

# BWR 原子炉冷却系統設備の概要

平成23年11月25日  
原子力安全・保安院

# 1. 冷却設備の種類

○原子炉を冷却するための設備には、次のようなものがある。

## 【主に非常時に使用する設備】

- ①原子炉への冷却水を注水するもの(原子炉注水設備)
- ②原子炉内の蒸気を取り出して気化熱を原子炉外に排出するもの(原子炉減圧設備)

## 【主に通常のプラント停止時に使用する設備】

- ③原子炉内の高温の冷却水を抽出して系外の冷媒と熱交換するもの(原子炉残留熱除去設備)

○この他、冷却設備としては、復水器、原子炉格納容器冷却系、使用済燃料プール冷却系、補機冷却系などがある。

○さらに原子炉冷却系や原子炉格納容器冷却系などが機能喪失した場合に代替注水系等も準備されている。

## 2. 原子炉注水設備の概要

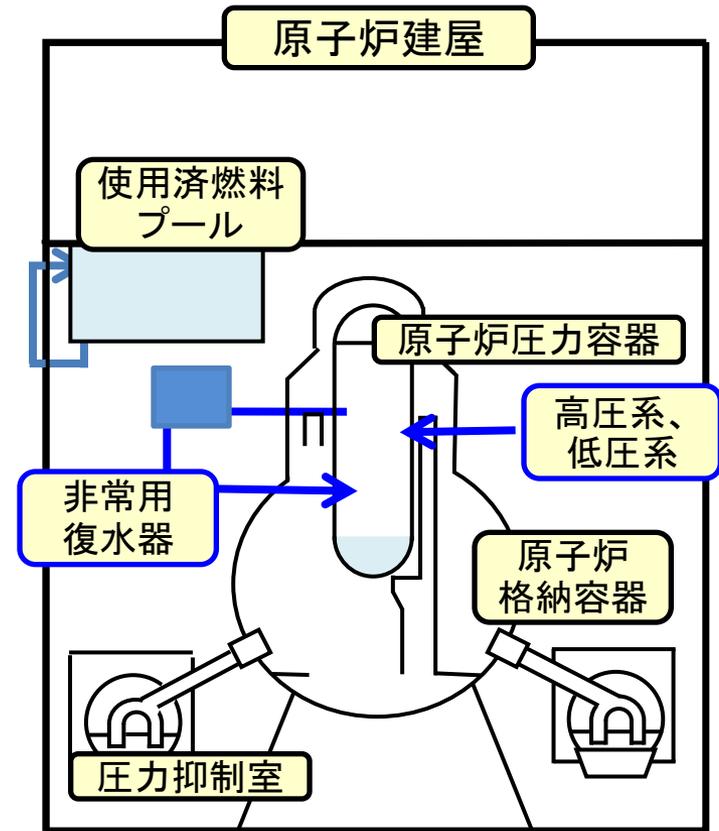
### 【注水系統】

○定格運転時の原子炉圧力以上の高圧でも注水ができる高圧系と、原子炉が減圧された後に大量の冷却水を注入する低圧系がある。

作動には、交流電源を必要とするものがほとんどであるが、蒸気によりタービンを駆動できる系統（原子炉隔離時冷却系；福島第一1号機、敦賀1号機以外）や駆動源を必要としない非常用復水器（福島第一1号機、敦賀1号機）が設置されている。

### 【要求される機能】

- 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）への対応として特に設置されている非常用炉心冷却系（ECCS）と、起動停止を含めた通常運転に際して使用する設備に大別される。
- ECCSは、LOCAに対して燃料の重大な損傷、燃料を被覆する金属と水との反応を十分小さな量に制限できるように構成される。
- 通常運転に際して使用する設備においても、原子炉残留熱除去系等、非常時にも使用可能な設備がある。



MARK-I型原子炉

### 3. 高圧系の原子炉注水設備(1/2)

高圧系とは、定格運転時の原子炉圧力(約7MPa)以上の高圧でも炉内に注水ができるシステムであり、以下の2つに大別される。

#### 【高圧注水系(HPCI)】

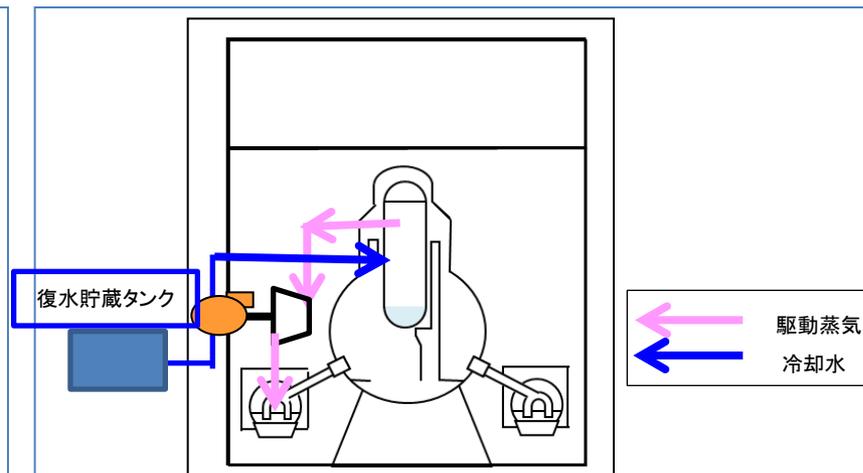
- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 主に中小規模のLOCAの場合に、原子炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第一号機の例)1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、  
運転範囲:原子炉圧力78~9.8kg/cm<sup>2</sup>、水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))

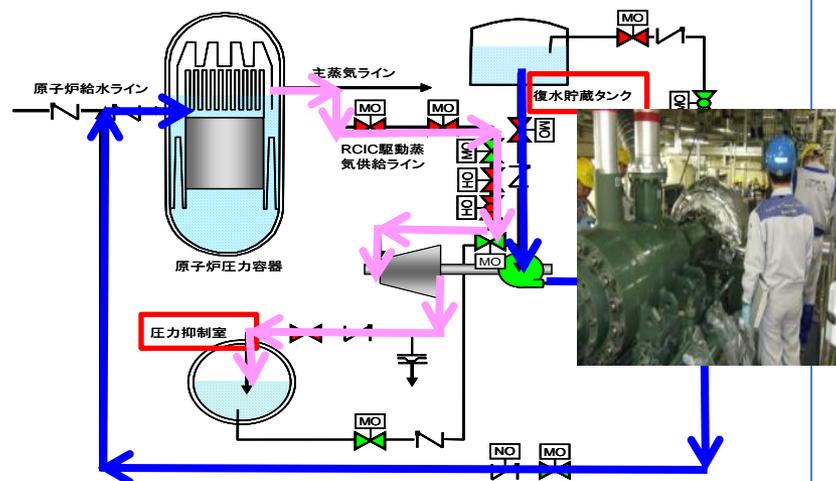
#### 【原子炉隔離時冷却系(RCIC);福島第一号、敦賀1号以外)】

- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第二号機の例)1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、  
運転範囲(1.04~7.86MPa),水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))



高圧注水系の概略系統図



原子炉隔離時冷却系の概略系統図

(JNES資料に加筆)

### 3. 高圧系の原子炉注水設備(2/2)

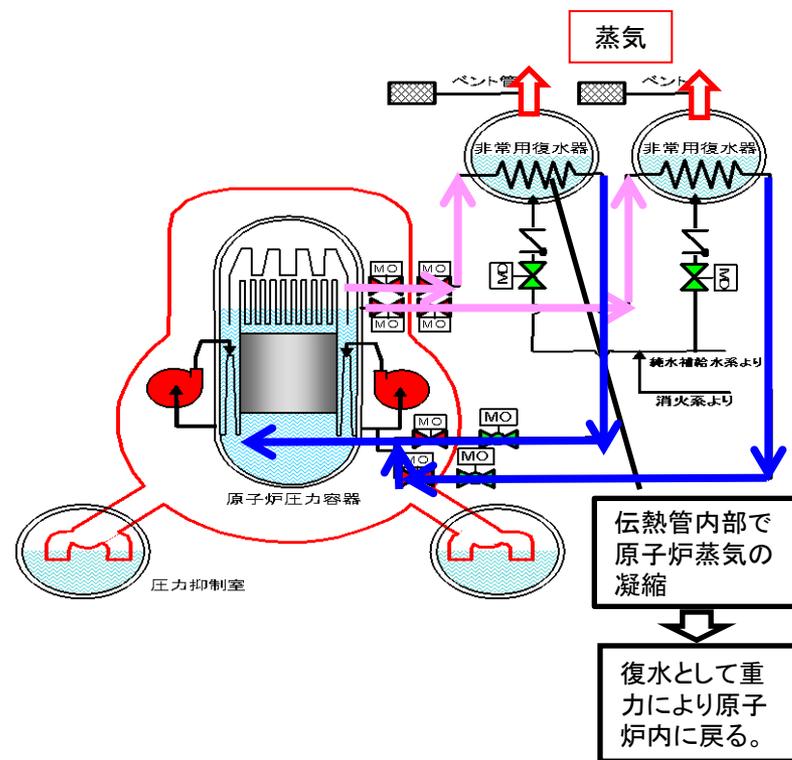
国内における建設初期のプラント(福島第一原子力発電所1号機と敦賀発電所1号機)には、非常用復水器(IC)が設置されている。

#### 【非常用復水器(IC)】

○原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を抽出し、IC内のコイルで胴側の保有水へ熱を伝達して蒸気を凝縮させ、凝縮した水を原子炉に戻すことで一定期間、原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要: 福島第一1号機の例)

横型置U字管型、2系統、保有水量: 約100トン/基、  
全長約12m、内径3m、材料(胴部: 炭素鋼、伝熱管部: ステンレス鋼)



非常用復水器の概略系統構成図

(JNES資料に加筆)

## 4. 低圧系の原子炉注水設備(その1)

低圧系とは、高圧系により、原子炉が減圧された後に注水流量を確保するための系統である。

### 【炉心スプレー系(CS)】

○原子炉の圧力が急激に減少する大破断LOCA時等には、復水貯蔵タンク水又は圧力抑制プール水を炉心上部に取り付けられたノズルから燃料集合体上にスプレーすることによって炉心を冷却する。

(設備概要: 福島第一1号機の例)

2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源は蓄電池)、注入開始可能圧力約1.96MPa、水源は圧力抑制室(S/P))

### 【残留熱除去系(RHR)】

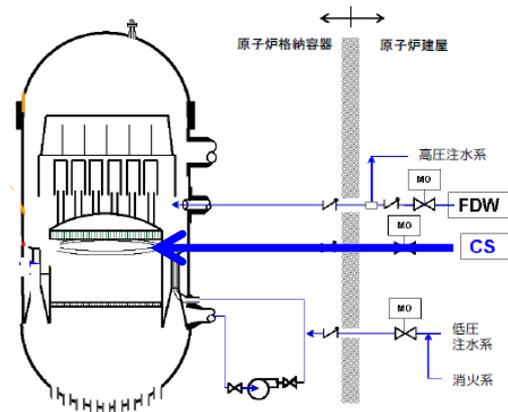
○原子炉停止後の崩壊熱を除去する停止時冷却及び原子炉隔離時(復水・給水停止状態)の崩壊熱と残留熱の除去並びにLOCA時の炉心冷却(低圧炉心注水系の一部として機能)などを行う。

(設備概要: 福島第二1号機の例)

2系統/2台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源:蓄電池)、水源は圧力抑制室(S/P))

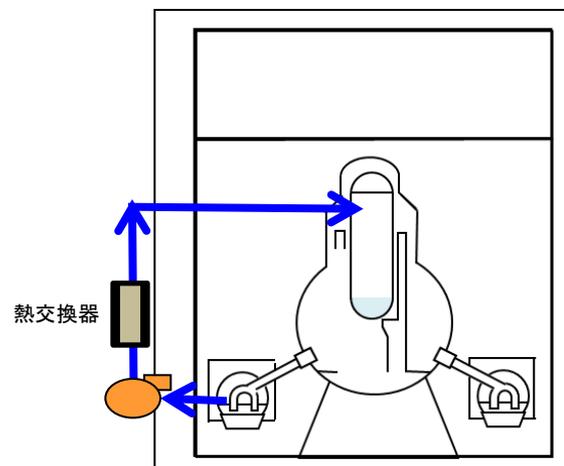
### 【蓄圧注水系(PWR)】

○加圧水型軽水炉(PWR)においては、冷却材が喪失して、原子炉圧力が約40気圧以下となった時、蓄圧タンク内のほう酸水が自動的に一次冷却管を経て炉心に注入し、冷却水量を保持する。



炉心スプレー系の概略系統図

(東京電力公表資料より)



残留熱除去系(低圧注水モード)の概略系統図

# 5. 原子炉減圧設備

高圧系の注水設備が使用できない場合に、燃料被覆管の温度上昇を基準値以下(1200°C以下)に押さえるために、低圧系での注水が短時間で可能となるように主蒸気逃がし安全弁(SRV)を開く設備(ADS)である。

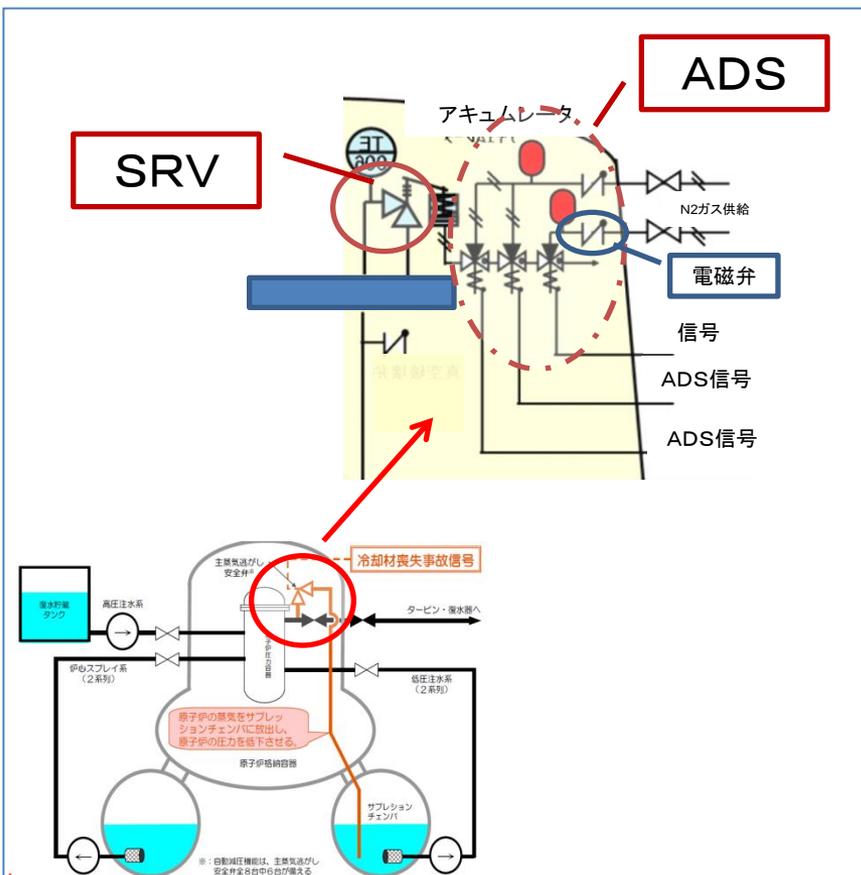
## 【自動減圧系(ADS)】

○LOCA時に、高圧系の原子炉注水設備の機能が十分発揮されず、原子炉水位を維持できない場合に作動。(HPCIのバックアップ機能)

○強制的にSRVを開いて蒸気をS/Cへ逃がし炉内圧力を迅速に減圧させ、低圧系の原子炉注水設備による注水を可能にし、炉心の冷却を行う。

(設備概要; 福島第一3号機の例)

6弁、作動圧力(7.44~7.58MPa)、駆動源(電磁弁電源; 蓄電池、弁本体駆動源; N2ガス、論理電源; 蓄電池)



自動減圧系の概略系統図

(東京電力公表資料より抜粋)

(JNES資料に加筆)

## 6. 原子炉格納容器冷却系

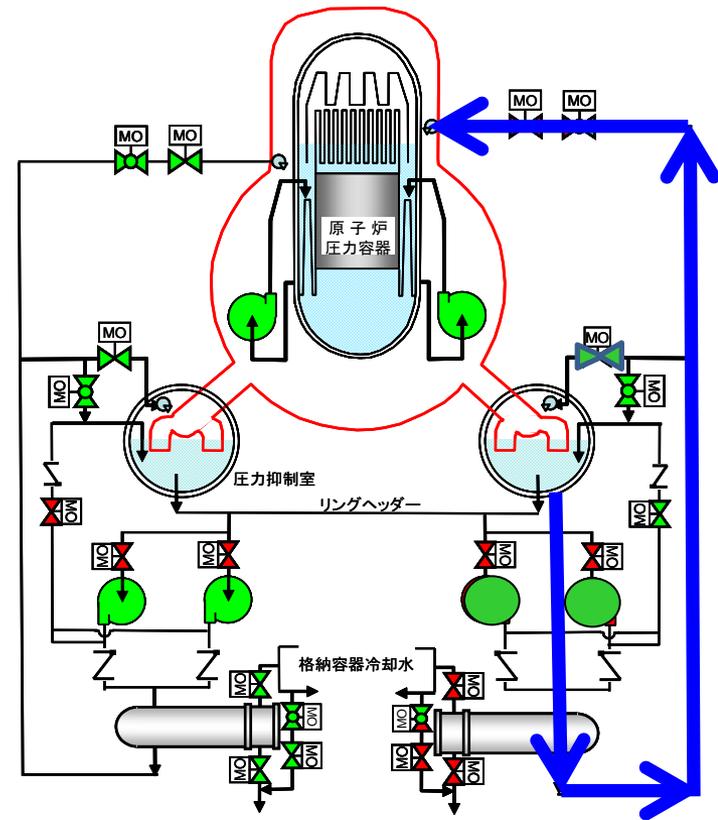
原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後に、圧力抑制室(S/P)内のプール水を格納容器内にスプレイすることにより、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏洩するのを抑える系統である。

### 【原子炉格納容器スプレイ系】

- 格納容器内の蒸気凝縮、非凝縮性ガスの冷却、  
よう素ガスの除去を行う。

(設備概要; 福島第一3号機の例)

残留熱除去系モードの1つ、2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源(制御電源は蓄電池))、水源はS/P。



原子炉格納容器冷却系の概略系統図

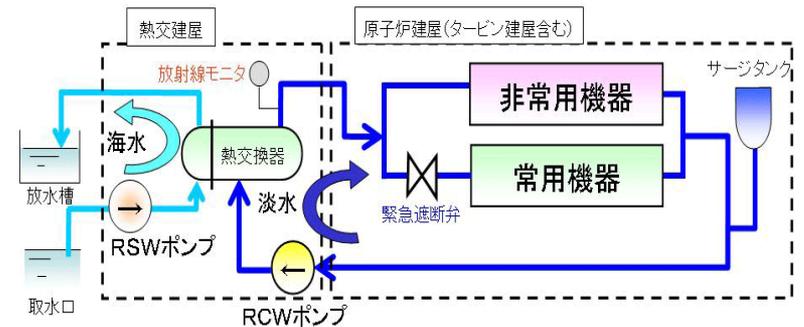
(JNES資料に加筆)

# 7. 原子炉補機冷却系

原子炉建屋内に設置された熱交換器、ポンプ、モータ等の機器(これらの設備を補機という。)から発生する熱及び原子炉停止時の崩壊熱を原子炉補機冷却水系(RCW; 淡水系)より除去し、原子炉補機冷却海水系(RSW: 海水系)を通じて、熱を海に放出する系統である。

## 【原子炉補機冷却系】

○ポンプ、熱交換機は予備機をもつ設計(A系、B系等)とし、常用系機器と非常用機器を分離し、緊急遮断弁によって非常用機器を優先して確保することができるように設計されている。



## 原子炉補機冷却系※

※一部のプラントは、海水による直接冷却

	主要負荷
非常用機器	RHR熱交換器、RHRポンプ、非常用DG、燃料プール冷却系ポンプなど
常用補器	CRDポンプ、再循環ポンプ、タービン補機など

(JNES資料に加筆)

## 8. 代替冷却注水系 (AM設備; MUWC、FP)

非常用炉心冷却系による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下し、炉心が大きく損傷するおそれのある緊急時には、補給水系、消火水系等を使用して原子炉へ注水する。アクシデントマネジメント (AM) の一環として整備されている。

### 【復水補給水系 (MUWC)】

○通常時は、復水器の水位制御等のための水の補給系統 (復水器移送ポンプ) を用いて、復水貯蔵タンク水等 (原子炉水の浄化に使用するフィルターの洗浄などに使用するプラント運用水) を注入する系統である。

(設備概要; 福島第一号機の例)

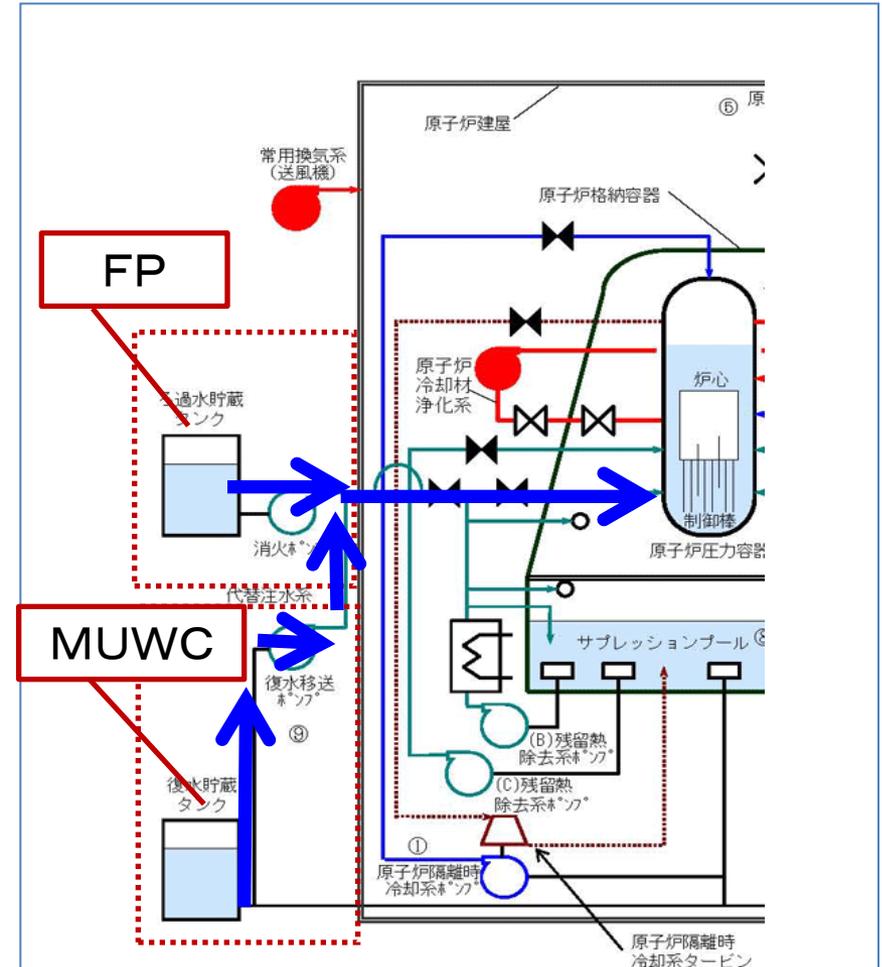
1系統/2台、原子炉圧力0.69MPa以下で作動、駆動源 (所内交流電源、非常時: DG供給交流電源)

### 【消火水系 (FP)】

○一般の建築物と同様、消防関係法規に従い設置されている系統である。

(設備概要; 福島第一号機の例)

1系統/1台、原子炉圧力0.69MPa以下で作動、駆動源 (モータ駆動 (制御電源含む); 所内交流電源、ディーゼル駆動 (軽油)、制御電源: ディーゼル専用蓄電池)



代替注水系の機器配置と概略系統図  
(MARK-2型の例)

(JNES資料に加筆)

## 9. 代替冷却注水系(SLC、消防車等)

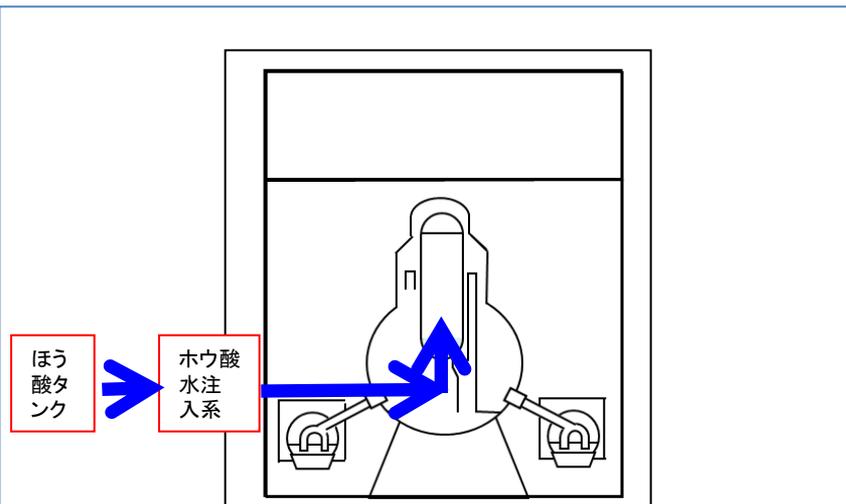
非常用炉心冷却系などによる原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下する場合に原子炉へ注水する系統。

### 【ほう酸水注入系(SLC)】

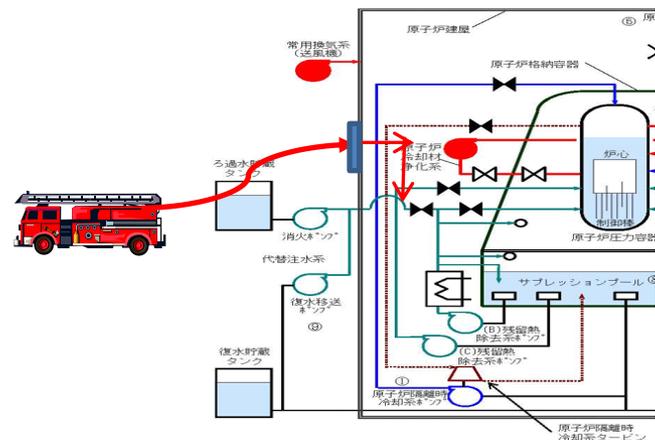
- 万一制御棒が挿入できなくて原子炉を冷温停止できないという状態になった場合に、中性子吸収材であるほう素を注入することによって、原子炉を停止させる機能を有している。
- ほう酸注入ポンプを使用して注水を行う。

### 【消防車等】

- 消防車等のポンプを使用して、海水等を炉内に注水する系統である。
- 原子炉建屋外に設置された連結送水管口に消防ポンプ車のホースを接続し、復水移送系～低压注水系等の系統を利用して注水を行う。



ほう酸水注水系の概略系統図



消防車を使用した注水の概略系統図

(JNES資料に加筆)

# 10. 主要な弁(SRV、AOV、MOV、ラプチャーディスク)

## 【主蒸気逃がし安全弁(SRV)】

○原子炉格納容器内の主蒸気管に設置され、原子炉の圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないようにする機能と事故時の自動減圧機能をあわせて有する弁。バネ式(アクチュエータ付)で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

## 【空気作動弁(AOV)】

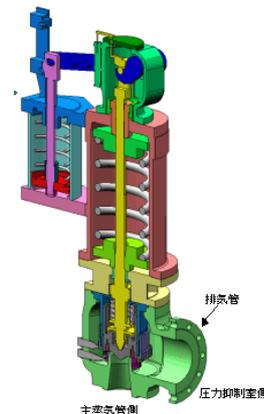
○圧縮空気により作動する弁。

## 【電動作動弁(MOV)】

○電気(交流又は直流)により作動する弁。

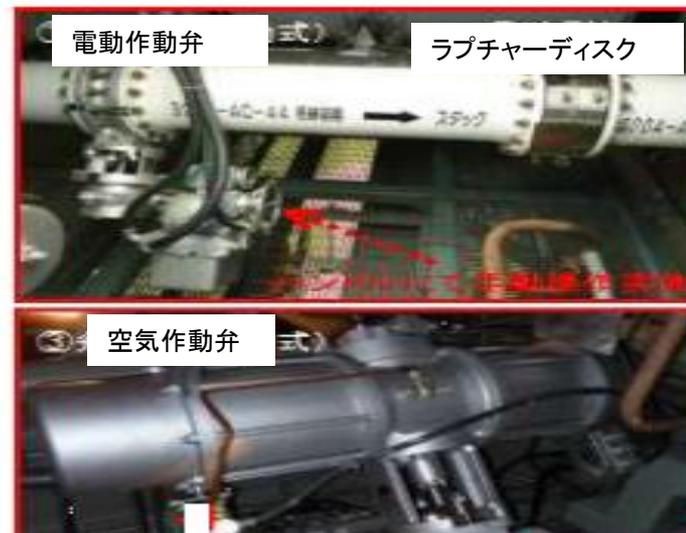
## 【ラプチャーディスク】

○圧力抑制室内等の蒸気を外部に放出させるための配管に設置された弁(ラプチャーディスク)であり、所定の圧力により破れる構造となっている。当該弁を作動させるためにはラプチャーディスクの手前の隔離弁を開操作する必要がある。



(中国電力公表資料より)

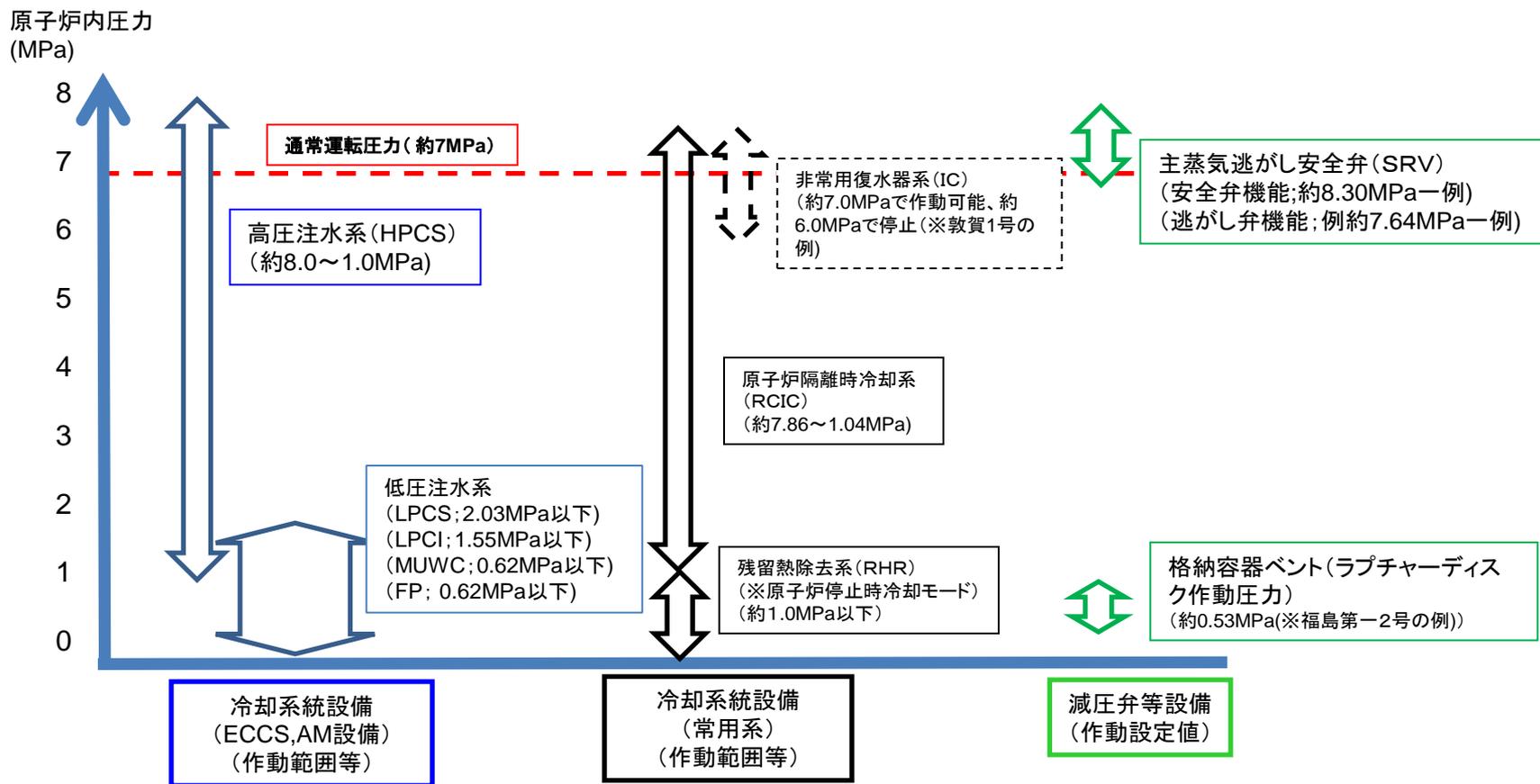
## 主蒸気逃がし安全弁の概略図



## 各隔離弁の概要

(中部電力公表資料より)

# (参考) BWRにおける原子炉冷却設備等の作動範囲



(表中の数値は※を除き福島第二1号機の値)