

福島第一原子力発電所第 1 号機、第 2 号機及び第 3 号機の
原子炉への注水の維持に係る報告書

平成 23 年 8 月
東京電力株式会社

福島第一原子力発電所第1号機、第2号機及び第3号機の
原子炉への注水の維持に係る報告書 目次

1. 原子炉注水システムの設置状況

- (1) 経緯
- (2) 原子炉注水システムの設備の概要

2. 安全確保の基本方針

3. 具体的な安全確保策

- (1) 原子炉注水システムを構成する設備の構造強度及び耐震安全性
- (2) 原子炉注水システムの冷却能力
- (3) 原子炉注水システムの運転管理及び保守管理
- (4) 原子炉注水システムの機能喪失時の対策
- (5) その他原子炉注水システムの設置に係る安全性の評価に当たって必要な事項

福島第一原子力発電所第1号機、第2号機及び第3号機の
原子炉への注水の維持に係る報告書

1. 原子炉注水システムの設置状況

(1) 経緯

福島第一原子力発電所第1～3号機（以下、1～3号機）では、東北地方太平洋沖地震後、制御棒の挿入によって原子炉は停止したが、その後の津波の影響によって、外部電源および非常用電源がともに喪失し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するための非常用炉心冷却設備の機能が失われた。

炉心冷却を行うためには、非常用炉心冷却設備の機能を回復し、炉心への注水、あるいは熱交換器を用いた循環冷却を行う必要があるが、原子炉建屋内の放射線量が高いこと等から、設備への接近が困難であり、現在まで復旧できていない。このため、事故直後は、原子炉への注水機能を確保するため、消防車による注水を行っていた。

一方、消防車による注水は、給油の必要性等、運用に伴う被ばくが問題となっていたことから、その後の淡水供給系の復旧、電源の復旧等の進捗に併せて、原子炉注水ポンプ等を設置し、現在では、以下に述べる原子炉注水システムにより、原子炉への注水を行っている。

(2) 原子炉注水システムの設備の概要

a. 設計条件

1～3号機の原子炉注水システムの設計に関する基本的なパラメータを以下に記す。

① 崩壊熱（平成23年4月12日時点※）

1号機	: 1.9	MW
2号機	: 2.9	MW
3号機	: 3.0	MW

② 崩壊熱相当の注水量（平成23年4月12日時点※）

1号機	: 2.6	m ³ /h
2号機	: 4.0	m ³ /h
3号機	: 4.1	m ³ /h

（添付資料－1）

※平成23年4月11日に発生した地震で津波警報が発生し、純水タンク脇ポンプへの接近が不能となったことを受け、その後高台に炉注水ポンプを設置することの検討を開始したため、その時点での崩壊熱データをもとに設計条件としている。

b. 設計方針

1～3号機の原子炉注水システムの設計条件を満足できるよう下記の機能・性能を有する設備とする。

- ① 原子炉圧力容器内の燃料の崩壊熱を除去するために必要な注水流量を確保する。
- ② ポンプ故障、電源停止等の事象によって機能喪失に至った場合であっても、早期に機能回復するような設備構成とする。

なお、構造強度・耐震性に関して「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」および「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が適用されるところであるが、原子炉注水システムは速やかに設置する必要があったことから、原子炉等規制法第64条に基づく応急の措置を適用した。

c. 系統構成

原子炉注水システムは、ろ過水もしくは主に建屋に滞留した汚染水から油分、塩分、放射能を除去した水（以下、処理水）を水源とし、原子炉への注水を行うシステムで、注水ポンプ、注水ライン等の設備で構成される。システムの構成にあたっては、それぞれの設備で多重化等を図るようにし、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成した。各設備の構成を以下に示す。

(a) ポンプ

原子炉注水ポンプは、事務本館海側駐車場に設置した高台炉注水ポンプ6台と純水タンク脇に設置した純水タンク脇炉注水ポンプ3台の計9台のポンプにより構成される（d. 主要機器仕様参照）。

高台炉注水ポンプは、所内電源より受電する常用高台炉注水ポンプの3台と、所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下、D/G という）から受電する非常用高台炉注水ポンプの3台により構成した。純水タンク脇炉注水ポンプ3台については、所内電源および専用のD/Gの双方からの受電が可能となるようにした。なお、原子炉注水システムの電源は、大熊線2号線から受電しているが、大熊線2号線が停電した場合は、大熊線3号線、東北電力東電原子力線、夜ノ森線1号線からの受電切替えが可能となっている他、これらがすべて喪失した場合においても5号機および6号機非常用D/Gや電源車からの受電切替えが可能となっている（f. その他参照）。

それぞれのポンプ送水能力は、崩壊熱による注水必要流量を確保するため、高台炉注水ポンプで20m³/h/台、純水タンク脇炉注水ポンプで37m³/h/台^{*}を有している。また、注水必要流量が低下した場合であっても送水を可能とするため、ポンプ吐出ラインにタイラインを設置し、ポンプ運転台数を変更して送水が可能な構成とした。

※純水タンク脇炉注水ポンプは、本検討以前に使用していたポンプであり、送水能力が異なる。現状は、高台炉注水ポンプのバックアップ用として設置している。

(b) タンク

原子炉注水システムの水源は、処理水バッファタンク、ろ過水タンク、純水タンクで構成される（d. 主要機器仕様参照）。主水源を処理水とするため、処理水バッファタンクを主に使用するタンクとする。処理水バッファタンクは、設計条件の崩壊熱相当の注水量（約 11 m³/h、1～3 号機の合計値）に余裕を持った容量（1000m³）としており、処理水を随時補給していることから、水源喪失に至ることの無いよう考慮している。さらに、処理装置の不具合等により、処理水の供給がとぎれた場合でも、ろ過水タンクからの水の供給も可能なよう構成した。

また、純水タンク脇炉注水ポンプは、純水タンクを水源としている。

(c) 原子炉注水ライン

原子炉注水システムは、高台炉注水ポンプからの注水ラインと純水タンク脇炉注水ポンプからの注水ラインで構成される。注水ラインは、破断した場合を想定し、それぞれ独立したラインで構成している。なお、注水ラインに対しては、ポンプ定格流量にて注水した場合においても、有意な圧力損失および流体振動等が発生しないよう考慮している（e. 主要配管仕様参照）。

(d) その他

その他、複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、消防車を配備する。また、水源については、上記のタンクの外、原水地下タンクを利用出来るようにする。

なお、これらの対策でも注水が不能な場合は、海水を水源とした消防車による注水も可能である（f. その他参照）。

（添付資料－2）

（添付資料－3）

d. 主要機器仕様

名 称		仕 様	
ポンプ	常用高台炉注水ポンプ (外部電源)	台数 流量 揚程 出力	3 台 20m ³ /h/台 113m 11kW
	非常用高台炉注水ポンプ (D/G 電源)	台数 流量 揚程 出力	3 台 20m ³ /h/台 113m 11kW
	純水タンク脇 炉注水ポンプ (外部電源及び D/G 電源)	台数 流量 揚程 出力	3 台 37 m ³ /h/台 93m 18.5kW
ディーゼル発電機	非常用高台 炉注水ポンプ用 D/G	台数 容量	1 台 125kVA
	純水タンク脇 炉注水ポンプ用 D/G	台数 容量	1 台 125kVA
タンク	処理水バッファタンク	台数 容量	1 基 1000 m ³ /基
	ろ過水タンク	台数 容量	2 基 8000 m ³ /基
	純水タンク	台数 容量	2 基 2000 m ³ /基

f. その他

名 称	仕 様	
消防車 (A-1 級)	台数 規格放水圧力 放水性能 高圧放水圧力 放水性能	1 台 (予備 2 台) 0.85MPa 168m ³ /h 以上 1.4 MPa 120m ³ /h 以上
消防車 (A-2 級)	台数 規格放水圧力 放水性能 高圧放水圧力 放水性能	8 台 (予備 4 台) 0.85MPa 120m ³ /h 以上 1.4 MPa 84m ³ /h 以上
所内電源用電源車	台数 容量	1 台 750 kVA
原水地下タンク	台数 容量	1 基 970 m ³

2. 安全確保の基本方針

原子炉への注水は、事故復旧の上で重要性が高く、安全、確実かつ迅速に行うことを基本とするが、緊急性や発電所内の作業環境等に鑑みると、既設設備と同等の設計・施工を行うことは困難な状況であった。このような状況を踏まえた上で、以下の点について安全確認を実施する。具体的には次項で記載する。

- (1) 原子炉注水システムを構成する設備の構造強度及び耐震安全性
- (2) 原子炉注水システムの冷却能力
- (3) 原子炉注水システムの運転管理及び保守管理
- (4) 原子炉注水システムの機能喪失時の対策
- (5) その他原子炉注水システムの設置に係る安全性の評価に当たって必要な事項

3. 具体的な安全確保策

(1) 原子炉注水システムを構成する設備の構造強度及び耐震安全性

原子炉注水システムの構造強度については、技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられるが、短期間で設計、調達および設置を行う必要があったことから、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」におけるクラス2機器の要求事項を満足するものとなっていない。

しかしながら「JEAG4612 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」においては「合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること」としている。原子炉注水システムは設置の緊急性、現状の発電所内の作業環境等を考慮し、JIS 規格品等の一般産業品を用いており、現時点で合理的に達成しうる強度を満足している。

耐震設計においては、原子炉注水に係る系統はSクラスと位置づけられるが、短期間での設計、調達および設置を行う必要があったことから、要求事項に満足するものとなっていない。

しかしながら今後も継続的に発生すると思われる地震から施設を守り、運用性、機能の健全性を維持していくことを目的とし、合理的に達成しうる安全性を保持できるように対策を行うこととする。具体的に以下の対策を実施している。

- ・ 注水ポンプユニット（注水ポンプ、電源、主要配管（鋼管およびフレキシブルチューブ））は、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することにより、転倒防止策を講じている。
- ・ ポリエチレン配管、耐圧ホースおよび消防用ホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。また、ポリエチレン配管および耐圧ホースは、それぞれ溶着、加締めにより接続しており、いずれも、ホース仕様に適合することが試験等により確認された方法である。

（添付資料－4）

(2) 原子炉注水システムの冷却能力

原子炉注水システムでは、崩壊熱の減衰や原子炉圧力容器の各部位の温度推移等に応じて、注水流量を調整している。また、注水配管や弁等からの漏えいの可能性が考えられるため、崩壊熱相当の注水量を上回る注水を継続して実施している。平成23年8月1日時点では、崩壊熱相当の注水量4.5 m³/h（1～3号機の合計値）に対して、約16 m³/h（1～3号機の合計値）の水量で注水を実施している。

至近1ヶ月の原子炉圧力容器底部の温度は、継続的な温度上昇の挙動がなく、140℃未満で安定的に推移しており、原子炉注水システムにより原子炉は十分に冷却できている。

（添付資料－5）

(3) 原子炉注水システムの運転管理及び保守管理

a. 運転管理

- ・ 免震重要棟内に設置したモニタで、原子炉注水システムの性能に関するパラメータ（注水流量、注水圧力、バッファタンク水位）を監視するとともに、各パラメータ監視による設備の異常兆候を検知した場合は、早期に対応する。
- ・ 常用高台炉注水ポンプにおける警報（ポンプトリップおよび流量低）が発生した場合等、常用高台炉注水ポンプに異常が発生した場合の対応（(4)参照）について、手順書等を作成して管理している。また、異常発生時の措置については、順次訓練を実施している。

b. 保守管理

- ・ 注水ポンプユニット（注水ポンプ、電源、主要配管（鋼管およびフレキシブルチューブ））は、必要に応じてガスケット・パッキン等の消耗品の取替を実施すると共に、損傷が確認された場合に補修等を行う。
- ・ ポリエチレン配管、耐圧ホースおよび消防用ホースは、損傷が確認された場合に適宜取替等を実施する。
- ・ なお、異常発生時において早急に対応するため、取替部品等の確保を順次進めている。

(4) 原子炉注水システムの機能喪失時の対策

原子炉注水システムの機能が喪失した場合を想定し、電源、水源、原子炉注水ラインの多重化を実施しており、機能喪失後1時間程度で注水再開が可能である。具体的には、以下に示す異常状況を想定している。それでもなお注水が再開できない場合に備え、消防車の配備等の対策を実施している。

a. ポンプ故障

常用高台炉注水ポンプが故障した場合は、速やかに事務本館海側駐車場に移動し、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行い、炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

（添付資料－6）

b. 電源喪失

常用高台炉注水ポンプの電源は、複数の母線により多重化しているが、電源切替には数時間要することから、常用高台炉注水ポンプの電源が喪失した場合は、事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成および非常用高台炉注水ポンプの起動）および予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成および消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水が開始され次第、消防車による炉注水を停止する。その後、電源の切替により、電源の復旧を行う。

（添付資料－7）

c. 水源喪失

高台炉注水ポンプは、通常バッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、ろ過水供給元弁を開とし水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、万が一バッファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合は、純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため、原水地下タンクを水源とし、予め待機している消防車による注水を行う。具体的には、ろ過水タンク脇および事務本館海側駐車場へ移動し、原水地下タンクを水源とした消防車による原子炉注水（系統構成およびろ過水タンク脇および事務本館海側駐車場に設置した消防車2台の起動）を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

（添付資料－8）

d. 原子炉注水ラインの損傷

高台炉注水ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、速やかに純水タンク脇へ移動し、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成および純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の目標時間：30分程度）。

（添付資料－9）

e. **その他、原子炉注水システムの複数の設備が同時に機能喪失した場合の対応**

原子炉注水システムは、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定している。

仮に数時間程度の原子炉への注水停止を想定すると、燃料の温度が上昇し核分裂生成物の再放出や水-ジルコニウム反応が開始する温度に到達している可能性があるため、注水再開においては、消防車の性能の範囲で最大限注水量を増加する。

また、注水停止が12時間以上にわたった場合を想定すると、急激な水-ジルコニウム反応が発生している可能性があるため、崩壊熱に加えその反応熱も除去するために注水量を増加させる必要がある。この場合は、各原子炉に対して消防車を2台直列に接続し、注水ラインを2ラインとして注水する。流量を高めた注水を再開する場合には、蒸気が急速に凝縮する可能性があることから、窒素封入が行われていることを確認するとともに、温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

(添付資料-10)

(添付資料-11)

(5) **その他原子炉注水システムの設置に係る安全性の評価に当たって必要な事項**

これまで述べたとおり、原子炉注水システムでは電源系の異常等により常用高台炉注水ポンプが停止した場合においても、約1時間でバックアップ設備にて注水を再開することが可能である。約1時間での燃料温度の上昇は70℃程度と評価されていることから、核分裂生成物の再放出や水-ジルコニウム反応による水素発生観点から問題となるものではない。

(添付資料-12)

以上

原子炉注水システム設置に関する報告書

添付資料 目次

- 添付資料－ 1 崩壊熱と崩壊熱相当の注水量
- 添付資料－ 2 原子炉注水システム概略系統図
- 添付資料－ 3 原子炉注水システム電源構成図
- 添付資料－ 4 原子炉注水システムの設計・施工に関する重要度分類の考え方について
- 添付資料－ 5 崩壊熱相当注水量と実績注水量
- 添付資料－ 6 ポンプ故障時における対応フロー及び概略系統図
- 添付資料－ 7 電源喪失時における対応フロー及び概略系統図
- 添付資料－ 8 水源喪失時における対応フロー及び概略系統図
- 添付資料－ 9 原子炉注水ライン損傷時における対応フロー及び概略系統図
- 添付資料－ 1 0 複数設備の機能喪失時における対応フロー及び機器構成図
- 添付資料－ 1 1 急激な温度上昇を防止するために注水流量の増加が必要となる時間
- 添付資料－ 1 2 原子炉注水停止時の燃料温度上昇

崩壊熱と崩壊熱相当の注水量

平成23年4月12日時点での1～3号機における原子炉の崩壊熱と崩壊熱相当の注水量の評価値は下表のとおりである。

	崩壊熱	崩壊熱相当の注水量
1号機	1.9 MW	2.6 m ³ /h
2号機	2.9 MW	4.0 m ³ /h
3号機	3.0 MW	4.1 m ³ /h

崩壊熱は、核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コード ORIGEN を用いた評価である。また、崩壊熱相当の注水量とは下式で計算されるものであり、原子炉の崩壊熱を冷却するための最低限必要な水量と考えることができる。

$$W=Q \times \rho \times 1000 \times 3600 / (h_v - h_w)$$

ここで

W：崩壊熱相当の注水量 (m³/h)

Q：崩壊熱 (MW)

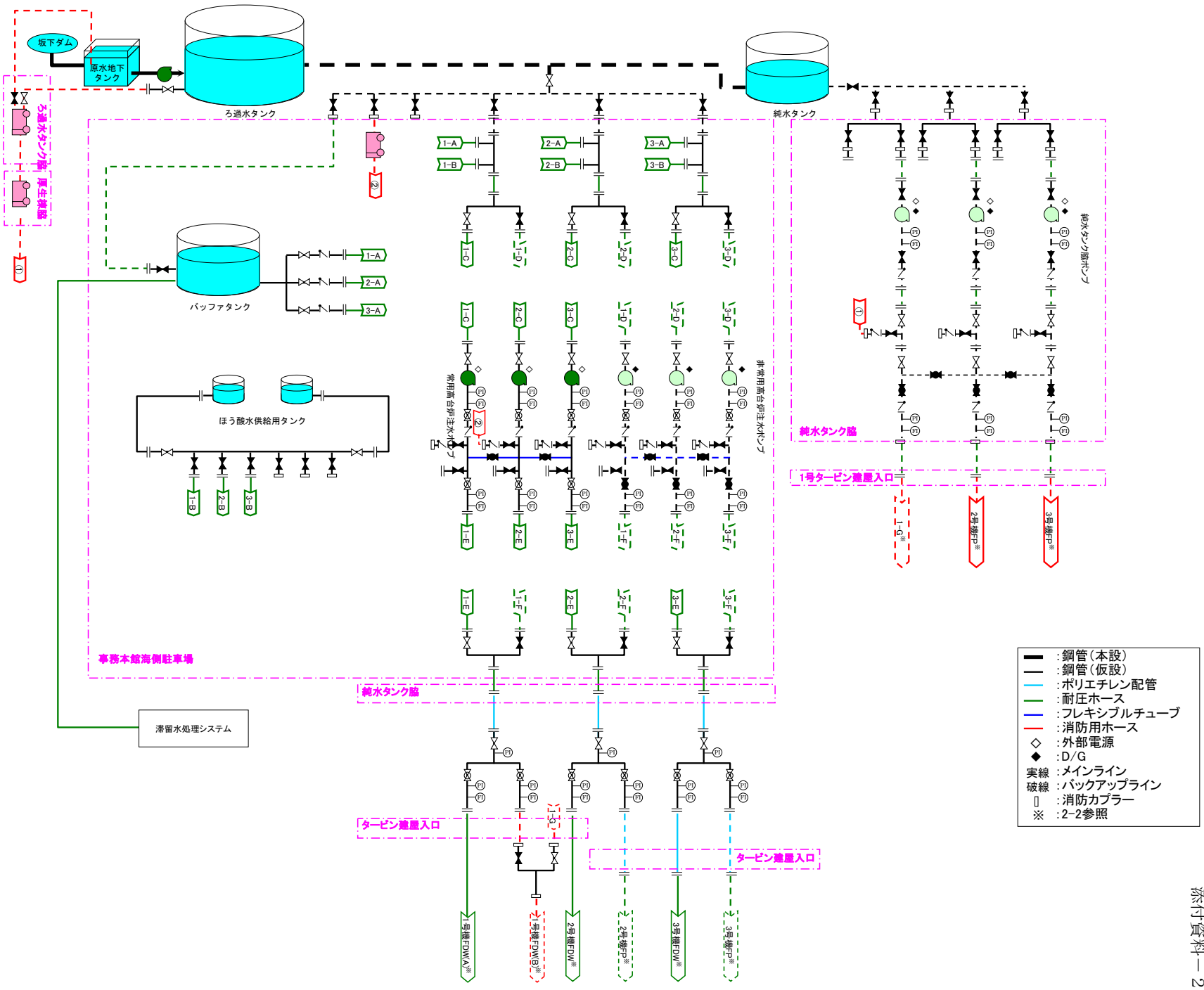
h_v：蒸気 (100℃) のエンタルピー (kJ/kg)

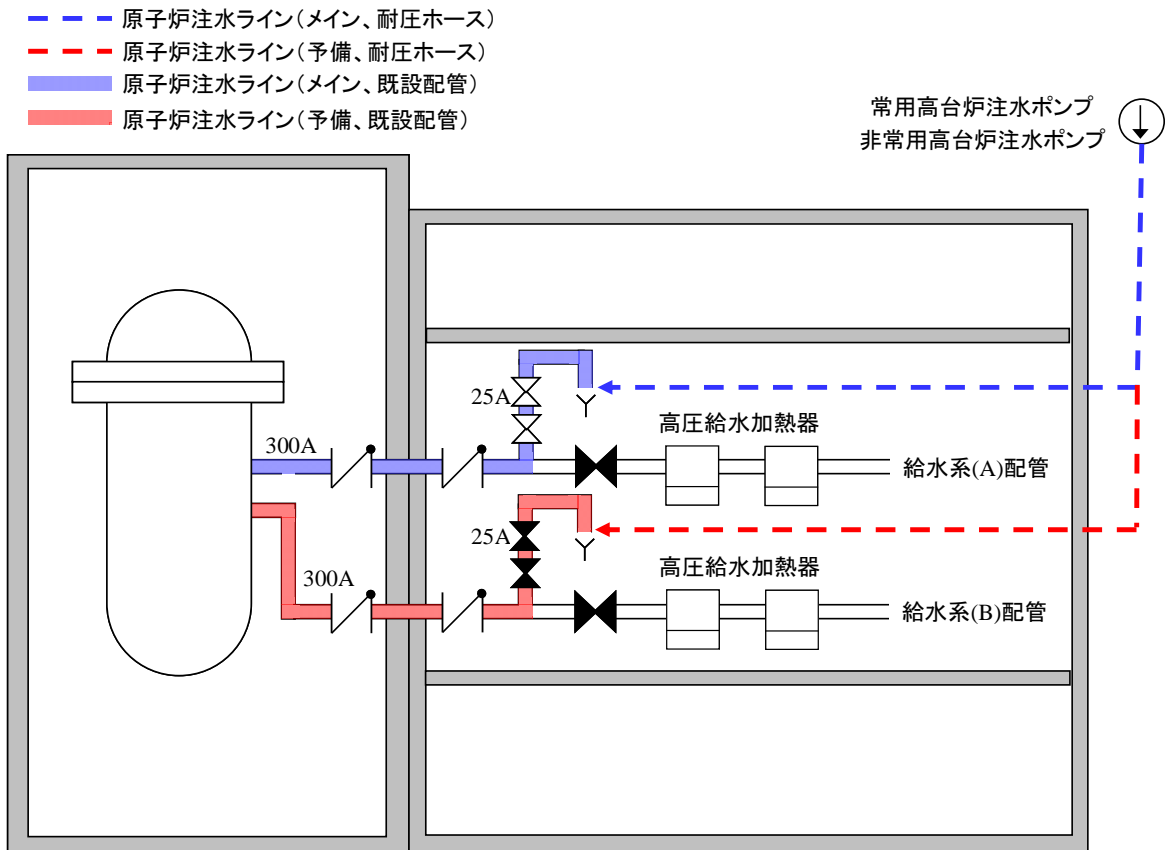
h_w：注水 (20℃) のエンタルピー (kJ/kg)

ρ：注水の比容積 (m³/kg)

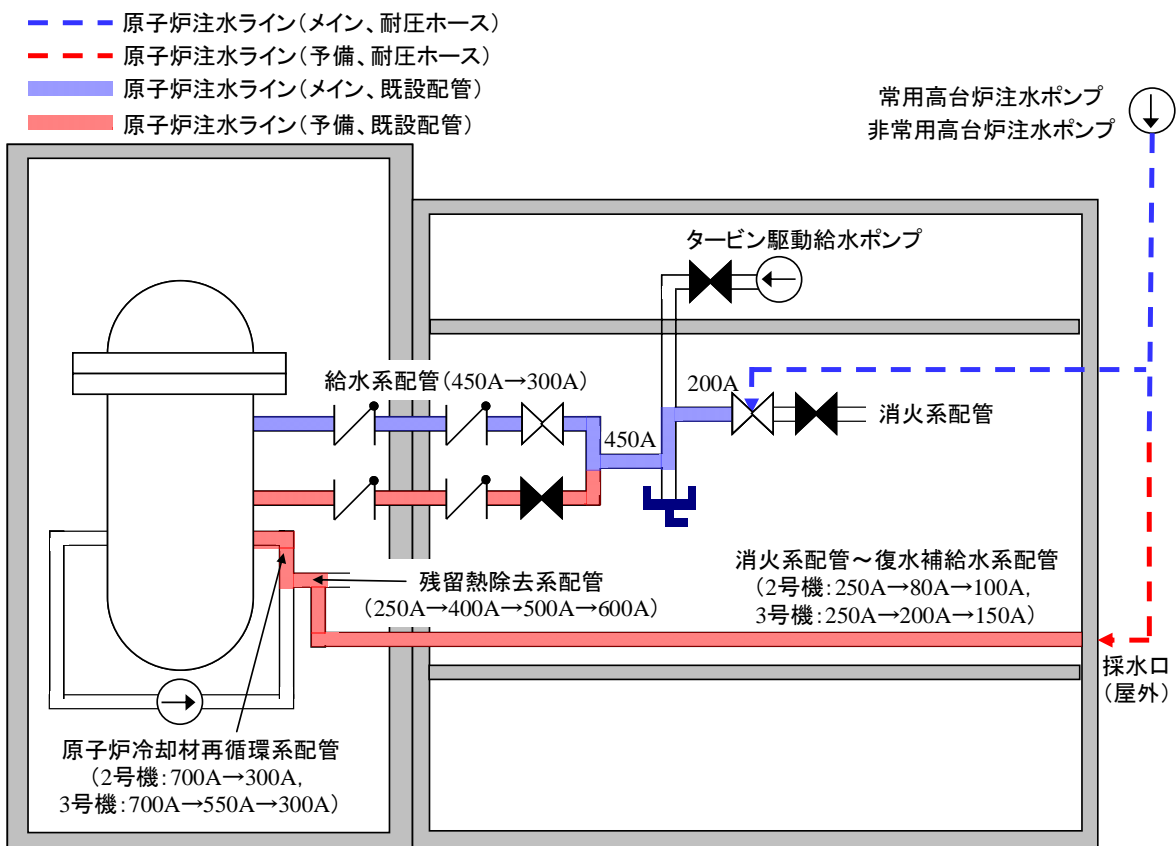
以上

原子炉注水システム概略系統図

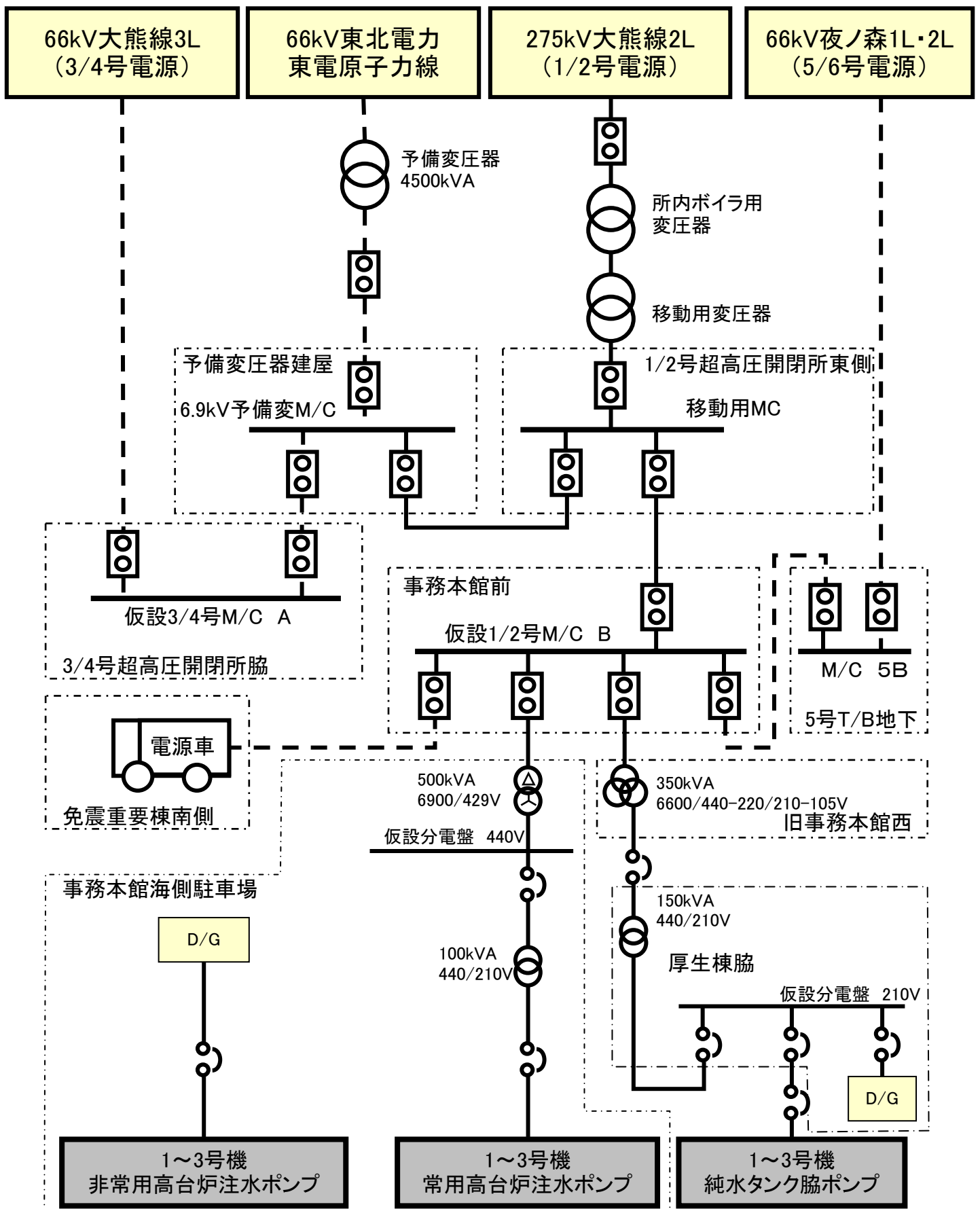




原子炉注水システム概略系統図 (1号機)



原子炉注水システム概略系統図 (2/3号機)



原子炉注水システム 電源構成図

原子炉注水システムの設計・施工に関する重要度分類の考え方について

(1) 安全重要度分類について

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612)」より、原子炉注水システムについては、非常用炉心冷却設備相当であると考えられることから、以下の分類となる。

① 原子炉注水システム：MS-1

なお、非常用炉心冷却設備については、技術基準においてクラス2の設備であり、設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) に基づいた強度評価を行うこととなっているが、原子炉への注水による安定的な冷却は事故復旧の上で重要性が高く、安全、確実かつ可能な限り迅速に行うことが至上であることから、緊急時の措置として、設計・建設規格で求められる厳密な強度評価は行わないこととする。

ただし、JEAG4612においては、MS-1 (クラス1) の設備についての設計上の考慮の基本的目標を「合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。」としていることから、JIS 等に基づく設計とした。

(2) 耐震重要度分類について

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」及び「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」より、原子炉注水システムについては、非常用炉心冷却設備相当であると考えられることから、以下の分類とする。

① 原子炉注水システム：S クラス

今回設置した原子炉注水システムは、上記のとおり S と位置付けられが、地震・津波 等による被害が生じた現状では、S クラスに求められる厳密な耐震安全性評価に基づく設計・施工は実施できない。

一方、原子炉への注水による安定的な冷却は事故復旧の上で重要性が高く、安全、確実かつ可能な限り迅速に行うことを考慮し、緊急時の措置として、設計・施工の期間や作業員の被ばく等を鑑みた上で、合理的に達成可能な範囲の設計・施工を行っている。

以上

崩壊熱相当注水量と実績注水量

平成23年8月1日時点での1～3号機における原子炉の崩壊熱、崩壊熱相当の注水量の評価値及び実績注水量は、下表のとおりである。

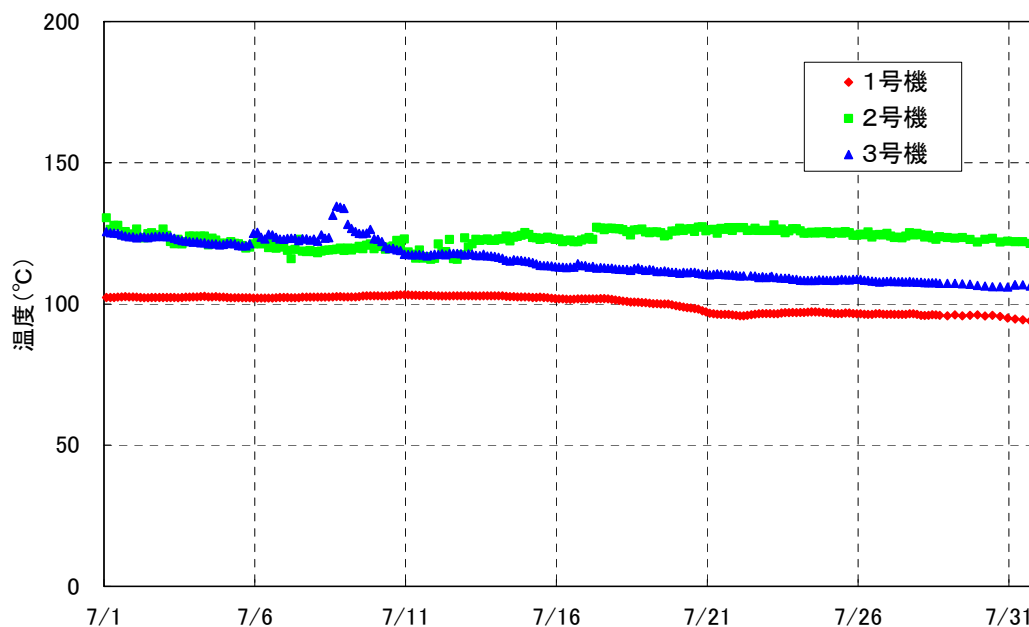
(崩壊熱と崩壊熱相当注水量の評価手法については添付資料－1を参照。)

	崩壊熱	崩壊熱相当の注水量	実績注水量
1号機	0.82 MW	1.1 m ³ /h	約 3.5 m ³ /h
2号機	1.2 MW	1.7 m ³ /h	約 3.5 m ³ /h
3号機	1.2 MW	1.7 m ³ /h	約 9.0 m ³ /h

(高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプの定格流量はそれぞれ20m³/h及び37m³/hであり、冷却に必要な注水流量を供給可能。)

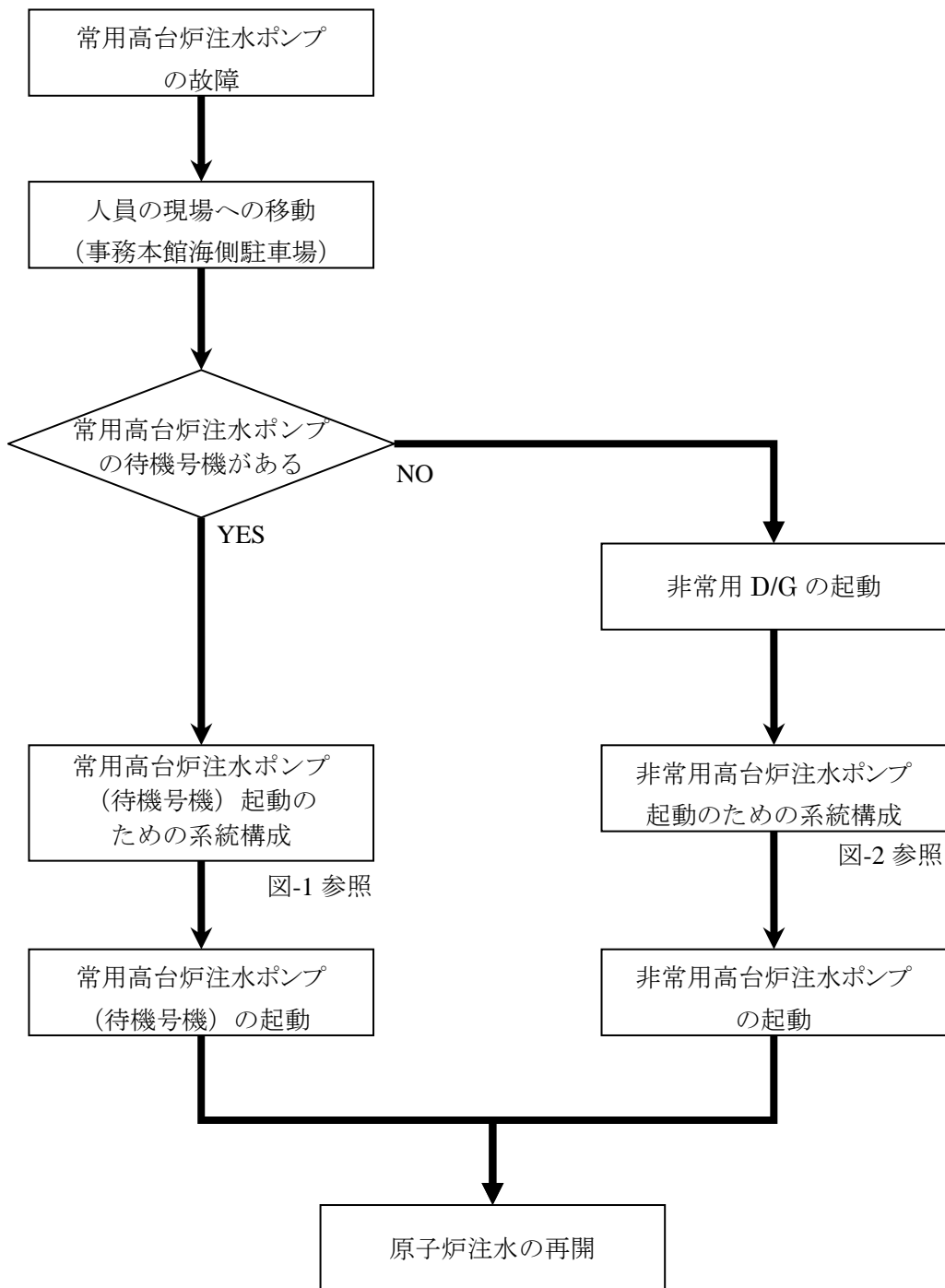
実績注水量が崩壊熱相当の注水量を上回っているが、これは注水配管や弁等からの漏えいの可能性があり、全ての注水量が冷却に寄与していないと考えられるため、崩壊熱相当の注水量を上回る量で注水しているものである。下図に原子炉压力容器底部温度の推移を示すが、温度は安定して推移しており、現状の注水量で十分冷却できていることが分かる。

原子炉压力容器底部温度の推移(7/1～8/1)

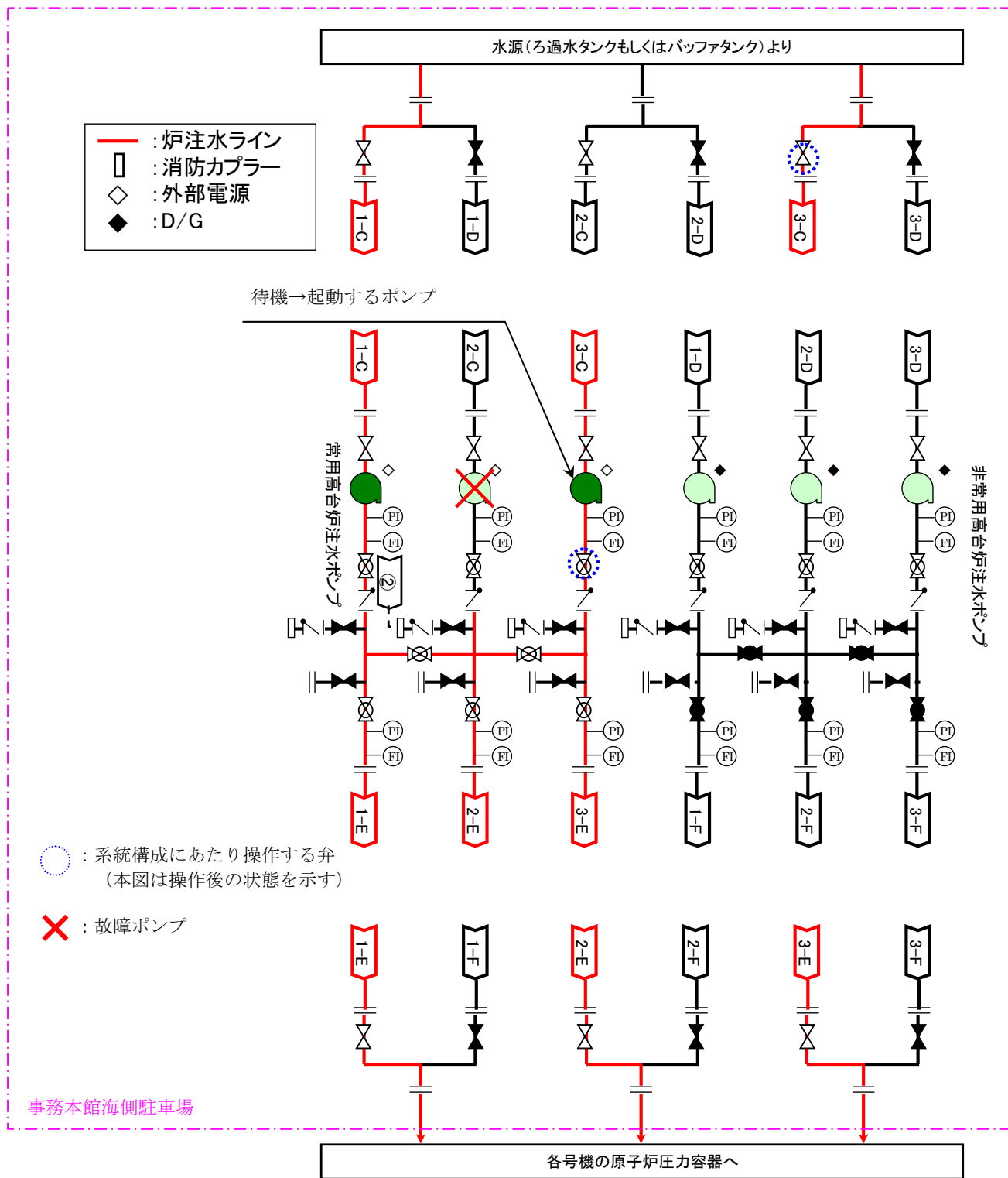


以上

ポンプ故障時における対応フロー及び概略系統図

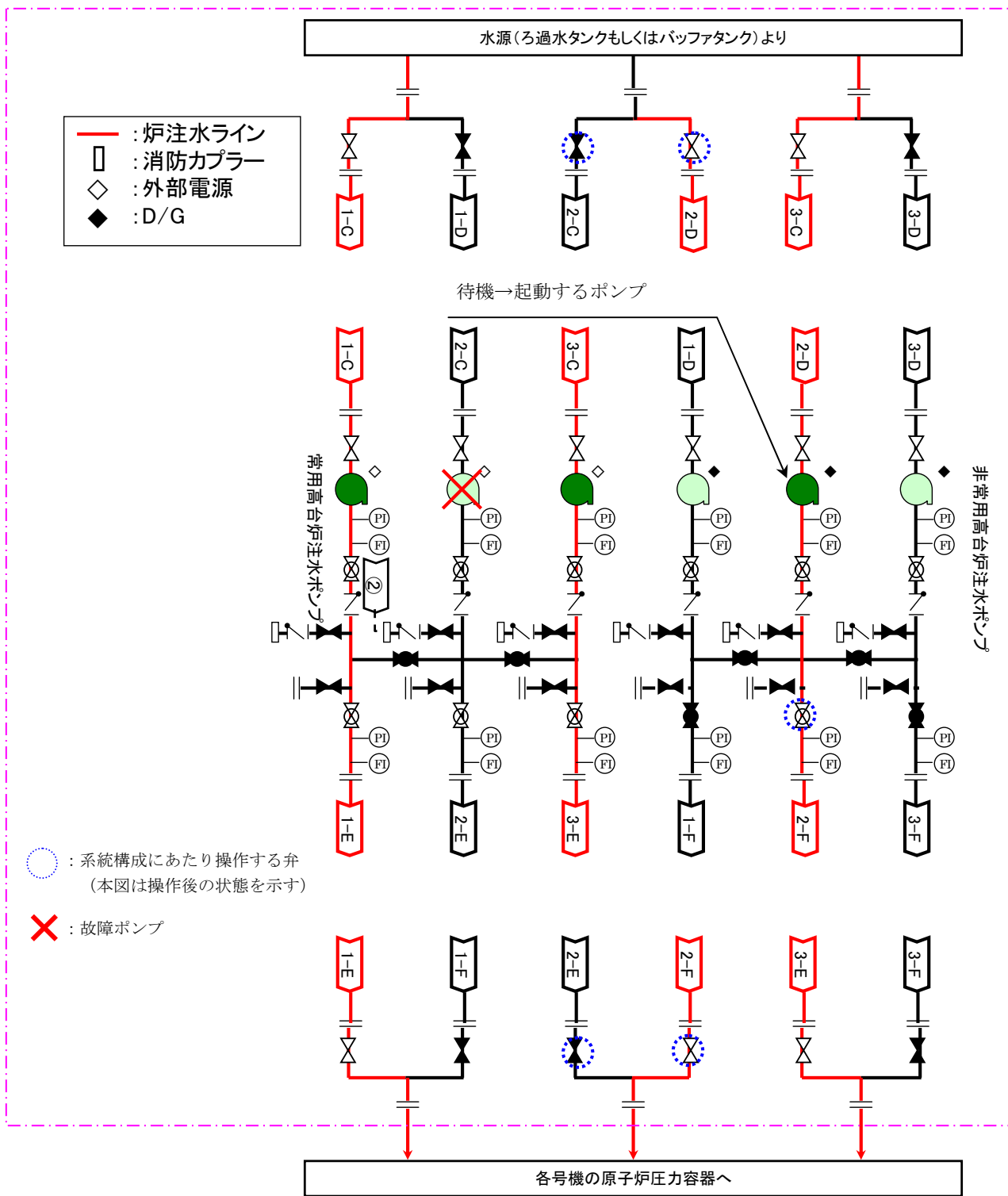


ポンプ故障時における対応フロー



※ 2号機用ポンプが故障した場合の例

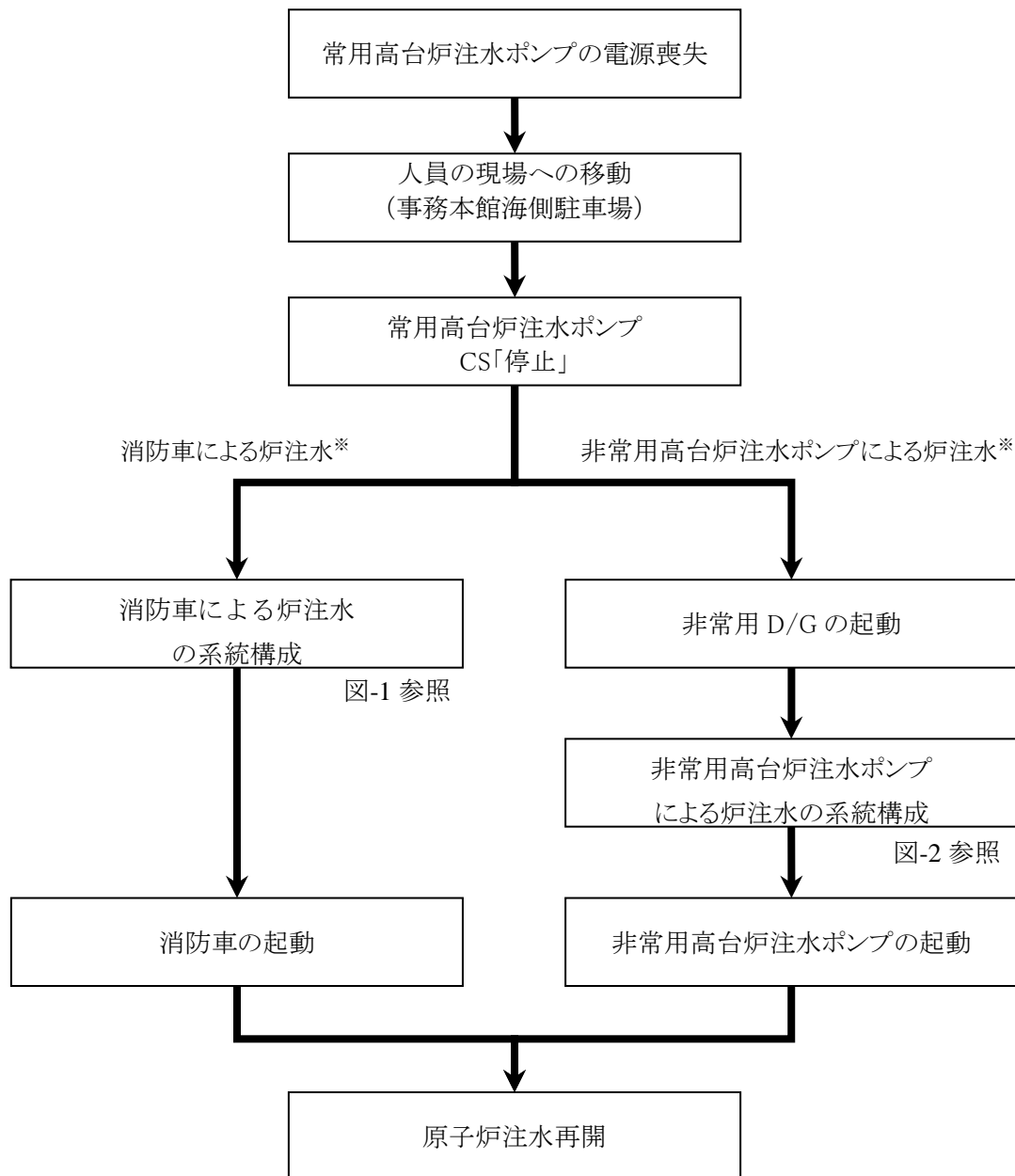
図-1 ポンプ故障時における原子炉注水概略系統図※
(待機号機起動による炉注水)



※ 2号機用ポンプが故障した場合の例

図-2 ポンプ故障時における原子炉注水概略系統図※
(非常用高台炉注水ポンプによる炉注水)

電源喪失時における対応フロー及び概略系統図



※ 非常用高台炉注水ポンプによる炉注水と消防車による炉注水を並行して実施。
非常用高台炉注水ポンプによる炉注水が開始され次第、消防車による炉注水を停止する。

電源喪失時における対応フロー

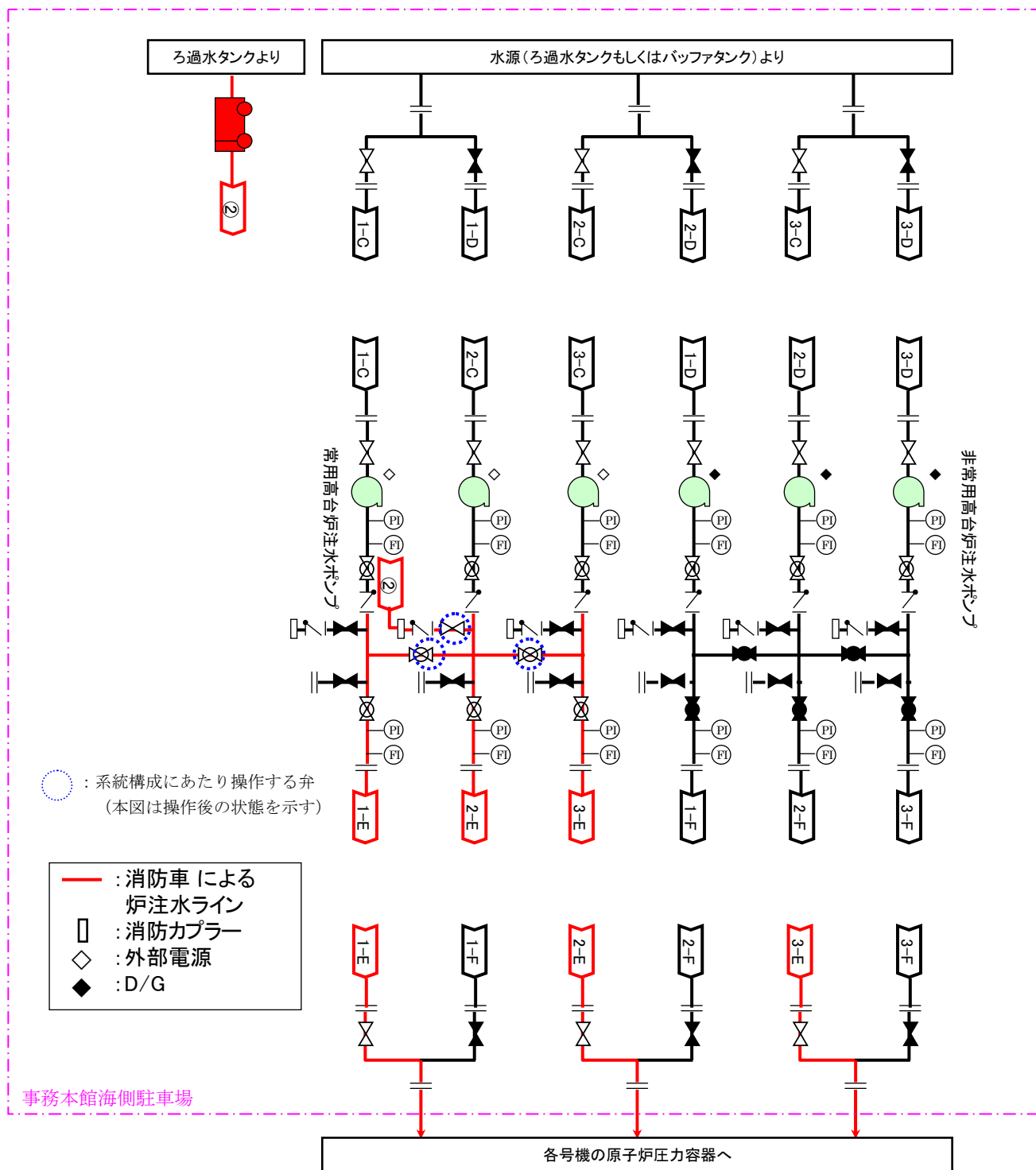
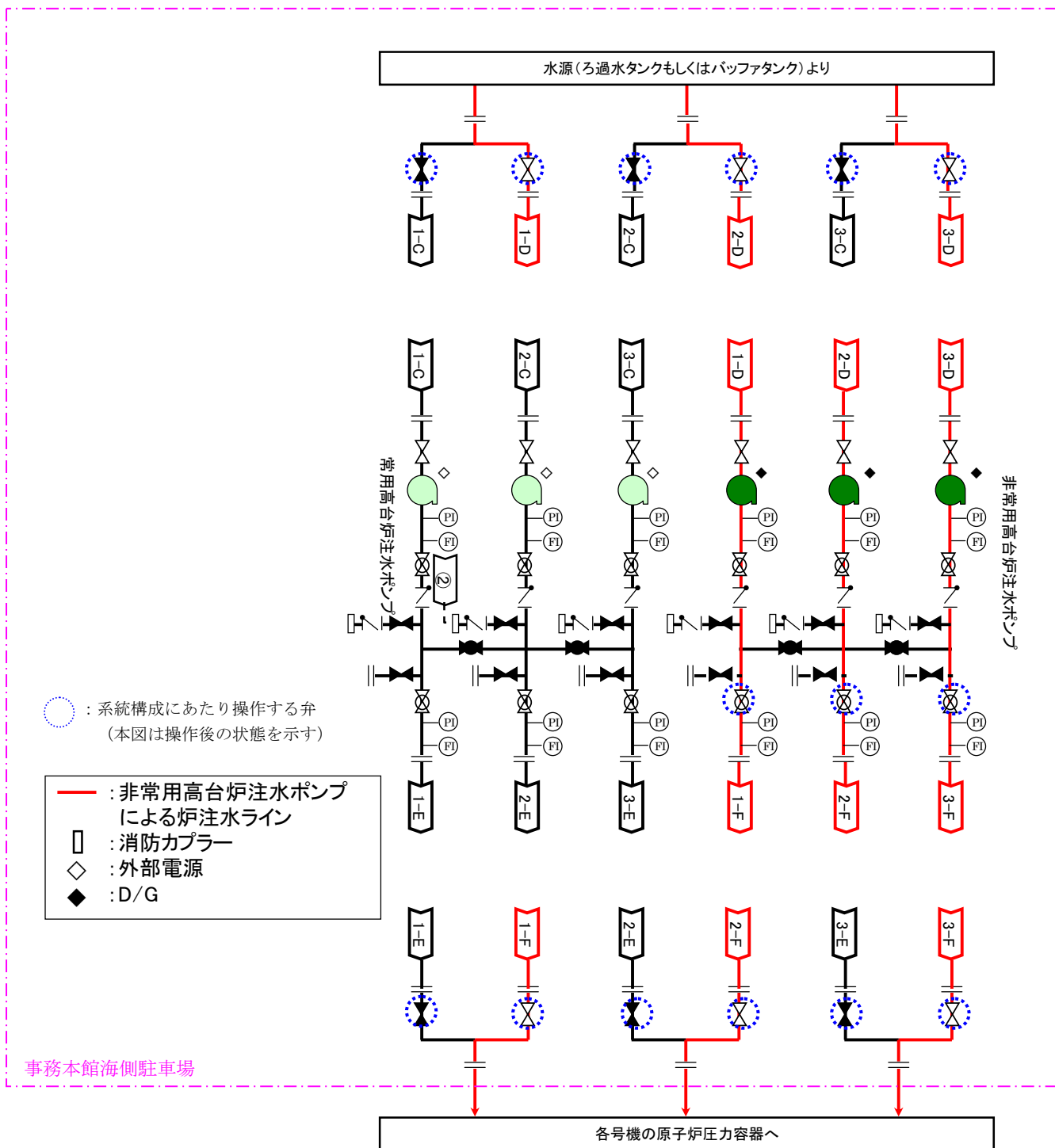


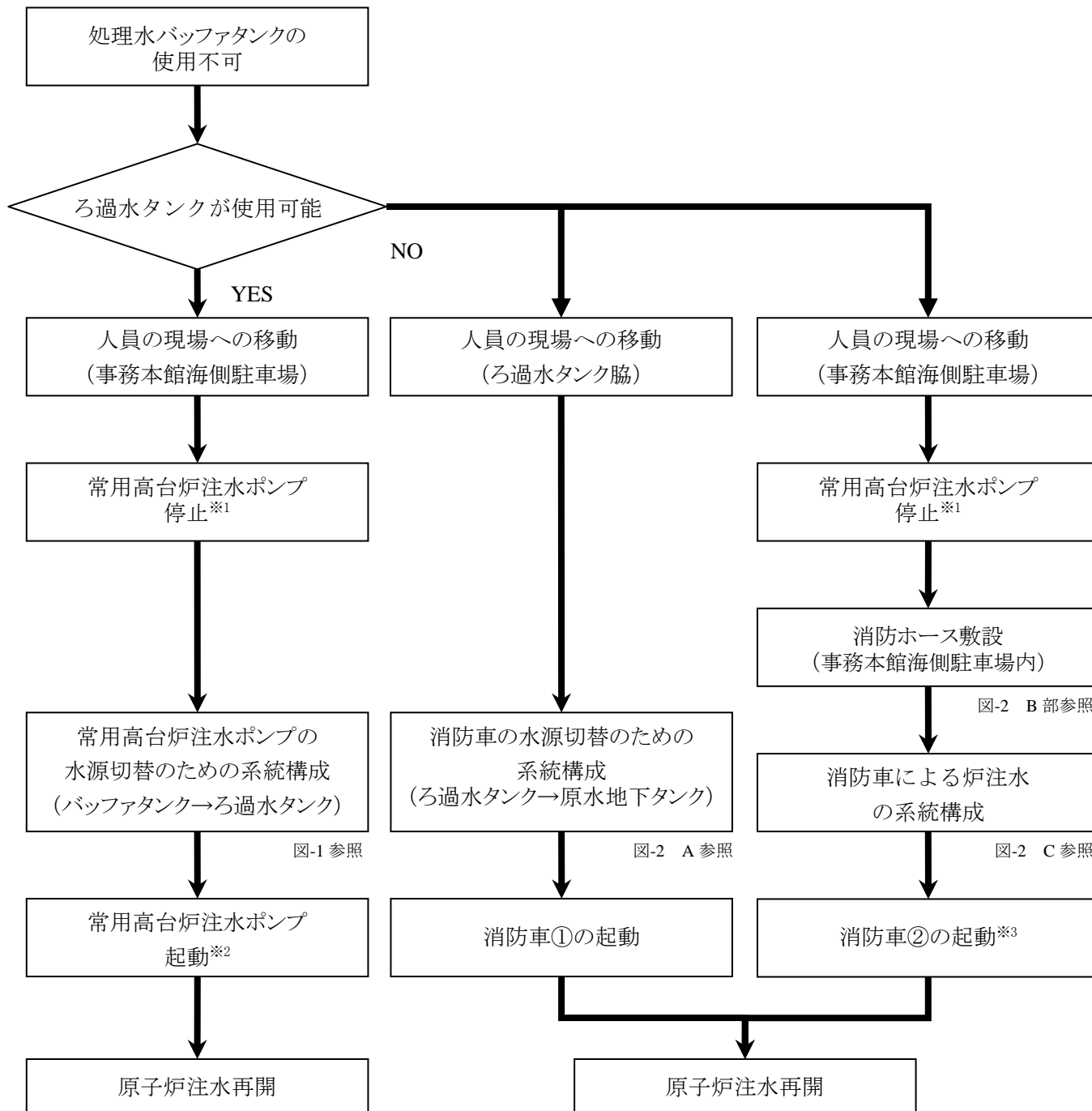
図-1 電源喪失時における原子炉注水概略系統図
 (消防車による炉注水)



※ タイラインを使用しない場合の例

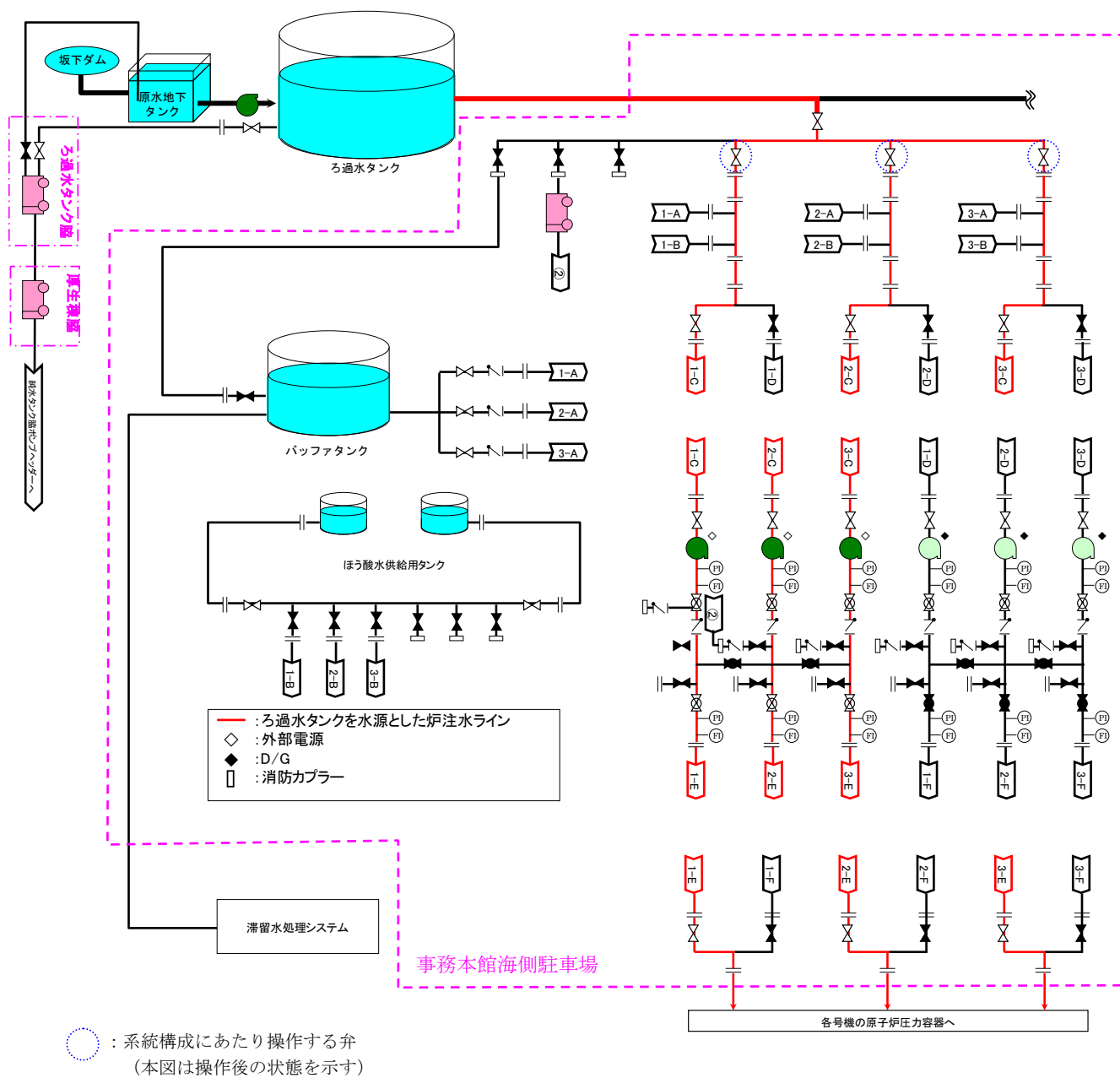
図-2 電源喪失時における原子炉注水概略系統図※
(非常用高台ポンプによる炉注水)

水源喪失時における対応フロー及び概略系統図



- ※1 バッファタンク水位が低く、ポンプ運転が困難な場合
- ※2 高台炉注水ポンプが停止している場合
- ※3 高台炉注水ポンプが起動している場合は、停止操作を実施する。

水源喪失時における対応フロー



※ タイラインを使用しない場合の例

図-1 水源喪失時における原子炉注水概略系統図※
 (ろ過水タンクを水源とした炉注水)

通常時は、ろ過水タンク脇消防車から厚生棟脇消防車に消防ホースが接続されているが、原水地下タンクを水源とした炉注水を行う場合は、ろ過水タンク脇消防車からの消防ホースの接続先を、厚生棟脇消防車から事務本館海側駐車場の消防車へ変更する。

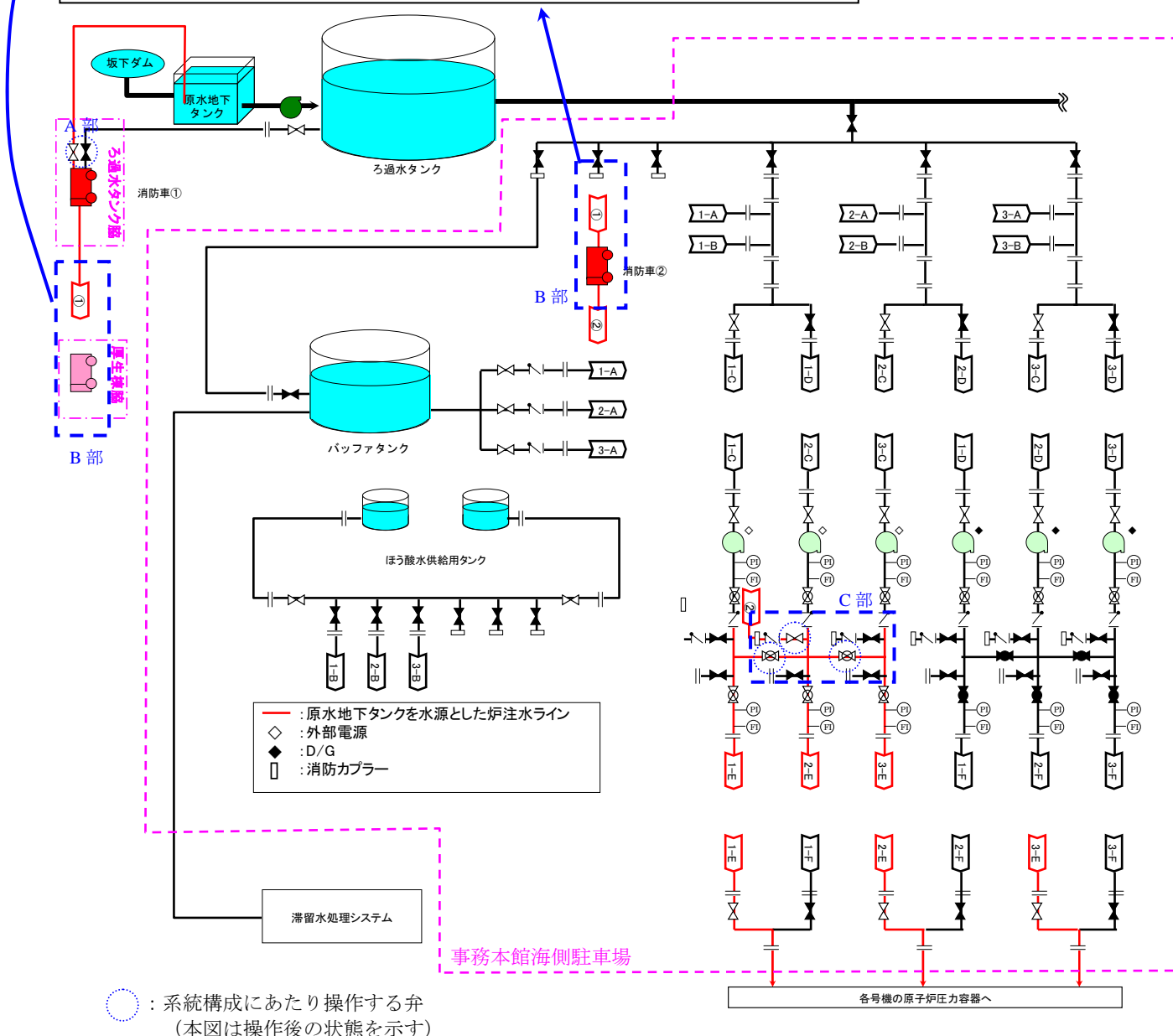
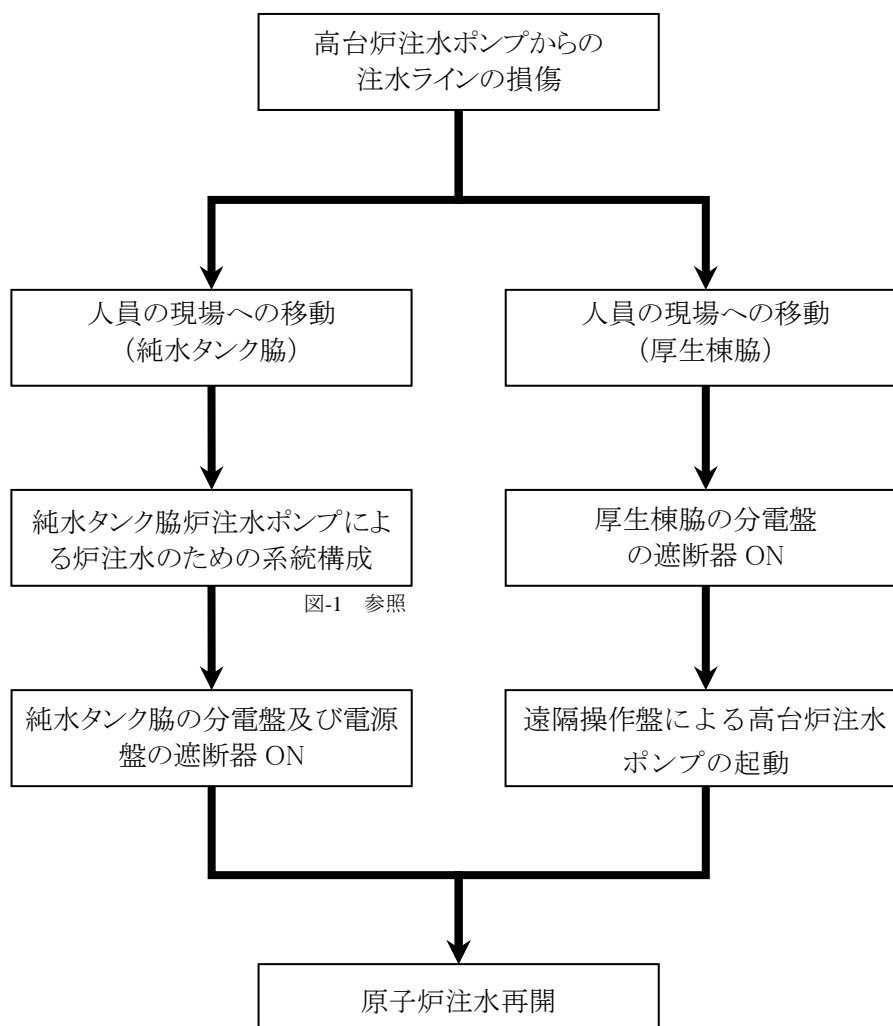
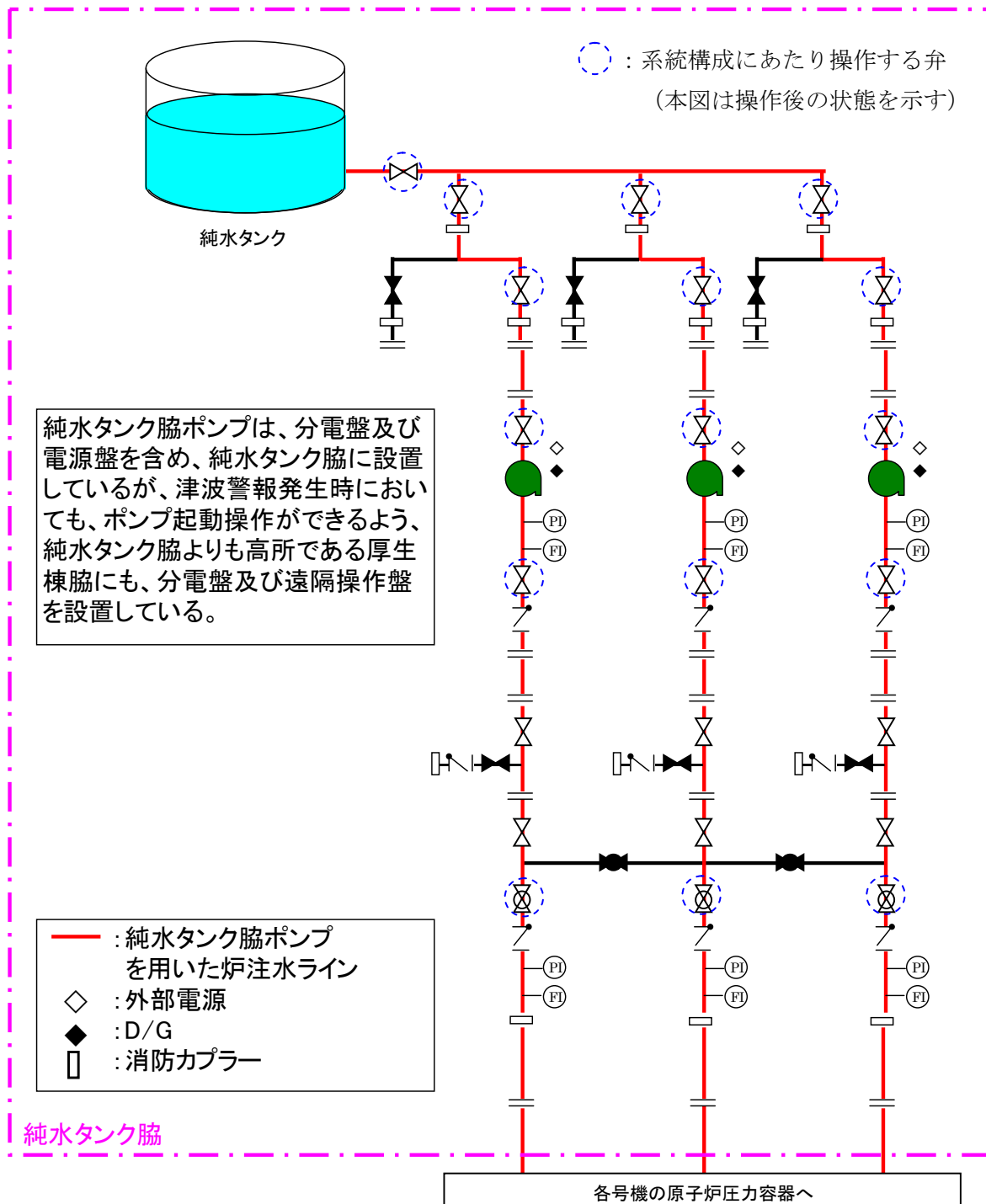


図-2 水源喪失時における原子炉注水概略系統図
(原水地下タンクを水源とした炉注水)

原子炉注水ライン損傷時における対応フロー及び概略系統図



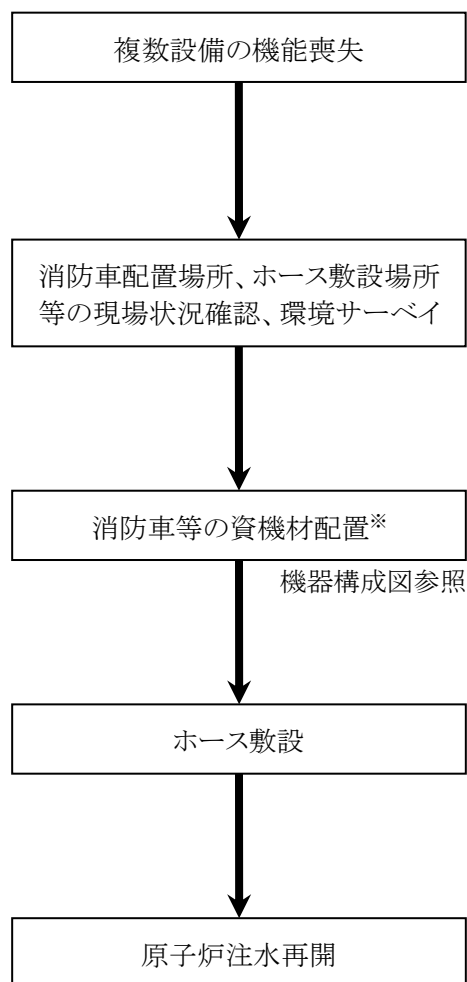
注水ライン損傷時における対応フロー



※ タイラインを使用しない場合の例

図-1 注水ライン損傷時における原子炉注水概略系統図※

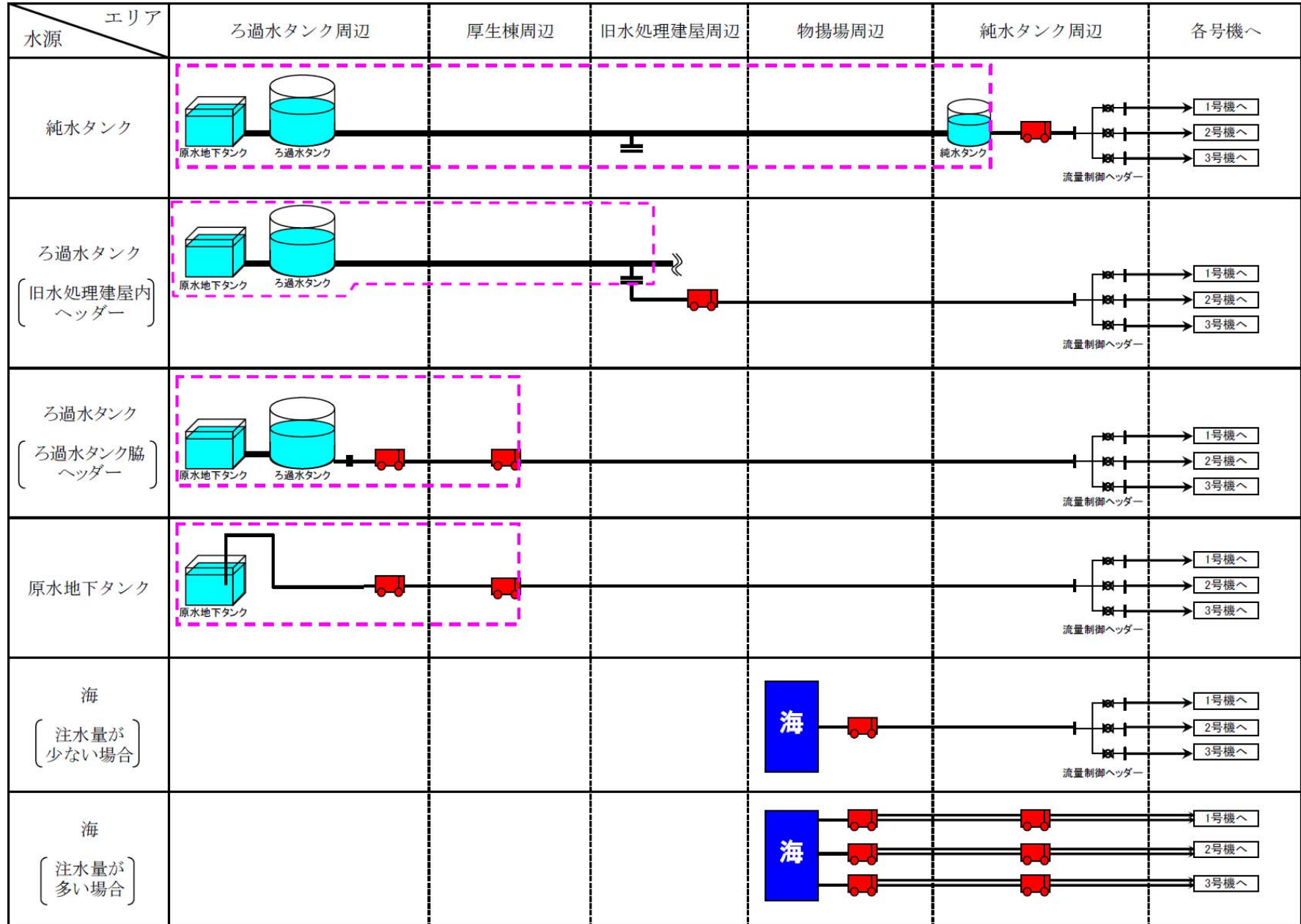
複数設備の機能喪失時における対応フロー及び機器構成図



※ 水源の状況、注水量及び現場状況に応じた配置場所とする。
水源の候補：純水タンク、ろ過水タンク（ろ過水タンク脇ヘッダー及び旧水処理建屋内ヘッダー）、
原水地下タンク、海（注水量が多い場合の水源は海とする）

複数設備の機能喪失時における対応フロー

複数設備の機能喪失時における機器構成図



〔 〕 : 既に配置済みの設備

急激な温度上昇を防止するために注水流量の増加が必要となる時間

水－ジルコニウム反応の急激な進展による燃料温度の急上昇を防止するため、注水流量の増加が必要となる時間を評価した結果、現時点（8月1日現在）では以下に示すとおり約13～15時間となったため、保守的に12時間を注水流量の増加が必要となる時間とする。

この場合の注水流量の目安は、アクシデントマネジメントガイド「操作ガイドー1 損傷炉心への注水操作ガイド」に、事故発生直後の燃料の崩壊熱や水蒸気と未酸化金属の反応熱を除去できる注水流量として示されている30m³/h（1号機）と55m³/h（2／3号機）を保守的に採用する。この注水流量は、消防車2台を直列に接続し、注水ラインを2ラインとすることによって確保可能である。なお、事故直後には78m³/hや60m³/hの高い流量で注水した実績を有している。

【注水停止時の燃料温度上昇評価】

1. 評価前提

保守的に断熱状態を仮定し、崩壊熱は全て燃料のヒートアップに寄与するものとする。

2. 評価条件

- 崩壊熱：0.82 MW（1号）、1.19 MW（2号）、1.22 MW（3号）、8/1時点ORIGEN評価
- 全燃料量：120t（1号）、164t（2号、3号）
- 燃料比熱：0.4kJ/kg・℃
- 原子炉圧力容器内水量：0m³
- 水－ジルコニウム反応が急激に進展する温度：1200℃
- 燃料温度：300℃

3. 評価式

$$\text{温度上昇時間}[h] = \frac{\text{全燃料量}[t] \times 10^3 \times \text{燃料比熱}[kJ/kg \cdot ^\circ C]}{\text{崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3600[sec/h]} \times (1200 - 300)[^\circ C]$$

4. 評価結果

1200℃までの温度上昇時間は下表のとおりである。

	1号	2号	3号
1200℃までの温度上昇時間	約15時間	約14時間	約13時間

以上

原子炉注水停止時の燃料温度上昇

1. 評価前提

保守的に断熱状態を仮定し、崩壊熱は全て燃料のヒートアップに寄与するものとする。

2. 評価条件

- 崩壊熱：0.82 MW（1号）、1.19 MW（2号）、1.22 MW（3号）、8/1時点 ORIGEN 評価
- 全燃料量：120t（1号）、164t（2号、3号）
- 燃料比熱：0.4kJ/kg・℃
- 原子炉压力容器内水量：0m³

3. 評価式

$$\text{温度上昇}[^{\circ}\text{C}] = \frac{\text{崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3600[\text{sec}/h]}{\text{全燃料量}[t] \times 10^3 \times \text{燃料比熱}[kJ/kg \cdot ^{\circ}\text{C}]} \times 1[h]$$

4. 評価結果

炉注水停止時（1時間）の燃料温度上昇は下表のとおり。

	1号	2号	3号
1時間の温度上昇	約 62℃	約 65℃	約 67℃

以上