

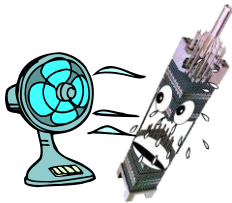
主題3. 原子力発電  
のエネルギーの源

**くっついたり離れたり  
するとエネルギー（2）**

### 3. 原子力発電のエネルギーの源

くっついたり離れたりするとエネルギー（2）

どうやって冷やすの？



様々な状況において、どのようにして燃料を冷却する仕組みになっているか調べてみよう。

#### 3. 原子力発電の仕組み

核分裂反応で発生した熱で蒸気をつくり、タービンを回して発電する。日本で利用されている原子炉には、右図に示す二つのタイプがある。

沸騰水型原子炉は蒸気をつくる装置の構成が単純だが、放射線を含む蒸気がタービンへ直接送られるので、放射線に気を使う範囲が広がる。加圧水型原子炉は構造が複雑になるものの、放射線と関わる部分をコンパクトにまとめることが可能となる。

タービンに送られる蒸気の圧力と温度は、両タイプとも 6.8Mpa、280℃程度である。タービン側の基本的な仕組みは火力発電所と同じである（主題 2「電気を届ける仕組み」参照）。

#### 【両タイプに共通する設備】

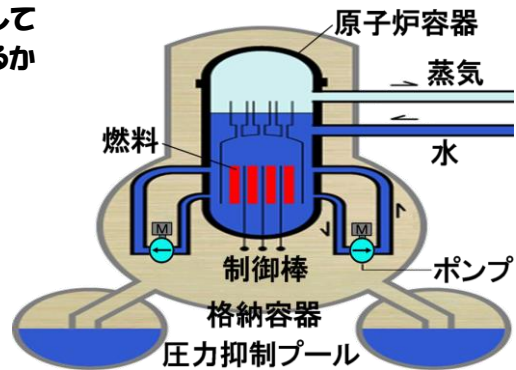
- ・原子炉容器：燃料を入れた鋼鉄製の容器
- ・格納容器：原子炉などの主要機器を格納する容器
- ・制御棒：核分裂の量（出力）を調整する装置
- ・ポンプ：水を送る装置

#### 【BWRの設備】

- ・圧力抑制プール：漏れた蒸気をここに逃がし冷却して格納容器の圧力が上がるのを防ぐ緊急用の設備

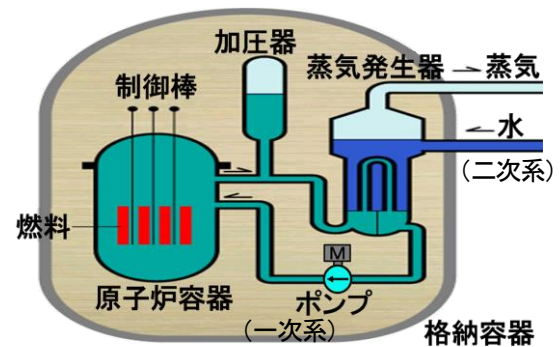
#### 【PWRの設備】

- ・加圧器：原子炉側の冷却水の圧力を維持する装置
- ・蒸気発生器：原子炉側（一次系）の水の熱でタービン側（二次系）の水を沸騰させて蒸気をつくる装置



原子炉容器内の燃料の熱で冷却水を沸騰させて蒸気をつくる。

沸騰水型原子炉 (BWR : Boiling Water Reactor)



原子炉容器内の燃料の熱を循環する冷却水で蒸気発生器に伝え、蒸気発生器の反対側（二次系）の冷却水を沸騰させて蒸気をつくる。原子炉側（一次系）の水は沸騰しないように高い圧力がかけられている。

加圧水型原子炉 (PWR : Pressurized Water Reactor)

**M** : 次ページの図も含めてモータを表す

#### <BWR と PWR の歴史>

当初、核兵器のために開発が進められた原子力エネルギーの発電への利用は、1953年12月の国連総会での米国アイゼンハワー大統領の演説「Atoms for Peace（平和のための原子力）」を契機に始まった。

沸騰水型原子炉 (BWR) も加圧水型原子炉 (PWR) も米国で開発された原子炉である。PWR は元々は原子力潜水艦ノーチラス号の動力源として、当時の総合電機メーカーの一つであるウェスティングハウス社 (WH) によって開発された。その後、発電用に転用され、1957年に世界最初の PWR、 SHIPPINGPORT 発電所が完成した。一方、BWR はもう一つの総合電機メー

カーであるゼネラル・エレクトリック社 (GE) が開発し、1960年に世界最初の BWR、ドレスデン発電所が完成した。

それぞれのタイプの日本国内での運転は、BWR は 1970年3月に日本原子力発電株式会社敦賀1号機から、PWR は 1970年11月に関西電力株式会社美浜1号機から始まった。東京電力株式会社の福島第一1号機 (BWR) は 1971年3月に運転を開始した。

これらの発電所の主契約者はそれぞれ、BWR が GE、PWR が WH であったが、日本の重電機メーカーは GE と WH から技術を取り入れて成長した経緯があり、GE の技術は株式会社東芝・株式会社日立製作所・石川島播磨重工業株式会社に、WH の技術は三菱重工株式会社・三菱電機株式会社に伝えられ、その後の国産化が進化した。

#### 4. 残留熱を取る仕組み

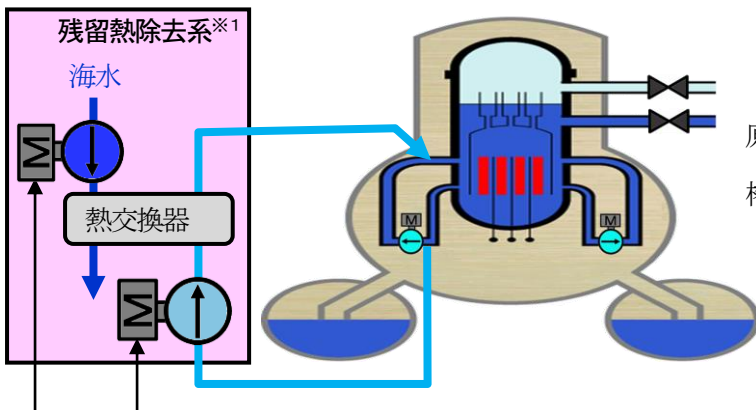
緊急事態が発生した場合、周辺へ放射性物質が放出されるのを防止するため、

- ① (原子炉を) 止めて
  - ② (燃料を) 冷やして
  - ③ (放射性物質を) 閉じ込める
- ことが必要だ。

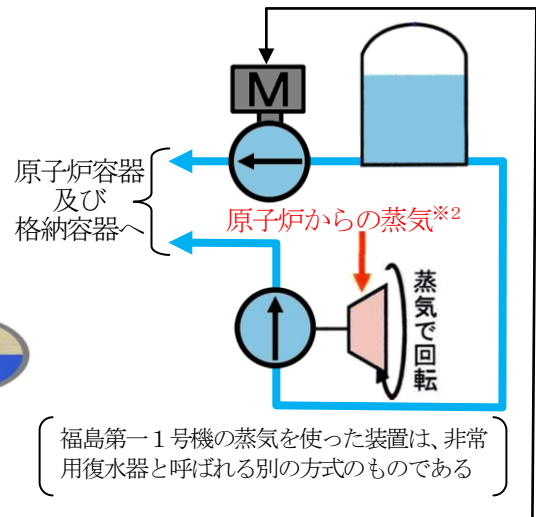
「止める」は制御棒の、「閉じ込める」は格納容器などの、「冷やす」は緊急用の注入ポンプなどの役割だ。

原子炉が止まっても残留熱があるため、燃料はずっと冷し続ける必要がある。このため、冷却に使う装置やそれを動かす動力源(電源や蒸気)は、複数準備されている。

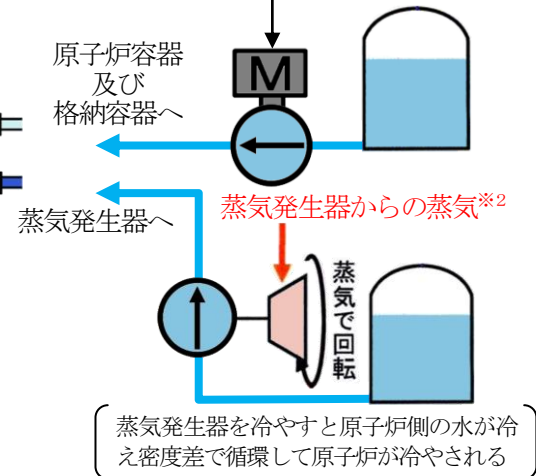
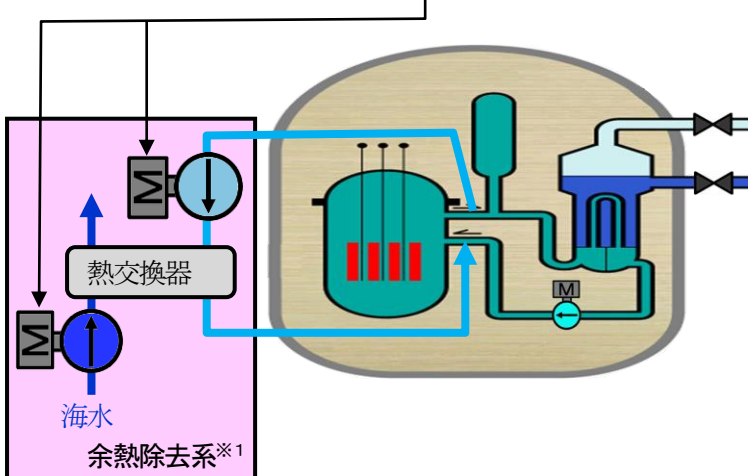
【通常停止時の冷却設備】



【緊急時用の冷却設備】



送電線(通常の電源)  
非常用発電機 (Gen) → 交流電源



### まとめ

- ・発電所の状況ごとに、冷却の仕組みを振り返ってみよう。

※1：通常停止時の冷却設備は、沸騰水型原子炉では「残留熱除去系」と、加圧水型原子炉では「予熱除去系」と呼ばれているが、開発メーカーが用いている名称の違いであり、基本的な役割は同じである。

※2：両タイプとも交流電源がない場合の動力源として、原子炉の熱によって発生した蒸気を利用できる。BWRの場合、原子炉の蒸気を直接利用するので、ポンプの動力用や原子炉の除熱に利用された蒸気は、格納容器内の圧力抑制プールに放出される。PWRの場合、蒸気発生器で放射性物質と切り離れた側の蒸気を用いるので、ポンプの動力用も蒸気発生器の除熱に利用された蒸気も格納容器外の大気に放出でき、圧力抑制プールは不要である。

### 主題3「原子力発電のエネルギーの源（くっついたり離れたりするとエネルギー（2）」の学習展開

授業のねらい：原子炉で一旦使用した燃料には崩壊熱に伴う発熱があるため、様々な状況において燃料の冷却を維持することが安全確保に必要なことを学ぶ。

本時の学習は、主題5「福島事故から学ぶ」の学習に向けて、原子力発電所の仕組みや冷却方法について理解を深めておきたいと考える教師のために構成した。このため、原子炉の基本的な構造と、原子力発電所の通常運転時、原子炉停止時、そして緊急時における冷却の仕組みの解説が主な内容となっている。不要と思われる場合は、以下の主題において適宜、ここでの内容を参照することで十分と考えられる。

所要時間：2時間（1と2あわせて）

#### 学習のポイント（2）

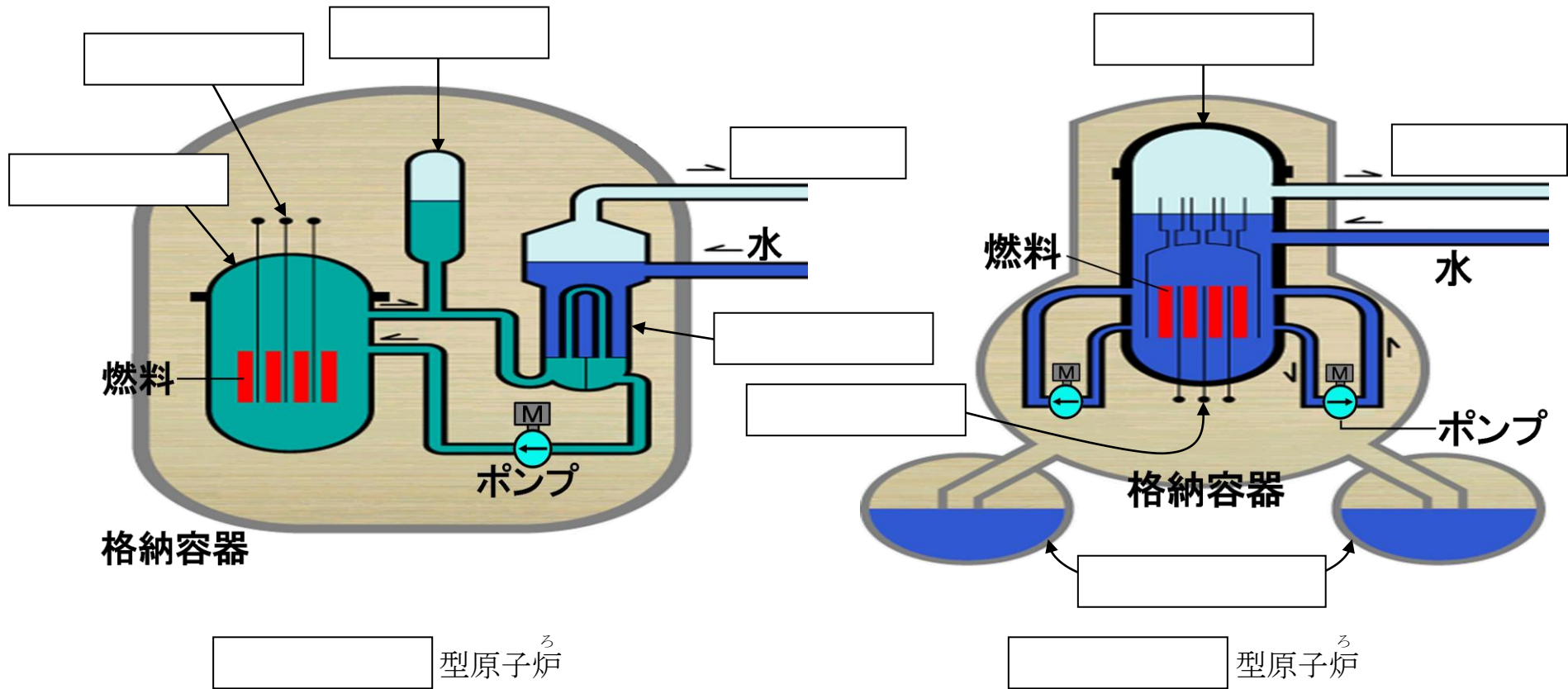
WS：ワークシート

学習項目	学習のポイント	教師用資料・WSとの関連等
<p>&lt;問いかけ&gt; 様々な状況において、どのように燃料を冷却する仕組みになっているか調べてみよう。</p> <p>3. 原子力発電の仕組み</p> <p>BWRとPWRの構造 両タイプに共通する設備 それぞれのタイプに固有の設備</p> <p>4. 残留熱を取る仕組み</p> <p>通常停止時の冷却設備</p>	<p>前時において、原子炉の運転が停止しても崩壊熱による発熱が続くことを学習した。これを踏まえて、原子炉で一旦使用した燃料は、原子炉の運転状態及び保管場所（原子炉又は使用済燃料プール内など）にかかわらず、常に何らかの冷却手段が確保されねばならないことへの気付きを確認する。</p> <p>発電用蒸気生産設備としての、沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）の基本構造を、両者に共通するところと異なるところの比較を通して確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・BWRは原子炉で直接蒸気をつくり、PWRは蒸気発生器を介して間接的につくることを確認する。</li> <li>・PWRの加圧器は通常運転時用、BWRの圧力抑制プールは緊急時用の設備である。両設備の原理を理解するには、ある程度の熱力学的知識が必要になる。</li> <li>・生徒によっては蒸気（ゆげ）が圧力の上昇に結び付かないと聞く。やかんから漏れる蒸気は大気に放出されるため、それが身の周りの空気を圧迫することはないが、閉じ込められたやかん内部では圧力が上がり、蓋が押し上げられる。日常生活での体験で確認させるとよい。</li> </ul> <p>周辺環境への放射性物質の放出を防止するには、燃料の熱は取り除く一方、発熱源である燃料内の放射性物質は閉じ込めておく。そのためにはあらゆる状況において、燃料を冷却することが重要である。ここでは、通常停止時、緊急停止時における冷却の仕組みを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・BWR及びPWRとも、専用の冷却系統を使って最終的に海水によって継続的に冷却されることを確認する。</li> </ul>	<p>教師用資料 Q1-Q3</p> <p>WS1「原子力発電の仕組み」</p> <p>教師用 Q4</p> <p>WS2「停止時に残留熱を取り除く仕組み」</p>

学習項目	学習のポイント	教師用資料・WSとの関連等
<p>緊急時用の冷却設備</p> <p>使用済燃料の冷却設備</p> <p>&lt;まとめ&gt; ・振り返り</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・時折、最終ヒートシンクという専門用語が聞かれるが、これは最終的な熱の逃がし場を指す専門用語である。このケースでは海が最終ヒートシンクである。水冷エンジンの車であっても、その熱はラジエータで空気へ逃がしているので、最終ヒートシンクは大気である。最終ヒートシンクが適切に用意されないと、システムは過熱に至る恐れがある。</li> <li>・止めて・冷やして・閉じ込めるが基本であり、それぞれのタイプに応じて緊急時用の設備が用意されていることを確認する。</li> <li>・交流電源なくなっても一定期間の冷却は可能である。しかし、従来の対策ではこの備えが不十分であったことが福島事故の背景にある。</li> <li>・福島第一の1号機とそれ以外の号機では、交流電源がなくなった場合の冷却システムが異なる。専門的になるので、詳しい説明が必要なら地域の電力会社等に質問するとよい。</li> <li>・ベントの対策は新しい規制基準で明確にされた。主題5「福島事故から学ぶ」を参照。</li> <li>・生徒用資料には記述していないが、福島第一原子力発電所4号機の事態を記憶している生徒も多いと思う。通常時の冷却は原子炉停止時の冷却と同様であることを確認する。</li> <li>・使用済燃料からの発熱量は徐々に減少する((1)の教師用資料 Q8 参照)。したがって、空冷による保管も可能である。</li> </ul> <p>発電所の状況ごとの冷却の仕組みを再確認する。</p>	<p>教師用 Q5-Q9</p> <p>WS2「停止時に残留熱を取り除く仕組み」</p> <p>教師用 Q10</p>

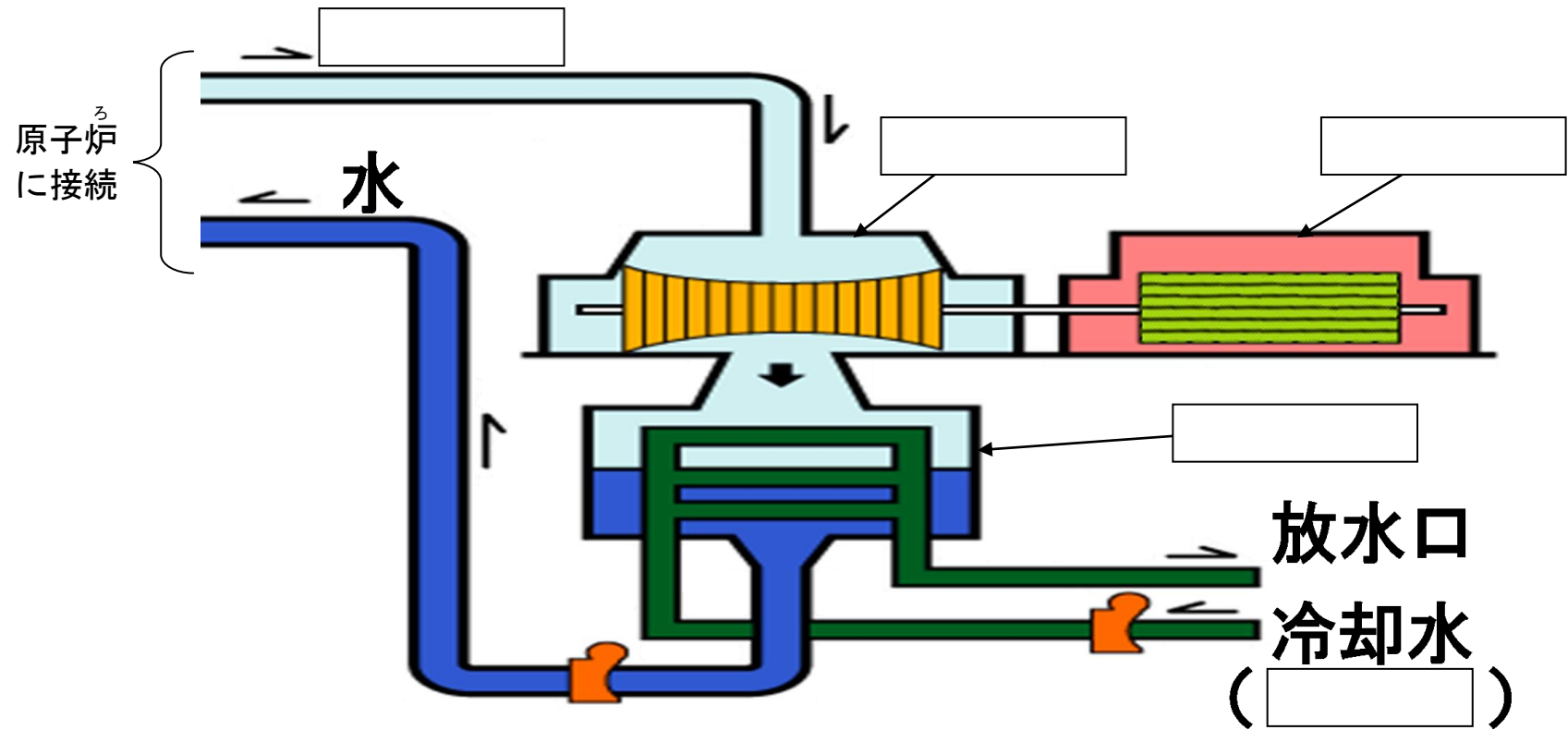
# ワークシート1：原子力発電の仕組み

1. 次の図は日本で使われている二つの型式の原子炉の仕組みを示したものである。  
 空欄に当てはまる用語を下の枠内から選んで（複数回使用するものもある）記入しよう。



- 原子炉容器    蒸気発生器    加圧器    制御棒    圧力抑制プール    加圧水    蒸気    沸騰水

2. 次の図は蒸気による発電システムの仕組みである。上述の原子炉と組み合わせることによって原子力発電システムとなる。  
 空欄に当てはまる用語を下の枠内から選んで記入しよう（主題2参照）。



- 海水    蒸気    復水器    タービン    発電機

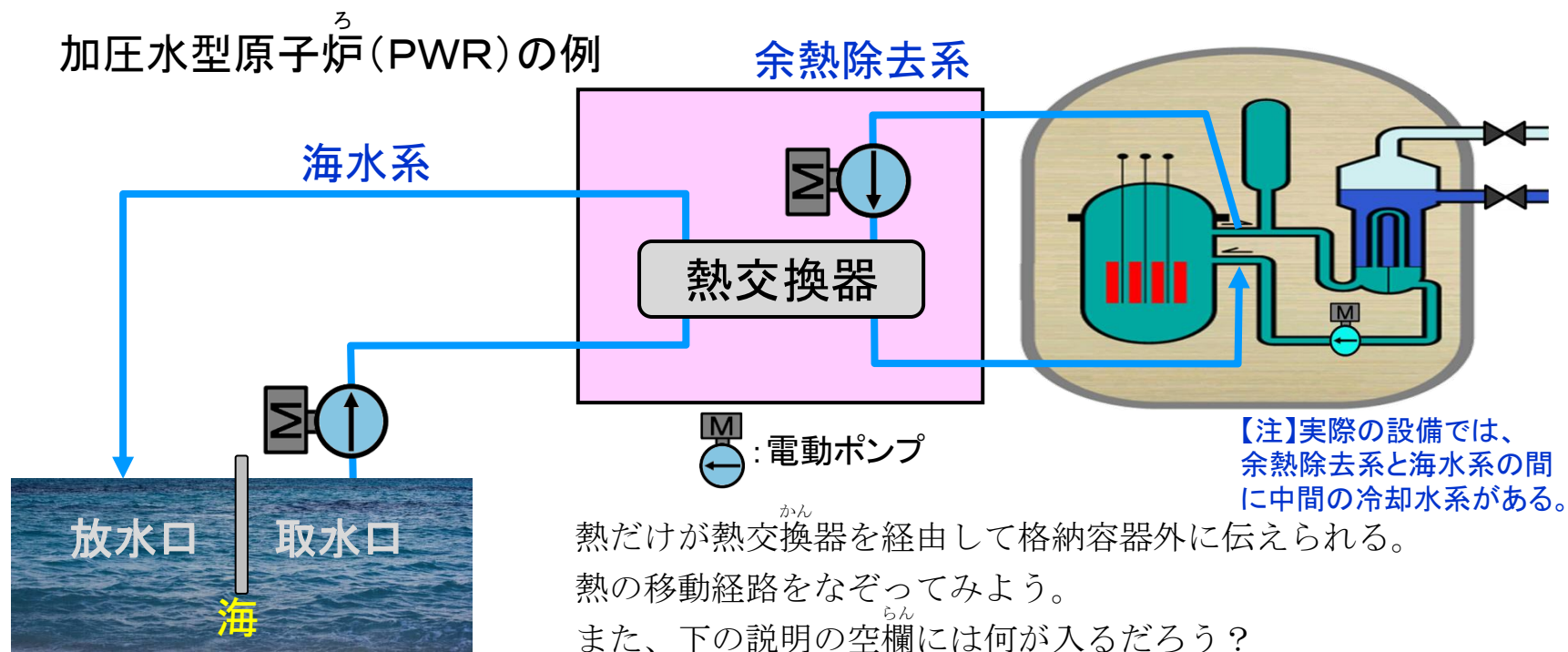


## ワークシート2：停止時に残留熱を取り除く仕組み

一旦発電に使用された燃料は、発電停止後も核分裂生成物（核分裂によって生じた物質、いわゆる核のごみ）の崩壊熱によって発熱する。このため原子炉には、停止後も原子炉内の燃料を冷却する仕組みが設置されている。どのように冷却されて残留熱が取り除かれるのか、加圧水型原子炉を例に熱の流れを追ってみよう。

### 1. 通常停止中（交流電源がある場合）の残留熱除去

#### 加圧水型原子炉(PWR)の例



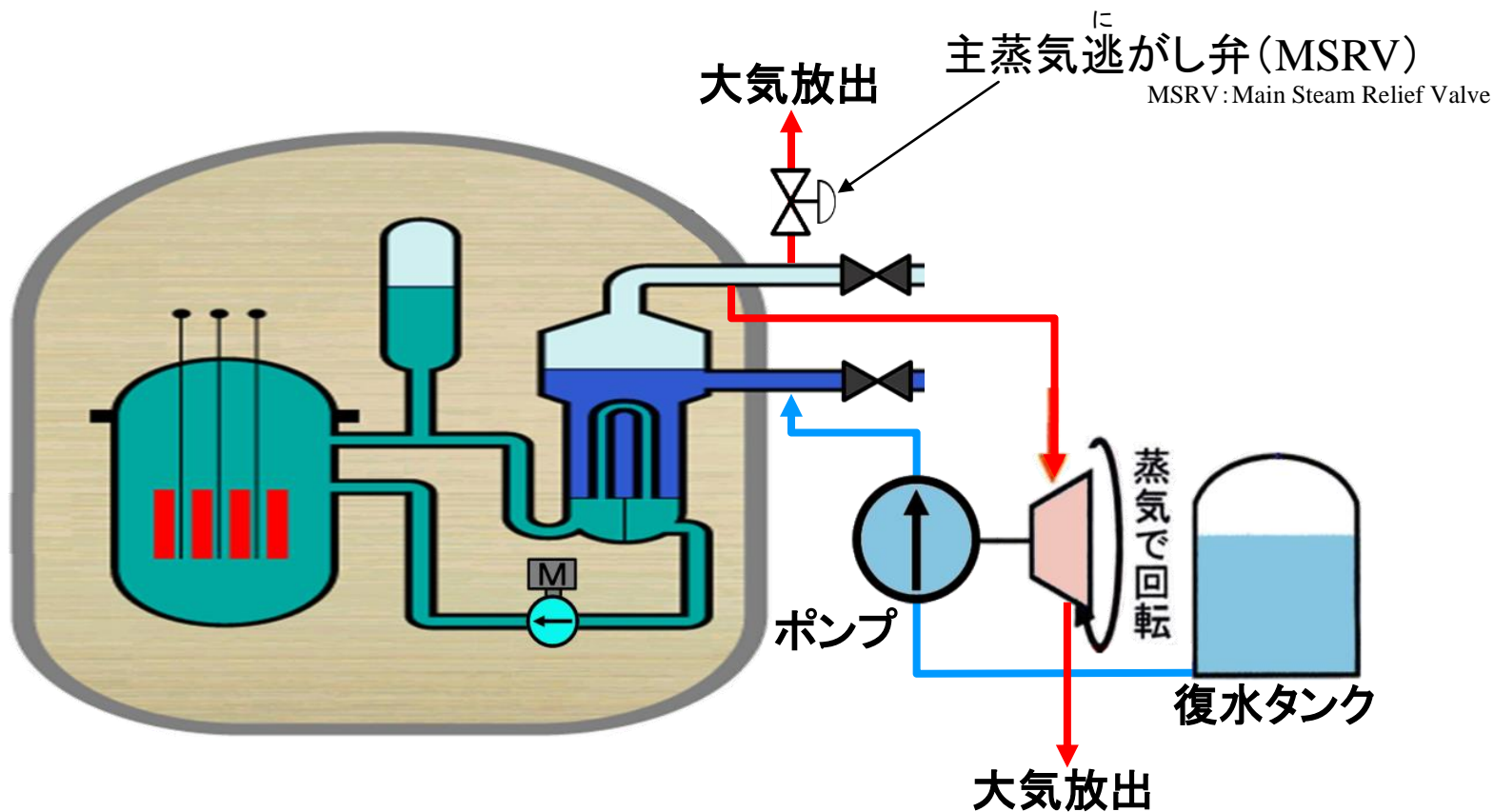
残留熱の最終的な捨て場（ヒートシンク※）は  である。

※ シンク(Sink)、直訳は流し、洗面台



2. 交流電源がない場合の残留熱除去

加圧水型原子炉(PWR)の例



熱だけが蒸気発生器を経由して格納容器外に伝えられる。

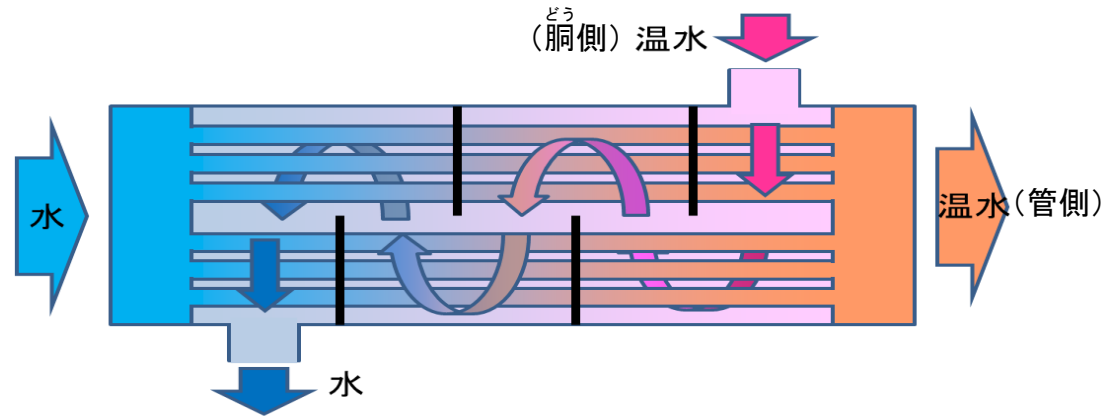
熱の移動経路をなぞってみよう。また、下の説明の空欄には何が入るだろう？

残留熱の最終的な捨て場（ヒートシンク）は  である。

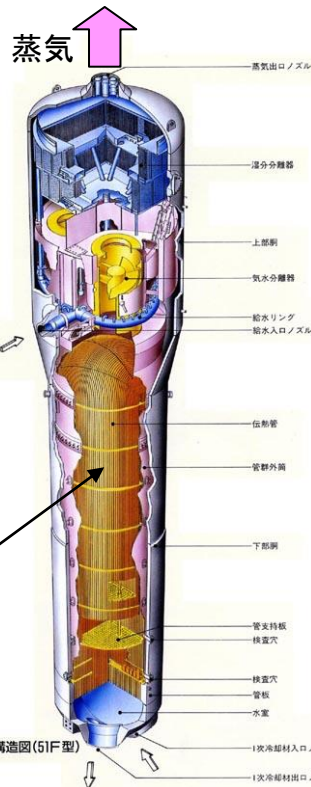
熱交換器：熱を伝える装置。名称は用途に応じて変わるが、熱を伝達する原理は同じ。

【熱交換機の原理】

- ・ 管側と胴側の異なる流体（水、蒸気、空気など）間で、熱エネルギーを伝える装置。
- ・ 伝達方向は、どちらの温度が高いかによる。



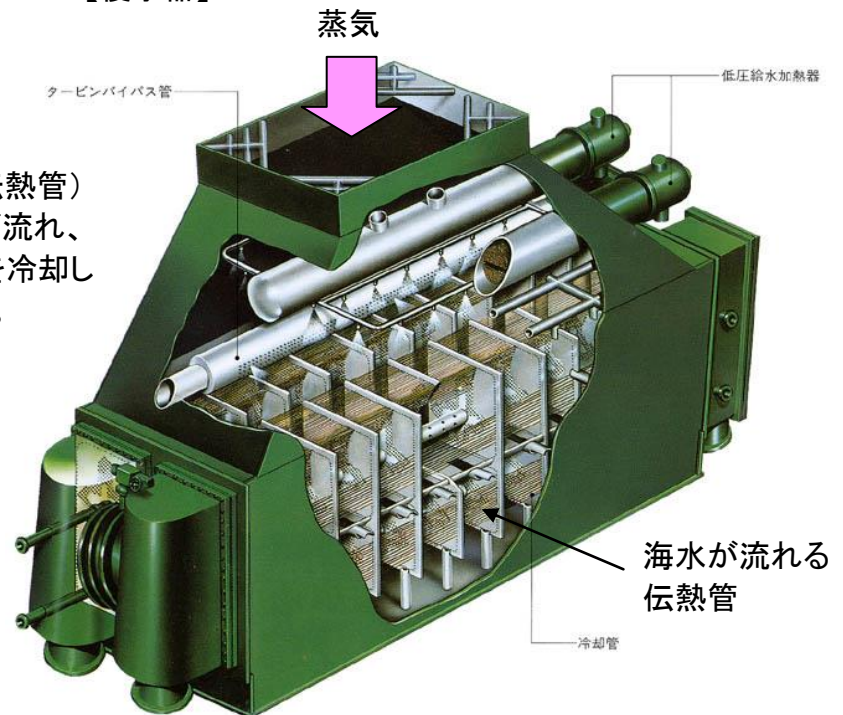
【蒸気発生器】



逆U字形の細い管（伝熱管）の中を高温の水が流れ、伝熱管外側の水を加熱して、蒸気をつくる。

高温水が流れる逆U字形の伝熱管

【復水器】



まっすぐな細い管（伝熱管）の中を冷たい海水が流れ、伝熱管外側の蒸気を冷却して、蒸気を水に戻す。

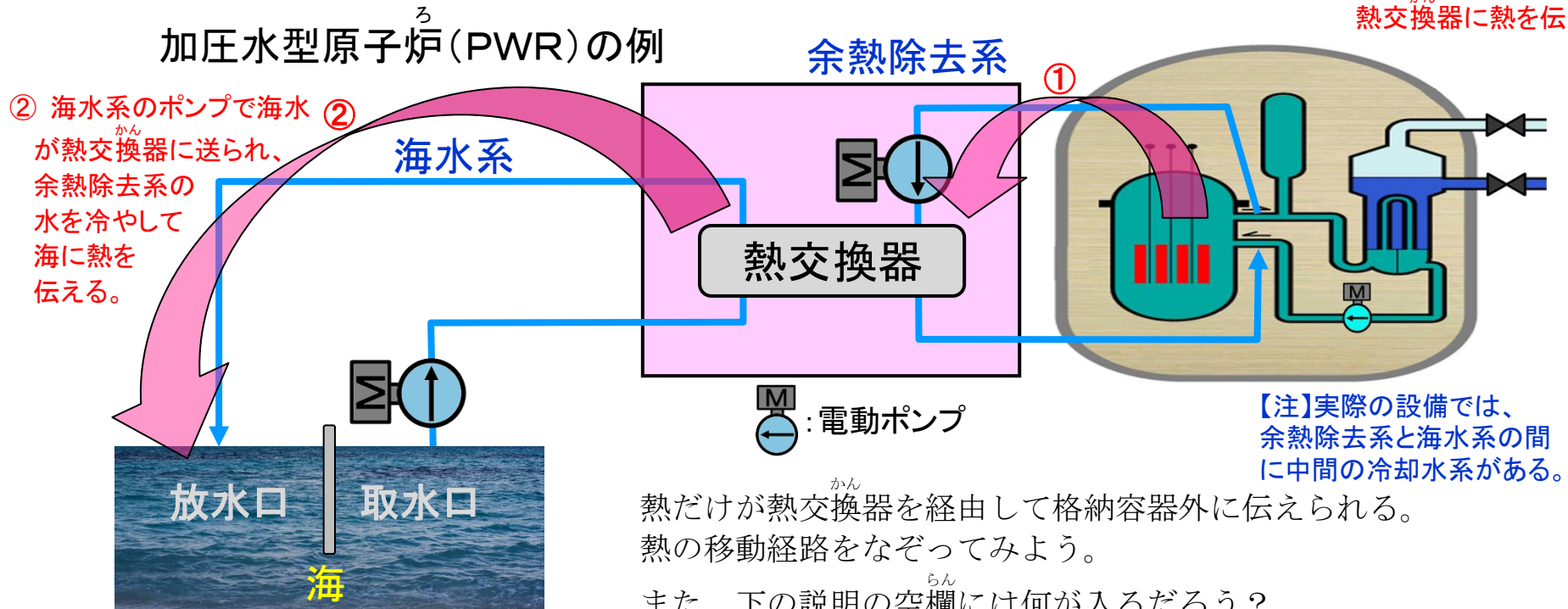
## ワークシート2：停止時に残留熱を取り除く仕組み

一旦発電に使用された燃料は、発電停止後も核分裂生成物（核分裂によって生じた物質、いわゆる核のごみ）の崩壊熱によって発熱する。このため原子炉には、停止後も原子炉内の燃料を冷却する仕組みが設置されている。どのように冷却されて残留熱が取り除かれるのか、加圧水型原子炉を例に熱の流れを追ってみよう。

① 余熱除去系のポンプで送られた水が、原子炉の下から上に流れ、燃料を冷やして熱交換器に熱を伝える。

### 1. 通常停止中（交流電源がある場合）の残留熱除去

#### 加圧水型原子炉(PWR)の例

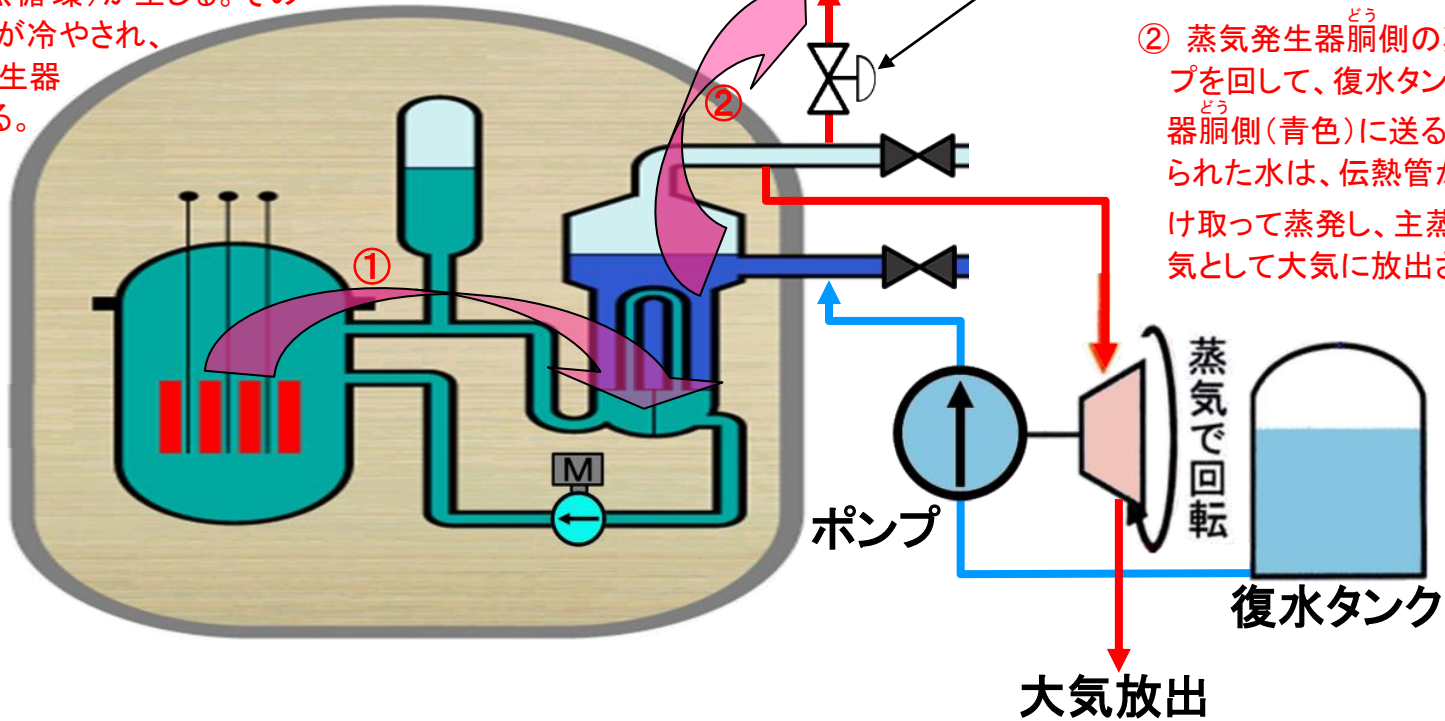


残留熱の最終的な捨て場（ヒートシンク※）は  である。

※ シンク(Sink)、直訳は流し、洗面台

## 2. 交流電源がない場合の残留熱除去

- ① 蒸気発生器の胴側<sup>どう</sup>の水(青色)で伝熱管内の水(緑色)が冷やされ、密度差によって原子炉の下から上への流れ(自然循環<sup>じゆんかん</sup>)が生じる。その流れで燃料が冷やされ、熱が蒸気発生器に伝えられる。



熱だけが蒸気発生器を経由して格納容器外に伝えられる。

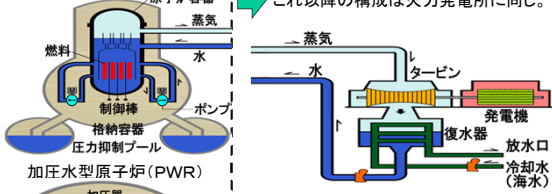
熱の移動経路をなぞってみよう。また、下の説明の空欄<sup>らん</sup>には何が入るだろう？

残留熱の最終的な捨て場(ヒートシンク)は  である。

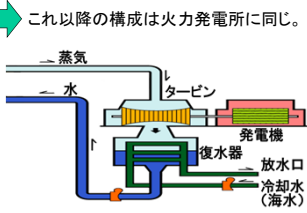
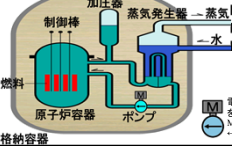


## Q1 原子力発電の仕組みは？

沸騰水型原子炉 (BWR) 原子炉容器



加圧水型原子炉 (PWR) 加圧器



わが国では、2種類の軽水型原子炉が使われている

(注) 軽水とは陽子1個の水素原子(2個)と陰子1個と中性子1個からなる普通の水(H<sub>2</sub>O)。陽子1個と中性子1個の重水素原子(2個)と酸素(1個)からなる重水(D<sub>2</sub>O)と区別するために言われる。

主題2「電気を届ける仕組み(コンセントの向こう(1))」のQ8参照

タービン側が同じなら、同じタービンで火力と原子力は転換可能……

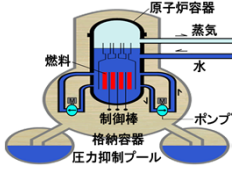
仕組みは同じだが、タービンへ送られる蒸気の温度と圧力が違うので、簡単にはできない。

・最新鋭の火力発電は600℃、25MPa程度  
=>発電効率向上のため高温高圧化、蒸気管の耐力などに限界がある

・軽水型の原子力発電は280℃、6.8MPa程度  
=>原子炉の圧力温度などに制限される

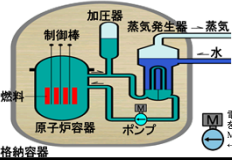
## Q2 発電用原子炉の構造は？

沸騰水型原子炉 (BWR) 原子炉容器



発電用の蒸気を、原子炉を冷却する水から直接つくる。  
=>燃料の上に蒸気を流す設備があるので、制御棒は下から調節され、緊急時は水圧で挿入される。

加圧水型原子炉 (PWR) 加圧器



原子炉を冷却する軽水が沸騰しないように加圧し、その水で二次的に発電用の蒸気をつくる。  
=>制御棒は上から吊るされ、緊急時は重力で挿入される。

何で2つのタイプがある……

PWRは米国のウエスティングハウス社(WH)が原子力潜水艦用に開発したもの※1を、陸上での発電用に改良したもの、BWRは同じく米国のゼネラルエレクトリック社(GE)が、陸上での発電用に開発したものだ。

それを、WHは三菱重工(株)と、GEは(株)日立製作所と(株)東芝と提携し、国内の電力会社に導入した。

【電力会社】 PWR: 北海道、関西、四国、九州  
BWR: 東北、東京、中部、中国

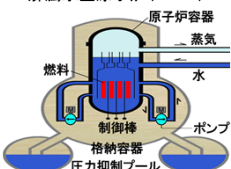
PWRは、タービン側(2次系)に放射能を含む蒸気来ないが、構成が複雑になる。但し、原子炉本体はシンプル。BWRは、構成がシンプルだが、タービン側(2次系)に放射能を含む蒸気※2がくる。また、原子炉は大型になる。

などの違いがあるが、発電規模、費用などには大差がないと言われる

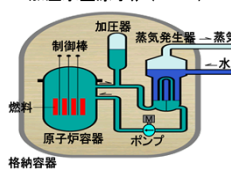
※1 PWRの場合、潜水艦が傾いても核燃料が冷却水から露出しない。  
※2 原子炉内で水の酸素(O-16)が放射化され強いガンマ線を放出する窒素(N-16)が生成されるが、短時間で減衰(半減期約7秒)するので、蒸気配管を長くすることによってタービンにきたときの放射線量を低くしている。また、原子炉が停止すれば直ちに低下する。

## Q3 各装置の役割は？

沸騰水型原子炉 (BWR) 原子炉容器



加圧水型原子炉 (PWR) 加圧器



装置	役割
原子炉容器	燃料を入れ、内部で核分裂を起こさせる。発生した熱で水蒸気をつくる。
制御棒	核分裂を調整して燃料から発生する熱量(出力)を制御する。なお、出力は循環する水量によっても変えられる※1。
ポンプ	再循環ポンプと呼ばれ、原子炉内の水(普通の水)を循環させ、燃料の熱を取り除く。

装置	役割
原子炉容器	燃料を入れ、内部で核分裂を起こさせる。発生した熱を冷却水で蒸気発生器に伝える。
制御棒	核分裂を調整して燃料から発生する熱量(出力)を制御する。なお、出力は冷却水のホウ素濃度によっても変えられる※2。
ポンプ	原子炉冷却材ポンプと呼ばれ、原子炉容器と蒸気発生器間で水(ホウ酸水)を循環させ、燃料の熱を取り除く。
蒸気発生器	原子炉からの高温の水が伝熱管内を流れ、伝熱管の外側に熱を伝え水蒸気をつくる。

➤ 格納容器(共通)

=>原子炉周辺の主要機器を内部に格納する密閉性・耐圧性の高い大きな容器。事故時の内部圧力の上昇に耐え、放射性物質を閉じ込める役割をもつ。

➤ 加圧器(PWR)

=>原子炉で水が沸騰しないように、高い圧力を加えて一定に保つ装置

➤ 圧力抑制プール(BWR)

=>格納容器の底で大量の水を貯えた事故対応用の設備(Q5.6参照) 蒸気が格納容器内で漏れたりする事故が起きたときに、蒸気をこの設備に逃がして、圧力の上昇を抑制する。非常用の冷却水としても利用される。

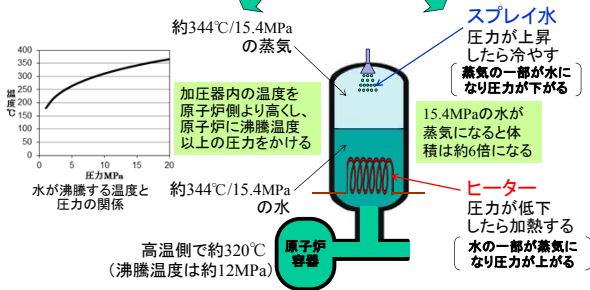
※1: 循環水量を増減すると、次の核分裂につながる燃料周辺の中性子密度が変化し、核分裂量を調整できる。

※2: ホウ素には中性子を吸収する性質があり、冷却材中のホウ素濃度を増減すると、次の核分裂につながる燃料周辺の中性子密度が変化し、核分裂量を調整できる。

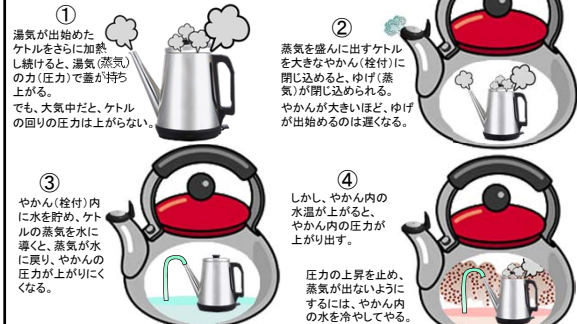
## 加圧器の仕組みは……

### 加圧器の役割

- ①高い圧力を加えて、②一定に保つ



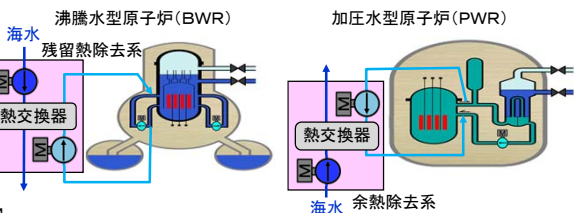
## 蒸気が漏れると圧力が上がる…… (圧力抑制プールの仕組み)



・大きなやかんがBWRの格納容器、水が圧力抑制プールに相当  
 ・PWRの格納容器はBWRに比べ大きいので、圧力抑制プールはない。

## Q4 発電が止まると、その他の機器も止まる？

燃料の残留熱を取り除くため、冷却用の機器が動いている。  
 通常停止時、燃料の熱は、残留熱除去系(BWR)または余熱除去系(PWR)を通して、海水に伝えられる

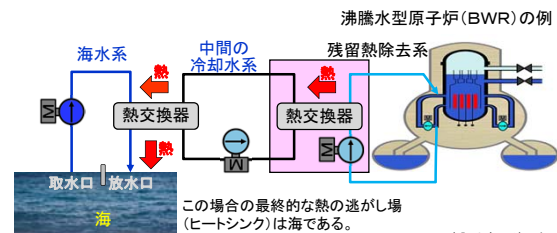


【注】  
 ・燃料が入っているので原子炉に水を送るポンプは動かされている。  
 ・実際には、BWRもPWRも、原子炉側の水が循環する流路と海水の流路の間に、中間的な冷却水の流路がある。

## 残留熱の海への流れは……

最終的に海に捨てられる

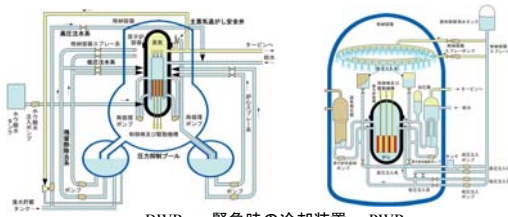
- ・残留熱は中間的な冷却水の流路を介して、海に捨てられる。
- ・熱交換器の損傷などで直ちに原子炉側の水と海水が接触しないように、中間的な冷却水の流路を介している。



この場合の最終的な熱の逃げ場(ヒートシンク)は海である。

## Q5 緊急時に必要なことは？

- ①(原子炉を)止めて ⇒ 核分裂による発熱を止める  
 ②(燃料を)冷やして ⇒ 残留熱を継続して取る  
 ③(放射性物質を)閉じ込める ⇒ 格納容器を維持する

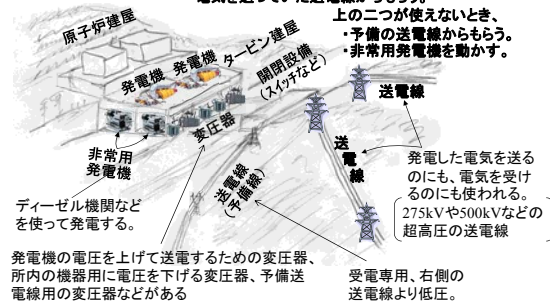


ほとんどの装置が交流電源で動く

## 緊急時の電気(交流)はどこから……

- ・発電所内の隣の発電機が動いていれば、そこからもらう。
- ・発電所内の発電機が全部停止してれば、電気を送っていた送電線からもらう。

- 上の二つが使えないとき、  
 ・予備の送電線からもらう。  
 ・非常用発電機を動かす。

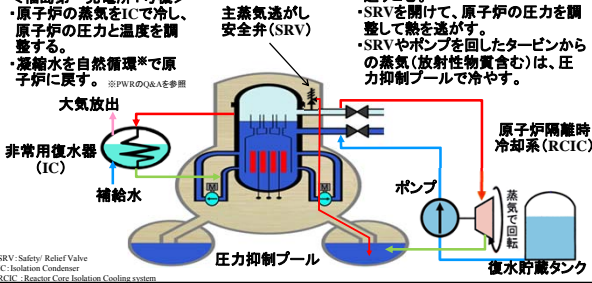


## Q6 電源がない時の冷却は(BWR)？

原子炉の残留熱を利用して冷却する。

- ＜福島第一発電所1号機＞
- 原子炉の蒸気をICで冷し、原子炉の圧力と温度を調整する。
  - 蒸餾水を自然循環\*で原子炉に戻す。\*PWRのQNAを参照

- ＜福島第一発電所2-4号機＞
- タービン駆動のポンプを原子炉からの蒸気で動かし、原子炉に水を送りこむ。
  - SRVを開けて、原子炉の圧力を調整して熱を逃がす。
  - SRVやポンプを回したタービンからの蒸気(放射性物質含む)は、圧力抑制プールで冷やす。



## BWRの二つの方式は……

交流電源が不要な冷却設備の比較

設備区分	1号機	2-4号機
原子炉隔離時系	非常用復水器(IC) (2系統)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) (1系統)
高圧注入系	高圧注水系(HPCI) (1系統)	高圧注水系(HPCI) (1系統)
減圧系	主蒸気逃がし安全弁(SRV) (4個)	主蒸気逃がし安全弁(SRV) (2-3号機:8個、4号機:11個)
代替注水系	ディーゼル駆動消火ポンプ(1台) (ICの冷却水の補給に使用)	ディーゼル駆動消火ポンプ (1台)

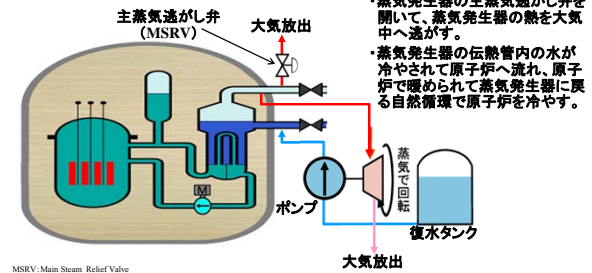
- 1号機: IC
    - 原子炉の蒸気を冷やして(熱は最終的に大気へ)に戻す
    - 運転員による弁の閉閉動作で原子炉圧力を制御
    - 原子炉水位が下がり過ぎると高圧注入が作動
  - 2号機以降: RCICとSRVの組み合わせ
    - タービン駆動のポンプで水を補給
    - 余剰蒸気を圧力抑制プール(熱は格納容器内)へ逃がす
- 運転員の圧力制御の負荷低減のため

HPCI: High Pressure Coolant Injection system

## Q7 電源がない時の冷却は(PWR)？

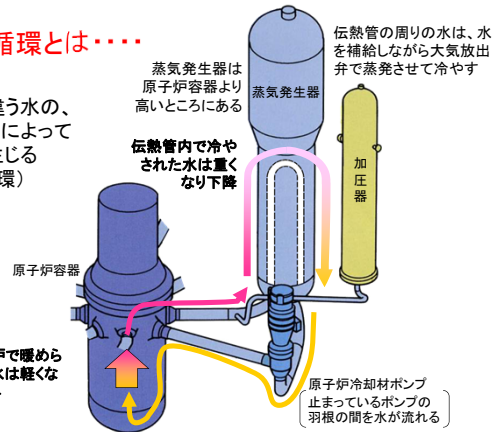
原子炉の残留熱を利用して冷却する。

- タービン駆動のポンプを蒸気発生器からの蒸気で動かし、蒸気発生器に水を送りこむ。
- 蒸気発生器の主蒸気逃がし弁を開いて、蒸気発生器の熱を大気中へ逃がす。
- 蒸気発生器の伝熱管内の水が冷やされて原子炉へ流れ、原子炉で暖められて蒸気発生器に戻る自然循環で原子炉を冷やす。



## 自然循環とは……

温度が違う水の、重さの差によって自然に生じる対流(循環)



## Q8 電源なしでずっと冷却できる？

外部からの補給がなければ、装置の制御・監視などに必要な資源や機器がもつまでが限界となる

- 直流電源(蓄電池)
- 非常用補給水(水量、水温)
- 機器の温度(空調系が停止)など

発電所の実力は、「5時間以上は可能」と評価されていた

出所:「原子力発電所における全交流電源喪失事故について」(平成5年6月1日) 原子力施設事故・故障分析評価検討会全交流電源喪失事故検討ワーキンググループから

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮

原子炉施設は、短時間\*の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。

※30分間と解釈されていた

出所:「安全設計審査指針(指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮)に関する課題の整理(案)」(平成23年8月8日) 原子力安全委員会事務局から

## どうして30分でよいと思っていた……

それまでの送電線の復旧や、非常用電源の信頼性に関する実績から、そのように考えていた。

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮

原子炉施設は、短時間\*の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。

解説

長期間にわたる全交流動力電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。非常用交流電源設備の信頼度が、系統構成又は運用(常に稼働状態しておくことなど)により、十分高い場合においては、設計上全交流動力電源喪失を想定しなくてもよい。

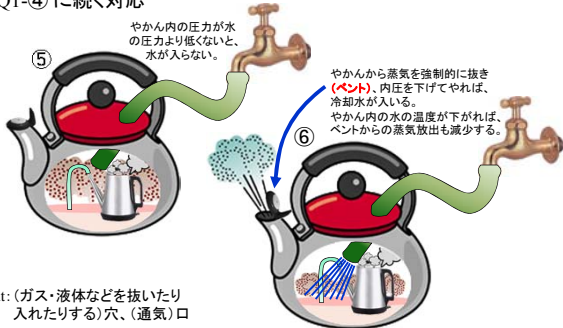
出所:「安全設計審査指針(指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮)に関する課題の整理(案)」(平成23年8月8日) 原子力安全委員会事務局から

新しい規制基準については主題5の資料参照



## Q9 ベントとは何？

• Q1-④ に続く対応



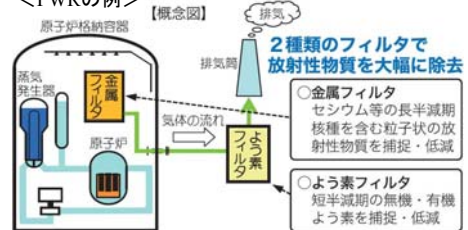
Vent: (ガス・液体などを抜いたり入れたりする)穴、(通気)口

## 格納容器をベントすると放射能が……

放射性物質を低減するフィルタを通してベントする。

【フィルタ付ベント設備】

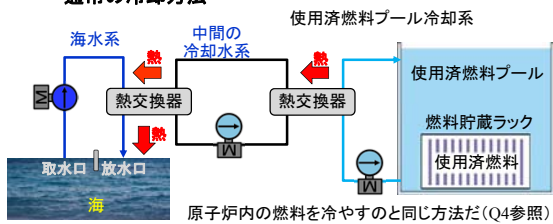
<PWRの例>



「東日本大震災にかかる関西電力原子力発電所の対応 Vol.17 平成24年10月3日」から

## Q10 使用済燃料の冷却は？

通常の冷却方法



- 水には冷却用の物質として多くの利点がある
- 熱を奪う能力が優れている(熱容量・潜熱とも)に大、熱伝達も良い)。
  - 通常は周囲に普通であり、海水も含めれば大量に調達できる。
  - 使用後の構造物や周辺環境への影響が小さい。

## 燃料は水でしか冷やせないの……

- 発熱量が小さくなると、熱を奪う能力が水より劣る空気でも取り除ける。

崩壊熱による発熱は徐々に小さくなる((1)のQ11参照)。  
使用後、期間が経過した使用済燃料は空気でも冷却可能だ。

