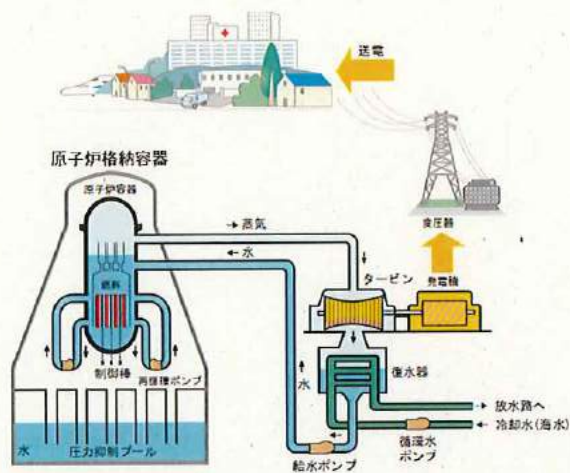


沸騰水型原子炉（BWR）



加圧水型原子炉（PWR）

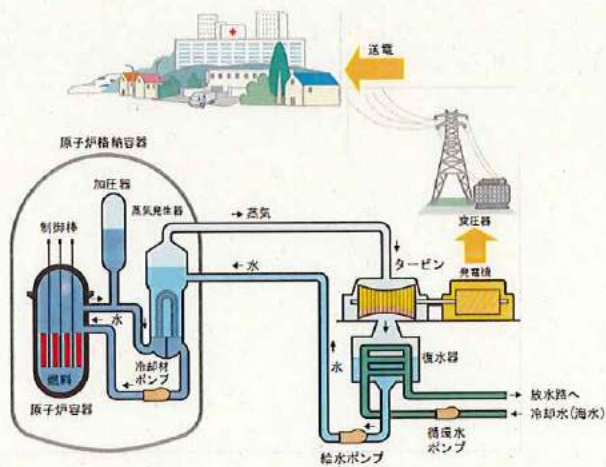


図8 沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）の違い

2 本件発電所の設備の基本構成

加圧水型原子炉（PWR）である本件発電所の主な設備は、燃料から熱エネルギーを取り出すための原子炉、原子炉から取り出した熱エネルギーを二次冷却材に伝達する一次冷却設備、蒸気によってタービンを回転させるための二次冷却設備及び発電し電気を供給するための電気設備に加え、

緊急時の安全性を確保するための工学的安全施設，使用済燃料を保管するための使用済燃料ピット等である（基本構成として，本件３号機の例を末尾別図１に示す。）。

(1) 原子炉

原子炉（別図１の橙色の部分）は，核分裂連鎖反応により発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出す設備である。原子炉内は，一次冷却材である水（軽水）で満たされており，この水を減速材として中性子を減速させることで燃料であるウランを核分裂させるとともに，制御材を用いて核分裂連鎖反応を安定的に制御している（乙ヨ１８（８－３－１頁以下），乙ヨ１１（８－３－１頁以下））。

原子炉は，原子炉容器，核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる燃料集合体及び原子炉内の中性子の数を調整し核分裂を制御する制御材等で構成されている（図９）。

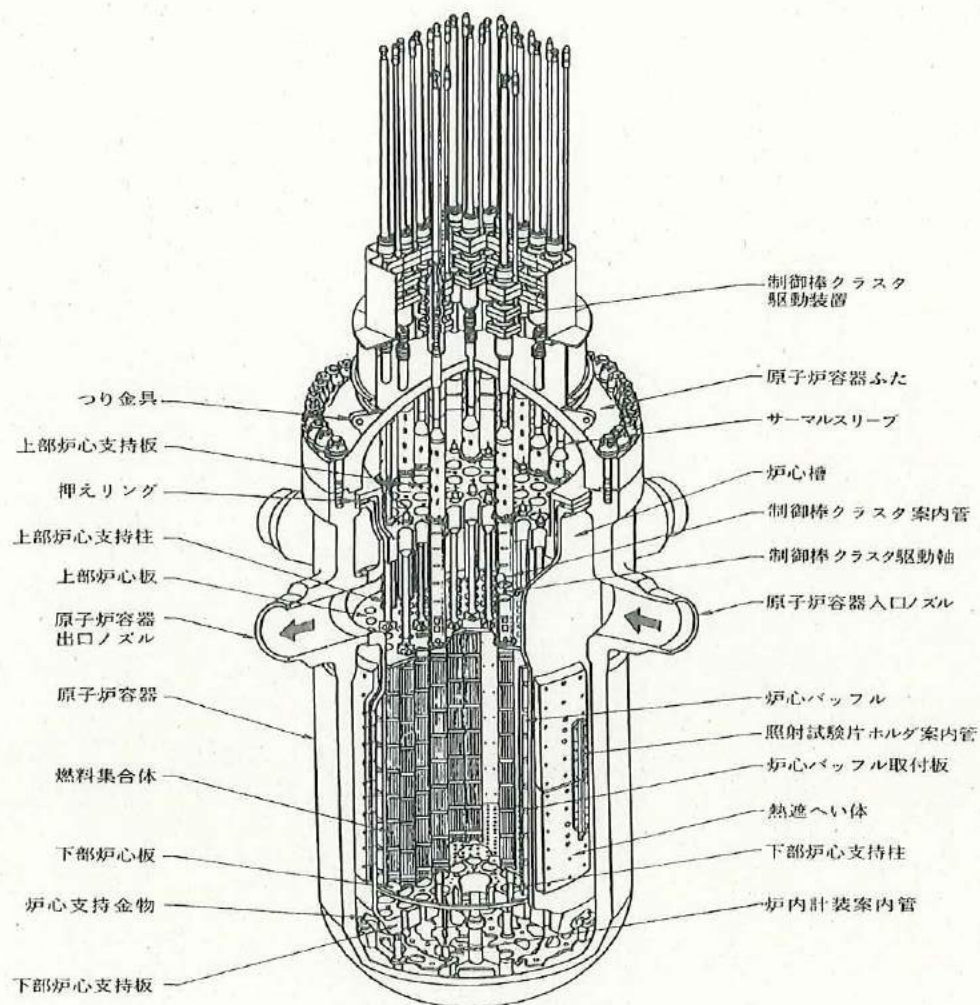


図9 原子炉（本件3号機の例）

ア 原子炉容器

原子炉容器は、燃料集合体等を収納する容器で、低合金鋼を材料とし、胴部の厚さが本件2号機では約17cm、本件3号機では約20cmであり、通常運転時の圧力・温度はもちろん、原子炉内の圧力・温度の異常上昇時にも、また、地震の際に生じる荷重にも十分耐えられる強固な構造となっている。低合金鋼は、鉄に合金元素（マンガン、モリブデン、ニッケル等）を加えた金属材料であり、こうすることで金

属材料の強度が増し、耐食性（腐食作用に耐える性質）も向上する。

また、原子炉容器内面の一次冷却材と接触する部分には、腐食を防ぐためにステンレス鋼¹¹を内張りしている。（乙ヨ 18（8-4-5～8-4-6頁，8-4-20頁），乙ヨ 11（8-3-97頁，8-5-4～8-5-6頁，8-5-183頁，8-5-261頁））

イ 燃料集合体

燃料集合体は、ペレットを燃料被覆管の中に詰めた燃料棒を束ねたものである。

ペレットは、原子力発電の燃料となるウランと酸素との化合物である二酸化ウランの粉末をプレス装置で成型し焼き固めたものを主に用いる¹²。本件発電所で使用しているペレットは、直径及び高さとも約10mmの円柱状のものである。

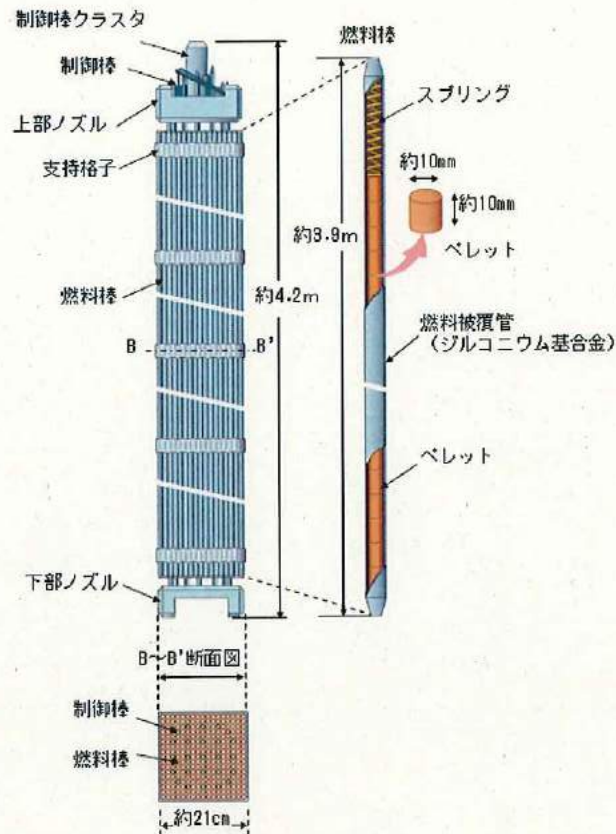
ペレットを、長さ約3.9mのジルコニウム基合金製の管（燃料被覆管）に入れて密封溶接されたものが燃料棒であり、この燃料棒を格子状に束ねたものが燃料集合体である（図10）。

燃料棒は、14行14列（本件2号機）又は17行17列（本件3号機）の正方格子状に束ね、この束である燃料集合体を本件2号機は各121体、本件3号機は157体、それぞれ装荷する仕様となっている。（乙ヨ 18（8-3-1頁，8-3-7～8-3-8頁，8-3-68～8-3-71頁），乙ヨ 11（8-3-1頁，8-3-8

¹¹ ステンレス鋼とは、耐食性を向上させる目的で、鉄に、クロム又はクロム及びニッケルを含有させた金属材料をいう。一般には、クロム含有量が約11%以上の鋼をステンレス鋼という。

¹² 本件3号機においては、二酸化ウランと二酸化プルトニウムの混合物質であるウラン・プルトニウム混合酸化物（Mixed Oxide）を用いた燃料も使用しており、この燃料をMOX燃料という。海外では、約40年以上にわたり、57基の原子力発電所で約6000体のMOX燃料が使用された実績がある。

頁及び 8-3-74～8-3-80 頁))



((一財) 日本原子力文化財団「原子力・エネルギー図面集」に一部加筆)

図 1 0 燃料集合体 (本件 3 号機の例)

ウ 制御材

上記 1 (1) のとおり、原子炉において核分裂を安定的に持続させ制御していくためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、制御材は、この調整に用いるものである。本件発電所では、制御材として、ホウ素、制御棒等を用いている。

(ア) ホウ素

ホウ素は、中性子を吸収しやすい性質があるため、一次冷却材に添加し、一次冷却材のホウ素濃度を調整することによって、原子炉

内の中性子の数を調整し、核分裂の連鎖を安定した状態に制御する。一次冷却材のホウ素の濃度の調整は、平常運転時においては化学体積制御設備¹³で行っており、ホウ酸タンク等を用いて濃度を調整したホウ酸水を充てんポンプによって一次冷却設備に注入するなどして行う。(乙ヨ18(8-3-23頁, 8-6-1~8-6-8頁, 8-6-32~8-6-38頁, 8-7-19~8-7-20頁), 乙ヨ11(8-3-44~45頁, 8-5-131~8-5-141頁, 8-5-230~8-5-237頁))

一次冷却材のホウ素濃度は、燃料集合体の取替直後は原子炉内のウラン235の濃度が高く核分裂が発生しやすい状況にあることから、核分裂を抑えるために高めに調整している。また、燃料集合体の取替後、ウラン235が核分裂するにつれて、徐々に原子炉内のウラン235の濃度が低くなって核分裂が発生しにくくなっていくことから、これに合わせてホウ素濃度を徐々に下げ、原子炉内のウラン235の濃度に関わらず原子炉の出力が一定になるよう制御している。ホウ素を用いた制御は、主にこのような比較的ゆっくりした反応度¹⁴変化に対する制御に用いている。

(イ) 制御棒

制御棒は、中性子を吸収しやすい性質をもつ銀・インジウム・カドミウム合金を用いたものであり、本件発電所では、燃料集合体の

¹³ 化学体積制御設備とは、体積制御タンク、充てんポンプ、ホウ酸タンク、ホウ酸ポンプ等の設備から構成され、一次冷却材中のホウ素濃度の調整のほか、一次冷却材設備(後述)の一次冷却材保有量の調整、一次冷却材中の水質維持等の機能を持つ。

¹⁴ 反応度とは、原子炉が臨界状態からずれている程度を表す数値。臨界状態に近いほど反応度は0に近い数字となる。

上部から挿入できるよう組み込まれており、制御棒の先端（下端）は、常に燃料集合体の中に入った状態となっている。また、1つの燃料集合体に挿入される制御棒の全ては上部で束ねられており、これを制御棒クラスタと呼ぶ。この制御棒クラスタを制御棒クラスタ駆動装置によって保持するとともに、原子炉内で上下に駆動させることで、原子炉内の中性子の数を調整し、核分裂の連鎖を安定した状態に制御する。通常運転時には、ほぼ全ての制御棒が引き抜かれた状態で原子炉内の核分裂反応は安定しているが、タービン出力が変化するなど急な原子炉出力調整の必要が生じた際には自動で上下駆動し原子炉出力を安定的に制御する。（図11）

また、緊急時には、制御棒クラスタが自動的に炉内に挿入され、原子炉を停止する。この際は、原子炉トリップ遮断器¹⁵が開放され（つまり、制御棒クラスタ駆動装置への電源が遮断され）、制御棒クラスタを保持する力がなくなることにより、制御棒クラスタが自重で落下する仕組みとなっている。このように緊急に制御棒を炉心に挿入し核反応を停止させることを、原子炉トリップという。

（乙ヨ18（8-3-23～8-3-27頁，8-3-73頁，8-3-75頁，8-7-28～8-7-35頁，8-7-47頁），乙ヨ11（8-3-27頁，8-3-29～33頁，8-3-81頁，8-6-133頁，10-1-8～10-1-10頁））

¹⁵ 原子炉トリップ遮断器は、制御棒クラスタ駆動装置と電源を接続又は切断するための設備である。

〈制御棒クラスタ〉



〈制御棒クラスタ駆動装置〉

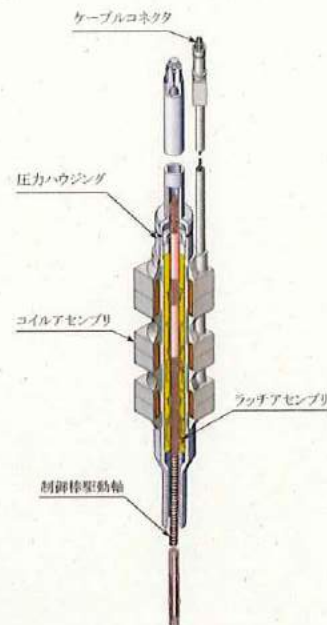


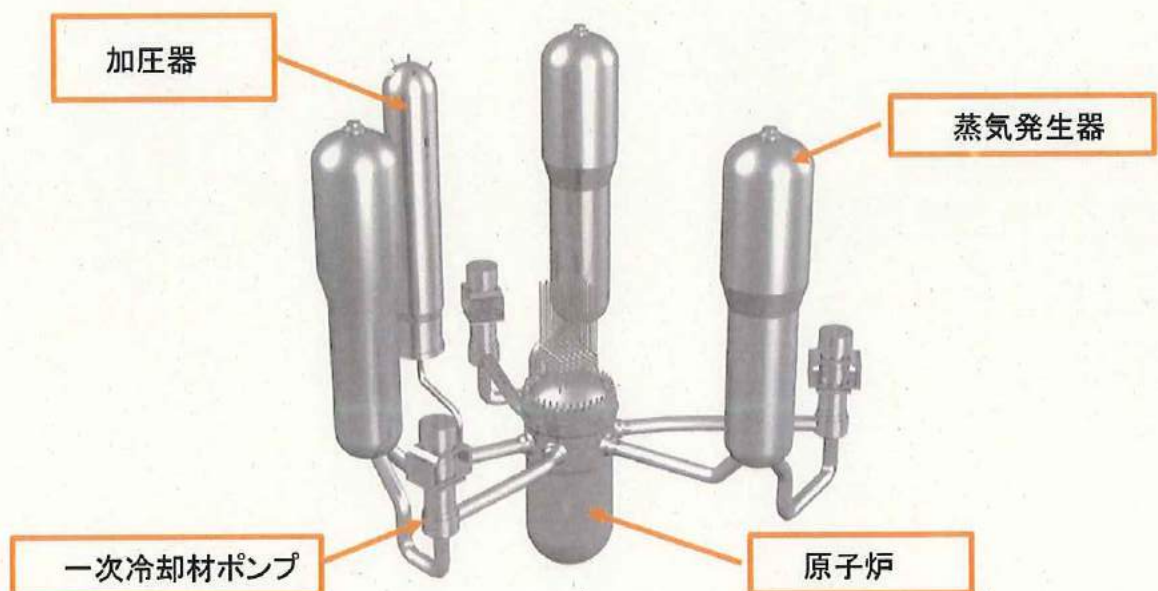
図 1 1 制御棒クラスタと制御棒クラスタ駆動装置

(2) 一次冷却設備

一次冷却設備（別図 1 の青色の系統の設備）は、原子炉内で核分裂によって生じた熱エネルギーによって高温となった一次冷却材を蒸気発生器に送り、蒸気発生器内において一次冷却材の熱エネルギーを二次冷却材に伝え、二次冷却材に熱エネルギーを伝えて低温になった一次冷却材を、再び原子炉に戻し循環させる機能をもつ。

一次冷却設備は、主に加圧器、蒸気発生器及び一次冷却材ポンプから構成されており、原子炉及びこれらの設備は、一次冷却材管によって接

続され循環回路を形成している。この回路を本件 2 号機は 2 組、本件 3 号機は 3 組有している(ただし、加圧器は各号機にそれぞれ 1 つを設置)。このような一次冷却設備による循環回路は、放射性物質を閉じ込めるために全体として一つの障壁を形成しており、この障壁となる範囲のことを原子炉冷却材圧力バウンダリと呼称している(図 1 2)。(乙ヨ 1 8 (8-4-1~8-4-5 頁), 乙ヨ 1 1 (8-5-1~8-5-4 頁, 8-5-259~260 頁, 8-5-266~8-5-267 頁))



(三菱重工業(株)ホームページより)

図 1 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ(本件 3 号機の例)

ア 加圧器

加圧器は、原子炉で高温になった一次冷却材が沸騰しないように高い圧力をかけ、かつ、一次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変動を緩和し、一次冷却材の圧力を一定に維持する機能を有する。加圧器に

よる加圧は、その底部に設置した電熱ヒータで加圧器内部の水を加熱することによって行う。また、加圧器には、加圧器スプレイ並びに加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設けている。加圧器スプレイは、負荷変動に伴う圧力上昇に対して低温側配管から水を取り入れて加圧器内にスプレイすることによって加圧器内部の蒸気を凝縮させて圧力を下げる働きをする。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、加圧器スプレイの制御範囲を超える圧力上昇があった場合に作動し、一次冷却材の圧力が過度に上昇することを防止する。加圧器は低合金鋼製で、内面はステンレス鋼を内張りしている。（乙ヨ 18（8-4-10～8-4-12 頁，8-4-23 頁），乙ヨ 11（8-5-16 頁，8-5-186 頁，8-5-265 頁））

イ 蒸気発生器

蒸気発生器は、一次冷却材の熱エネルギーを二次冷却材に伝えるための装置であり、熱交換器の役割を果たす。具体的には、蒸気発生器の内部にある約 3380 本の逆 U 字型をした伝熱管（外径約 22 mm，厚さ約 1.3 mm）の内部を高温の一次冷却材が通ることで、伝熱管の外側の二次冷却材に熱エネルギーを伝えて、蒸気を発生させる仕組みとなっている（図 13）。

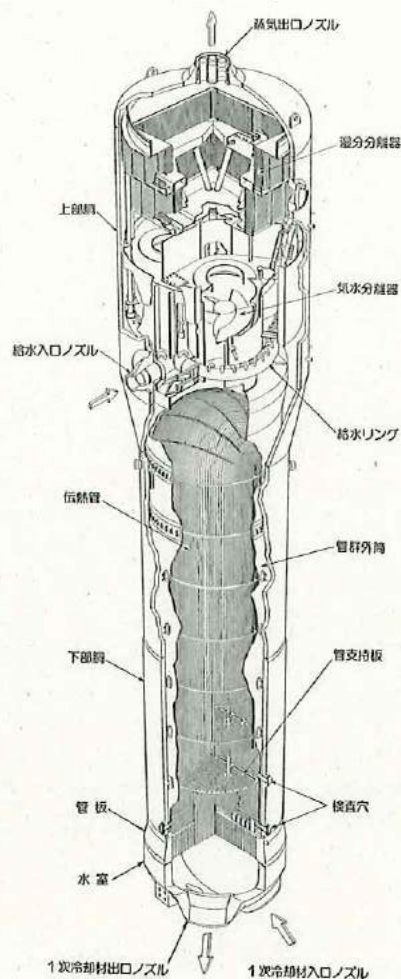


図 1.3 蒸気発生器（本件 3 号機の例）

蒸気発生器の材料としては、本体には低合金鋼を、伝熱管には特殊熱処理された 690 系ニッケル基合金を用いているが、この合金は、優れた耐食性を有している。また、伝熱管が逆 U 字型に曲がっている部分には、振動及び摩耗を防止するために、伝熱管と伝熱管の間に、振止め金具を設置している。

（乙ヨ 18（8-4-6～8-4-9 頁，8-4-21 頁），乙ヨ 11（8-5-6～8-5-8 頁，8-5-184 頁，8-5-262

～ 8 - 5 - 2 6 3 頁))

ウ 一次冷却材ポンプ

一次冷却材ポンプは、蒸気発生器を出た一次冷却材を原子炉容器に戻して循環させるための電動ポンプであり、炉心で発熱している燃料棒から熱を取り出すのに必要な一次冷却材流量を確保できる容量を有している(乙ヨ 1 8 (8 - 4 - 9 ~ 8 - 4 - 1 0 頁, 8 - 4 - 2 2 頁), 乙ヨ 1 1 (8 - 5 - 1 6 頁, 8 - 5 - 1 8 5 頁))。

(3) 二次冷却設備

二次冷却設備(別図 1 の赤色の系統の設備)は、蒸気発生器内で熱交換を行って一次冷却材を除熱するとともに蒸気となった二次冷却材をタービンに送り、発電した後の蒸気を水に変えた後で、再び蒸気発生器に戻すための設備であり、主蒸気逃がし弁、タービン、復水器、主給水ポンプ、補助給水設備等から構成されている。なお、二次冷却材は、放射性物質を含む一次冷却材とは隔離されているため、放射性物質を含んでいない。

ア 主蒸気逃がし弁

主蒸気逃がし弁は、二次冷却設備の系統の圧力が上昇した場合に、主蒸気を大気中に放出してその流量を制御することによって、余剰となった原子炉の発生熱を除去するための設備である(乙ヨ 1 8 (8 - 9 - 2 頁, 8 - 9 - 1 8 頁), 乙ヨ 1 1 (8 - 5 - 1 6 5 頁及び 8 - 5 - 2 4 8 頁))。

イ タービン

タービンは、蒸気発生器で発生した蒸気によって高速回転する羽根車であり、蒸気の持つエネルギーを機械的動力に変換し、この変換し

た力を後記(4)アの発電機に伝える装置である（乙ヨ18（8-9-6～8-9-7頁，8-9-19頁），乙ヨ11（8-5-166～8-5-167頁，8-5-249頁））。

ウ 復水器

復水器は，タービンで使用した蒸気を海水との熱交換によって冷却凝縮し，水に戻すための装置である（乙ヨ18（8-9-11頁，8-9-23頁），乙ヨ11（8-5-171～8-5-172頁，8-5-251頁））。

エ 主給水ポンプ

主給水ポンプは，復水器で蒸気から水に戻された二次冷却材を蒸気発生器へ戻すための装置である（乙ヨ18（8-9-13頁，8-9-26頁），乙ヨ11（8-5-174頁，8-5-254頁））。

オ 補助給水設備

原子炉が停止した後にも，核分裂生成物の崩壊により発生する熱（崩壊熱）等があるため，これらの残留熱を除去する冷却手段を確保する必要がある。通常は，主給水ポンプを用いた二次冷却材の循環により，蒸気発生器への二次冷却材の給水を継続して，原子炉の残留熱を一次冷却材から蒸気発生器を通じて二次冷却材へ伝えることなどで残留熱を除去する。主給水ポンプが使えない場合などに，蒸気発生器に給水して，原子炉の冷却を可能とする設備が補助給水設備である。

補助給水設備には，電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプとがある。電動補助給水ポンプは，外部電源が失われた場合でも，非常用ディーゼル発電機により稼働させることが可能であり，また，タービン動補助給水ポンプは，蒸気発生器で発生する蒸気で稼働する

ため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電力供給が失われた場合にも稼働させることが可能である（図14）。（乙ヨ18（8-9-14頁，8-9-26～8-9-27頁），乙ヨ11（8-5-161頁，8-5-163頁，8-5-175～8-5-176頁，8-5-241～8-5-242頁，8-5-255頁））

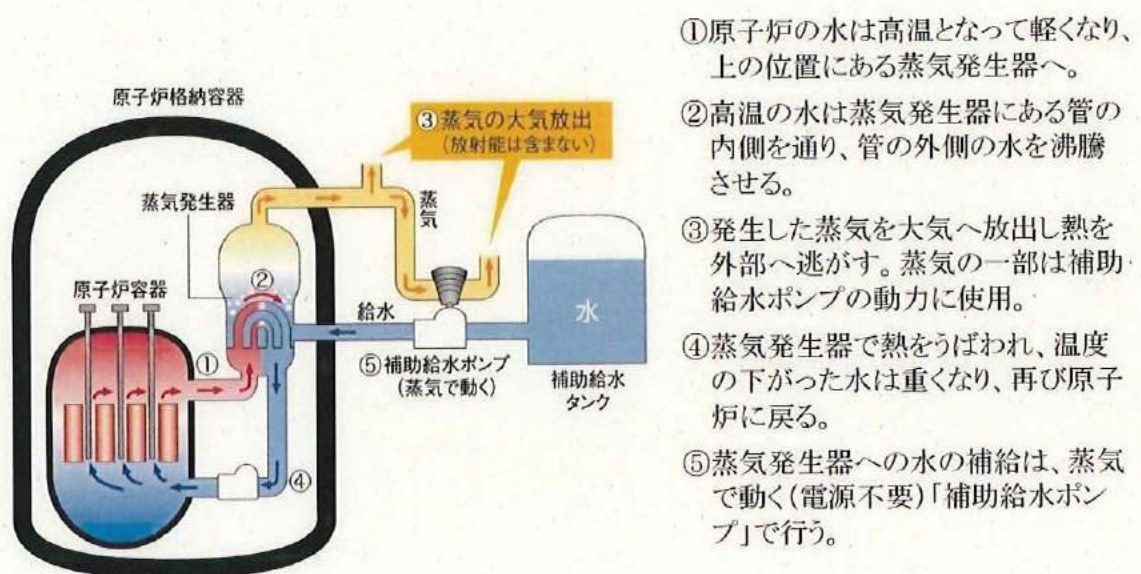


図14 タービン動補助給水ポンプを用いた炉心冷却の仕組み

(4) 電気設備

タービンの回転によって発電機において電気が発生し、発生した電気は送電線に送られ、送配電網を通じて各需要家に供給される。

また、本件発電所内の機器を運転するのに必要な電気は、通常運転時においては発電機から変圧器を通じて供給するが、発電機の起動時及び停止中には、外部電源から供給を受ける。

また、発電機が停止し、かつ、外部電源が喪失した場合に備えて、非

常用ディーゼル発電機が設けられている。さらに、原子炉の温度、圧力等を監視・制御するために必要な機器については、発電機、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電気の供給が喪失した場合に備え、直流電源設備を設けている。

ア 発電機

発電機は、二次冷却設備のタービンに同軸で直結され、タービンが回転するエネルギーをもとに電気を発生させる設備である。発生した電気は、需要家への供給に加えて、本件発電所内の機器に供給される。

(乙ヨ18(8-8-4頁, 8-8-15頁), 乙ヨ11(8-10-38~8-10-39頁))

イ 外部電源

外部電源は、本件発電所の外部で発電した電気を本件発電所に供給するための設備であり、発電機の停止中に本件発電所内の機器を運転するのに必要な電気の供給源である。本件2号機においては、大洲変電所からの2ルート4回線、八幡浜変電所からの1ルート1回線の送電線によって、本件3号機においては、川内変電所からの1ルート2回線、大洲変電所からの2ルート4回線(本件2号機と共通)の送電線によってそれぞれ供給を受けることができる。また、それぞれ亀浦変電所からの配電線によって供給を受けることもできる(図15)。

(乙ヨ18(8-8-1~8-8-3頁, 8-8-13頁), 乙ヨ11(8-10-33~8-10-38頁), 乙ヨ12(5頁), 乙ヨ14(図表-48頁))

さらに、本件発電所においては、各号機をケーブルで接続して相互に電力を融通できるようにしており、これにより、例えば、八幡浜変

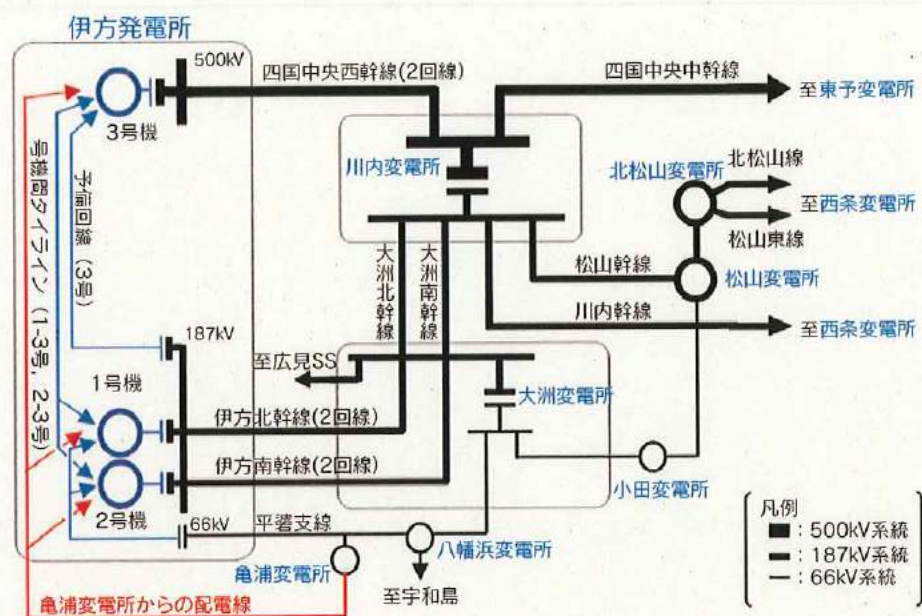


図 15 本件発電所の外部電源系統図

ウ 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機は、発電機が停止しかつ外部電源が喪失した場合に、発電所の安全を確保するために必要な設備を起動するための設備である。本件発電所では、1台で必要な容量を有する非常用ディーゼル発電機を各号機に2台ずつ各々建屋内の別の部屋に備えており、本件3号機においては、2台それぞれが7日間にわたって必要な電力を供給することができるだけの燃料を備蓄している。また、各号機間の相互融通により、例えば、本件3号機の非常用ディーゼル発電機が2台とも使えない場合に本件2号機の非常用ディーゼル発電機を

本件3号機の電源として使用することもできる。(乙ヨ18(8-8-6~8-8-8頁, 8-8-20頁), 乙ヨ11(8-10-1頁, 8-10-5~8-10-9頁及び8-10-135~136頁), 乙ヨ14(110頁), 乙ヨ13(382頁))

エ 直流電源設備

直流電源設備は, 各号機に2組のそれぞれ独立した蓄電池, 充電器, 直流コントロールセンタ等で構成する。外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの交流電源を全て喪失した場合であっても, 直流電源設備によって, 原子炉の温度, 圧力等を監視・制御するために必要な機器に電気を供給することができる。(乙ヨ18(8-8-8~8-8-9頁, 8-8-21頁), 乙ヨ11(8-10-9~8-10-10頁, 8-10-137~8-10-138頁))

(5) 工学的安全施設

ア 原子炉格納施設

放射性物質を閉じ込める施設として, 原子炉格納容器及びコンクリート遮へい壁を設けている。

原子炉格納容器(末尾別図1の黒太線部分)は, 原子炉, 一次冷却設備等を囲っている気密性の極めて高い密封容器で, 炭素鋼を材料としている。その内容量は, 本件2号機ではそれぞれ約4万200 m³, 本件3号機では約6万7400 m³であり, 胴部の厚さは本件2号機では約3.5 cm, 本件3号機では約4.5 cmである。原子炉格納容器は, 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損により一次冷却材

喪失事故（L O C A¹⁶）等が発生した場合に圧力障壁となり，放射性物質の放出に対する障壁となる。

また，コンクリート遮へい壁は，原子炉格納容器のさらに外側をコンクリートで囲んでおり，胴部の厚さ（最大）は，本件2号機では約90 cm，本件3号機では約140 cmである。

原子炉格納容器とコンクリート遮へい壁の間には密閉された円環状空間であるアニュラス部を設け，二重格納の機能を持たせている（図16）。

（以上，乙ヨ18（8-5-10～8-5-15頁，8-5-24～8-5-25頁），乙ヨ11（8-9-1～8-9-8頁，8-9-142頁，8-9-191頁））

¹⁶ L O C Aとは loss-of-coolant accident（冷却材喪失事故）の略。

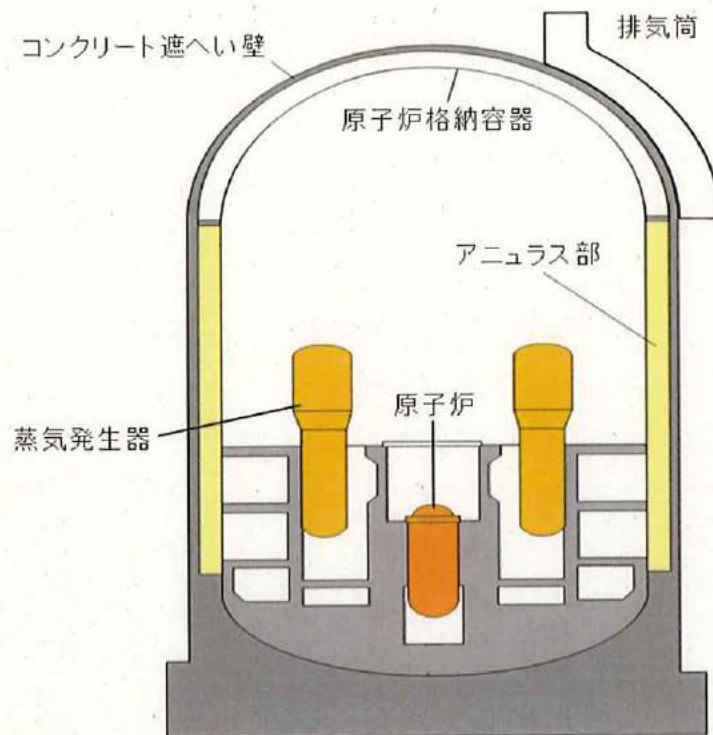


図 1 6 原子炉格納施設

イ 非常用炉心冷却設備（ECCS^{17）}

非常用炉心冷却設備（ECCS。次項原子炉格納容器スプレイ設備と併せて別図 1 の紫色の系統の設備）は、仮に L O C A 等が発生して一次冷却材が減少し原子炉を冷却する機能が低下した場合であっても、原子炉にホウ酸水を注入することで、燃料の重大な損傷を防止するための設備である。ECCS には、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系があり、それぞれ複数の系統を設けている（図 1 7）。

蓄圧注入系は、L O C A 等が発生し、一次冷却系の圧力が低下すると、自動的に、ホウ酸水を原子炉容器内に注入する。ホウ酸水は蓄圧

¹⁷ ECCS とは、Emergency Core Cooling System の略。

タンク内に封入した窒素ガスの圧力によって注入されるため、外部電源等の駆動源は必要としない。

高圧注入系及び低圧注入系は、電動ポンプにより、ホウ酸水を原子炉容器内に注入する。高圧注入系で用いるポンプは高圧注入ポンプ、低圧注入系で用いるポンプは余熱除去ポンプ¹⁸であり、系統ごとに1台ずつ設置されている。

(以上、乙ヨ18 (8-5-3~8-5-10頁, 8-5-22~8-5-23頁), 乙ヨ11 (8-5-28~8-5-35頁, 8-5-195~8-5-196頁))

ウ 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備 (前項ECCSと併せて別図1の紫色の系統の設備) は、格納容器スプレイポンプ、スプレイリング等で構成されている。LOCA等が発生した場合に、核分裂により生成された放射性ヨウ素を吸収しやすくなる薬剤を添加しながら原子炉格納容器内にホウ酸水を噴霧することで、原子炉格納容器内の水蒸気を凝固させて圧力上昇を抑えるとともに、原子炉格納容器内に浮遊する放射性ヨウ素等を除去する機能を持つ (図17)。(乙ヨ18 (8-5-16~8-5-19頁, 8-5-26頁), 乙ヨ11 (8-9-11~8-9-16頁, 8-9-159~8-9-160頁))

¹⁸ 低圧注入系は、通常の原子炉停止時において原子炉の崩壊熱等を除去し一次冷却材の温度を下げる機能も有しており、余熱除去系の役割の一部を担う。

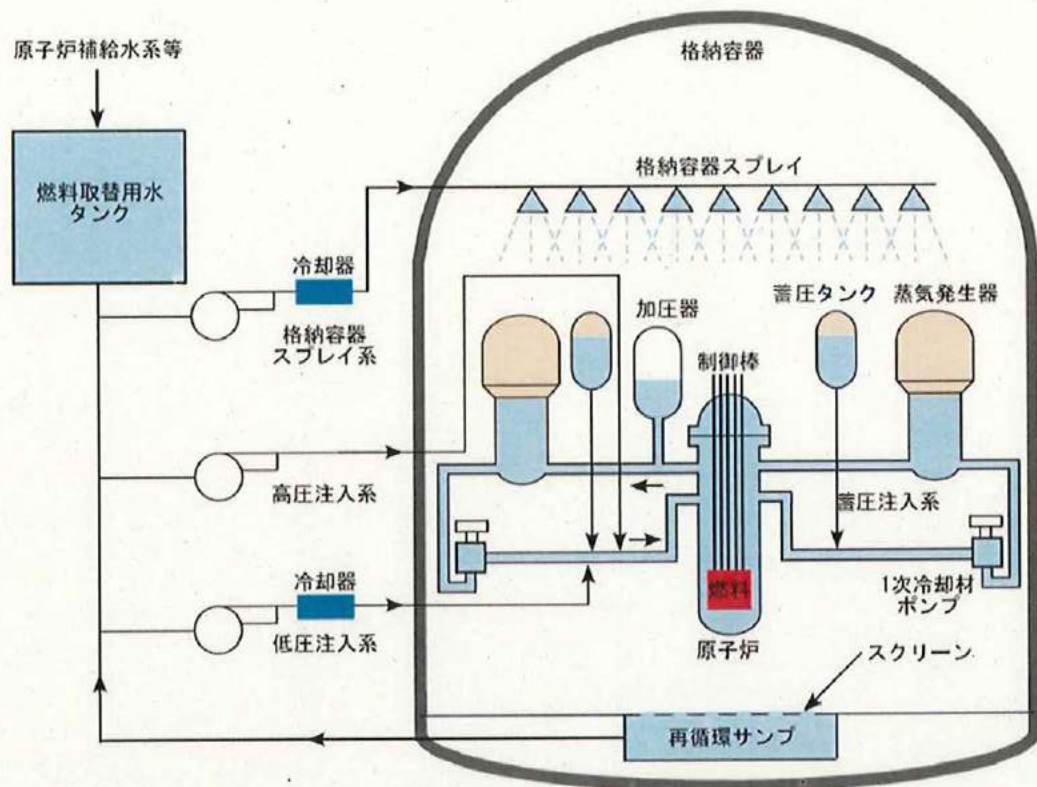


図17 ECCS・格納容器スプレイの仕組み¹⁹

エ アニュラス空気再循環設備

アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等で構成されている。LOCA等が発生した場合に、アニュラス部を負圧²⁰に保ちながら、原子炉格納容器からアニ

¹⁹ LOCAの発生により系外に漏えいした一次冷却材（ECCSにより注入したホウ酸水を含む。）及び格納容器スプレイによりスプレイされた水は、原子炉格納容器下部の再循環サンプに溜まるように設計されている。ECCSや格納容器スプレイの水源である燃料取替用水タンクの水位が低くなると、再循環サンプをECCS及び格納容器スプレイの水源として利用することで、原子炉への注水及び原子炉格納容器内へのホウ酸水の噴霧を継続できる。

²⁰ 負圧とは、一般に、容器内の内部の圧力が外部（大気圧）よりも低い状態をいう。放射性物質は、他の一般的な物質同様、圧力が高い方から低い方へ流れるため、本件発電所においては、アニュラス部を負圧に保つことで、LOCA時等に原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質が直接外部に漏えいすることを防止する。

ュラス部に漏えいした空気を浄化しながら再循環し、この空気に含まれる放射性物質の外部への放出を抑制する。アニュラス排気フィルタユニットは、ヨウ素除去効率95%以上、粒子除去効率99%以上の性能を持っている。（乙ヨ18（8-5-19～8-5-20頁，8-5-27頁），乙ヨ11（8-9-17～8-9-20頁及び8-9-176～8-9-177頁））

(6) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピットは、原子炉から取り出された使用済燃料を貯蔵する設備である。本件2号機においては原子炉補助建屋内に、本件3号機においては燃料取扱棟内に設置されており、壁面及び底部を鉄筋コンクリート造とし、その内面にステンレス鋼板を内張り（ライニング）した強固な構造物である。

使用済燃料ピットは、通常、水位約12mのホウ酸水で満たされており、使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために冷却設備により継続的に冷却され、水温約40℃以下に保たれている。使用済燃料ピット内では、長さ約4mの使用済燃料を燃料ラックに垂直に立てた状態で収納しており、使用済燃料の上端から水面までの水位は約8mと、使用済燃料からの放射線を遮へいするのに十分な水深が確保されている（図18）。そして、使用済燃料ピットの水位等は常時監視されており、蒸発等によって失われる使用済燃料ピット水を補給するための設備を備えている。

ちなみに、使用済燃料ピットは、その水面の高さが構内道路と同程度であることに加え、構内道路に近接した場所に配置されているため、車両や要員のアクセス性は非常に高く、外部からの注水も容易である（図

19)。

(以上, 乙ヨ18 (8-6-16~8-6-20頁, 8-6-22~8-6-25頁, 8-6-42~8-6-44頁), 乙ヨ11 (8-4-1~4頁, 8-4-7~8-4-8頁, 8-4-12~8-4-14頁, 8-4-19~8-4-35頁及び8-4-38~46頁))

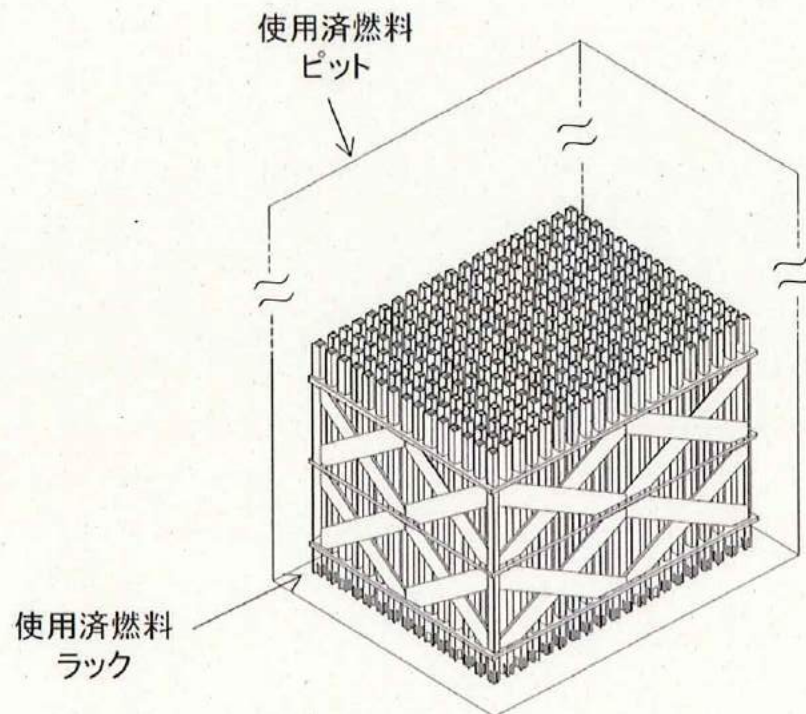


図18 使用済燃料ピット内での保管状態

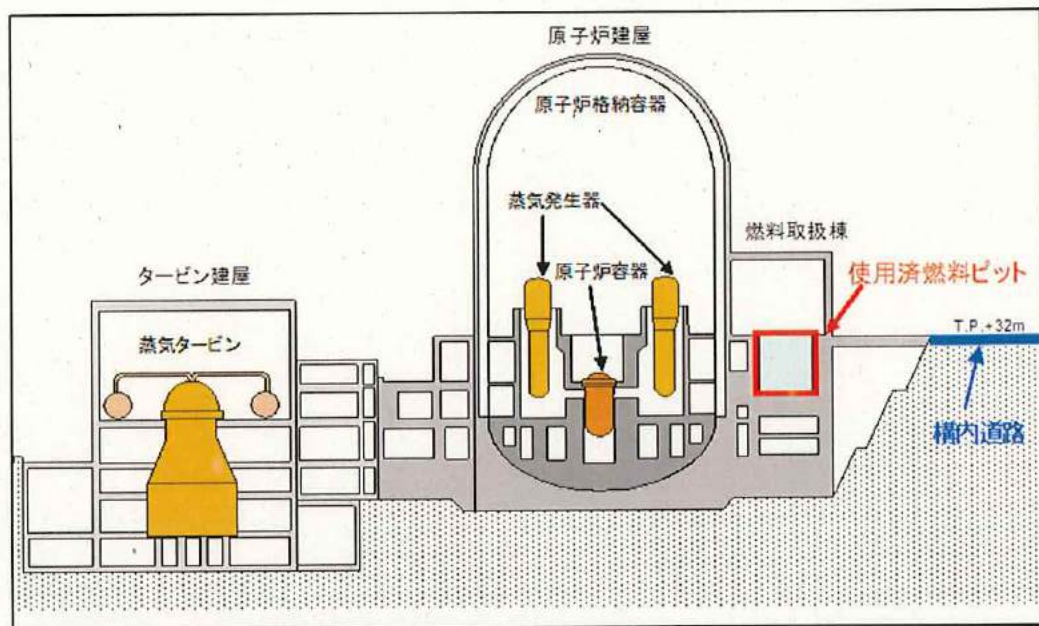


図 1 9 使用済燃料ピットの位置（本件 3 号機の例）

第 6 安全確保の考え方について

原子力発電所は、核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行うため、運転に伴って必然的に放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保とは、この放射性物質の持つ危険性を顕在化させないことである。このため、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性物質は、ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリート遮へい壁の五重の障壁により発電所内に閉じ込める（図 2 0）。すなわち、原子力発電所の安全確保とは、放射性物質による周辺公衆への影響を防止する観点から、多重の障壁により放射性物質を閉じ込め、平常運転時における放射性物質の放出を極力低く抑えるとともに、異常が発生した場合においても、放射性物質を障壁内に確実に閉じ込めることにより、放射性物質を環境中へ大量に放出する事態を防止することである。

被告は、本件発電所の安全性を確保するため、次のとおり、安全確保対

策を講じている。

① 原子力発電所を設置するにあたっては、建設する地点及びその周辺の自然的立地条件、すなわち、地盤、地震、津波等の影響を考慮した上で、これらが、原子力発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。このため、被告は、本件発電所を建設する地点及びその周辺の自然的立地条件について、詳細な調査を行い、その特性を十分に把握した上で、自然的立地条件に対する安全性が確保できるよう十分に余裕を持った設計及び建設を行った。そして、本件発電所の建設以降も最新の知見、調査結果等を前提としても十分な安全性を有していることを確認している（後記第7）。

② 原子力発電所においては、平常運転時に極めて微量の放射性物質を環境中へ放出することが避けられない。このため、被告は、本件発電所の平常運転時に放出される放射性物質のもつ危険性が顕在化することのないよう、すなわち、平常運転時に放出される放射性物質によって周辺公衆の生命、身体が害されることのないよう、放出する放射性物質を可能な限り低減するための対策を講じるとともに、放出する放射性物質の量を厳格に管理し、周辺環境への影響を監視するなどの対策を講じている（後記第8）。

③ また、被告は、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な機能を有する設備を用いて事故防止に係る安全確保対策を講ずることにより、異常発生時においても上記の五重の障壁をもって放射性物質を発電所内に閉じ込め、放射性物質を環境へ大量に放出する事態を防止している（後記第9）。

(以上、乙ヨ18(8-1-1~8-1-3頁, 8-1-12~8-1-14頁), 乙ヨ11(8-1-1~8-1-3頁, 8-1-14~8-1-15頁))

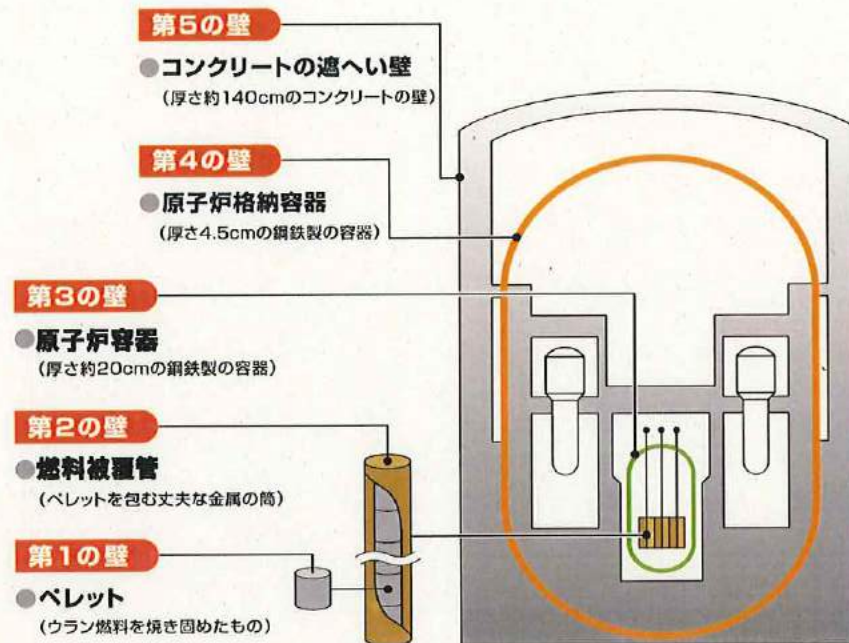


図20 放射性物質を閉じ込めるための五重の障壁(本件3号機の例)

第7 自然的立地条件に係る安全性について

原子力発電所を建設するにあたっては、建設する地点及びその周辺の自然的立地条件、すなわち、地盤、地震、津波等の影響を考慮した上で、これらが原子力発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。自然的立地条件が原子力発電所に与える影響は、当然、それぞれの発電所を建設する地点によって異なることから、その影響を考慮するにあたっては、それぞれの地点の自然的立地条件に係る特性を十分に把握する必要がある。

被告は、本件発電所を建設する地点の特性を十分に踏まえ、本件発電所

を建設する地点の自然的立地条件が本件発電所の安全性に影響を与えないことを確認するか、又は影響が考えられる場合には、その影響を考慮した上で設計及び建設を行った。そして、本件発電所の建設以降も最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提としても本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしている。

以下では、自然的立地条件のうち、本件発電所への影響が比較的大きいと考えられる地盤、地震及び津波に対する安全性の確保について述べる。

1 地盤に係る安全性

原子力発電所において、安全上重要な施設を支持する地盤が、十分な強度を有していなかったり、地震動の影響などで大きく変形（地盤の撓み、傾斜等）したり、変位（地盤のずれ）が生じたりすれば、建屋及びその内部の機器等が損傷し、安全上重要な設備の機能が失われる可能性がある。このため、原子力発電所の建設にあたっては、敷地及びその周辺地域の地形、地質等について詳細な調査を行い、当該立地地点の地盤に係る安全性を確保しておく必要がある。

そして、被告は、本件発電所の建設時に、地形、地質等に関する詳細な調査を実施し、本件発電所の敷地が原子力発電所の立地地点として適地であることを確認して以降も、新たな知見の収集に努め、適宜、より精度の高い情報を基に本件発電所の地盤に係る安全性を確保している。すなわち、本件発電所の敷地及び周辺地域において、地質、地盤に係る詳細な調査を実施し、本件発電所の敷地周辺地域の地質環境が基礎地盤の安定性を損なうものではないこと（下記(1)）、敷地の地盤において本件発電所の安全上重要な設備に損傷を与えるような変位等が生じないこと（下記(2)）、基礎

地盤が安全上重要な施設を設置するのに十分な地耐力²¹を有すること（下記(3)）を確認し、さらには、周辺斜面の地すべり等によって本件発電所の安全性が損なわれないことを確認している（下記(4)）。以下、具体的な内容について述べる。

(1) 敷地周辺地域の地質環境が基礎地盤の安定性を損なうものではないことについて

被告は、本件発電所の敷地周辺地域の地質及び地質構造を把握するため、陸域において、既往文献調査、地形調査、地表地質調査、地球物理学的調査²²等を、海域において、既往文献調査、海底地形調査、海上音波探査、地球物理学的調査等を実施した（乙ヨ11（6-3-1～6-3-7頁））。

そして、被告は、これらの調査結果から、本件発電所の敷地周辺地域の地質環境が基礎地盤の安定性を損なうものではないことを確認した。

ア 陸域の地質が安定していること

本件発電所は、四国の西端に突出した佐田岬半島の付け根付近に位置し、瀬戸内海の伊予灘に面している。

²¹ 地耐力とは、荷重の作用に対する地盤の抵抗力の総称であり、支持力、せん断抵抗力及び変形に対する抵抗力に分かれる。

岩盤に荷重を加えていくと最終的には岩盤は破壊するが、支持力とは、岩盤破壊時における最大荷重をいい、岩盤の強度を示している。

岩盤上に設置された構造物は、地震時の揺れによって、岩盤との接触面で岩盤を破壊して横方向に滑り出そうとするが、構造物のこのような現象に対して、構造物を支える岩盤は、岩盤自身のもっている強度により抵抗しようとする。この抵抗力がせん断抵抗力である。せん断抵抗力は、すべり抵抗力とも呼ばれる。

基礎岩盤は、構造物からの荷重等により、変形（沈下）するが、この変形（沈下）の度合いを変形に対する抵抗力という。

²² 地球に関連する自然現象を物理学的な手法により調査するものであり、重力探査（重力を測定し、その測定結果から地下構造を推定する調査）、地表弾性波探査（地盤を伝播する弾性波（地震波）が地層境界を通過する時の反射、屈折等から地質構造を把握する調査）等が含まれる。

本件発電所の敷地周辺地域の陸域は、中央構造線によって北側の西南日本内帯と南側の西南日本外帯に分けられる。敷地周辺の西南日本内帯は領家帯に属し、高温高压型の変成作用を受けた領家変成岩類、領家花こう岩類等が分布する。敷地周辺の西南日本外帯の地質は、三波川帯²³、秩父累帯及び四万十帯に分けられる。本件発電所敷地は、西南日本外帯に位置しており、中央構造線を北限とする三波川帯に属する（図21）。

中央構造線は、敷地周辺で最も重要な断層であり、四国中東部から松山平野南縁を東西に通過して伊予市双海町上灘付近で伊予灘に入る。北側の和泉層群と南側の三波川変成岩類とを境する地質境界としての中央構造線と活断層としての中央構造線とは区別されるが、詳しくは後記2(3)イ(ア)dにおいて述べる（以下、両者を区別して、活断層としての中央構造線を指す場合は「中央構造線断層帯」といい、地質境界としての中央構造線を指す場合は、「地質境界としての中央構造線」というようにその旨を明記する。また、両者を総称する場合には、「中央構造線」という。）。(乙ヨ11(6-3-19~6-3-21頁))

²³ 関東山地にはじまり、西南日本の中央構造線の外側に接して、中部地方の天竜川地域から紀伊半島及び四国を経て九州佐賀関半島まで延長約700キロメートル余にわたって分布する結晶片岩（変成岩）地域をいう。変成岩とは、堆積岩、火成岩及び変成岩に分類される岩石のうちで、高い温度及び圧力によって、元の岩石とは異なった鉱物へと変成してできた岩石のことをいう。

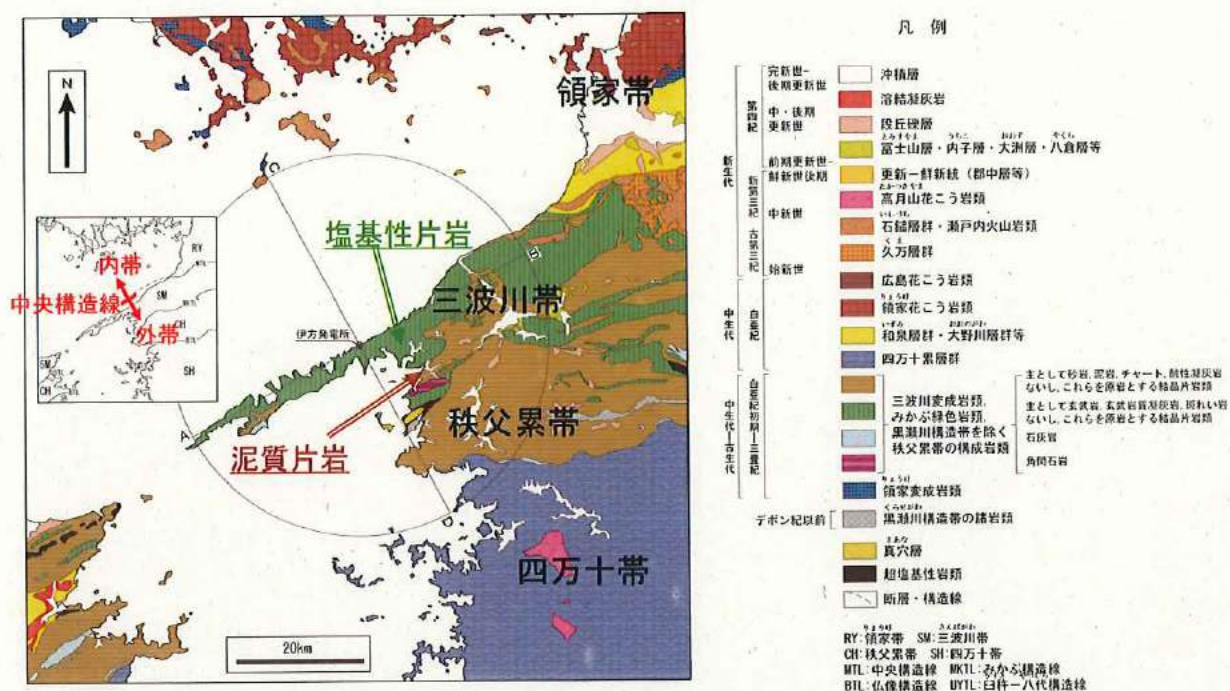


図2-1 本件発電所敷地周辺の地質

三波川帯には、三波川変成岩類が帯状に分布している。三波川変成岩類は、主に塩基性片岩（緑色片岩）²⁴、泥質片岩、砂質片岩、珪質片岩等から成り、地下の深いところで低温高压型の変成作用を受けて形成されたものである。本件発電所周辺に分布する三波川変成岩類は、主に白亜紀（約1億年前）頃に地下深部で変成作用を受け、その後上昇して古い時代に地表付近に位置して以降大きな変成作用を受けていない。また、変成作用によって形成された片理²⁵がほぼ水平であり堅硬かつ緻密な岩盤であることから、地表に上昇して以降、大きな変形

²⁴ 結晶片岩のうち、海底火山活動に伴う岩石（塩基性岩）が地下深部で変成作用を受けたもので、緑色に見えることから、緑色片岩ともいう。なお、結晶片岩のうち、粘土及び泥が堆積してできた堆積岩が変成作用を受けたものを泥質片岩という。

²⁵ 岩石が、地下深部において長い間、圧力、温度等の作用（これを「変成作用」という。）を受けた場合には、鉱物が再結晶し、鉱物の配列に方向性が生じる。片理とは、この方向性を有する組織をいい、その面を片理面という。

や破碎も受けていない。したがって、本件発電所の敷地周辺の陸域は、長期間にわたって地質的に安定している。（乙ヨ 1 1（6-3-8～6-3-12 頁））

イ 海域の中央構造線が本件発電所敷地の地盤の安定性を損なわないこと

敷地周辺の海域は、佐田岬半島によって北側の伊予灘と南側の宇和海とに二分されている。本件発電所の敷地前面海域の伊予灘には、陸域に分布する中央構造線断層帯の最西端である伊予市双海町高野川沖から南西方向に細長く幅を持って雁行（がんこう）配列する一連の断層群が認められる。海底には上灘沖から大洲市長浜町沖を経て三崎沖まで細長い凹みを形成し、北東-南西方向に直線状に配列している。このように、敷地前面海域には、中央構造線断層帯に属する断層群が分布する。（乙ヨ 1 1（6-3-31～6-3-32 頁，6-3-36～6-3-39 頁））

中央構造線断層帯が本件発電所敷地に与える影響について、地震動に係る影響は後記 2 (3)イで詳しく述べる。また、地震動による影響の他、中央構造線断層帯の断層運動が本件発電所敷地の地盤に変位や変形をもたらすことも考えられるが、中央構造線断層帯と敷地とは約 8 km 離れていること、深部ボーリング孔を利用した地下構造調査の結果（後記 2 (3)イ (ウ) b），本件発電所の敷地内断層（下記(2)）と中央構造線断層帯との連続性は認められないこと、また、中央構造線断層帯が活動した場合の地殻変動に伴う本件発電所敷地の地盤の傾斜を評価したところ、最大傾斜は $1/28000$ と無視し得る程度であったことから、中央構造線断層帯の断層運動は、本件発電所敷地の地盤の安

定性を損なうものではない。(乙ヨ11(6-3-118~6-3-119頁))

- (2) 敷地の地盤において本件発電所の安全上重要な設備に損傷を与えるような変位等が生じないことについて

被告は、本件発電所の敷地内において、地表地質調査、地表弾性波探査、ボーリング調査、試掘坑調査、掘削面観察、深部ボーリング調査、地下水位調査等を実施した(乙ヨ11(6-3-73~6-3-75頁))。

これらの調査の結果、以下のとおり本件発電所敷地の地盤は安定しており、本件発電所の安全上重要な設備に損傷を与えるような変位等はない。

ア 本件発電所敷地の地盤が安定していること

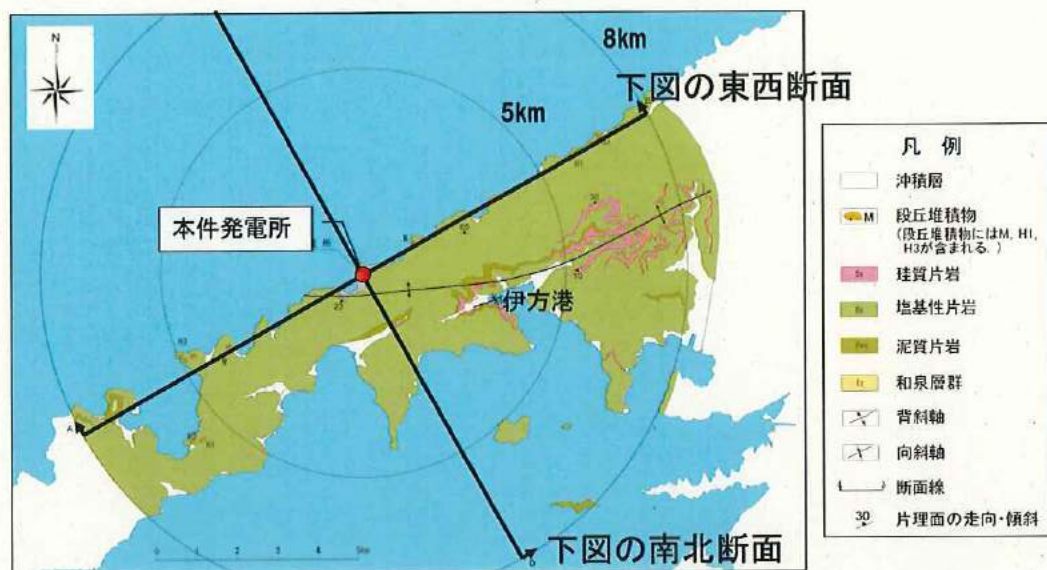
敷地は三波川帯に位置している。敷地の地盤は三波川変成岩類のうち主に塩基性片岩で構成されており、敷地内の塩基性片岩は片理があるものの、一般に剥離性が弱く、塊状かつ堅硬である(乙ヨ11(6-3-76頁))。また、ボーリング調査の結果、本件発電所敷地の地盤においては、堅硬な塩基性片岩が深度数百mまで連続し、それ以深においても少なくとも深度約2000mまでは堅硬かつ緻密な泥質片岩を主体とする結晶片岩が連続している。そして、ボーリング調査の結果や深部ボーリング孔を利用した地下構造調査の結果(詳しくは後記2(3)イ(ウ)b)からは、本件発電所の敷地地盤は地下深部までほぼ水平成層かつ均質な層が連続し、地表から深度約2000mまで連続する。(図22)

また、敷地は火山フロント²⁶から大きく南東に外れて第四紀火山²⁷と離隔があり、敷地近傍に火山岩の貫入も認められない。

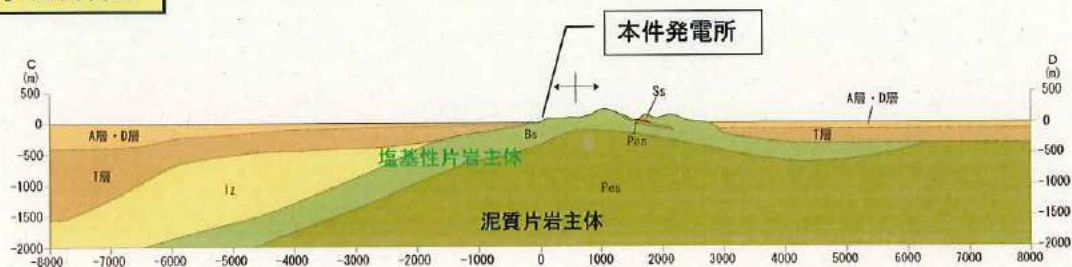
したがって、本件発電所敷地は、基礎地盤となる良質な岩盤が十分な広がりを持っており、安定した地盤である。

²⁶ 陸のプレートの下に海のプレートが沈み込むところでマグマが形成され、マグマは一旦マグマだまりに蓄えられるなどして地表に噴出し、火山となる。火山は、沈み込んだプレートの深さが100～150 kmに達したところの地表に、海溝軸にほぼ平行に分布する。この帯状の火山分布の、海溝側の境界を結ぶ線を火山フロントという。西日本では、山陰から九州を経て南西諸島にかけ火山フロント沿いに火山が分布している。

²⁷ 第四紀（約260万年前から現在まで）に活動した火山。第四紀以前に火山活動があった火山で、第四紀の活動が認められない火山は既にその活動を停止しているとみなしてよいとされる。



南北断面



東西断面

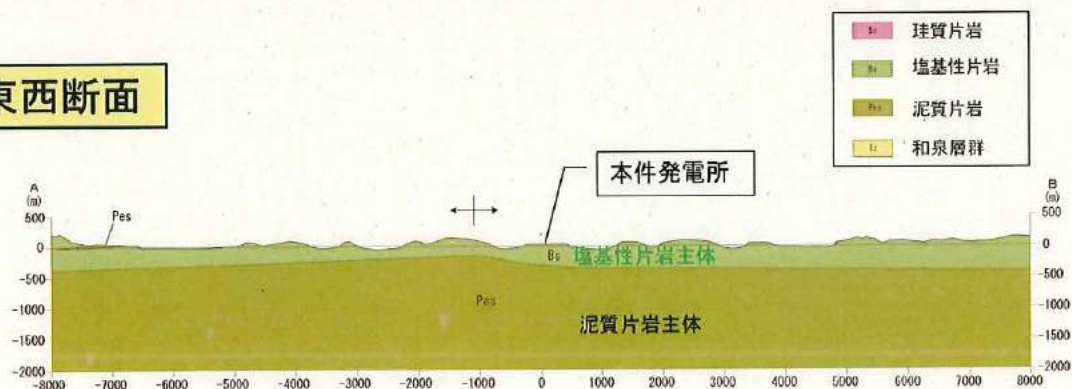


図22 敷地近傍の地質構造 (上：平面図，下：断面図)

イ 敷地内断層は変位を生じさせるものではないこと

地形調査によると、本件発電所敷地には、後期更新世²⁸以降の断層活動を示唆する変位地形・リニアメント²⁹は認められないものの、小規模な断層が観察される（図23）。これらの断層の破碎幅はほとんどが10cm未満で、大部分が固結して軟質部を含まず、片理の引きずり³⁰が見られるなど地下深所で形成された特徴を示している。（乙ヨ11（6-3-75～6-3-78頁））

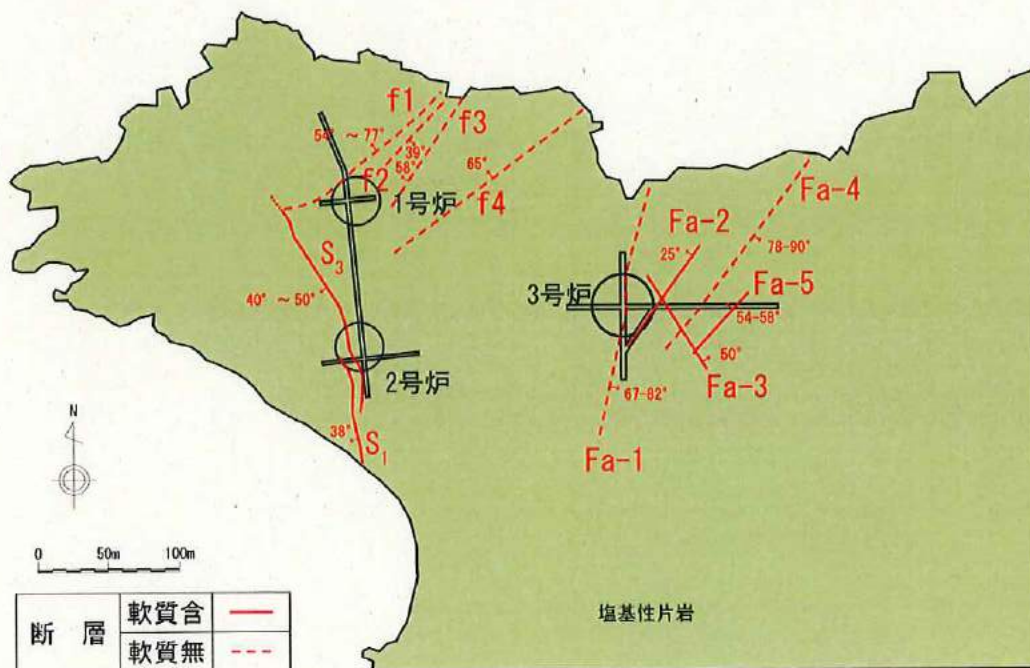


図23 本件発電所の敷地内断層の分布

²⁸ 約12～13万年前

²⁹ 河川、谷、尾根等の傾斜急変部、屈曲部等の地形的特徴が直線又は直線に近い状態に配列している地形など、活断層の存在を示唆する地形のことをいう。

³⁰ 断層に片理面がひきずられるように変形した形状が見られるのは、その断層のずれが塑性流動（高温高压下において、岩石が砕けることなく流れるように変形すること）が起こり得る地下深部で発生したことを示している。

敷地内断層の活動性については、地震を発生させる震源として考慮する必要性に加え、地盤の安定性の観点から、地震活動などに伴って永久変位を生じさせる可能性について検討が必要となるが、本件発電所の敷地内断層は、いずれも規模は小さく、地下深部への連続性もないことなどから、地震を発生させる活断層として考慮すべき断層であるとは考えられない（乙ヨ13（12～13頁））。したがって、以下では、地震活動などに伴って永久変位を生じさせる可能性があるか否かについて述べる。

(ア) 被告は、本件発電所の建設時において、試掘坑調査、X線写真を用いた断層内物質の分析などを行い、本件発電所の敷地内断層が将来も活動することがない断層であることを確認した。また、本件発電所の建設後も継続的に新知見への取り組みを積極的に進めている。

(イ) 被告は、福島第一原子力発電所事故を契機に、敷地内断層について、本件発電所建設時に採取したボーリングコアや断層露頭などで観察できる断層の性状を詳細に検討し、活動性が問題とならないことを改めて確認した。この被告の評価結果は、平成24年8月10日に開催された国の「地震・津波に関する意見聴取会」において審議され、審議の結果、問題がないことの確認を受けている。（乙4、乙5）

(ウ) その後、新規制基準が制定されたことを踏まえて、被告は、改めて、本件3号機の断層による変位に係る安全性について、付近の断層（図23のFa-1～Fa-5断層、f1～f4断層。S1及びS3断層は付近に本件3号機の重要施設がなく、その変位が本件3

号機の施設に影響を及ぼすものではないため、本件3号機の安全性の検討対象からは除かれる。)を、さらに詳細に検討し、活動性がないことを慎重に評価した。

(エ) 以下では、被告が敷地内断層の活動性評価について行った具体的な検討内容について、上記(ウ)で述べた評価を例に説明する。

a 一般に、地表付近の浅いところで活動した断層は、断層面に沿って岩石が破碎されたり、すり潰されたりすることにより、粘土状の軟質部を伴うが、地下の深いところで形成された場合は、地下深部の温度と圧力によって断層内物質が固結し、岩石化する。つまり、断層内物質が岩石化している場合には、地下深くに位置していた古い時代に活動したもので、かつ、地上付近に位置して以降は活動していないと評価できる。そして、被告は、慎重に検討するため、まずは岩石化していると考えられる(軟質部を含まない)断層を肉眼観察により選別し、選別した断層(図23のF a-1, F a-4断層, f 1~f 4断層)について、さらに物理試験、針貫入試験³¹、薄片観察等を行い、古い時代に地下深部で生成した断層が地表付近に位置して以降の新しい時代には活動していないことを確認した。

b 一方、地下深くにおいて活動し、地上付近に位置して以降は活動していない断層であっても、地下水が細粒部に浸入し軟質化することなどによって、断層内物質が軟質部を伴う場合がある。このため、被告は、肉眼観察により断層内物質に軟質部を伴う断層

³¹ 土・岩に針を貫入し、その貫入長さと貫入荷重を測定して、その関係から針貫入勾配(強度)を求めるもの

(図23のFa-2, Fa-3, Fa-5断層。ただし, Fa-2とFa-5はFa-3との交差部における変位の状況からFa-3断層よりも活動時期の古い断層であると判断されるため, Fa-3断層の評価で代表させた。) については, 試掘坑内で採取した断層部分の薄片及び研磨片について顕微鏡を用いて, 断層内物質の微細な構造の観察を行うことにより, 活動性の有無を判断することとし, 古い時代の地下深部における鉱物脈の生成以降の活動は認められないことを確認した。

c そして, 被告は, 本件3号機周辺の敷地内断層はいずれも後期更新世よりもはるかに古い時代から活動しておらず, 将来も活動することがない断層であることを確認した。

以上のとおり, 本件発電所の敷地内断層は, 将来活動する可能性のない断層であり, 下記(3)のすべり安全率の解析評価も踏まえれば, いずれも地震活動等に伴って本件発電所敷地の地盤に永久変位を生じさせる可能性はなく, 地盤の安定性の観点から問題となるようなものではない。

(以上, 乙ヨ11(6-3-77~6-3-82頁, 6-3-94~99頁), 乙ヨ13(30~31頁))

(3) 基礎地盤が十分な地耐力を有することについて

被告は, 本件発電所の建設にあたって, 原子炉設置位置付近の基礎地盤の性状を把握するため, 原子炉設置位置付近において, 地表弾性波探査³², ボーリング探査, 試掘坑調査³³, 掘削面観察等を実施し, 地質, 地

³² 弾性波探査とは, 地下を伝わる弾性波が物性(主にP波速度, S波速度及び密度)の異なる境界で屈折や反射などの現象を生じることを利用して地下構造を調査するための手法

³³ 試掘坑は, 基礎岩盤を直接確認したり, 岩盤試験を実施したりするために掘削する坑道のこと。試掘坑内での調査により, 基礎地盤の地質及びその分布並びに岩盤の特性等を詳

質構造の検討を実施した。試掘坑内においては、平板載荷試験³⁴、岩盤せん断試験³⁵、弾性波試験等の岩盤試験を実施するとともに、岩石の物理的・力学的特性を把握するボーリングコアによる岩石試験を実施した。

(乙ヨ11(6-3-84頁～6-3-93頁))

これらの詳細調査の結果、基礎地盤を構成する緑色片岩がS波速度³⁶として2600m/秒を有する非常に堅硬で、原子炉施設を設置するのに十分に適した岩盤であることを確認した上で(乙ヨ11(6-3-103頁))、本件発電所を設置する基礎地盤が、安全上重要な施設を支持するための十分な地耐力(支持力、すべり安全性及び地盤の沈下、傾斜等に対する安全性(変形に対する抵抗力))を有することを確認するとともに、本件発電所の建設後も最新の知見や地震動評価を反映して十分な安全性を有することを確認してきた。また、被告は、基準地震動S_s(本件発電所に影響を及ぼす可能性のある地震による地震動で、後記2(2)ウ及び2(3)で詳述する。)を新規制基準の制定後に後記2(3)のとおり新たに策定しており、まずは本件3号機について、この基準地震動S_sに対する安全性の確認を行った。以下、本件発電所を設置する基礎地盤に係る安全性の確認について詳細を述べる。

細に把握することができる。

³⁴ 平板載荷試験とは、岩盤の荷重に対する支持力を測定する試験をいう(乙ヨ11(6-3-311頁参照))。

³⁵ 岩盤の原位置でのせん断強度特性を求める試験方法で、試掘トレンチ内の岩盤上にコンクリートブロックを置き、そのブロックを介して直下の岩盤をせん断する試験をいう(乙ヨ11(6-3-313頁参照))。

³⁶ 地盤及び岩盤中では、縦波(波の進行方向と振動方向が同じ波、疎密波とも呼ばれる。)及び横波(波の進行方向と振動方向が直角をなす波、せん断波とも呼ばれる。)との2種類の弾性波が伝わる。地震学では、縦波をP波(Primary wave)、横波をS波(Secondary wave)と呼ぶ。P波の伝播する速度をP波速度、S波の伝播する速度をS波速度と呼ぶ。

一般に、S波速度が概ね700m/秒以上であれば、硬い岩盤であるとされているが、本件発電所の基礎地盤である緑色片岩はこの約4倍の2600m/秒であり、特に堅硬な岩盤といえる。

ア 十分な支持力を有すること

基礎地盤の支持力が十分でなければ、当該基礎地盤に設置する施設の重量を支えきれず、基礎地盤を構成する岩盤が破壊され、施設が傾斜又は転倒するなどして損傷するおそれがある。このため、安全上重要な施設を設置する基礎地盤は、十分な支持力を有していなければならない。

被告が試掘横坑内の岩盤で実施した平板載荷試験では、本件発電所の各号機の基礎地盤の岩盤はいずれも最大 7.84 N/mm^2 (1 m^2 当たり 800 t) 程度までの繰り返し荷重に対しても十分に弾性的な性状 (荷重を除去すると元の状態に戻る性質) を示していることから、極限支持力は 7.84 N/mm^2 (1 m^2 当たり 800 t) 以上であると評価できる。

これに対し、被告は、地震時における原子炉建屋基礎底面に係る最大荷重 (下方向への荷重) を評価しており、本件3号機については、最新の地震動評価に基づいても最大荷重は約 2.2 N/mm^2 (1 m^2 当たり 約 220 t) であることから、本件3号機の基礎地盤は十分な支持力を有している。したがって、支持力に対する十分な安全性 (つまり、岩盤破壊が生じない。) を確保している。(乙ヨ11 (6-3-104 ~ 6-3-105 頁, 6-3-117 頁), 乙ヨ13 (31 ~ 32 頁))

イ すべり安全性 (せん断抵抗力) を有すること

仮に原子力発電所の基礎地盤に岩盤の密着が弱い部分があり、そこに地震力が作用するなどして亀裂が生じ、当該亀裂 (すべり面) を境にして基礎地盤に変位 (ずれ, 地すべり) が生じれば、当該地盤に設置している施設が損傷する可能性がある。このため、安全上重要な施設を設置する基礎地盤は、すべりに対する安全性を十分に有していな

ければならない。

被告が実施したボーリング調査及び試掘横坑内での地質調査の結果によれば、本件発電所の基礎地盤は、全般的に堅硬である（乙ヨ 1 1（6-3-9 4 頁））。基礎地盤には数本の破碎帯が見られたが、これらについては、上記(2)で述べたとおり、いずれも小規模で、将来活動する可能性のある断層ではない。また、岩石試料によるせん断試験及び試掘トレンチ内における岩盤のせん断試験から求められたせん断強度を用い、安全上重要な施設を設置する基礎地盤について、地震が作用した場合のすべり安全率³⁷を解析評価しており、地震活動に伴って本件発電所敷地の地盤に永久変位を生じさせる可能性もない。

本件発電所の各号機の安全上重要な施設を設置する基礎地盤は、見直し前の基準地震動 S_s が作用した場合でもすべり安全率が 1.9 以上と十分に余裕を有していることを確認していたところ（乙 6, 乙 7, 乙ヨ 2 3（V-1 1～V-1 2 頁, V-3 4 頁））、新規制基準制定後に新たに基準地震動 S_s を策定したことを受けて、まず本件 3 号機の基礎地盤について、見直し後の基準地震動 S_s が作用した場合のすべり安全率を解析評価した結果、いずれの地点においても、すべり安全率は 1.8 以上と評価基準値³⁸ 1.5 を十分に上回り、本件 3 号機の基礎地盤は、すべりに対して十分な安全性（せん断抵抗力）を有して

³⁷ すべり安全率は、地質調査結果等を基に、あらかじめすべり面を設定し、すべり面上のせん断抵抗力（すべりに抵抗する力）の和をすべり面上のせん断力（すべらそうとする力）の和で除して求める。したがって、すべり安全率が 1 を上回れば、理論上、すべりに抵抗する力がすべらそうとする力を上回るため、すべりに対する安全が確保されることになるが、物性値のばらつきなどを考慮して評価基準値は一般的には 1.2 が用いられる。ただし、原子炉建屋の基礎地盤については、その重要性等から、通常、すべりに対する安全率の基準値として、1.5 が用いられる。

³⁸ 評価基準値とは、耐震性等を確認する際の基準となる値をいい、例えば、すべり安全率等の評価値がこの値以下であれば、安全であることが確認される。

いることを確認した(乙ヨ11(6-3-116~6-3-117頁),
乙ヨ13(31~32頁))。

ウ 地盤の沈下及び傾斜に対する安全性(変形に対する抵抗力)を確保
していること

基礎地盤に地震力が作用した場合には,変形が生じる可能性があり,
仮に安全上重要な施設を設置する地盤に大きな沈下や傾斜が生じた場
合には,当該施設が損傷する可能性がある。このため,安全上重要な
施設を設置する基礎地盤は,地震動の影響を受けた場合に生じる沈下
や傾斜によって,当該施設の機能を損なうことのないよう安全性を確
保する必要がある。

本件3号機の基礎地盤については,平板載荷試験の結果から,7.
84N/mm²(1m²当たり800t)程度の荷重に対する変形量が1mm未
満であり,沈下に対する十分な安全性を有している(乙ヨ11(6-
3-104~6-3-105頁,6-3-397~6-3-403
頁))。

また,これを踏まえて,地震時において本件3号機の原子炉建屋の
基礎底面に生じる傾斜³⁹を算定した結果,最大傾斜は1/29000
であり,上記(1)イで述べた基準地震動Ssが作用した場合に生じる地
殻変動による最大傾斜1/28000を考慮した場合でも,最大で1
/14000となり,基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査
ガイド(原子力規制委員会平成25年6月)が定める評価基準値の目
安である1/2000を十分に下回っている(乙ヨ11(6-3-1

³⁹ 原子炉建屋の基礎底面に生じる傾斜は,原子炉建屋基礎最下部の両端の地震時における
相対変位量を算定し,それを原子炉建屋基礎幅で除した値により評価する。

17～6-3-119頁), 乙ヨ13(32～33頁))。したがって, 本件3号機の基礎地盤は, 沈下及び傾斜に対する十分な安全性(変形に対する抵抗力)を有している。

ちなみに, 本件発電所の安全上重要な施設は, 全て岩盤に支持させていることから, 仮に地震発生時において, 周辺地盤に変状(不等沈下, 液状化及び揺すり込み沈下)が生じたとしても, その影響を受けるおそれはない(乙ヨ11(6-3-118頁), 乙ヨ13(32～33頁))。

(4) 基準地震動Ssによる地震力に対する周辺斜面の安定性

安全上重要な施設の周辺斜面において地すべりが発生した場合, 崩壊した土塊により当該施設が損傷する可能性がある。このため, 当該斜面において, 地すべりが生じることのないよう, すべりに対する安全性を確保する必要がある。

被告は, その規模と態様から本件発電所全体で見て最も考慮すべき斜面と考えられる本件3号機南側の斜面を含む本件3号機の安全上重要な施設の周辺斜面について, 安全上重要な施設との離隔距離や地すべりが生じた場合の方向を考慮して, 評価の対象とする斜面を選定し, 基準地震動Ssを用いた解析を行うことにより, 周辺斜面の安定性を評価した。そして, すべり安全率は, いずれも評価基準値である1.2を上回る結果となった。したがって, 本件3号機の周辺斜面はすべりに対して十分な安全性を有している。(乙ヨ11(6-3-119～6-3-123頁), 乙ヨ13(20～21頁))

ちなみに, 全体で最も小さなすべり安全率を示したすべり面の斜面は, 本件3号機の南側斜面で, 当該斜面を含む本件3号機原子炉建屋周辺斜

面について、図24のとおり、斜面表面に保護工（ロックアンカー⁴⁰、ロックボルト⁴¹、鉄筋コンクリート製の擁壁・格子枠）を施した上で、適切に保守管理を実施している。上記のすべり安全率の解析にあたっては、これらの保護工の効果を考慮していないため、本件3号機の南側斜面を含む本件3号機原子炉建屋周辺斜面の実耐力としては、上記の安定性評価の結果よりもさらに大きな裕度を有している。（乙ヨ14（43～44頁，図表－10頁））

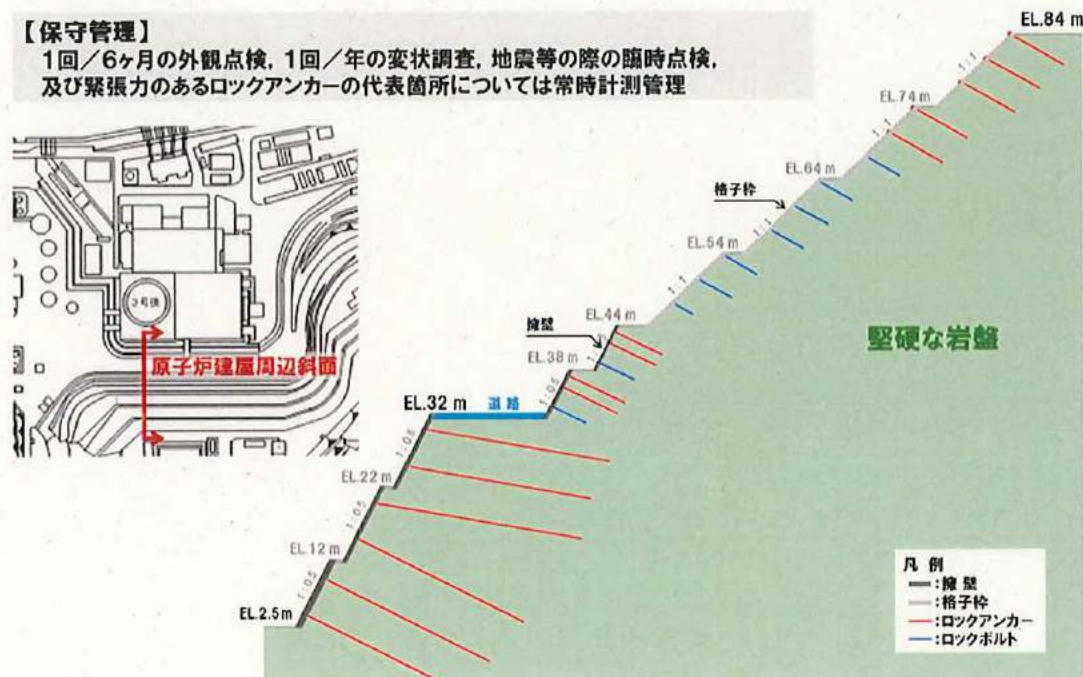


図24 本件3号機原子炉建屋周辺斜面における保護工

(5) 以上のとおり，被告は，本件発電所の敷地及び周辺地域において，地

⁴⁰ 岩盤の表層部にアンカー体（セメント等で形成する定着部）を挿入し，常時緊張力を生じさせることで積極的に土塊を安定させるもの

⁴¹ 岩盤の表層部に鋼材を挿入し，土塊が変形しようとする際に鋼材に受動的に生じる引張力により地すべりの発生を抑止するもの

質及び地盤に係る詳細な調査を実施し、本件発電所の敷地周辺地域の地質環境、敷地の地盤、基礎地盤及び周辺斜面のいずれについても安全性を確保してきた。そして、まずは本件3号機について、新たに策定した基準地震動 S_s が作用した場合でも安全性が確保されることを確認した。

2 地震に係る安全性

原子炉施設において、地震に対する安全性を確保するためには、施設に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定した上で、その地震によって想定されるいかなる地震力に対しても、原子炉の安全上重要な設備の機能が失われることなく、大きな事故の誘因とならないように、十分な余裕をもって原子炉施設を設置する必要がある。

このため、被告は、本件発電所を建設するにあたって実施した詳細な調査により本件発電所の地域特性を十分に把握し、これを踏まえ、本件発電所に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定するとともに、その地震によって本件発電所の敷地に引き起こされる地震動を想定し、これを基に耐震設計において基準とする地震動（原子力安全委員会が定めた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針」という。）及び新規制基準では、これを「基準地震動」と呼ぶ。）を策定した。その上で、耐震設計において基準とする地震動がもたらされたとしても本件発電所の安全性が損なわれることのないよう耐震設計を行った。具体的には、本件発電所の建物・構築物及び機器・配管系について、地震により発生するおそれがある安全性に係る機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への放射線の影響の観点から、耐震設計上の重要度分類（耐震重要度分類）を行い、そのうち、本件発電所の安全性を確保する上で特に重要度の高いクラスの施設については、耐震設計において基準とする地震動に対

して機能を維持できるよう耐震設計を行った。

そして、被告は、本件発電所の建設以降も最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提としても、本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしている。直近では、福島第一原子力発電所事故が発生したこと、新規制基準が制定されたことなどを踏まえ、改めて本件発電所に影響を及ぼす可能性のある地震について検討・評価を行い、基準地震動 S_s を見直すとともに、これを踏まえた耐震安全性の評価を行い、本件3号機が耐震安全性を確保していることを確認している。

以下では、まず、地震及び地震動に関する基本的な事項について説明し（下記(1)）、地震動評価手法が発展してきたこと、そして、それを踏まえて被告が本件発電所の地震動評価を行ってきたことについて述べる（下記(2)）。その上で、福島第一原子力発電所事故が発生したこと、新規制基準が施行されたことなどを踏まえて、被告が改めて地震動評価を行い、新たに基準地震動を策定したことについて詳細に述べるとともに（下記(3)）、被告が本件発電所の耐震安全性を確保していることについて述べる（下記(4)）。

(1) 地震及び地震動について

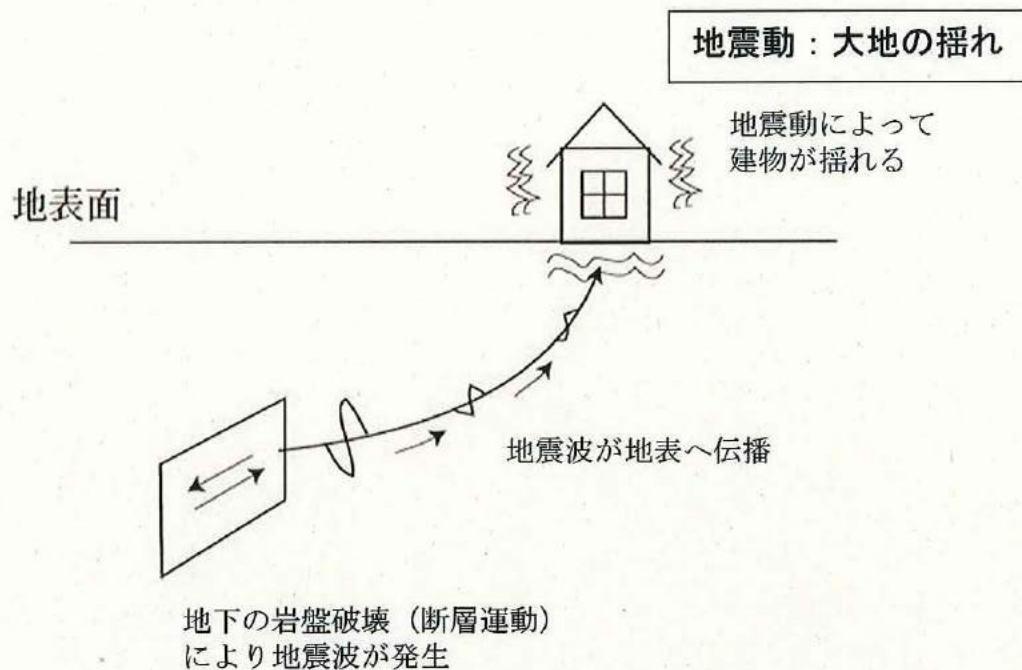
ア 「地震」と「地震動」との違いについて

一般に「地震」と「地震動」とは区別なく又は混同して用いられるが、専門的には、地震とは、大地に揺れをもたらす源（地下の岩盤破壊）を指し、地震動とは、地震によってもたらされる大地の揺れを指す（図25）。つまり、地震動とは、地震（地下の岩盤破壊）により放出された地震波が伝播し大地を揺さぶる、その揺れのことをいう。

地震そのものの規模を表す指標として「マグニチュード」⁴²が用いられるのに対し、地震動を表す指標としては、震度又は加速度⁴³が用いられる。マグニチュードは一つの地震について一つ定まるのに対し、震度又は加速度は観測地点によって異なるものである。(乙ヨ15(5頁), 乙ヨ16(14頁))

⁴² マグニチュードにはいくつかの種類が存在するが、日本では通常「気象庁マグニチュード」(M)が用いられる。気象庁マグニチュードは、地震計で観測される波の振幅から計算したマグニチュードであり、速報性に優れている一方、マグニチュードが8を超える巨大地震の場合はマグニチュードの飽和が起き、正確な数値を推定できないという欠点がある。これに対し、岩盤のずれの規模を基にして計算するマグニチュードとして、M_w(モーメントマグニチュード)がある。M_wは物理的な意味が明確で、大きな地震に対しても有効である。ただし、その値を求めるには高性能の地震計のデータを使った複雑な計算が必要であり、地震発生直後の迅速な計算や規模の小さい地震の計算には向かない。

⁴³ 地震によって地盤が振動する速度の単位時間当たりの変化の割合。単位は「ガル」。



地震：地震波を放出する地下の岩盤破壊

図 2 5 地震と地震動の違い

イ 地震の仕組み

地下の岩盤に強い力がかかると岩盤は次第に変形するとともに岩盤中に歪みとしてエネルギーが蓄積されていくが、力がかかり続けると岩盤は耐え切れなくなって破壊を起こし、それまでに蓄えられていた歪みのエネルギーを波（地震波）として急激に放出する。この現象が地震である（乙ヨ 1 6（6～7 頁））。

この地下の岩盤にかかる強い力は、プレート運動に起因して発生するとされている。すなわち、地球の全表面は、十数枚のプレートと呼ばれる岩盤の板で隙間なく覆われているが、これらのプレートはそれぞれ異なった方向に移動しているため、それぞれのプレート境界では、