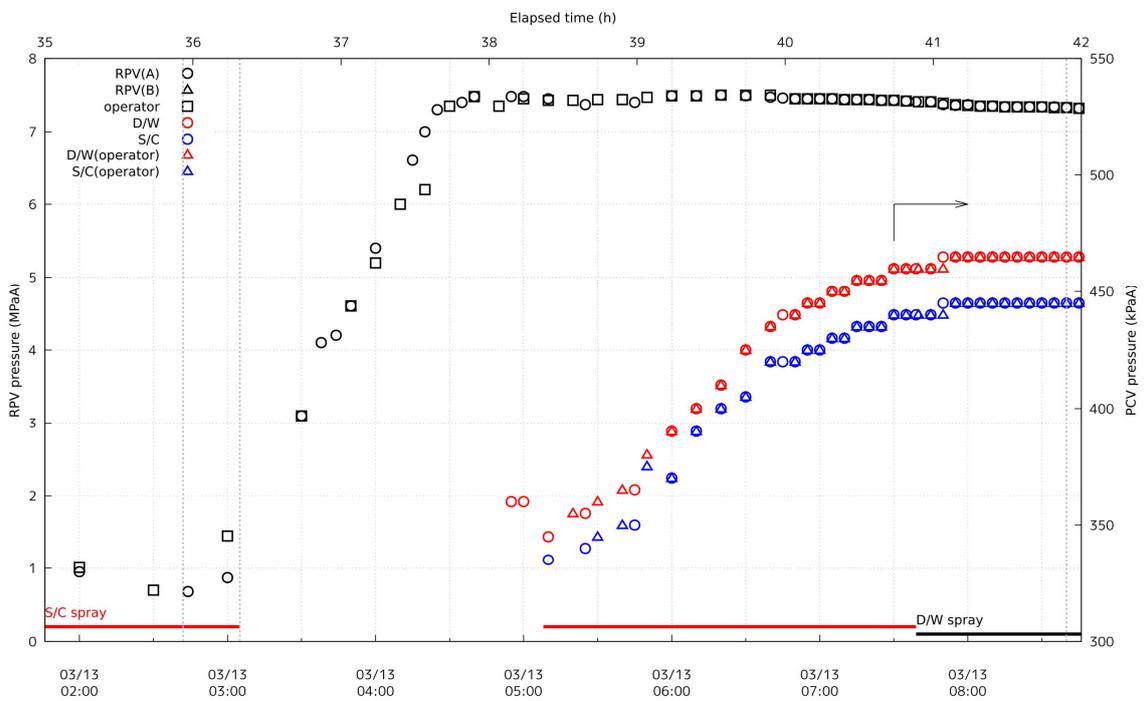


図 2 原子炉圧力及びPCV 圧力

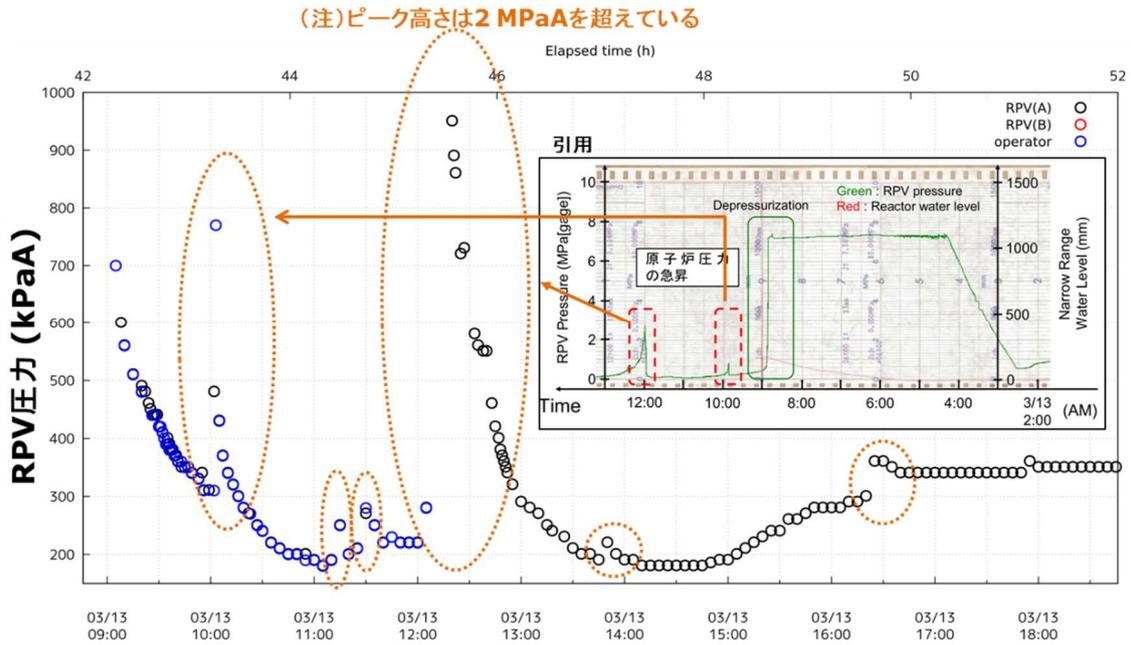


図 3 RPV 圧カスパイク
 図中のチャートは引用文献 [3]からの抜粋

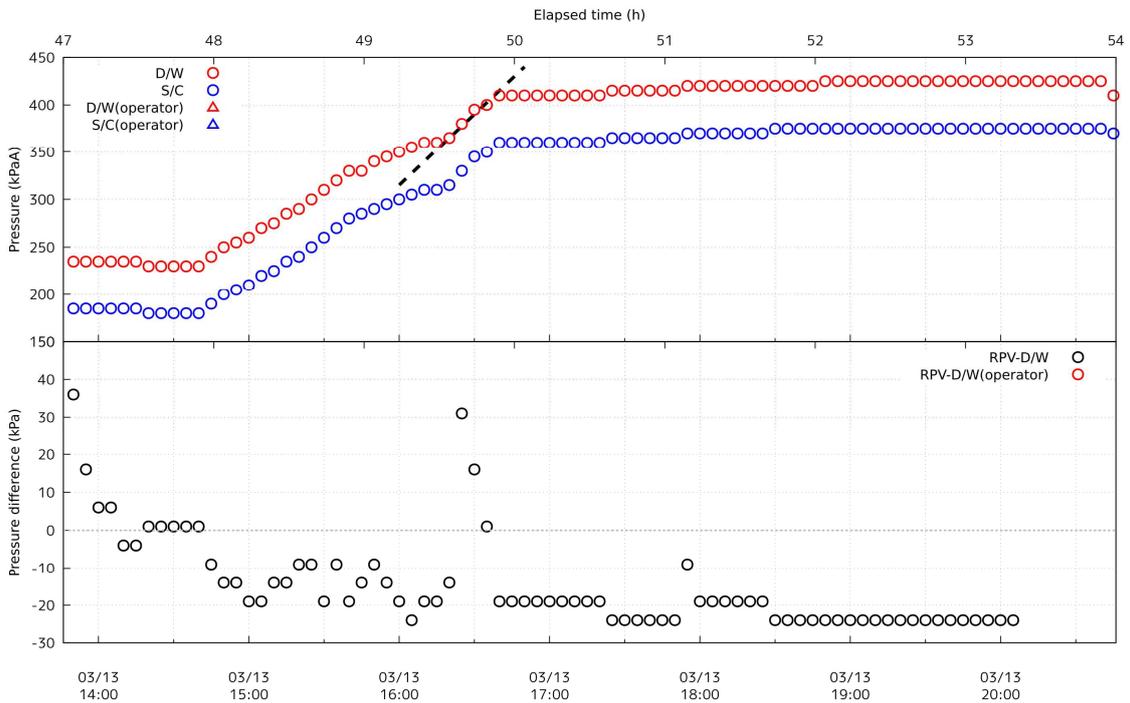


図 4 PCV 圧力及び RPV 圧力と D/W 圧力の差

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第1回進捗報告,” 2013年12月13日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [4] B. R. Sehgal, NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS, 2012.
- [5] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [6] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “最終報告,” 2012年7月23日.

第1章 1. (2) 2号機 SGTS 配管の高汚染のメカニズムの修正案

第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討

1. 1～4号機 SGTS 配管系の汚染状況とその形成メカニズム

1. 2 検討結果

(2) 2号機 SGTS 配管の高汚染のメカニズム

の修正案は以下のとおり。

(2) 2号機 SGTS 配管の高汚染のメカニズム (修正案)

現地調査の結果、1/2号機 SGTS 配管系の汚染については、以下の状況が確認された。(別添3)

- ① ベントに成功していない2号機の SGTS 配管の下流 (SGTS 配管合流部に近い配管) 部分の方が、ベントに成功した1号機の SGTS 配管 (SGTS 配管合流部に近い配管) よりも汚染の程度が高い。
- ② 1号機 SGTS フィルタトレイン部分は、2号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高い。
- ③ 1/2号機共用排気筒の汚染状況については、当該排気筒の底部の汚染の程度が高い。

以上のような汚染状況が現地調査で確認されたことを受け、その原因を解明するために、調査チームは JAEA に対し、SGTS 配管系及び共用排気筒内におけるベントガスの挙動に関するシミュレーションを委託¹した。

JAEA の報告 (詳細は別添3-1) の主な内容は、以下のとおりである。

- i) グラビティダンパの漏えい面積が1号機側と2号機側でほぼ同じとした場合、漏えい部の摩擦圧損が通過するベントガスの動力と等しいと仮定すれば、1号機 SGTS フィルタが2号機 SGTS フィルタより約3倍高い水準で汚染されることが示された。
- ii) 1号機のベント弁から排気筒までの経路においては、ベント時に強く汚染されることはない。また、排気筒近傍 (排気筒から数メートル) の共通配管部の強い汚染が、ベント作動時の流れによるものとは考えがたい。
- iii) 全ての配管系において、1 μ m のエアロゾル径を仮定して、ベント弁解放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流入した汚染物質の数%程度が配管内壁にほぼ一様に付着する可能性が示された。

¹ 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費 (東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査)

- iv) ベント弁から排気筒に向かう流路から分岐し、2号機 SGTS フィルタに向かう流路において、合流部から10m程度を過ぎると気相濃度の低下により飽和温度を下廻り、凝縮が生じる。同経路について $1\mu\text{m}$ のエアロゾル径を仮定し、概略的にベント弁解放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流路に流入する放射性物質の約5% (0.4TBq) が配管内壁にほぼ一定に付着する可能性が示された。
- v) ベント弁閉鎖時点で排気筒内に存在していたエアロゾル²の一部が、その後、重力で落下し排気筒底部を汚染した可能性が推定できる。
- vi) ベント弁閉鎖後に、2号機に向かう低速度の流れがあれば、排気筒内に存在していたエアロゾルが流れ込み、2号機 SGTS 配管系で観測された汚染を生じさせる可能性がある。

調査チームとしては、

- i) については、従来、1号機のグラビティダンパの漏えい率の方が高かったのではないかとの指摘もあったが、同程度の漏えい率でも1号機の SGTS フィルタの汚染が数倍になり得ることを示している。なお、報告中では、SGTS フィルタによる圧力損失をどのように設定したかの情報が明確には判断できないなど、境界条件の設定について技術的に確認すべき事項が残っている。
- ii) については、主たるベント経路 (1号機 SGTS 配管) の汚染はベント動作時の流れにより生じたものではないとしつつ、汚染程度は当該経路全体で 2TBq に相当するとしている。実測値の同経路の汚染量は約 0.1TBq であり、隔たりは大きい。なお、スタック近傍の局所的な高汚染は、汚染の位置や分布状況から、配管の立ち上がり部の上部から、放射性物質を含んだ液滴によるのではないかと推測がなされてきており、今回のシミュレーション結果は、この推測を支持しているものと捉えるべきではないかと考える。
- iii) 及び iv) については、2号機 SGTS フィルタに向かう配管 (2号機 SGTS 配管) では合流部から10m程度を過ぎると1号機 SGTS 配管から流れ込んだベントガスが冷却され飽和温度を下廻り凝縮による汚染メカニズムが働くことが述べられている。ただし、これによる汚染は2号機 SGTS 配管全体で0.4TBq程度とし、今回のシミュレーション上は、1号 SGTS 配管の汚染量 (2TBq程度) を下廻るとの結果を出している。しかし、実測値では2号配管系の汚染量は約18TBqであり、かつ、1号機 SGTS 配管の約200倍になっており、シミュレーション結果と全く一致しない。
- この認識に立って JAEA は v) のアイデアを提示したものと推測する。しかし、まずは、シミュレーションの妥当性の検証を行う必要がある。また、ベン

² 別添 3-1 参照。

トガスの温度が変化すると汚染量や汚染分布に影響が出ると考えられるが、JAEA の報告からは具体的な飽和温度やベントガス温度に関する感度分布などの情報は読み取れない。なお、2号機 SGTS 配管中における汚染分布は、Cs を含む凝縮水が配管内の低い部分に移動することによって生じた可能性が高く、シミュレーションでは、詳細な分布状況よりも、2号機 SGTS 配管全体に付着する Cs 量を重視して検討することが妥当ではないかと考える。

- ついで、v) 及びvi) で示されたアイディアについてであるが、検証を伴ったものではないと理解している。その上で、若干の考察をすると、v) については、排気筒の底部付近の狭い範囲に強い汚染が集中していることと整合するかどうかは不明である。また、ベント弁閉鎖時点で排気筒内に存在していた Cs-137 の量を、26TBq 程度と JAEA は推測している。この値自体にはかなりの不確かさがあると認識した上で考察を進めるとしても、実測で得られた約 18TBq の汚染をもたらすためには、このうちの 2/3 以上が（フィルタに至る割合を考えれば実際にはほぼ全量）2号機 SGTS 配管に流入する必要があり、排気筒底部に降りる物を考慮すれば、かなり難しい条件であることも事実である。

以上のことから、今回のシミュレーションでは、観測された配管系の汚染状況を発生させたメカニズムを十分には理解することができなかった。

なお、当時の状況に関する不確か性は小さくないため、十分な議論を行うためには、別添 13-1 の全体について時間経過に沿った状態変化、ベントガスの組成、ベントガス温度など幅広いパラメータについて感度分析の結果が示される必要がある。

(参考)

(別添3) 1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況からの抜粋

表1 Cs-137 放射能量の傾向 (測定値)

対象範囲	全体	配管部	フィルタ トレイン
2号機 SGTS 配管系	約 20 TBq	約 18 TBq	約 2 TBq
1号機 SGTS 配管系	約 10 数 TBq	約 0.1 TBq	約 10 数 TBq
配管合流部周辺	約 3.5 TBq	—	—
排気筒底部 (内側)	約 2 TBq	—	—

表2 Cs-137 放射能量の傾向 (JAEA 解析値^{※1})

解析ケース	対象範囲	全体	配管部① ^{※2}	配管部② ^{※3}	フィルタ トレイン ^{※4}
感度計算1 〔グラビティダ ンパの漏洩流 路面積 1号機 1.8% 2号機 3.4%〕	2号機 SGTS 配管系	約 8 TBq	—	約 0.4 TBq	約 7.6 TBq
	1号機 SGTS 配管系	約 14 TBq	約 2.0 TBq	約 0.2 TBq	約 11.8 TBq
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約 26 TBq	—	—	—
感度計算2 〔グラビティダ ンパの漏洩流 路面積 1号機 3.4% 2号機 3.5%〕	2号機 SGTS 配管系	約 8 TBq	—	—	—
	1号機 SGTS 配管系	約 21 TBq	—	—	—
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約 26 TBq	—	—	—

※1 別添3-1 感度計算1及び感度計算2より引用。

※2 「合流部1から合流部2に至る配管内」のCs-137付着量(流入量の約2%)を記載。

※3 「合流部1から1号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約2%)
又は「合流部2から2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約5%)
を記載。

※4 「合流部から1号機及び2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」から配管付着量を引いて記載。