

平成 26 年（行ウ）第 152 号 大間原子力発電所建設差止等請求事件

原告 函館市

被告 電源開発株式会社外 1 名

○ 準備書面 1 別冊

（語句注・図・本件原子力発電所建設工事の現状を示す写真）

平成 26 年 9 月 30 日

この「準備書面 1 別冊（語句注・図・本件原子力発電所建設工事の現状を示す写真）」には、準備書面 1 の本文中の語句の注（説明）及び参照する図並びに本件原子力発電所建設工事の現状を示す写真を掲載する。

掲載した語句の注及び図に付した記号は、語句注及び図それぞれを掲載した節及びその節における掲載順序を示す。例えば、（注 1－2）は、「同書面の本文の第 1において 2 番目に語句注を付した語句」であることを示すものである。また、掲載した写真に付した記号（例「写真 1」）は、同書面の本文の第 2 の「2 本件原子力発電所の建設工事の状況」において記載した写真の記号を示すものである。

目 次

第1における語句注	31
第3における語句注	46
語句注索引	48
図目次	53
本件原子力発電所建設工事の現状を示す写真目次	67

第1における語句注

(注1－1) 改良型沸騰水型原子炉（ABWR）

改良型沸騰水型原子炉とは、従来の沸騰水型原子炉から、より一層の安全性・信頼性の向上、放射線業務従事者の受ける放射線量の低減、放射性廃棄物（注1－65）の低減、運転性・操作性の向上及び経済性の向上を図った沸騰水型原子炉をいう。

(注1－2) ウラン燃料

ウラン燃料とは、核燃料物質としてウラン酸化物を用いる核燃料をいう。

(注1－3) MOX燃料

MOX燃料（Mixed Oxide Fuel）とは、核燃料物質として使用済燃料を再処理して取り出したプルトニウムの酸化物とウラン酸化物との混合酸化物を用いる核燃料をいい、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の略称である。

(注1－4) 新型転換炉（ATR）実証炉

新型転換炉（ATR：Advanced Thermal Reactor）とは、動力炉・核燃料開発事業団（現 独立行政法人 日本原子力研究開発機構）が開発した重水減速型原子炉をいう。

発電用原子炉の新型炉開発においては、実験炉、原型炉、実証炉、実用炉の段階を経て商業化されることが多い。このうち実証炉とは、実用規模プラントの技術の実証と経済性の見通しを確立するために作られる原子炉のことをいう。

新型転換炉については、同事業団が福井県敦賀市において原型炉「ふげん」（電気出力16万5000kW）の建設と運転を行い、被告電源開発が青森県下北郡大間町において実証炉（電気出力60万6000kW）の建設計画を進めていた。

(注1－5) 核分裂性核種

核分裂性核種とは、ウラン235、プルトニウム239などのように原子核に中性子が当たると原子核が分裂する性質をもつ核種（元素）をいう。

(注1－6) 放射性物質

放射性物質とは放射能を有する物質をいい、放射能とは放射線を出す能力をいう。

放射線とは、原子が別の原子に壊変（崩壊）する際などに放出される高エネルギーの粒子線又は電磁波であり、物質を透過したり、他の原子・分子を電離（イオン化）したりする性質を有する。放射線には、アルファ（ α ）線、ベータ（ β ）線、ガンマ（ γ ）線等がある。アルファ（ α ）線はヘリウムの原子核と同じものが、また、ベータ（ β ）線は電子が、それぞれ原子核から放出されるものである。ガンマ（ γ ）線は、波長の短い電磁波であり、物質透過力が強い。

(注1－7) 高速中性子、熱中性子

高速中性子とは、核分裂により発生するエネルギーの高い（速度の速い）中性子をいい、およそ0.5 MeV（メガエレクトロンボルト）以上のエネルギーを持つ中性子を指す。

熱中性子とは、エネルギーの低い、速度の極めて遅い中性子のことをいう。熱中性子は、高速中性子が減速材（注1－8）等の原子核と衝突することによりエネルギーを失い、周囲の物質の熱エネルギーと平衡状態となったもので、20°Cでの熱中性子の速度は約2200m/s、そのエネルギーは約0.025eV（エレクトロンボルト）である。

(注1－8) 減速材

減速材とは、中性子と衝突して中性子の速度を減少させるために用いられる物質をいう。軽水、重水、黒鉛等がある。

(注1－9) 冷却材（原子炉冷却材）

冷却材（原子炉冷却材）とは、原子炉内で発生した熱を取り出すために使われる物質をいう。軽水、重水、ナトリウム、炭酸ガス、ヘリウムガス等がある。なお、軽水炉の冷却材として用いられている軽水は、減速材（注1－8）も兼ねている。

(注1-10) 制御材

制御材とは、炉心において熱中性子（注1-7）をよく吸収し、熱中性子による核分裂反応を調整するために用いられる物質をいう。ほう素、ハフニウム、インジウム、ガドリニウム等がある。

(注1-11) 原子炉冷却材再循環系

原子炉冷却材再循環系とは、炉心で発生した熱を効率よく取り出すため、圧力容器（注1-12）内の冷却材（注1-9）を原子炉再循環ポンプ（1-14）により強制循環させる設備をいう。

(注1-12) 圧力容器

圧力容器とは、内包する高温・高圧の冷却材（注1-9）に耐えられる縦置き円筒形の容器をいう。圧力容器の中には、燃料集合体（注1-28）、制御棒（注1-18）、冷却材、シュラウド（注1-36）、気水分離器、蒸気乾燥器等が収納されている。

(注1-13) 原子炉冷却材再循環系配管

原子炉冷却材再循環系配管とは、圧力容器（注1-12）に接続して冷却材（注1-9）を原子炉再循環ポンプ（注1-14）により強制循環させるための配管をいう。

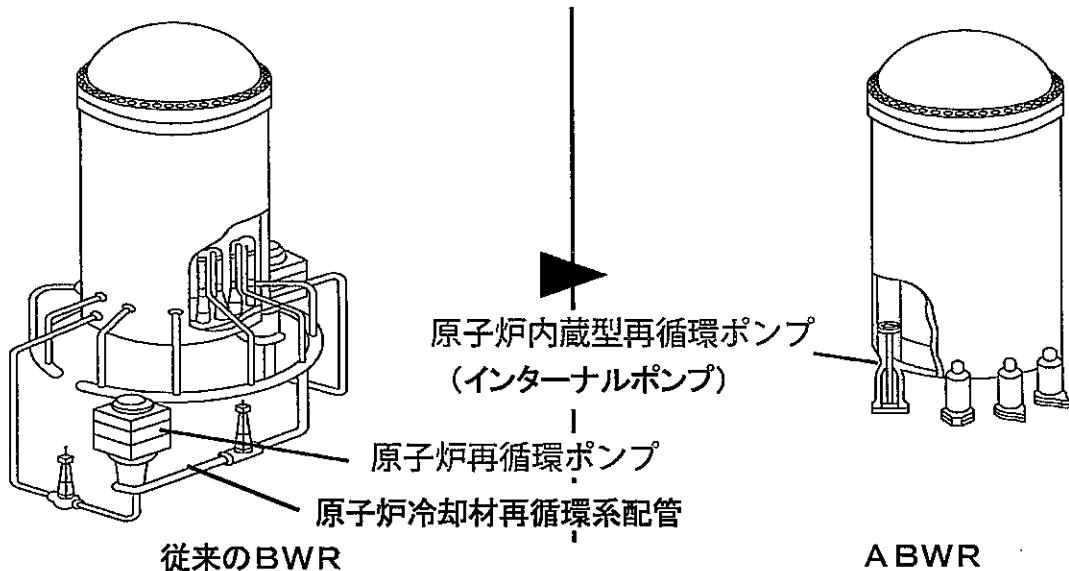
(注1-14) 原子炉再循環ポンプ

原子炉再循環ポンプとは、炉心で発生した熱を効率よく取り出すため、圧力容器（注1-12）に接続した原子炉冷却材再循環系配管（注1-13）を通じて冷却材（注1-9）を強制循環させるポンプをいう。

(注1-15) インターナルポンプ

従来のBWRでは、下図のとおり、原子炉冷却材再循環系（注1-11）として、圧力容器（注1-12）外に原子炉冷却材再循環系配管（注1-13）及び原子炉再循環ポンプ（注1-14）を設置している。ABWR（注1-1）では、こ

の原子炉再循環ポンプを圧力容器下部に設置する原子炉内蔵型再循環ポンプとしており、これをインターナルポンプという。

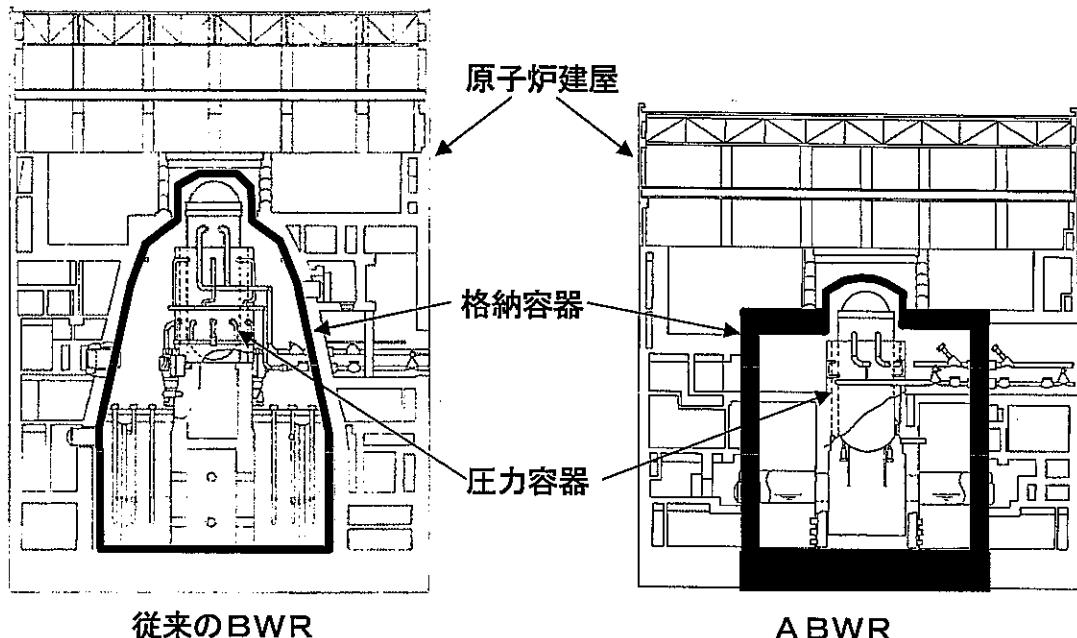


(注1-16) 格納容器

格納容器とは、圧力容器（注1-12）などの重要な機器を格納する気密性の高い構造物をいう。格納容器は、原子炉冷却材喪失時等に圧力障壁となり、かつ放射性物質（注1-6）の放散に対する障壁を形成するもので、鋼製、鉄筋コンクリート製等がある。原子炉冷却材喪失とは、何らかの原因により原子炉内の冷却材（注1-9）が流失し、炉心の冷却能力が低下する事象をいう。

(注1-17) 鋼製ライナ張り鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV）

鋼製ライナ張り鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV : Reinforced Concrete Containment Vessel）とは、格納容器（注1-16）の一種であり、強度及び放射線遮へい機能を受け持つ鉄筋コンクリートと、気密保持機能を受け持つ鋼製ライナの内張りとで構成されており、原子炉建屋（注1-62）と一体の構造となっている。



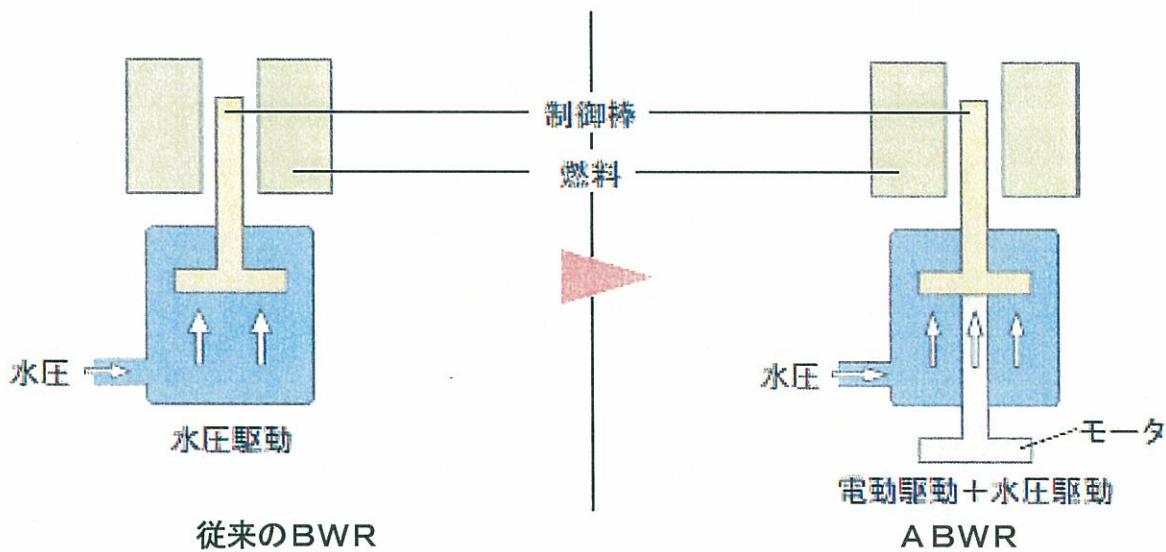
(注1-18) 制御棒、制御棒駆動機構

制御棒とは、炉心に挿入・引抜きされることによって、核分裂を生じさせる中性子の数を調整し、原子炉の起動・停止や比較的大きな出力変更等の原子炉の出力制御を行うためのものをいう。

制御棒駆動機構とは、炉心への制御棒の挿入・引抜きを行う装置をいう。炉心に制御棒が挿入されると原子炉の出力は減少し、炉心から制御棒が引き抜かれると原子炉の出力は増加する。

(注1-19) 改良型制御棒駆動機構

改良型制御棒駆動機構とは、通常操作時には電動で、原子炉緊急停止時には水圧で制御棒（注1-18）を駆動する方式の制御棒駆動機構（注1-18）をいう。下図のとおり、従来のBWRの制御棒駆動機構では通常操作時、原子炉緊急停止時ともに水圧で制御棒を駆動する方式をとっている。ABWR（注1-1）は、改良型制御棒駆動機構を採用し、制御棒を電動で駆動することから、通常操作時の制御棒位置の微調整が可能となり、運転性が向上すること、制御棒の複数本同時操作が可能となり、プラントの起動・停止時間が短縮できること、といった特長を持つ。



(注1－20) 耐震重要施設

耐震重要施設とは、設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそ
れがある、その安全機能の喪失に起因する影響の程度が特に大きい施設をいう。耐
震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある
地震による加速度によって作用する地震力に対してその安全機能が保持できる設計
を行うものであり、耐震設計上の重要度分類が最上位（Sクラス）の施設を指す。

ここで、設計基準対象施設とは、発電用原子炉施設のうち、原子炉の異常や事
故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要なものをいい、重要度
分類とは、安全性の確保のために必要な安全機能の重要度の分類をいう。

(注1－21) 多重性

多重性とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あるこ
とをいう。

(注1－22) 多様性

多様性とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あるこ
とをいう。

(注1－23) 独立性

独立性とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態

において共通の要因又は従属的な要因によって同時にその機能が阻害されないことをいう。

(注 1-24) 全交流電源喪失

全交流電源喪失とは、何らかの原因で主発電機及び送電線からの所内電力の受電ができず、さらに、すべての非常用ディーゼル発電機の機能が喪失して、交流電源がすべて喪失した状態をいう。全交流動力電源喪失ともいう。

(注 1-25) 直流電源喪失

直流電源喪失とは、何らかの原因で直流電源設備（注 1-64）から供給される直流の電力がすべて喪失した状態をいう。

(注 1-26) 共通要因故障

共通要因故障とは、共通要因（2以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因）による故障をいう。

(注 1-27) 代替炉心注水設備、常設代替炉心注水設備、可搬型代替炉心注水設備

代替炉心注水設備とは、非常時に、原子炉隔離時冷却系（注 1-51）、ECS（注 1-54）の炉心注水機能が喪失した場合に炉心へ注水する設備をいい、常設代替炉心注水設備及び可搬型代替炉心注水設備がある。常設代替炉心注水設備としては、圧力容器（注 1-12）内が高圧状態の時に炉心に注水する代替高圧注水ポンプ、圧力容器内が低圧状態の時に炉心に注水する復水移送ポンプなどがある。また、可搬型代替炉心注水設備には、圧力容器内が低圧状態の時に炉心に注水する注水ポンプ車（消防車）がある。

(注 1-28) 燃料集合体、燃料棒

燃料集合体とは、燃料棒を正方格子状に配列（8行8列あるいは9行9列）して組み立てたものをいう。

燃料棒とは、燃料被覆管（注 1-31）内に燃料ペレット（注 1-30）を充

填・密封した円柱棒状のものをいう。

(注1-29) 有効高さ、等価直径

有効高さとは、燃料棒（注1-28）において燃料ペレット（注1-30）が充填されている部分の高さをいう。

等価直径とは、炉心の断面が円形ではない場合に、その断面が面積を同じくする円であると仮定したときの直径のことをいう。

(注1-30) 燃料ペレット

燃料ペレットとは、粉末状のウラン等の酸化物（二酸化ウラン、MOX）を約1700～約1800℃の高温でセラミックに焼き固めたものをいい、ウランペレット、MOXペレットがある。ウランペレットは、低濃縮の二酸化ウランの燃料ペレットであり、高さ約1.0cm、直径約1.0cmの円筒状をしている。MOXペレットは、二酸化ウランと二酸化プルトニウムの混合酸化物の燃料ペレットであり、高さ約1.2cm、直径約1.0cmの円筒状をしている。

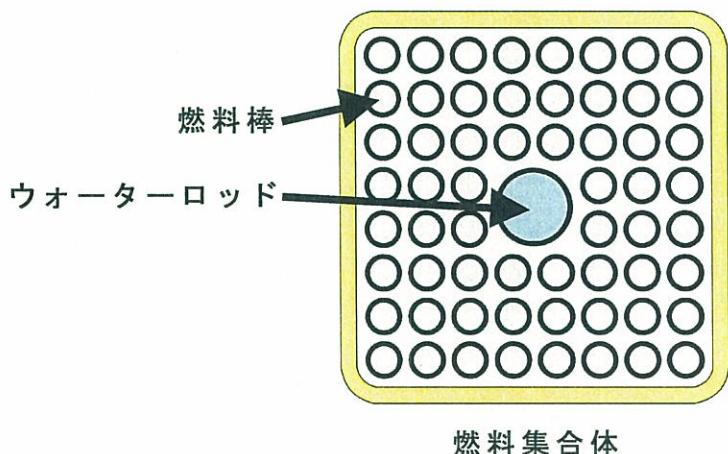
(注1-31) 燃料被覆管

燃料被覆管とは、燃料棒（注1-28）の構成部材であり、燃料ペレット（注1-30）を充填するジルカロイ製の管をいう。管の両端には端栓が溶接され、密封構造となる。

ジルカロイとは、ジルコニウム（原子番号40、記号Zrの金属元素をいう。）合金の一種であって、中性子の吸収が少なく、高温においても機械的性質が良く、耐食性にも優れているため、軽水炉で使用する燃料被覆管の材料として用いられている。

(注1-32) 高燃焼度8×8ウラン燃料

高燃焼度8×8ウラン燃料とは、下図のとおり燃料棒（注1-28）を8行8列形状に配置し、中央の燃料棒4本分の空間にウォーターロッドを配置した燃料をいう。現在の9行9列のウラン燃料（注1-2）が採用されるまでBWRの燃料として使用されていた。



(注1－33) ボロンカーバイド型制御棒

ボロンカーバイド型制御棒とは、ボロンカーバイド粉末を使用した制御棒（注1－18）をいう。

ボロンカーバイドとは、ほう素と炭素との化合物をいい、化学式は B_4C で示される。ほう素とは原子番号5、記号Bの非金属元素であり、天然のほう素には、中性子吸収能力が非常に高い同位体（ほう素10）が19.7%存在するので、原子炉の制御棒の材料として使用されている。

本件原子力発電所においては、MOX燃料（注1－3）の全炉心装荷に伴う設計対応として、ボロンカーバイド型制御棒の一部に高価値制御棒（ほう素10の全ほう素に占める割合を約50%としたボロンカーバイドを使用した制御棒）を採用することとしている。

(注1－34) ハフニウム型制御棒

ハフニウム型制御棒とは、ハフニウムフラットチューブを使用した制御棒（注1－18）をいう。

ハフニウムとは、原子番号72、記号Hfの金属元素をいう。ハフニウムには、6種類の安定な同位体があり、それぞれが高い中性子吸収能力を有しているため、原子炉の制御棒の材料として使用されている。

(注1－35) ほう酸水注入系

ほう酸水注入系とは、万一制御棒（注1－18）の挿入不能によって原子炉の停止ができない場合に、中性子吸収材であるほう酸水（五ほう酸ナトリウムの水溶液）を炉心に注入して原子炉を停止させる装置をいう。

本件原子力発電所においては、MOX燃料（注1－3）の全炉心装荷に伴う設計対応として、ほう酸水注入系のほう酸水貯蔵タンクの容量を増加させている。

(注1－36) シュラウド

シュラウドとは、沸騰水型原子炉において、炉心部を構成する燃料集合体（注1－28）や制御棒（注1－18）を内部に収容する円筒状の構造物をいう。

(注1－37) 給水管

給水管とは、復水脱塩装置（注1－47）等を経た冷却材（注1－9）を原子炉へ供給するための配管をいう。

(注1－38) 主蒸気管

主蒸気管とは、原子炉で発生した蒸気によって直接タービンを駆動するため、その蒸気をタービンに送る配管をいう。

(注1－39) 主蒸気逃がし安全弁

主蒸気逃がし安全弁とは、主蒸気管（注1－38）に取り付けられ、圧力容器（注1－12）及び原子炉冷却材圧力バウンダリ（注1－42）の過度の圧力上昇を防止するための弁をいう。原子炉圧力が所定の値を超えた場合及び中央制御室からの遠隔手動操作によりピストンを駆動して弁を強制開放する逃がし弁機能、原子炉圧力が上昇してバネによる閉止力に打ち勝つことにより自動的に開放する安全弁機能を有する。排出される蒸気は排気管を通してサプレッションチェンバ（注1－40）のプール中に放出され冷却・凝縮される。

本件原子力発電所においては、MOX燃料（注1－3）の全炉心装荷に伴う設計対応として、主蒸気逃がし安全弁の排気容量を増加している。

(注1－40) サプレッションチェンバー

サプレッションチェンバーとは、格納容器（注1－16）の一部で、ECCS（注1－54）などに供給する水を内部に蓄えた円筒形の部分をいう。万一、冷却材（注1－9）が原子炉冷却材圧力バウンダリ（注1－42）から流出した場合に、ドライウェル（注1－60）内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管（注1－61）を通してサプレッションチェンバーのプール水中に放出され、冷却・凝縮されることにより、格納容器の過度の圧力上昇が抑制される。

(注1－41) 隔離弁

隔離弁とは、放射性物質（注1－6）を含む冷却材（注1－9）が外部に放出されないよう閉め切ることを目的として配管に設置された弁をいう。

(注1－42) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリとは、原子炉の通常運転中には冷却材（注1－9）を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態においては圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると原子炉冷却材喪失（原子炉内の冷却材が流出し、炉心の冷却能力が低下する事象）となる範囲の施設をいう。

(注1－43) 湿分分離加熱器

湿分分離加熱器とは、蒸気に含まれる水滴（湿分）を分離した後、蒸気を加熱して過熱蒸気とする機器をいう。

(注1－44) 復水器

復水器とは、タービンを回転させた後の、圧力の低下した蒸気を海水（循環水（注1－45））によって冷却し、水に戻す設備をいう。蒸気を水にして体積を減らすことによって真空状態を作り、タービンから流入する蒸気の流れを良くしてタービンの効率を高くする働きを持つ。

(注1－45) 循環水

循環水とは、復水器（注1－44）の中に設けた細管の中を流れる海水をいい、

蒸気を水に戻す際に得た熱を最終的な熱の放出先である海に移送する役割を有する。また、循環水を循環させるポンプを循環水ポンプという。

(注1-46) 復水ポンプ

復水ポンプとは、復水器（注1-44）で蒸気から凝縮された冷却材（注1-9）（復水）を原子炉に供給するためのポンプであり、復水脱塩装置（注1-47）の前に置かれる低圧復水ポンプと後に置かれる高圧復水ポンプがある。

(注1-47) 復水脱塩装置

復水脱塩装置とは、復水器（注1-44）で蒸気から凝縮された冷却材（注1-9）（復水）が原子炉へ供給される前に、それに含まれるイオン性不純物を樹脂により除去するための装置をいう。

(注1-48) 給水ポンプ

給水ポンプとは、復水脱塩装置（注1-47）を経た冷却材（注1-9）（給水）を圧力容器（注1-12）に供給するためのポンプをいう。

(注1-49) 給水加熱器

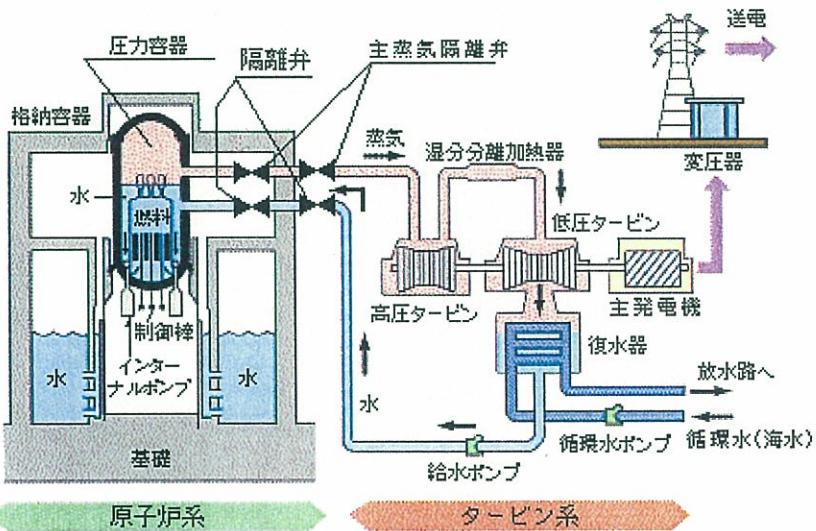
給水加熱器とは、復水脱塩装置（注1-47）等を経た冷却材（注1-9）（給水）を圧力容器（注1-12）に供給する前に蒸気により加熱する装置をいう。

(注1-50) 崩壊熱

崩壊熱とは、核分裂生成物のような放射性物質（注1-6）が壊変（崩壊）する際に発生する熱をいう。

(注1-51) 原子炉隔離時、原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時とは、何らかの原因により主蒸気隔離弁（注1-58）が閉じ、蒸気をタービンへ送ることができず、給水も停止して給水側の隔離弁（注1-41）が閉じるなど、原子炉がタービンや復水器（注1-44）から隔離した状態（下図参照）をいう。



原子炉隔離時冷却系とは、この原子炉隔離時のように、給水が止まって原子炉水位が低下するような状態が発生した場合に、原子炉で発生する蒸気を用いてタービン駆動ポンプ（注1－52）を駆動し、自動的に復水貯蔵タンク（注1－53）の水を圧力容器（注1－12）内に給水することにより、原子炉の水位を維持するとともに、主蒸気逃がし安全弁（注1－39）等とあいまって、原子炉停止後も残存する炉心の崩壊熱（注1－50）を除去し、炉心を冷却する系統をいう。

（注1－52）タービン駆動ポンプ

タービン駆動ポンプとは、原子炉隔離時冷却系（注1－51）において、復水貯蔵タンク（注1－53）等の水を圧力容器（注1－12）に供給するポンプをいう。タービン駆動ポンプは、主蒸気管（注1－38）から分岐した蒸気で駆動し、動作に交流電源は不要である。

（注1－53）復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクとは、冷却材（注1－9）の補給水の水源となるほか、ECCS（注1－54）等の非常用水源となるタンクをいう。

（注1－54）非常用炉心冷却系（ECCS）

非常用炉心冷却系（ECCS : Emergency Core Cooling System）とは、原子炉冷却材喪失（原子炉内の冷却材が流出し炉心の冷却能力が低下する事象）時に炉心

の燃料破損を防止するため、炉心に冷却水を緊急注入する安全設備の総称である。

(注 1-5-5) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系とは、ECCS(注 1-5-4) の一つであって、高圧状態の原子炉に冷却水を供給する設備をいう。

(注 1-5-6) 低圧注水系

低圧注水系とは、ECCS(注 1-5-4) の一つであって、低圧状態の原子炉に冷却水を供給する設備をいう。

(注 1-5-7) 自動減圧系

自動減圧系とは、主蒸気逃がし安全弁(注 1-3-9)を開放することにより、原子炉圧力を低下させ、低圧注水系(注 1-5-6)による注水を促進させる設備をいう。

(注 1-5-8) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁とは、主蒸気管(注 1-3-8)に設置され、それを閉じることで原子炉を必要に応じてタービンから隔離するための弁をいう。

(注 1-5-9) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系とは、冷却水をポンプ、モーター等の各種補機に供給し、これを循環させ、補機で発生する熱を除去する設備をいう。この系統は、最終的な熱の逃がし場である海に熱を移送する。

(注 1-6-0) ドライウェル

ドライウェルとは、格納容器(注 1-1-6)の一部であって、圧力容器(注 1-1-2)等を取り囲む範囲をいう。

(注 1-6-1) ベント管

ベント管とは、格納容器(注 1-1-6)の一部であって、ドライウェル(注 1-

— 6 0) とサプレッショ n チェンバ (注 1 — 4 0) とを連絡している管をいう。万一、冷却材 (注 1 — 9) が原子炉冷却材圧力バウンダリ (注 1 — 4 2) から流出した場合に、ドライウェル内に放出された蒸気と水との混合物は、ベント管を通して、サプレッショ n チェンバのプール水中に放出され、冷却・凝縮される。

(注 1 — 6 2) 原子炉建屋

原子炉建屋とは、圧力容器 (注 1 — 1 2) 、格納容器 (注 1 — 1 6) 、ECCS (注 1 — 5 4) 等の主要機器を収納する鉄筋コンクリート造の建屋をいう。

(注 1 — 6 3) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系とは、原子炉建屋 (注 1 — 6 2) に設置されている使用済燃料貯蔵プールの水質維持と冷却を行う設備をいい、ポンプ、ろ過脱塩器、熱交換器等からなる。使用済燃料貯蔵プールで発生した熱は、この系統及び原子炉補機冷却系 (注 1 — 5 9) を介して、最終的な熱の逃がし場である海に移送される。

(注 1 — 6 4) 直流電源設備

直流電源設備とは、計測制御装置、直流電動弁等に直流の電力を供給する設備をいい、蓄電池及び充電器等から構成される。外部電源又は非常用ディーゼル発電機から充電器に交流の電力が供給され、充電器で直流の電力に変換されて蓄電池の充電や設備に供給される。交流電源が喪失し、充電器を通じて直流の電力が供給されない場合においても、蓄電池から直流の電力が供給される。

(注 1 — 6 5) 放射性廃棄物、放射性廃棄物廃棄施設

放射性廃棄物とは、原子炉の運転に伴い発生する放射性物質 (注 1 — 6) を含むか、又はこれにより汚染された物質であって、廃棄するものをいう。

放射性廃棄物廃棄施設とは、放射性廃棄物を、気体、液体及び固体の各形態に分けて収集し、処理するための施設をいう。

(注 1 — 6 6) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫とは、固体廃棄物を詰めたドラム缶等を貯蔵する建屋をいう。

(注 1-6-7) 空冷式非常用発電機

空冷式非常用発電機とは、全交流電源喪失（注 1-2-4）時に原子炉の冷却や格納容器（注 1-1-6）の健全性を維持するための設備などの交流負荷に給電する空気冷却式のディーゼル発電機及びガスタービン発電機をいう。

(注 1-6-8) 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系とは、重大事故等対処施設（注 3-1）の一つであり、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器（注 1-1-6）の過圧による破損を防止するため、格納容器内の放射性物質（注 1-6）を含んだ蒸気をフィルタを通し、放射性物質の濃度を低減して放出し、格納容器内の圧力を低下させるものをいう。

(注 1-6-9) 緊急時制御室

緊急時制御室とは、特定重大事故等対処施設（注 3-2）の一つであり、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器（注 1-1-6）の破損を防止するために必要な設備を制御するための施設をいう。

第3における語句注

(注 3-1) 重大事故等対処施設

重大事故等対処施設とは、炉心の著しい損傷等の重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故に対処するための機能を有する施設をいう。

(注 3-2) 特定重大事故等対処施設

特定重大事故等対処施設とは、重大事故等対処施設（注 3-1）のうち、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器（注 1-1-6）の破損による発電所敷地外への放射性物質（注 1-6）の異

常な水準の放出を抑制するための施設をいう。

(注 3-3) 制御棒による原子炉の停止余裕の確認

制御棒（注 1-18）による原子炉の停止余裕の確認とは、原子炉の使用前検査の一つであり、最大の反応度価値（核分裂を起こす中性子の数を変化させる能力）を持つ制御棒 1 本又は 1 組（2 本）が引き抜けた場合においても原子炉が臨界とならないことを確認することをいう。

(注 3-4) 制御棒駆動系の動作確認

制御棒駆動系の動作確認とは、制御棒（注 1-18）1 本又は 1 組（2 本）ずつ全引抜き位置から原子炉緊急停止（スクラム）テストスイッチによりスクラムさせ、規定時間内にスクラムすることを確認すること、制御棒を駆動させ全挿入位置から全引抜き位置までの時間及び全引抜き位置から全挿入位置までの時間を測定するとともに位置表示装置が動作することを確認することをいう。

(注 3-5) 発電機負荷遮断試験

発電機負荷遮断試験とは、主発電機を出力運転状態（25% 負荷、50% 負荷、75% 負荷、100% 負荷）において負荷遮断を発生させ、各部の温度、圧力、流量等のデータを測定・記録し、各機器が所定の動作をすることを確認する試験をいう。

ここで、負荷遮断とは、主発電機で発電した電気を外部に供給しているなど外部負荷がかかっている状態（出力運転状態）において、その電気（負荷）が瞬時に遮断される状況をいう。典型的な例として送電線への落雷による遮断がある。

(注 3-6) 総合負荷性能検査

総合負荷性能検査とは、使用前検査の最終の検査として、定格出力（100% 負荷出力）の運転状態において各部の温度、圧力、流量等のデータを測定・記録し、発電所全体が正常な機能を有することを確認する検査をいう。

語句注索引

MOX燃料

(注1-3)

(あ)

圧力容器

(注1-12)

(い)

インターナルポンプ

(注1-15)

(う)

ウラン燃料

(注1-2)

(か)

改良型制御棒駆動機構

(注1-19)

改良型沸騰水型原子炉（ABWR）

(注1-1)

格納容器

(注1-16)

核分裂性核種

(注1-5)

隔壁弁

(注1-41)

可搬型代替炉心注水設備

(注1-27)

(き)

給水加熱器

(注1-49)

給水管

(注1-37)

給水ポンプ

(注1-48)

共通要因故障

(注1-26)

緊急時制御室

(注1-69)

(く)

空冷式非常用発電機

(注1-67)

(け)

原子炉格納容器フィルタベント系	(注1-68)
原子炉隔離時	(注1-51)
原子炉隔離時冷却系	(注1-51)
原子炉再循環ポンプ	(注1-14)
原子炉建屋	(注1-62)
原子炉補機冷却系	(注1-59)
原子炉冷却材圧力バウンダリ	(注1-42)
原子炉冷却材再循環系	(注1-11)
原子炉冷却材再循環系配管	(注1-13)
減速材	(注1-8)

(こ)

高圧炉心注水系	(注1-55)
鋼製ライナ張り鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV)	(注1-17)
高速中性子	(注1-7)
高燃焼度8×8ウラン燃料	(注1-32)
固体廃棄物貯蔵庫	(注1-66)

(さ)

サプレッションチェンバ	(注1-40)
-------------	---------

(し)

湿分分離加熱器	(注1-43)
自動減圧系	(注1-57)
重大事故等対処施設	(注3-1)
主蒸気隔離弁	(注1-58)
主蒸気管	(注1-38)
主蒸気逃がし安全弁	(注1-39)

シュラウド	(注1-36)
循環水	(注1-45)
常設代替炉心注水設備	(注1-27)
新型転換炉（A T R）実証炉	(注1-4)
(せ)	
制御材	(注1-10)
制御棒	(注1-18)
制御棒駆動機構	(注1-18)
制御棒駆動系の動作確認	(注3-4)
制御棒による原子炉の停止余裕の確認	(注3-3)
全交流電源喪失	(注1-24)
(ぞ)	
総合負荷性能検査	(注3-6)
(た)	
耐震重要施設	(注1-20)
代替炉心注水設備	(注1-27)
多重性	(注1-21)
タービン駆動ポンプ	(注1-52)
多様性	(注1-22)
(ち)	
直流電源設備	(注1-64)
直流電源喪失	(注1-25)
(て)	
低圧注水系	(注1-56)

(と)

等価直径	(注 1-29)
特定重大事故等対処施設	(注 3-2)
独立性	(注 1-23)
ドライウェル	(注 1-60)

(ね)

熱中性子	(注 1-7)
燃料集合体	(注 1-28)
燃料被覆管	(注 1-31)
燃料プール冷却浄化系	(注 1-63)
燃料ペレット	(注 1-30)
燃料棒	(注 1-28)

(は)

発電機負荷遮断試験	(注 3-5)
ハフニウム型制御棒	(注 1-34)

(ひ)

非常用炉心冷却系 (ECCS)	(注 1-54)
-----------------	----------

(ふ)

復水器	(注 1-44)
復水脱塩装置	(注 1-47)
復水貯蔵タンク	(注 1-53)
復水ポンプ	(注 1-46)

(～)

ベント管	(注 1-61)
------	----------

(ほ)

崩壊熱	(注1-50)
ほう酸水注入系	(注1-35)
放射性廃棄物	(注1-65)
放射性廃棄物廃棄施設	(注1-65)
放射性物質	(注1-6)
ボロンカーバイド型制御棒	(注1-33)

(ゆ)

有効高さ	(注1-29)
------	---------

(れ)

冷却材 (原子炉冷却材)	(注1-9)
--------------	--------

図 目 次

図 1－1	：本件原子力発電所建設地概要図	5 4
図 1－2	：燃料集合体と制御棒の位置関係図	5 5
図 1－3	：ウラン燃料	5 6
図 1－4	：M O X 燃料	5 7
図 1－5	：制御棒	5 8
図 1－6	：圧力容器	5 9
図 1－7	：シュラウド	6 0
図 1－8	：原子炉冷却材圧力バウンダリ	6 1
図 1－9	：主たる循環系を構成する設備	6 2
図 1－10	：非常用炉心冷却系（E C C S）	6 3
図 1－11	：残留熱除去系（R H R）	6 4
図 1－12	：格納容器	6 5
図 1－13	：電気設備	6 6

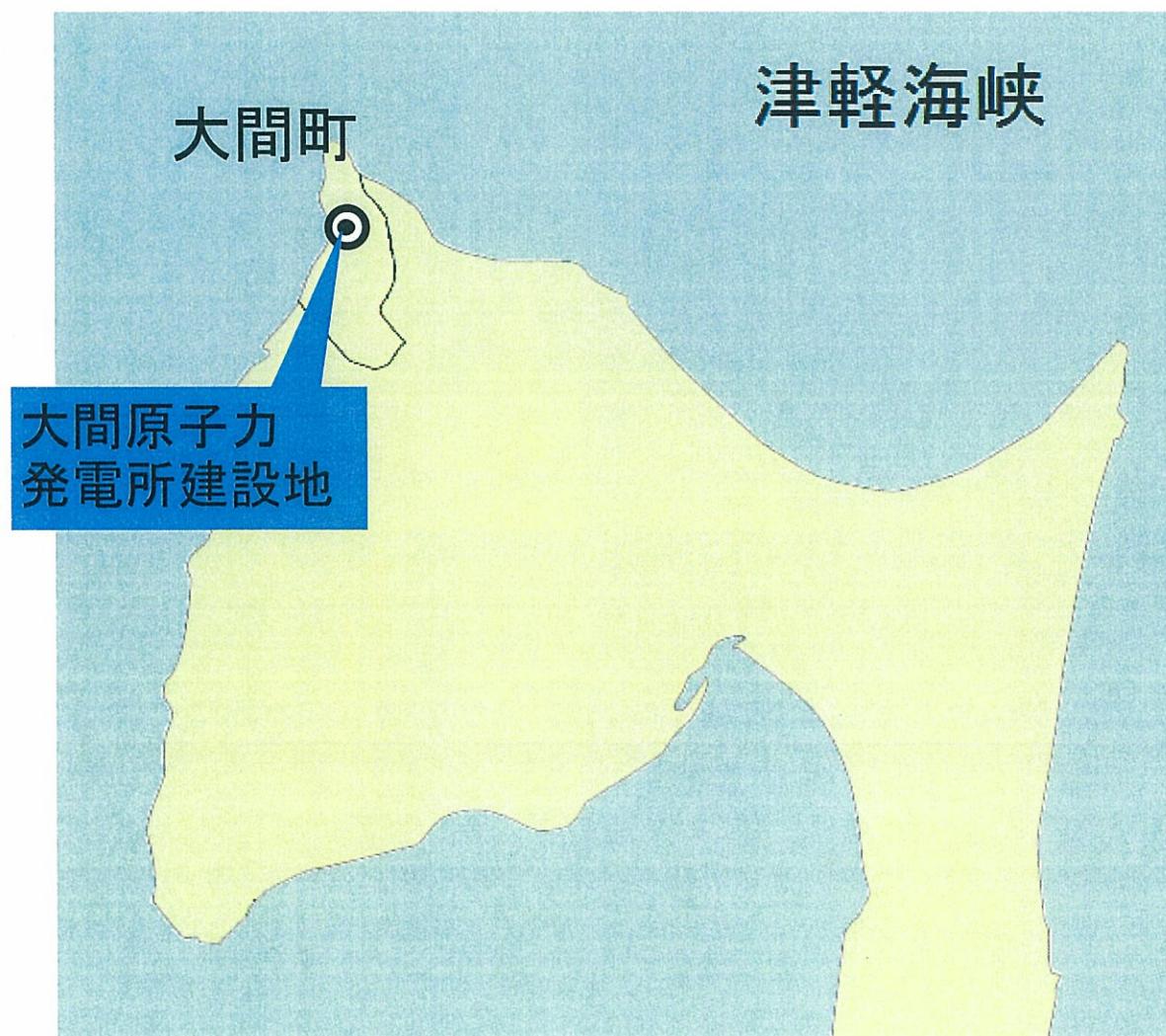


図1－1 本件原子力発電所建設地概要図

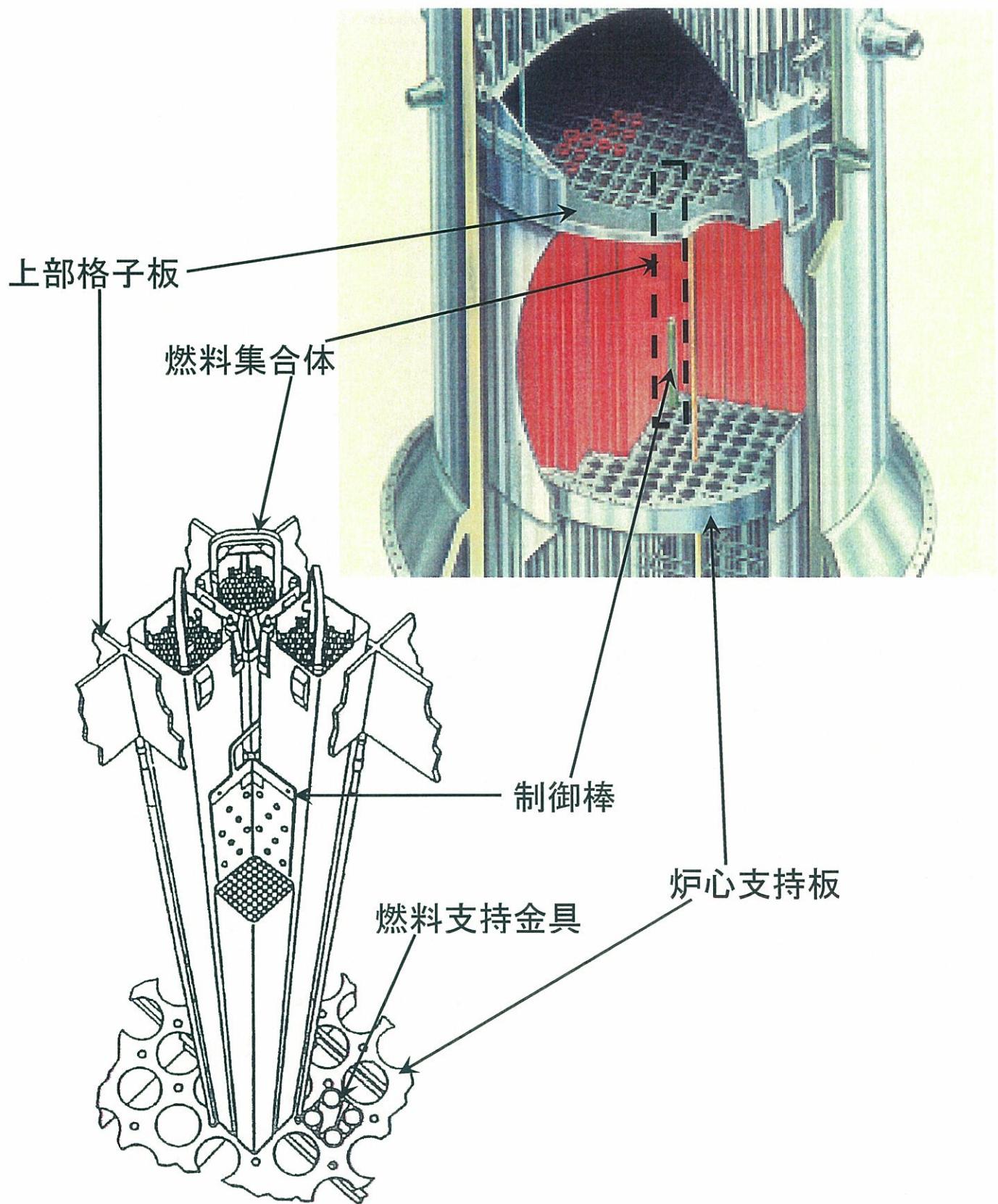
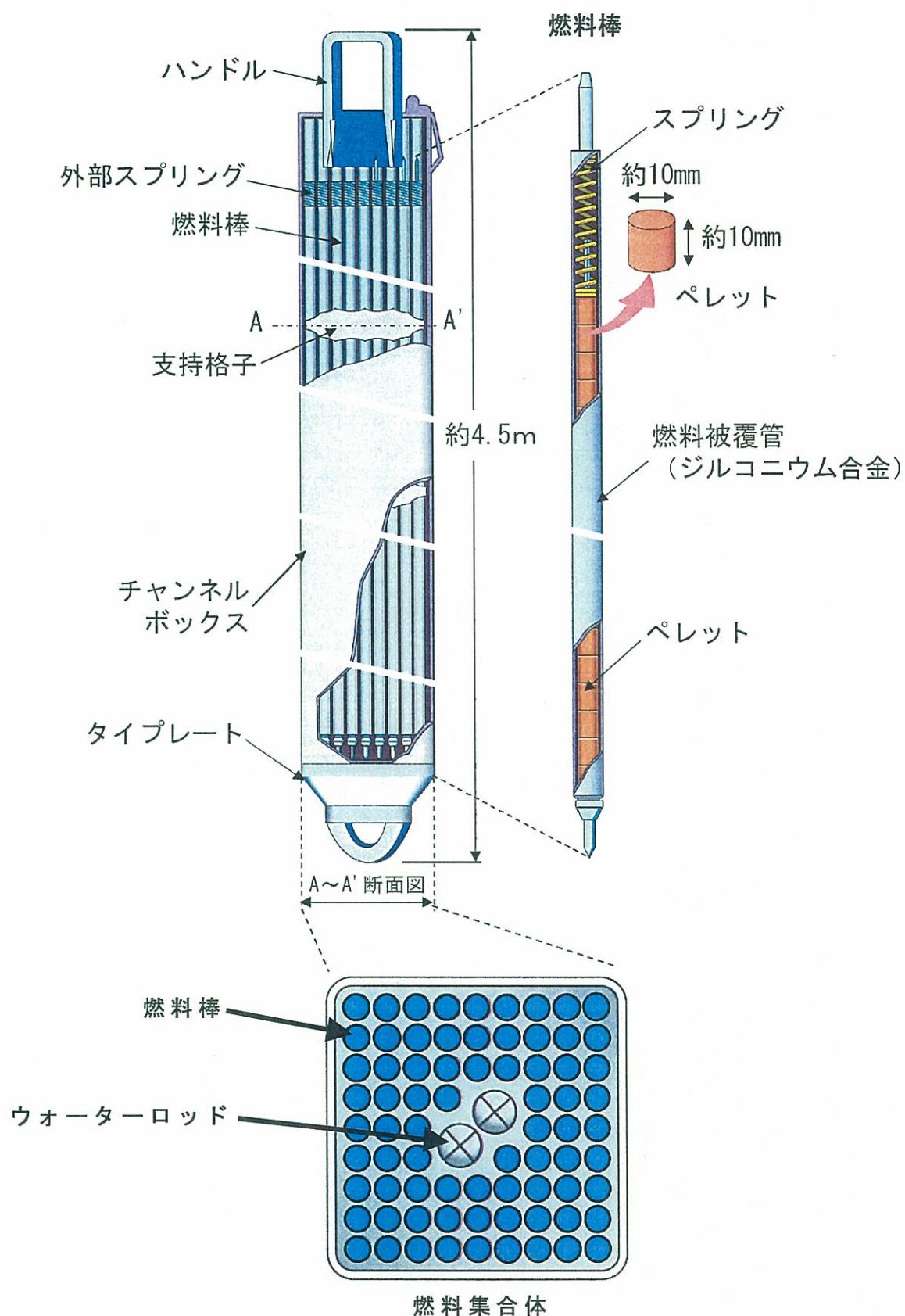


図 1－2 燃料集合体と制御棒の位置関係図



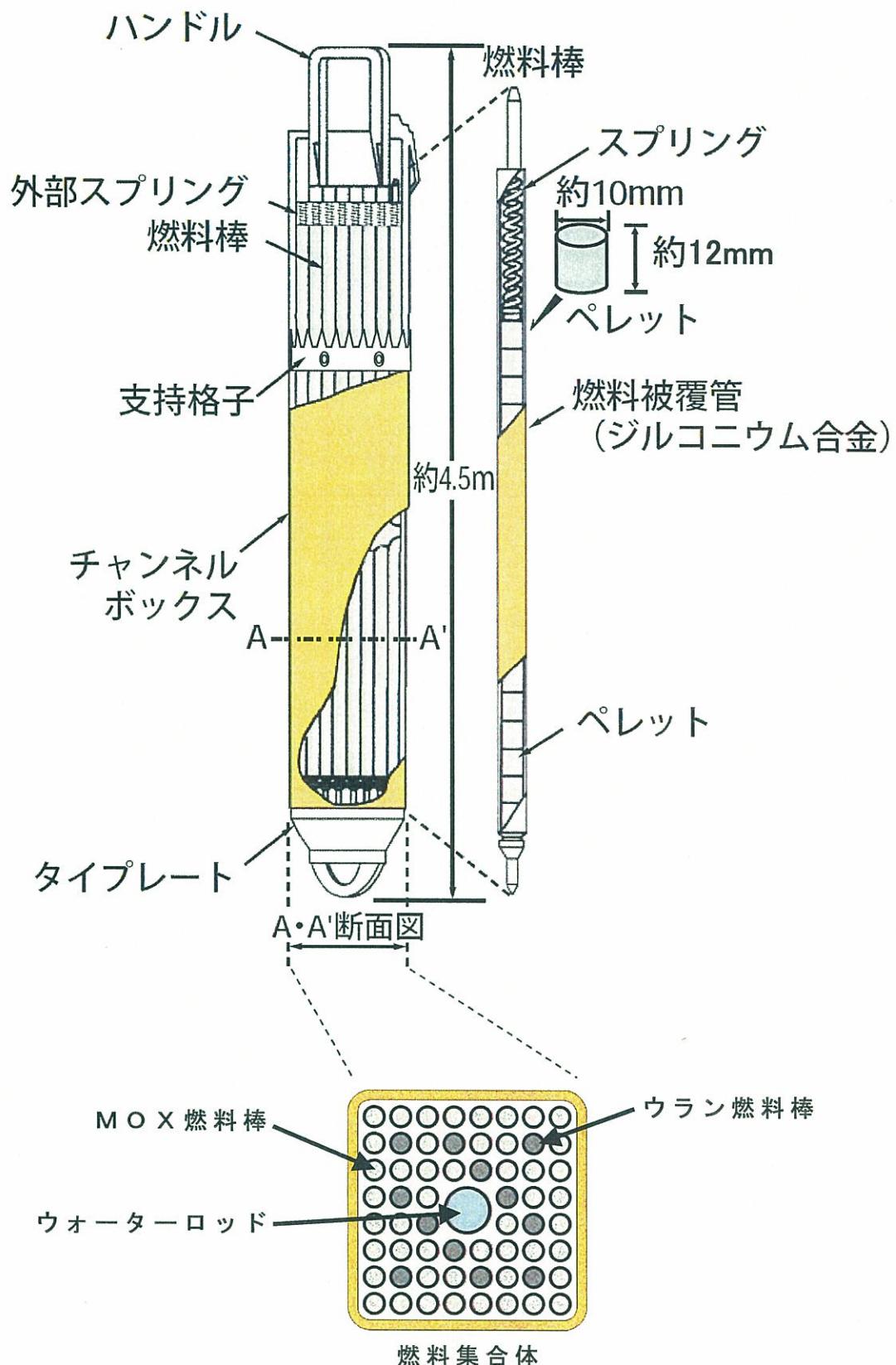


図 1-4 MOX 燃料

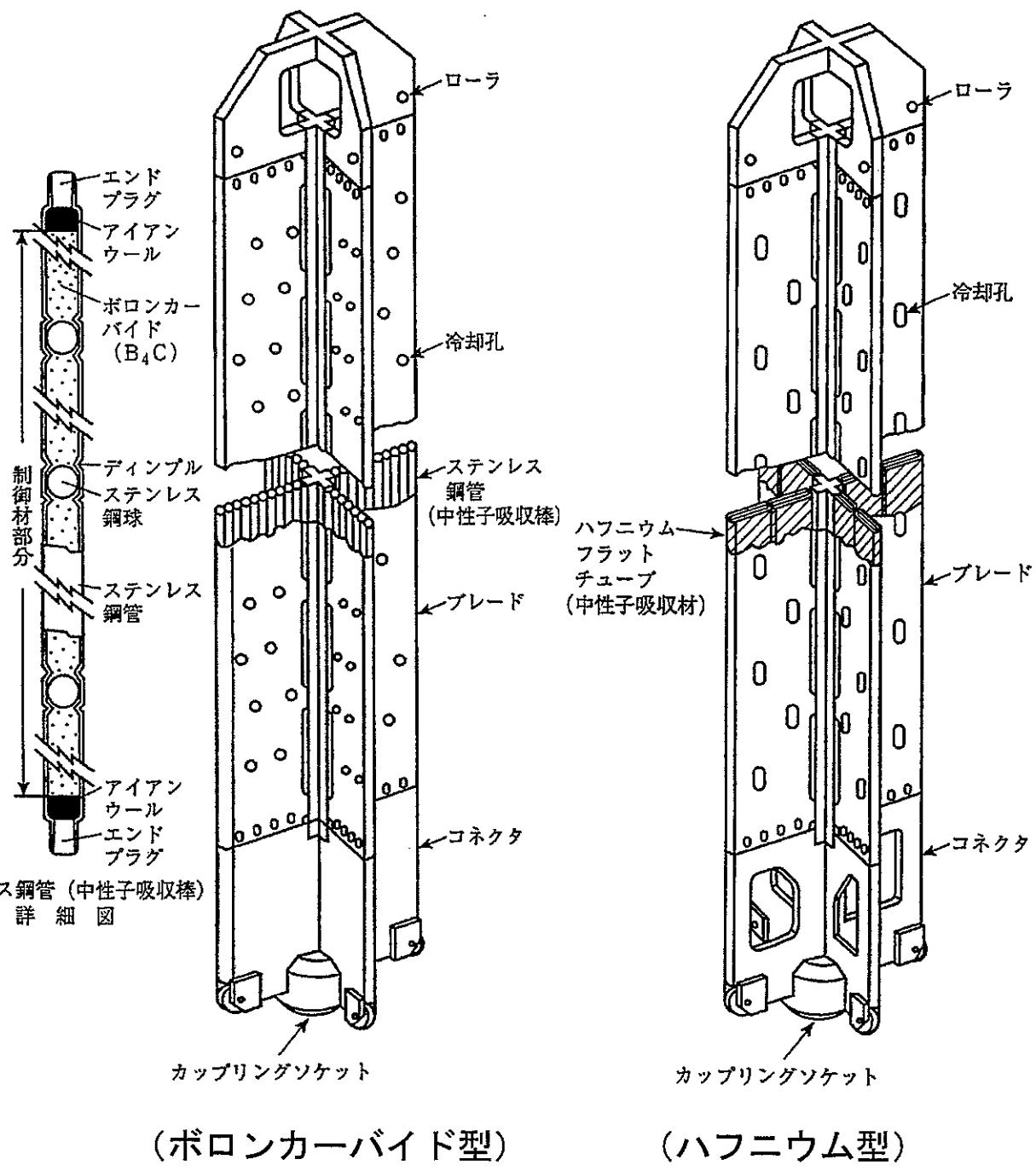


図 1-5 制御棒

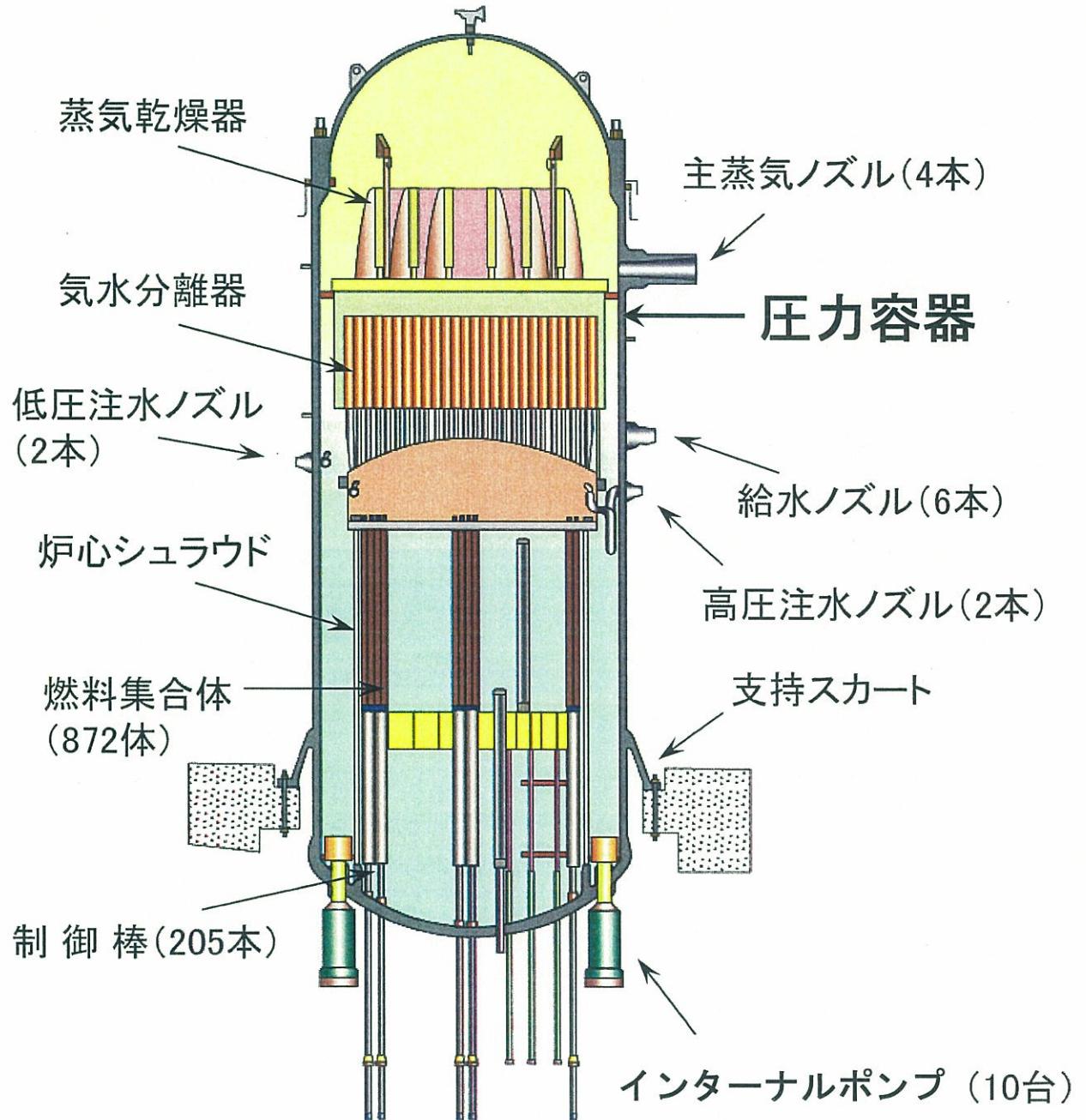


図 1－6 圧力容器

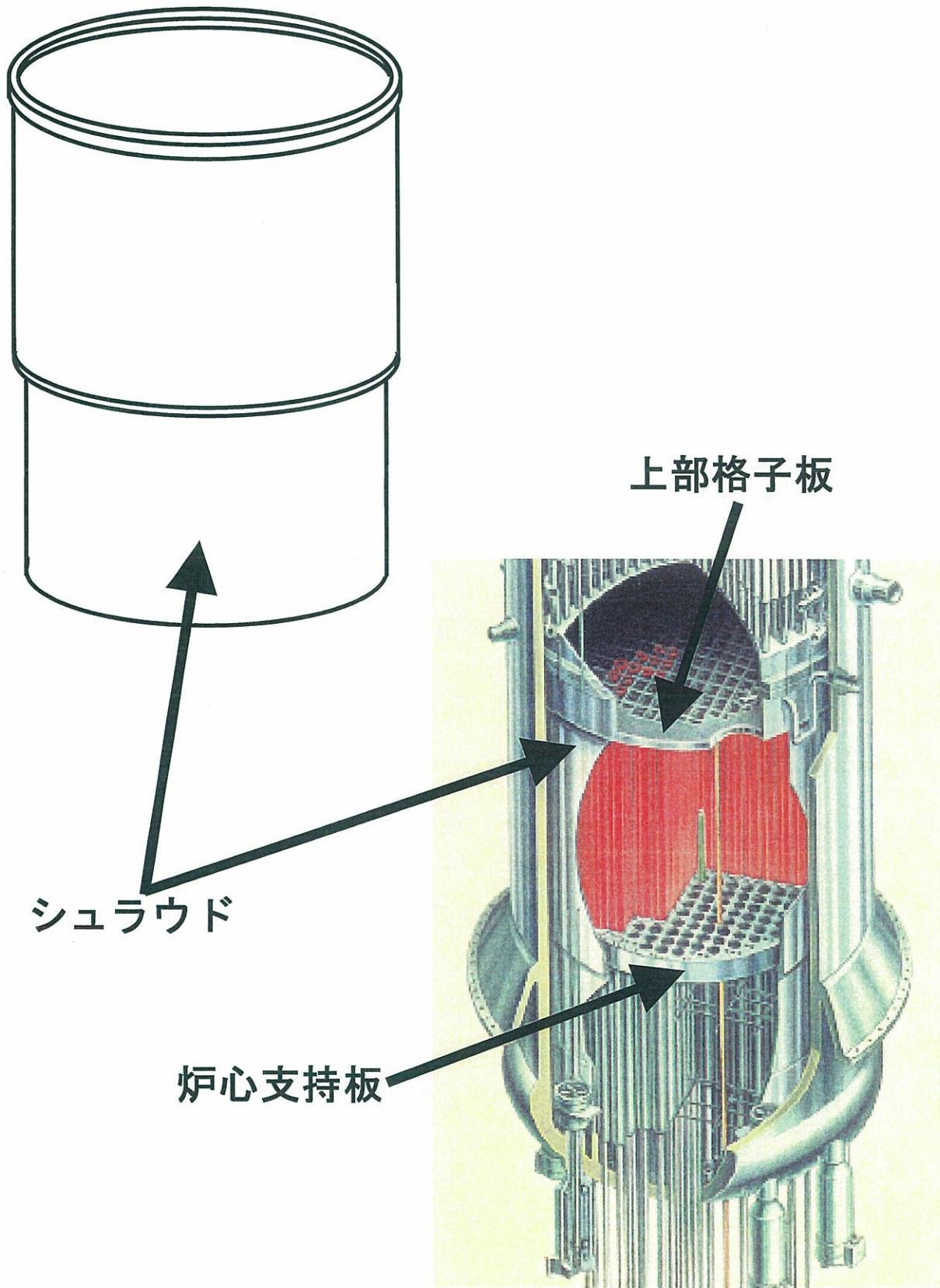


図 1-7 シュラウド

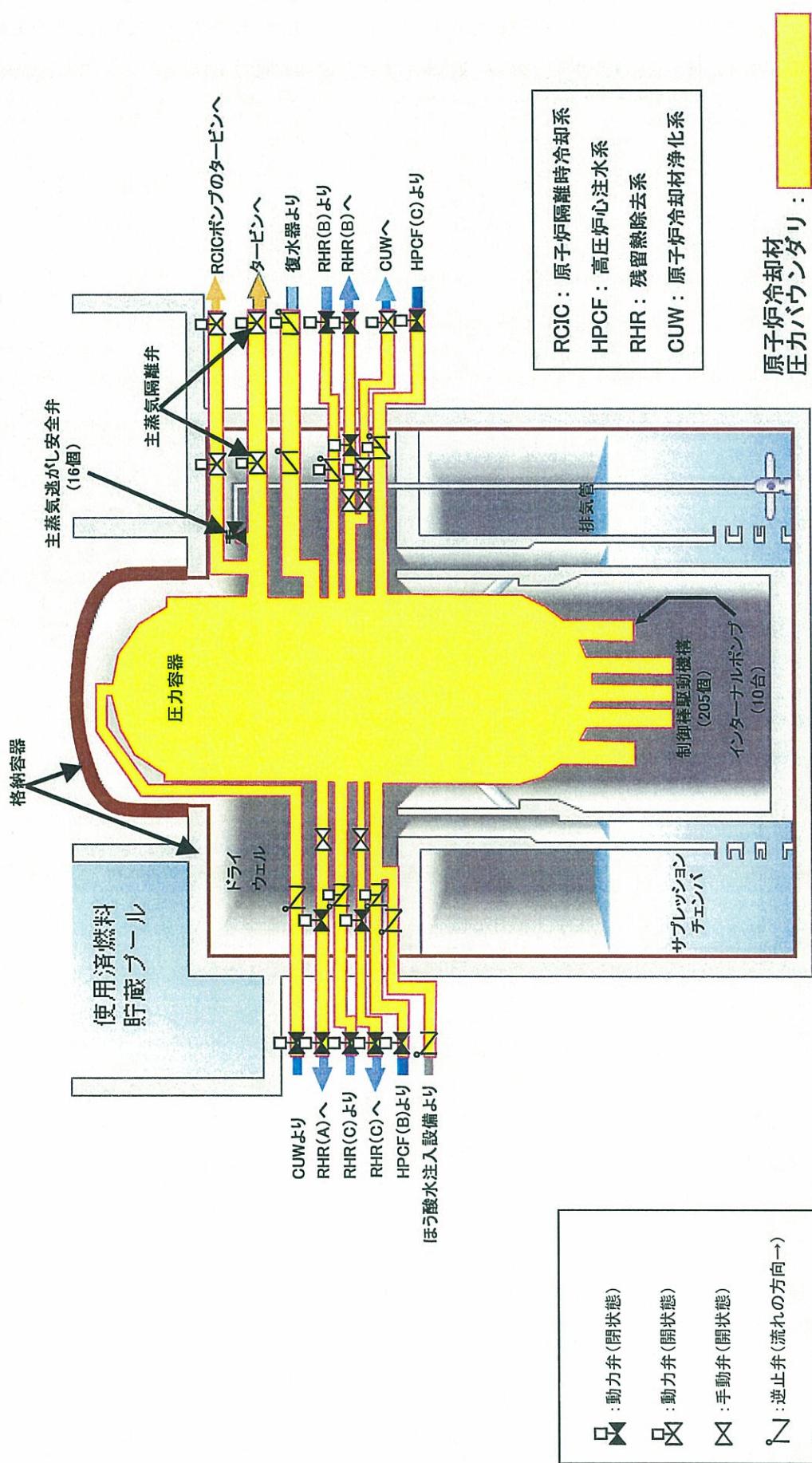


図 1-8 原子炉冷却材圧力バウンダリ

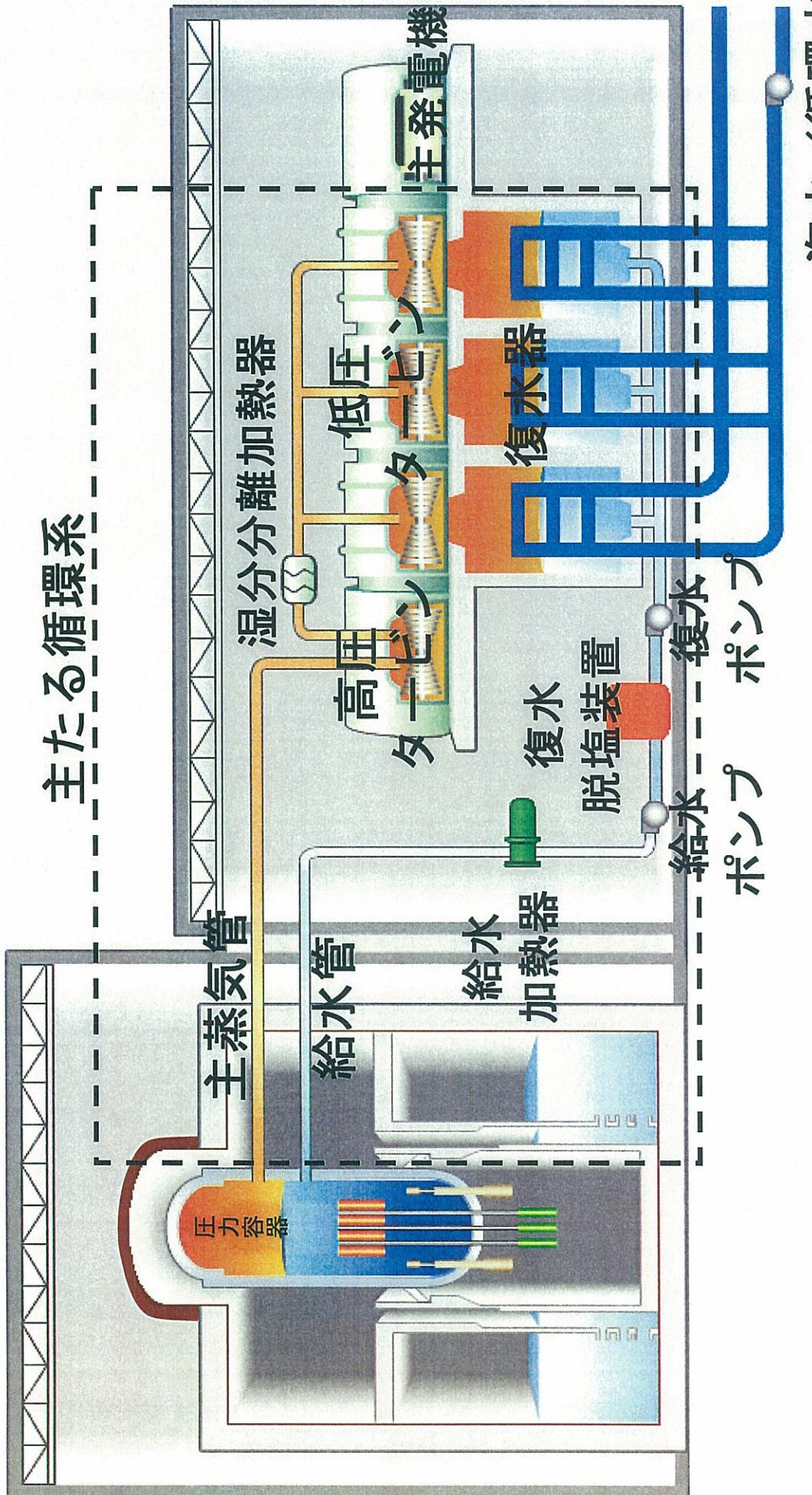
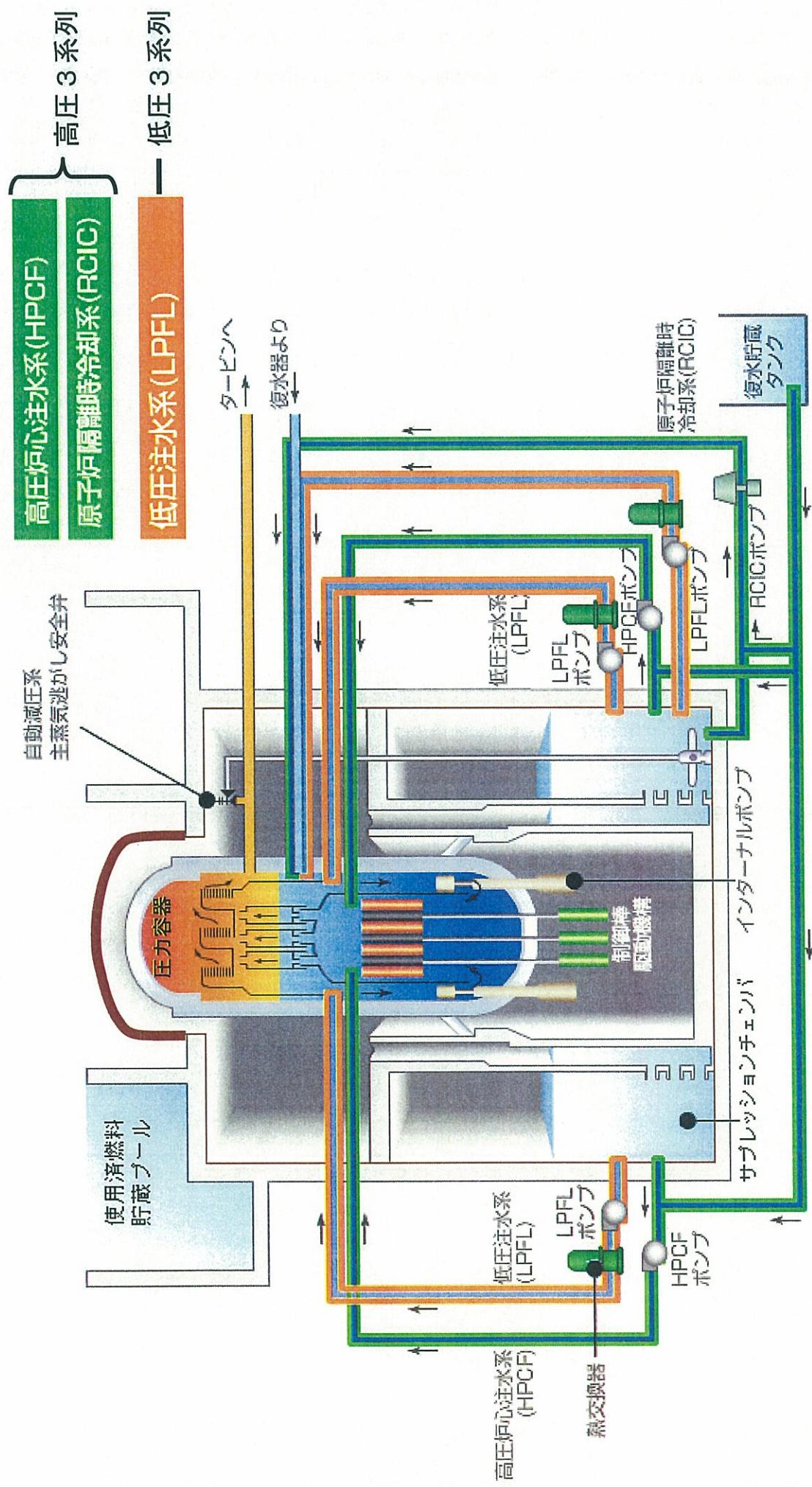


図1-9 主たる循環系を構成する設備

図 1-10 非常用炉心冷却系 (ECCS)



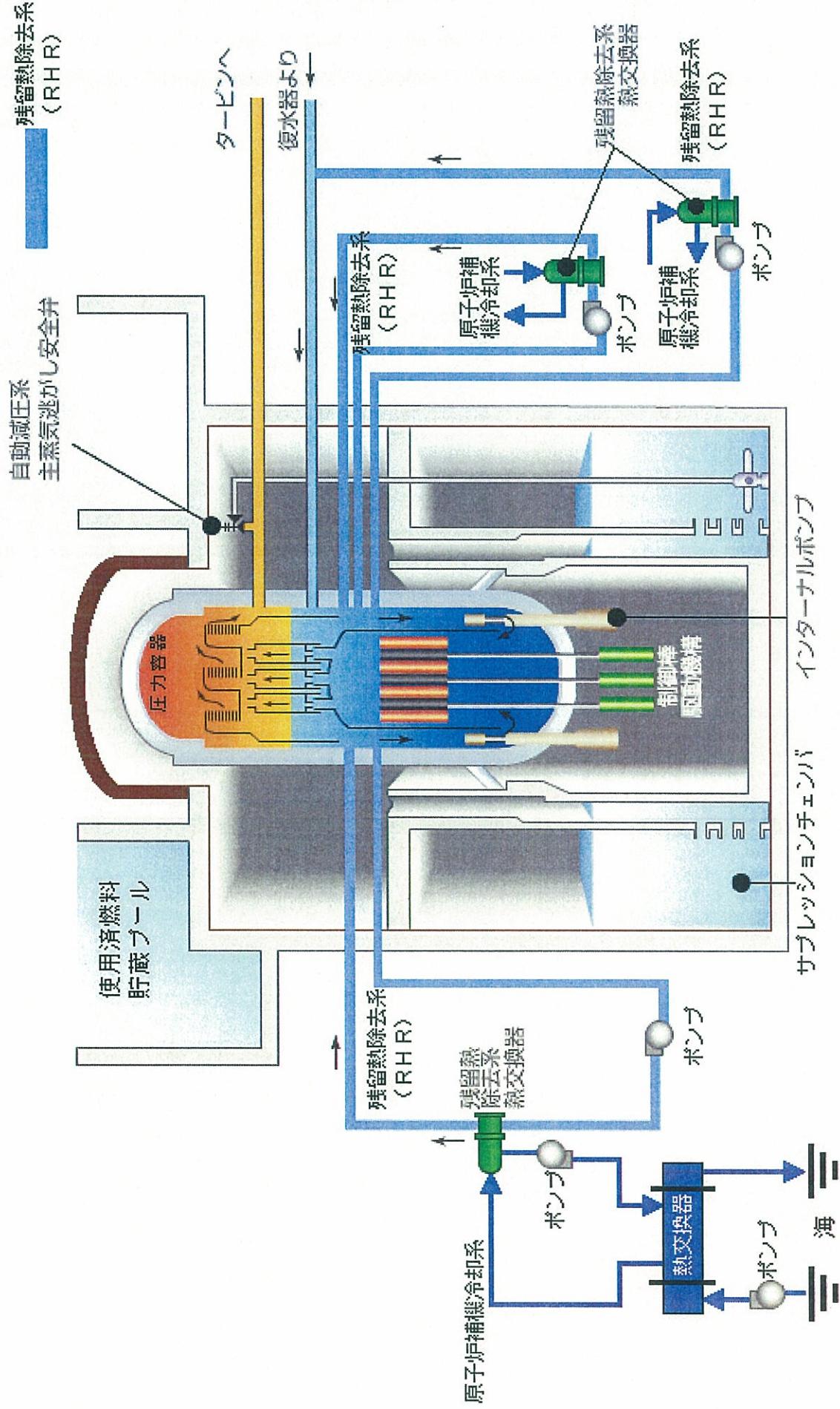


図 1-11 残留熱除去系 (RHR)

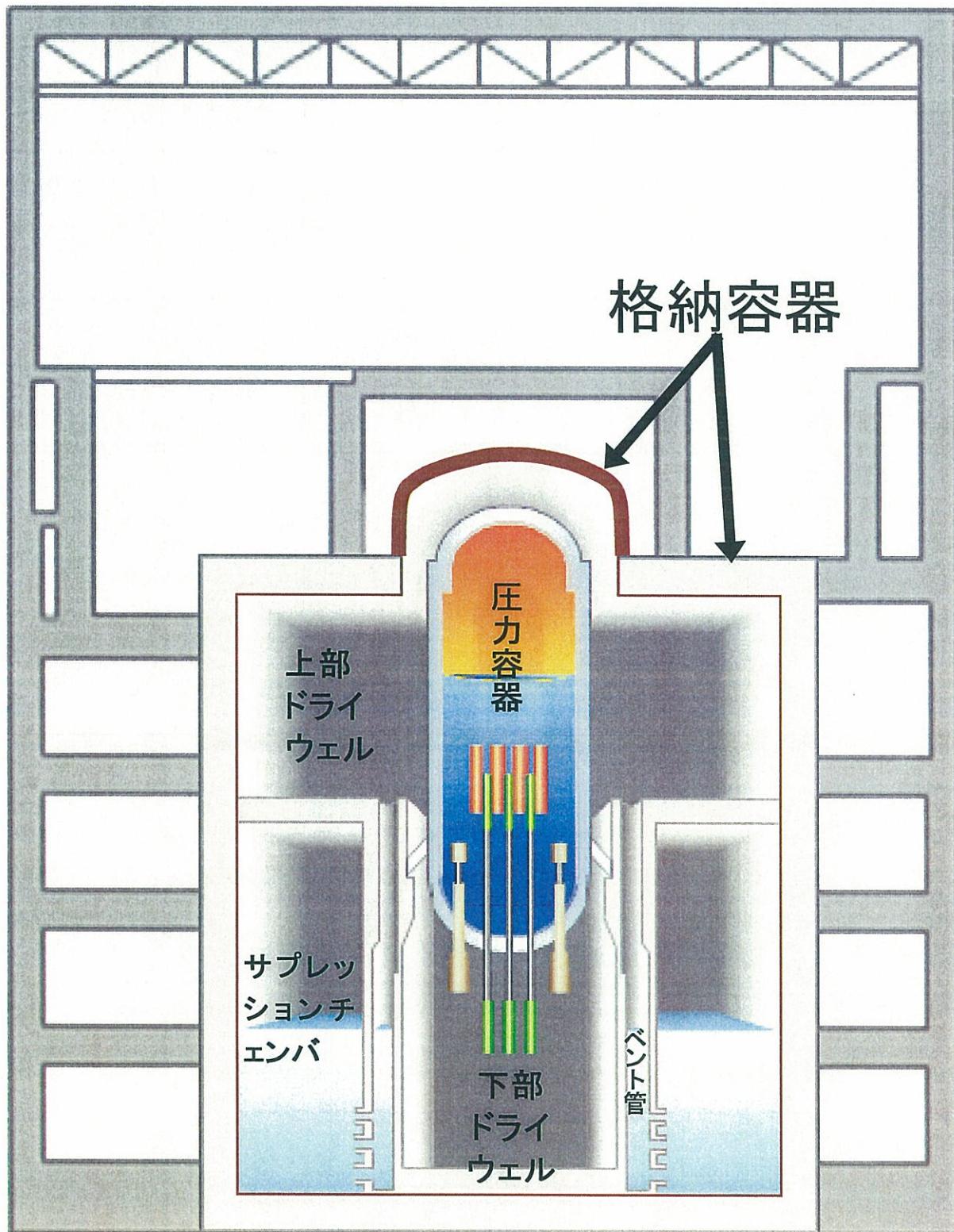
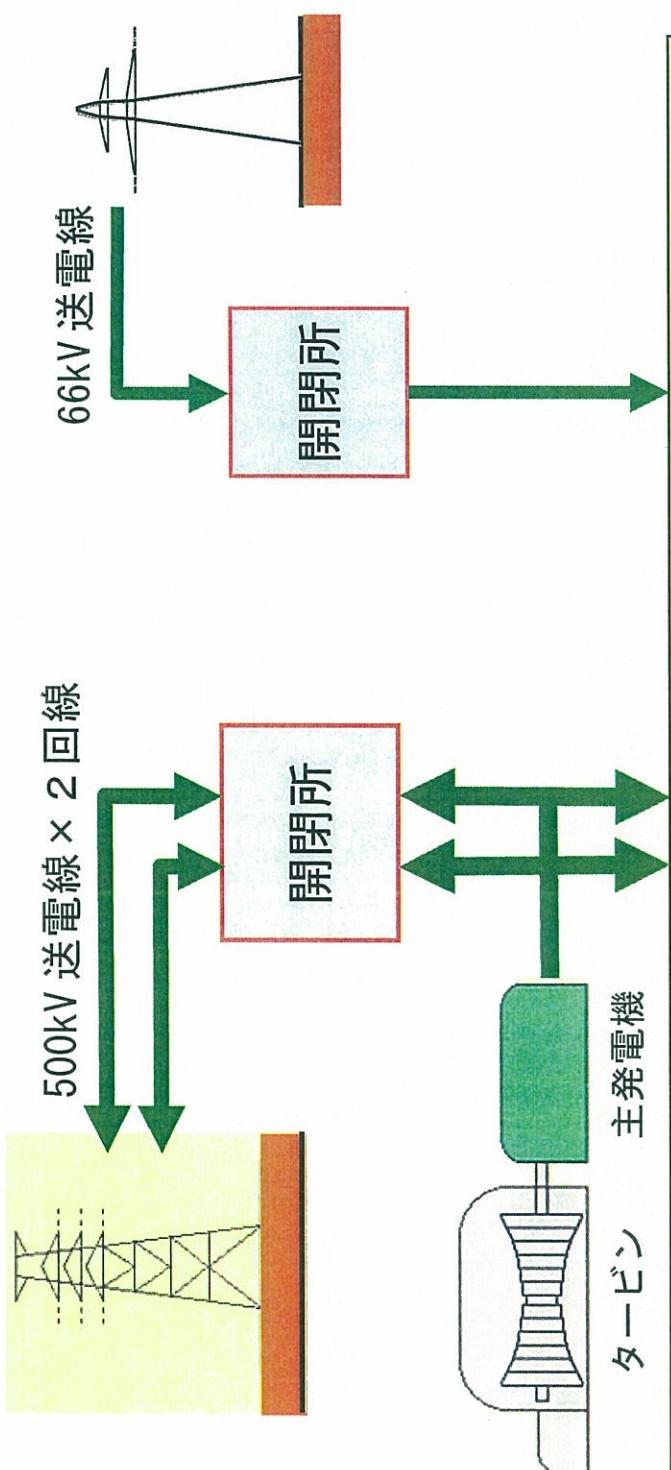


図 1-12 格納容器



所内電源設備（安全設備等へ電力を供給）

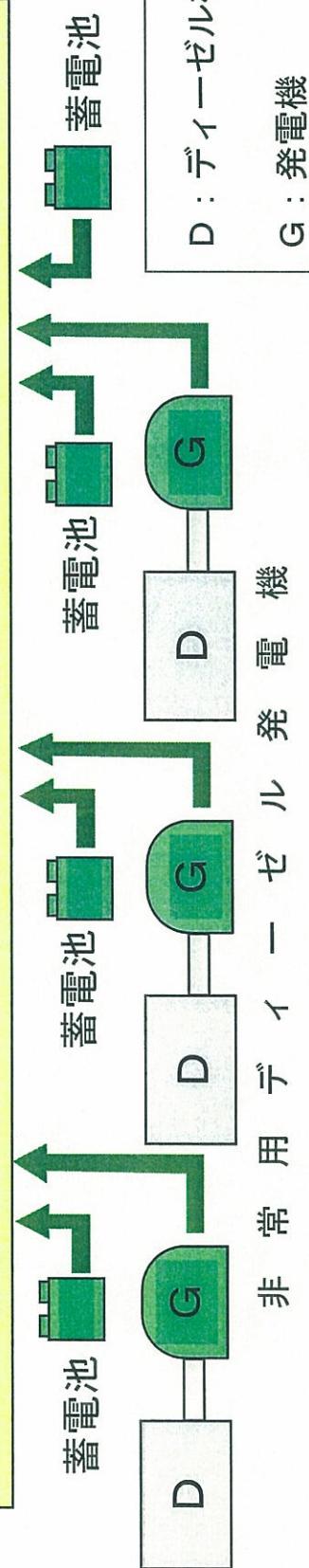


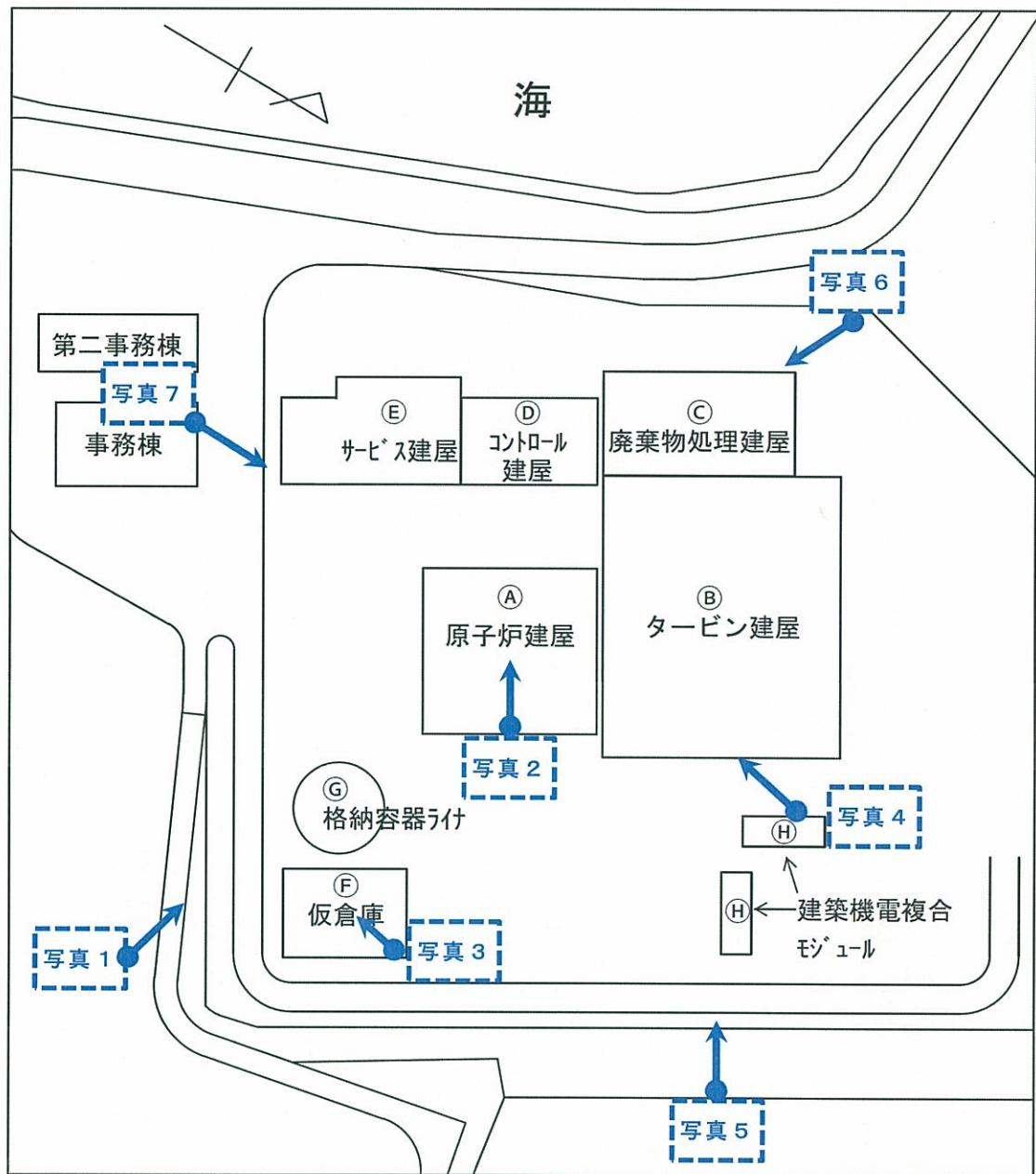
図 1-13 電気設備

本件原子力発電所建設工事の現状を示す写真目次

写真撮影位置図	6 8
写真 1 : 原子炉建屋, サービス建屋及び仮置き保管中の機器	6 9
写真 2 : 原子炉建屋保護ネットの内部	7 0
写真 3 : 仮置き保管中の格納容器内モジュール	7 1
写真 4 : タービン建屋及び原子炉建屋	7 2
写真 5 : タービン建屋, 原子炉建屋及び仮置き保管中の機器	7 3
写真 6 : 廃棄物処理建屋, コントロール建屋, サービス建屋及び原子 炉建屋 (上部)	7 4
写真 7 : 原子炉建屋及びサービス建屋	7 5

写真撮影位置図

写真 1～7 の表示に付した矢印の根本部分は当該写真的撮影位置を、先端方向は当該写真的撮影方向を示す。





【写真 1】

- ・撮影年月日　：平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件　　：原子炉建屋、サービス建屋及び仮置き保管中の機器
- ・写真説明　　：(注：写真中に表示したアルファベットは、以下の説明及び写真撮影位置図に表示したアルファベットと一致する。)
 - Ⓐ原子炉建屋。原子炉建屋は、屋根と外壁が未設置であるため、上部に仮屋根（白色の屋根）及び周囲に保護ネット（青色及び灰色の幕）を設置して、内部の保護等を行っている。
 - Ⓑサービス建屋
 - Ⓒ仮倉庫。仮倉庫内に保護措置を施した格納容器内モジュールを仮置き保管している（写真 3 参照）。
 - Ⓓ保護措置を施して仮置き保管中の格納容器ライナの一部



【写真 2】

- ・撮影年月日　：平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件　　：原子炉建屋保護ネットの内部
- ・写真説明　　：

原子炉建屋の上部から保護ネットの内部を撮影した。

原子炉建屋の地上階部分は鉄骨が一部建てられており（コンクリートの打設等は追って行われる。），その上部に仮屋根及び周囲に保護ネットを設置している。

写真下部中央にある白色の円形状のものは，工事中の格納容器（RCCV）の保護用仮屋根である。



【写真3】

- ・撮影年月日　：平成26年9月8日
 - ・撮影物件　　：仮置き保管中の格納容器内モジュール
 - ・写真説明　　：
- 仮倉庫（写真1の⑩）内に保護措置を施した格納容器内モジュールを仮置き保管している。



【写真 4】

- ・撮影年月日　：平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件　　：タービン建屋及び原子炉建屋
- ・写真説明　　：(注：写真中に表示したアルファベットは、以下の説明及び写真撮影位置図に表示したアルファベットと一致する。)
Ⓐ原子炉建屋
Ⓑタービン建屋。地下 1 階まで施工しており、その上に保護用仮屋根を設置している。周囲より高さがある中央の部分（写真中「Ⓑ」の表示をした付近）はタービン建屋内に収容されるタービン・主発電機の架台である。



【写真 5】

- ・撮影年月日 : 平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件 : タービン建屋, 原子炉建屋及び仮置き保管中の機器
- ・写真説明 : (注: 写真中に表示したアルファベットは、以下の説明及び写真撮影位置図に表示したアルファベットと一致する。)
 - Ⓐ原子炉建屋
 - Ⓑタービン建屋
 - Ⓗ保護措置を施して仮置き保管中のタービン建屋に搬入する予定の建築機電複合モジュール (写真手前と奥の 2 つのモジュールがある。)



【写真 6】

- ・撮影年月日 : 平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件 : 廃棄物処理建屋、コントロール建屋、サービス建屋及び原子炉建屋（上部）
- ・写真説明 : (注: 写真中に表示したアルファベットは、以下の説明及び写真撮影位置図に表示したアルファベットと一致する。)
 - Ⓐ原子炉建屋
 - Ⓑ廃棄物処理建屋
 - Ⓓコントロール建屋
 - Ⓔサービス建屋



【写真 7】

- ・撮影年月日　：平成 26 年 9 月 8 日
- ・撮影物件　　：原子炉建屋及びサービス建屋
- ・写真説明　　：(注：写真中に表示したアルファベットは、以下の説明及び写真撮影位置図に表示したアルファベットと一致する。)
Ⓐ原子炉建屋
Ⓑサービス建屋