

3.1.4.2.3 地震と津波の重畳事象

地震に伴い発生する津波を考えた場合、その地震と津波の大きさにはある程度の相関があるものと考えられるが、それを定量的に示すには現段階でデータや知見等が十分ではなく、相関性を適切に考慮することは困難である。このため、本評価では、HCLPFと許容津波高さのパラメータは相互に独立のものとして扱い、両パラメータのすべての組み合わせを考慮することとする。本方法による評価は、地震と津波に対しあらゆる大きさの組み合わせを考慮しており、相関性を考慮した場合に比べ安全側の評価となる。

(1) 地震と津波の重畳事象の評価

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

i 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する（第3.1.4.2.3.1図参照）。

イ. 起因事象の選定

3.1.4.2.1(1)a.(a)項及び3.1.4.2.2(1)a.(a)項において実施した評価結果に基づき、特定されたクリフエッジ地震加速度及び津波高さまでの範囲で発生する各起因事象を選定する。具体的には、地震又は津波により引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して、地震及び津波の重畳による影響を評価する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、3.1.4.2.1(1)a.(a)項又は3.1.4.2.2(1)a.(a)項において評価

した結果を用いる。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

イ項にて選定した各起因事象について、3.1.4.2.1(1)a.(a)項又は3.1.4.2.2(1)a.(a)項の検討において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF及び許容津波高さの最小値を求め、それらの最小値の組み合わせを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として評価する。その上で、すべての収束シナリオから最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波の重畳事象によるクリフエッジとして特定する。

ii 評価結果

イ. 起因事象の選定結果

3.1.4.2.1(1)a.(a)項及び3.1.4.2.2(1)a.(a)項の検討結果から、考慮すべき起因事象として、地震に係る起因事象である「主給水流量喪失」，「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」並びに津波に係る起因事象である「外部電源喪失」，「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」を対象とした。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 地震に係る起因事象をベースとした評価

イ項の各起因事象について、3.1.4.2.1(1)a.(a)iiハ項で述べたように、「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」は、「外部電源喪失」にまとめて評価できるため、本評価においては「外部電源喪失」と「原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリー

を用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.1.2 図及び第 3.1.4.2.1.4 図で示した各起因事象に対するイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.2 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

(ロ) 津波による起因事象をベースとした評価

イ項の各起因事象について、3.1.4.2.2(1)a.(a)iiハ項で述べたように、「原子炉補機冷却水系の喪失」は「原子炉補機冷却海水系の喪失」に従属して発生するため「原子炉補機冷却海水系の喪失」で代表できる。また、「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るものとみなすため、「炉心損傷直結」の許容津波高さである 14.2m において、地震加速度によらず炉心損傷に至るものと評価した。このため、本評価においては「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.2.2 図及び第 3.1.4.2.2.4 図のイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.3 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

ここで、津波時の「外部電源喪失」に係るイベントツリーにおいて考慮していた「2 次系純水タンクへの水源切替」は、地震が重畳した場合には期待できないが、「中型ポンプ車による

補助給水タンクへの水源補給」による対応が可能である。そのため、地震と津波の重畳時のイベントツリーとしては、上記のとおり対策を変更して評価を実施した。

この評価結果から、第 3.1.4.2.3.4 図のとおり、地震加速度が 1.02G 以上又は津波高さが 14.2m 以上の領域では、炉心にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された。

なお、地震加速度 1.02G はメタクラ 3 D に対する 95% 信頼度のフラジリティ曲線における 5 % 損傷確率に相当する地震加速度であり、3.1.4.1.2(2) 項に記載しているように、1.02 G の地震加速度が生じたとしても、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

(b) 運転停止時

i 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する（第 3.1.4.2.3.1 図参照）。

1. 起回事象の選定

3.1.4.2.1(1) a. (b) 項及び 3.1.4.2.2(1) a. (b) 項において実施した評価結果に基づき、特定されたクリフエッジ地震加速度及び津波高さまでの範囲で発生する各起回事象を選定する。具体的には、地震又は津波により引き起こされる起回事象に対する収束シナリオに対して地震及び津波の重畳による影響を評価する。

また、選定された各起回事象発生や各影響緩和機能の喪失に

係る H C L P F 又は許容津波高さについては，
3.1.4.2.1(1)a. (b) 項又は 3.1.4.2.2(1)a. (b) 項において評価
した結果を用いる。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

イ項にて選定した各起因事象について，3.1.4.2.1(1)a. (b) 項
又は 3.1.4.2.2(1)a. (b) 項の検討において特定されている収束
シナリオを対象に，各収束シナリオを成立させるための各影響
緩和機能の喪失に係る H C L P F 及び許容津波高さの最小値を
求め，それらの最小値の組み合わせを，当該収束シナリオに対
する地震及び津波への耐力として評価する。その上で，すべて
の収束シナリオから最も耐力を有するシナリオを抽出し，その
シナリオの耐力を地震と津波の重畳事象によるクリフエッジと
して特定する。

ii 評価結果

イ. 起因事象の選定結果

3.1.4.2.1(1)a. (b) 項並びに 3.1.4.2.2(1)a. (b) 項の検討結
果から考慮すべき起因事象として，地震に係る起因事象である
「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」並びに津波
に係る起因事象である「外部電源喪失」，「原子炉補機冷却水
系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」を対象とした。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 地震による起因事象をベースとした評価

「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」のイベン
トツリーを用いて，既に特定されている収束シナリオを対象に
評価を行った。具体的には，第 3.1.4.2.1.7 図及び第

3.1.4.2.1.9 図で示した各起因事象に対するイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.5 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

(ロ) 津波による起因事象をベースとした評価

Ⅰ項の各起因事象について、3.1.4.2.2(1)a.(b) ii ハ項で述べたように、「原子炉補機冷却水系の喪失」は「原子炉補機冷却海水系の喪失」に従属して発生するため「原子炉補機冷却海水系の喪失」で代表できる。また、「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るものとみなすため、「炉心損傷直結」の許容津波高さである 14.2m において、地震加速度によらず炉心損傷に至るものと評価した。このため、本評価においては「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.2.7 図及び第 3.1.4.2.2.9 図のイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.6 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

この評価結果から、第 3.1.4.2.3.7 図に示すとおり、地震加速度が 1.02G 以上又は津波高さが 14.2m 以上の領域では、炉心にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された。

なお、地震加速度 1.02G はメタクラ 3D に対する 95%信頼

度のフラジリティ曲線における 5 % 損傷確率に相当する地震加速度であり, 3.1.4.1.2(2) 項に記載しているように, 1.02 G の地震加速度が生じたとしても, 必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

b. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 出力運転時

i 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について, 以下の評価を実施する (第 3.1.4.2.3.1 図参照)。

イ. 起因事象の選定

3.1.4.2.1(1)b 項及び 3.1.4.2.2(1)b 項において実施した評価結果に基づき特定されたクリフエッジ地震加速度及び津波高さまでの範囲で, 発生する各起因事象を選定する。具体的には, 地震又は津波により引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して地震及び津波の重畳による影響を評価する。

また, 選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係る H C L P F 又は許容津波高さについては, 3.1.4.2.1(1)b 項又は 3.1.4.2.2(1)b 項において評価した結果を用いる。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

イ項にて選定した各起因事象について, 3.1.4.2.1(1)b 項又は 3.1.4.2.2(1)b 項の検討において特定されている収束シナリオを対象に, 各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係る H C L P F 及び許容津波高さの最小値を求め, それらの最小値の組み合わせを当該収束シナリオに対する地震

及び津波への耐力として評価する。その上で、すべての収束シナリオから最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波の重畳事象によるクリフエッジとして特定する。

ii 評価結果

イ. 起因事象の選定結果

3.1.4.2.1(1)b 項並びに 3.1.4.2.2(1)b 項の検討結果から考慮すべき起因事象として、地震に係る起因事象である「主給水流量喪失」, 「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」並びに津波に係る起因事象である「外部電源喪失」, 「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」を対象とした。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 地震による起因事象をベースとした評価

イ項の各起因事象について、3.1.4.2.1(1)b. ii ハ項で述べたように、「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」が発生する地震加速度区分では炉心損傷に至らないことから、本評価においては「原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.1.12 図のイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.8 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

(ロ) 津波による起因事象をベースとした評価

I 項の各起因事象について、3.1.4.2.2(1)a.(a) ii ハ項で述べたように、「外部電源喪失」が発生する津波高さ区分では炉心損傷に至らないことから、本評価においては「原子炉補機冷却海水系の喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.2.12 図のイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.9 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

この評価結果から、第 3.1.4.2.3.10 図のとおり、地震加速度が 1.02G 以上又は津波高さが 14.2m 以上の領域では、格納容器の機能喪失を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された。

なお、地震加速度 1.02G はメタクラ 3D に対する 95%信頼度のフラジリティ曲線における 5% 損傷確率に相当する地震加速度であり、3.1.4.1.2(2) 項に記載しているように、1.02 G の地震加速度が生じたとしても、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

c. SFP の燃料損傷防止対策

i 評価方法

SFP にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する（第 3.1.4.2.3.1 図参照）。

イ. 起因事象の選定

3.1.4.2.1(1)c 項及び 3.1.4.2.2(1)c 項において実施した評

価結果に基づき、特定されたクリフエッジ地震加速度及び津波高さまでの範囲で発生する各起因事象を選定する。具体的には、地震又は津波により引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して地震及び津波の重畳による影響を評価する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係る H C L P F 又は許容津波高さについては、3.1.4.2.1(1)c 項又は 3.1.4.2.2(1)c 項において評価した結果を用いる。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

イ項にて選定した各起因事象について、3.1.4.2.1(1)c 項又は 3.1.4.2.2(1)c 項の検討において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係る H C L P F 及び許容津波高さの最小値を求め、それらの最小値の組み合わせを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として評価する。その上で、すべての収束シナリオから最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波の重畳事象によるクリフエッジとして特定する。

ii 評価結果

イ. 起因事象の選定結果

3.1.4.2.1(1)c 項並びに 3.1.4.2.2(1)c 項の検討結果から、考慮すべき起因事象として、地震に係る起因事象である「外部電源喪失」、「S F P 冷却機能喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「S F P 損傷」並びに津波に係る起因事象である「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却水系の喪失」、「原子炉補機冷却海水系の喪失」及び「S F P 冷却機能喪失」を対象と

した。

ロ. 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 地震による起因事象をベースとした評価

イ項の各起因事象について、3.1.4.2.1(1)c. ii ハ項で述べたように、「S F P 冷却機能喪失」は「原子炉補機冷却機能喪失」に従属して発生するため「原子炉補機冷却機能喪失」で代表できる。また、「S F P 損傷」については、影響緩和機能に期待せず、直接燃料の重大な損傷に至るものとみなすため、「S F P 損傷」の H C L P F である 1.20 G で津波高さにかかわらず S F P 燃料損傷に至るものと評価した。このため、本評価においては「外部電源喪失」と「原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.1.15 図及び第 3.1.4.2.1.17 図で示した各起因事象に対するイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、H C L P F 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.11 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

(ロ) 津波による起因事象をベースとした評価

イ項の各起因事象について、3.1.4.2.2(1)c. ii ハ項で述べたように、「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「S F P 冷却機能喪失」は「原子炉補機冷却海水系の喪失」に従属して発生するため「原子炉補機冷却海水系の喪失」で代表できる。このため、本評価においては、「外部電源喪失」と「原子炉補機冷却海水系の喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

束シナリオを対象に評価を行った。具体的には、第 3.1.4.2.2.15 図及び第 3.1.4.2.2.17 図のイベントツリーで示されるすべての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF 及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、第 3.1.4.2.3.12 図のとおり、最も耐力を有するシナリオを抽出した。

この評価結果から、第 3.1.4.2.3.13 図のとおり、地震加速度が 1.20G 以上又は津波高さが 32m 以上の領域では、SFP にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなる。

ここで、3.1.4.1.2(1)d 項を踏まえ、発電用原子炉及び SFP が同時に影響を受けることを考慮すると、3.1.4.2.3(1)a 項及び 3.1.4.2.3(1)b 項のとおり、炉心損傷防止及び格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオは、地震加速度 1.02G 及び津波高さ 14.2m でクリフエッジに至っていることから、プラント全体のクリフエッジは地震加速度 1.02G 及び津波高さ 14.2m となる。このため、SFP 燃料損傷に係るクリフエッジを地震加速度 1.02G 及び津波高さ 14.2m と特定した。

(2) 地震と津波の重畳事象の評価に対する随件事象の影響

「3.1.4.2.2 津波」にて評価したとおり、クリフエッジに至る過程で津波による随件事象は発生しない。そのため、ここでは「3.1.4.2.1 地震」における地震随件事象の評価に対して、津波の重畳を考慮した場合の影響を確認する。

a. 地震随伴溢水

(a) 建屋内の防護すべき設備に関する溢水評価

津波の重畳を考慮した場合においても、建屋境界部において止水処置を実施しているため建屋内への津波の流入はない。したがって、3.1.4.2.1(2)a 項に示した建屋内の溢水評価に対する津波の影響はない。

(b) 建屋外の防護すべき設備に関する溢水評価

防護すべき建屋外の設備は、第 3.1.4.2.1.22 表に示すとおりである。なお、運転停止時において防護すべき設備もこれに包絡される。津波の重畳を考慮した場合、EL.+10m エリアに保管されているミニローリー、中型ポンプ車及びホイールローダが喪失するが、これらの設備はいずれも EL.+14.2m 以上の保管場所にて必要台数が確保されている。また、3.1.4.2.1(2)a.(a) ii 項に示す EL.+32m エリアの溢水影響評価に対して津波が影響を及ぼすことはない。したがって、津波の重畳を考慮した場合においても、建屋外の防護すべき設備に要求される機能が損なわれることはない。

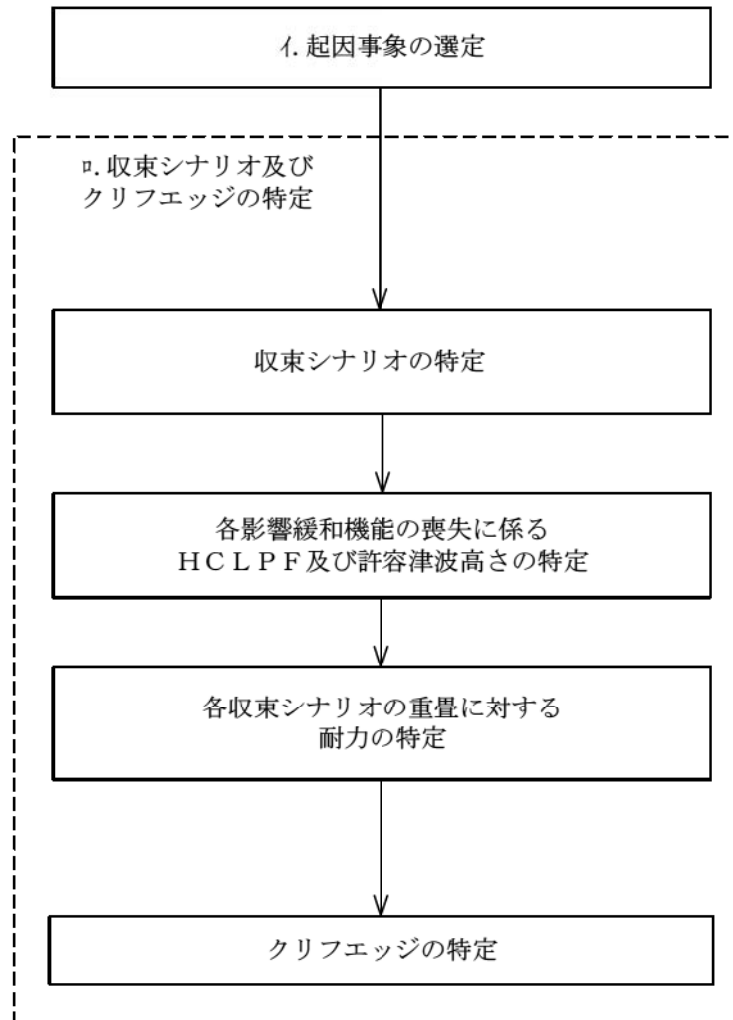
b. 地震随伴内部火災

津波単独による内部火災は発生せず、事象緩和機能への影響はないため、3.1.4.2.1(2)b 項の評価結果に対する津波の影響はない。

c. 地震随伴外部火災

3.1.4.2.1(2)c.(a) ii 項に示すとおり、地震随伴外部火災時においては、空冷式非常用発電装置 2 号の近傍に保管されている中型ポンプ車等が喪失する可能性がある。さらに、津波の重畳を考

慮すると、第 3.1.4.2.1.25 図に示す「保管場所①」に保管しているミニローリー、中型ポンプ車、消火用資機材等が喪失することとなる。しかしながら、いずれも EL.+14.2m 以上の保管場所にて必要数を確保しているため、要求される機能が損なわれることはない。



第 3.1.4.2.3.1 図 クリフェッジの特定に係るフロー図
(地震と津波の重畳事象)

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 1）
起因事象：外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.2 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：出力運転時炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価）（1 / 2）

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却機能喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.2 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：出力運転時炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価）（2／2）

(ロ) 津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 1）
起因事象：外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.3 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

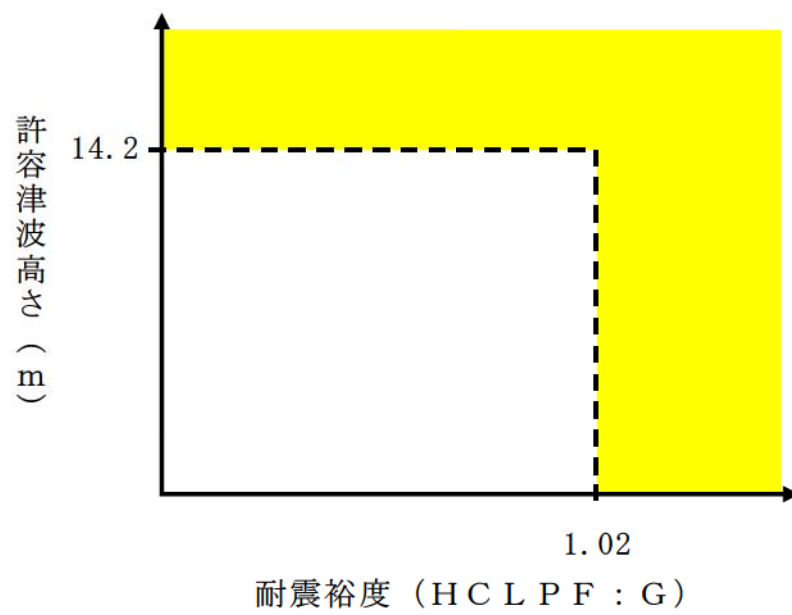
（重畳：出力運転時炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））（1 / 2）

(ロ) 津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却海水系の喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.3 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

（重畳：出力運転時炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））（2 / 2）



第 3.1.4.2.3.4 図 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(出力運転時炉心)

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分１）
起因事象：外部電源喪失

参考資料５に記載する。

第 3.1.4.2.3.5 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

（重畳：運転停止時炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価）（１／２）

(i)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却機能喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.5 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

（重畳：運転停止時炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価）（2 / 2）

(ロ)津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 1）
起因事象：外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

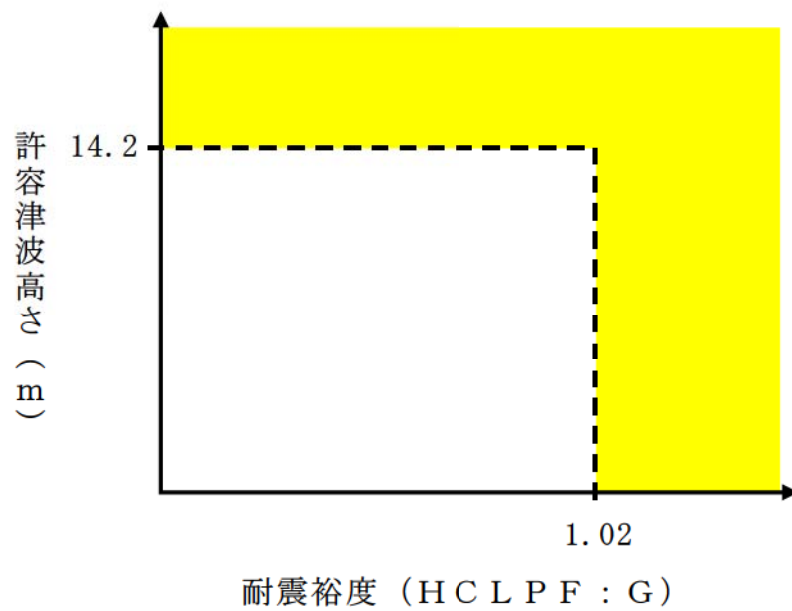
第 3.1.4.2.3.6 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

（重畳：運転停止時炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））（1 / 2）

(ロ)津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却海水系の喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.6 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：運転停止時炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））（2 / 2）



第 3.1.4.2.3.7 図 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(運転停止時炉心)

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却機能喪失，外部電源喪失

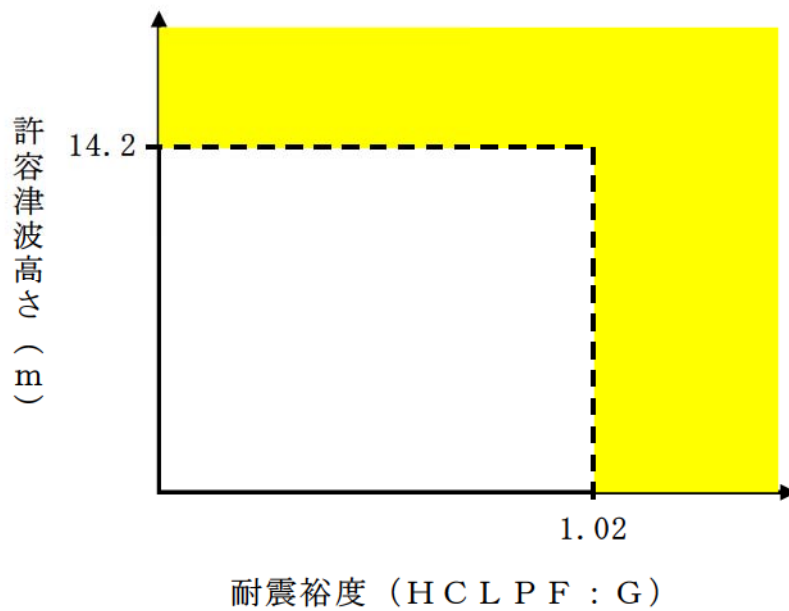
参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.8 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：格納容器機能喪失（地震による起因事象をベースとした評価））

(ロ)津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却海水系の喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.9 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：格納容器機能喪失（津波による起因事象をベースとした評価））



第 3.1.4.2.3.10 図 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(格納容器機能喪失)

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 1）
起因事象：外部電源喪失

参考資料 5 に記載する

第 3.1.4.2.3.11 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：S F P 燃料損傷（地震による起因事象をベースとした評価））（1 / 2）

(イ)地震に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却機能喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.11 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
（重畳：S F P 燃料損傷（地震による起因事象をベースとした評価））（2 / 2）

(Ⅱ)津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 1）
起因事象：外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.12 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

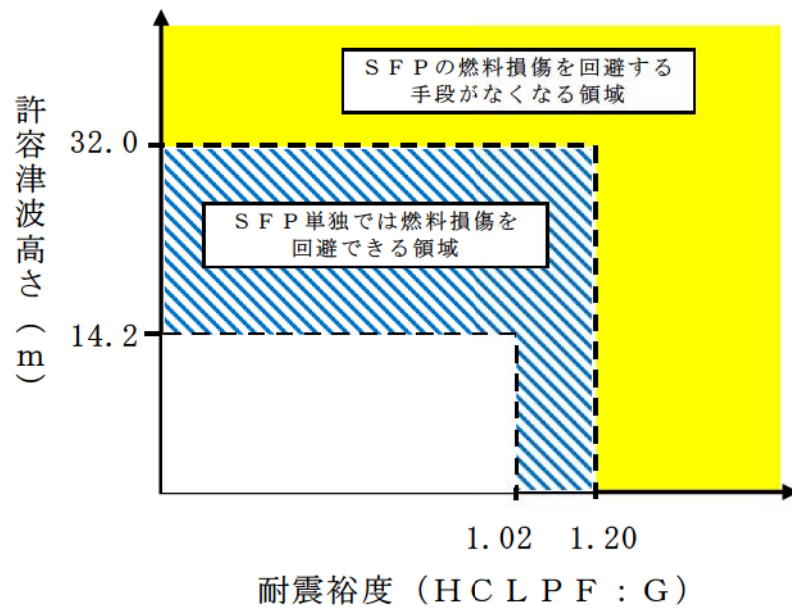
（重畳：S F P 燃料損傷（津波による起因事象をベースとした評価）（1 / 2）

(ロ)津波に係る起因事象をベースとした評価（区分 2）
起因事象：原子炉補機冷却海水系の喪失，外部電源喪失

参考資料 5 に記載する。

第 3.1.4.2.3.12 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

（重畳：S F P 燃料損傷（津波による起因事象をベースとした評価）（2 / 2）



第 3. 1. 4. 2. 3. 13 図 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(SFP燃料損傷)

3.1.4.2.4 地震又は津波に対するその他の自然現象の重畳

クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加え、地震又は津波とは独立したその他の自然現象の重畳が生じた場合に、クリフエッジ・エフェクトに大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、それを考慮したクリフエッジ・エフェクトを特定する必要がある。

ここでは、伊方発電所の立地条件を踏まえて、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加え、その他の自然現象が重畳して発生する可能性を十分に考慮し、クリフエッジ・エフェクトの発生を防止するために必要な防護すべき設備の機能維持、作業性及び接近性の観点から、その他の自然現象の重畳による影響を評価する。

なお、その他の自然現象の規模について、伊方発電所の敷地付近における観測データの最大規模等を考慮して設定することとし、具体的には伊方3号機について、設置許可及び工認における想定と同等とする。

(1) その他の自然現象の重畳を考慮する自然現象の特定

伊方発電所の立地条件を踏まえて、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加えて、重畳して発生する可能性があると考えられるその他の自然現象を特定するにあたり、設計上考慮している自然現象（地震と津波を除く。）として、原子炉設置変更許可で整理された以下の9事象を対象に検討した。

- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻
- ・ 凍結

- ・ 降 水
- ・ 積 雪
- ・ 落 雷
- ・ 火 山
- ・ 生物学的事象
- ・ 森林火災

ここで、火山については、設置許可及び工認での想定と同様に、地震、津波とは独立事象として扱い、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波と、設計基準想定 of 火山の噴火の各頻度が十分小さいことから、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加えて、重畳して発生することは考慮しない。

竜巻についても、地震、津波とは独立事象であり、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波と設計基準想定 of 竜巻の各頻度が十分小さいことから、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加えて重畳して発生することは考慮しない。

以上より、伊方発電所の立地条件を踏まえて、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加えて、重畳して発生する可能性があると考えられるその他の自然現象を以下のとおり特定した。

- ・ 風（台風）
- ・ 凍 結
- ・ 降 水
- ・ 積 雪
- ・ 落 雷
- ・ 生物学的影响

- ・森林火災

(2) その他の自然現象の重畳の影響評価

a. 機能維持

クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に加え、前項にて特定したその他の自然現象が重畳して発生した場合を想定し、防護すべき設備に対して、機能維持の観点から、その他の自然現象の重畳による影響を評価した。

ここで、「その他の自然現象の重畳による影響」とは、地震と津波がプラントに及ぼす影響と同等の影響（例えば地震による荷重に加えて、その他自然現象による荷重が重なる場合等）であり、プラントに及ぼす影響が異なる自然現象を、地震と津波に組み合わせたとしても（例えば地震による荷重に、落雷による電氣的影響が加わる場合等）、各々の評価結果に包絡される。

設置許可において、各自然現象がプラントに及ぼす影響について、第 3.1.4.2.4.1 表のとおり整理しており、機能維持の観点でプラントに及ぼす影響としては荷重、温度、閉塞、浸水、電氣的影響、腐食及び磨耗が該当するが、これらのうち、(1)において特定した自然現象に対して、地震、津波がプラントに及ぼす影響である荷重、浸水と同じ影響を有する自然現象を特定した結果、荷重に関しては風（台風）及び積雪が特定され、浸水に関しては降水が特定された。

このうち、荷重の観点では、まず風（台風）の重畳について、工事計画認可での整理と同様に、屋外の防護対象設備については風による受圧面積が相対的に小さいこと、また屋内の防護対象設備についてはコンクリート構造物等の自重が大きい建屋等内に設

置されていること等から、風荷重の影響は小さいと考えられるため、重畳の影響を考慮する必要は無い。

次に、積雪との重畳について、積雪は予見性があること、大雪が発生した場合には防護すべき設備の除雪を行うこととしているため、重畳の影響を考慮する必要は無い。

浸水の観点では、降水の影響は津波に包絡されるため、重畳の影響を考慮する必要は無い。

以上より、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に対し、防護すべき設備の機能維持の観点で、その他の自然現象の重畳が影響を及ぼすことはない。

b. 接近性

接近性の観点は、第3.1.4.2.4.1表のアクセス性が該当するが、屋外アクセスルートに対しては、設置許可及び工認において、その他の自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するとともに、必要に応じてホイールローダにより障害物を除去し、アクセスルートを確保できる。

また、屋内アクセスルートに対しては、その他自然現象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保している。

以上より、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に対し、防護対象設備への接近性の観点で、その他自然現象の重畳が影響を及ぼすことはない。

c. 作業性

視認性を含む作業性の観点では、高線量下、夜間、悪天候、照

明機能喪失等を考慮する必要があるが、伊方発電所においては、実働訓練においてこれらの悪条件を想定し、必要な保護具や資機材等を活用した訓練を実施している。

以上より、クリフエッジ・エフェクトとなる地震及び津波が発生した状況に対し、防護すべき設備の作業性の観点で、その他自然現象の重畳が影響を及ぼすことはない。

第 3.1.4.2.4.1 表 想定される自然現象とプラントに及ぼす影響

	プラントに及ぼす影響								
	機能維持							接近性	視認性
	荷重	温度	閉塞	浸水	電氣的影響	腐食	磨耗	アクセス性	
風 (台風)	○	—	—	—	—	—	—	○	—
竜巻	○	—	—	—	—	—	—	○	—
凍結	—	○	○	—	—	—	—	○	—
降水	—	—	—	○	—	—	—	○	○
積雪	○	—	—	—	—	—	—	○	○
落雷	—	—	—	—	○	—	—	—	—
火山	○	—	○	—	○	○	○	○	○
生物学的影響	—	—	○	—	○	—	—	—	—
森林火災	—	○	○	—	○	—	○	○	○
地震	○	—	—	—	—	—	—	○	○
津波	○	—	—	○	—	—	—	○	—

3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価

3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定

(1) 評価方針

地震、津波及び地震と津波の重畳時に生じる起因事象に対する収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオを対象に、必要な緩和機能を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。

(2) 評価対象とする収束シナリオ

a. 炉心損傷防止

地震時に生じる起因事象は、「主給水流量喪失」、「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」であり、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第3.1.4.2.1.5図に示す収束シナリオ④、⑤及び⑥である。

津波時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」であり、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第3.1.4.2.2.5図に示す収束シナリオ④、⑤及び⑥である。

地震と津波の重畳時に生じる起因事象は、地震時に生じる起因事象及び津波時に生じる起因事象と同じである。また、地震時に生じる起因事象に対して、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオと津波時に生じる起因事象に対して、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオは同じであることから、以下に示す収束シナリオを評価対象とする。

- i. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用
所内交流動力電源が喪失する事故
- ii. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用
所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生す
る事故

b. 格納容器機能喪失防止

地震時に生じる起因事象は、「主給水流量喪失」、「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」であり、炉心損傷後に格納容器機能喪失を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第 3.1.4.2.1.13 図に示す収束シナリオ①である。

津波時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」であり、炉心損傷後に格納容器機能喪失を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第 3.1.4.2.2.13 図に示す収束シナリオ①である。

地震と津波の重畳時に生じる起因事象は、地震時及び津波時に生じる起因事象と同じである。また、地震時に生じる起因事象に対する耐力の最も大きい収束シナリオと津波時に生じる起因事象に対する耐力の最も大きい収束シナリオは同じであることから、以下に示す収束シナリオを評価対象とする。

- i. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用
所内交流動力電源の喪失及び補助給水機能が喪失する事故
- ii. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用
所内交流動力電源の喪失、補助給水機能の喪失及び R C P シ

ール L O C A が発生する事故

c. 停止時燃料損傷防止

地震時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」であり、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第 3.1.4.2.1.10 図に示す収束シナリオ②である。

津波時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」，「原子炉補機冷却水系の喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の喪失」であり、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち、耐力の最も大きい収束シナリオは、第 3.1.4.2.2.10 図に示す収束シナリオ②である。

地震と津波の重畳時に生じる起因事象は、地震時に生じる起因事象及び津波時に生じる起因事象と同じである。また、地震時に生じる起因事象に対して、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオと津波時に生じる起因事象に対して、炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオは同じであることから、以下に示す収束シナリオを評価対象とする。

- i. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故

d. S F P 燃料損傷防止

地震時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」，「S F P 冷却機能喪失」，「原子炉補機冷却機能喪失」及び「S F P 損傷」であり、S F P 燃料損傷を防止するための収束シナリオのうち、耐

力の最も大きい収束シナリオは、第 3.1.4.2.1.18 図に示す収束シナリオ③である。

津波時に生じる起因事象は、「外部電源喪失」，「原子炉補機冷却水系の喪失」，「原子炉補機冷却海水系の喪失」及び「SFP冷却機能喪失」であり，SFP燃料損傷を防止するための収束シナリオのうち，耐力の最も大きい収束シナリオは，第 3.1.4.2.2.18 図に示す収束シナリオ③である。

地震と津波の重畳時に生じる起因事象は，地震時に生じる起因事象及び津波時に生じる起因事象と同じである。また，地震時に生じる起因事象に対して，SFP燃料損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオと津波時に生じる起因事象に対して，SFP燃料損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオは同じであることから，以下に示す収束シナリオを評価対象とする。

- i. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し，SFP冷却機能又は注水機能が喪失することにより，SFP内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故

3.1.4.3.2 事象進展と時間評価

(1) 評価方法

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した収束シナリオについて，解析等により事象進展を確認し，収束シナリオの成立に必要な緩和機能を開始するまでの余裕時間（以下「余裕時間」という。）及び継続を必要とする時間（以下「継続時間」という。）を評価する。

但し、余裕時間については、以下の a 項から d 項に係る緩和機能以外の緩和機能を対象に評価する。

a. 自動で作動又は停止する緩和機能

余裕時間の評価は、運転員等操作がどの程度まで遅れることが許容されるかを特定するものである。そのため、自動で作動又は停止する緩和機能については、余裕時間評価の対象外とする。

b. サポート系の緩和機能

サポート系の緩和機能が想定どおり作動した場合でも、フロントライン系の緩和機能が作動しない場合には、緩和機能を果たせないことから、サポート系の緩和機能の余裕時間を確認することは実質的にフロントライン系の緩和機能の余裕時間を確認することと同等である。そのため、サポート系の緩和機能については、余裕時間評価の対象外とする。

c. 中央制御室内で操作を行う緩和機能

中央制御室内で完結する操作は、現地操作と比較して、時間遅れが発生するとは考えにくい。そのため、中央制御室内で操作を行う緩和機能については、余裕時間評価の対象外とする。

d. 長期冷却に係る緩和機能

長期冷却に係る緩和機能の操作は既に十分な余裕時間がある。そのため、長期冷却に係る緩和機能については、余裕時間評価の対象外とする。

(2) 評価結果

a. 炉心損傷防止

(a) 評価条件

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定し

た炉心損傷防止に係る収束シナリオのうち、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に係る主要解析条件を第 3.1.4.3.1 表に、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」に係る主要解析条件を第 3.1.4.3.2 表に示す。

なお、本収束シナリオは、原子炉設置変更許可申請書添付書類十における、運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に係る事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同じである。

(b) 事象進展

4. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故

本収束シナリオの事象進展のうち、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、炉心水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.1 図から第 3.1.4.3.9 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.10 図から第 3.1.4.3.15 図に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、R C P シール L O C A は発生しないことから 1 次系は高圧で維持される。

事象発生約 1 分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量

は回復する。事象発生後の 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することにより、事象発生後の約 63 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生後の約 28 時間後に 1 次系圧力が約 1.7MPa [gage] に到達し、その状態を維持し、その 10 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、さらに 10 分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し 2 次系強制冷却を再開する。

事象発生後の約 31 時間後に、1 次系圧力が 0.83MPa [gage] に到達した時点で、R C P 封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることにより、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えいは停止し、事象発生後の約 34 時間後に 1 次系圧力が約 0.7MPa [gage] に到達する。

燃料被覆管温度は、第 3.1.4.3.9 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次系圧力は第 3.1.4.3.1 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa [gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.2MPa [gage] にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa [gage]) を下回る。

また、R C P シール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、収束シナリオ ii より厳しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.283MPa

[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。

第 3.1.4.3.1 図及び第 3.1.4.3.2 図に示すとおり、1 次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生約 34 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

- ロ. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故

本収束シナリオの事象進展のうち、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、原子炉容器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.16 図から第 3.1.4.3.26 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.27 図から第 3.1.4.3.32 図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の原子炉格納容器パラメータの変化を第 3.1.4.3.33 図及び第 3.1.4.3.34 図に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、原子炉補機冷却機能喪失及び R C P シール L O C A の発生を想定することから、1 次系圧力は除々に低下する。

事象発生約 1 分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生約 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作に

よる 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することにより、事象発生の約 38 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約 52 分後に 1 次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、事象発生の 70 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生の 80 分後に 2 次系強制冷却を再開する。事象発生の約 2.2 時間後に、1 次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達した段階で、自冷式充てんポンプ（以下、「充てんポンプ（B、自己冷却式）」という。）による代替炉心注水を開始することにより 1 次系保有水量の減少が抑制され、炉心の冠水状態は維持される。

燃料被覆管温度は、第 3.1.4.3.26 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次系圧力は、第 3.1.4.3.16 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 3.1.4.3.33 図及び第 3.1.4.3.34 図に示すとおり、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、

第3.1.4.3.35図及び第3.1.4.3.36図に示すとおり、事象発生の約75時間後に原子炉格納容器温度が110℃に到達することにより格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却が開始され、原子炉格納容器圧力及び温度は低下に転じる。

事象発生の約4時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

(c) 余裕時間評価

(b)に示すとおり、「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した炉心損傷防止に係る収束シナリオのうち、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に係る余裕時間は、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」に包絡されることから、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を対象に余裕時間を評価する。

4. 余裕時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・原子炉停止
- ・補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）

- ・主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）
- ・空冷式非常用発電装置からの給電
- ・蓄圧注入による炉心への注水
- ・充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水
- ・代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水
- ・中型ポンプ車による補機冷却
- ・高圧注入による再循環炉心冷却（海水）
- ・格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）

このうち，(1)のa. からd. に該当するものを除外した結果，以下の緩和機能が抽出された。

- ・主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）
- ・充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水
- ・代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

ロ. 余裕時間評価

イ. にて抽出した各緩和機能の余裕時間を以下のとおり評価した。

(イ) 主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）

主蒸気逃がし弁による熱放出の余裕時間を確認するため，主蒸気逃がし弁による熱放出の開始を 30 分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果，第 3.1.4.3.37 図から第 3.1.4.3.40 図に示すとおり，1 次系の減温，減圧が遅くなることにより，1 次系からの漏えい量が多くなり，1 次系保有水量の減少が速くなるが，炉心損傷に至るまでには十分な余裕がある。このため，余裕時間として事象発生から 60 分程度は確保できる。

(ロ) 充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水又は充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水に失敗した場合の緩和機能である代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水の余裕時間を確認するため、炉心注水を約 5.8 時間遅い事象発生 8 時間後に開始した場合の感度解析を実施した。その結果、第 3.1.4.3.41 図から第 3.1.4.3.44 図に示すとおり、炉心への注水が遅くなることにより 1 次系保有水量が低下し、燃料被覆管温度が上昇するが、燃料被覆管最高温度は約 764℃であり、炉心損傷に至るまでには十分な余裕がある。このため、余裕時間として事象発生から 8 時間程度は確保できる。

(d) 継続時間評価

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した炉心損傷防止に係る収束シナリオである、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故」及び「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」を対象に継続時間を評価する。

イ. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故

(イ) 継続時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 原子炉停止

- ・ 補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）
- ・ 主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）
- ・ 空冷式非常用発電装置からの給電
- ・ 蓄圧注入による炉心への注水

(ロ) 継続時間評価

(イ)項にて抽出した各緩和機能のうち、緩和機能の動作後の状態維持が必要な緩和機能を対象に、継続時間を以下のとおり評価した。

1) 補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

2) 主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

3) 空冷式非常用発電装置からの給電

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出により 1 次系圧力及び 1 次系温度を一定に維持することで安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

4) 蓄圧注入による炉心への注水

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、1 次系の自然循環を維持するため、蓄圧タンクから 1 次系に窒素が放出されるまでに、蓄圧タンク出口弁を閉止する必要がある。このため、1 次系圧力が、蓄圧タンク出口弁を閉止する圧力まで低下する、事象発生の約 28 時間後まで当該緩和機能の継続が必要となる。

- ロ. 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故

(イ) 継続時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 原子炉停止
- ・ 補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）
- ・ 主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）
- ・ 空冷式非常用発電装置からの給電
- ・ 蓄圧注入による炉心への注水
- ・ 充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水
- ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水
- ・ 中型ポンプ車による補機冷却
- ・ 高圧注入による再循環炉心冷却（海水）
- ・ 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱
（海水冷却）

(ロ) 継続時間評価

(イ)項にて抽出した各緩和機能のうち、緩和機能の動作後の

状態維持が必要な緩和機能を対象に、継続時間を以下のとおり評価した。

1) 補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

2) 主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

3) 空冷式非常用発電装置からの給電

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出により 1 次系圧力及び 1 次系温度を一定に維持すること、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱に

より安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

4) 蓄圧注入による炉心への注水

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、1次系の自然循環を維持するため、蓄圧タンクから1次系に窒素が放出されるまでに、蓄圧タンク出口弁を閉止する必要がある。このため、蓄圧タンク出口弁を閉止する事象発生の約 70 分後まで当該緩和機能の継続が必要となる。

5) 充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B，自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

6) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B，自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、充てんポンプ（B，自己冷却式）による炉心への注水に失敗した場合は、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

7) 中型ポンプ車による補機冷却

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

8) 高圧注入による再循環炉心冷却（海水）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

9) 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）

(b)項に示すとおり、本収束シナリオでは、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁による熱放出、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

b. 格納容器機能喪失防止

炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオと、炉心損傷後に格納容器機能喪失を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオの地震に係る耐力は 1.02G、津波に係る耐力は 14.2m と同じであることから、炉心損傷を防止するための緩和機能の喪失と同時に格納容器機能喪失を防止するための緩和機能も機能喪失する。このため、余裕時間及び継続時間を評価する緩和機能はない。

しかしながら、炉心損傷の発生から格納容器機能喪失に至るまでに一定時間を要することから、安全裕度評価で考慮していない格納容器機能喪失防止対策の検討に資するため、より事象進展の早い「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失、補助給水機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」を対象に、格納容器機能喪失に至るまでの時間を評価した。

(a) 評価条件

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失、補助給水機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」に係る主要解析条件を第 3.1.4.3.3 表に示す。

(b) 事象進展

本シナリオにおける事象進展のうち、1 次系圧力の変化を第 3.1.4.3.45 図に、原子炉容器水位の変化を第 3.1.4.3.46 図に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母

線電圧が低下することにより「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、RCP シール LOCA に伴う 1 次冷却材の流出により 1 次系圧力が低下するが、すべての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1 次系圧力が一時的に上昇し、更なる 1 次冷却材の流出に伴い 1 次系圧力は低下に転じる。

原子炉容器水位は、1 次冷却材の流出が継続することにより低下し、事象発生から約 2.3 時間後に炉心溶融に至る。

その後、事象発生から約 3.1 時間後には 1 次系圧力が蓄圧タンク保持圧を下回り蓄圧注入系が作動するが、事象発生から約 4.2 時間後に、1 次系圧力約 8.3MPa[gage]の状態では原子炉容器破損に至ることで、格納容器雰囲気直接加熱の観点から格納容器機能喪失に至る可能性がある。

(c) 格納容器機能喪失に至るまでの時間評価

(b) 項並びに第 3.1.4.2.1.13 図及び第 3.1.4.2.2.13 図に示すとおり、事象発生から約 2.3 時間後に、格納容器隔離失敗の観点から格納容器機能喪失に至る可能性があるため、「空冷式非常用発電装置からの給電」及び「格納容器隔離」の緩和機能を約 2.3 時間後までに復旧することにより、格納容器の機能喪失を防止できる可能性がある。

また、事象発生から約 4.2 時間後に、格納容器雰囲気直接加熱の観点から格納容器機能喪失に至る可能性があるため、「加圧器逃がし弁（窒素ポンプ）による 1 次系強制減圧」の緩和機能を約 4.2 時間後までに復旧することにより、格納容器の機能喪失を防止できる可能性がある。

c. 停止時燃料損傷防止

(a) 評価条件

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに原子炉補機冷却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に係る主要解析条件を第 3.1.4.3.4 表に示す。

なお、本収束シナリオは、原子炉設置変更許可申請書添付書類十における、運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に係る事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同じである。

(b) 事象進展

本収束シナリオの事象進展のうち、1 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.47 図から第 3.1.4.3.55 図に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1 次系温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することにより 1 次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、

事象発生後の 50 分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1 次系保有水量を確保することができる。

炉心上端ボイド率は、第 3.1.4.3.48 図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により炉心が露出することではなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び 1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値

は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-10\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第 3.1.4.3.55 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1 次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1 次系保有水量及び 1 次系温度は、第 3.1.4.3.52 図及び第 3.1.4.3.54 図に示すとおり、事象発生から約 140 分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、高圧再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

(c) 余裕時間評価

イ. 余裕時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 空冷式非常用発電装置からの給電
- ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水
- ・ 中型ポンプ車による補機冷却
- ・ 高圧注入による再循環炉心冷却（海水）
- ・ 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）

このうち，(1)のa. からd. に該当するものを除外した結果，
以下の緩和機能が抽出された。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

ロ. 余裕時間評価

イ項にて抽出した各緩和機能の余裕時間を以下のとおり評価した。

(イ) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の操作時間
余裕としては，第 3.1.4.3.56 図に示すとおり，1 次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始時点における 1 次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果，操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに 23 分程度は確保できる。

(d) 継続時間評価

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した炉心損傷防止に係る収束シナリオである，「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに原子炉補機冷却機能喪失が発生し，非常用所内交流動力電源が喪失する事故」を対象に継続時間を評価する。

イ. 継続時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 空冷式非常用発電装置からの給電
- ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水
- ・ 中型ポンプ車による補機冷却
- ・ 高圧注入による再循環炉心冷却（海水）
- ・ 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱
（海水冷却）

ロ. 継続時間評価

イ項にて抽出した各緩和機能のうち、緩和機能の動作後の状態維持が必要な緩和機能を対象に、継続時間を以下のとおり評価した。

(イ) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水

(b) 項に示すとおり、本収束シナリオでは、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

(ロ) 中型ポンプ車による補機冷却

(b) 項に示すとおり、本収束シナリオでは、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

(ハ) 高圧注入による再循環炉心冷却（海水）

(b) 項に示すとおり，本収束シナリオでは，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水，高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから，事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

(ニ) 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）

(b) 項に示すとおり，本収束シナリオでは，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水，高圧注入による再循環炉心冷却並びに格納容器内自然対流冷却による格納容器内除熱により安定停止状態を維持することから，事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

d. S F P 燃料損傷防止

(a) 評価条件

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し，S F P 冷却機能又は注水機能が喪失することにより，S F P 内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」に係る主要解析条件を第 3.1.4.3.5 表に示す。

なお，本収束シナリオのうち S F P 初期水位条件以外は，原子炉設置変更許可申請書添付書類十における，使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に係る「想定事故 1」と同じである。

(b) 事象進展

事象発生後，S F P 冷却機能及び注水機能の喪失に伴い，S F

P 水温が徐々に上昇し、S F P への注水が行われなければ約 8 時間で 100℃に到達する。その後、S F P 水の蒸発に伴い、S F P 水位は緩慢に低下する。その後、S F P 水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 3.1.4.3.57 図に示すとおり事象発生から約 1.8 日後である。

事故を検知し、中型ポンプ車による S F P への注水を開始する時間は、事象発生から 5.6 時間（約 0.3 日）後であることから、事象発生から S F P 水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間である約 1.8 日に対して十分な時間余裕がある。

S F P 崩壊熱による S F P 水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、中型ポンプ車による注水により S F P の水位を回復させ維持することができる。

S F P の水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに中型ポンプ車による S F P への注水を開始できること、S F P 崩壊熱による S F P 水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、中型ポンプ車による S F P への注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

S F P は、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.974 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で S F P 水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、S F P 水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、S F P の未臨界は維持できる。

事象発生 5.6 時間後から中型ポンプ車による注水を行うことで、事象発生約 6.4 時間後には S F P の水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、中型ポンプ車による S F P への注水を行うことで安定状態を維持できる。

(c) 余裕時間評価

イ. 余裕時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 中型ポンプ車による海水注水

ロ. 余裕時間評価

イ項にて抽出した緩和機能の余裕時間を以下のとおり評価した。

(イ) 中型ポンプ車による海水注水

(b) 項に示すとおり、中型ポンプ車による S F P の注水を開始できる時間である事象発生から 5.6 時間後に対して、S F P 水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、事象発生から約 1.8 日後であり、十分な時間余裕がある。

(d) 継続時間評価

「3.1.4.3.1 評価方針と対象シナリオの選定」において選定した炉心損傷防止に係る収束シナリオである、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、S F P 冷却機能又は注水機能が喪失することにより、S F P 内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」を対象に継続時間を評価する。

イ. 継続時間を評価する緩和機能

本収束シナリオにおける緩和機能は、以下に示すとおりである。

- ・ 中型ポンプ車による海水注水

ロ. 継続時間評価

イ項にて抽出した緩和機能の継続時間を以下のとおり評価した。

(イ) 中型ポンプ車による補機冷却

(b) 項に示すとおり、本収束シナリオでは、中型ポンプ車による S F P 注水により安定停止状態を維持することから、事象収束まで当該緩和機能の継続が必要となる。

第 3.1.4.3.1 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ i）（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本収束シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100 % (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3 + 2.2℃	解析結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。

第 3.1.4.3.1 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ i）（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率（初期）	定格圧力において、 $1.5\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 相当となる口径約 0.2cm （約 0.07inch ）/台（3 台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	R C P シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した値を上回る値として設定。

第 3.1.4.3.1 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ i）（3 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 S G	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の 10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3 基） (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	R C P 封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。

第 3.1.4.3.1 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ i）（4 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	2 次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に 20 分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後 24 時間	—
	1 次系温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ （約 1.7MPa[gage]到達時） 及び 1 次冷却材温度 170℃ （約 0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う 1 次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから 1 次系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、約 0.5MPa の余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1 次系圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び 代替交流電源確立（24 時間）から 10 分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
	2 次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第 3.1.4.3.2 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ ii）（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5 / C O C O	本収束シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化，気液分離・対向流等，原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100 % (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり，1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41 + 0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温，減圧が遅くなるとともに，蓄圧注入のタイミングが遅くなり，比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温，減圧が遅くなるとともに，蓄圧注入のタイミングが遅くなり，比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため，燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。

第 3.1.4.3.2 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ ii）（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率（初期）	定格圧力において、約 109m ³ /h/台 （480gpm/台）相当となる口径 約 1.6cm（約 0.6inch）/台（3 台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	米国 N R C にて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内の 1 次冷却材ポンプと N R C で評価された米国製 1 次冷却材ポンプで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製 R C P シールからの漏えい率が米国評価の使用値よりさらに小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第 3.1.4.3.2 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ ii）（3 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
緩和機能に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 S G	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の 10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3 基） (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
	充てんポンプ (B, 自己冷却式) 又は 代替格納容器 スプレイポンプ	30m ³ /h	炉心への注水は、充てんポンプ（B, 自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。想定する漏えい流量に対して、1 次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。

第 3.1.4.3.2 表 主要解析条件（炉心損傷防止に係る収束シナリオ ii）（4 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
緩和機能に関連する操作条件	2 次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に 20 分を想定して設定。
	1 次系温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ （約 1.7MPa[gage]到達時） 及び 1 次冷却材温度 170℃ （約 0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う 1 次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから 1 次系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、約 0.5MPa の余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1 次系圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び 代替交流電源確立（60 分）から 10 分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
	2 次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定して設定。
	充てんポンプ （B、自己冷却式）起動	1 次系圧力 0.7MPa[gage]到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮し、安定状態到達後に 1 次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である 0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第 3.1.4.3.3 表 主要解析条件（格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオ ii）（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%（2,652MWt）×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから厳しい設定。

第 3.1.4.3.3 表 主要解析条件（格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオ ii）（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	・ 非常用所内交流動力電源喪失 ・ 補助給水機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また，補助給水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率 （初期）	定格圧力において $94\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$	R C P シール部の機能が喪失した場合の現実的な漏えい率を評価した結果として設定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 3.1.4.3.3 表 主要解析条件（格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオ ii）（3 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として，解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ，信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として，応答時間を設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし，炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3 基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個（2 個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ	効果を期待せず	炉心損傷防止に係るクリフエッジとなる地震加速度及び津波高さと同じ耐力であることから効果に期待しない。
	格納容器再循環 ユニット	効果を期待せず	炉心損傷防止に係るクリフエッジとなる地震加速度及び津波高さと同じ耐力であることから効果に期待しない
	静的触媒式水素 再結合装置 及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように，静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

第 3.1.4.3.3 表 主要解析条件（格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオ ii）（4 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心損傷防止に係るクリフエッジとなる地震加速度及び津波高さと 同じ耐力であることから効果に期待しない
	代替格納容器 スプレイポンプ の運転条件	開始	炉心損傷防止に係るクリフエッジとなる地震加速度及び津波高さと 同じ耐力であることから効果に期待しない。
		一旦 停止	
		再開	
		停止	
	格納容器再循環ユニット （A 及び B）による 格納容器内自然対流冷却 開始		炉心損傷防止に係るクリフエッジとなる地震加速度及び津波高さと 同じ耐力であることから効果に期待しない

第3.1.4.3.4表 主要解析条件（停止時燃料損傷防止に係る収束シナリオ）（1／2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本収束シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化，気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55 時間	評価結果を厳しくするように，定検検査の工程上，原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり，1次冷却材の蒸散率も大きくなることから，1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	大気圧 （0 MPa[gage]）	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 （初期）	93℃	評価結果を厳しくするように，ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり，1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ＋8 cm	評価結果を厳しくするように，プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。ミッドループ運転中の水位が低いと1次系保有水量が少なくなり，1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため，燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。

第3.1.4.3.4表 主要解析条件（停止時燃料損傷防止に係る収束シナリオ）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器ベント弁2個開放	ミッドループ運転中に確保している蒸気流出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を速める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
関連する機器条件	代替格納容器 スプレイポンプ	30m ³ /h	炉心への注水は、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。原子炉停止55時間後を事象開始として、事象発生から50分後の代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約29.7m ³ /h）を上回る流量として設定。
関連する操作条件	代替格納容器 スプレイポンプによる 代替炉心注水開始	事象発生から50分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

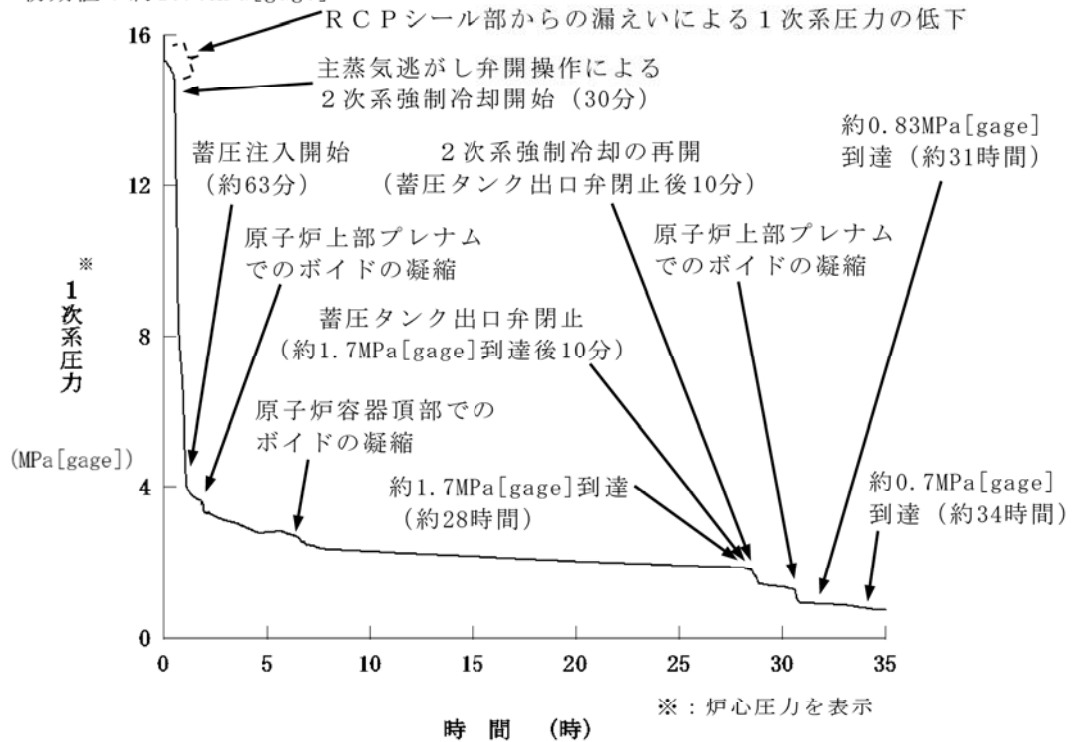
第3.1.4.3.5表 主要評価条件（SFP燃料損傷防止に係る収束シナリオ）（1／2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	SFP崩壊熱	11.715MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、SFP崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮。 SFP崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前SFP水温 （初期水温）	40℃	SFP水温の標準的な温度として設定。
	事象発生前SFP水位 （初期水位）	SFP水位低警報レベル （NWL－0.08m）に スロッシングによる 水位低下0.17mを考慮	SFP水位の実運用に基づくSFP水位低警報レベルから、SFPのスロッシングによる水位低下を考慮した水位を初期水量とする。
	SFPに 隣接するピットの状態	A，Bピット， 燃料取替用キャナル 及び 燃料検査ピット接続	原子炉からSFPに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中のSFPの状態に基づき設定。なお、SFP水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようにAピットのための水量を考慮する。また、水量はSFPの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。

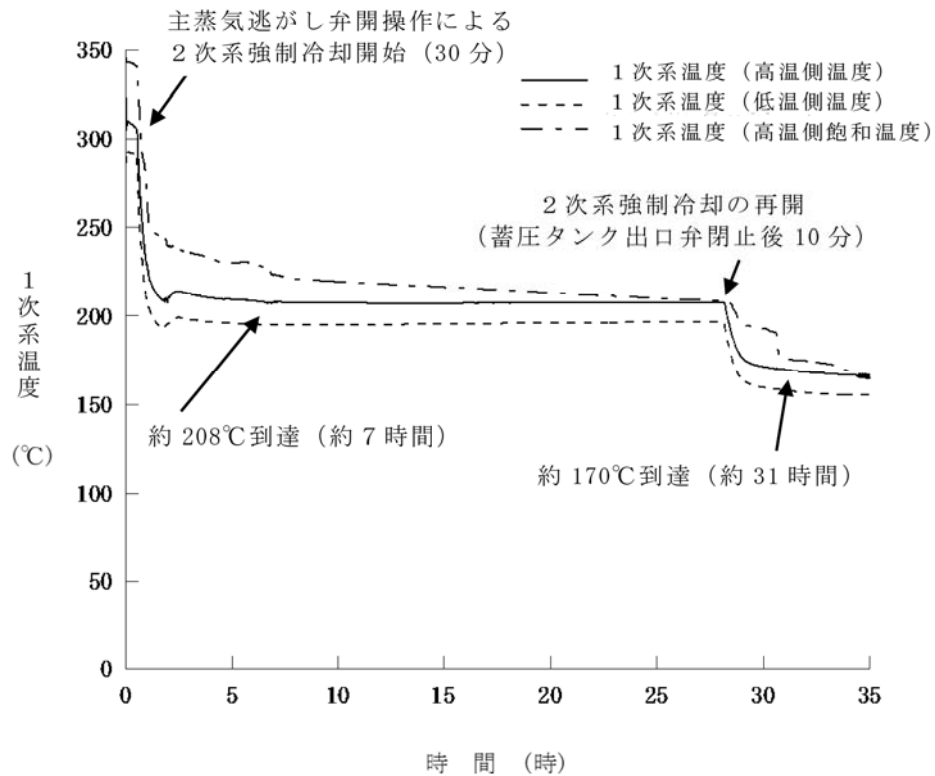
第3.1.4.3.5表 主要評価条件（SFP燃料損傷防止に係る収束シナリオ）（2／2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失，SFP冷却機能喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失，SFP冷却機能及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	注水機能喪失	SFP注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できるSFP最低水位	燃料頂部から4.33m (NWL－3.29m)	SFP中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	中型ポンプ車からSFPへの注水流量	25m ³ /h	SFP崩壊熱によるSFP水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量を設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	中型ポンプ車によるSFPへの注水開始	事象発生から5.6時間後	SFP水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり，放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでにSFPへの注水を実施するとして，現場への移動，注水準備に必要な時間等を考慮して設定。

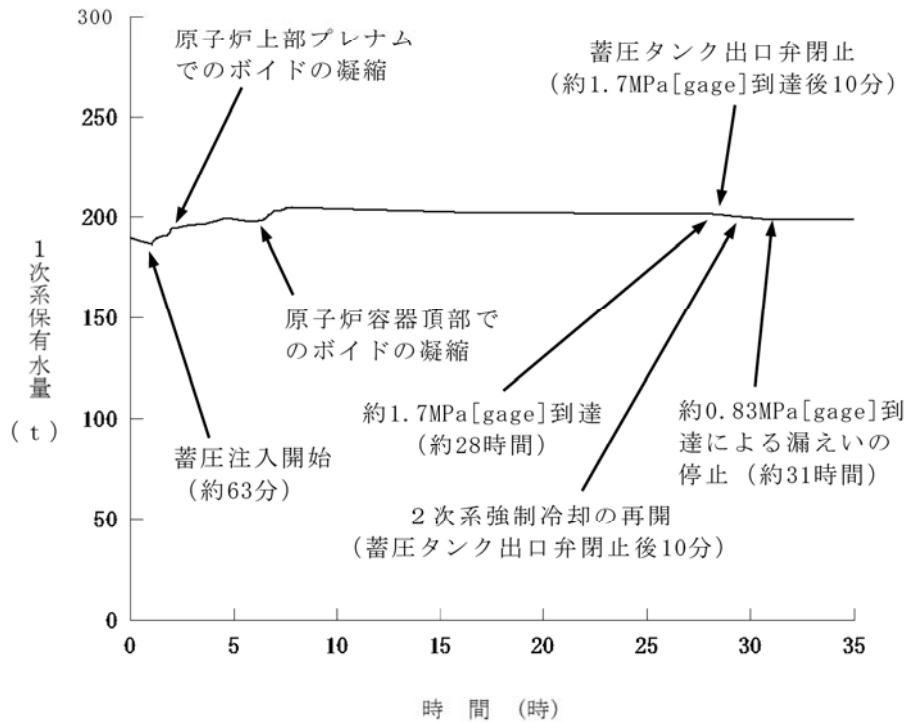
初期値：約15.9MPa[gage]



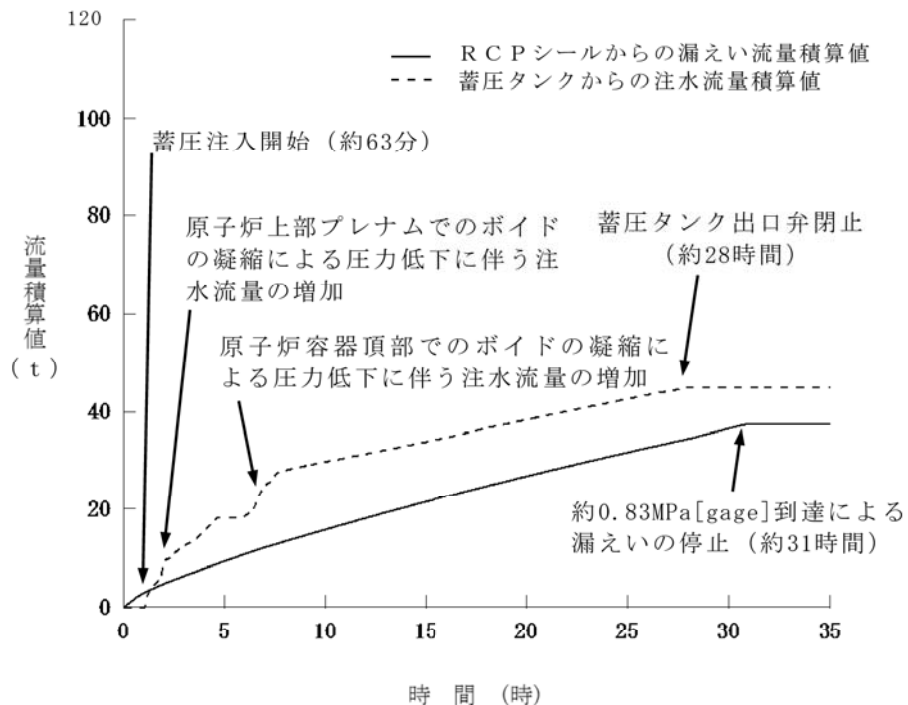
第3.1.4.3.1図 1次系圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



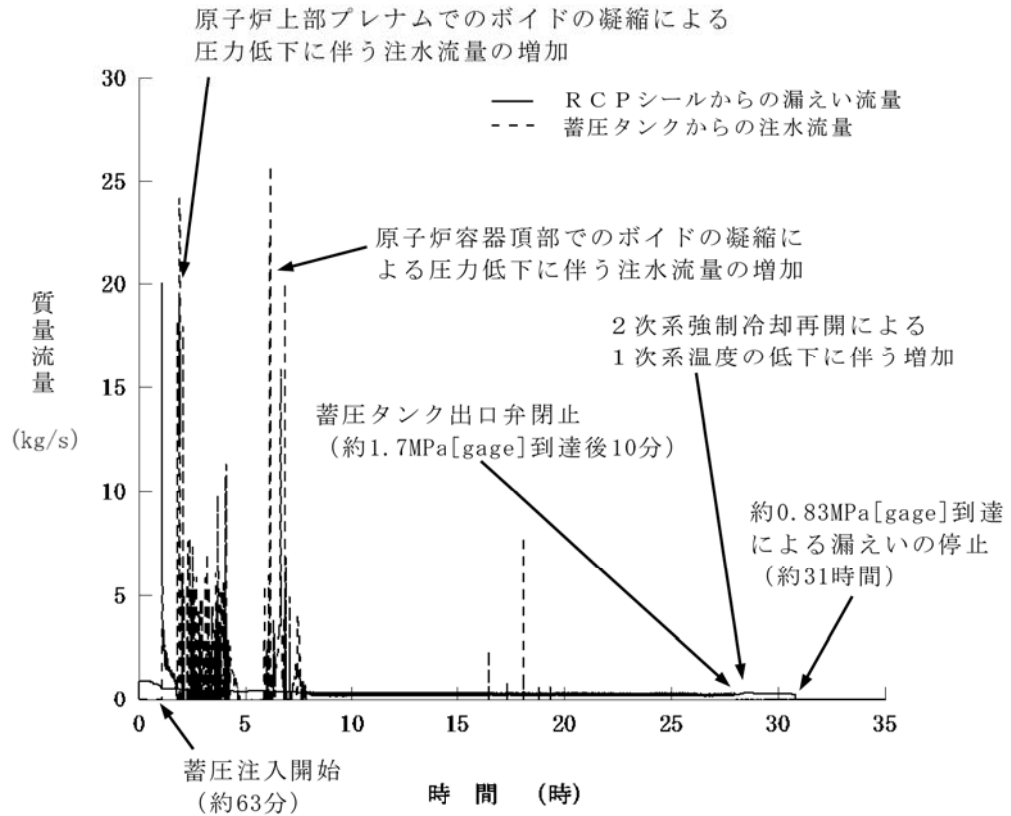
第3.1.4.3.2図 1次系温度の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



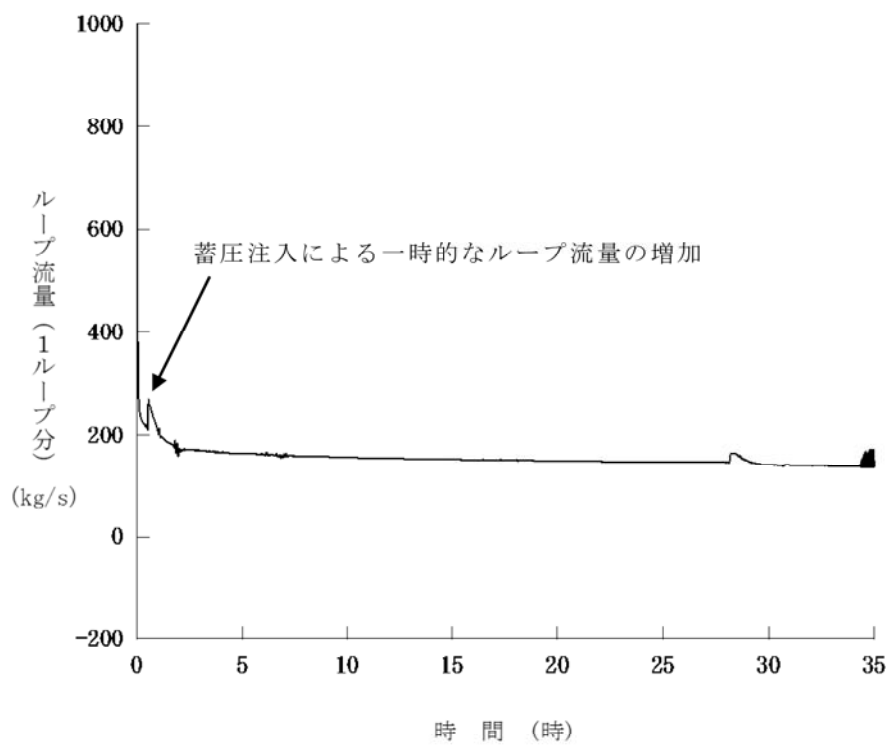
第 3.1.4.3.3 図 1 次系保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



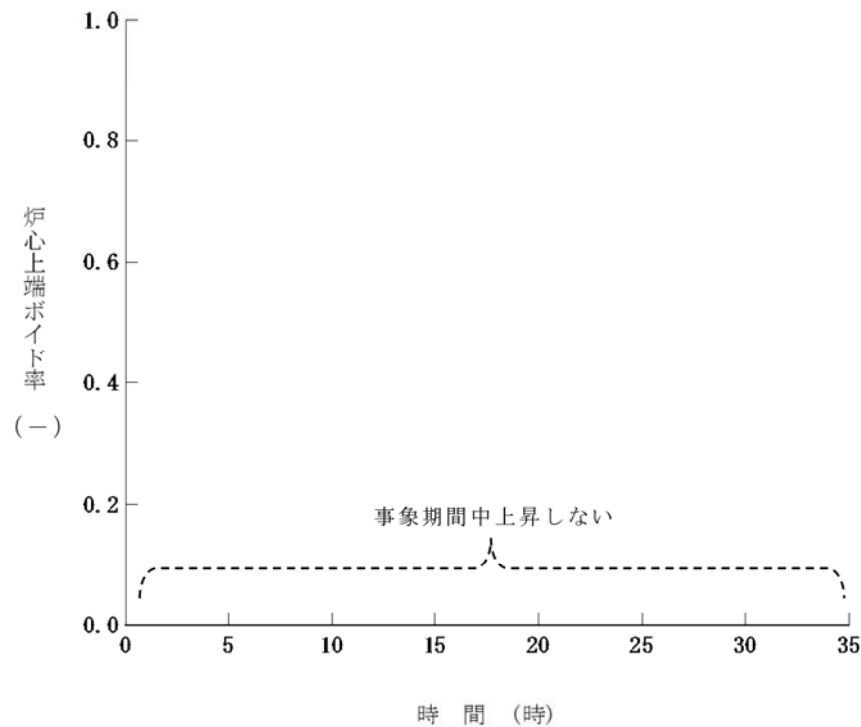
第 3.1.4.3.4 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



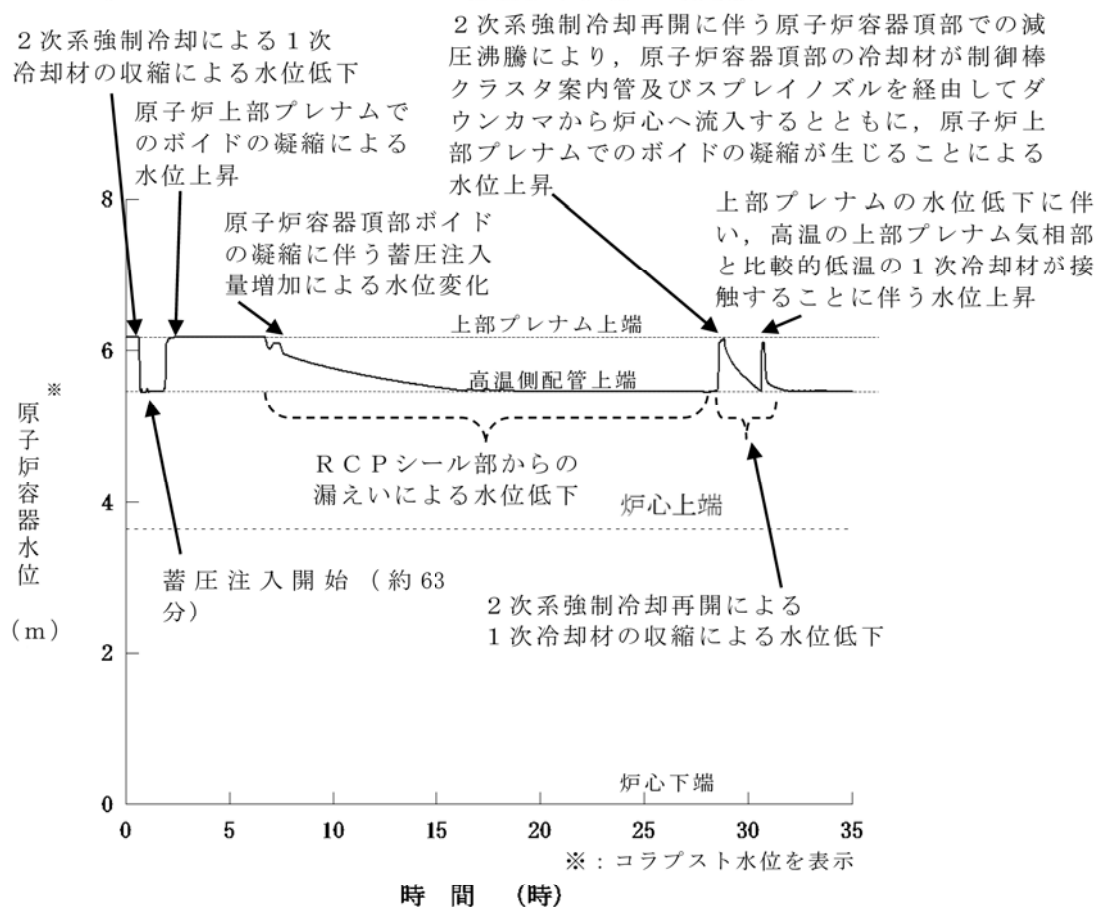
第3.1.4.3.5図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



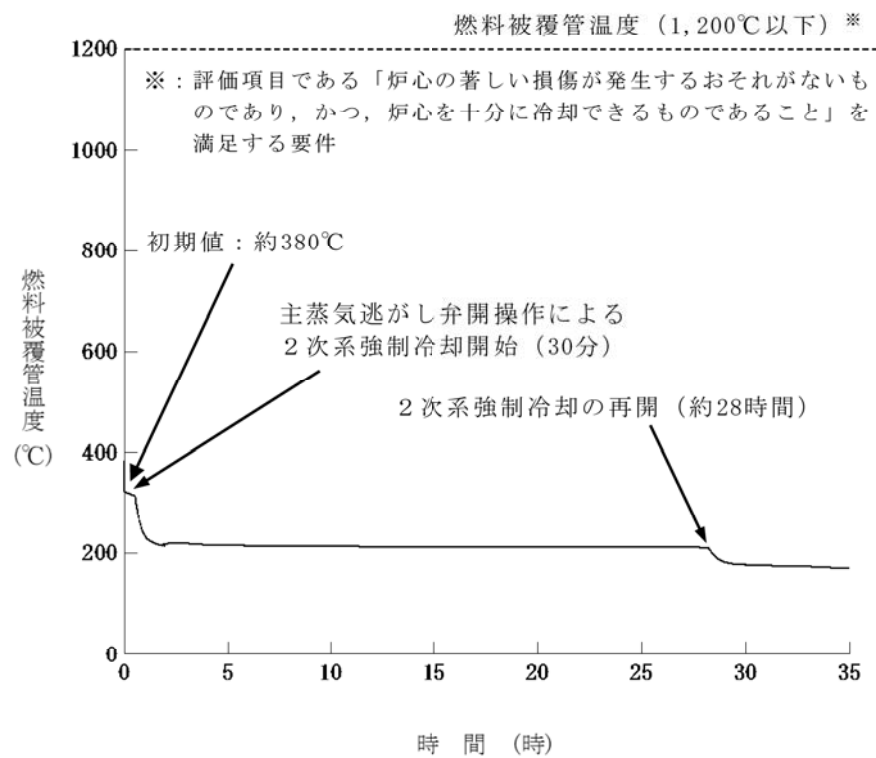
第3.1.4.3.6図 1次冷却材流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



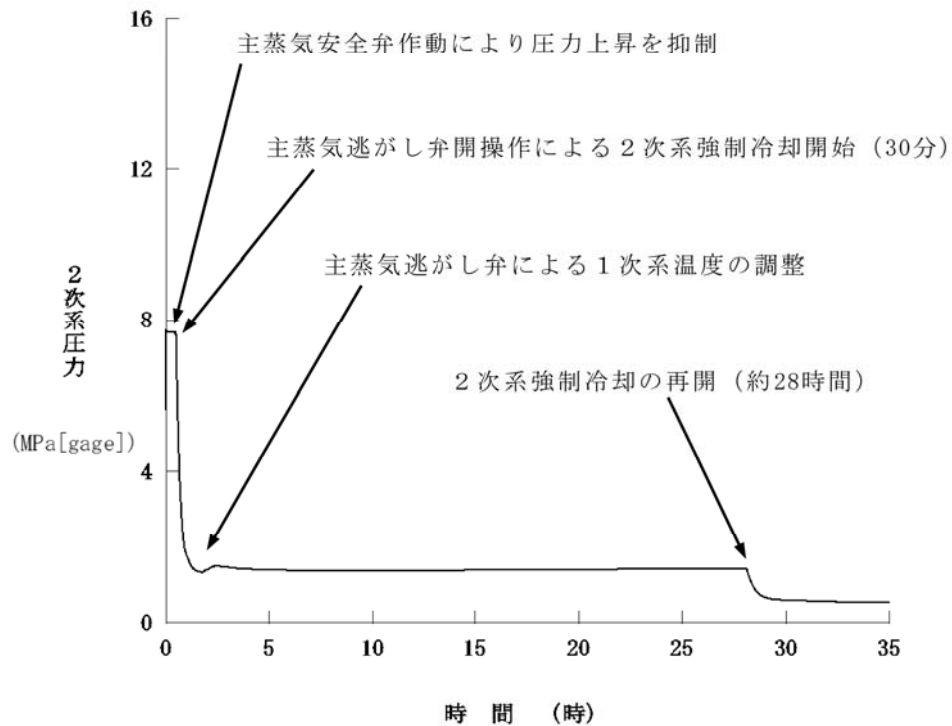
第 3.1.4.3.7 図 炉心上端ボイド率の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



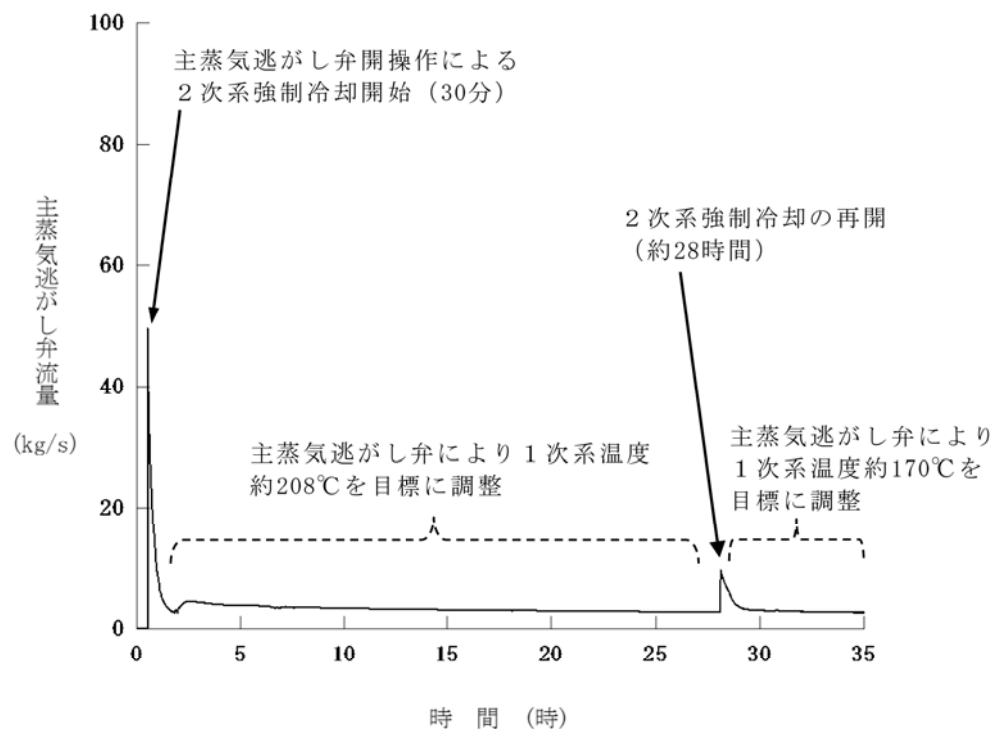
第 3.1.4.3.8 図 原子炉容器水位の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



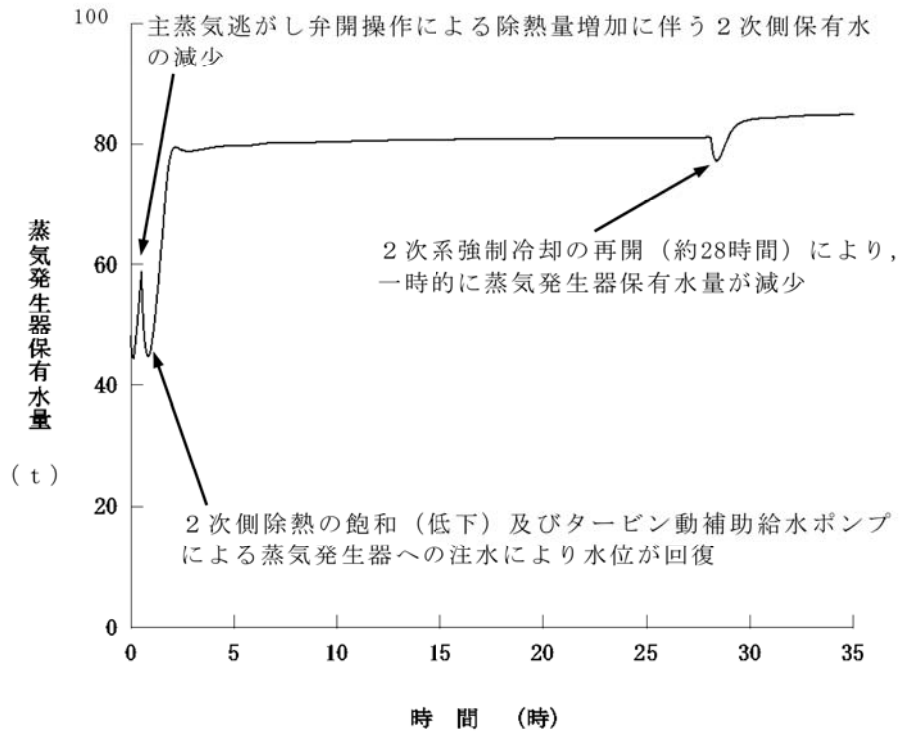
第3.1.4.3.9図 燃料被覆管温度の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



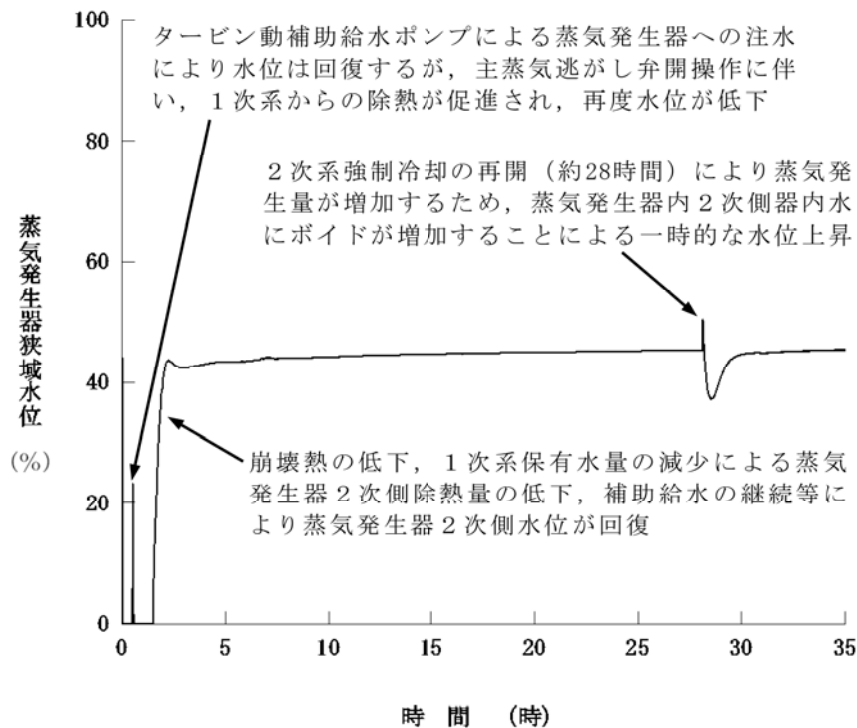
第3.1.4.3.10図 2次系圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



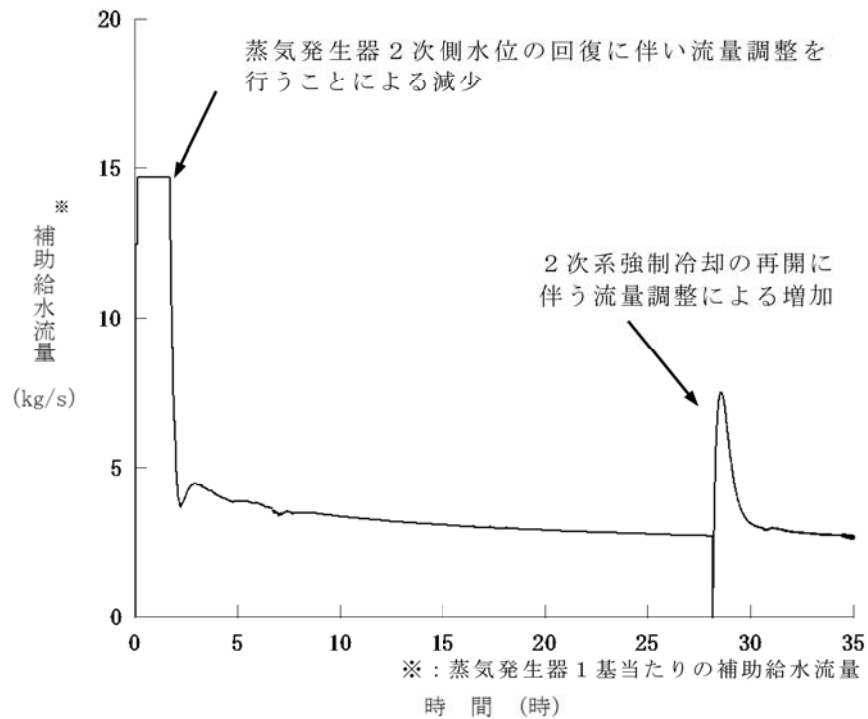
第3.1.4.3.11図 主蒸気逃がし弁流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



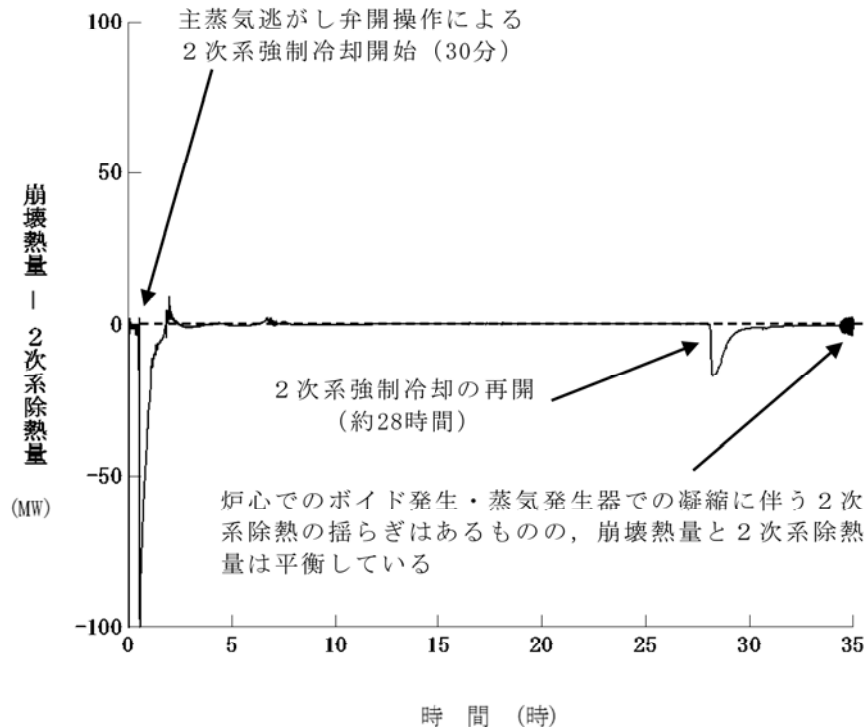
第 3.1.4.3.12 図 蒸気発生器保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



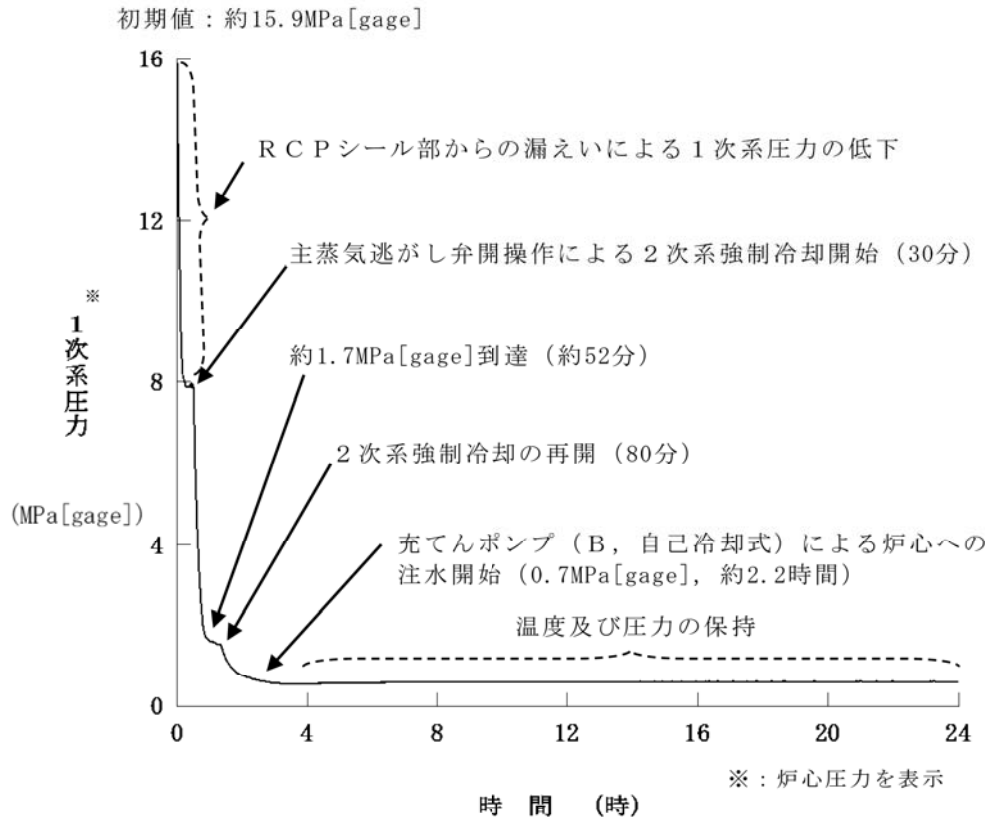
第 3.1.4.3.13 図 蒸気発生器狭域水位の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



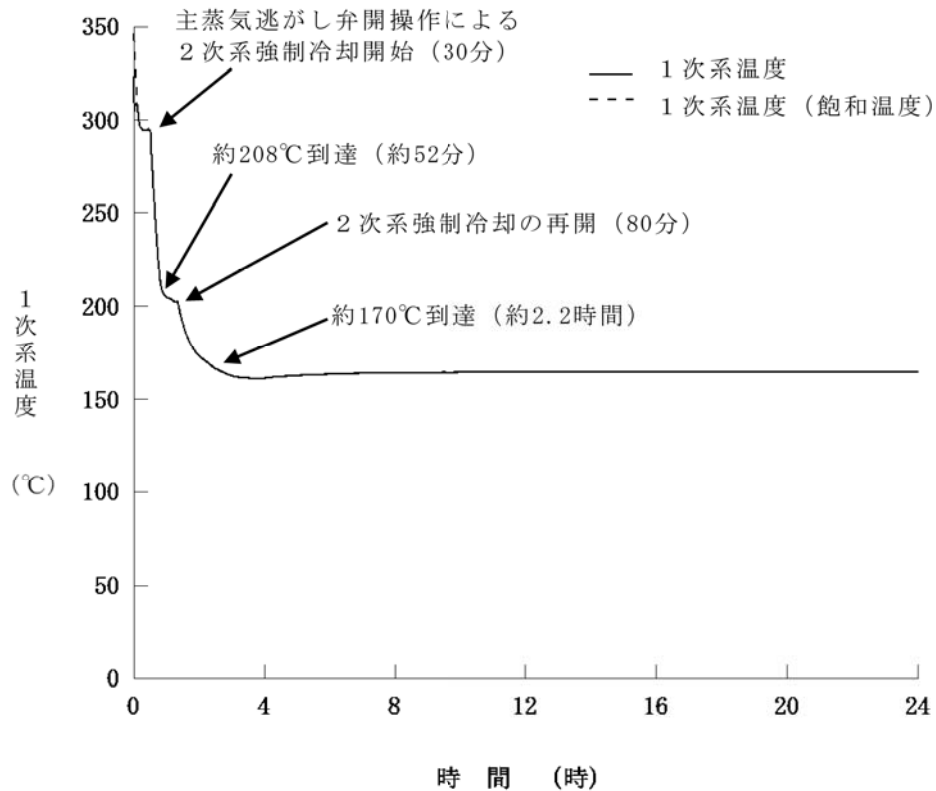
第3.1.4.3.14図 補助給水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



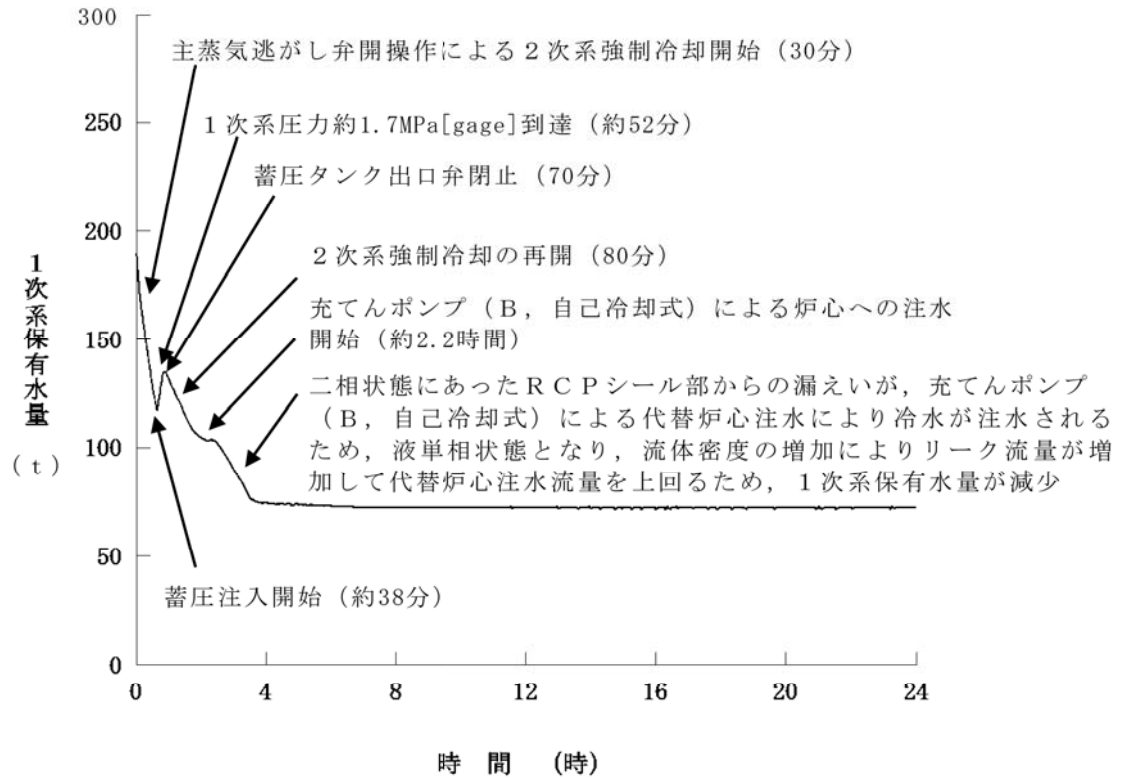
第3.1.4.3.15図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



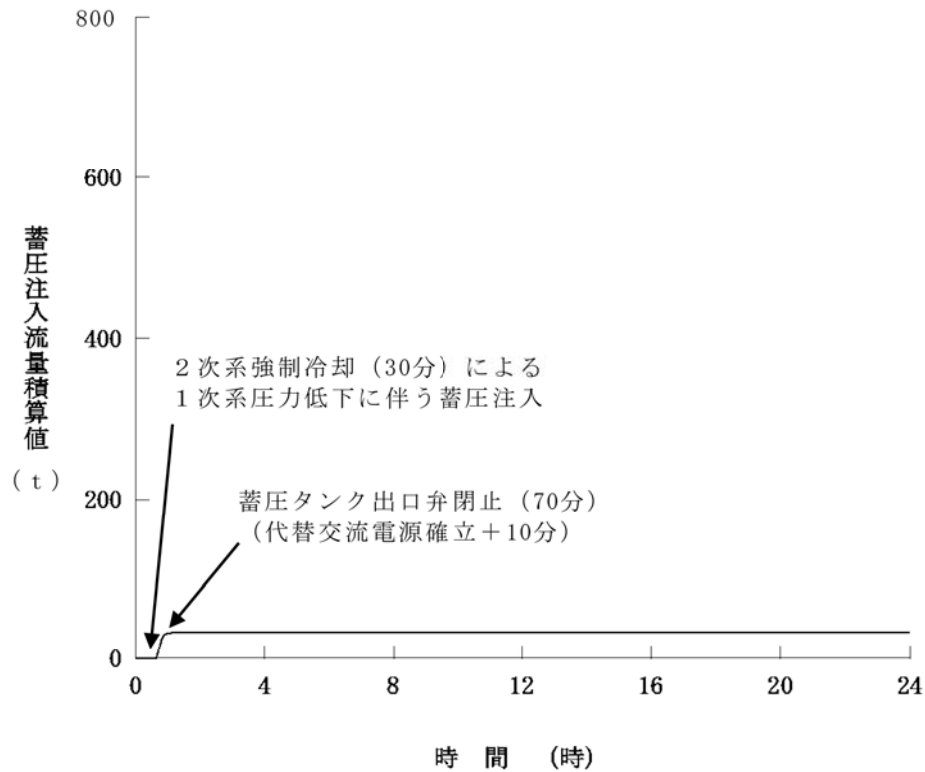
第 3.1.4.3.16 図 1 次系圧力の推移
(RC P シール LOCA が発生する場合)



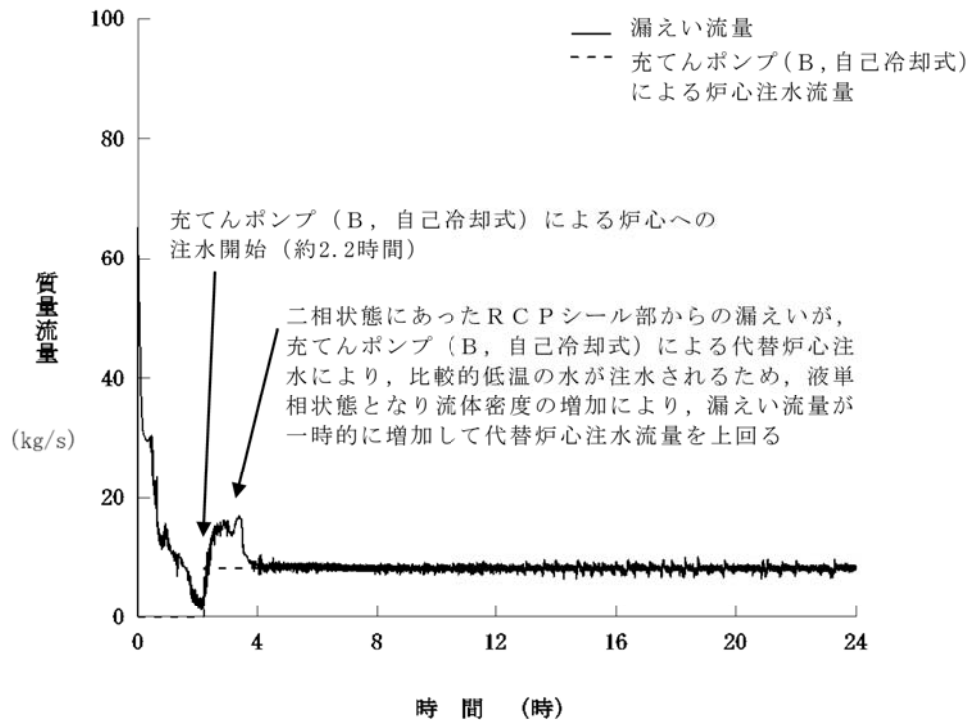
第 3.1.4.3.17 図 1 次系温度の推移
(RC P シール LOCA が発生する場合)



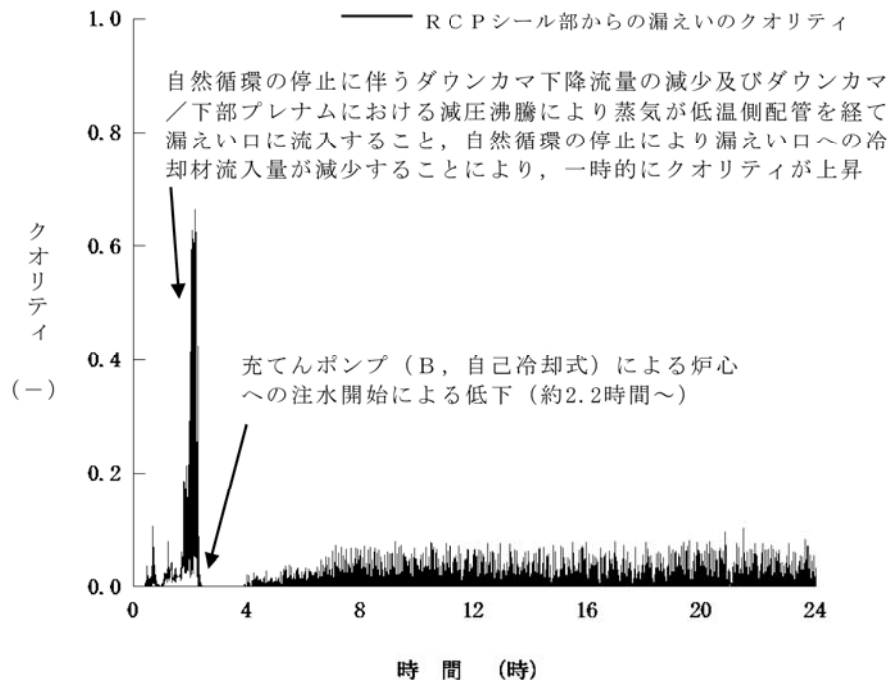
第 3.1.4.3.18 図 1 次系保有水量の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



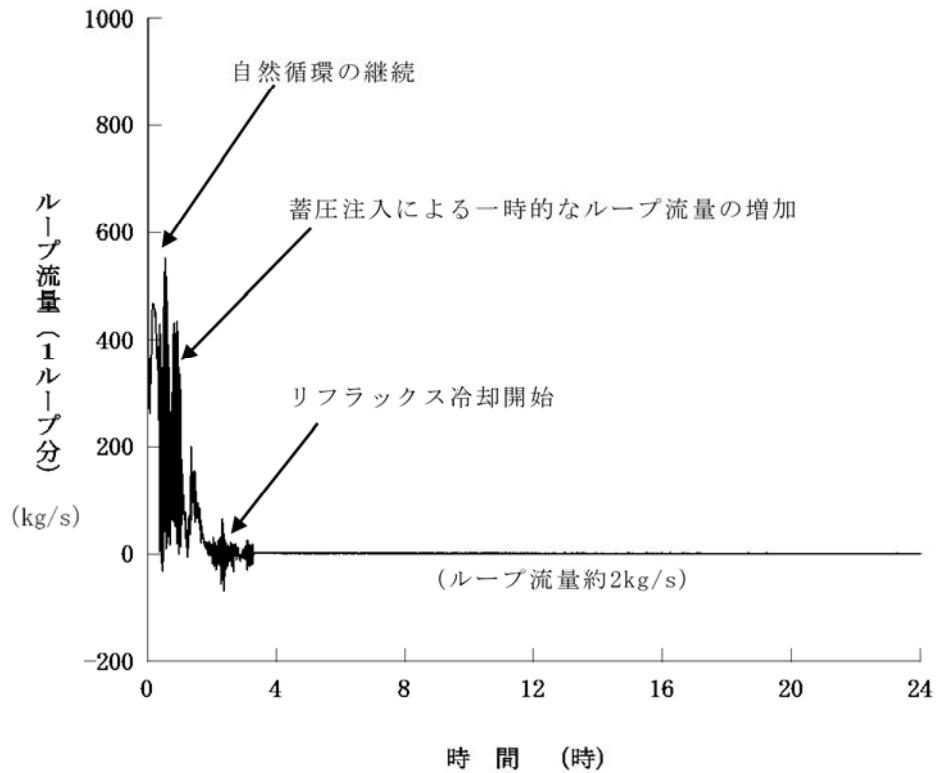
第 3.1.4.3.19 図 蓄圧注入流量積算値の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



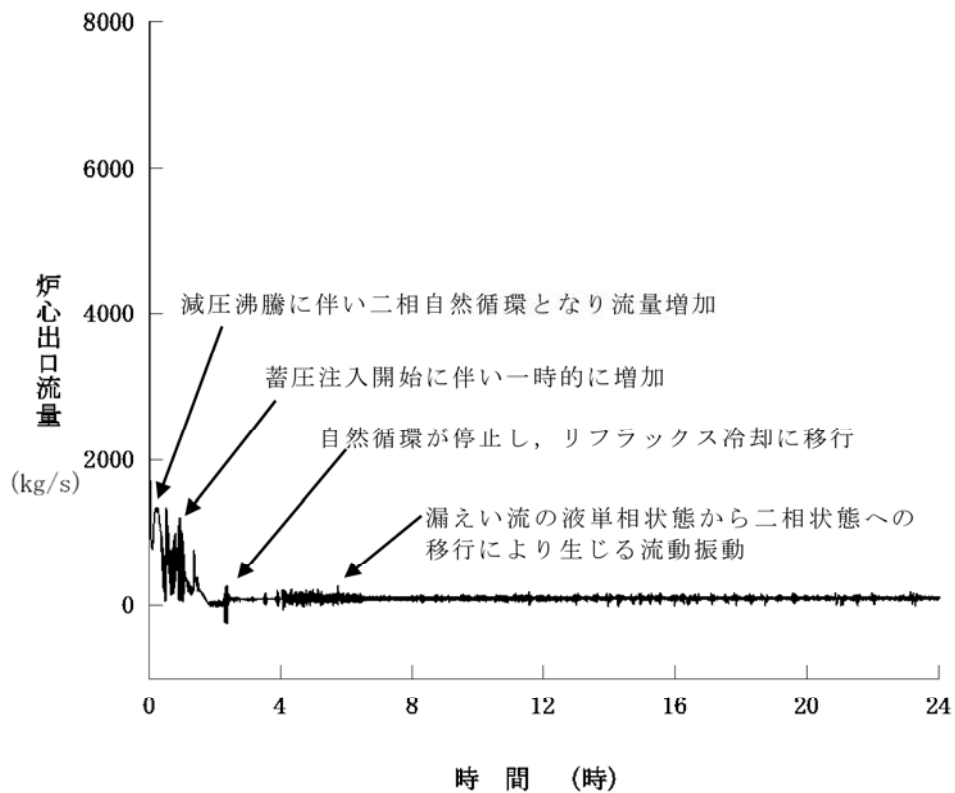
第 3.1.4.3.20 図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



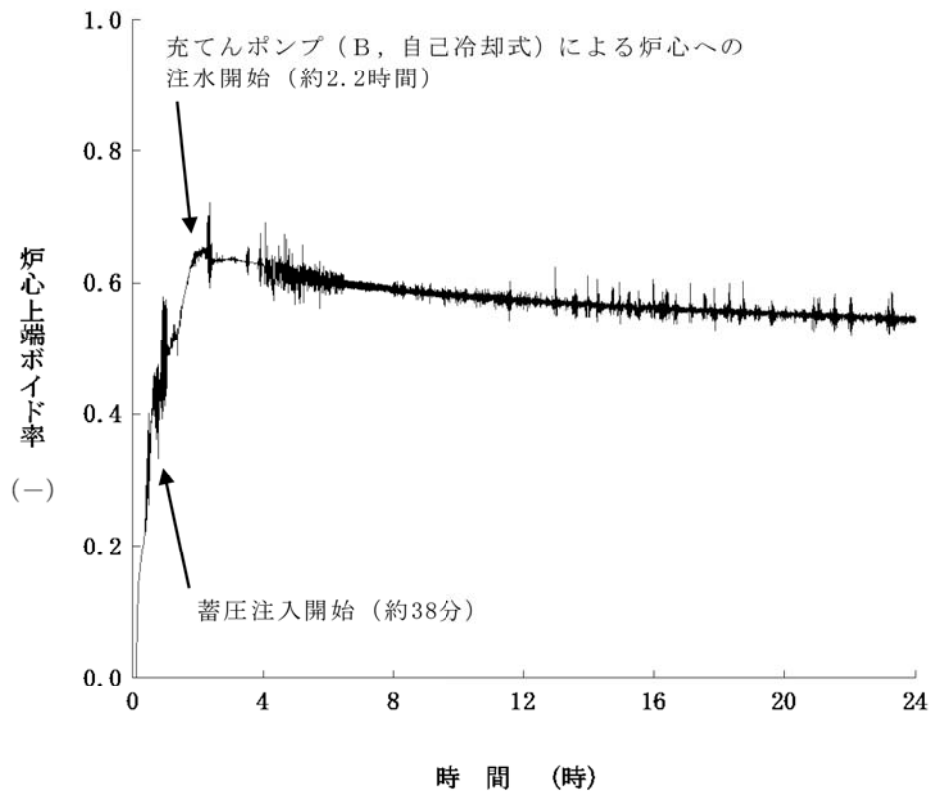
第 3.1.4.3.21 図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



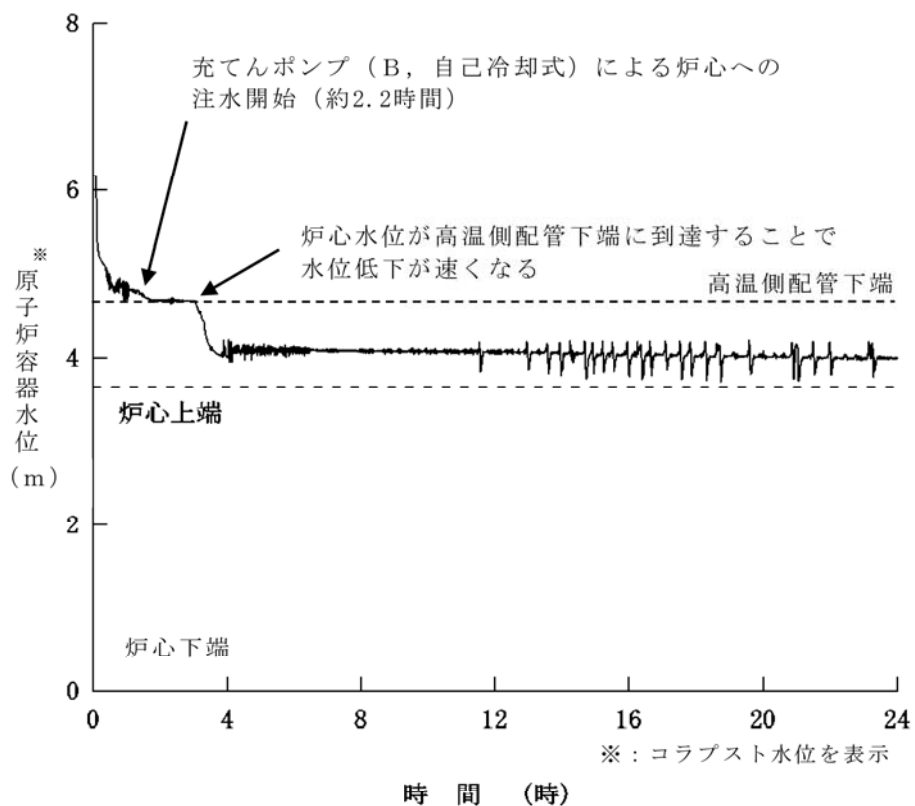
第3.1.4.3.22図 1次冷却材流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



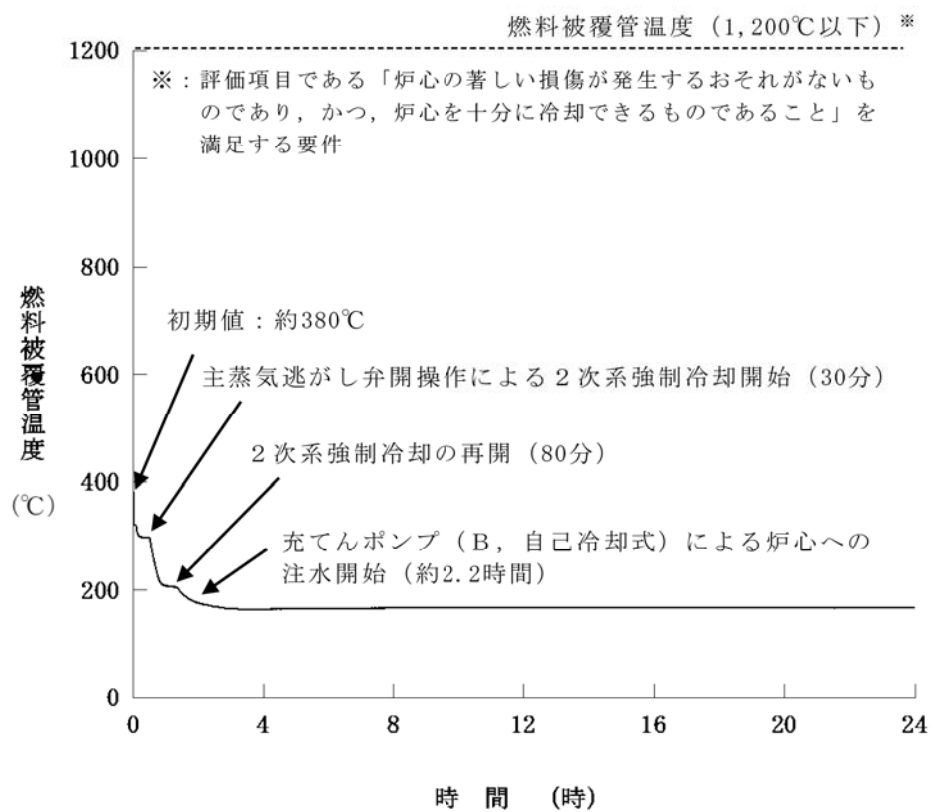
第3.1.4.3.23図 炉心出口流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



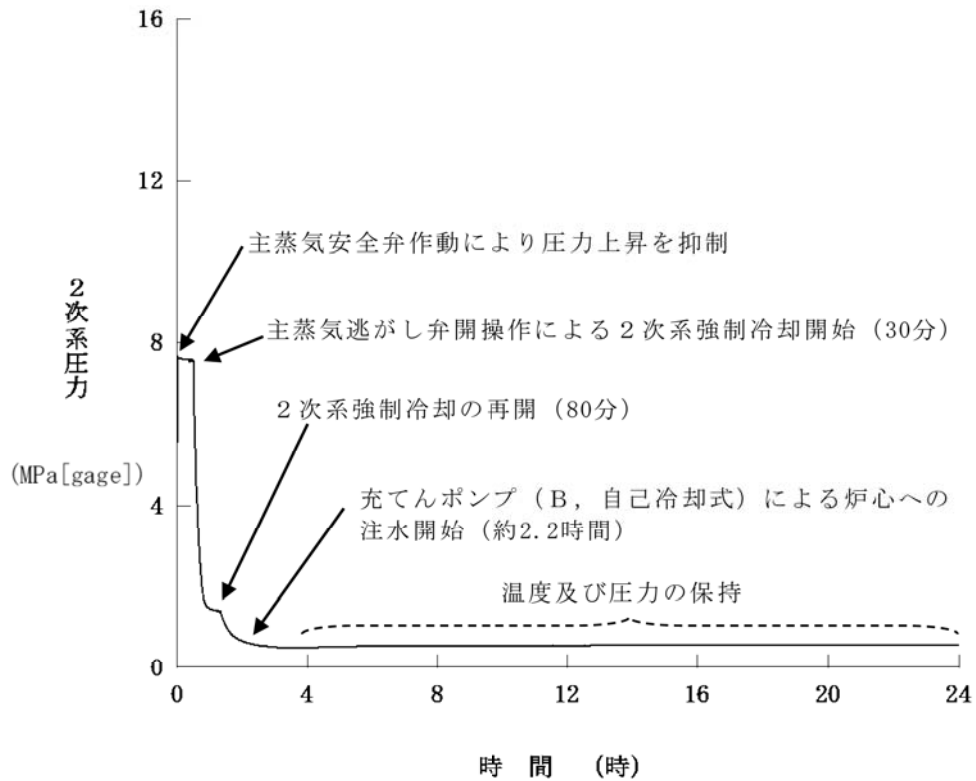
第 3.1.4.3.24 図 炉心上端ボイド率の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



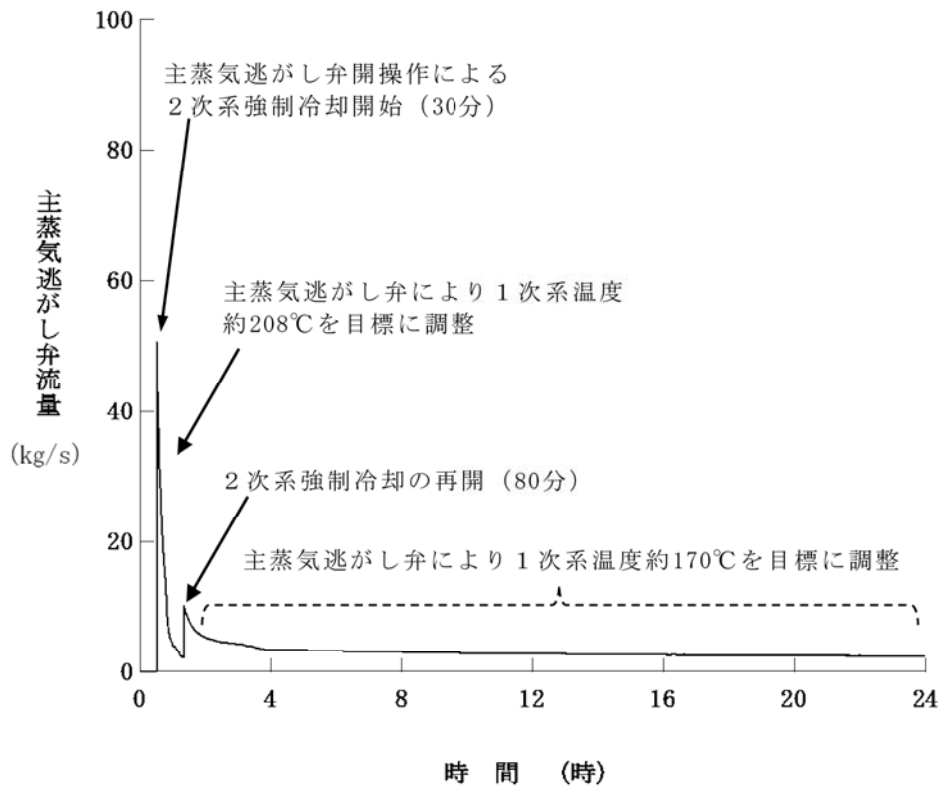
第 3.1.4.3.25 図 原子炉容器水位の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



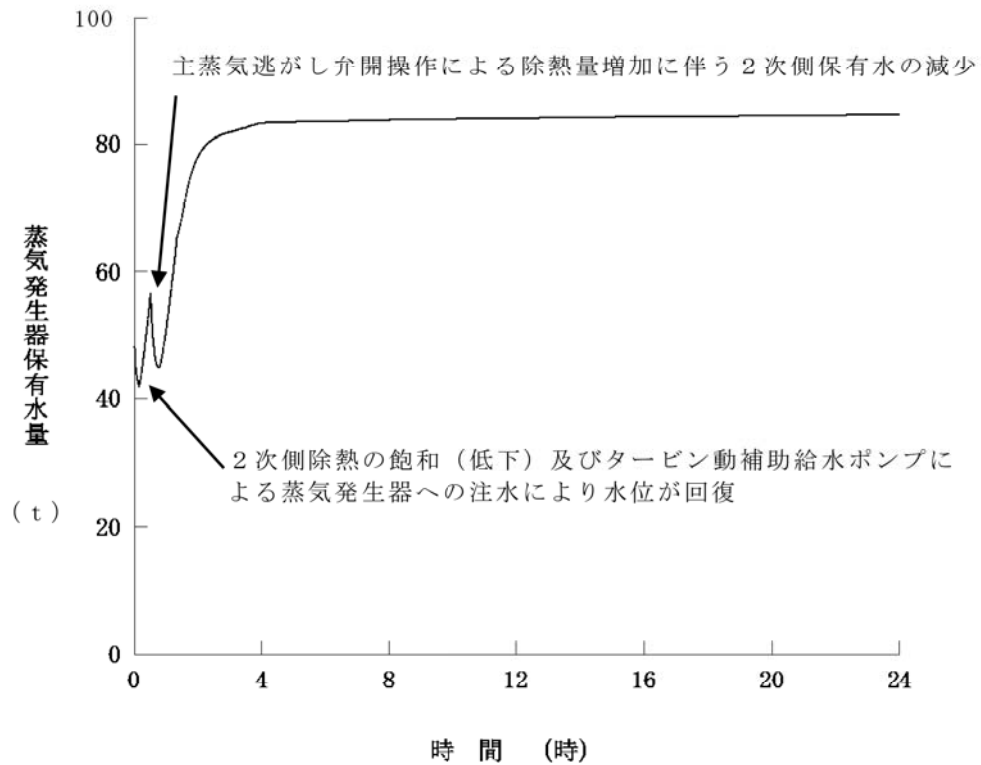
第 3.1.4.3.26 図 燃料被覆管温度の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



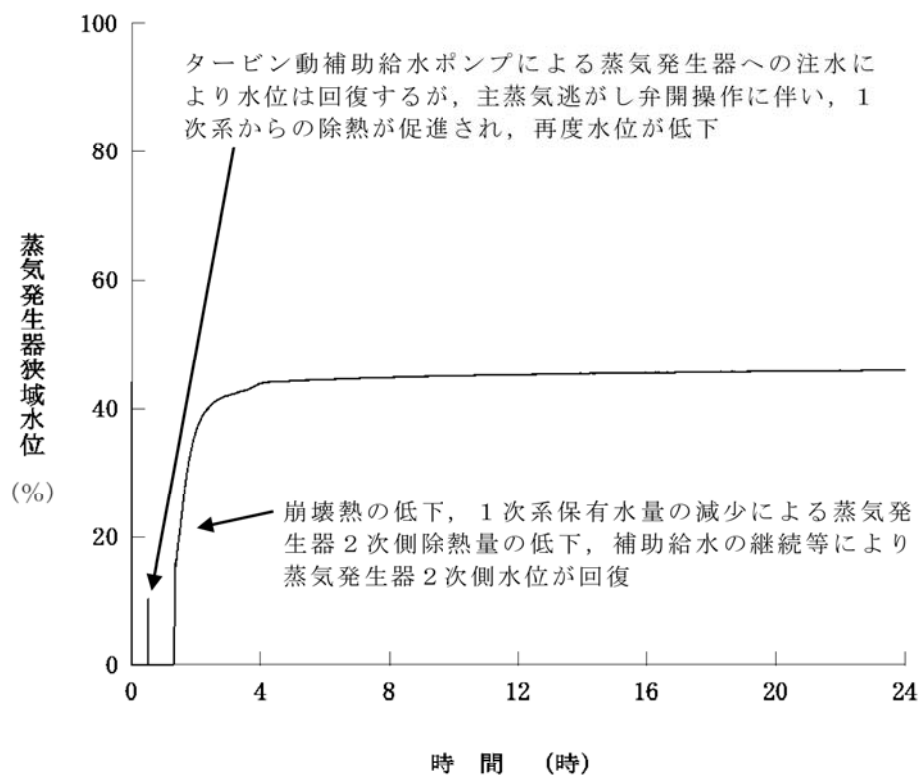
第 3.1.4.3.27 図 2次系圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



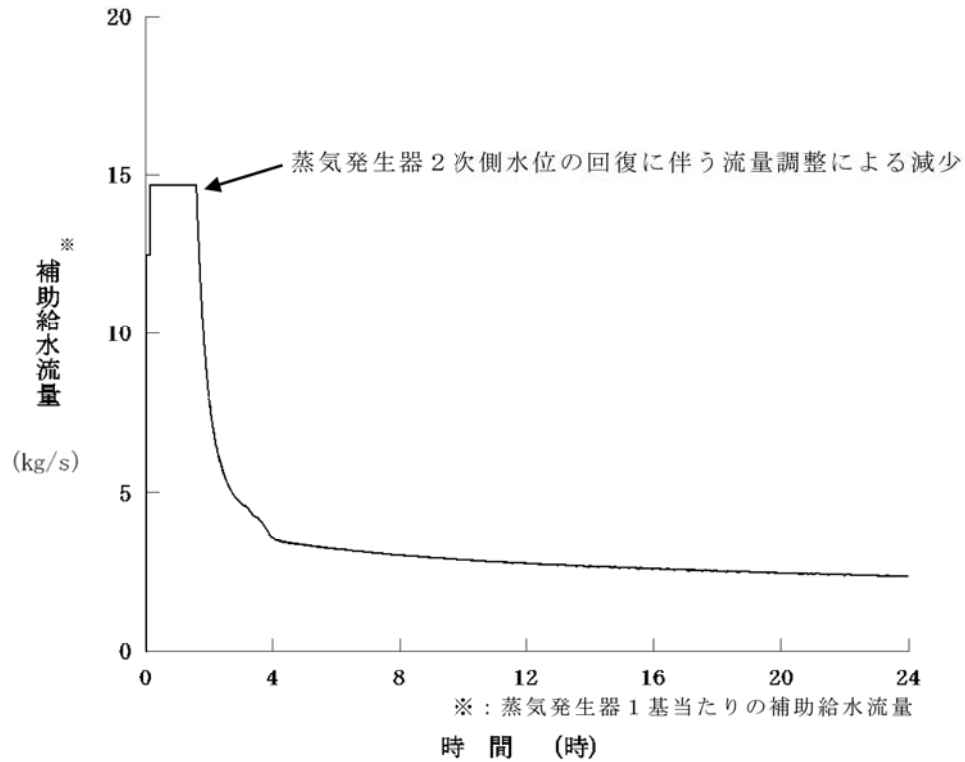
第 3.1.4.3.28 図 主蒸気逃がし弁流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



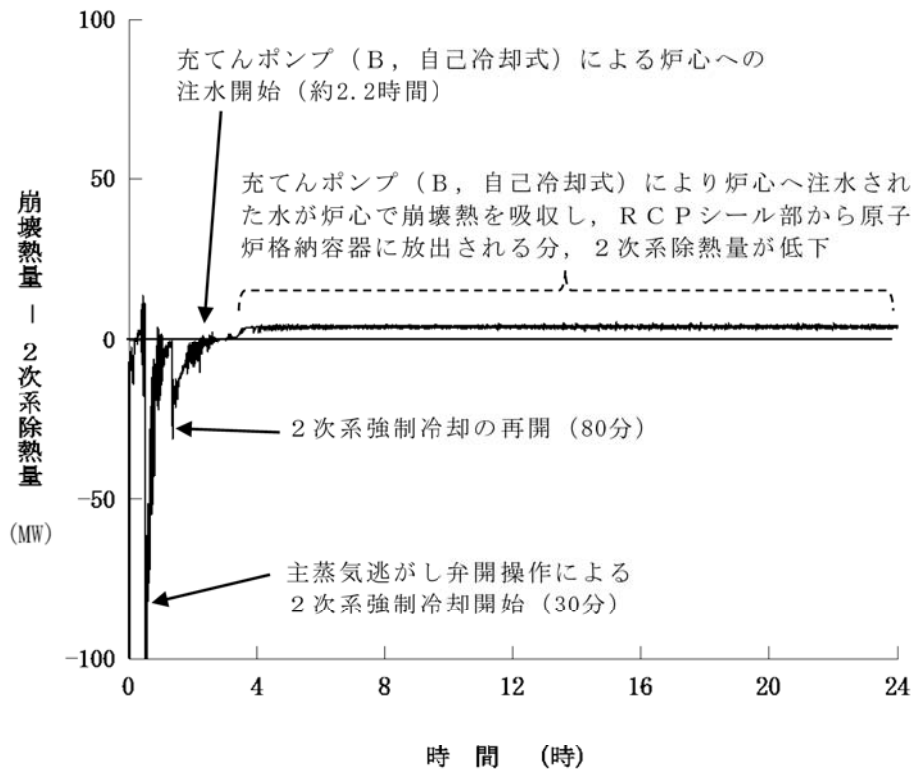
第 3. 1. 4. 3. 29 図 蒸気発生器保有水量の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



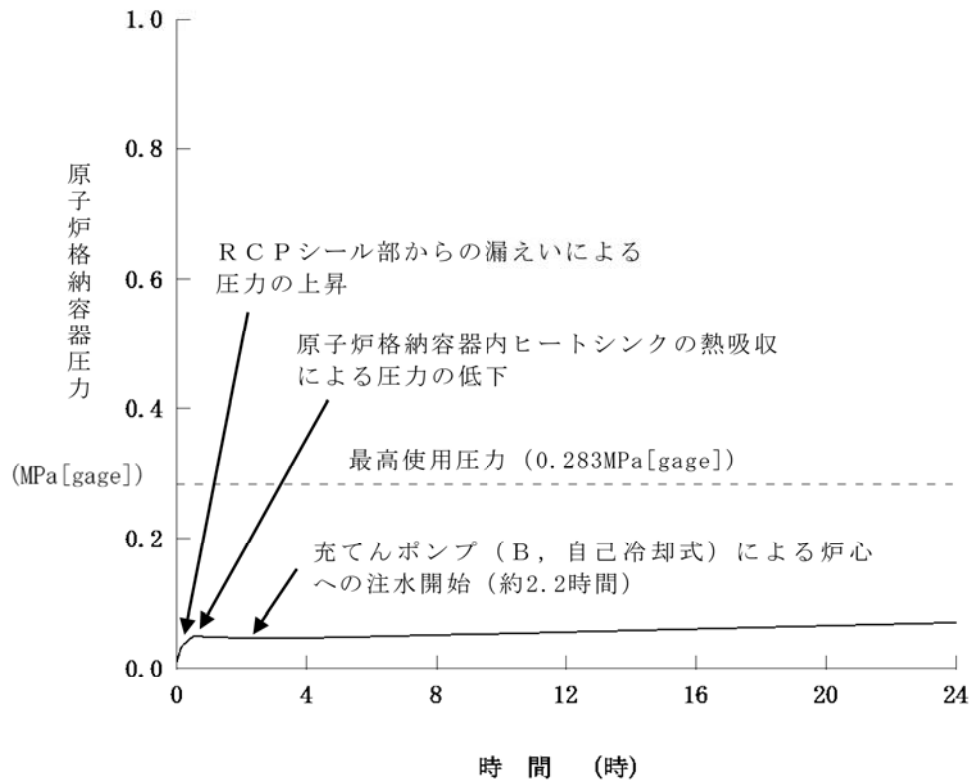
第 3. 1. 4. 3. 30 図 蒸気発生器狭域水位の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



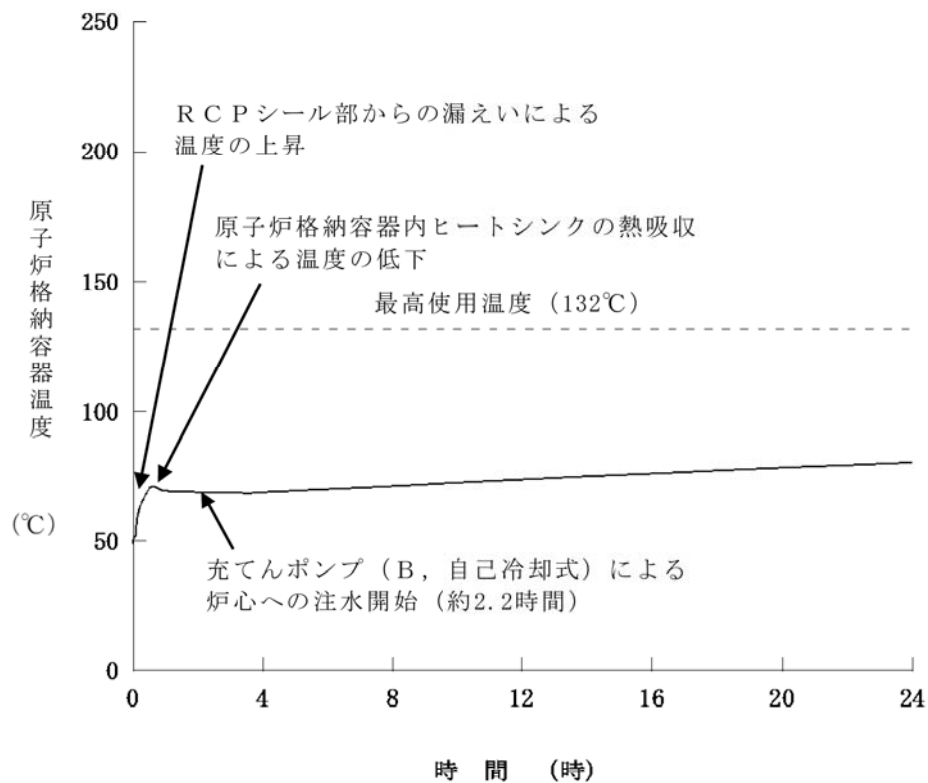
第 3.1.4.3.31 図 補助給水流量の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



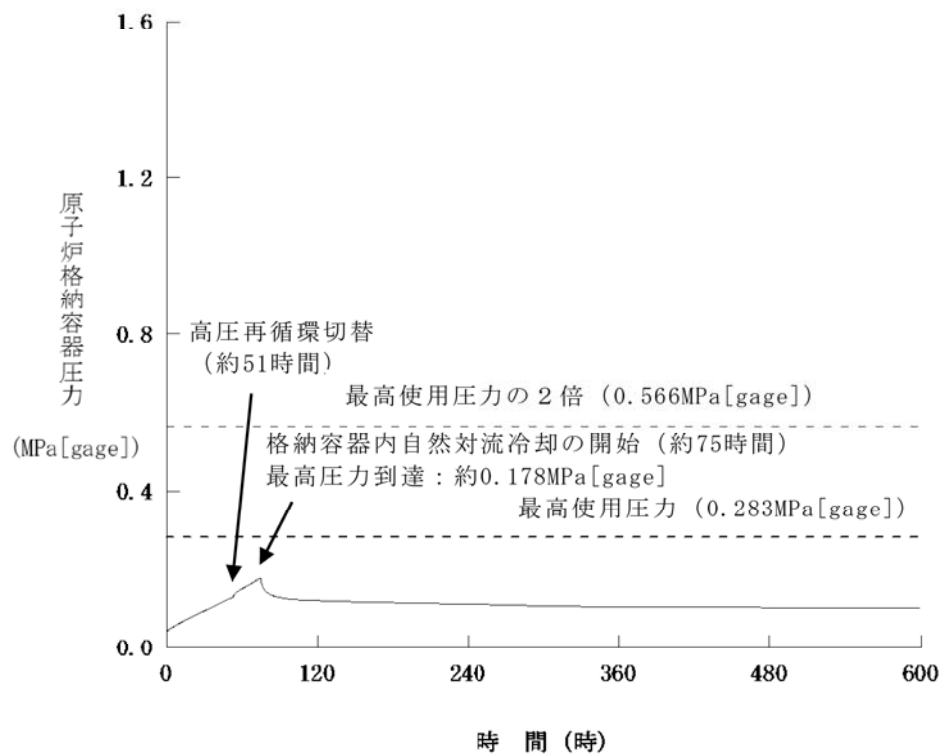
第 3.1.4.3.32 図 崩壊熱量と 2 次系除熱量の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



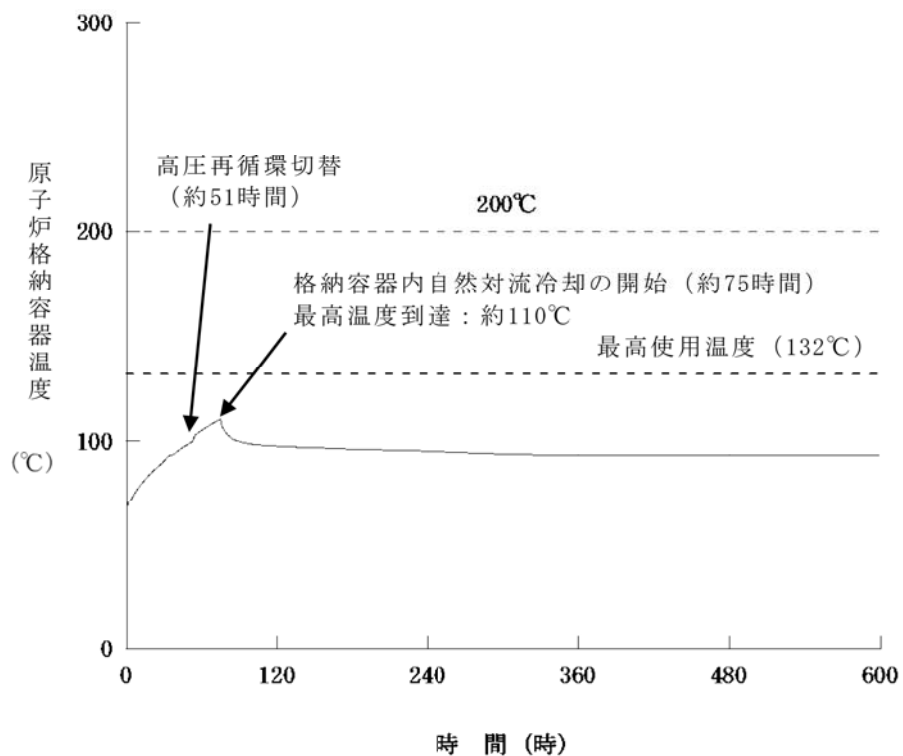
第 3.1.4.3.33 図 原子炉格納容器圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



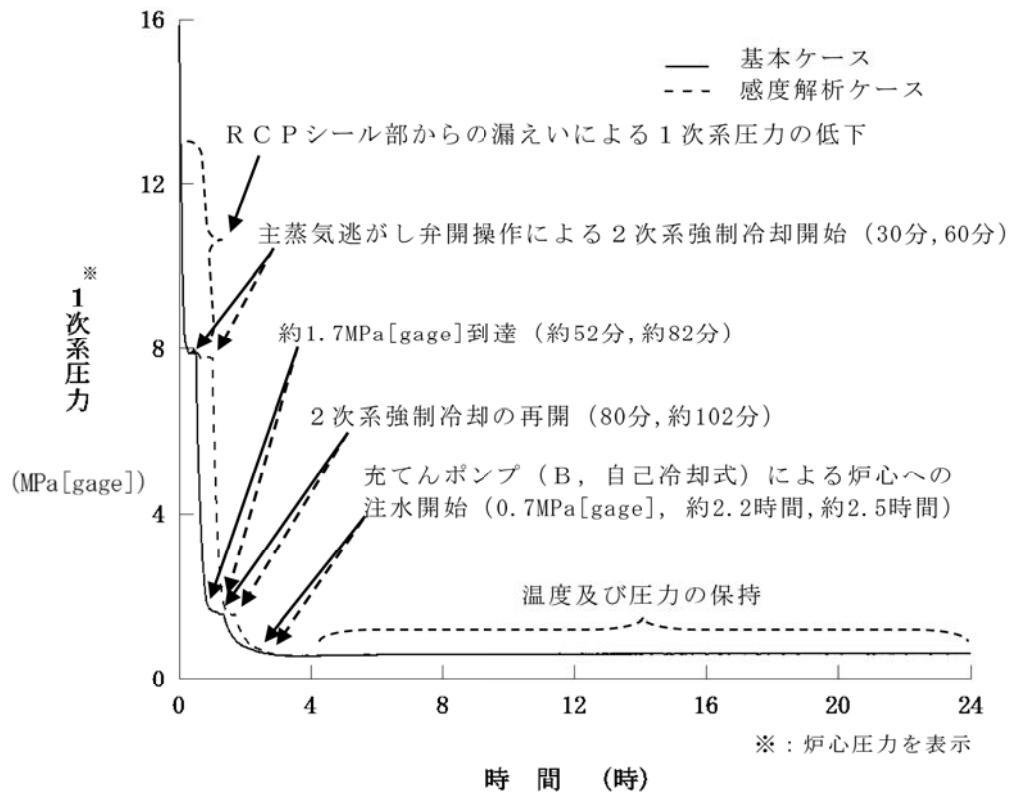
第 3.1.4.3.34 図 原子炉格納容器温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



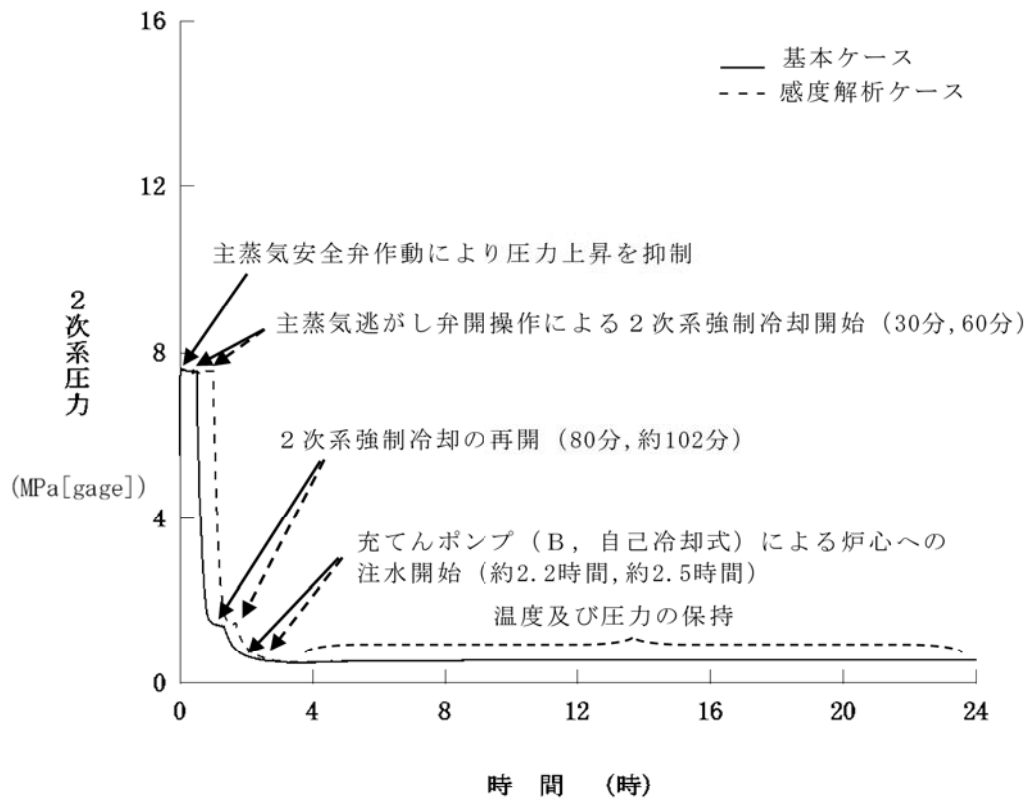
第 3.1.4.3.35 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



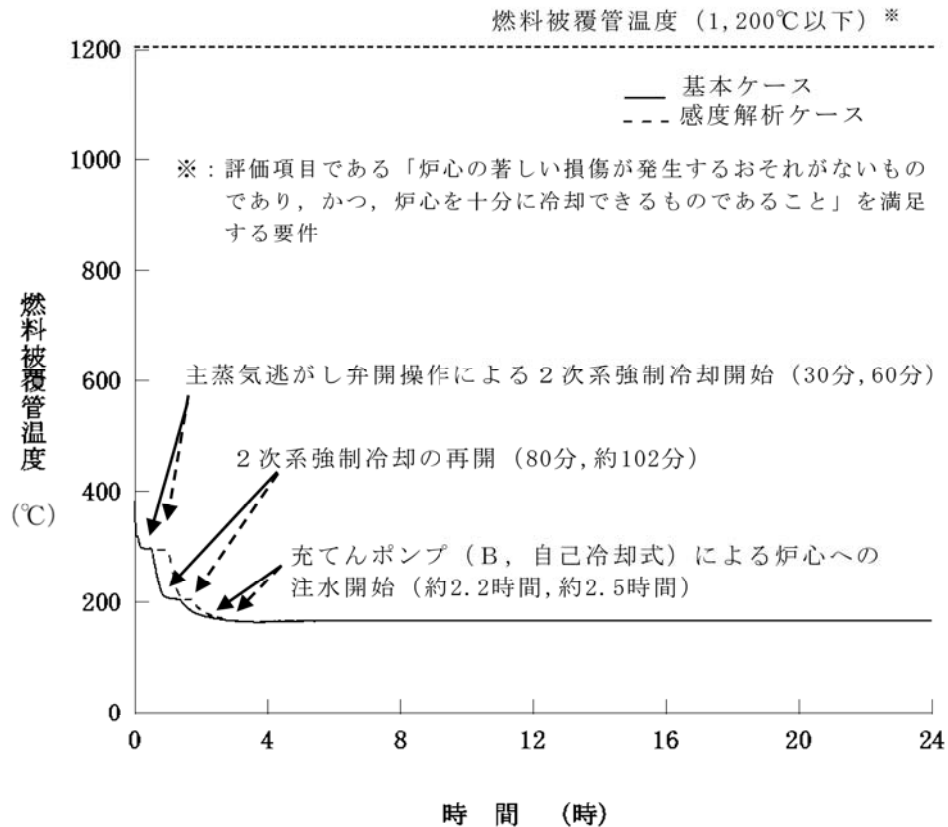
第 3.1.4.3.36 図 原子炉格納容器温度の長期間の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



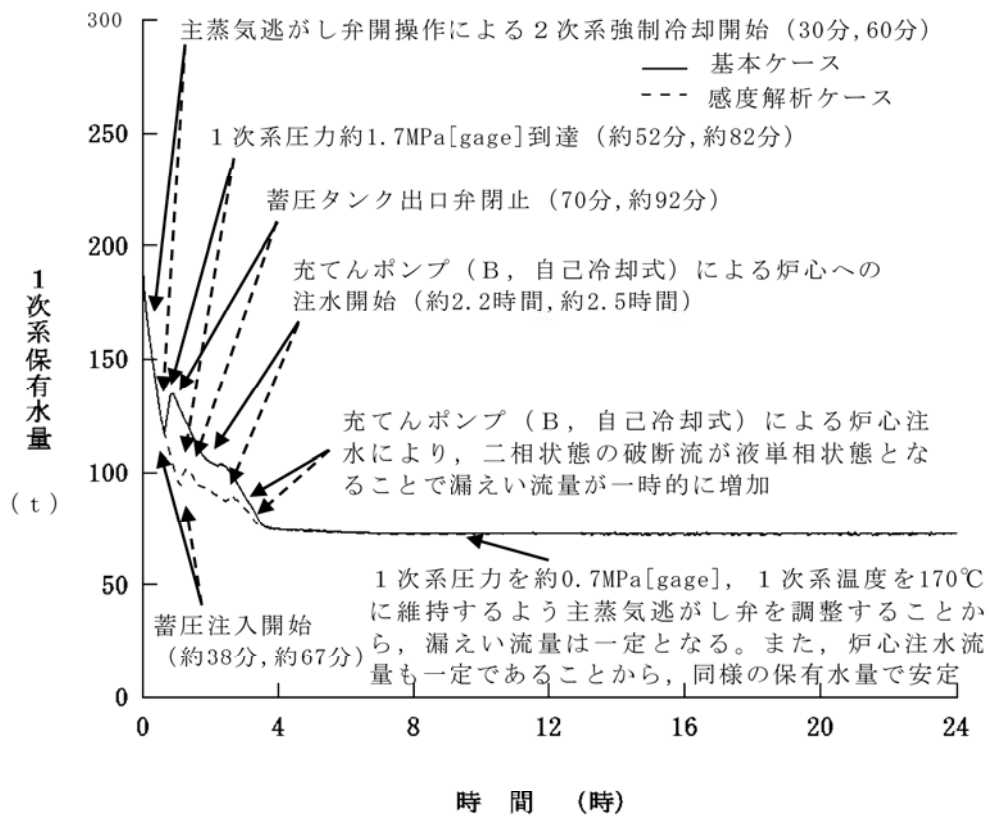
第3.1.4.3.37図 1次系圧力の推移比較
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る余裕時間評価)



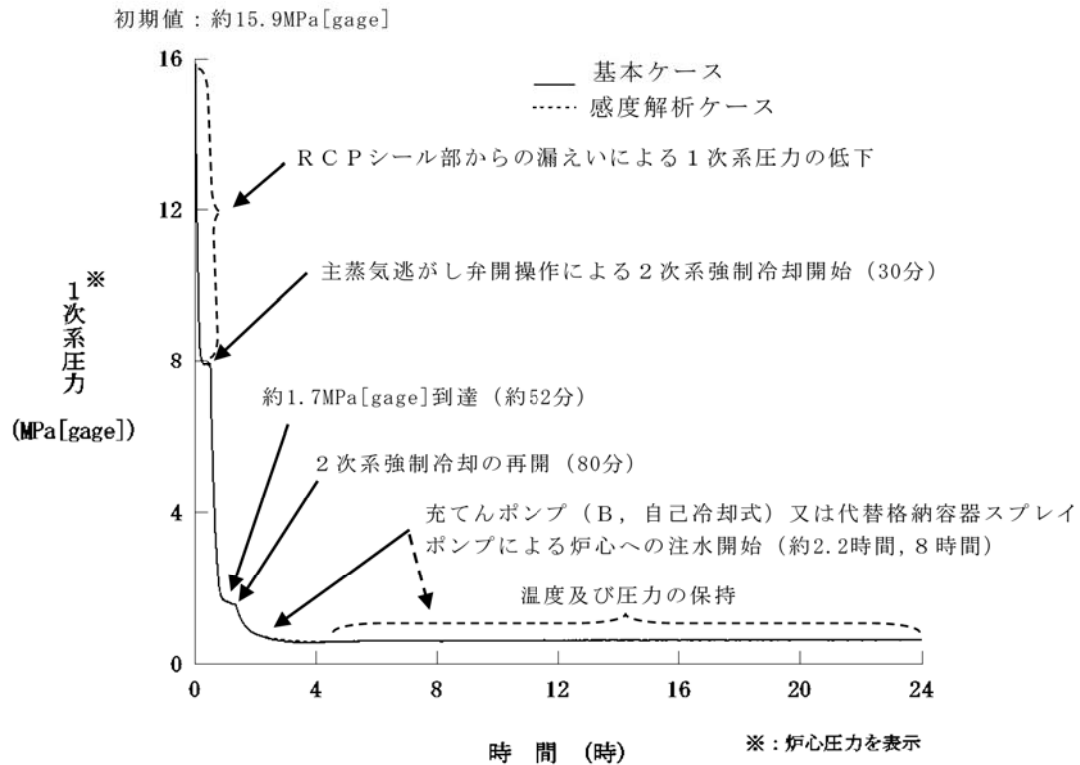
第3.1.4.3.38図 2次系圧力の推移比較
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る余裕時間評価)



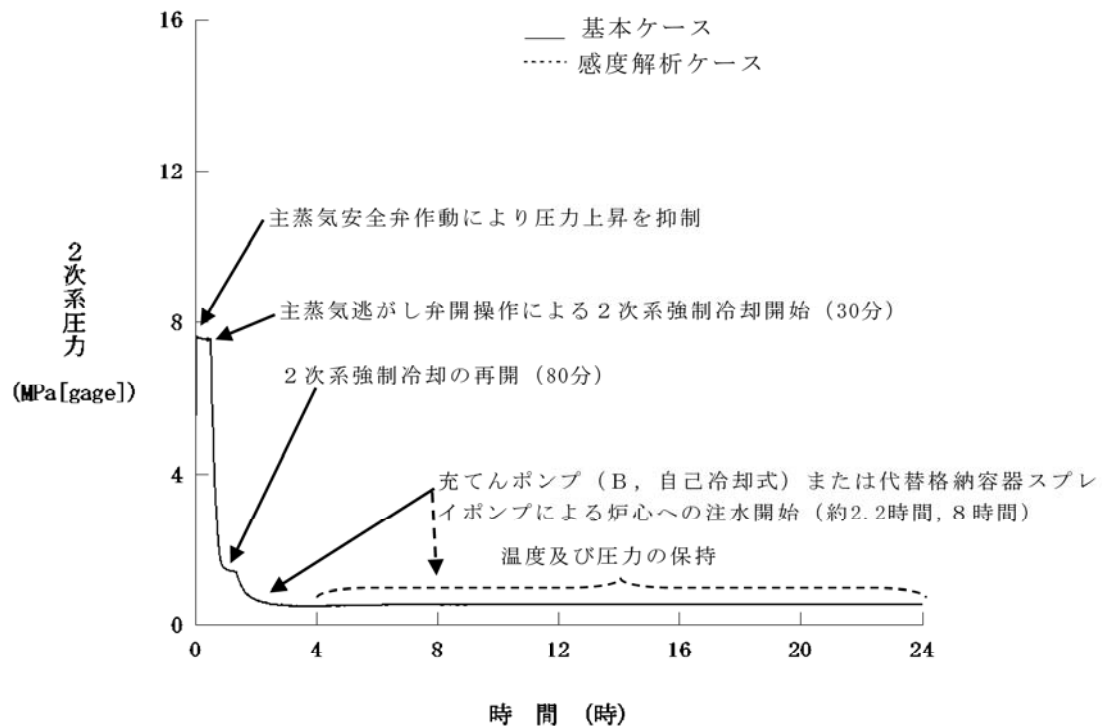
第 3.1.4.3.39 図 燃料被覆管温度の推移比較
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る余裕時間評価)



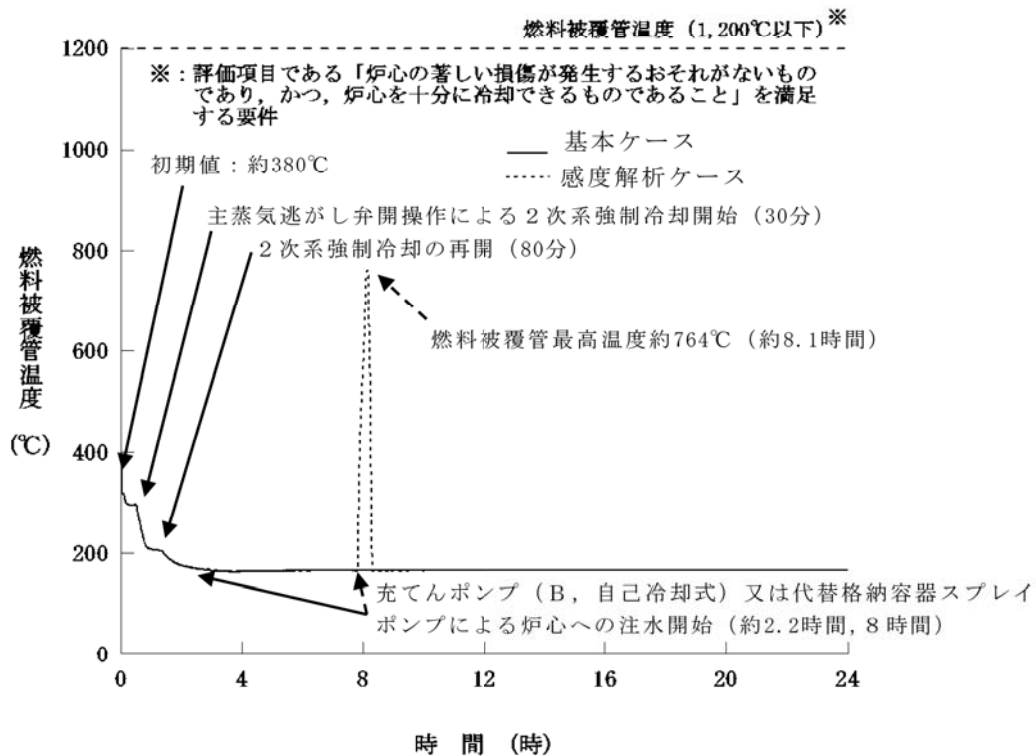
第 3.1.4.3.40 図 1次系保有水量の推移比較
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る余裕時間評価)



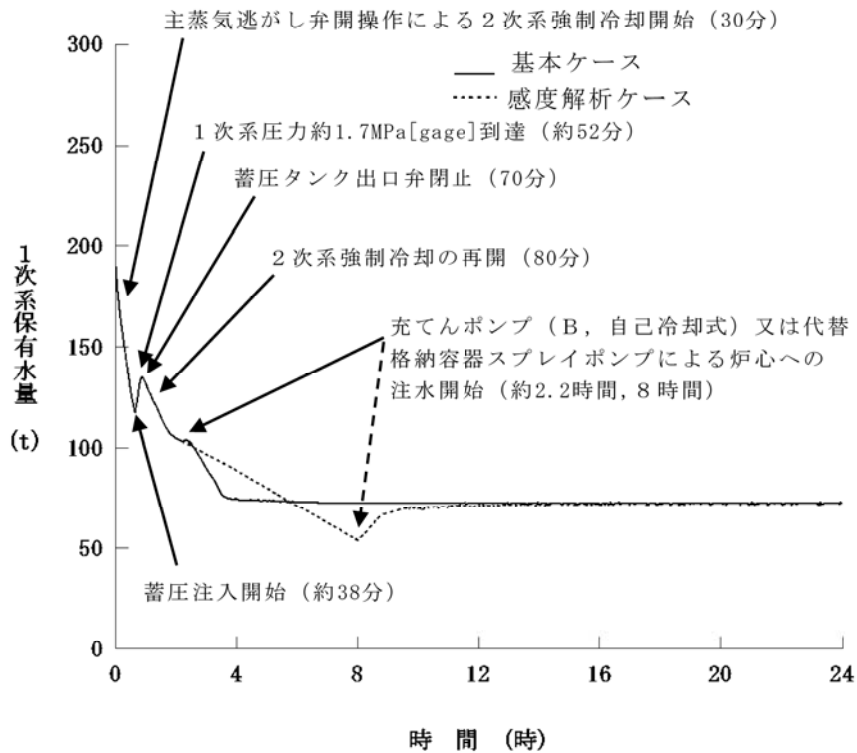
第3.1.4.3.41 図 1次系圧力の推移比較
(代替炉心注水に係る余裕時間評価)



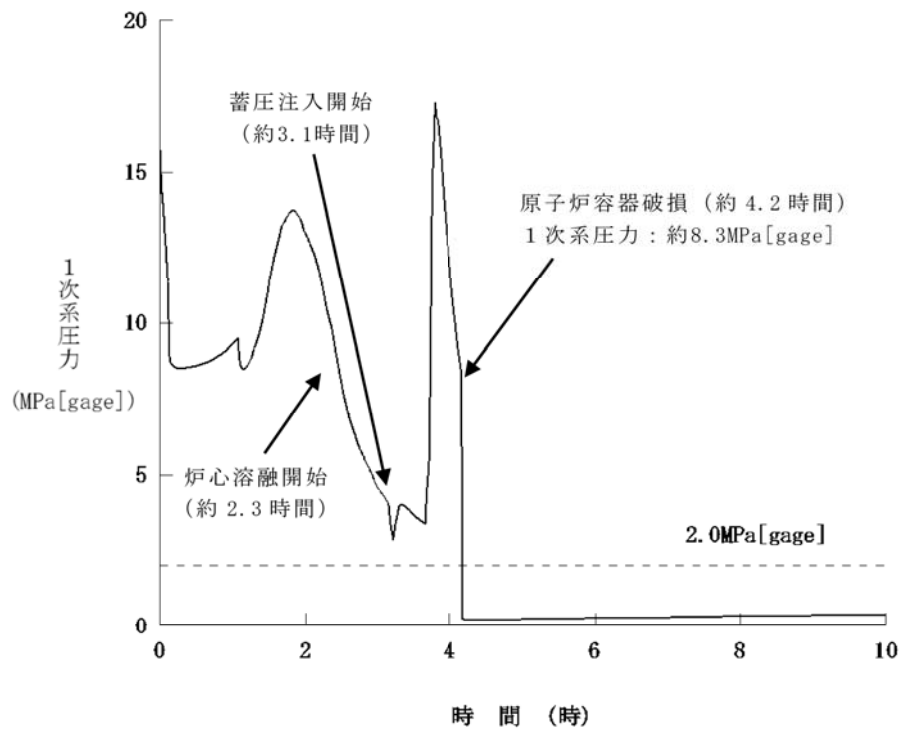
第3.1.4.3.42 図 2次系圧力の推移比較
(代替炉心注水に係る余裕時間評価)



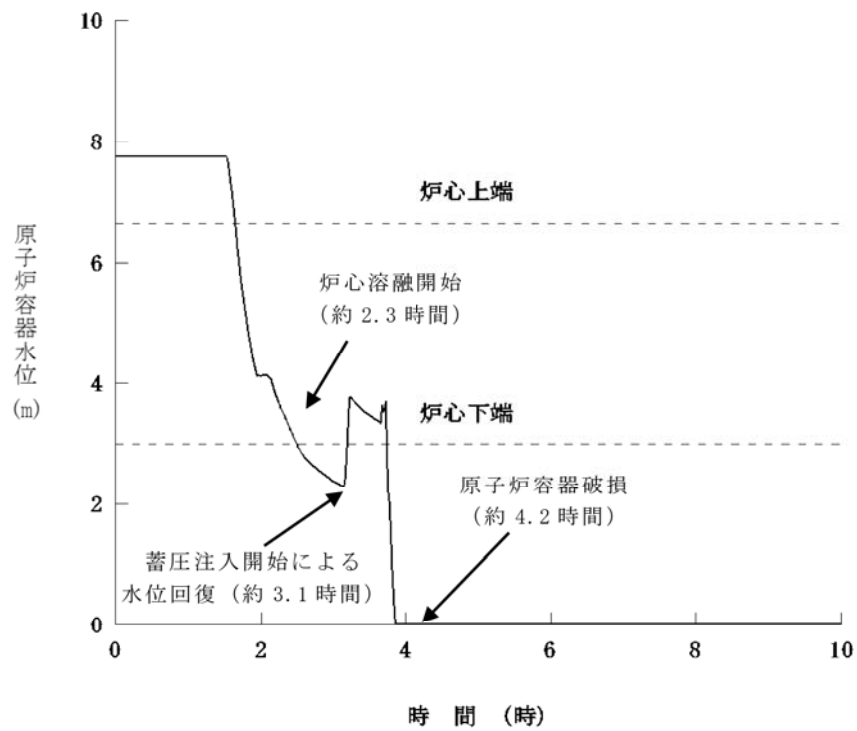
第3.1.4.3.43図 燃料被覆管温度の推移比較
(代替炉心注水に係る余裕時間評価)



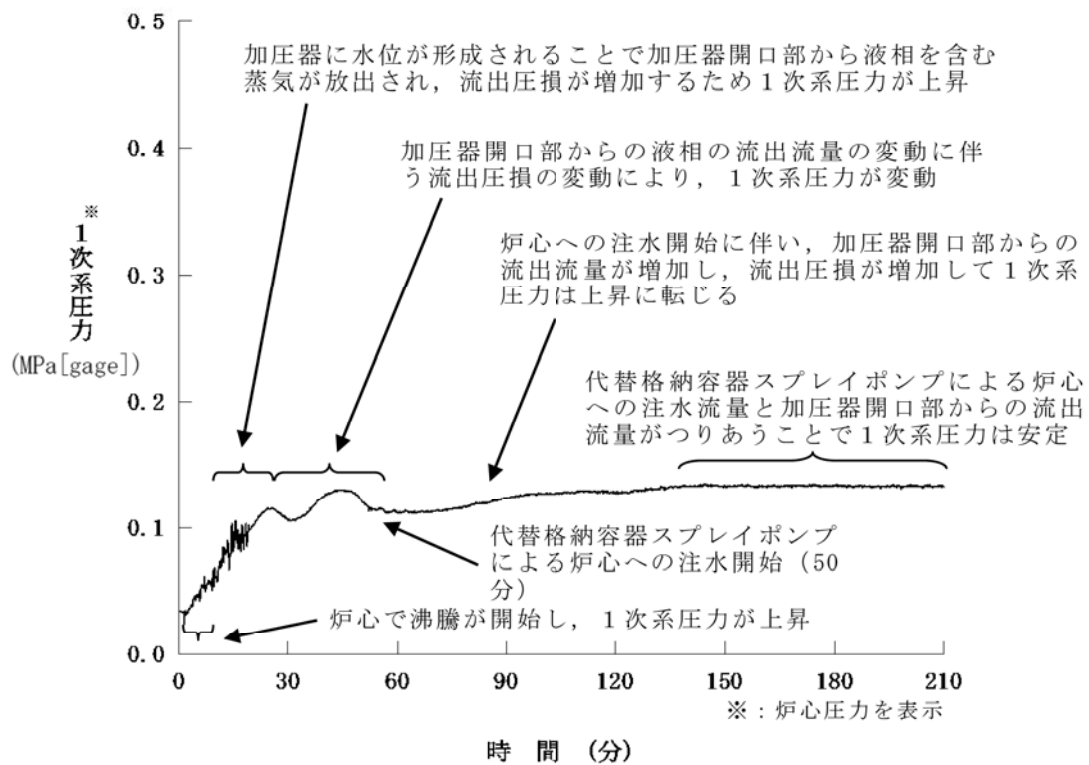
第3.1.4.3.44図 1次系保有水量の推移比較
(代替炉心注水に係る余裕時間評価)



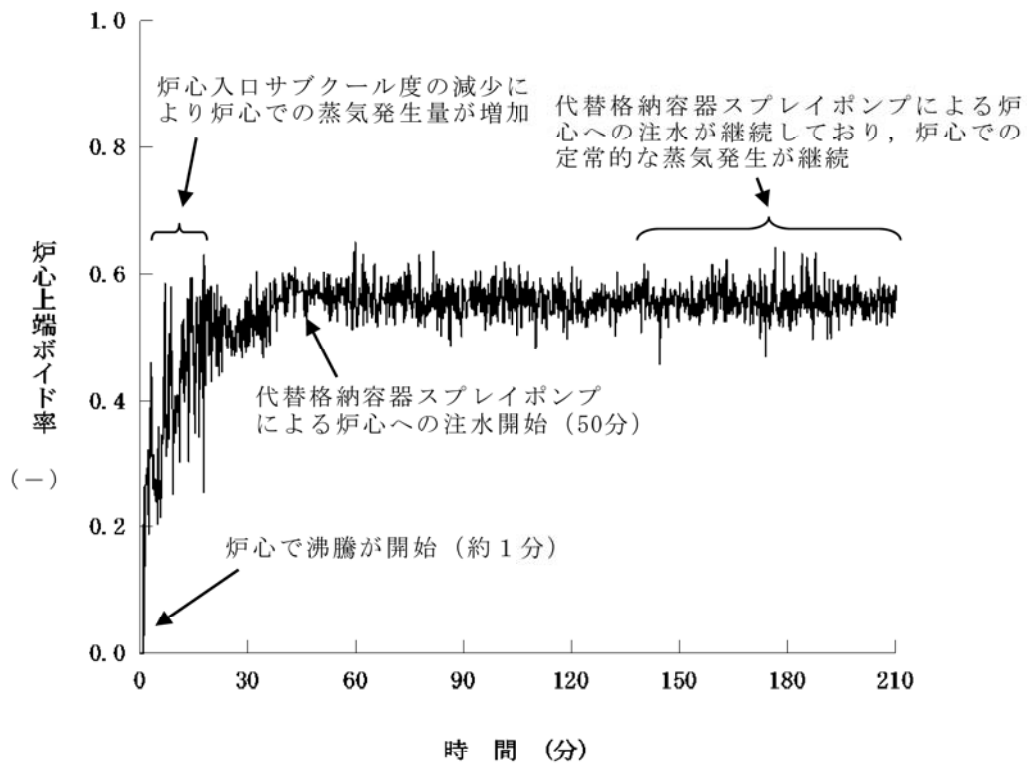
第 3.1.4.3.45 図 1 次系圧力の推移
(格納容器機能喪失に至るまでの時間評価)



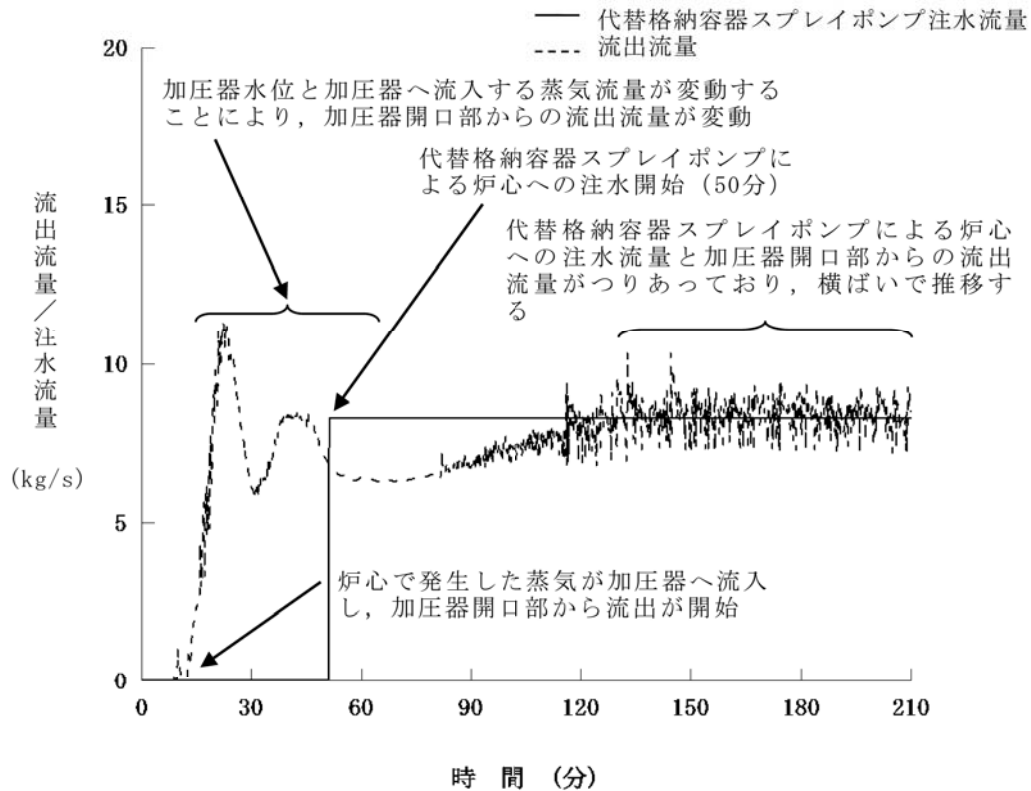
第 3.1.4.3.46 図 原子炉容器水位の推移
(格納容器機能喪失に至るまでの時間評価)



第 3.1.4.3.47 図 1次系圧力の推移



第 3.1.4.3.48 図 炉心上端ボイド率の推移

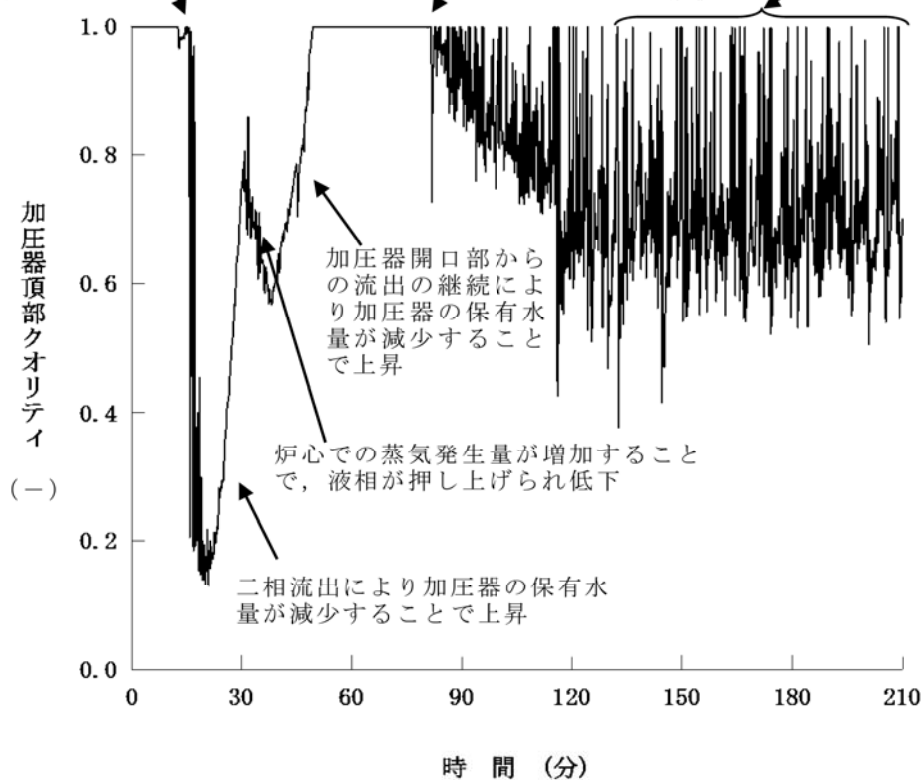


第 3.1.4.3.49 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移

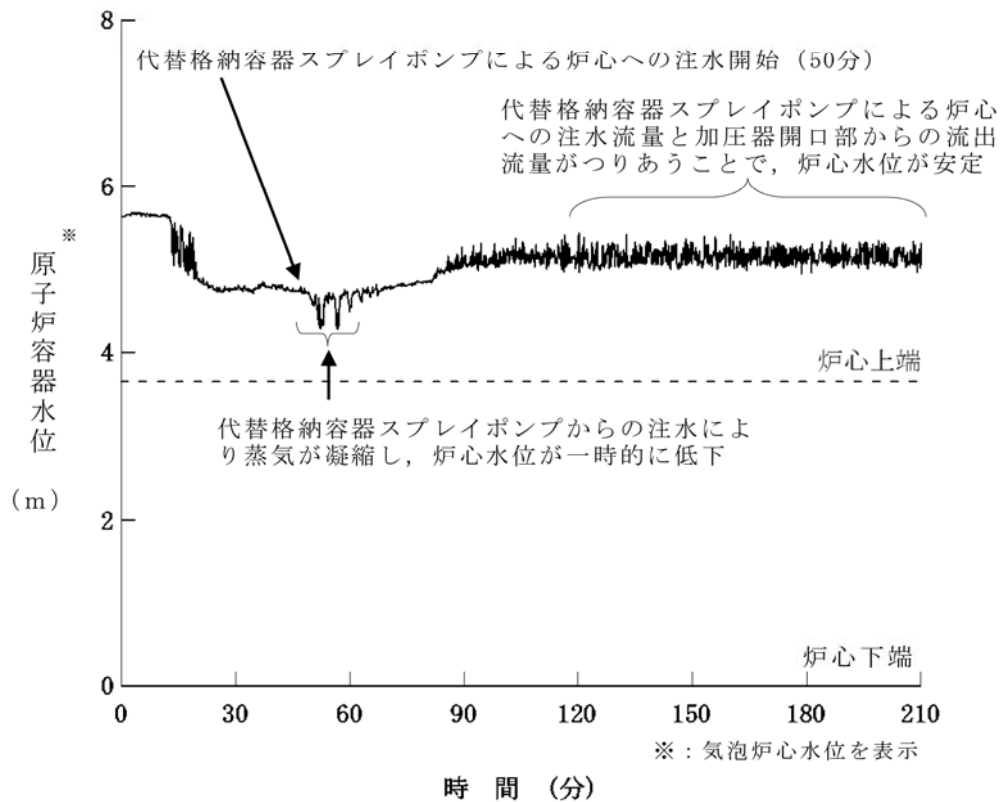
炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで、加圧器の水位が上昇して、液相が加圧器頂部まで到達

炉心への注水による保有水量の回復に伴い、加圧器頂部に液相が到達

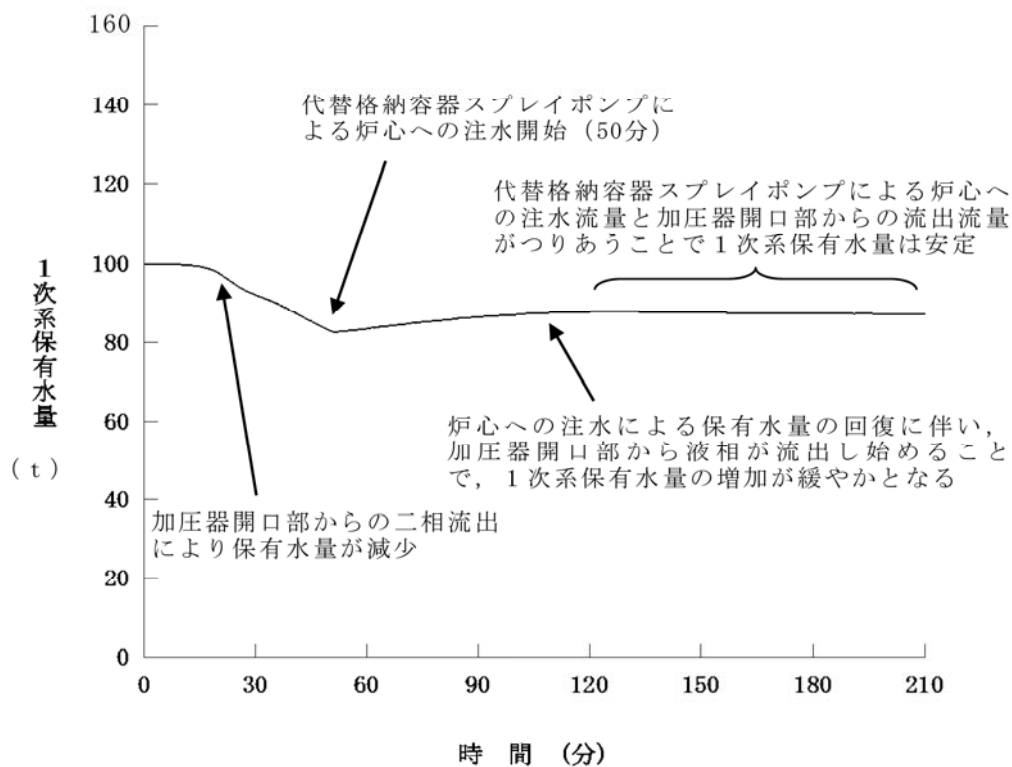
炉心での蒸気発生量、加圧器への流入量、加圧器開口部からの流出量がほぼ一定となり定常的な状態が継続



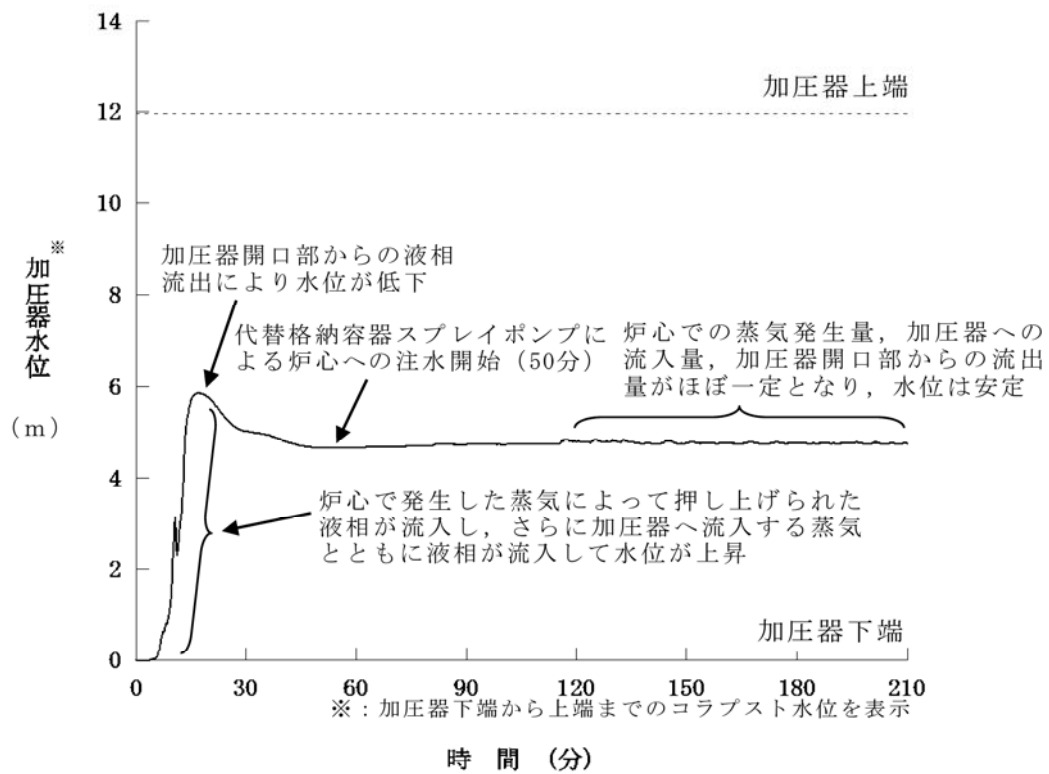
第 3.1.4.3.50 図 加圧器頂部クオリティの推移



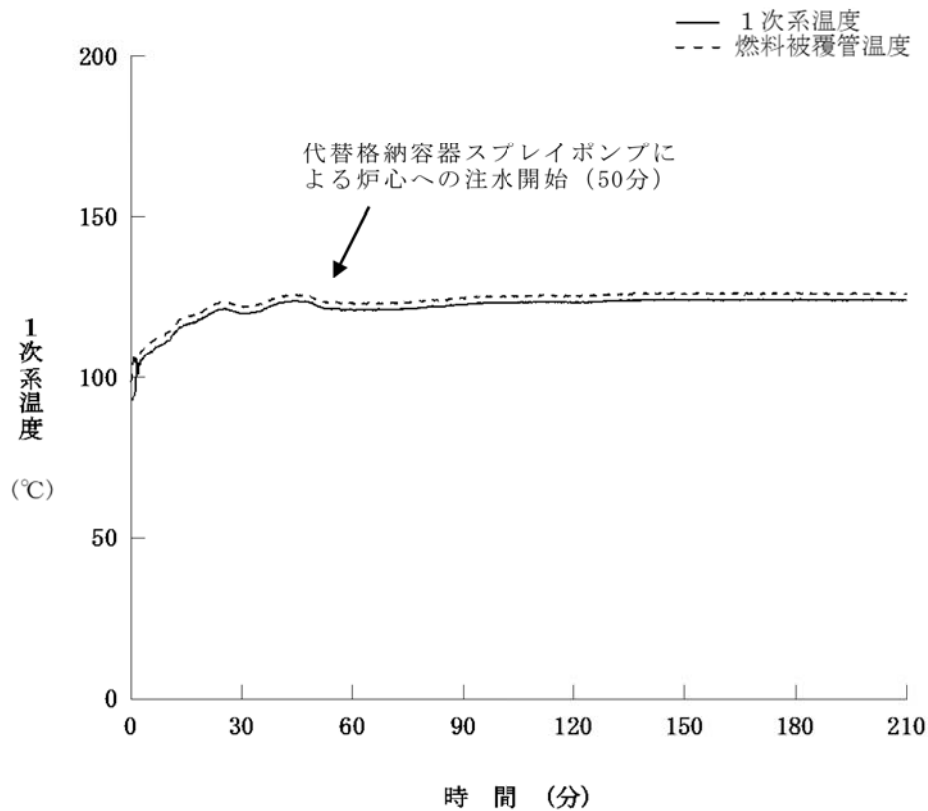
第 3.1.4.3.51 図 原子炉容器水位の推移



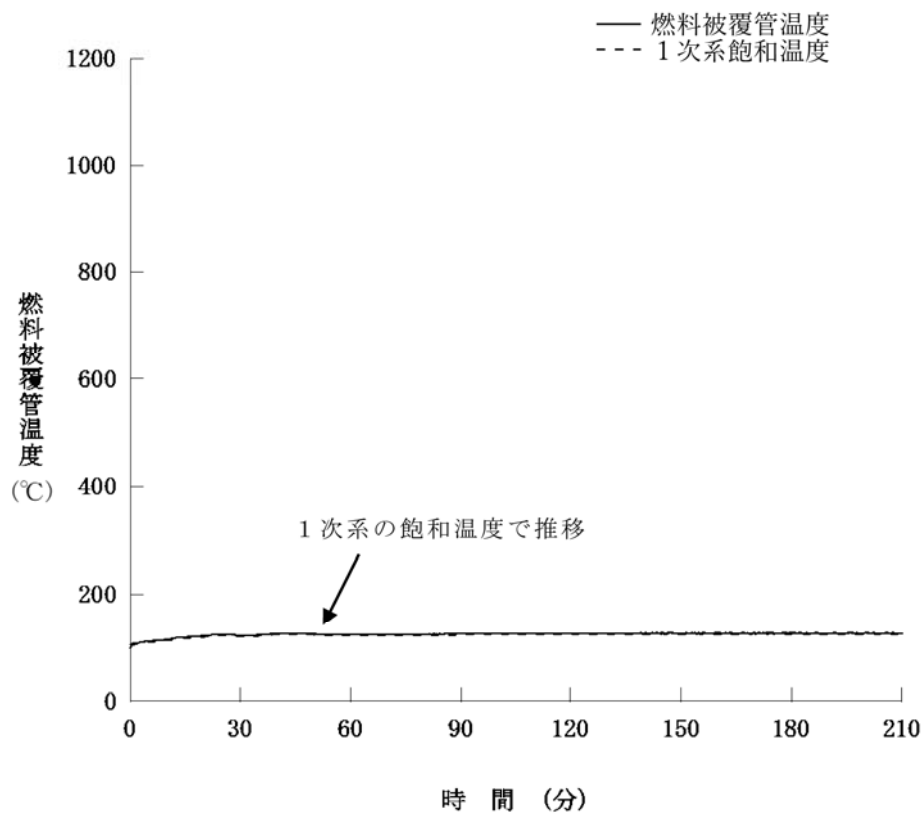
第 3.1.4.3.52 図 1次系保有水量の推移



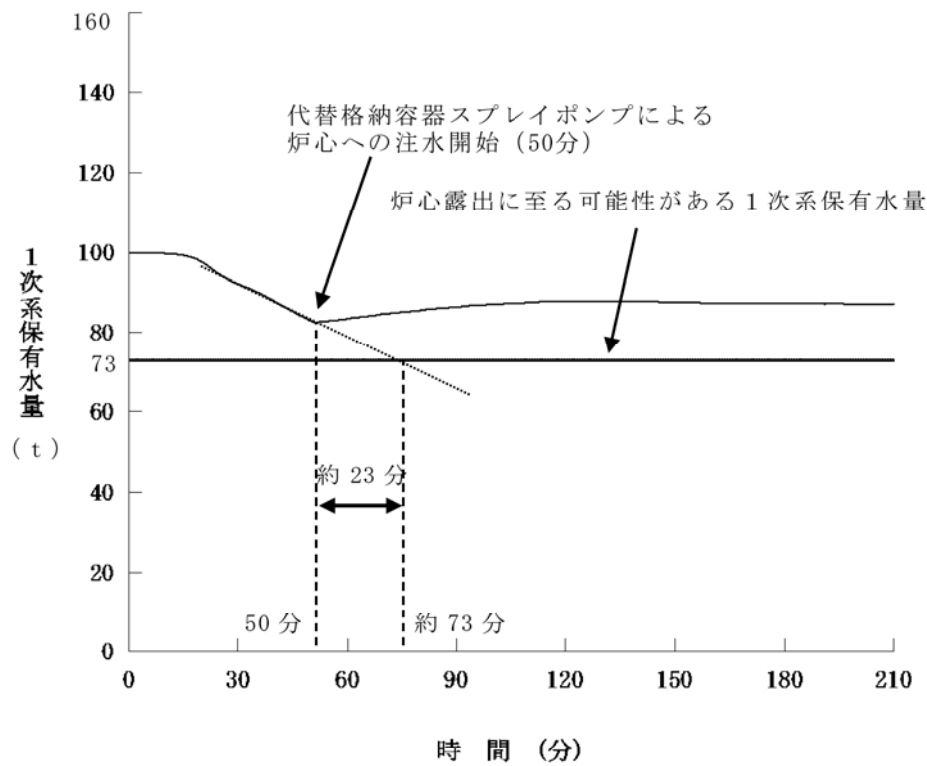
第 3.1.4.3.53 図 加圧器水位の推移



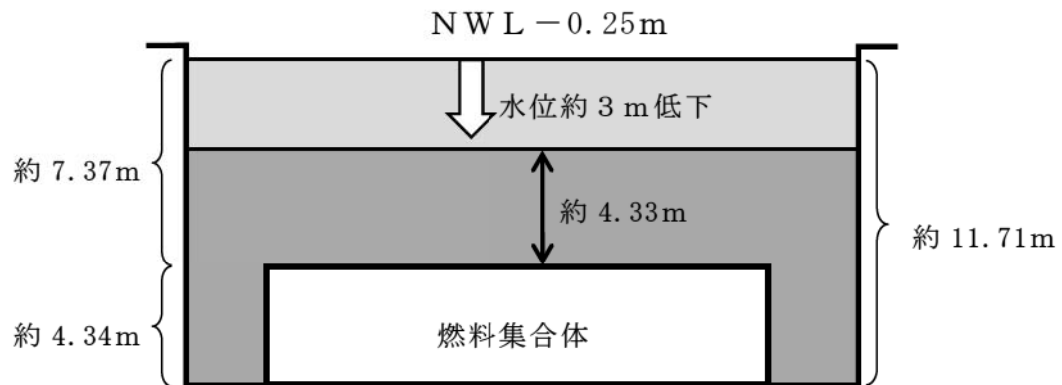
第 3.1.4.3.54 図 1 次系温度の推移



第 3. 1. 4. 3. 55 図 燃料被覆管温度の推移



第3.1.4.3.56図 1次系保有水量の推移
(代替炉心注水に係る余裕時間評価)



S F P 水位概略図

		評価結果
① 約 3 m 分の評価水量		
	A ピット	約 350m ³
	B ピット	約 190m ³
	A, B ピット間	約 5 m ³
	燃料取替用キャナル	約 70m ³
	燃料検査ピット	約 60m ³
	合計	約 675m ³
② 事象発生から A ピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約 8 時間
③ S F P 崩壊熱による S F P 水の蒸散率		約 19.5m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により約 3 m 水位が低下する時間		約 1.8 日

(注) 崩壊熱の高い燃料体等を A ピットに選択的に貯蔵した場合を想定

(A ピット崩壊熱 : 10.787MW, B ピット崩壊熱 : 0.928MW)

第 3.1.4.3.57 図 S F P 水位低下時間評価結果

3.1.4.4 安全裕度評価より抽出された追加措置

安全裕度評価の結果から抽出された追加措置及び期待される効果について以下に示す。また、今回の安全裕度評価を実施する過程で抽出され、すでに実施済みの追加措置とその効果を示す。

(1) 追加措置

a. 安全裕度評価結果の教育・訓練

地震加速度や津波高さに応じて段階的に起因事象が発生すること、発生した起因事象の収束シナリオに必要な緩和機能が一定程度の地震加速度や津波高さにより機能喪失に至ることなど、起因事象の発生及び必要な緩和機能の耐力に係る知見並びに特定した各収束シナリオがどの程度の地震加速度や津波高さに耐えることができるかなど、各収束シナリオの耐性或脆弱点に係る知見について教育や訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図る。主な知見は以下のとおり。

(a) 出力運転時炉心損傷防止対策（地震）に係る知見

第 3.1.4.2.1.5 図に示すとおり、クリフエッジとなる収束シナリオ④から⑥については、いずれも起因事象として「外部電源喪失」と「原子炉補機冷却機能喪失」が重畳して発生した後、原子炉が停止し、非常用所内電源からの給電に失敗するが、タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器への給水を行うとともに、主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開することにより 2 次系強制冷却を行い、1 次系が減圧されることで蓄圧タンクのほう酸水が注水される。その後、空冷式非常用発電装置により交流電源を復旧させ、蓄圧タンク出口弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。炉心冷却の維持のためにこれらの緩和機能が必要となるが、

「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等に必要なサポート系であるメタクラ3DのHCLPFが1.02Gであることから、
「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等が1.02Gで機能喪失し、炉心損傷に至るものと評価した。この評価結果に基づき、収束シナリオ毎に、クリフエッジ・エフェクトを回避できる可能性がある対策を検討した。

収束シナリオ④は、RCPシールLOCAが発生していないことから、「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」に示すとおり、事象進展が緩慢であり、蓄圧タンクからの炉心への注水により1次系保有水量は確保される。このため、1.02Gの地震加速度によりメタクラ3Dが機能喪失した場合でも、「1.3 構築物、系統及び機器」に記載している300kVA電源車が使用できる場合には、第3.1.4.4.1図及び第3.1.4.4.2図に示すとおり、メタクラ3Dを経由することなく非常用低圧母線へ給電できることから、クリフエッジ・エフェクトの回避に必要である、蓄圧タンク出口弁の閉止並びに1次系圧力、温度等のパラメータの監視に係る緩和機能の喪失を回避できる。

収束シナリオ⑤又は⑥は、RCPシールLOCAが発生していることから、「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」に示すとおり、事象進展が比較的速く、蓄圧タンクからの炉心への注水に加えて、充てんポンプ（B、自己冷却式）又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水が必要となる。第3.1.4.4.3図及び第3.1.4.4.4図に示すとおり、1.02Gの地震加速度によりメタクラ3Dが機能喪失した場合でも、メタクラ3Dを経由しない電路から代替格納容器スプレイポンプへ給電すると

ともに、非常用低圧母線間を接続することにより、蓄圧タンク出口弁の閉止、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水、中型ポンプ車による補機冷却並びに 1 次系圧力、温度等のパラメータの監視に係る緩和機能の喪失を回避できる。しかしながら、第 3.1.4.4.5 図に示すとおり、高圧注入による再循環炉心冷却（海水）に必要な高圧注入ポンプ 3 B への給電ができないことから、現状では、クリフエッジ・エフェクトを回避できる手段はない。

(b) 出力運転時格納容器機能喪失防止対策（地震）に係る知見

第 3.1.4.2.1.13 図に示すとおり、クリフエッジとなる収束シナリオは、起因事象として「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」が重畳して発生した後、3.1.4.2.1(1)a. (a) 項に記載しているように、炉心損傷防止に係る収束シナリオが機能喪失することで炉心損傷が発生する。その後、空冷式非常用発電装置により交流電源を復旧させ、格納容器隔離を実施する。また、イグナイタ又は静的水素再結合装置を用いて炉心損傷等により発生した水素を処理するとともに、加圧器逃がし弁により 1 次系の減圧を行う。さらに、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水及び原子炉格納容器内の減圧を行い、格納容器内自然対流冷却により格納容器内の除熱を行う。これにより格納容器機能喪失を防止できるが、「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等に必要なサポート系であるメタクラ 3 D の H C L P F が 1.02 G であることから、「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等が 1.02 G で機能喪失し、格納容器機能喪失に至るものと評価し

た。この評価結果に基づき、クリフエッジ・エフェクトを回避できる可能性がある対策を検討した。

炉心損傷後の事象進展は、「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」に示すとおり、事象発生約 2.3 時間後に炉心溶融に至り、その後、事象発生から約 4.2 時間後に原子炉容器破損に至る。このため、第 3.1.4.4.4 図に示すとおり、1.02G の地震加速度によりメタクラ 3 D が機能喪失した場合でも、メタクラ 3 D を経由しない電路から代替格納容器スプレイポンプへ給電するとともに、非常用低圧母線間を接続することにより、格納容器隔離、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱並びに原子炉格納容器圧力、温度等のパラメータの監視に係る緩和機能の喪失を回避できる。

(c) 運転停止運転時炉心損傷防止対策（地震）に係る知見

第 3.1.4.2.1.10 図に示すとおり、クリフエッジとなる収束シナリオ②は、起因事象として「外部電源喪失」と「原子炉補機冷却機能喪失」が重畳して発生した後に、燃料取替用水タンクを水源として代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水を行うとともに、長期的には中型ポンプ車による補機冷却機能を確保した後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転に加え、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うものであるが、「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等に必要なサポート系であるメタクラ 3 D の H C L P F が 1.02 G であることから、「空冷式非常用発電装置からの給電」機能等が 1.02 G で機能喪失し、炉心損傷に至るものと評価した。この

評価結果に基づき、クリフエッジ・エフェクトを回避できる可能性がある対策を検討した。

収束シナリオは、「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水が必要となる。第 3.1.4.4.4 図に示すとおり、1.02G の地震加速度によりメタクラ 3 D が機能喪失した場合でも、メタクラ 3 D を経由しない電路から代替格納容器スプレイポンプへ給電するとともに、非常用低圧母線間を接続することにより、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水、中型ポンプ車による補機冷却並びに 1 次系圧力、温度等のパラメータの監視に係る緩和機能の喪失を回避できる。しかしながら、第 3.1.4.4.5 図に示すとおり、高圧注入による再循環炉心冷却（海水）に必要な高圧注入ポンプ 3 B への給電ができないことから、現状では、クリフエッジ・エフェクトを回避できる手段はない。

(d) S F P 燃料損傷防止対策（地震）に係る知見

「3.1.4.2.1 地震」に示すとおり、「S F P 損傷」の発生により影響緩和機能はないことから、現状では、クリフエッジ・エフェクトを回避する手段はない。

(e) 津波に係る知見

「3.1.4.2.2 津波」に示すとおり、「炉心損傷直結」等、影響緩和機能がないことから、現状では、クリフエッジ・エフェクトを回避する手段はない。

b. 余裕時間評価結果の手順書への反映

炉心損傷を防止するための収束シナリオのうち耐力の最も大きい収束シナリオとして選定した「外部電源喪失及び原子炉補機冷

却機能喪失が発生し、非常用所内交流動力電源の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」では、「自冷式充てんポンプによる炉心への注水」に係る余裕時間として約 0.7 時間と概算により評価していたが、安全裕度評価では、「自冷式充てんポンプによる炉心への注水」が機能喪失した際に、バックアップである「代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水」の準備に対する現実的な余裕時間を把握する観点から、感度解析を実施することで 5 時間以上の時間余裕があることを確認した。

この成果を社内の手順書に反映することで、より現実的と考えられる時間余裕を把握した上で対応できると考えられる。

c. メタクラ 3 D 保護継電器のデジタル化

地震のクリフエッジとして特定されたメタクラ 3 D について、現状のアナログ式の保護継電器では、機械的な動きにより信号を伝える構造となっているが、保護継電器をデジタル化することにより機械的な駆動部がなくなることから、耐震信頼性の向上を図ることができる。デジタル化前後の保護継電器の外観を第 3.1.4.4.6 図に示す。

(2) 評価を実施する過程で抽出された実施済みの追加措置

安全裕度評価を実施する過程で抽出された追加措置のうち、既に運転手順への反映を実施済みの項目を以下に示す。

a. 大型ポンプ車による空調用冷凍機への海水供給手順の整備

空調用冷凍機用への海水通水手段は、「海水取水用水中ポンプ」を用いる手段が整備されていたものの、本手段では設計基準を超える地震や津波が発生した場合には期待できないことから、大型ポンプ車を使用した空調用冷凍機への海水供給手順を新たに

整備した。

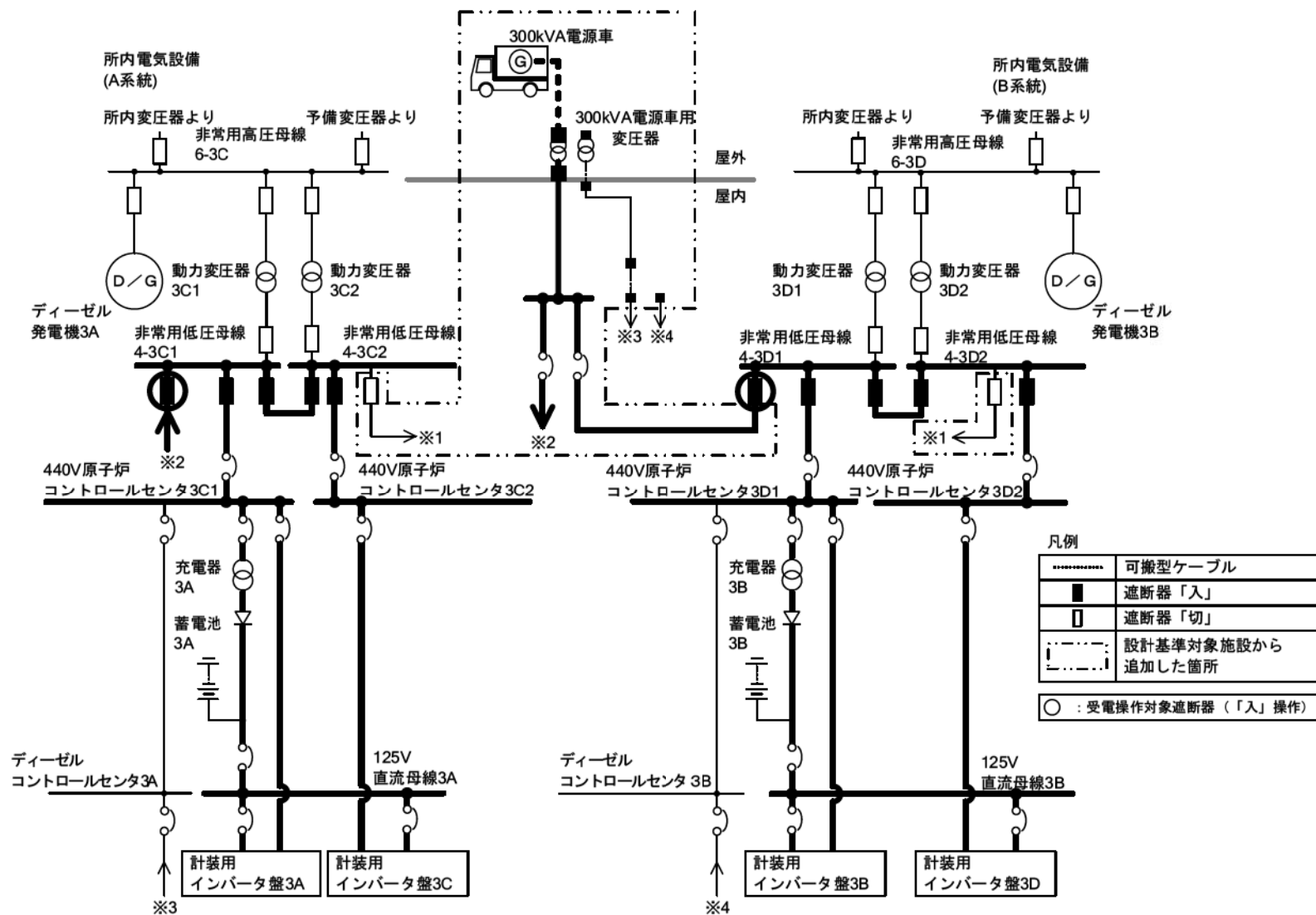
その結果、設計基準を超える地震及び津波の発生により原子炉補機冷却海水系が機能喪失し、空調用冷凍機への海水供給が喪失した場合でも、空調用冷凍機の機能維持が可能となった。

b. ミッドループ運転中の地震発生時における余熱除去系に係る対応

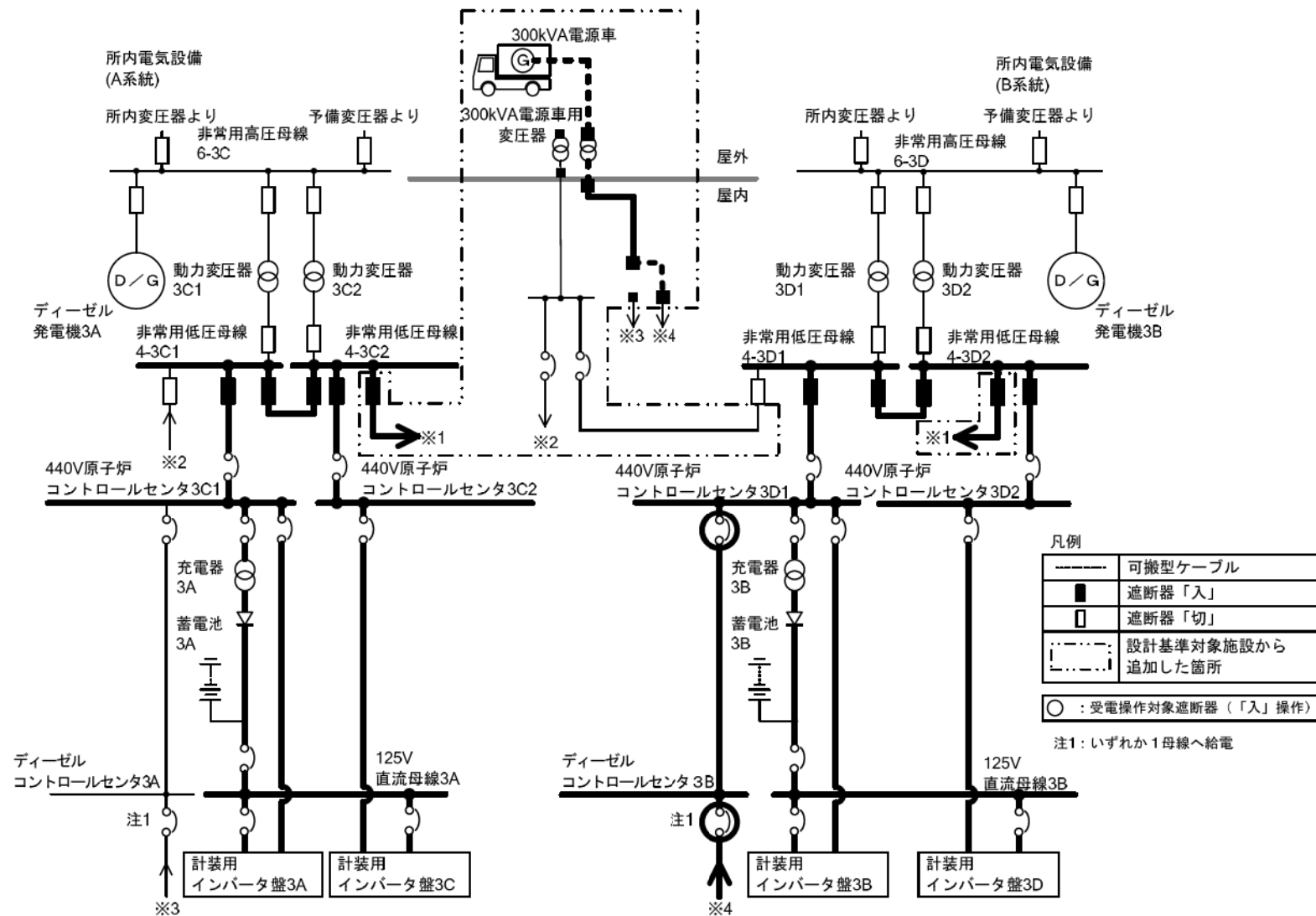
ミッドループ運転中に地震が発生し、外部電源喪失が発生した場合、余熱除去ポンプは停止する。その後、崩壊熱除去を再開するために余熱除去ポンプを再起動する際、余熱除去冷却器の流量調整弁の調節機能が地震により喪失している可能性がある。

この場合には、流量制御弁が全開となり、余熱除去系統の流量が過大となるため、空気巻き込みにより余熱除去ポンプが機能喪失する可能性がある。

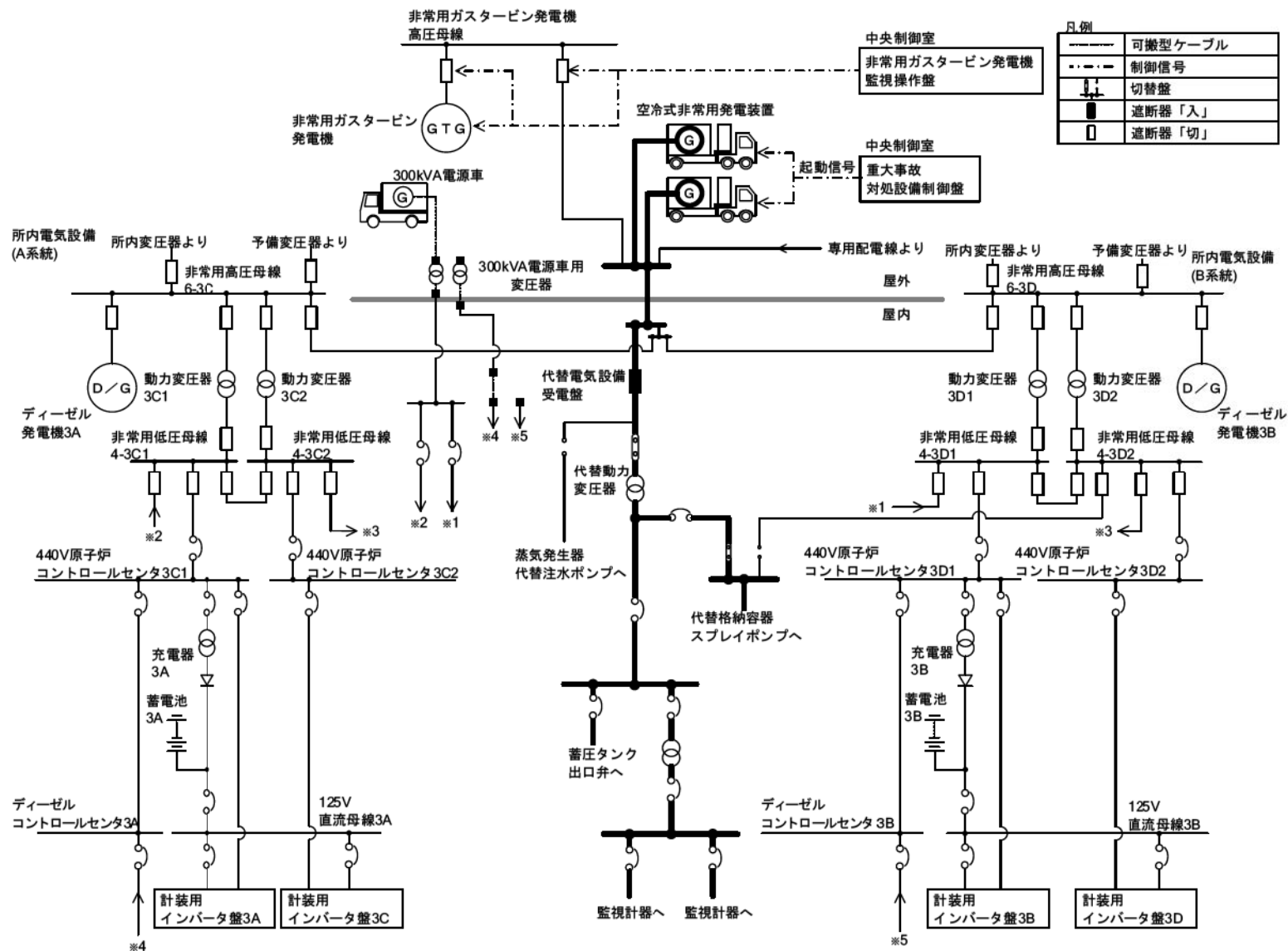
このため、1次系水抜き前にあらかじめ余熱除去冷却器出口電動弁の自己保持回路を解線し、余熱除去ポンプを再起動する際には当該弁で流量調整する手順を整備した。これにより、余熱除去ポンプの信頼性を向上した。



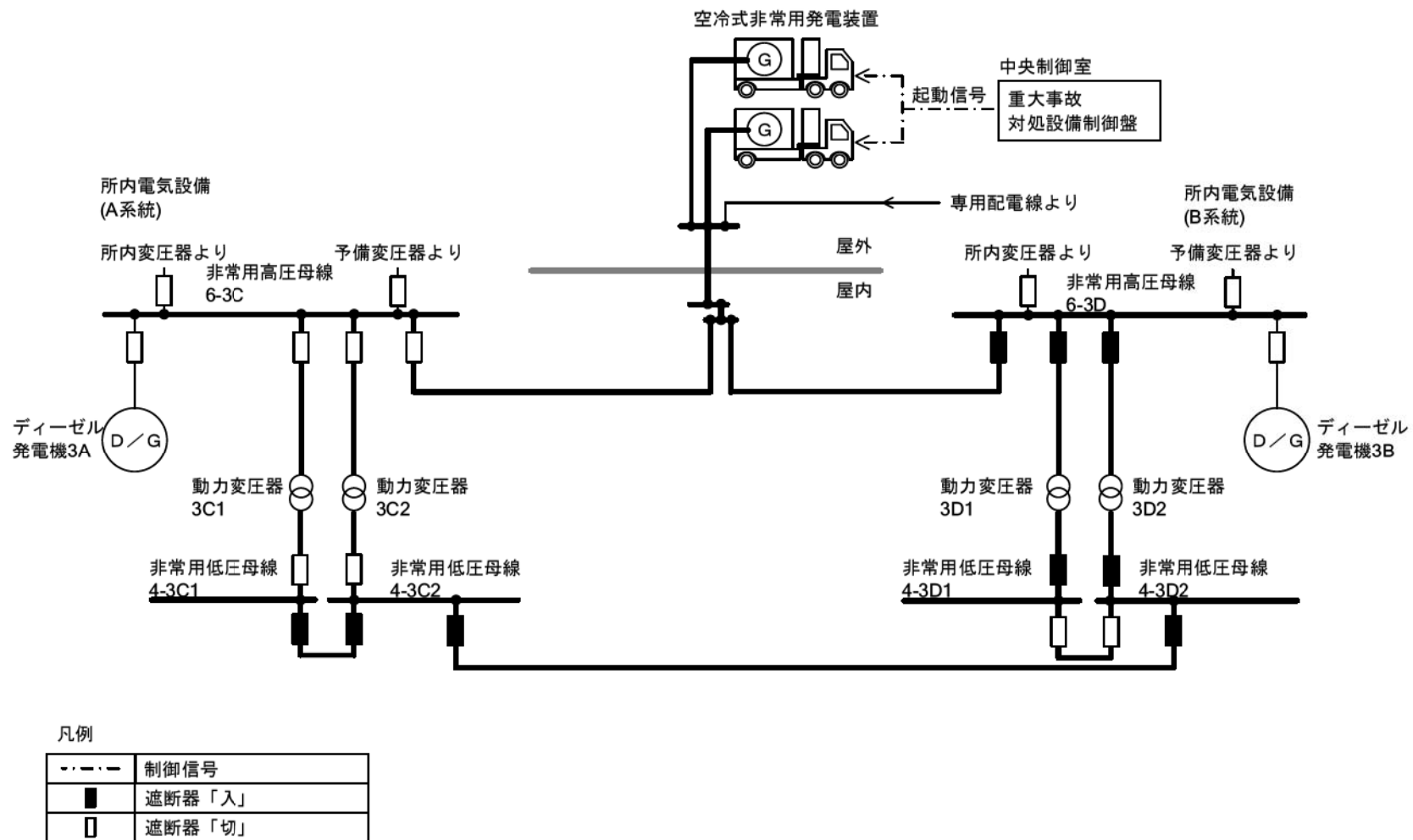
第 3.1.4.4.1 図 300kVA 電源車による代替電源 (交流) からの給電概略系統図 (非常用低圧母線直接)



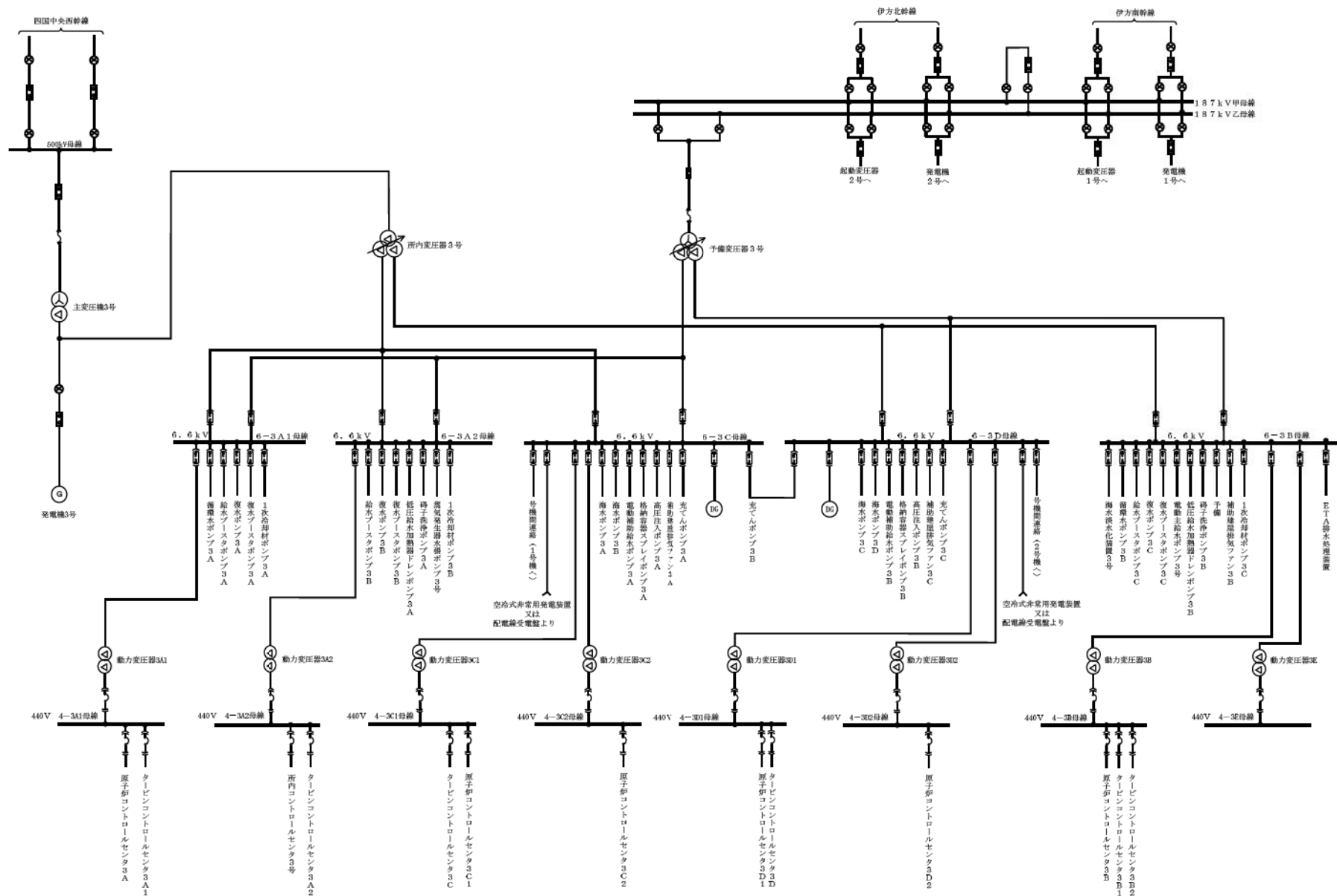
第 3. 1. 4. 4. 2 図 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電概略系統図
(ディーゼルコントロールセンタ経由)



第 3.1.4.4.3 図 代替所内電気設備による給電概略系統図



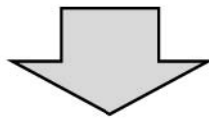
第 3.1.4.4.4 図 空冷式非常用発電装置からの給電概略系統図



第 3.1.4.4.5 図 所内単線結線図



デジタル化前の保護継電器（高圧注入ポンプ 3 B の例）



デジタル化後の保護継電器（高圧注入ポンプ 3 A の例）

第 3.1.4.4.6 図 デジタル化前後の保護継電器の外観