

「構造的欠陥を抱えた女川原発を
再稼働させて良いのか」

過酷事故対策に関する 新規制基準の何が無理なのか

2021年4月18日

原子力市民委員会委員
元東芝原発設計技術者
博士(工学) 後藤政志

視 点

1. 女川原発は被災原発だったこと・・・タービン系、建屋剛性等
2. 過酷事故とは何か・・・炉心溶融、格納容器防護、ベント
3. 新潟県技術委員会での指摘
 - * 従来指摘されていた原子炉圧力容器からの漏洩は正しかったのか？
 - * 高圧で原子炉圧力容器からの噴出(HPME/DCH)は起こり得ること
4. 格納容器の高温破損とDCH
5. 新規制基準による過酷事故(重大事故)対策は有効か

背景情報

- ①女川2号機の過酷事故対策の内容
- ②原子力規制委員会の福島事故原因に関する中間報告

福島第一原発事故は終わっていない

- ◆「想定外の地震」、「想定外の津波」により、電源を喪失し炉心溶融(メルトダウン)を起こし、水素が発生し爆発した。



2021年3月現在も、1号機から4号機の原子炉建屋は、がれきを片付け、使用済燃料の取り出し作業の半ばまできたに過ぎない。

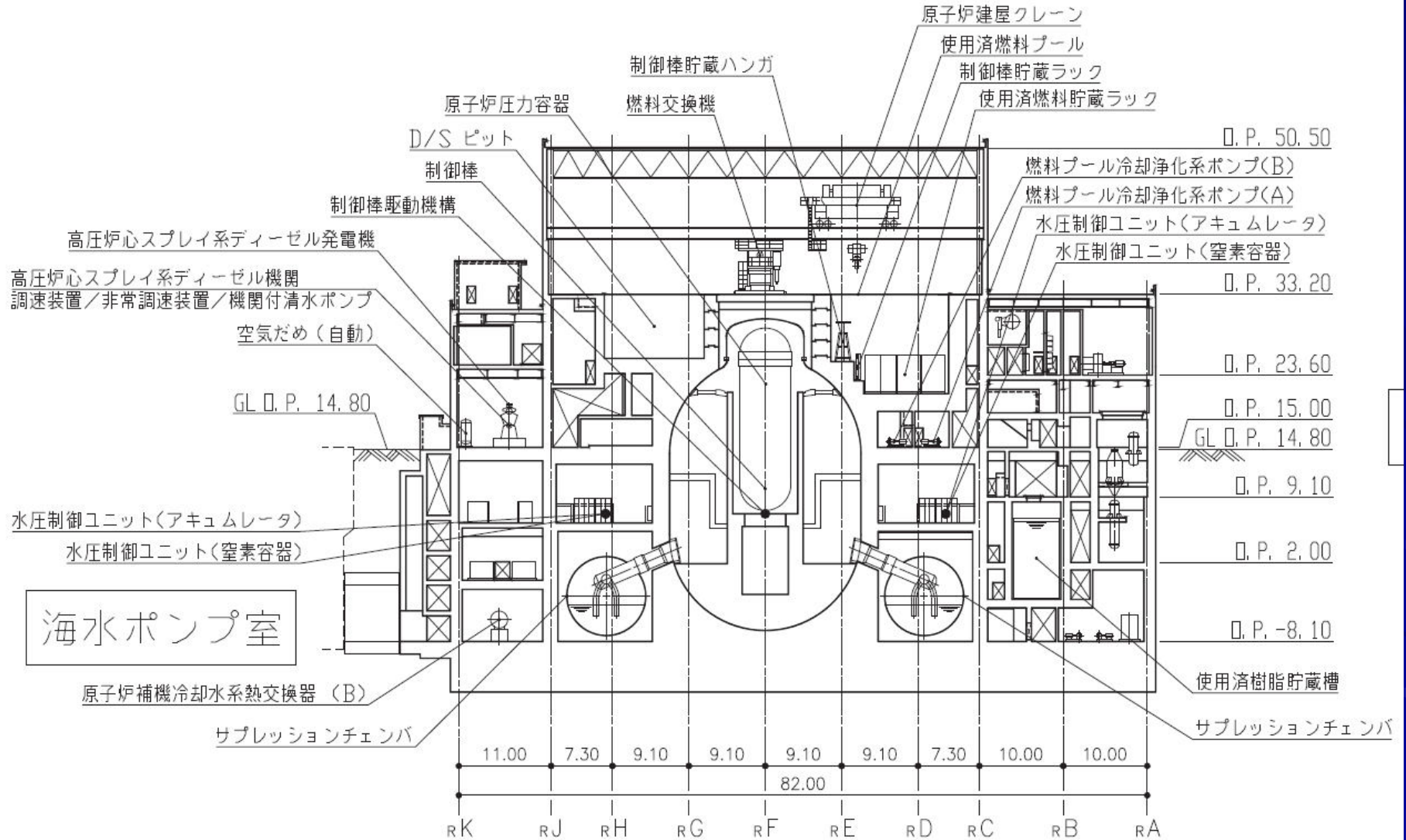
シールドプラグ、格納容器ベント系、スタックなど格納容器からのFPおよび水素流出経路に新たな疑問。



<https://kobajun.biz/>

<http://umaebina.com/>

女川2号機 原子炉建屋断面図(工認)



過酷事故 (シビアアクシデント)

設計想定範囲

炉心溶融

通常状態

過渡状態

事故状態

シビアアクシデント

原発は『炉心溶融』を起こさないように設計してきたはず。
炉心溶融後の過酷事故対策は、焼け石に水である。

地震津波等

冷却材
喪失事故

全電源喪失
事故

航空機落下等

核反応制御失敗

炉心損傷

圧力容器損傷

格納容器損傷

水素爆発

水蒸気爆発

再臨界

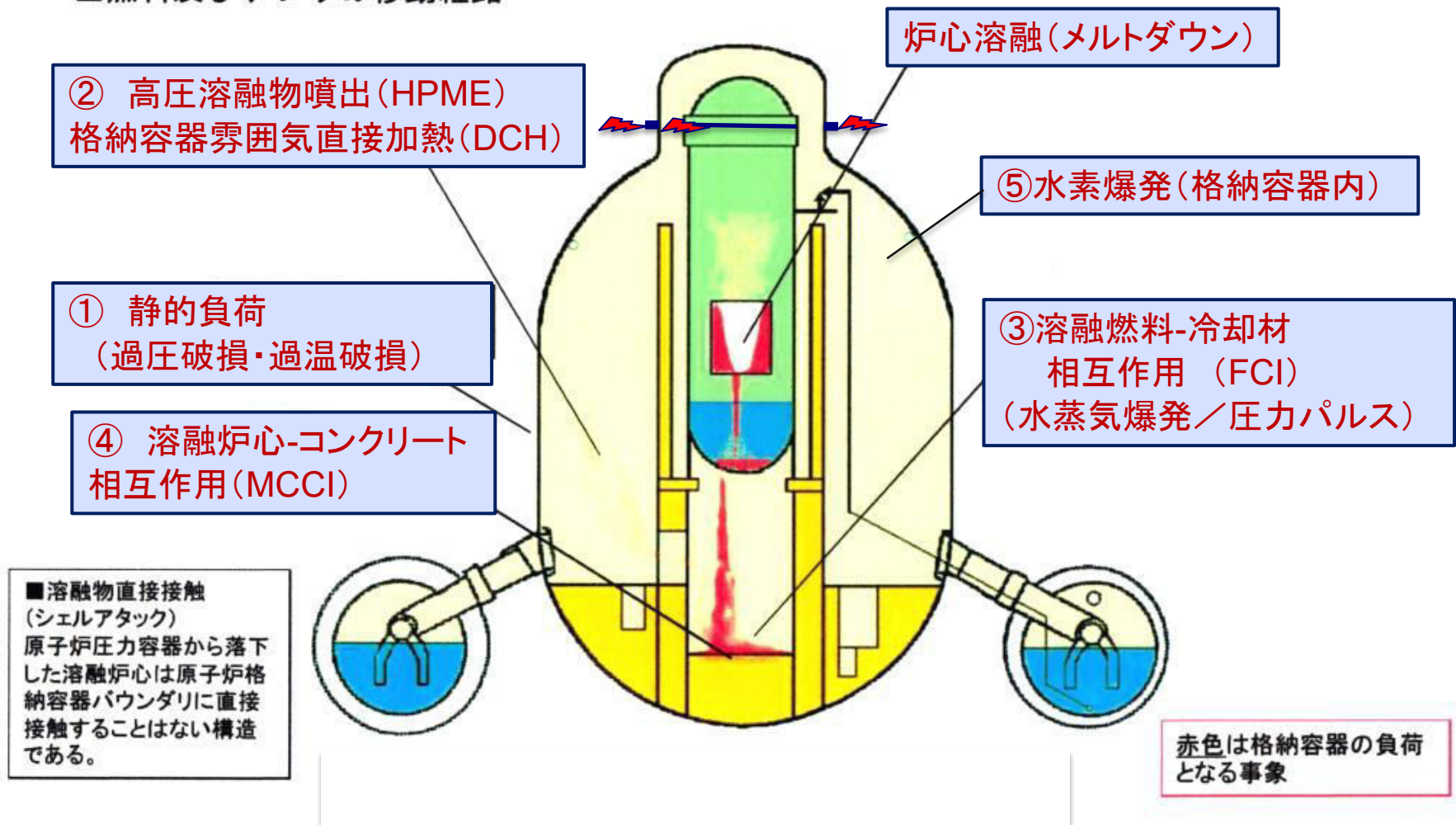
コア・コンクリート反応

止める／冷やす／閉じ込める

女川原発の過酷事故時に想定される現象

BWR型原発に共通

■燃料及びデブリの移動経路



重大事故（過酷事故）対策とは

格納容器破損モードはゆっくりした過圧・過温と仮定

過酷事故対策は格納容器防護のこと

- ◆ 格納容器雰囲気気圧力・温度による静的負荷
（格納容器加圧破損・過温破損）
- ◆ 高圧溶融物噴出（HPME）／格納容器雰囲気気直接加熱（DCH）
- ◆ 原子炉外の溶融燃料 - 冷却材相互作用（FCI）
水蒸気爆発を無視
- ◆ 水素燃焼・・・解析でOK？
- ◆ 格納容器直接接触（シェルアタック）・・・マーク I 型のみ
- ◆ 溶融炉心 - コンクリート相互作用（MCCI）

爆発や急激な破壊をもたらす破損モードは起きにくいとして無視している。

- ◆ 高圧溶融物放出（HPME: High Pressure Melt Ejection）
- ◆ 格納容器雰囲気気直接加熱（DCH: Direct Containment Heating）
- ◆ 溶融燃料 - 冷却材相互作用（FCI:）

次々と発見される事故の実態

1. 原子炉建屋上部で発見されたシールドプラグ高濃度汚染
2. 2号機排気用スタック根元の格納容器ベントラインからの漏えいと水素爆発
3. 今年2月13日の震度6強の地震で、1号機、3号機の格納容器の水位低下
4. 圧力容器からの漏えい経路(新潟県技術委員会・田中三彦の指摘)・・・「DCH(格納容器直接加熱)は起きたか？」

福島事故はどのように進展したか、再構成する必要がある。

現在の過酷事故対策は、福島事故を反省した上でなされていない ⇒ 格納容器がまともに機能しない

福島事故時、格納容器直接加熱(DCH)を恐れる

2021年3月15日 朝日新聞夕刊 (続き)

「が…」緊迫

炉心溶融事故

保安院ナンバー2の平岡は阿部にそう尋ねた。

DCH——。炉心溶融事故の専門家である阿部はそう答えた。

その時、2号機の原子炉圧力容器に冷却水がほとんどなかった。核燃料から熱が出続けているのにそれを冷やすことができず、空き状態。しかも炉内は気圧の20〜30倍もの高圧。消防車のポンプで水押し込みもうとしても、圧力の高さに負けて水が入らない。

そんな状態のまま、溶融した燃料で圧力容器に穴が開いたらどうなるか。かつて日本原子力研究所にいた時、阿部はそれを計算したことがあった。溶融物は下部の圧力抑制プールに吸い込まれるように流れ、そこにある水で冷やされるとの結果だった。だが、過酷な現実を前に、阿部は自分の昔の計

算に自信を持ってないでいた。

もし溶融物がばらばらの破片となって穴から噴出し、高圧を背に格納容器の中に飛び散って、その熱が直接、容器内のガスに急激に伝わったら一体どうなるか。既に設計上の最高使用圧力を大きく超えていた格納容器の内圧はさらに急上昇し、一気に壁を破り、すさまじい上昇気流で原子炉の中身が空高く吹き飛ばされる——。そんな可能性も捨てきれない。

「ダイレクト・コンテインメント・ヒーティング」の頭文字をとってDCH。それを「格納容器直接加熱」と訳したのは阿部自身だ。可能性は高くないとしても、東京が放射能で汚染され、避難が必要になるような事態もあり得る。阿部はそれを恐れたのだ。

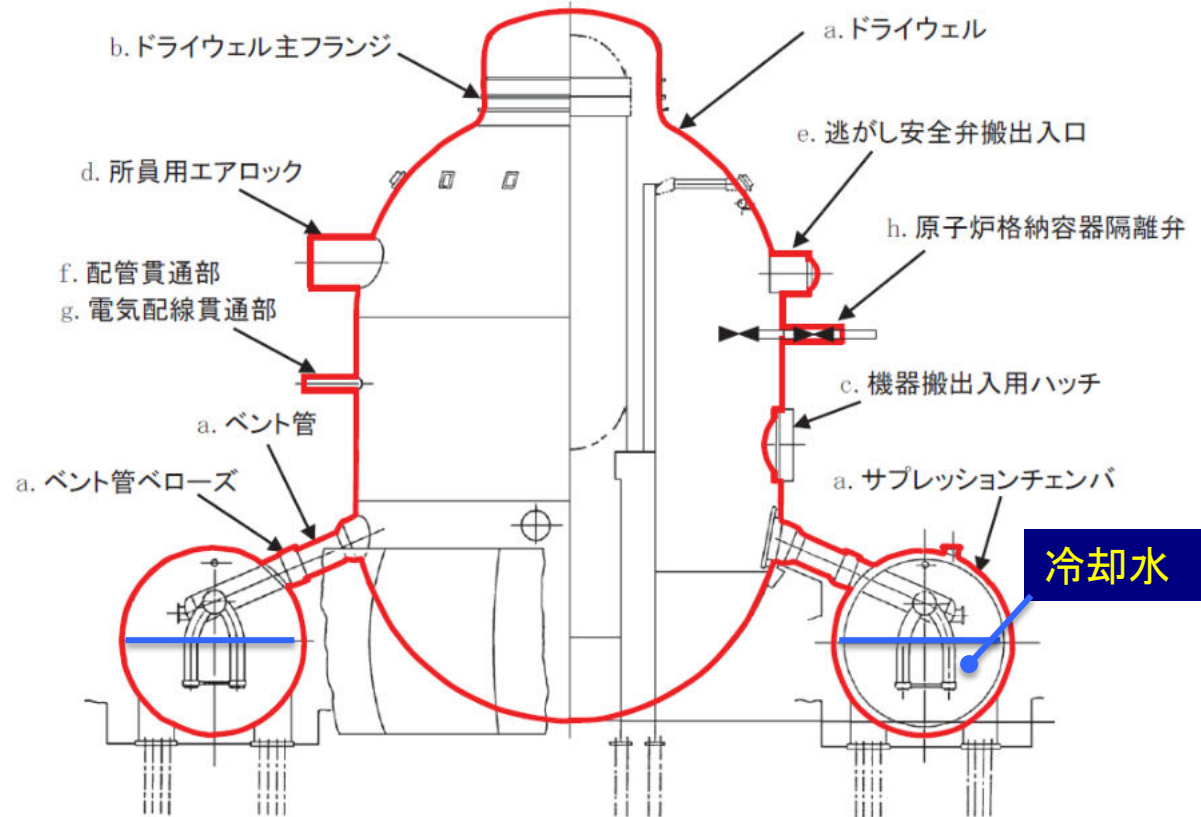
阿部には腹案があった。2号機

格納容器耐圧バウンダリー

(格納容器の漏洩可能性のある場所)



マーク I 型格納容器



※赤線は原子炉格納容器の耐圧バウンダリーを示す

マーク I 改良型格納容器の耐圧バウンダリー

1. 格納容器からの漏えい

1-6. 漏えいの可能性のある箇所 (Mark-I 型原子炉の例)

原子炉格納容器には接合部や貫通部が存在し、有機シール材(シリコンゴム等)を充填させることにより気密性を確保している。以下の接合部や貫通部については、今回の事象において漏えいの可能性が指摘される主な箇所であり、具体的な漏えい経路について次頁以降にて検討する。

最も厳しい

⑥電気配線貫通部



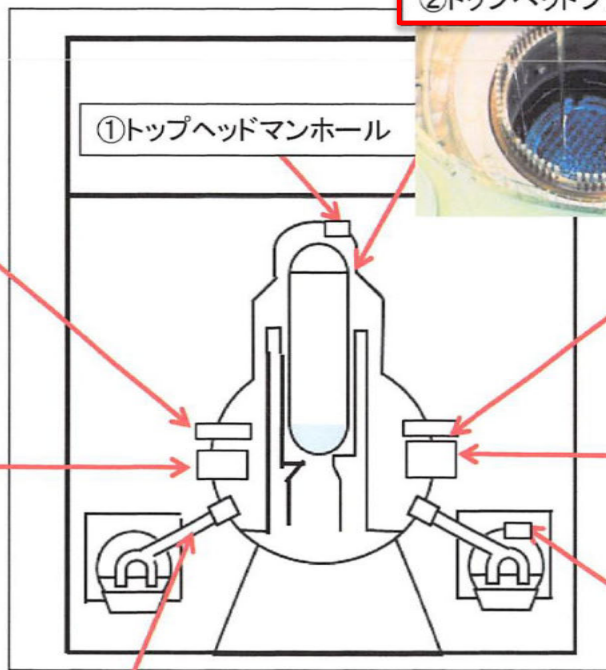
②トップヘッドフランジ



③配管貫通部



①トップヘッドマンホール



④所員用エアロック



⑤S/Cマンホール



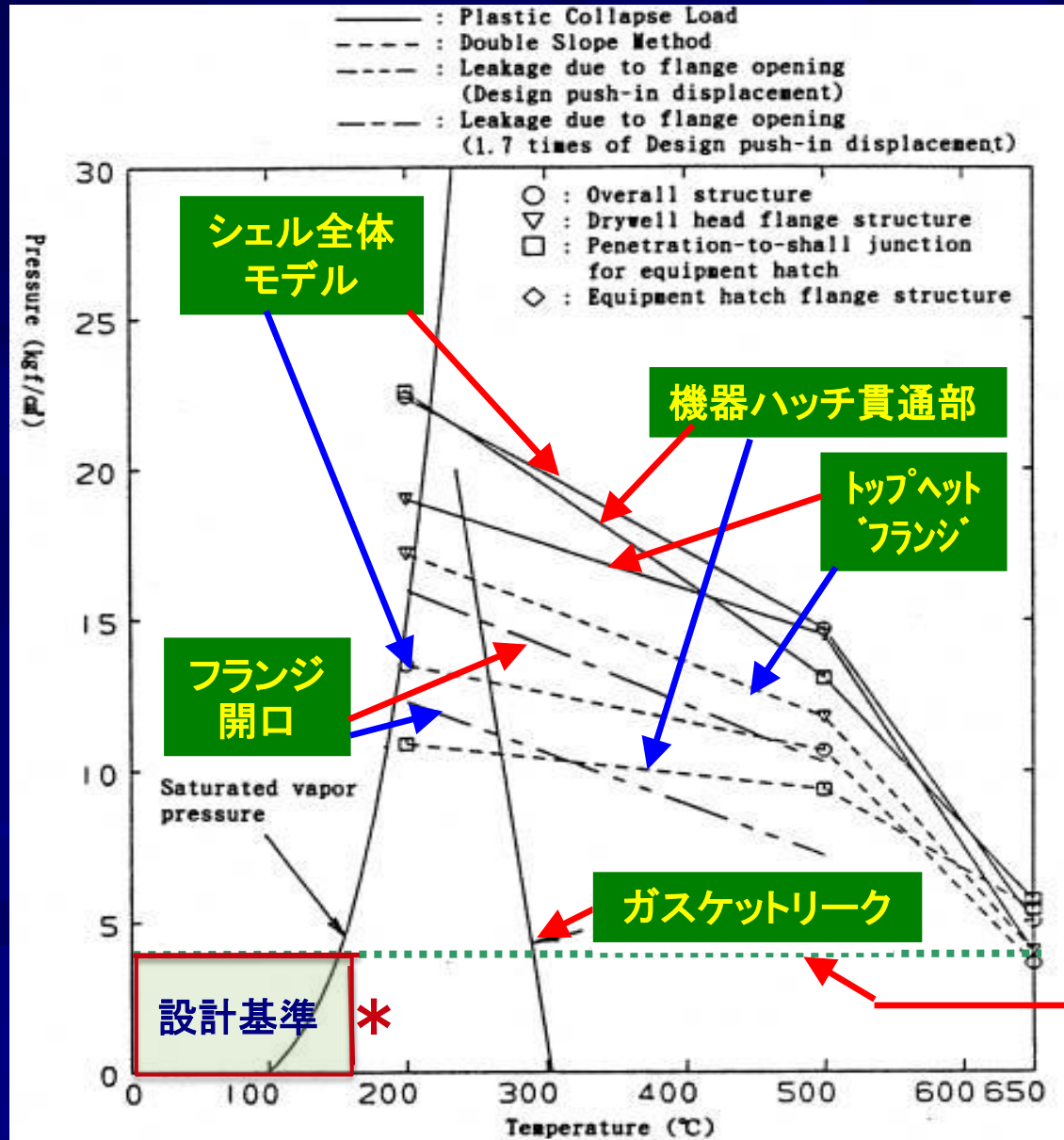
⑦機器ハッチ



⑧ベント管ベローズ

その他、TIP貫通部、CRDハッチなどがある。

鋼製格納容器耐性評価線図



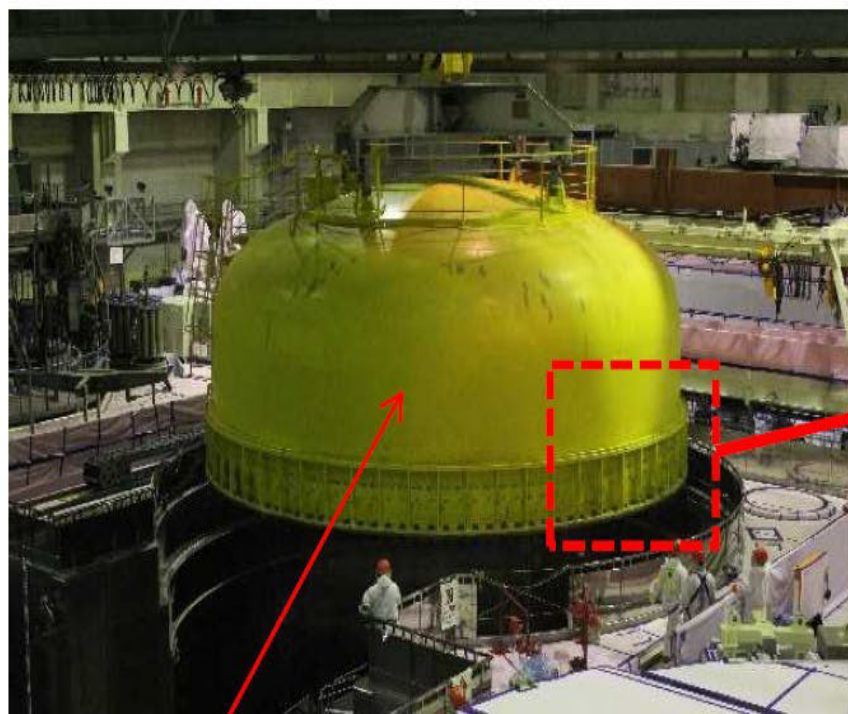
設計温度: 171°C

図中: * で表示

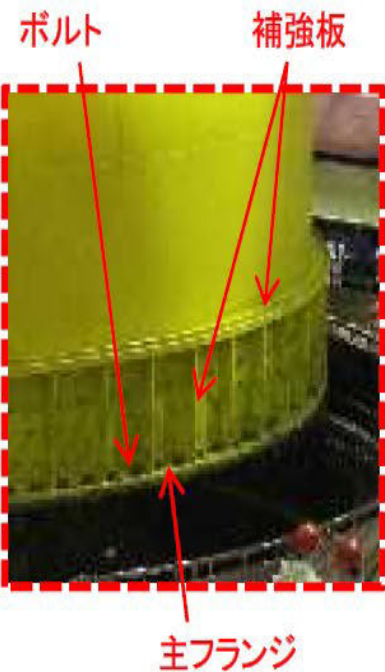
耐性評価線図
 マーク I 改良型
 原子炉格納容器
 (BWR)

設計圧力
 4.35kg/cm²

トップヘッドフランジ新旧型式



格納容器上蓋



(ホームページ掲載写真^(参42)に一部加筆)

旧型?

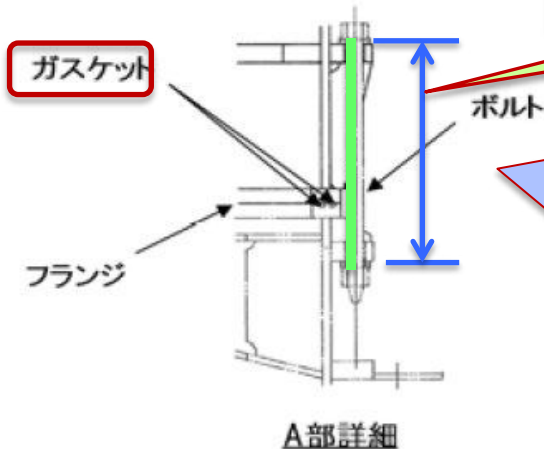
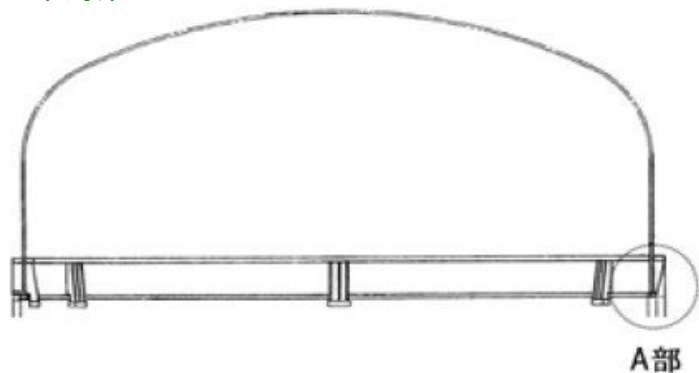
図 2.4.5 新型トップフランジの写真例

Fig. 2.4.5 Pictures of new top flange

出典) 東京電力ホールディングズ^(参42)

2種類のトップヘッドフランジ

マークⅡ
東海第二

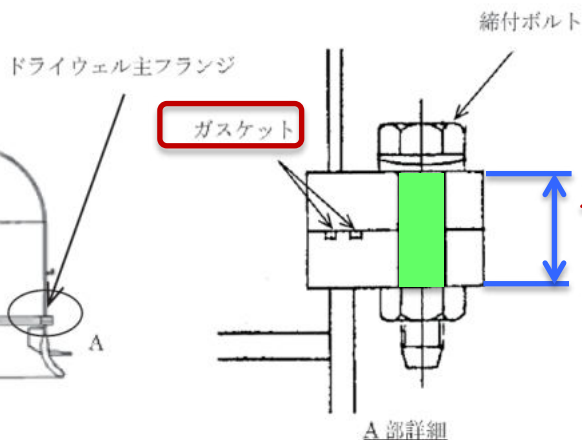
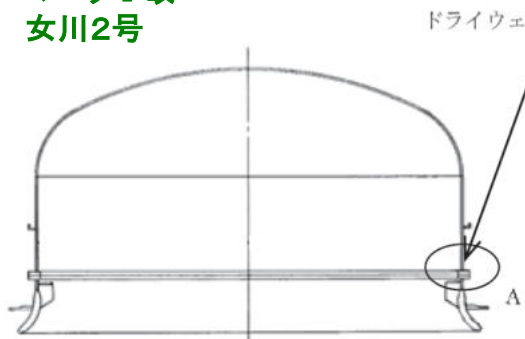


長さ約70～80cm

初期のトップヘッドフランジはボルトが長い。ばね定数を下げて、締め付け力の確保をねらったと推測する。

第4図 トップヘッドフランジの評価対象

マークⅠ改
女川2号

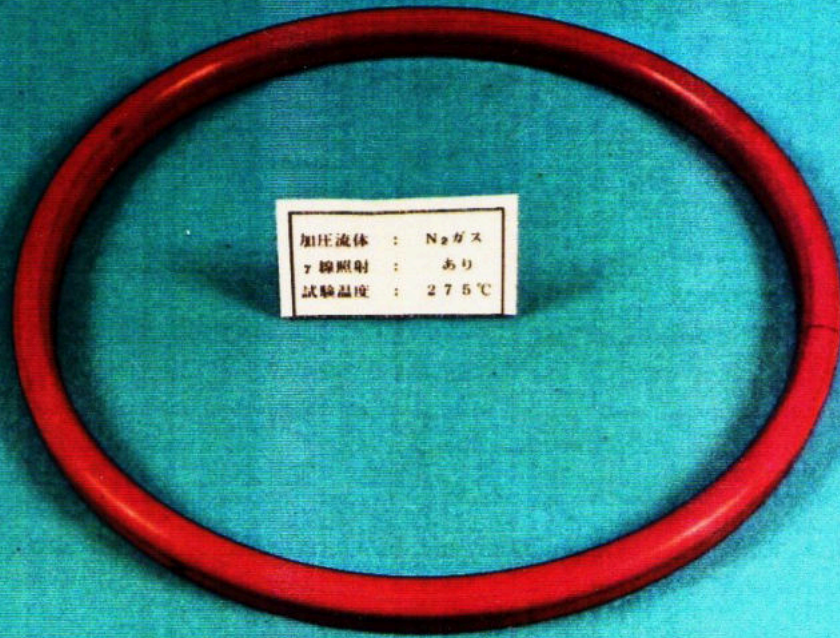


長さ約15cm程度

福島第一原発より女川原発はボルトが短い。伸びると戻りにくい。

図 2-2 ドライウェル主フランジシール部概要図
(女川原子力発電所 2号炉の場合)

甲丸型ガスケット (シリコンゴム)



加圧流体 :	N ₂ ガス
γ線照射 :	あり
試験温度 :	275℃

樹脂でできたガスケットは250℃程度で漏れ、300℃ではボロボロになってしまう。

By Goto

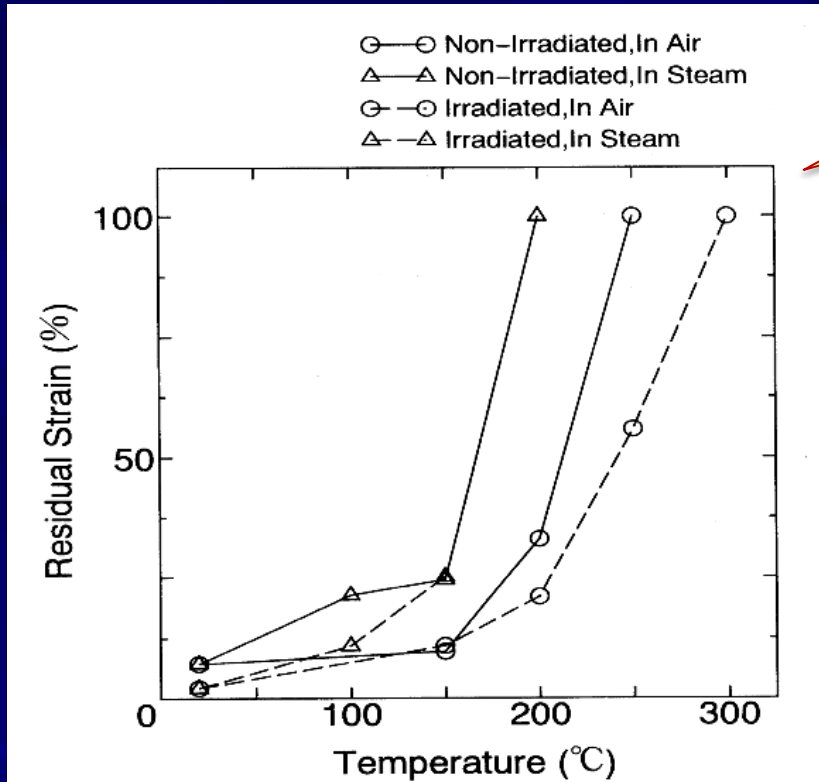
窒素ガス：275℃
(γ線照射あり)

窒素ガス：325℃
(γ線照射なし)



ガスケット材料は温度に弱い

- ◆シリコンゴムの強度は、放射線照射と高温の水蒸気に弱い。
- ◆高温で圧縮弾性を失う。放射線照射と高温の水蒸気に弱い。



ガスケット材料は温度が上がると、元に戻らなくなる。

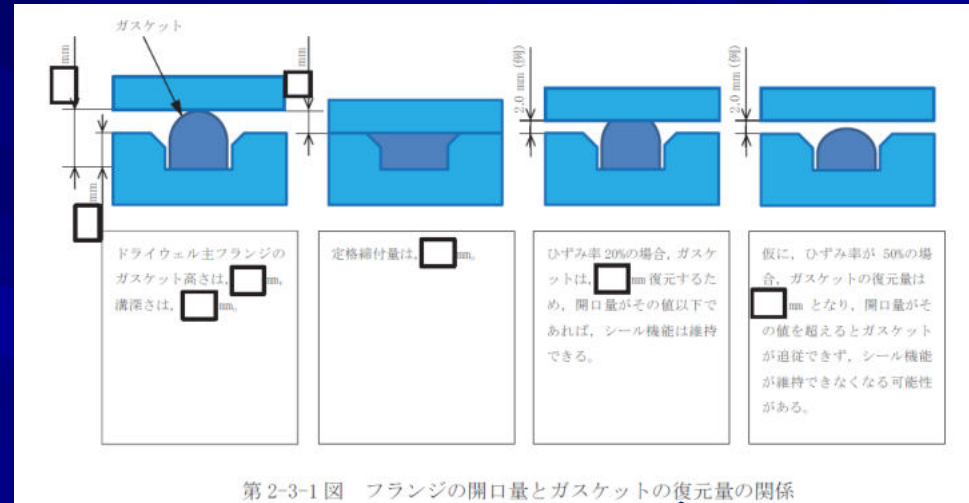
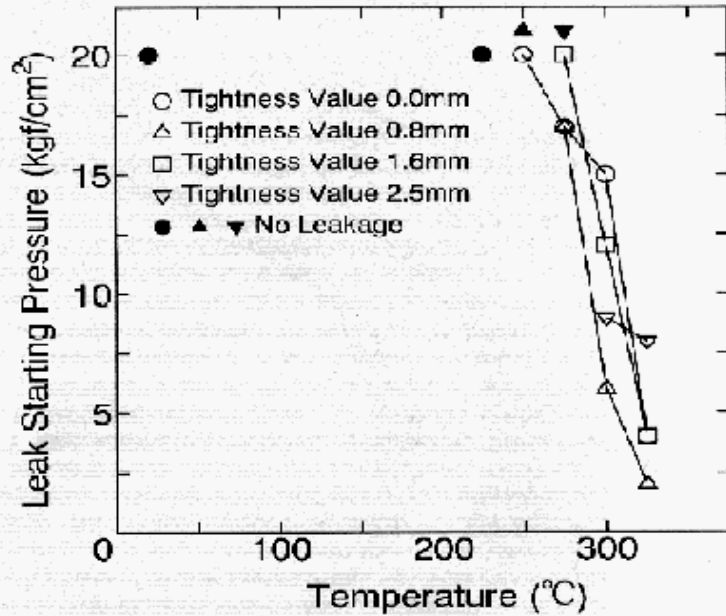


図3-44 ガスケット用シリコンゴム材料の高温圧縮残留歪試験

フランジが開き、その後閉じた時にガスケットが永久変形していると、ゴムがもとに戻らなくなる。

フランジ高温リーク試験結果

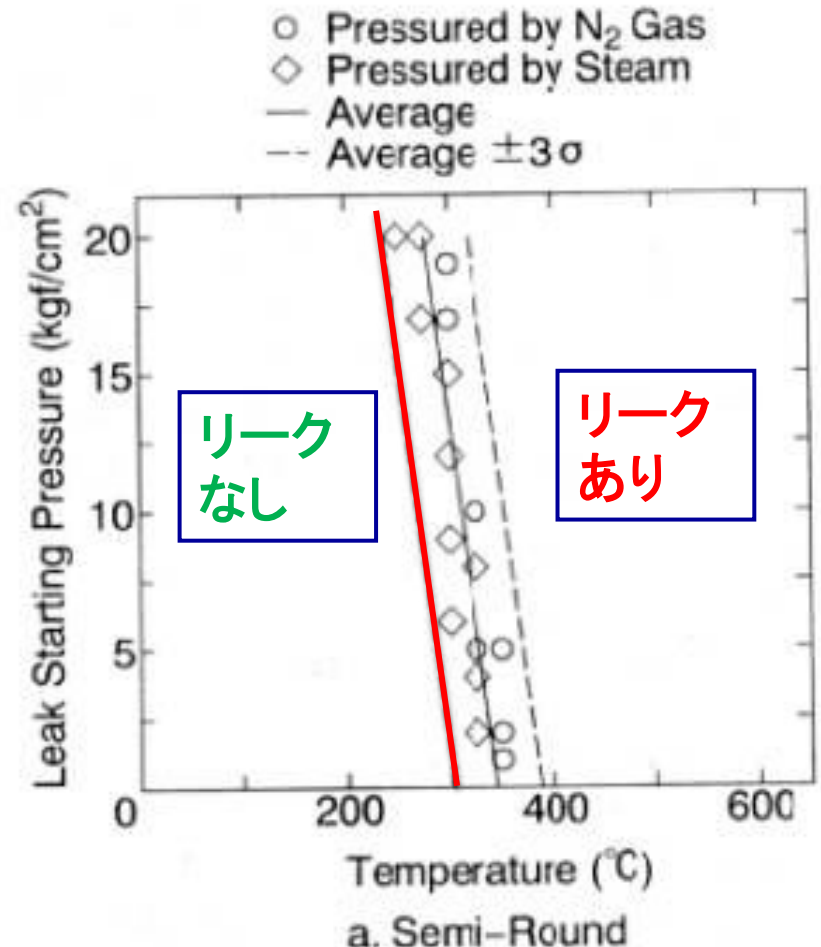
温度とリーク開始圧力の関係
(甲丸型、)



10. Effect of temperature to leak starting pressure (Semi-Round Type, steam).

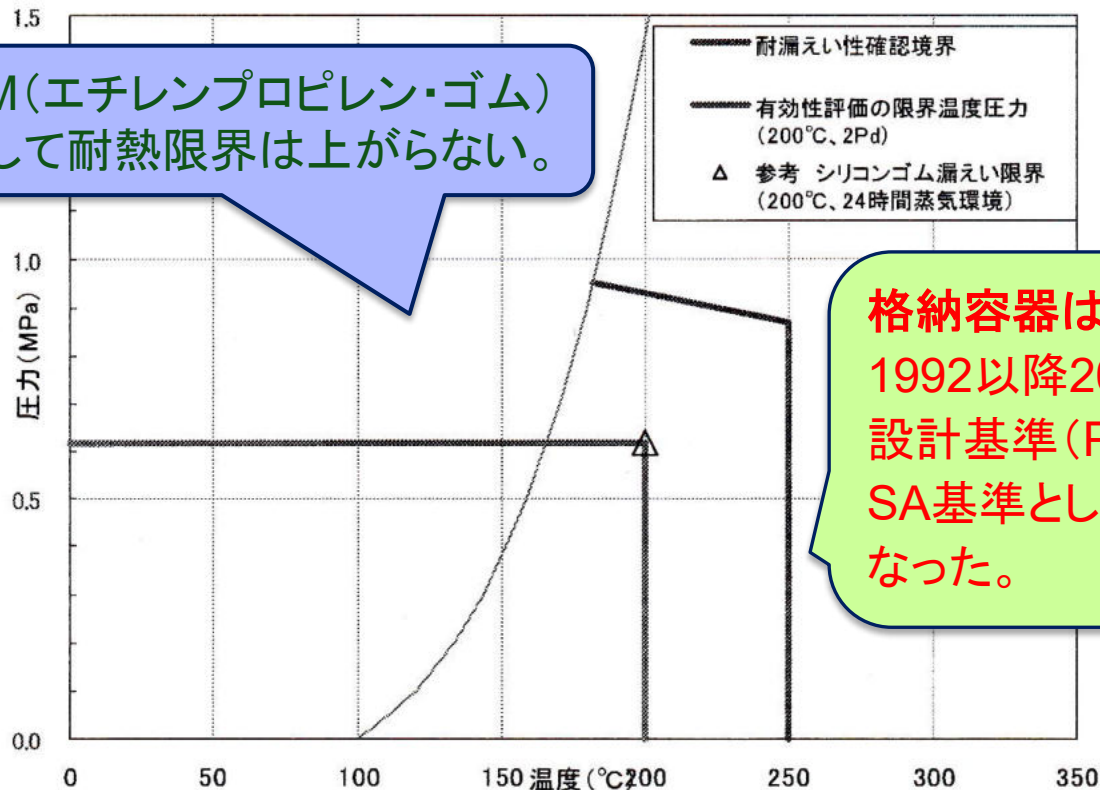
温度とリーク開始圧力の結果
(甲丸型、蒸気)

主として圧力よりも温度
に依存する



フランジシール機能の限界

改良型EMDM(エチレンプロピレン・ゴム)を使っても大して耐熱限界は上がらない。



格納容器は、SA対策を決めた1992以降2000年頃までに、設計基準(Pd、Td)を超えてSA基準として2Pd、200°Cになった。

<圧力-温度線図記載条件>

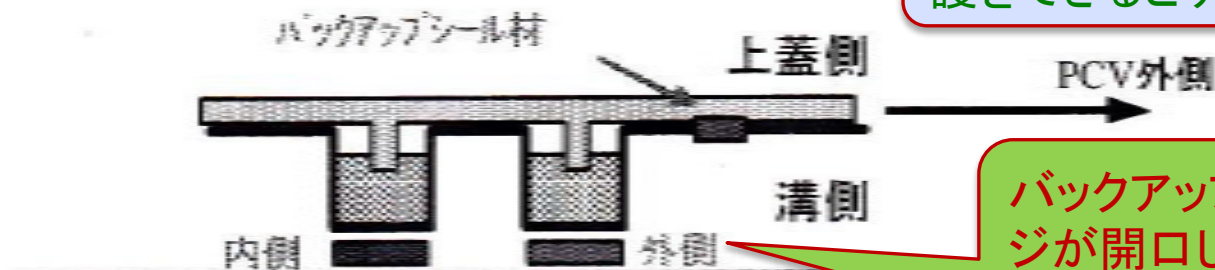
- ・ハッチ類に採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している7日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム(参考)については、200°Cで24時間(1日)の劣化を考慮

SA基準ができて、元の設計基準は変わっていない？

図-1.5 シール材の機能確保に関する評価線図(機器搬入用ハッチ)

バックアップシール材（新設）

小手先の技術を用いて格納容器防護をできるとする感覚が異常である。



バックアップシール材は、フランジが開口し、高温のガスが通るともたない可能性が高い。

図 3-11 バックアップシール材イメージ図

表 3-11 バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	-	-	○
	350℃	-	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

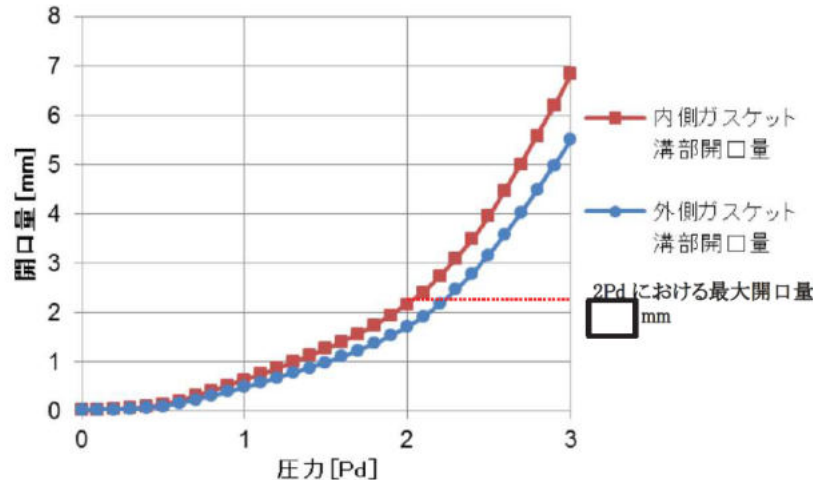
表3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM放射線曝露	加圧媒体	試験圧力	試験結果
改良EPDM+ バックアップシール材	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

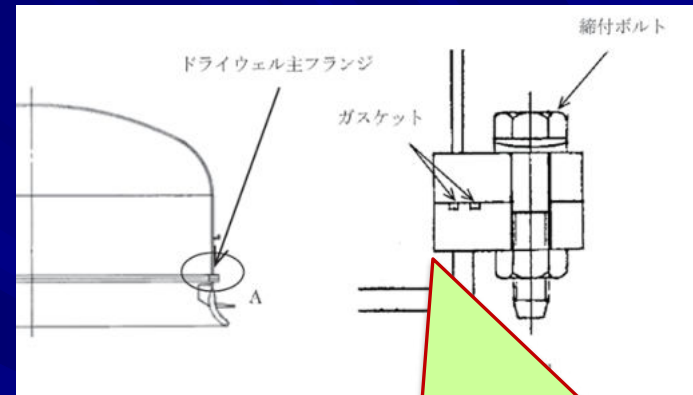
格納容器フランジの開口量は圧力約 $2Pd$ で2mm

a. ドライウェル主フランジの開口量

解析結果から、 200°C 、 $2Pd$ におけるドライウェル主フランジの開口量は、約 mm である。圧力と開口量の関係を第2-5図に示す。



第2-5図 圧力と開口量の関係



上下のフランジの間に隙間(開口)

フランジが2mmも開いた場合、温度が 200°C を超えともれる。

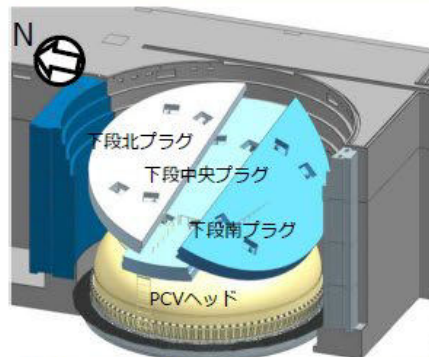
300°C になると、2mmの隙間からそのままもれる。

また、格納容器のフランジは径が大きいので、溶接による変形が無視できず、2mmの隙間よりさらに増える可能性が高い。

福島第一1号機のシールドプラグが高濃度に汚染

3. PCV上蓋の上部の映像

TEPCO



撮影箇所イメージ
(西側からの視点)

- ホース設置時に原子炉キャビティ（ウェル）内の状況について、映像を取得することができた。
- 取得した映像からはPCV上蓋等の著しい損傷は確認されなかった。

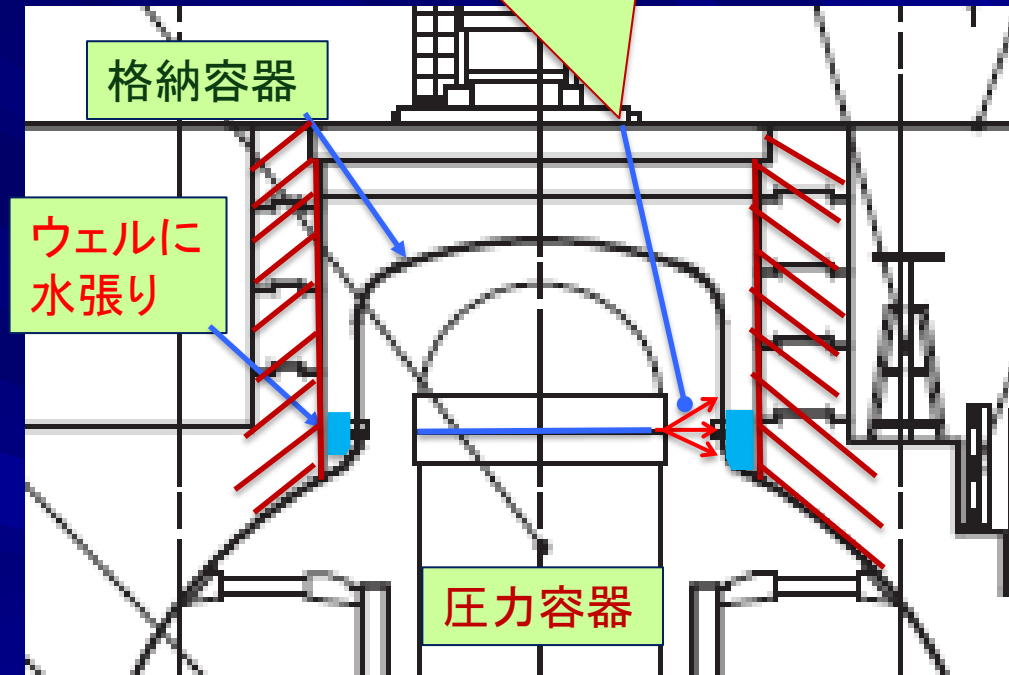
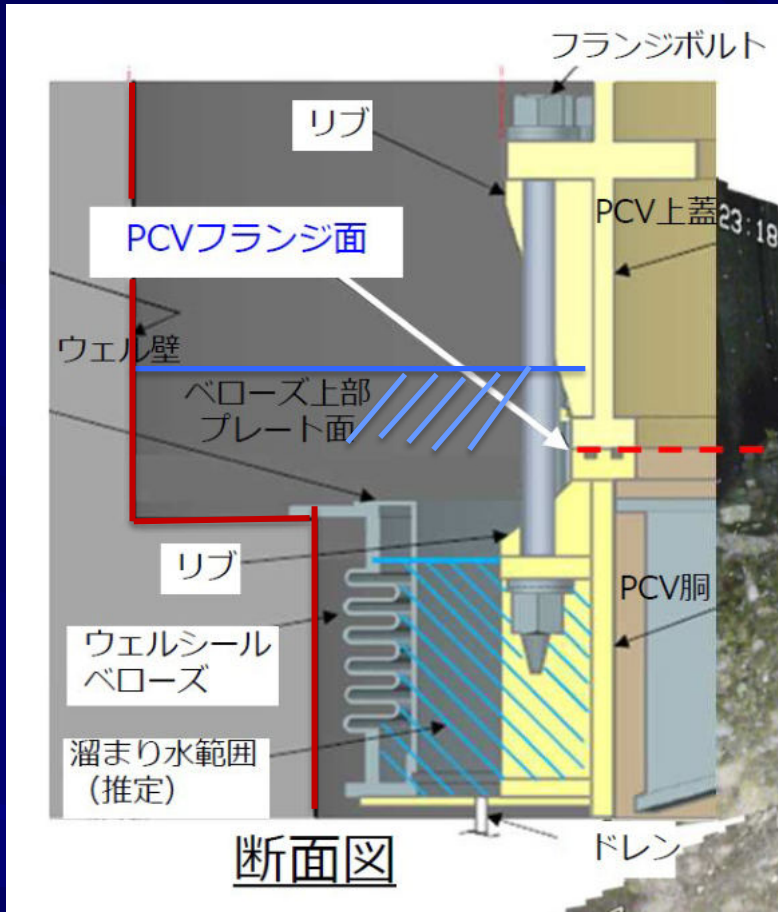


PCV上蓋上部状況（合成）：東側からの視点

3

格納容器頂部注水（ウェルシール部水張）

圧力容器と格納容器のフランジ高さがほぼ同じ(?)



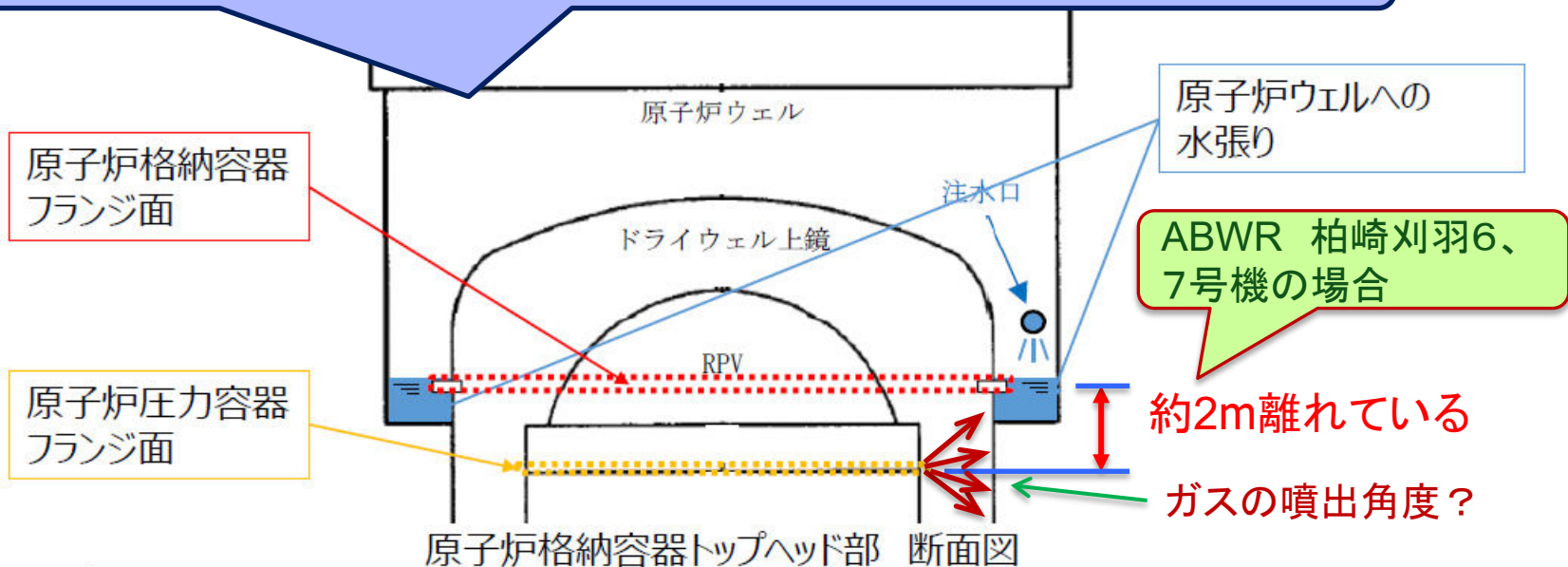
福島第一 マークI型
トップヘッドウェルシール

女川2号マークI改良型
トップヘッドウェルシール

1.4 原子炉压力容器主フランジの挙動 ～DCH的事象への有用性～

- 原子炉ウェルへの水張りは、RPV 主フランジから高温高压のガスが「噴出」するDCH(*)的事象のような場合にも有用なのか。(*)Direct Containment Heating (格納容器直接加熱)
 - 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの水張りにより原子炉格納容器のフランジ面を冷却することで、フランジ部に設置されたシール材の異常過温を防止出来ると考えております。これによりシール機能を維持することが可能となり、格納容器のシール性を確保できるものと考えております。なお、ABWRにおいては、原子炉压力容器フランジ高さと原子炉格納容器フランジ高さは異なっているため、万が一、原子炉压力容器のフランジ部から蒸気が噴出した場合でも、原子炉格納容器フランジ部に、蒸気が直接噴射されるような状況になる可能性は低いと考えております。

極めて少ない水。温度上昇をどこまで抑えられるか？



なぜ、水素ガスがもれるのか

- ◆水を張る前に、高温のガスがフランジ面に達すると樹脂製ガスケットは簡単にとけてリークする。
- ◆一旦、ガスケットが熱で損傷すると、後から外に水を満たしても高圧で水素ガスが噴出し、建屋内で爆発することになる。
- ◆なお、各プラントの審査では、水素濃度を約13%の爆轟基準以下に抑えるとしているが、福島事故では、爆燃でも十分破壊力があることが分かっている。水素濃度は燃焼限界約5%程度に抑えるべきである。
- ◆あらゆるシビアアクシデント対策が、水素対策として成立していない。

福島第一原発1号機温度

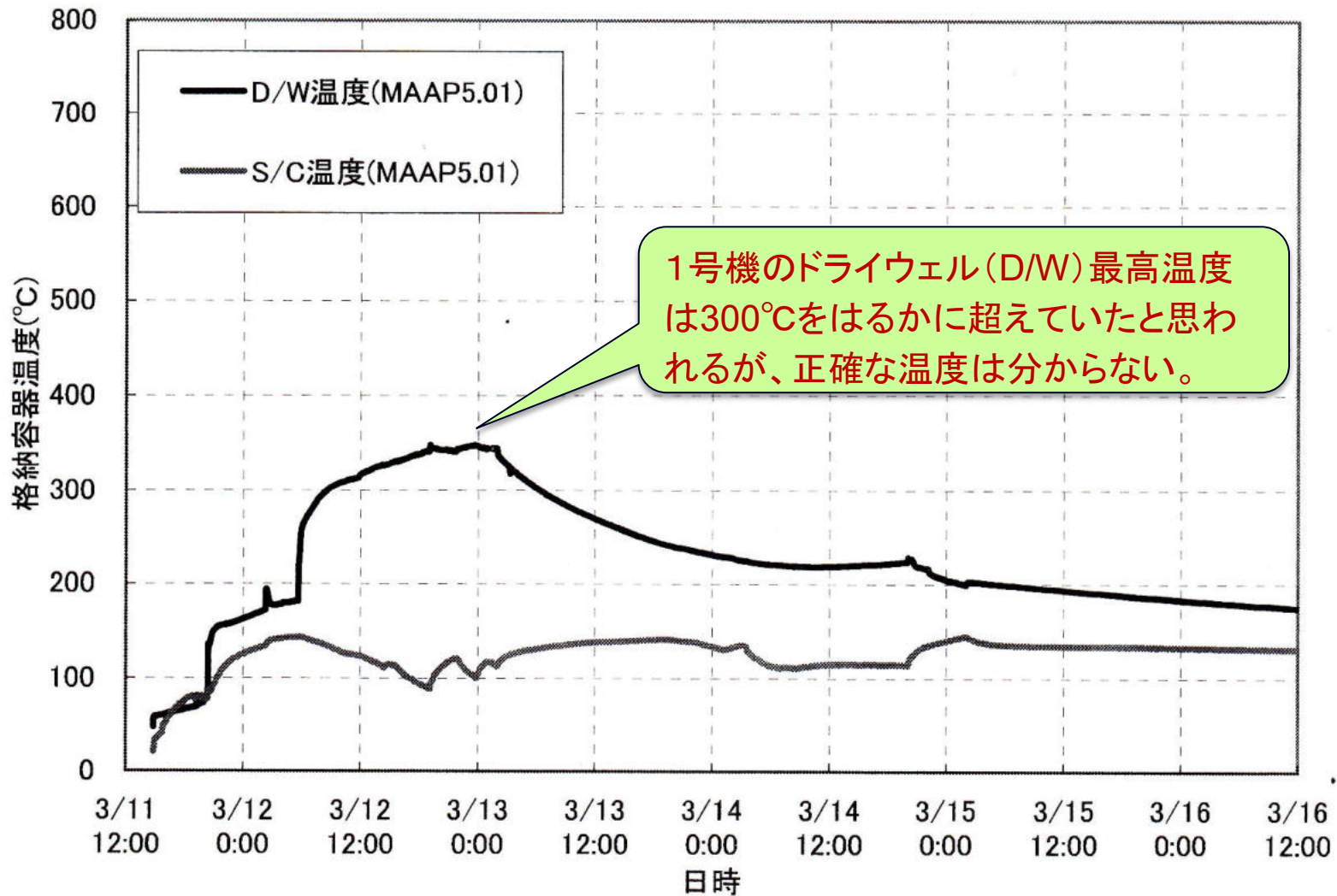


図 1-2 1号機 格納容器温度挙動

福島第一原発2号機温度

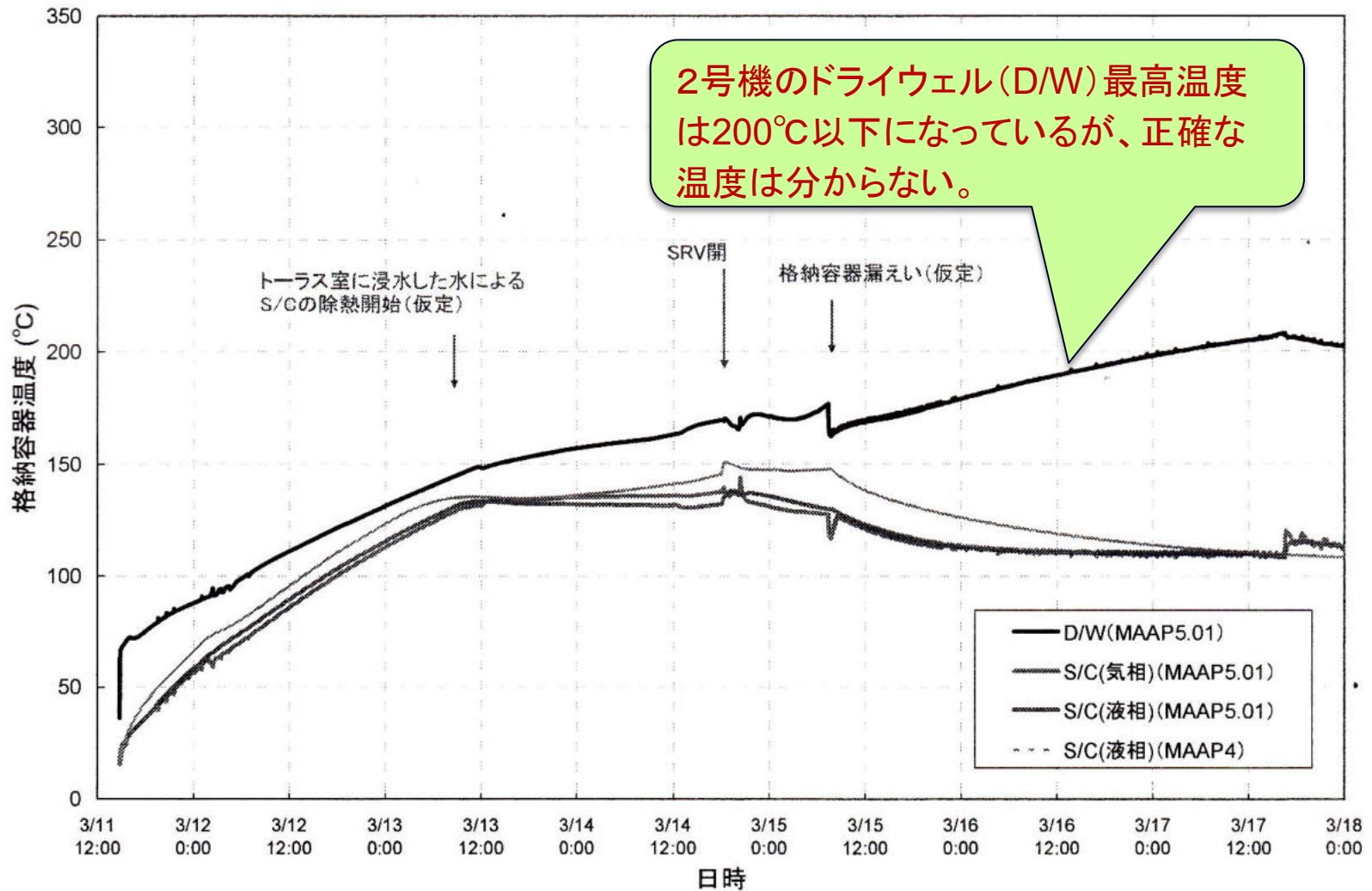


図 3-2 2号機 格納容器温度挙動

福島事故における格納容器の最高温度は分かっていない

1. 1号機は、300～400℃まで高温になったことで格納容器トップフランジから、漏れた可能性が高い
2. 2号機, 3号機のトップヘッドフランジ部の温度も200℃をはるかに超えていたのではないかと？
3. なぜなら、格納容器の耐性評価(圧力・温度に対する限界)を考えると、圧力はほぼ $2Pd$ 以下であったが、大量に放射性物質や水素が漏れたことを考えると、少なくとも局所的にトップヘッドフランジの温度は耐熱限界(250～300℃程度)を超えていたとみないと、つじつまがあわない。
(圧力に対して、 $2Pd$ 以下であれば、ガスケットが健全だと漏洩は少ない)
4. **MAAPによる解析の精度**
東電はMAAPによる解析を多用しているが、圧力は格納容器内(D/W)で均一としてよいが、温度は局所的に上がるのではないかと？
気中部雰囲気温度と鋼板のガスケット周辺の温度の計算は正しいかと？

そうじて、格納容器の局所的温度の推定が甘いのではないかと推測する。

過酷事故対策の手順(概要)からみた問題点

複雑で細かく圧力、温度、水位を制御することなどできるとは思われない。

1. 格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応手順

徐々に格納容器の圧力・温度が上昇する事故シナリオ

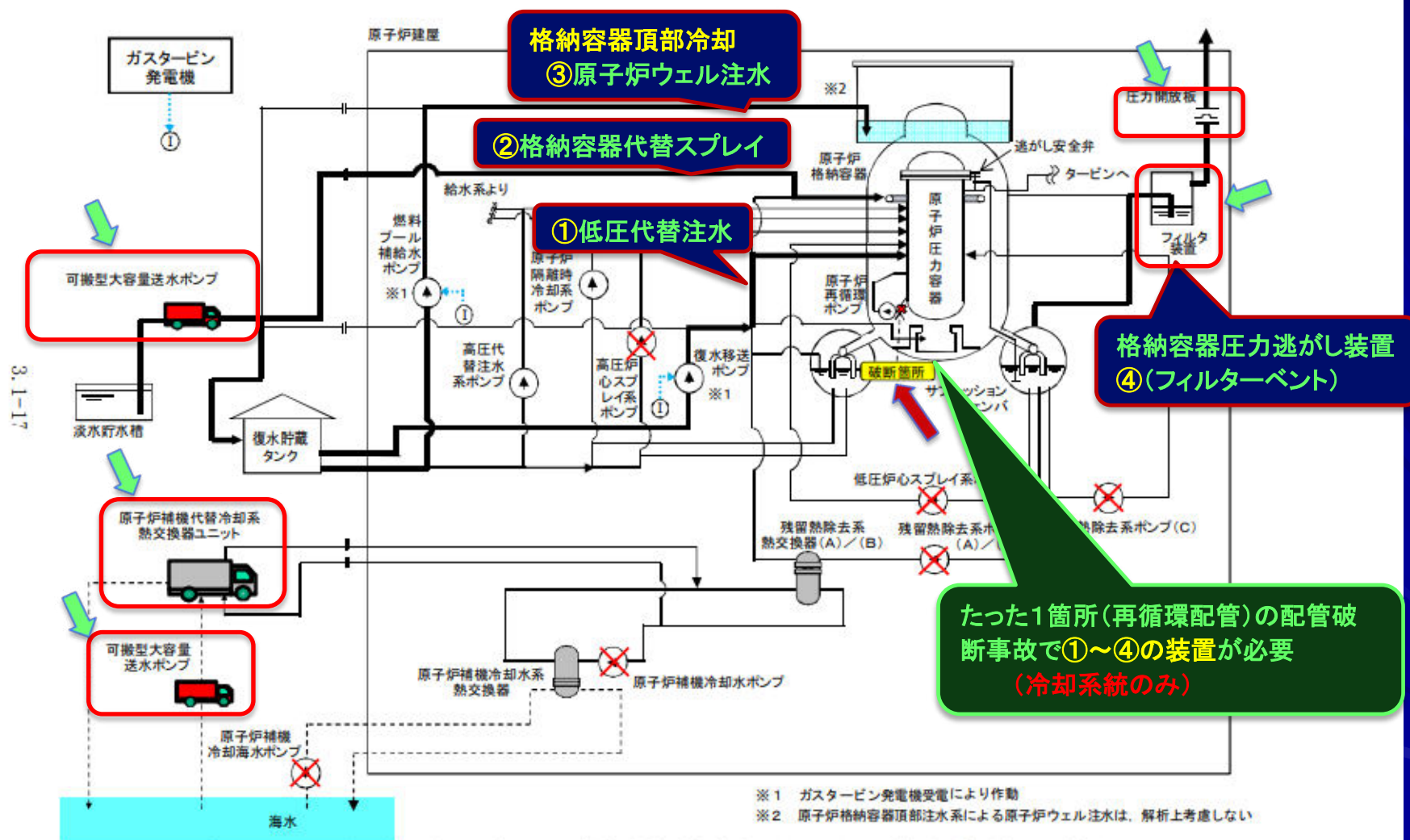
福島事故で起きたとされ、PRA(確率論的リスク評価)では事故の大半を占めるとされているが、極めて怪しい

2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)手順

圧力の高い状態で圧力容器が損傷し、格納容器内に高温のガスや粒子状の噴出物が流失し、格納容器が同時に損傷して漏れること。

1. 格納容器の過圧破損・過温破損 時(静的負荷)の対応手順

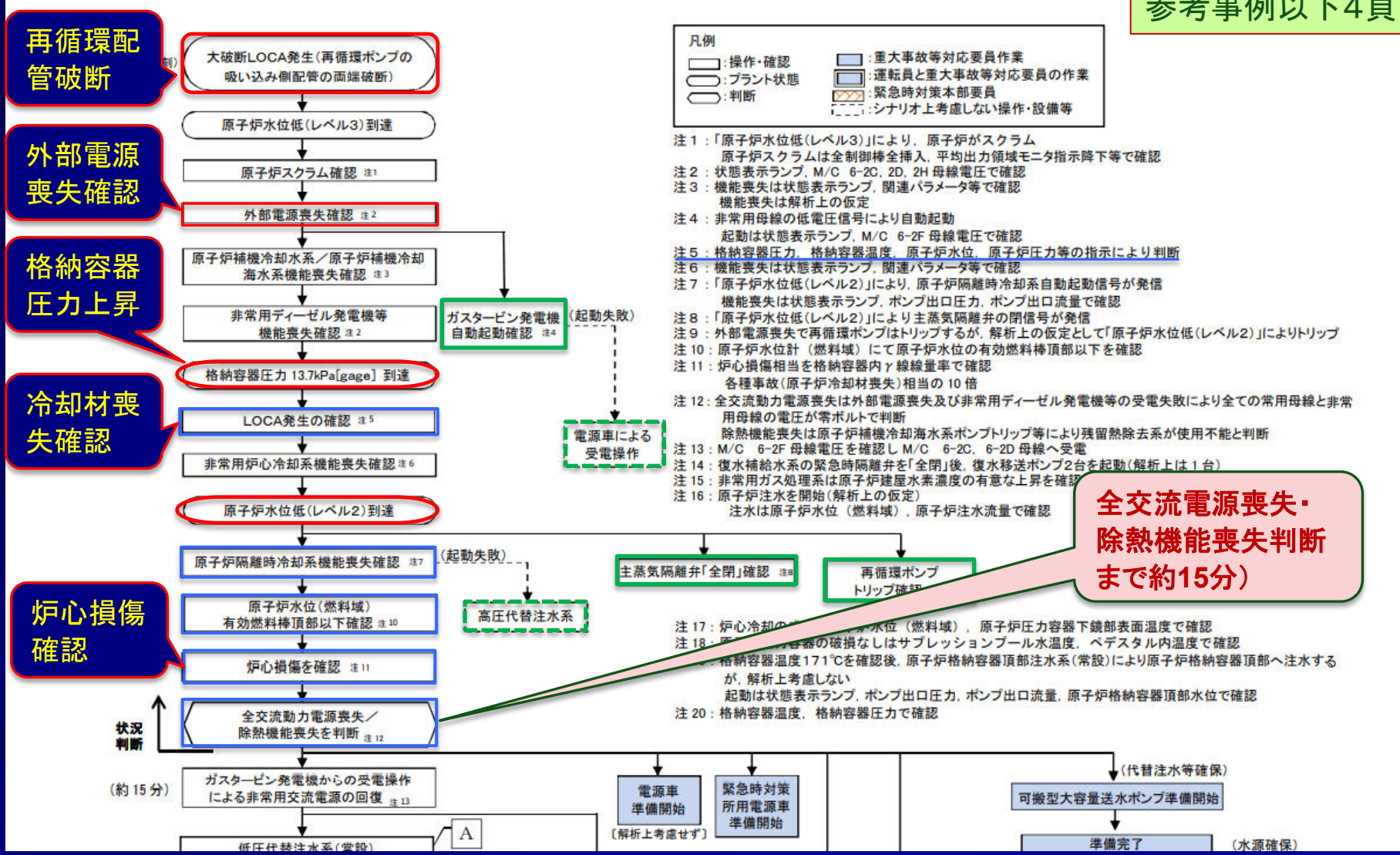
格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応設備



第3.1.2図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の使用系統概要
(低压代替注水系(常設), 原子炉格納容器頂部注水系(常設), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器圧力逃がし装置)

格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応手順(1/4)

参考事例以下4頁



格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応手順(2/4)

全交流電源喪失
除熱機能喪失

わずか30分で
炉心溶融

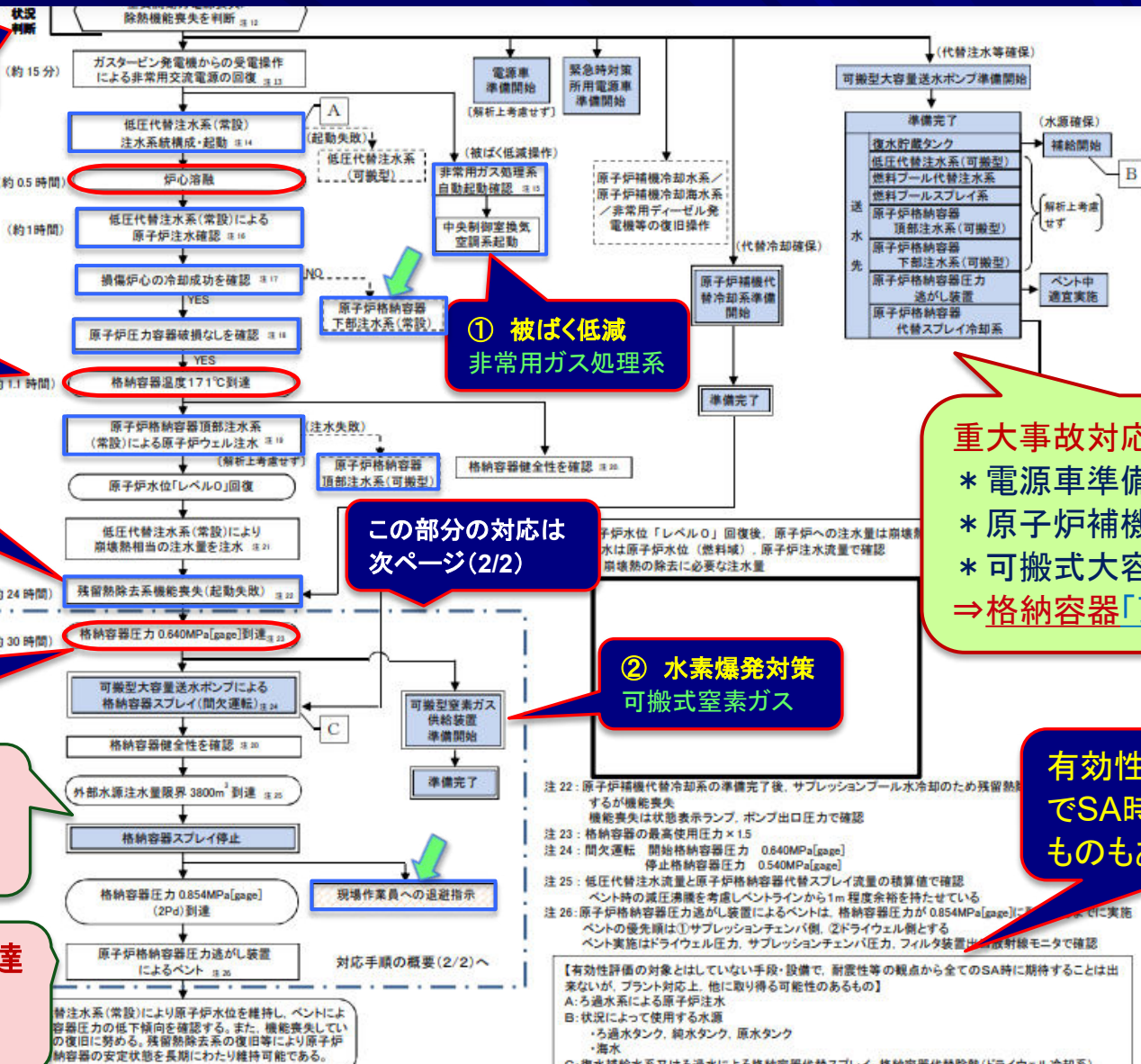
約1.1時間で格納
容器温度171°C

約24時間で残留
熱除去失敗

約30時間で格納
容器圧力1.5Pd

外部水源3800m³
到達でスプレイ停止
(約73時間)

格納容器圧力2Pd到達
フィルターベント作動
(約78時間)



① 被ばく低減
非常用ガス処理系

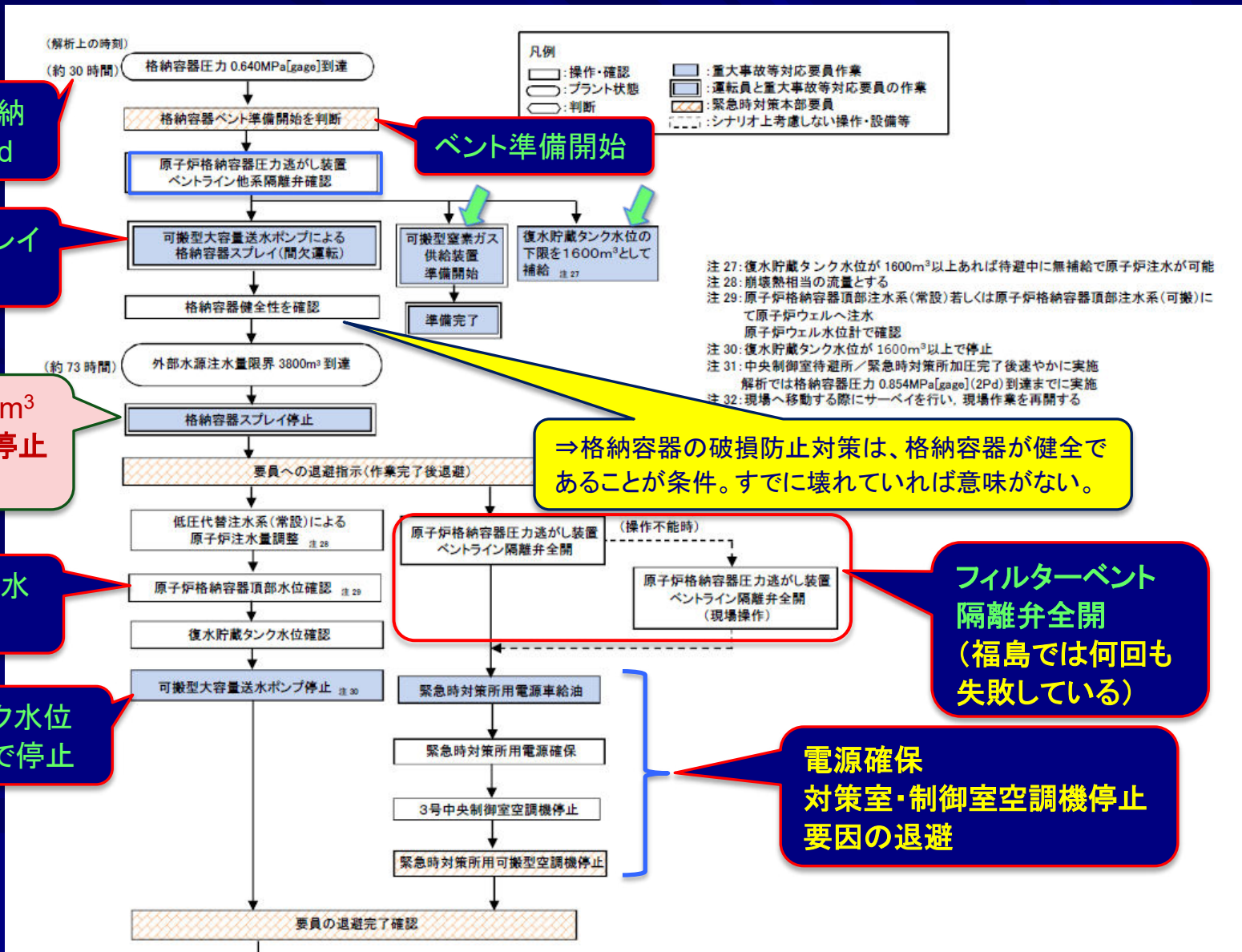
② 水素爆発対策
可搬式窒素ガス

重大事故対応手順
* 電源車準備
* 原子炉補機代替冷却
* 可搬式大容量送水ポンプ
⇒ 格納容器「頂部/下部」注水

有効性評価の対象外
でSA時に期待できる
ものもある？

第 3.1.3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の対応手順の概要(1/2)

格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応手順(3/4)



約30時間で格納容器圧力1.5Pd

格納容器スプレイ【間欠運転】

外部水源3800m³到達でスプレイ停止(約73時間)

格納容器頂部水位確認

腹水貯蔵タンク水位1600m³以上で停止

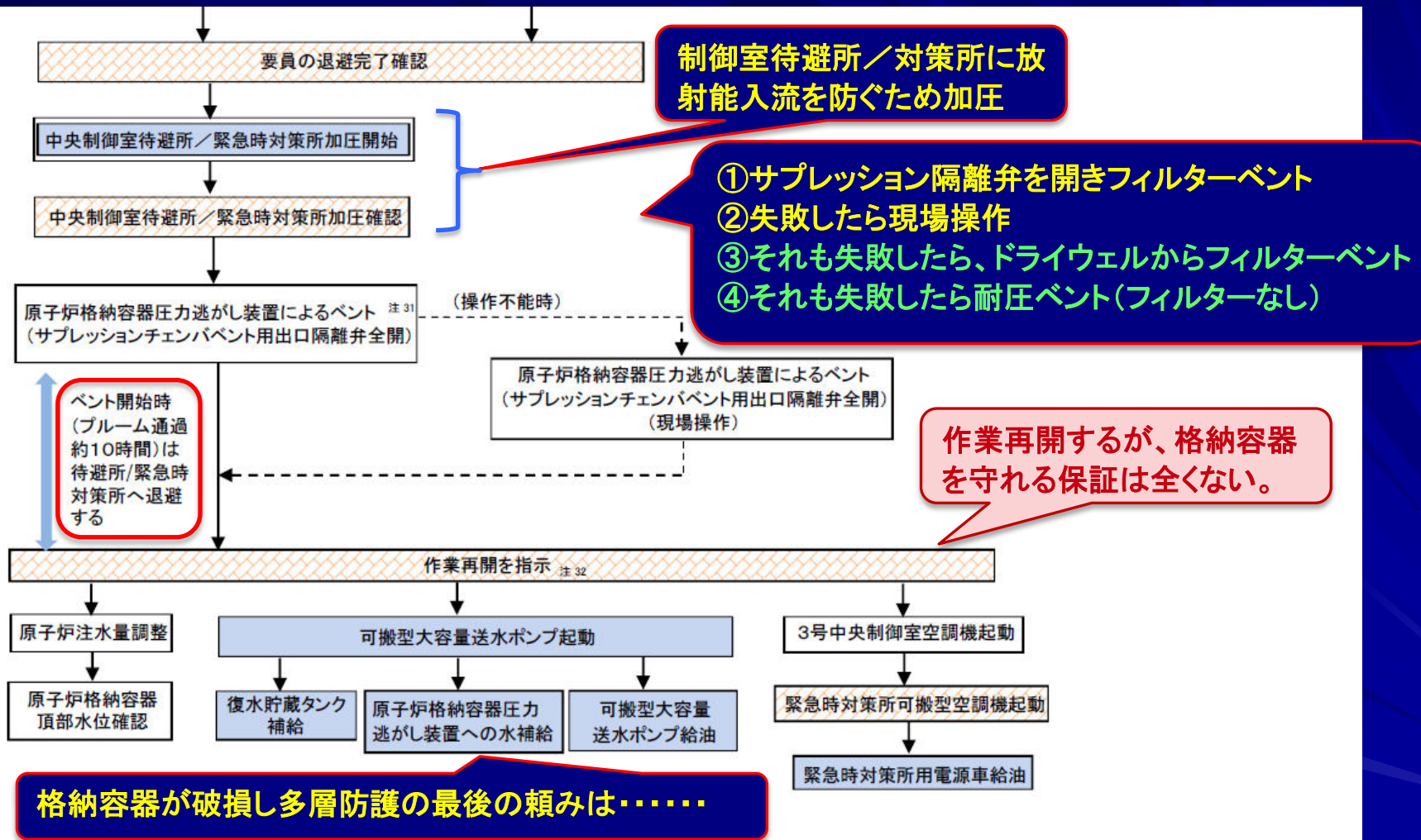
ベント準備開始

⇒格納容器の破損防止対策は、格納容器が健全であることが条件。すでに壊れていれば意味がない。

フィルターベント隔離弁全開(福島では何回も失敗している)

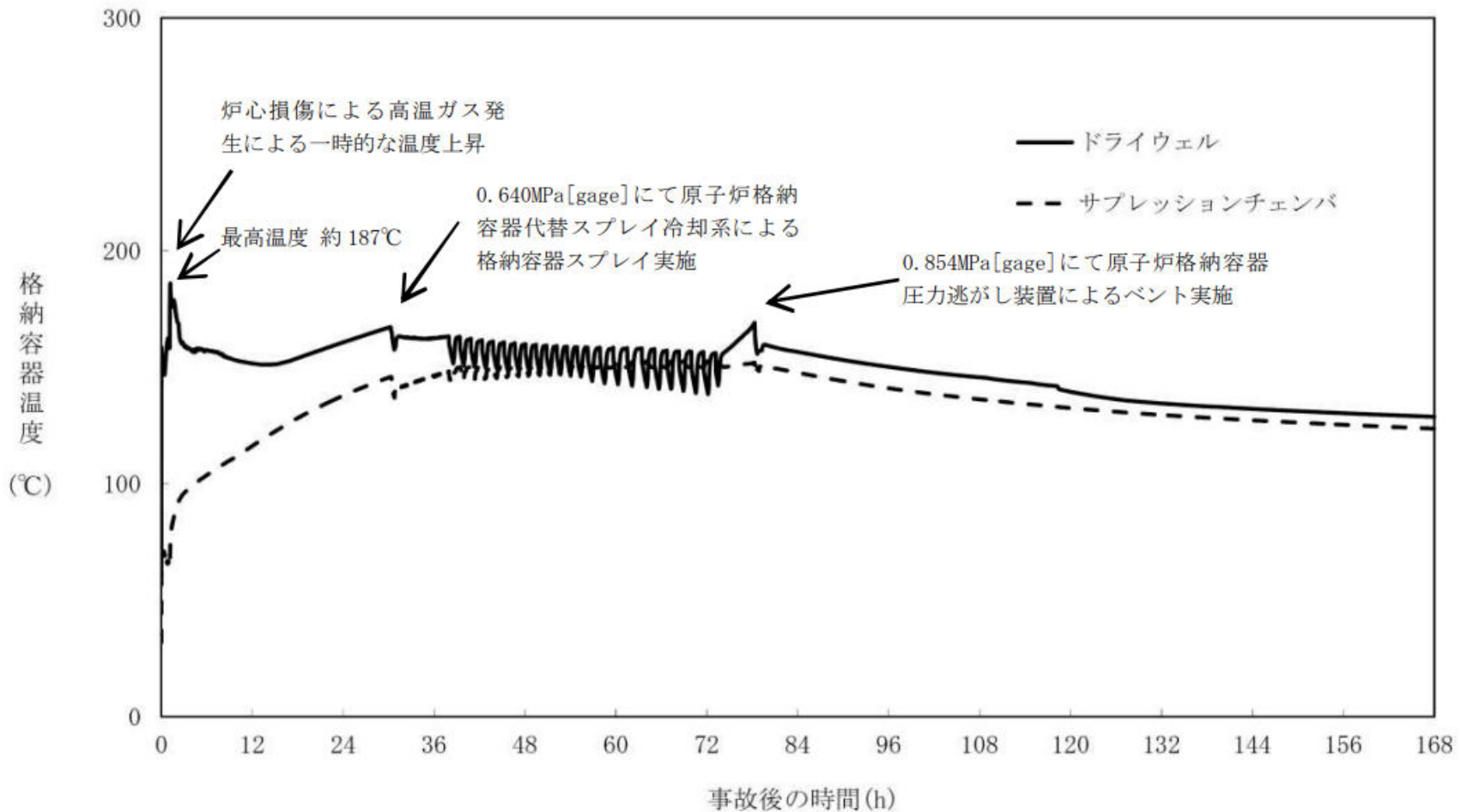
電源確保
対策室・制御室空調機停止
要因の退避

格納容器の過圧破損・過温破損時(静的負荷)の対応手順(4/4)



第 3. 1. 3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の対応手順の概要(2/2)

格納容器の気相部の温度は200°Cに抑えられる疑わしい



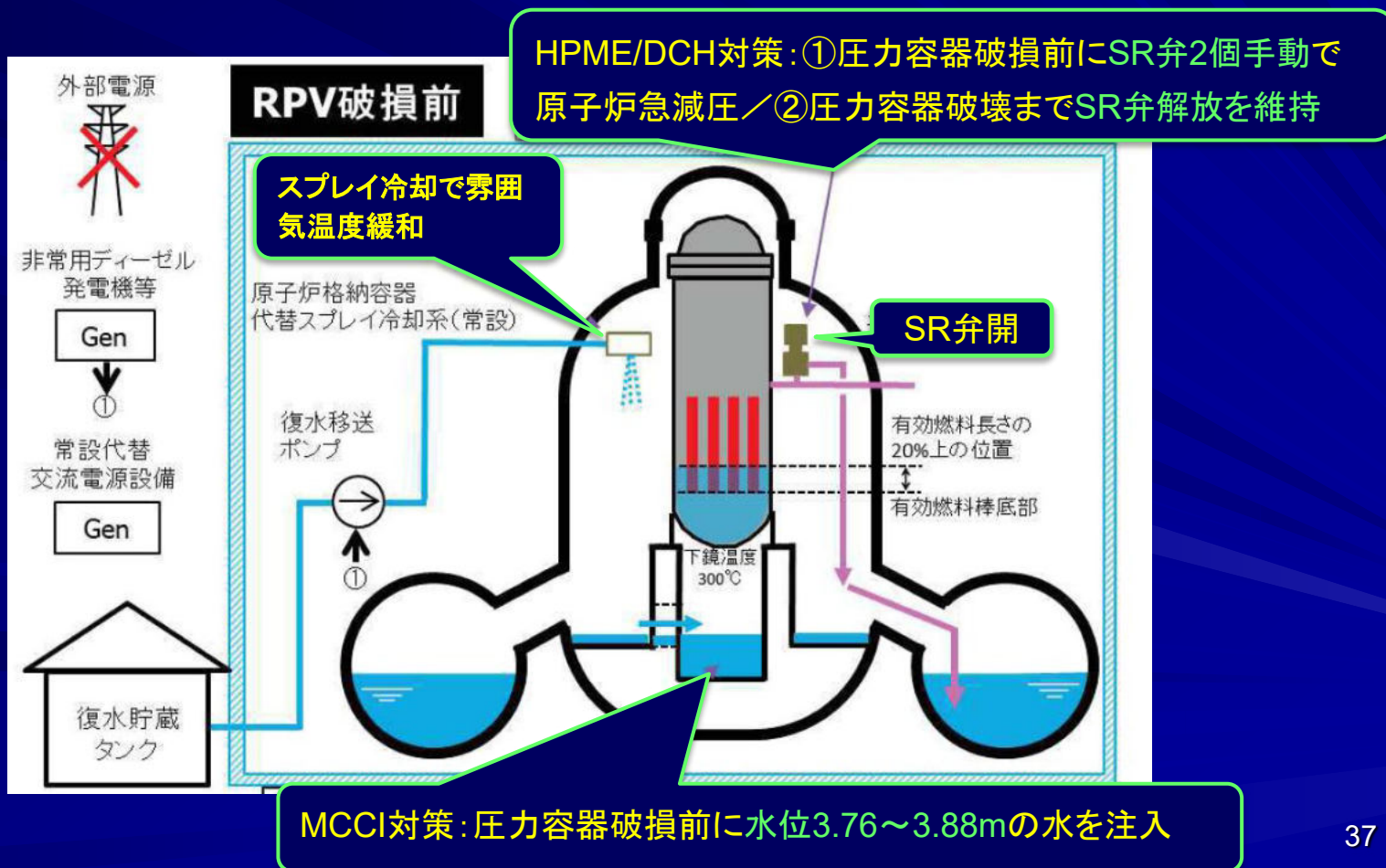
第 3.1.12 図 格納容器気相部の温度の推移

2. 高压熔融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱(DCH)概略手順

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱(DCH)

- * 原子炉水位が燃料棒有効高さの20%位置まで下がったらSR弁2個自動減圧
- * RPV破損まで自動減圧機能付きSR弁の解放状態を維持
- * 格納容器代替スプレイ冷却でRPV破損前にペDESTAL注水。水位3.76～3.88m確保(原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに達した時点で注水)

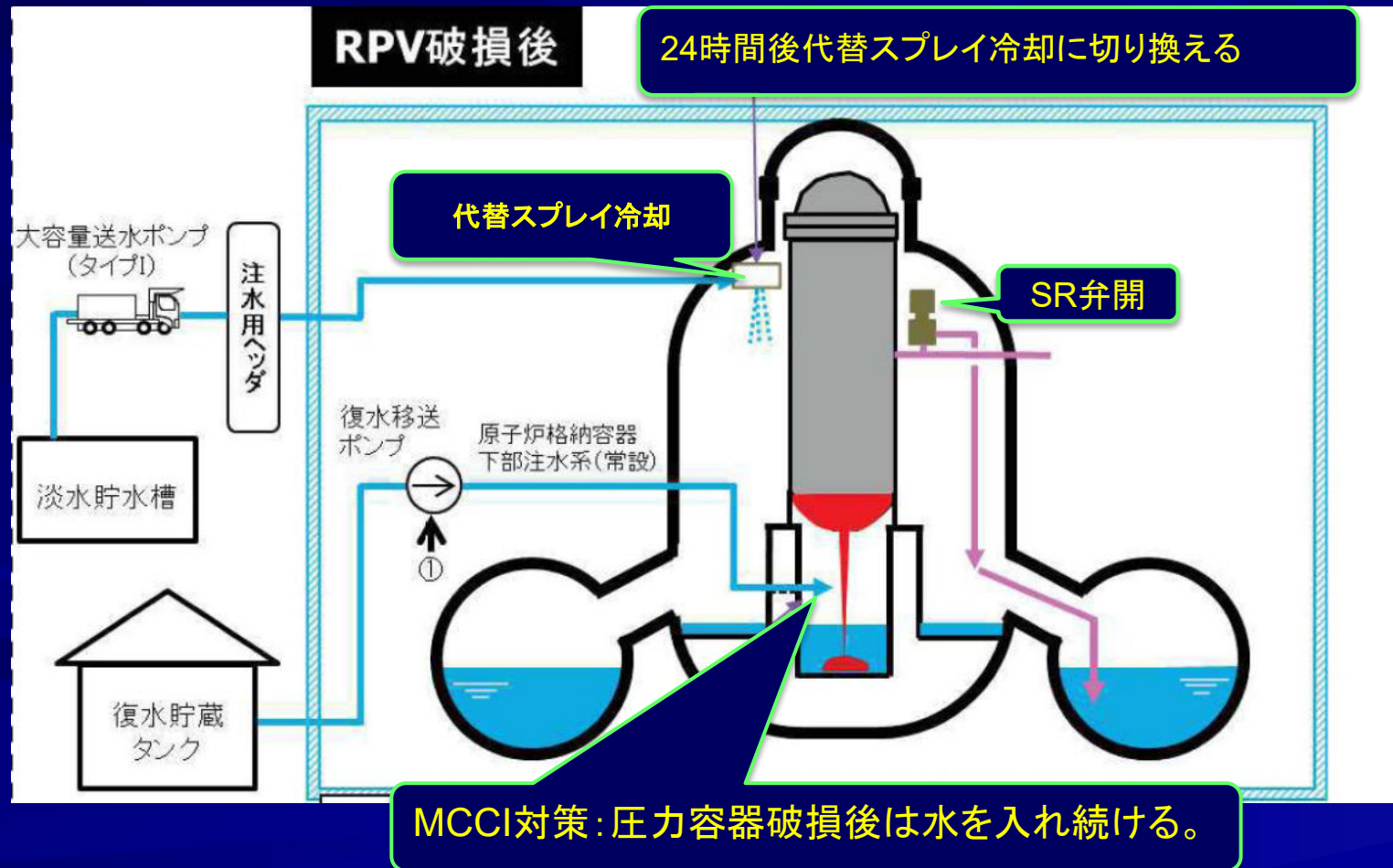
①



高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

- * 代替スプレイ冷却で格納容器雰囲気冷却
- * 格納容器下部注水系でペDESTAL注水3.76～3.88m確保

②



溶融炉心を冷却するためのペDESTAL注水水位計測

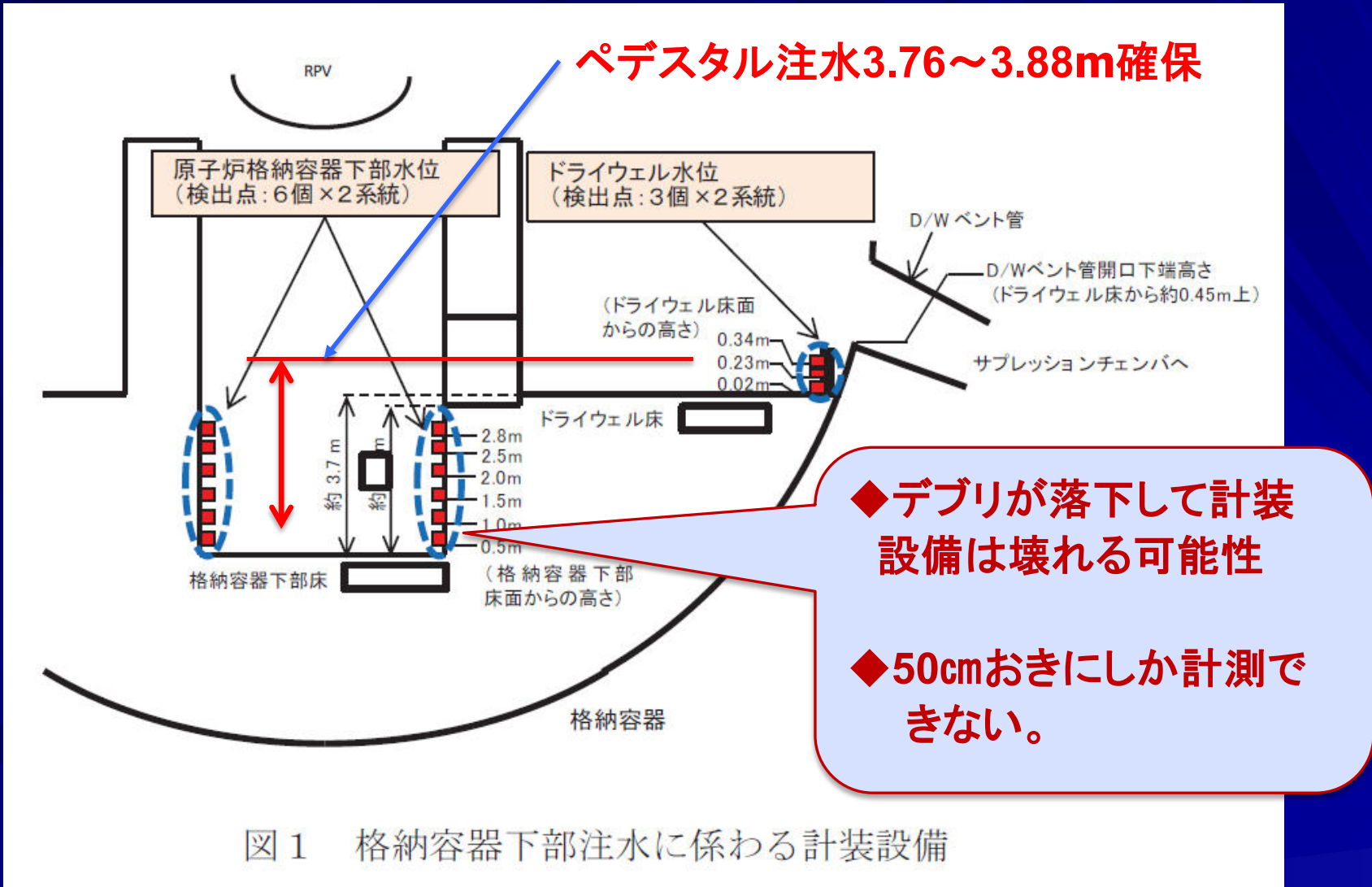




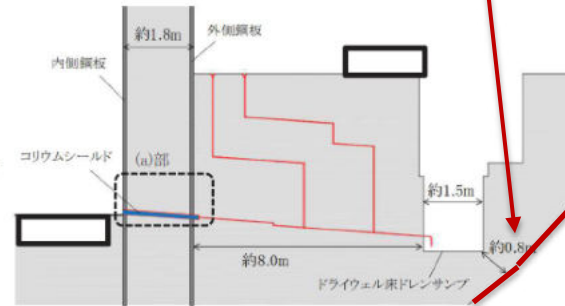
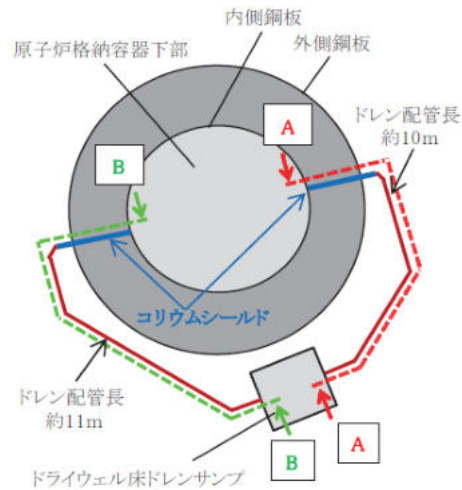
図1 格納容器下部注水に係わる計装設備

コリウムシールドとドレンサンプ

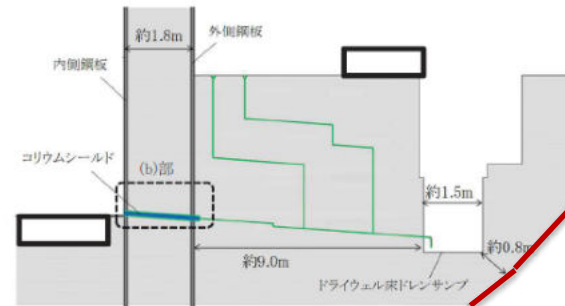
ドレンサンプと格納容器シェルとの距離は80cmしかない
簡単に溶けてしまう可能性が高い。

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
耐熱材寸法 (外径/内径/長さ)	
通水配管流路口径	

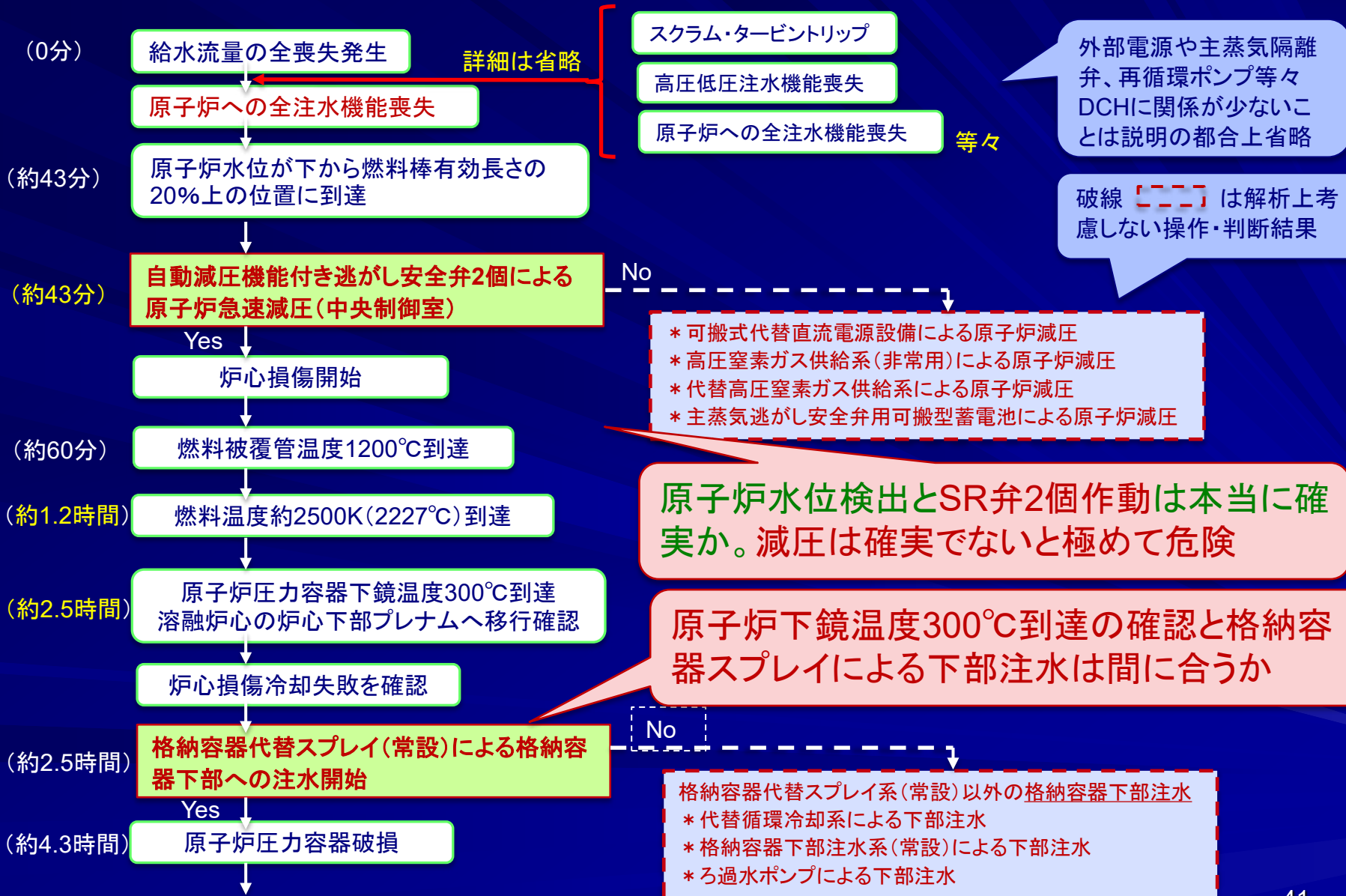


A-A矢視図



B-B矢視図

高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)概略手順①



高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱(DCH)概略手順②

原子炉圧力容器破損時の
原子炉圧力2.0MPa(gage)以下確認

溶融炉心落下

水蒸気発生に伴う圧力上昇
(溶融燃料—冷却材相互作用)

格納容器限界圧力以下確認(2Pd以下)

格納容器バウンダリー機能維持

原子炉圧力容器破損を確認

格納容器代替スプレイ冷却系(常設)
による格納容器下部への注水停止

格納容器下部注水系(常設)による
格納容器下部注水

Yes
溶融炉心によるコンクリート浸食停止

(約5.4時間)

原子炉圧力容器の高圧破損回避の確認？

必ず起こる「水蒸気発生による圧カスパイク」は考えるが、はるかに危険な水蒸気爆発は無視している。

圧力容器破損確認後の格納容器スプレイを停止し、格納容器下部注水を実施する手順はまともにはできるか疑わしい。なぜなら、「下部注水」のタイミングを厳密に規定しているが、SA時にそのような時間的制約の大きい対策がうまくいく可能性は小さいから。

No

- 格納容器下部注水系(常設)以外による(格納容器)下部への注水
- * 代替循環冷却系による下部注水
- * 格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による下部への冷却
- * ろ過水ポンプによる下部への注水

高压溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱(DCH)概略手順③



前回委員会での主な議論の内容 ～②格納容器頂部注水の有効性～

- PCV主フランジからの漏えい対策として、格納容器頂部注水を行う事としているが、RPV主フランジから高温高圧の蒸気が噴出した場合、PCVフランジの内側のOリングはどの程度の温度となるのか。性能は維持されるのか。

- RPVへの注水手段が全て喪失した場合を仮定し、さらにRPV主フランジが漏えいすることを仮定した場合について、MAAP解析によりPCVトップヘッドフランジの温度を評価した。

(解析上の主要な仮定)

- RPVへの注水手段は全て喪失する。
- RPV内の気相温度が500℃を超過した場合に、RPV主フランジからPCVトップヘッドに漏えいが開始する（但し、この時点でRPV主フランジ温度上昇は小さい）。
- 漏えい面積はフランジが1mm開口した場合に相当する223cm²とする。

「格納容器のガスケット温度は限界温度200℃を超えない」は極めて怪しい。

- PCVトップヘッドフランジの温度は、PCVの限界温度である200℃以下で推移することを確認した（詳細は、次ページ以降で説明）。

前回委員会での主な議論の内容 ～②格納容器頂部注水の有効性～

- RPV主フランジからの漏えいによりPCVトップヘッドフランジの温度は上昇するが、原子炉圧力の低下に伴い漏えい量は低下し、PCVトップヘッドフランジの温度上昇は止まる。その後ウェル注水が開始されることにより、PCVトップヘッドフランジの温度は低下する（**限界温度の200℃以下で推移**）。

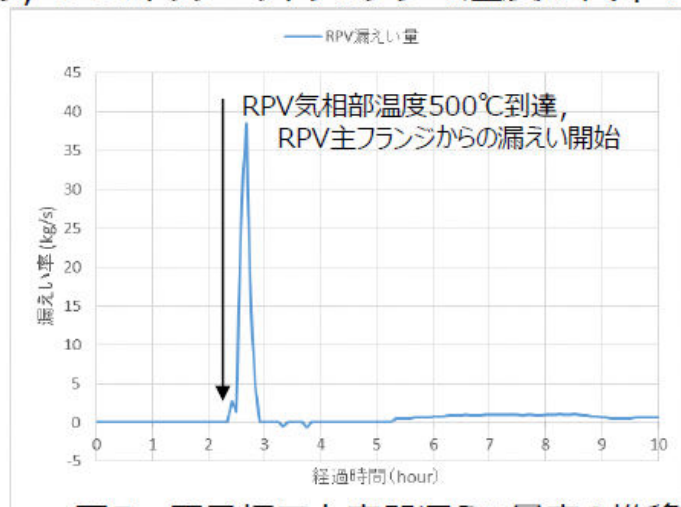


図5. 原子炉圧力容器漏えい量率の推移

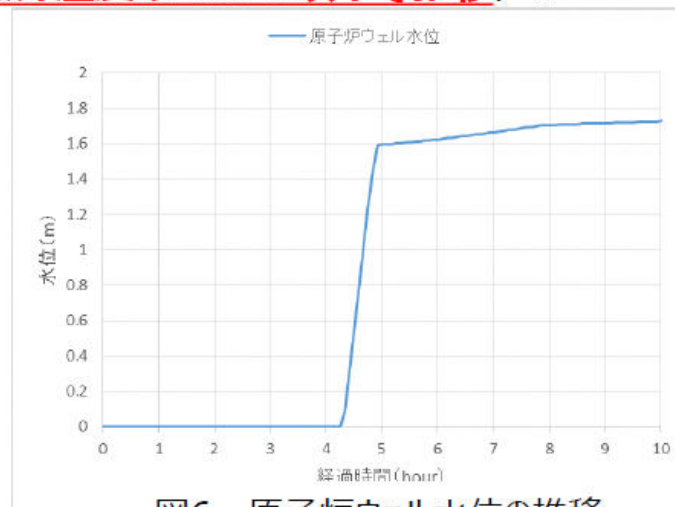


図6. 原子炉ウェル水位の推移

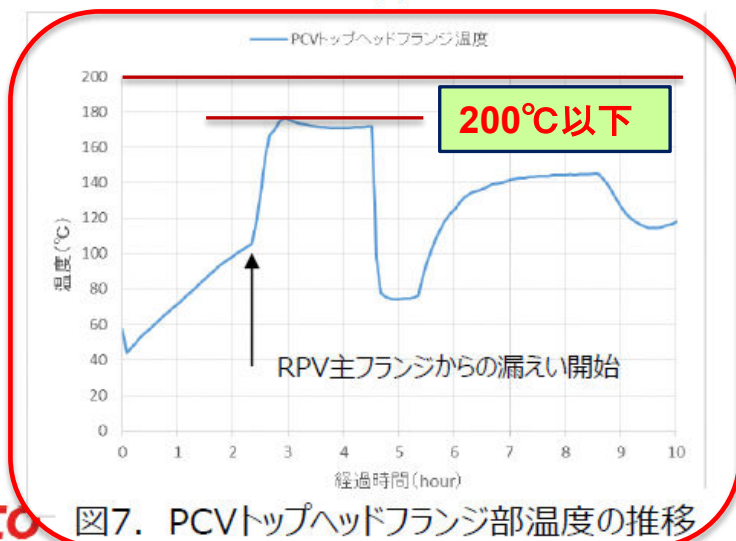


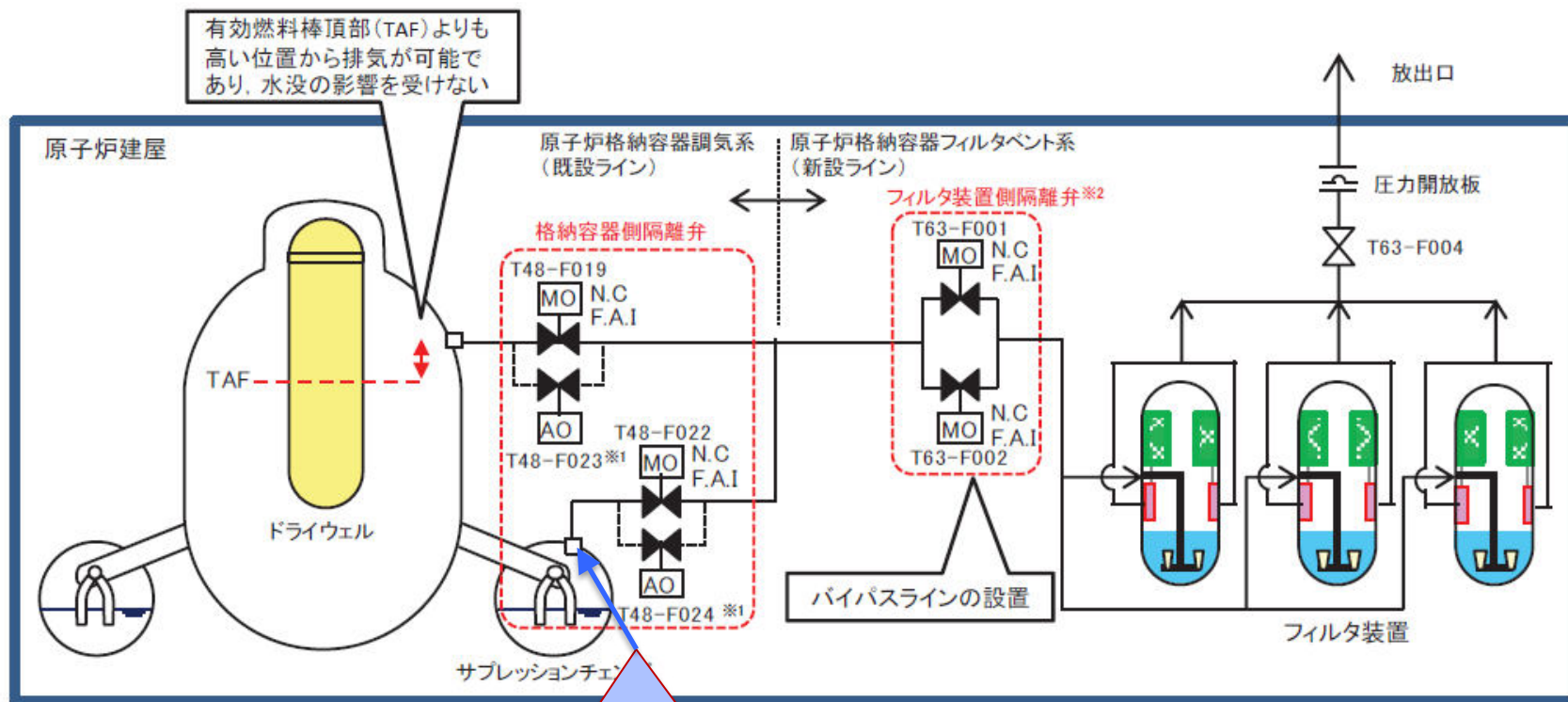
図7. PCVトップヘッドフランジ部温度の推移

注)

- 原子炉ウェル注水は、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合に手順に着手し、171℃に到達したことを確認して実施するが、ここでは保守的に原子炉格納容器内の温度が171℃に到達してから手順に着手するものとしている。
- 注水手段はSPCU（常設）と消防車（可搬）があるが、ここでは注水開始までにより長い時間を要する消防車による注水を想定している。

格納容器過圧破損防止 フィルターベントの問題点

フィルターベント系隔離弁構成



※1: T48-F023及びT48-F024はプラント運転中の格納容器圧力の維持に用いられる小口径(50A)の弁であり、

原子炉格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。

※2: 100%容量のフィルタ装置側隔離弁及び配管を並列に設置する。

N.C: Normal close
F.A.I: Fail as is

サプレッションチェンバーのベントラインは格納容器冷却を続けると水位が上がり水没して、ベントができなくなる。

隔離弁は、「通常時閉」「故障時そのまま」の設定

フィルターベント系隔離弁構成

多重化した隔離弁は開操作に失敗しやすい

サプレッションチェンバからのベントとドライウェルベントがあるが、水位があがればドライしかない。

原子炉格納容器フィルタベント系の

系統構成

- 原子炉格納容器フィルタベント系は、系統を構成する設備を**頑健な原子炉建屋に設置**する設計 (P.13)
- サプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも溶融炉心、水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設置する設計 (P.15)
- ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計とし、さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が可能な設計 (P.16)
- 他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置する設計 (P.17)
- ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化し、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計

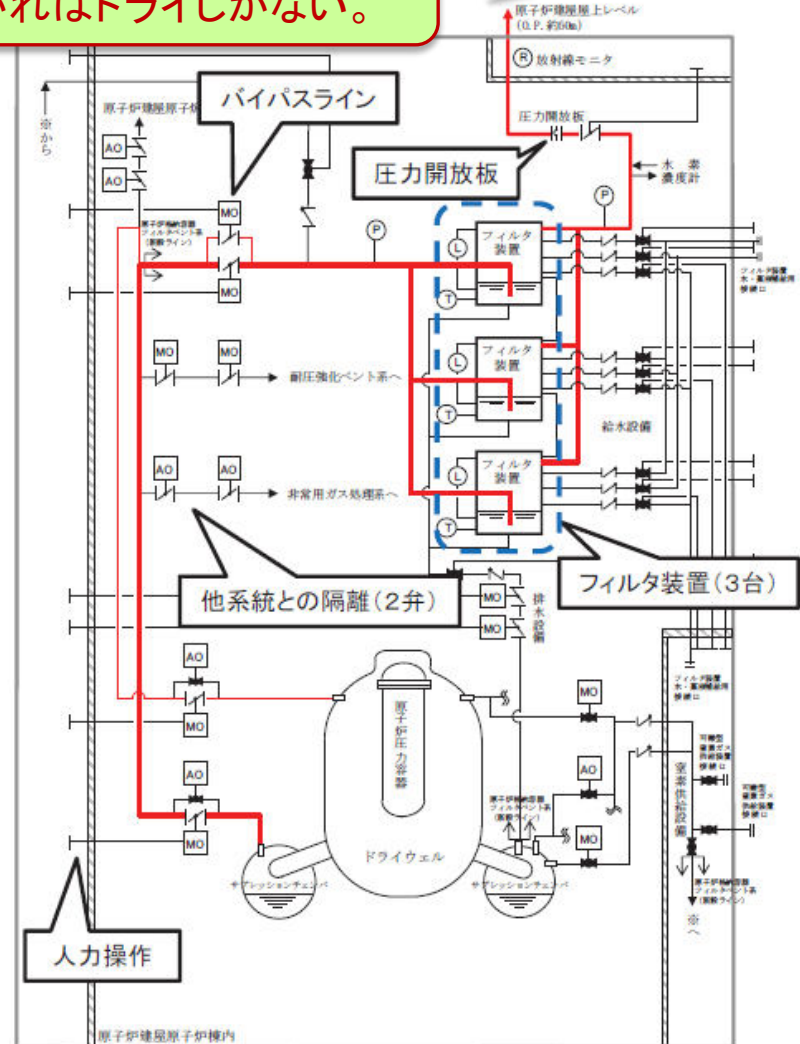
主な仕様

- フィルタ装置

個数	1(3)
系統設計流量	10.0 (原)
放射性物質除去効率	99.9
	99.8
	98%
- フィルタ装置出口側圧力開放板

個数	1
設定破裂圧力(差圧)	約100kPa

ブローアウトパネルは配管破断事故時に開くべきだが、放射性物質の放出は抑制するため閉じる必要がある。開くか閉じるか様々な状況で異なるおかしな設計だ。



原子炉建屋 原子炉格納容器フィルタベント系概要図

福島第1原発事故中間報告

審査に関わる問題多数

福島事故の未解明問題のひとつが明確になった。

「原子力規制委員がまとめた福島第一原発事故の中間報告書には、原発審査にかかわる重大な問題はしてきされている。」

ベントガスの逆流や格納容器の漏洩経路や破損モードなど、事故シナリオを検討し直す必要があることを指摘した。(後藤)

原子炉建屋上部に大量の放射性セシウム、期待された機能を果たさなかった機器、爆発に水素以外の可燃ガスの参与。原子力規制委員会が今月まとめた東京電力福島第1原発事故の中間報告書には、原発の審査にもかかわる重大な問題が指摘されています。(松沼 昭)

規制委は中間報告のため 低下した一方、廃炉作業に 新たに現地調査などを行 導かれています。 よって現場が変更された箇 元東芝・原発プラント設 計技術者の後藤政志氏は 2019年秋から外部 所も増え、記録を残す必要 があったという理由からで ました。現地の放射線量が す。

「相当量」の逆流

ベントガス

高温で機能喪失

格納容器

調査の一つが格納容器の 圧力を下げるために行う排 気(ベント)の配管などの 汚染状況です。調査の結果、2号機のベントが1度 も成功しなかったこと、 1、3号機のベント時には 水素を含む「相当量」の ベントガスが原子炉建屋 へ逆流したことが明らか になりました。 今回の報告で廃炉作業へ の影響からも注目を集めた のは、格納容器の上部に敷 かれた3重のコンクリート 壁が、事故時に大気中 に放出したとされるセシ ユム-137の量約1京500 0億ベクレル程度と評価し ました。



福島第1原発の2号機5階から格納容器上のシールドフラクをガンマカメラで撮影した様子。(白抜き部分は画像を加工)シールドフラク上は高い放射線量を示す赤色に見えます。2020年3月30日、原子力規制委員会提供

後藤氏は、2、3号機では幸いセシウムがシールドフラクに付着して環境中に放出されませんが、格納容器が機能喪失したという事です。ベントは大気中に放射能を放出しても最後のとりでである格納容器を守って放射能の大放出を防ぐというものです。2号機の爆発は多段階の事象として発生しています。つまり建屋内部で爆発が生じ、建屋が変

可燃性有機

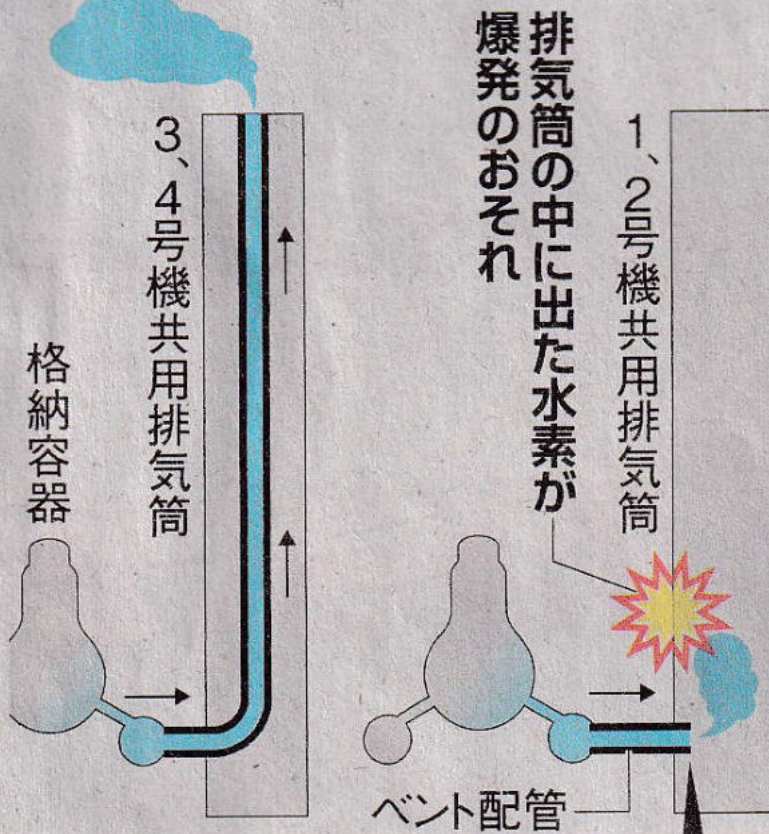
爆発

中間報告は事故直後のデータから撮影された映像を基に、3号機の爆発について検討し、3号機から水素と可燃性有機物

福島第1原発の2号機5階から格納容器上のシールドフラクをガンマカメラで撮影した様子。(白抜き部分は画像を加工)シールドフラク上は高い放射線量を示す赤色に見えます。2020年3月30日、原子力規制委員会提供

途切れた配管のイメージ

水素は
排気筒の外へ



排気筒の中に出た水素が
爆発のおそれ

**ベントの配管が排気筒の
根元で途切れていた**

格納容器ベントの配管

- ◆SGTS(非常用ガス処理系)
- ◆他号機との共用

⇒逆流、水素爆発、ベントできず 等

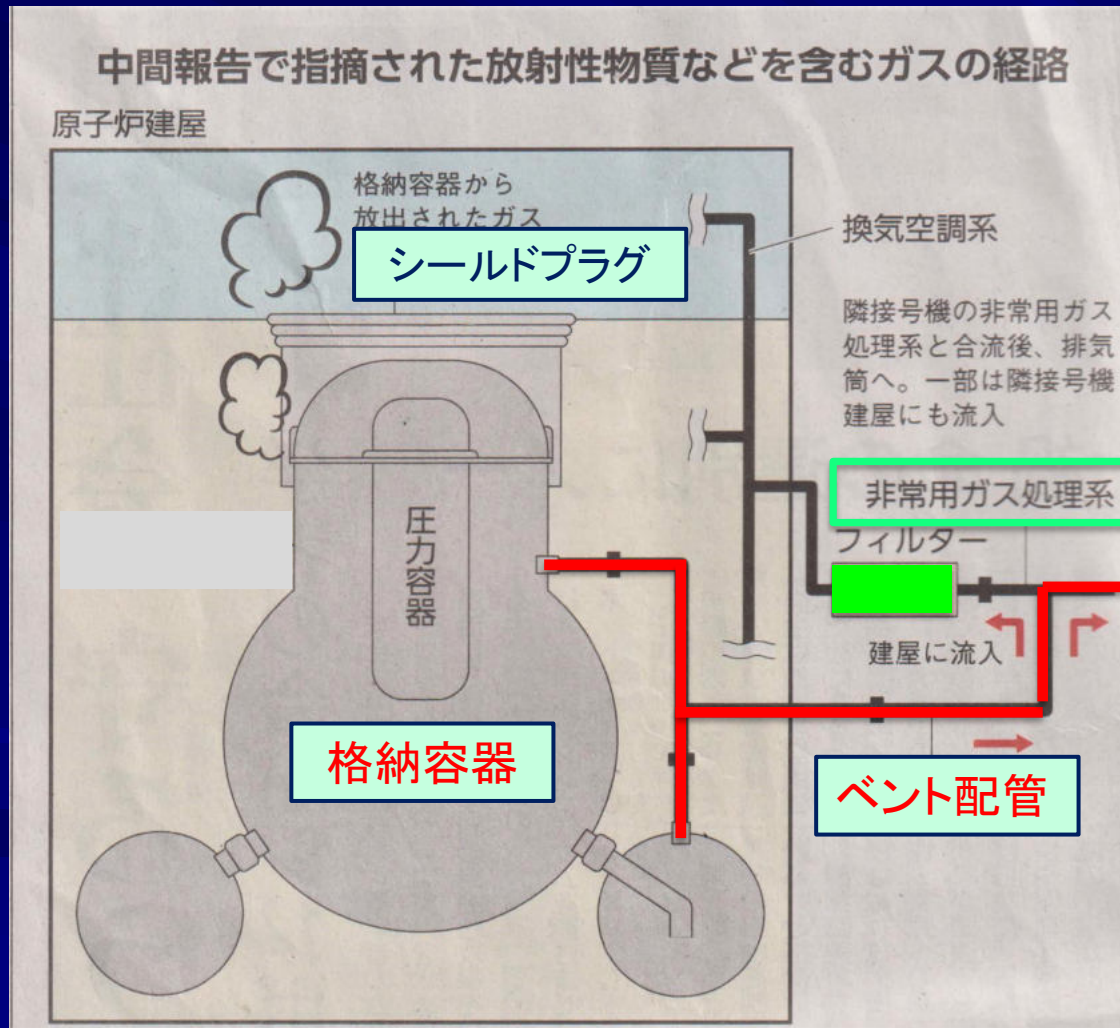


2011年3月15日の福島第一原発。手前から1号機、2号機があり、その間に排気筒がある。1号機のベントで内部が高濃度の放射性物質で汚染された。2号機のベントは成功しなかった=東京電力提供

事故の進展を特定できていない

3月30日付 新聞赤旗
特報 の図に加筆

放射性物質・水素の流れと欠陥



排気塔
(スタック)

配管がスタックの入り口で止まっている。

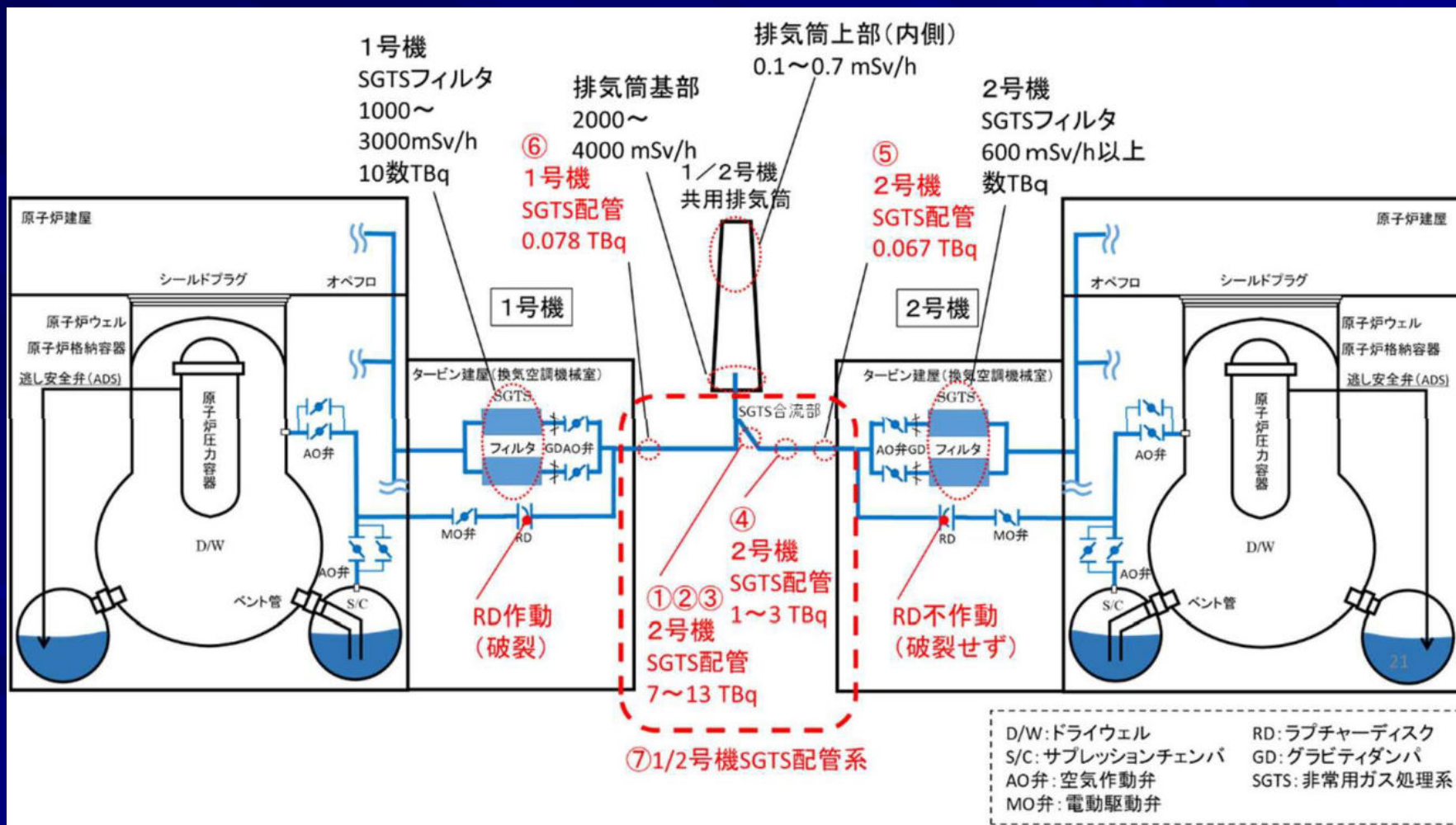
逆流

2号機ベント配管



格納容器ベント系・SGTS系・スタック等の汚染状況

1号機と2号機は共用スタック(排気塔)。ベント配管とSGTSはAO弁で仕切られているが、フェイルオープンで格納容器からのベントガスがSGTSに逆流



とても有効とは言えない過酷事故対策

1号機と2号機は共用スタック(排気塔)。ベント配管とSGTSはAO弁で仕切られているが、フェイルオープンで格納容器からのベントガスがSGTSに逆流

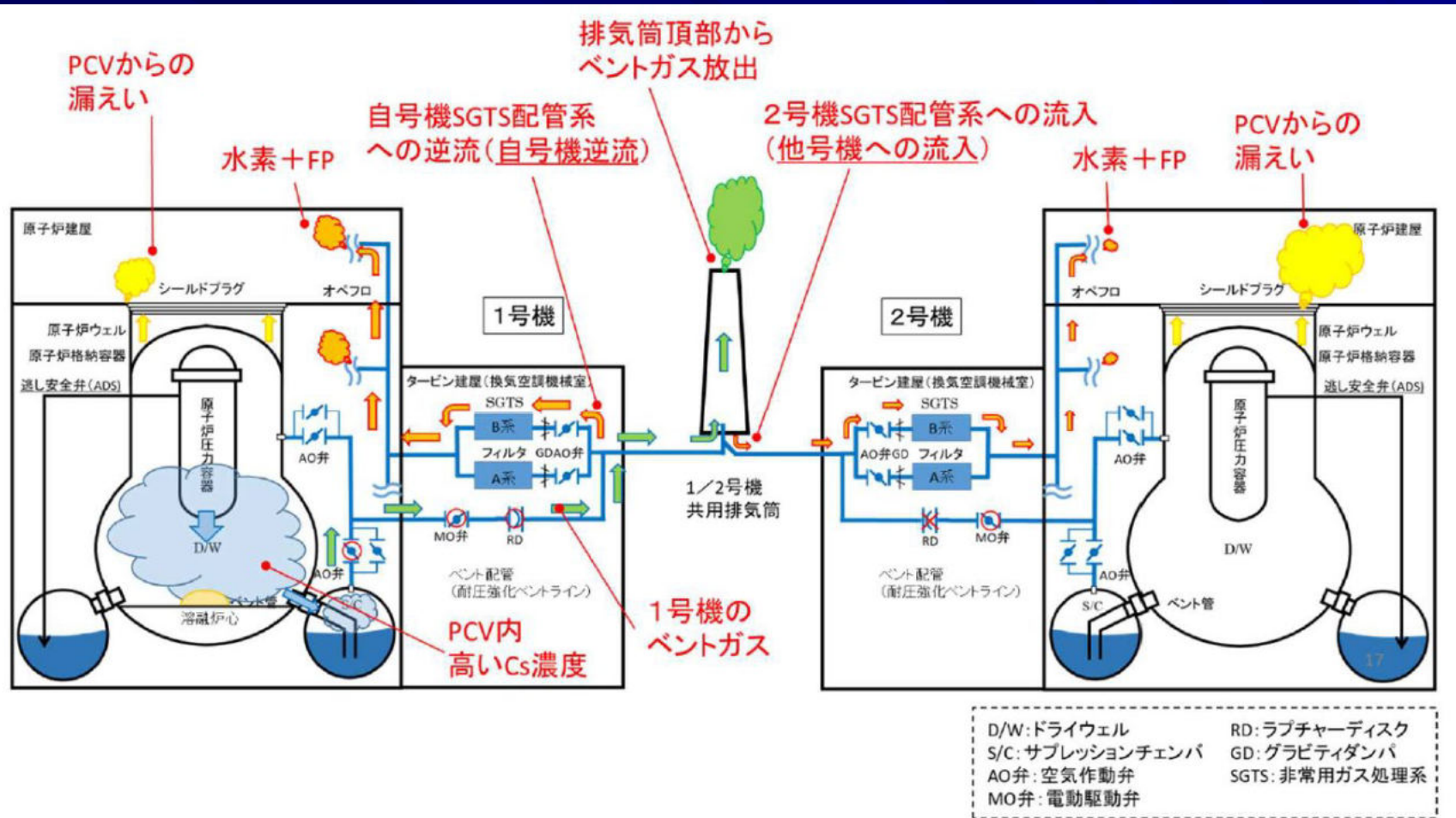


図9 自号機逆流と他号機への流入

格納容器耐圧ベントライン

一見単純だが、格納容器ベント弁のベント開始圧力 P_s とラプチャーディスク作動圧力 P_r と、格納容器の設計圧力 P_d および過酷事故時の限界圧力 $2P_d$ の関係を考える。

技術史研究No87 「福島事故に関する技術課題と原発の設計の矛盾」p.77

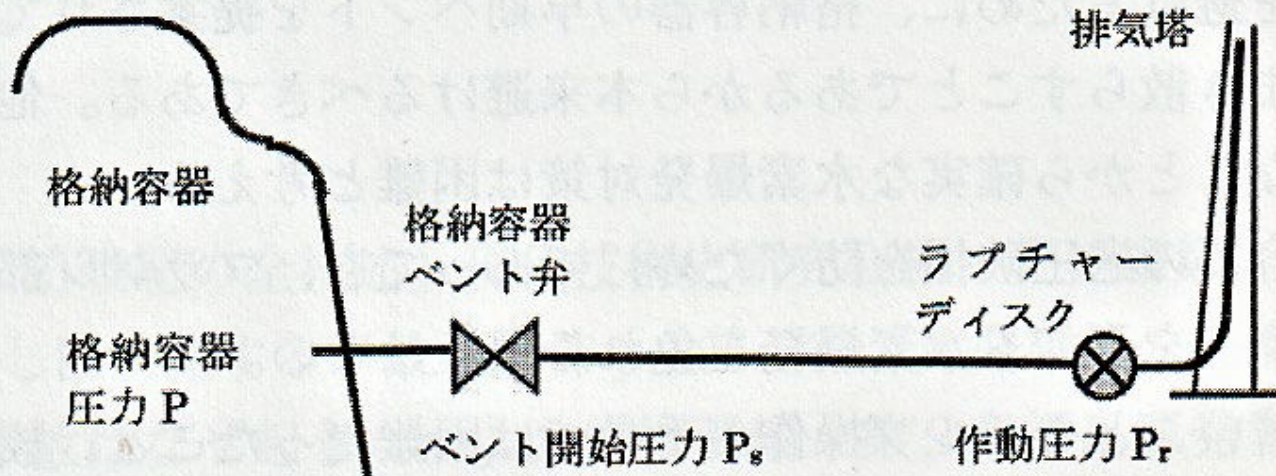


図2 格納容器耐圧ベントライン

一体ベントラインの設計はどうすべきなのか？各バルブの故障や誤動作まで考えると「安全な設計」はどうなるのか？ベント系の問題は、水素爆発問題とも密接に関わる。

ベント開始は強度上は早く、安全上は遅くしたい

- * 圧力限界 $2P_d$ を超えてはいけない。(できるだけ早めに出したい)
- * 他方で、ベント開始は放射能を出すからできるだけ遅くしたい(高くしたい)
- * ラプチャーディスク作動圧を超えないとベントできない。1度出すとRDは閉じない。

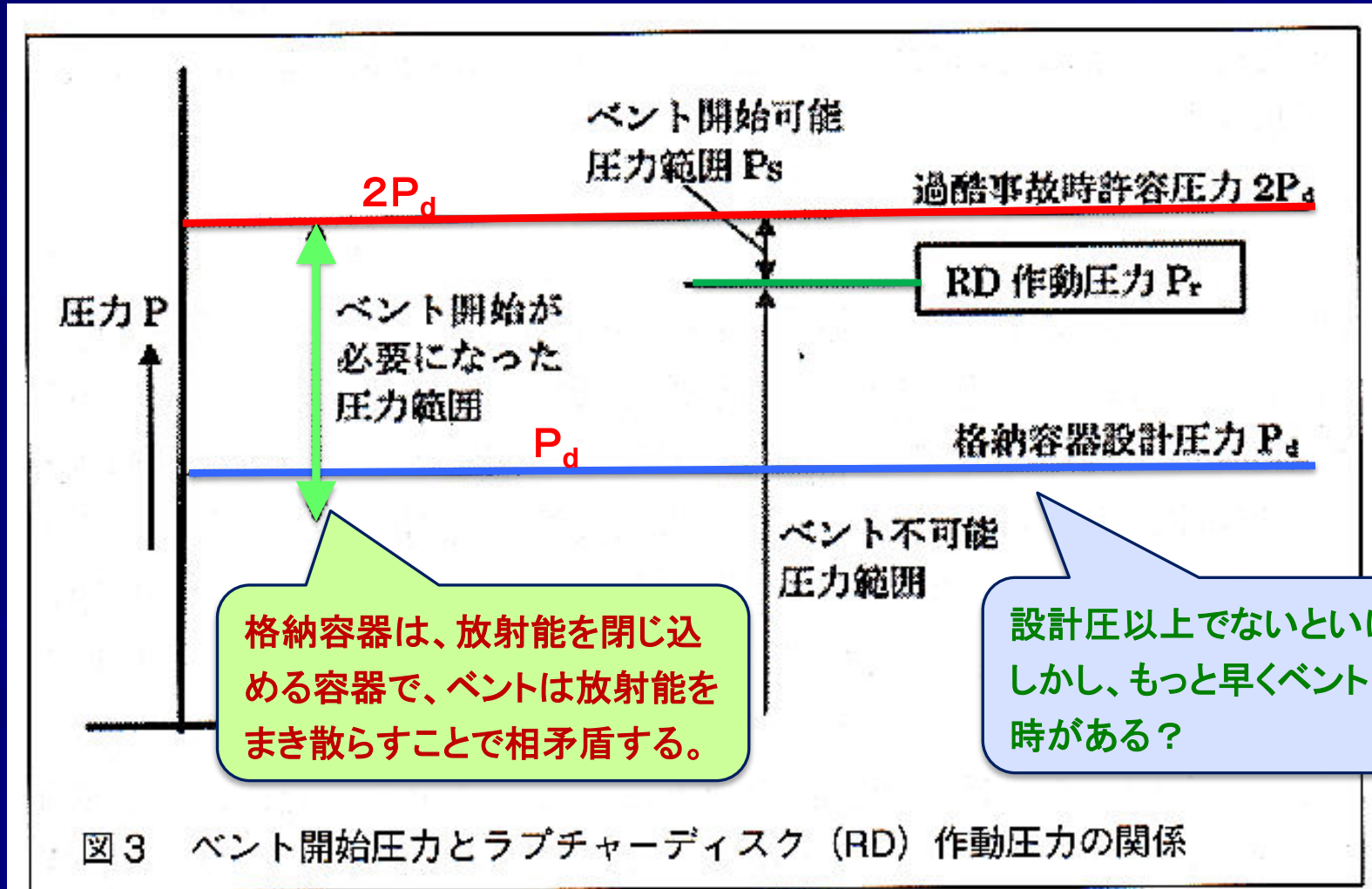


図3 ベント開始圧力とラプチャーディスク (RD) 作動圧力の関係

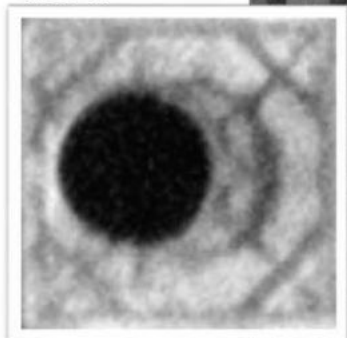
ベントラインの系統設計は矛盾のかたまり

- ◆ベントは遅らせれば遅らすだけ、周囲に出す放射能が軽減する。(短半減期)
- ◆強度上は、早めにベントしたい。
- ◆ラプチャーディスクは、間違っでベントすることが内容、ある圧力まで漏れないように設定する。しかし、一度破裂したら以降は閉じない。
- ◆これに、非常用ガス処理系(SGTS)という設計圧力 P_d の系統をつなげているが、耐圧強化ベントラインの設計圧は $2P_d$ で2倍も違うから、一般には、バルブを開くとベントラインからSGTS側に流れるはず。
- ◆SGTSとの隔離弁はフェイルオープンだから、電源喪失でバルブが開き、ベントラインとSGTSは繋がってしまい、圧力の高い方から低い方へ流れた(逆流した)。
- ◆さらに、1号機と2号機はベントラインが共用だったので、相互に逆流の可能性があった。
- ◆1, 2号機のベントライン(約300mm程度)は、スタックの直径3400mm程度ある円筒の壁にそのまま接続されていた。(ベントラインがスタックの上までいっていない。) ⇒スタックの下部だけに高線量の放射性物質がみつかった。

一体ベントラインの設計はどうすべきなのか？各バルブの故障や誤動作まで考えると「安全な設計」はどうなるのか？ベント系の問題は、水素爆発問題とも密接に関わる。

○1/2号機共用排気筒
(航空写真)

排気筒頂部
(拡大)



2011/3/18 17:08 防衛省撮影(1, 2号機)

図5 1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

水素の漏洩経路が分からなくなっている

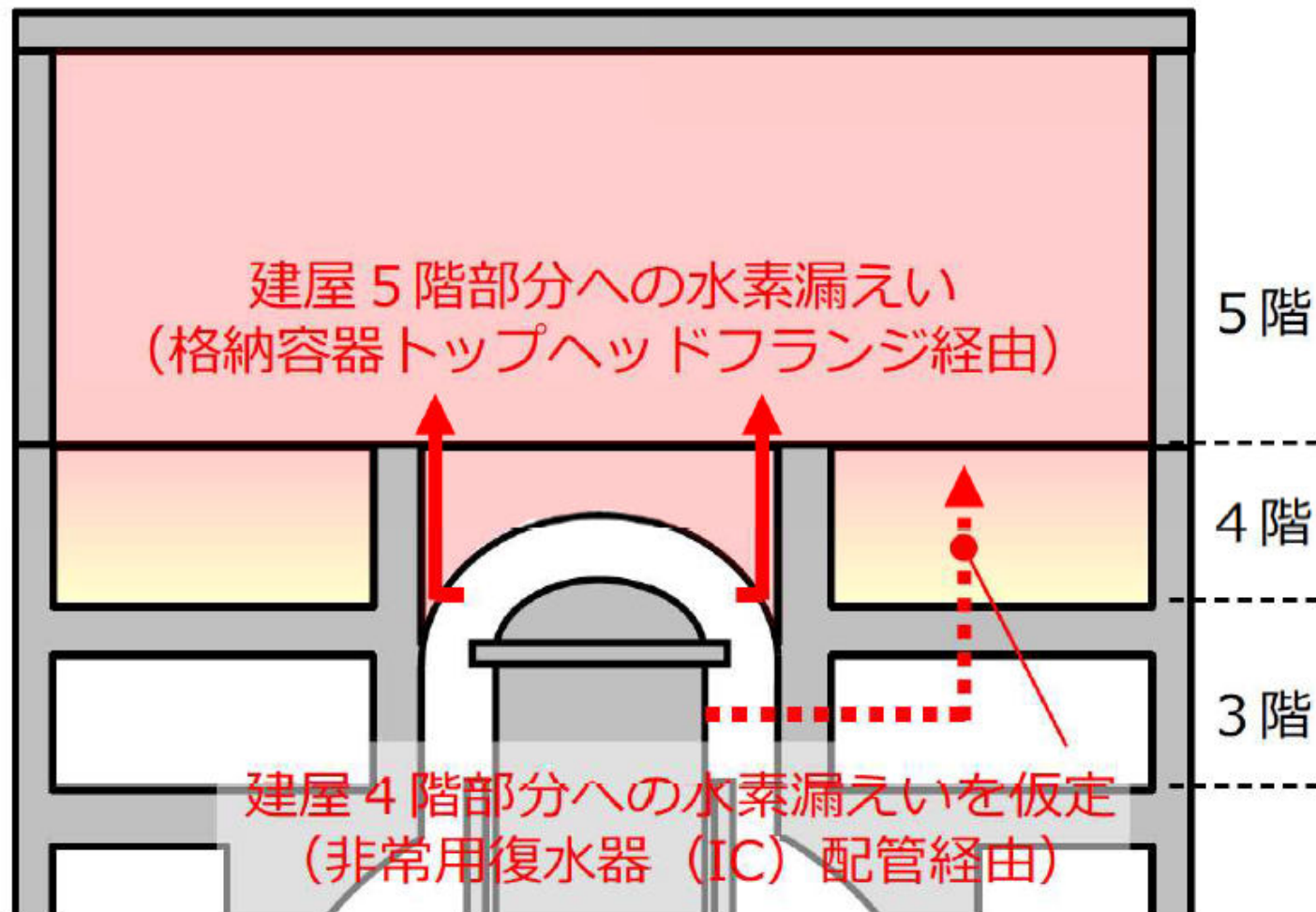


図 1 建屋への水素漏えい経路のイメージ

BWR格納容器の漏洩・水素爆発防止対策

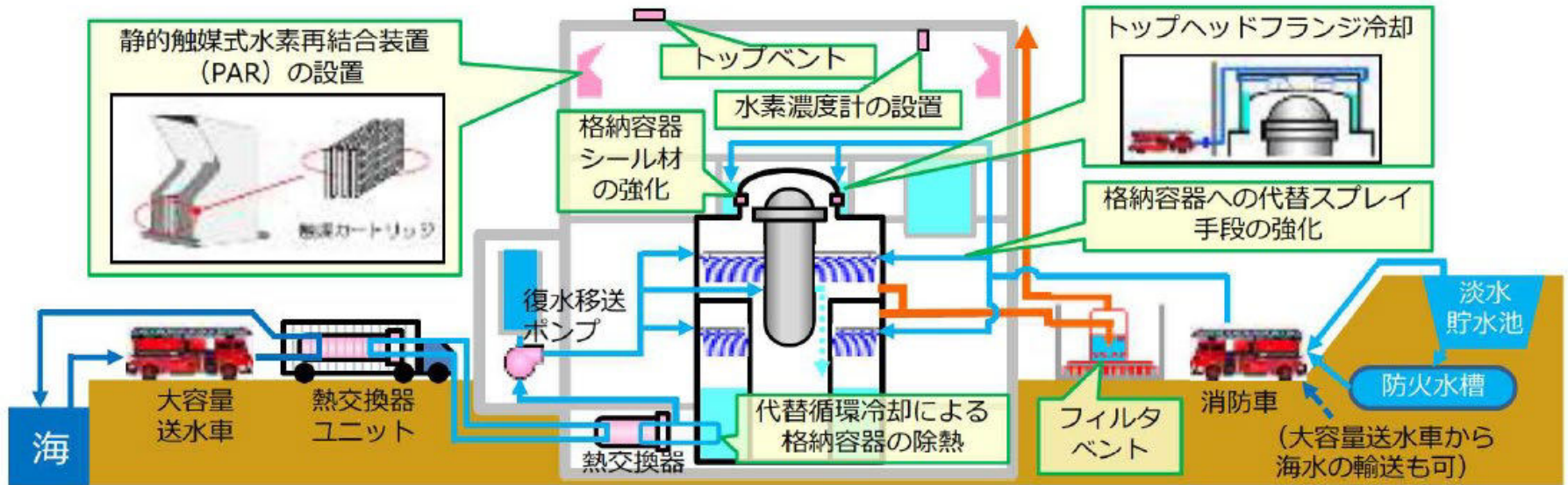
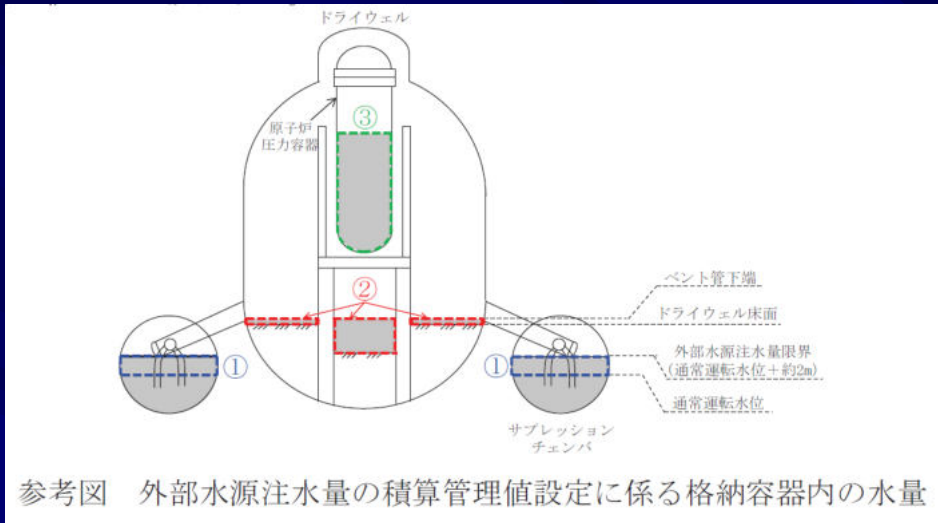


図 26 柏崎刈羽原子力発電所における格納容器漏えい・水素爆発防止対策

過酷事故対策は、「耐圧ベント系」のラインをみただけでも、正常に機能させる仕組みにならない。そのような状態で、さらに複雑なフィルターベントは水素爆発対策を無批判につけることは、ほとんど自殺行為である。

過酷事故後期には、水位が増え、主要な機器が水没



格納容器を外部から冷却し続けると、

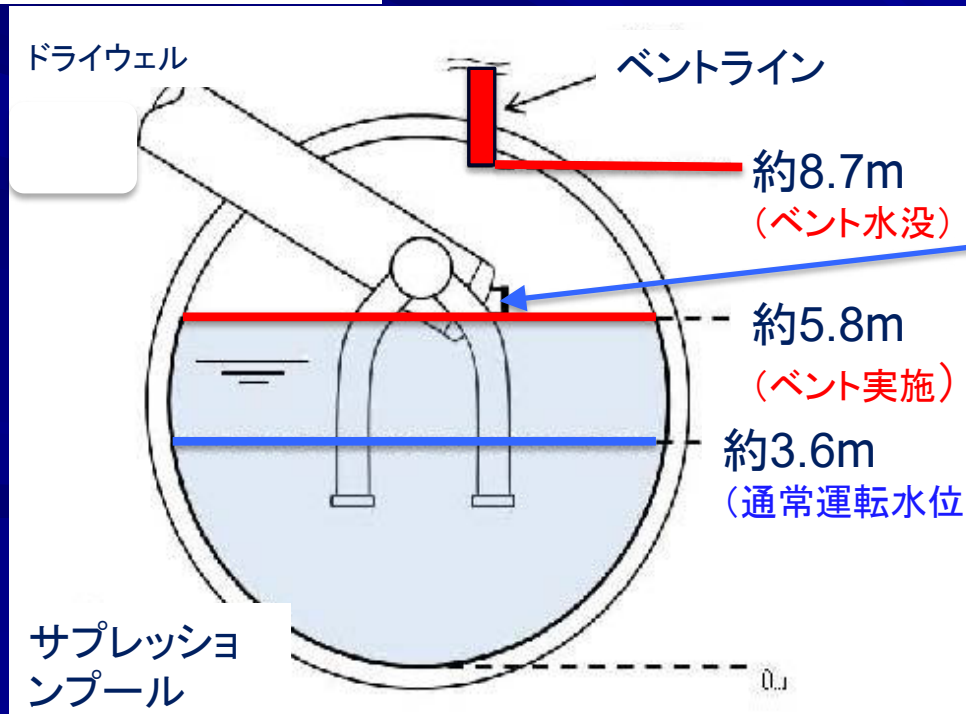
①真空破壊弁水没

ドライウェルとサプレッション
チェンバを均圧できなくなる。

②ベントライン水没

格納容器ベントがで
きなくなる。

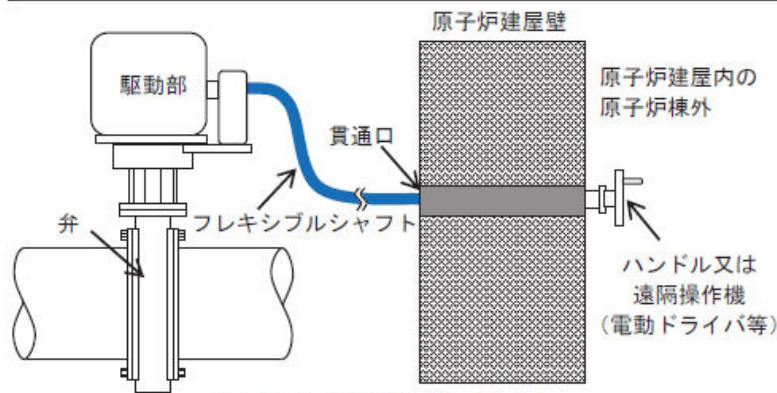
⇒ドライウェルベントに
なり、放射能を大量
にまき散らす。



真空破壊弁

放射線の強い場所で隔離弁の人力操作

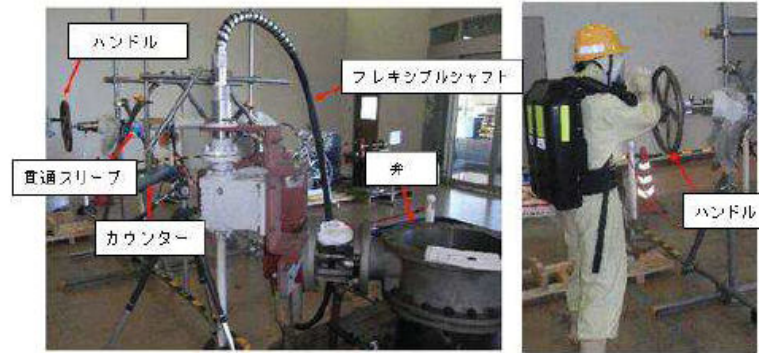
- ◆全電源喪失時に重大事故時等に対処できる電源で、中央制御室から遠隔操作可能
- ◆電源がすべて喪失した場合、建屋壁の外から遠隔手動弁操作で操作可能
- ◆炉心損傷時は、現場で人力でベント用隔離弁を操作できるよう、遮蔽を設置



遠隔手動弁操作設備の模式図

ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様及び操作時間

	格納容器側隔離弁		フィルタ装置側隔離弁	
	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称	D/Wベント用 出口隔離弁	S/Cベント用 出口隔離弁	FCVSベントライン 隔離弁(A)	FCVSベントライン 隔離弁(B)
フレキシブルシャフト長さ	約21 m	約27 m	約19 m	約18 m
ハンドル部操作トルク	約8 N・m	約7 N・m	約2 N・m	約2 N・m
ハンドル回転数	約4,800回	約4,800回	約3,800回	約3,800回
ハンドル操作時間	約54分	約54分	約36分	約36分



モックアップ試験

高線量下で、命をかけてバルブ操作をさせることが必要である。「人命」と「原発の安全性」がトレードオフの関係にある。原発の安全を「作業者の命をかけた作業に委ねる」非人間的な機械が原発である。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について 4運用方法, 別紙28



格納容器ベントは「格納容器除熱機能」と「可燃性ガス制御系」および「可搬型窒素ガス供給装置」を同時に必要とする脆弱な装置である。

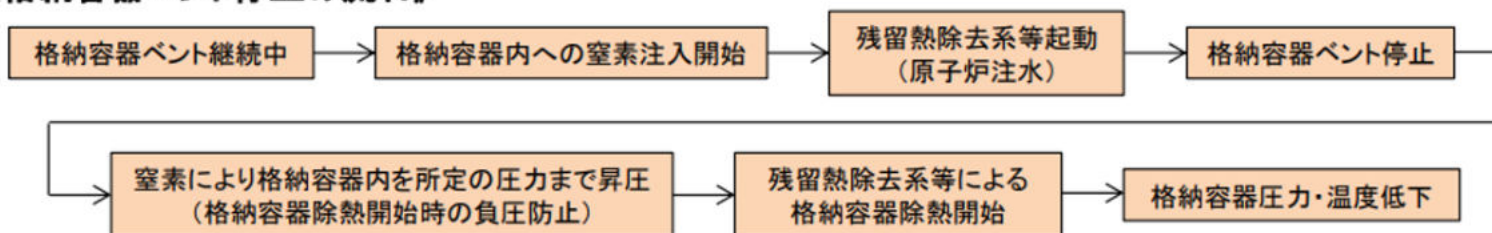
《格納容器ベントを停止するタイミング》

以下に示す全ての状態が成立した場合、格納容器ベントを停止する

- 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能
格納容器ベントの停止以降、長期にわたり格納容器の冷却を可能とする
- 格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能
格納容器ベント停止後も格納容器内における水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの監視を可能とし水素燃焼を防止する
- 可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能
残留熱除去系による格納容器除熱開始後の格納容器負圧破損を防止し、可燃性ガス濃度の上昇を抑制する

水素爆発対策と同時に負圧による格納容器外圧座屈防止対策が必要。

《格納容器ベント停止の流れ》



格納容器ベント継続中に、「窒素注入」と「原子炉注水」開始し、ベントを停止する。その後、「格納容器除熱」を開始する前に「窒素により格納容器を昇圧する」必要がある！
なぜなら、格納容器除熱で格納容器内が負圧になると、格納容器は座屈してしまうから。

高圧炉心スプレイ系の水源切り替えの難しさ

②S/Pプール水を水源として高圧炉心スプレイを運転中、プール水温度が80℃に達すると、運転員操作で水源を復水貯蔵タンクへ切り替える手順になっている。(水温100℃までに完了)

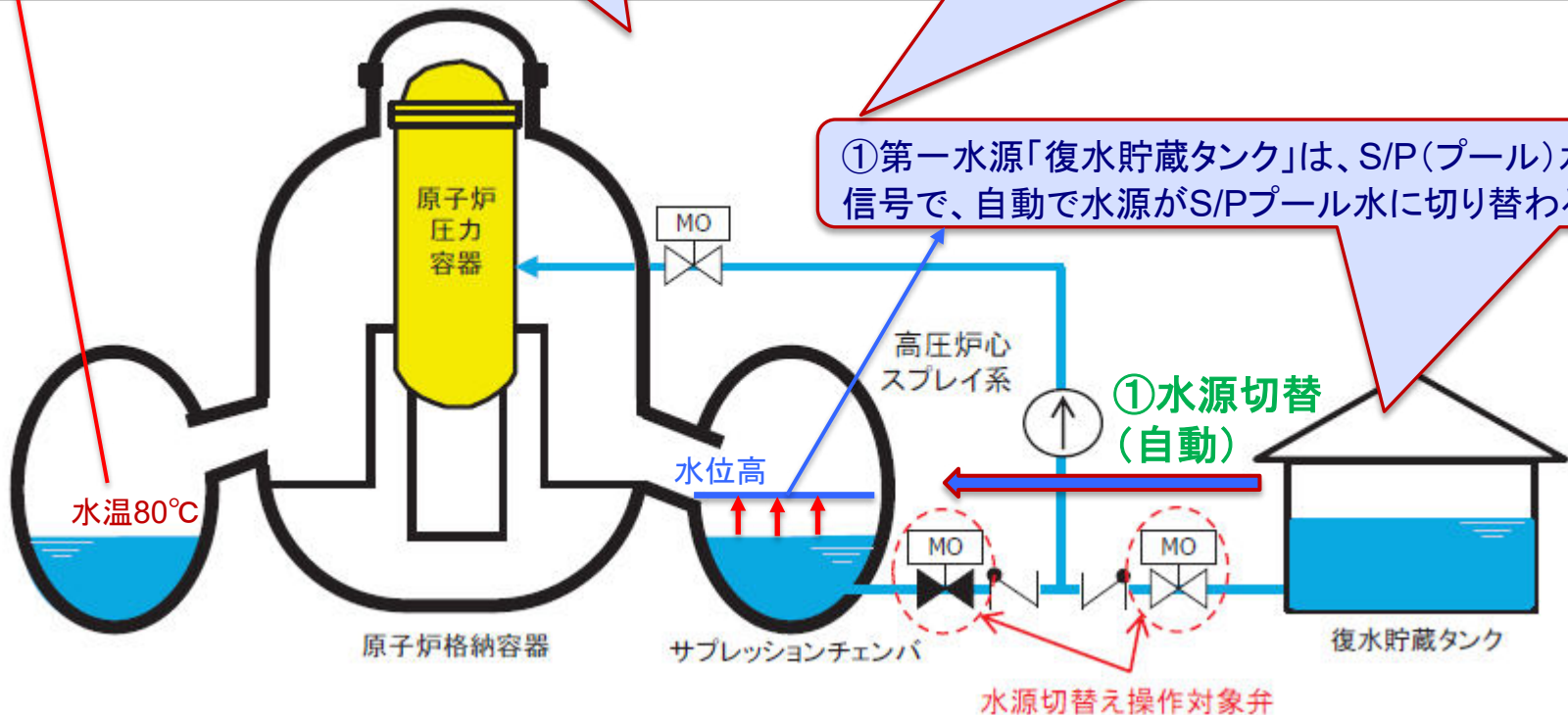
②水源切替(手動)
復水貯蔵タンクへ戻す

こんなに「水位」、「水温」などの条件により水源を切り替えることは無理がある。

③S/P水を冷やすため残留熱除去系(S/P水冷却)運転によりプール水温が100℃未満に低下後、高圧炉心スプレイ系の水源をS/P水に再び戻す。

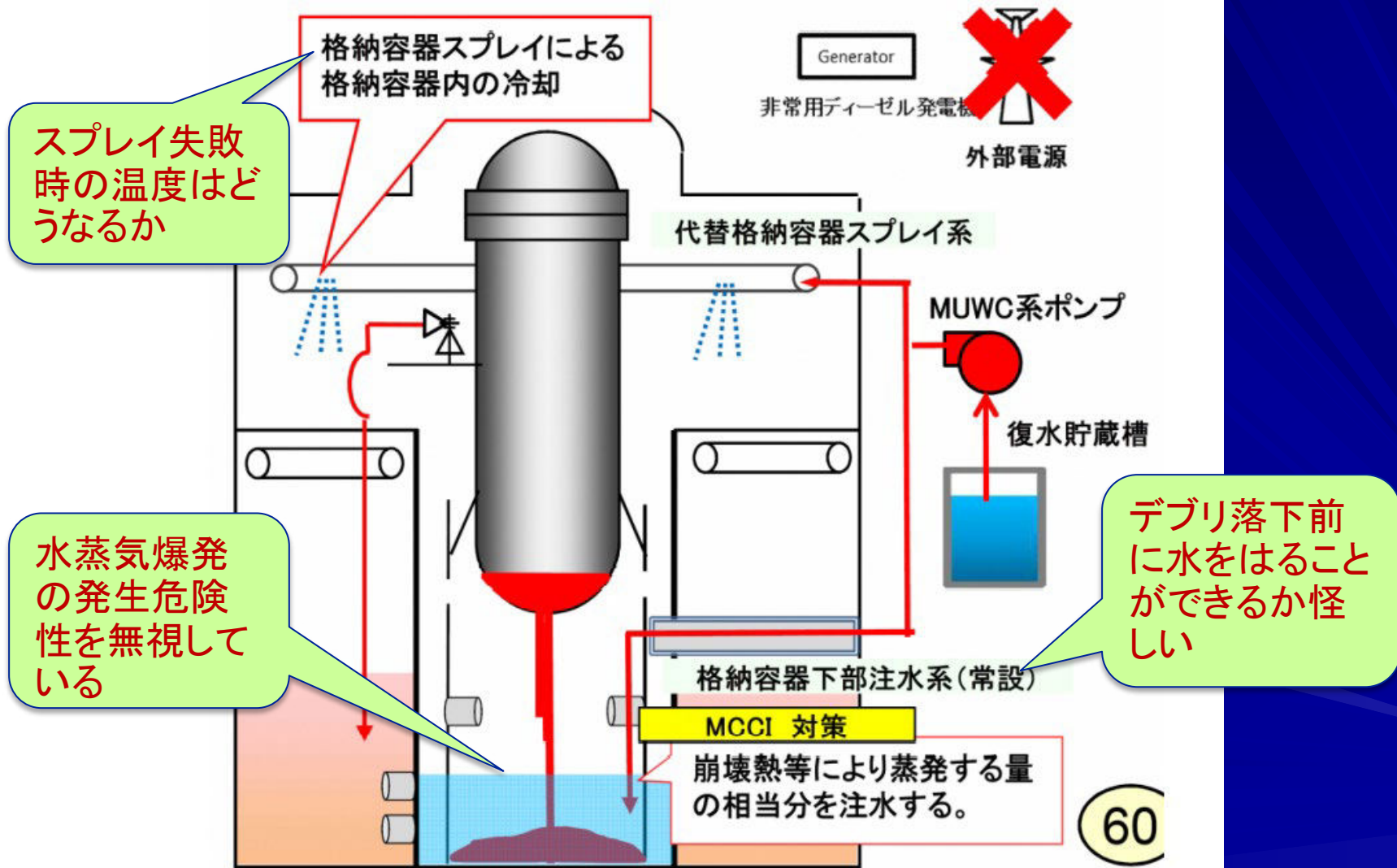
①第一水源「復水貯蔵タンク」は、S/P(プール)水位高信号で、自動で水源がS/Pプール水に切り替わる。

①水源切替
(自動)



RPV破損後のデブリ冷却と格納容器雰囲気冷却を同時にやる必要がある

○RPV 破損後の状況



(平成 29 年 10 月 4 日 第 41 回 原子力規制委員会 資料 No1-2 より引用)

原発の安全性を巡る歴史

I 軽水炉の開発 1950年代実用化 ★日本では、1970年代

- ◆ECCS(緊急炉心冷却系)とさらに原子炉格納容器を設置
- ◆BWR型は「圧力抑制機能」で小型化(PWRの7分の1から10分の1程度)
- ◆LOCA(冷却材喪失事故)が起きても、格納容器圧力・温度が設計条件以内

II 日本でBWR(PWR)の改良発展型へ 1970年～

- ◆マークI⇒マークI改、マークII⇒マークII改、ABWR と格納容器を改良
- ◆安全性は出力当りで見ると、改良どころか悪くなった(別途報告済み)。

1979年 スリーマイル島原発2号機炉心溶融事故(PWR)

1986年 チェルノブイリ原発4号機核暴走事故(RBMK炉)

III 1982年 シビアアクシデント対策の必要性(原子力安全委)

- ◆SA対策は「格納容器防護」が中心で、規制ではなく自主基準 ⇒ 十分な検討なしに対策
- ◆格納容器過圧破損に対して「格納容器耐圧ベント」を提唱 ⇒ 格納容器耐性評価研究へ
- ◆ベントにフィルターはつけず(電力会社が反対)。

2011年3月11日 福島第一原発事故(3機メルトダウン、4機壊滅的破壊)

IV ～2021年現在 新規性基準でシビアアクシデント対策義務化

資源エネルギー庁 新規制基準の説明

『原発の安全性に「絶対はない」として、不確実なリスクにも対応できるよう、安全性の向上を常に目指す姿勢を持つこと』

『新規制基準に適合していると認められても、「より安全」であることを目指し、原発事業者は自主的な取組を継続的に行うこと』

シビアアクシデント対策：設計を超える重大事故が起こった場合の対策を講じる

◆安全機能を持つ複数の機器や設備を同時に失うことの無い対策を行う（多重性・多様性・独立性の確保）

⇒外部電源は2つ以上のルート（多様性）、蓄電池、非常用ディーゼル発電機用意。電源車を準備（多様性、独立性）。可搬型ポンプ車（多様性、独立性）

◆炉内の圧力が高くなって水が入らなくなることを防ぐ

⇒圧力を下げるため炉内のガスを外部に放出する「フィルタ・ベント」などを設置

◆水素爆発を防ぐ

⇒水素濃度を低減する装置の設置

◆放射性物質の大気中拡散を抑える

⇒原子炉建屋に放水する過般型の放水砲の整備

◆テロ対策

⇒発電所の設備を遠隔操作できる設備

シビアアクシデント対策は、「初期消火に失敗した火事で、たくさんの消防車を用意するようなもの。

放水砲など、茶番に等しい。

日本のテロ対策はほとんど無意味

日本の原子力規制は福島事故の教訓を忘れ 「想定内の呪縛」にからめとられている！

- ◆ 想定外の地震・津波・火山がくることは否定しないが、
複合荷重は確率が小さいとして対策はしていない
- ◆ 事故は、自然現象以外に、機器の故障や人のミスで
起こるが、同時に複数の故障やエラーが起こることを
無視している・・・想定外を無視
- ◆ 例えばメルトダウンした場合に、格納容器の圧力・温
度が上がるが、放射能をフィルターでこして格納容器
ベント(ガス抜き)するとしている。しかし、福島では、
ベントに失敗している。
「事故対策は成功する」と想定し、「失敗した時のこと
を無視している。」・・・想定外は許されない。

原発の安全性は改善したか

1. 「絶対安全はない」ことを言わけにして安全対策のやらない口実にしている
2. 「安全性の向上」を目指すという「姿勢」を示すだけで、「安全とは何か」、「何をもって安全か」という基本的視点を欠いたまま、全く根拠のない(恣意的な根拠にもとづき)安全神話、例えば「最悪の事故でも放射性物質の拡散は100テラベクレルを超えない」といった「新安全神話」をデマとして喧伝している。 ⇒「事故に恣意的な仮定を設けて定量化することは、科学を装った詐欺である」。
3. 原発の安全性の根幹は「格納容器防護」だが、シビアアクシデント(炉心溶融)を認めた段階で、「シビアアクシデントを起こさない」ように、格納容器それ自体の設計を変えるべきだった。しかし、現行の原発がすべて廃炉になってしまうのを恐れて ⇒「格納容器耐圧ベント」⇒「フィルターベント」⇒「極めて信頼性のない複雑な仕組み」を導入し新規制基準を通した。

原発の安全性は改善したか

4. 原子力規制委員会が2021年はじめにまとめた福島事故の報告書（中間報告）の結果は、事故シナリオの再検討を必要とする。

以下中間報告の内容の主要な論点を示す。

- ①原子炉建屋上部のシールドプラグの高濃度の汚染と、放射性物質および水素の流出経路と破損原因
- ②ベント配管と非常用ガス処理施設（SGTS系）の接続、隔離弁のフェイルオープン、号機間の配管の共有、スタックへの接続、ラプチャーディスクの設定の設計上の問題
- ③SGTS系と耐圧ベント配管の設計圧、設計温度の違い（DBAとSAのダブルスタンダード）。
- ④新潟県技術委員会で提起された、原子炉圧力容器の高温時ボルトクリープによる、フランジからの高圧ガス流出（DCH的な挙動）

原発の安全性は改善したか

- ⑤DCHによる格納容器トップヘッドフランジのガスケット過熱損傷、流出の可能性評価
- ⑥そうでなくとも、格納容器耐熱限界200°Cに抑えられるとする根拠は薄い。福島1号機は、格納容器トップヘッドの温度が300~400°Cまで上がった。
 - ◆改良型EPDM(エチレンプロピレンゴム)のフランジガスケットを導入しているが、限界温度は250~300°Cまでしか上がらず、十分な改良とは言えない。
 - ◆炉心溶融が起きた時には、トップヘッド周りの原子炉ウェル注水冷却は効かない。

原発過酷事故対策の3種の神器

炉心溶融後の水素対策には、容量不足

最後の過酷事故対策だが、水素対策等、系統も複雑すぎて機能しない。「フェイルアウト」の塊。

究極の過酷事故対策だが、全く役に立たない。『後世に無用の長物』として名を残す。



静的触媒式水素再結合装置



フィルタベント設備

格納容器が損傷し大規模な放射性物質の漏洩が起きた時の「究極の新兵器」



屋外放水設備

図 1-12 過酷事故の影響を低減するための対策例

女川2号機の再稼動？

- ◆被災原発⇒紙一重で助かったが・・・損傷箇所の調査は？
 - ◆福島第一同じBWR型、しかもマークI型で動荷重対策は？
 - ◆地震時の圧力抑制プールのスロッシングによるダウンカマの露出と蒸気凝縮性能阻害。水力学的動荷重と地震による揺れの同時負荷を考慮していない。
 - ◆水位計は改良したか？、SR弁の信頼性は？
 - ◆フィルターベントおよびSGTS(非常用ガス処理系)の構成？
 - ◆バルブの構成は？フェールセーフ化？
 - ◆過酷事故時の計装系およびバルブ・機器の機能保証は？
 - ◆そもそも過酷事故対策は有効性が疑わしい！
 - * 水素爆発、水蒸気爆発、DCH等格納容器破壊の危険性
 - * 圧力容器から格納容器、建屋への漏洩とベント系の問題
- ⇒福島事故の全容も分からずに再稼動はあり得ない！

圧力が上がると格納容器は破壊する

— 米国で破壊試験をした動画を公開 —

『NUREG CR-6810』より

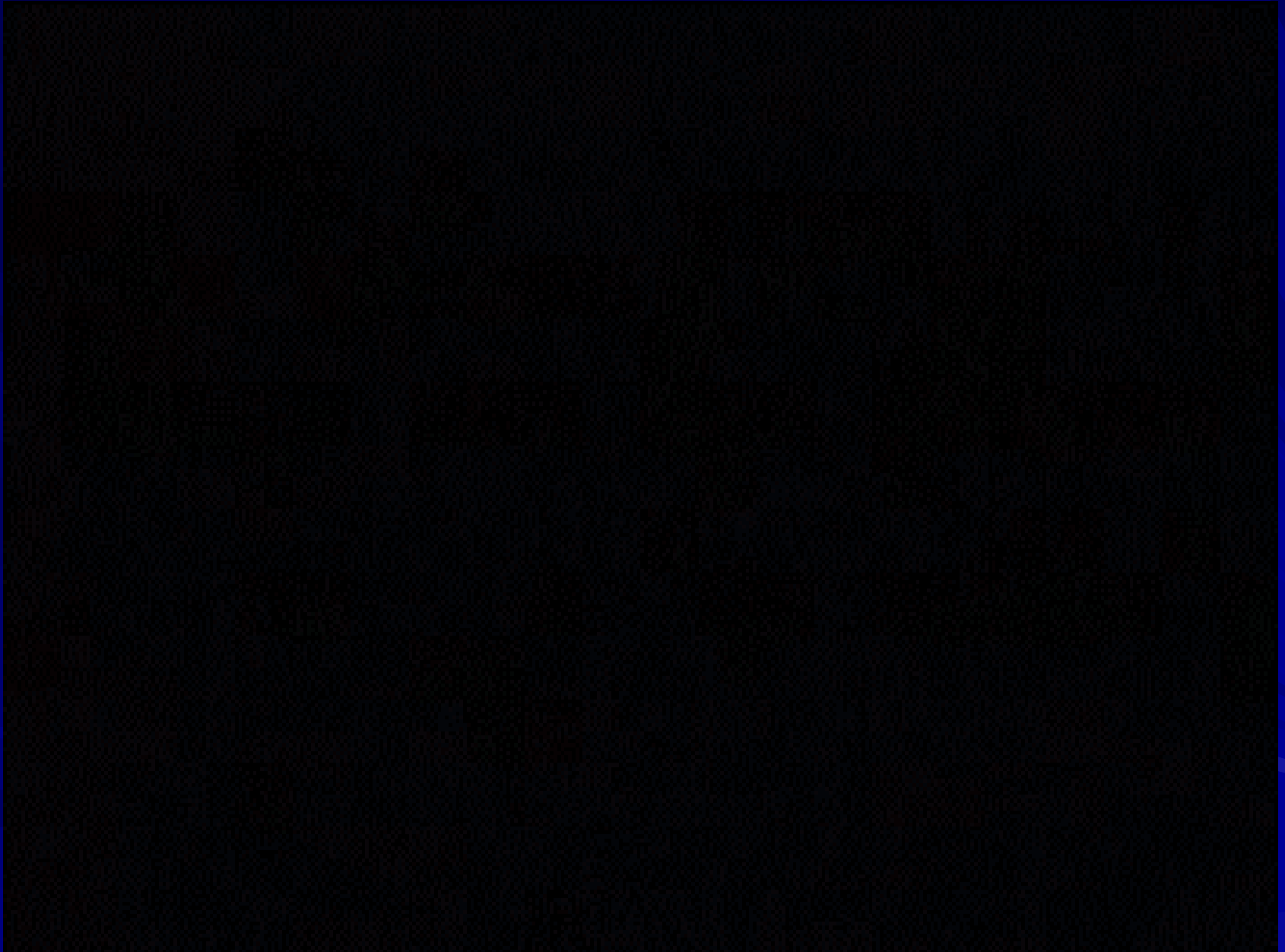
格納容器ベント失敗
すると...

筆者は東芝現役時
代に日米共同の格
納容器破壊試験に
携わってきた。



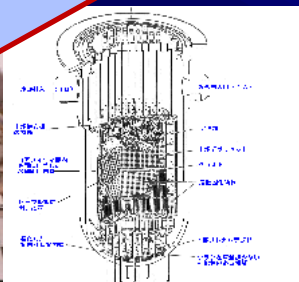
大飯3, 4号 PCCV ¼モデル試験 サンディア国立研究所

PCCV破壊試験動画



被害規模が想定できない原発事故

1979年米国スリーマイル島2号機原発炉心溶融事故。溶融燃料は原子炉内に。水素爆発の危機があったが結果回避。



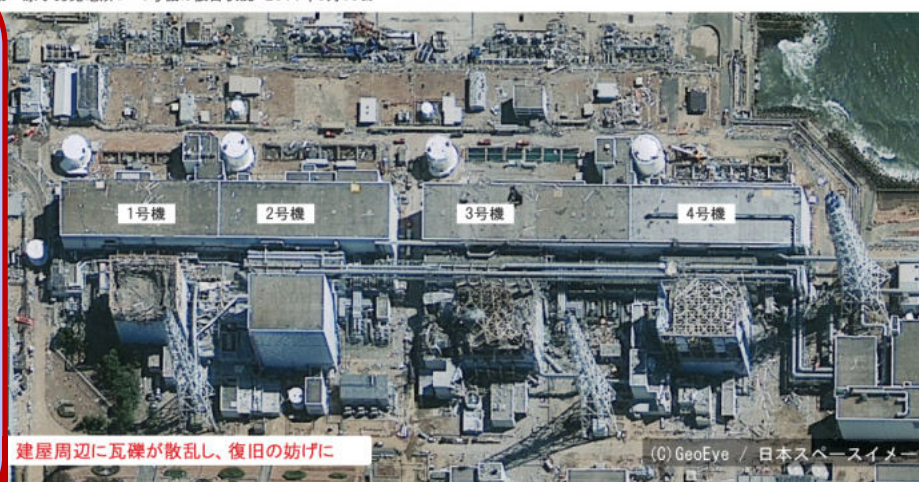
1986年ソ連チェルノブイリ4号機で核暴走事故。水蒸気爆発等で壊滅。溶融デブリが「像の脚」と言われた。



今も世界のどこかで過酷事故が準備されつつある

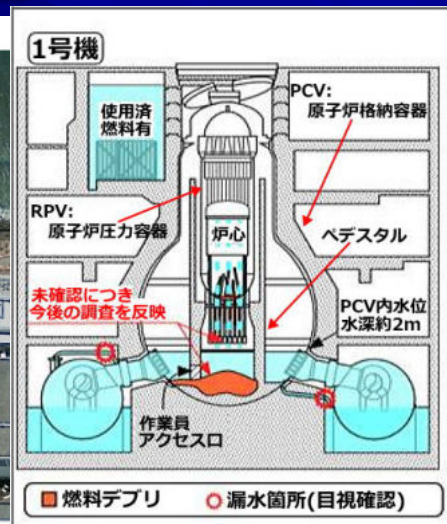
2011年3月11日福島第一原発事故。地震・津波から、運転中の3基すべてが炉心溶融。圧力容器を突き抜け格納容器の床に散乱。大規模な水素爆発。未だに、事故の詳細未確定。

第一原子力発電所1～4号機の被害状況 2011年3月19日



建屋周辺に瓦礫が散乱し、復旧の妨げに

(C) GeoEye / 日本スペースイメー



調査研究報告書

人権の視点で考える震災



2021年3月

静岡県人権・地域改善推進会

発行：
静岡県議会議員 天野一

企画協力 古長谷 稔

調査研究報告書

人権の視点で考える震災

2021年3月31日発行

著者 静岡大学教育学部教授 池田 恵子
龍谷大学政策学部教授 大島 堅一
山梨地方自治研究所副理事長 渡辺 敦雄
環境経済研究所代表 上岡 直見
原子力市民委員会規制部会長 後藤 政志

発行者 静岡県人権・地域改善推進会会長
静岡県議会議員 天野 一
〒420-0865 静岡県静岡市葵区東草深町20-27
TEL 054-266-3343

企画協力者 古長谷 稔

印刷所 株式会社 東海印刷
〒420-0865 静岡県三島市長伏257-1
TEL 055-977-7555

ご清聴 ありがとうございました

時間の都合で、説明をかなり省略させていただきました。
後ほど、パワーポイントはPDF化して公開させていただきますので、分かりにくかったところをご確認ください。
また、不十分な点は、今後検討できた段階で順次公開していきたいと考えておりますので、よろしくお願いいたします。

By Goto