

7.3 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

本原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.3.1 想定事故 1

7.3.1.1 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 1 として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 1 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。対策の概略系統図を第 7.3.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.1.2 図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第

7.3.1.1 表に示す。

想定事故 1 における 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 17 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員は 9 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.1.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水温及び水位の確認に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

2 次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンク（「淡水タンク」は、A、B淡水タンク及びNo. 1、2淡水タンクの総称）が使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。屋内消火栓及び屋外消火栓からの注水ができない場合は、消防ポンプを用いたA、B淡水タンクからの直接注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。

以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故1では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、沸騰及び蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価

条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、燃料頂部より 7.13m とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 15m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 4.5 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 の事象進展を第 7.3.1.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 10 時間で 100℃ に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット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 7.3.1.4 図に示すとおりに事象発生の約 1.7 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発生後の 4.5 時間後であることから、使用済燃料ピット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に要する時間である事象発生後の約 1.7 日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット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注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、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約 0.968 であり、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使用済燃料ピット内の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、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後の 4.5 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生後の約 6.6 時間後には使用済燃料ピット水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故 1 は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。また、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.3.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱、初期水位及び初期水温の影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目とな

るパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生約 1.7 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット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に要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.5 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 4.5 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水は、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット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に要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.4 日短い約 1.3 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 4.5 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第 7.3.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位へ到達するまでの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、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約 1.7 日後であり、送水車による注水を開始する時間である事象発生約 4.5 時間後に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置に

よる他の操作に与える影響はない。

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 1 において、3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 17 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故 1 において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

海水を取水源として、送水車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水(15m³/h)を行う。

b. 燃料

(a) 重油

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kl の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 335.9kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンクの合計油量(360kl)にて供給可能である。

(b) 軽油

使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車については、事象発生後 4.3 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 4,830l の軽油が必要となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油 6,200l にて供給

可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷容量で包含できることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.3.1.5 結論

想定事故 1 では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、やがて燃料は露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故 1 に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故 1 について有効性評価を行ったところ、送水車により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット水位を回復させ維持できる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができることを確認した。また、長期的には使用済燃料ピット水位及び温度が安定した状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、想定事故 1 における重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、送水車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、「想定事故 1」に対して有効である。

第 7.3.1.1 表 「想定事故 1」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	・ 使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認	・ 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	・ 2 次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
d. 使用済燃料ピット注水操作	・ 淡水タンク（「淡水タンク」は、A、B 淡水タンク及び No. 1、2 淡水タンクの総称）が使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。屋内消火栓及び屋外消火栓からの注水ができない場合は、消防ポンプを用いた A、B 淡水タンクからの直接注水を行う。 ・ 1 次系純水タンクが使用可能であれば、1 次系純水タンクからの注水操作を行う。 ・ 淡水タンク及び 1 次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 ・ 以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	—	送水車 軽油用ドラム缶	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

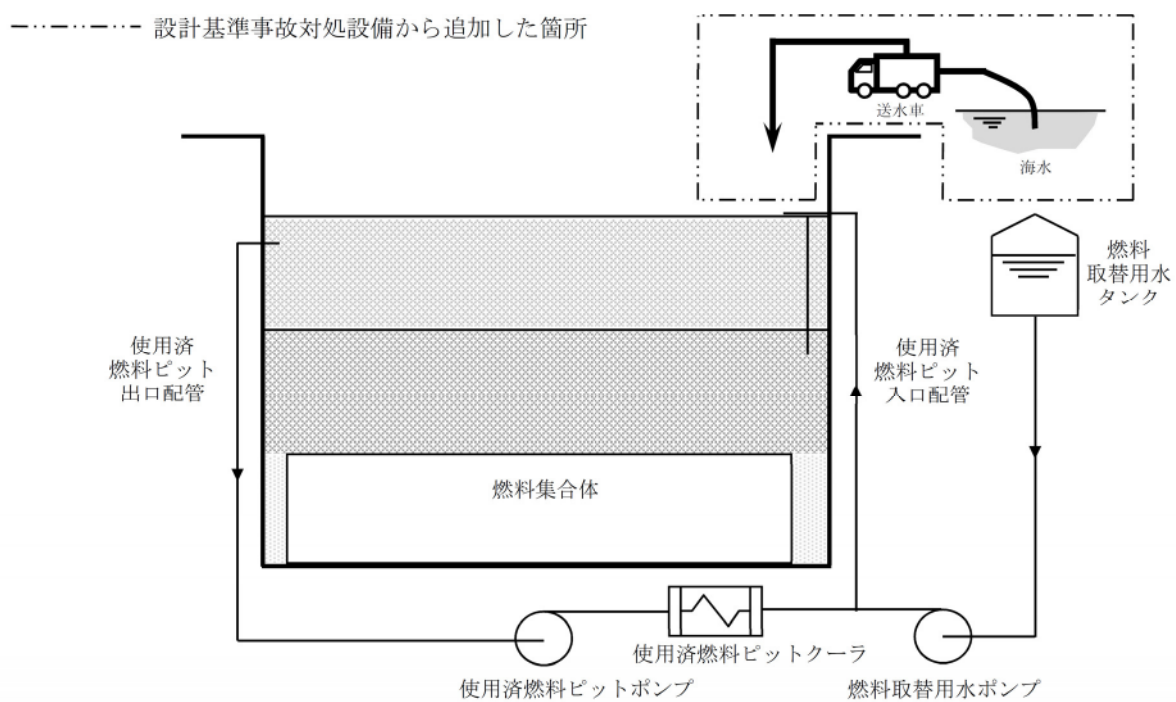
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.1.2 表 「想定事故 1」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）(1/2)

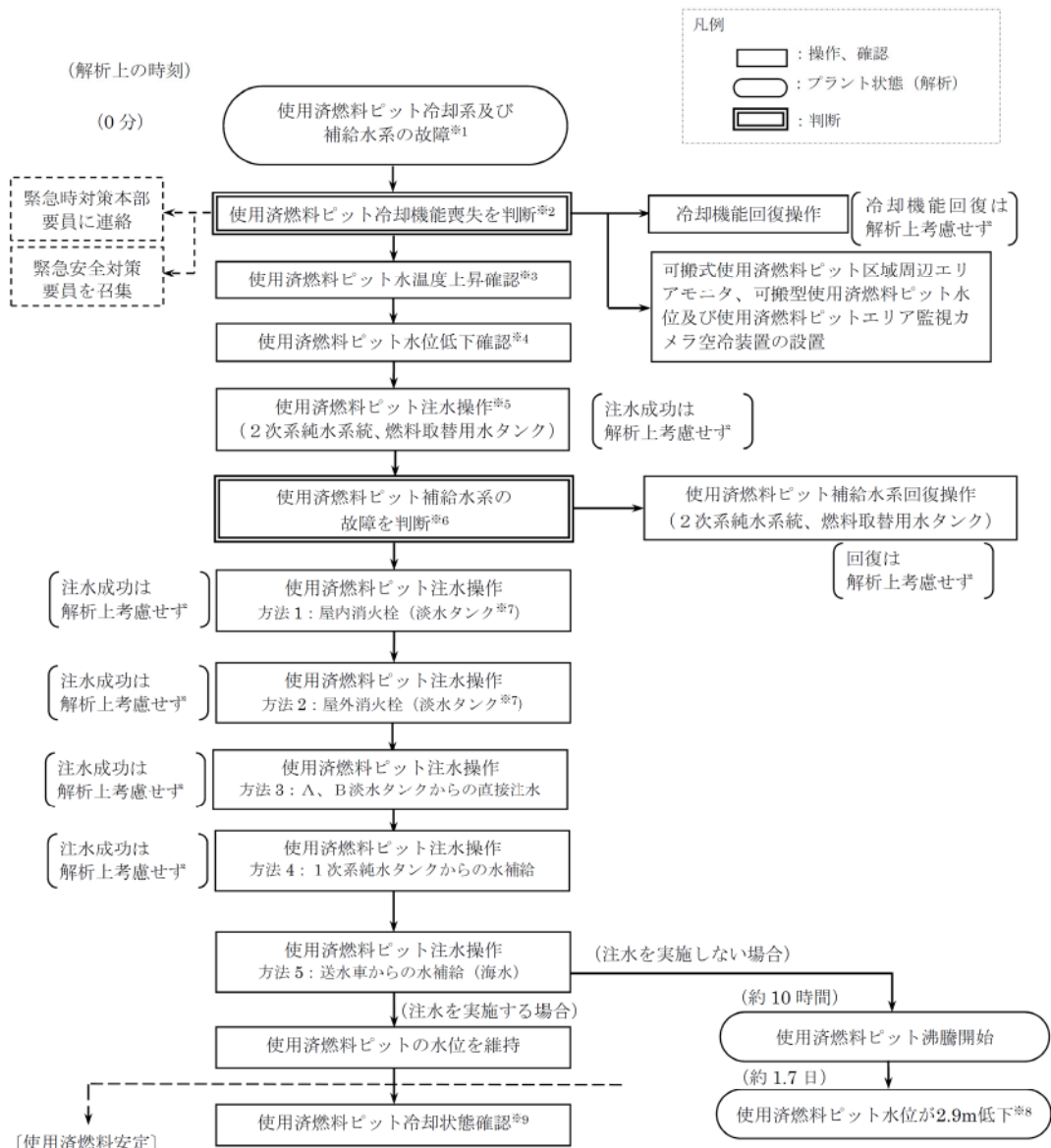
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	7.638MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした保管した状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	燃料頂部より 7.13m	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.01m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 2.9m とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約 7.24m であるが、初期水位を燃料頂部より 7.13m と設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	使用済燃料ピット、原子炉補助建屋内キャナル及びキャスクピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温100℃まで上昇する時間の評価は、使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び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	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

第 7.3.1.2 表 「想定事故 1」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）(2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事 故等 機 器 対 策 条 件 に 関 連 す る	放射線の遮蔽が維持できる 最低水位	燃料頂部から 4.23m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料 ピットへの注水流量	15m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事 故等 操 作 対 策 条 件 に 関 連 す る	送水車による使用済 燃料ピットへの注水開始	事象発生 の 4.5 時間後	使用済燃料ピット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注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第 7.3.1.1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1 : 本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「全交流動力電源喪失」の対応手順の「送水車の準備 (蒸気発生器、使用済燃料ピットの注水確保等)」の中で対応する。
- ※2 : 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。
使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位
- ※3 : 使用済燃料ピット温度高警報 50℃
- ※4 : 使用済燃料ピット水位低警報 E.L. 31.79m (通常水位 E.L. 31.89m)
- ※5 : 使用済燃料ピットのほう素濃度及び注水量により水源を決定する。
- ※6 : 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。
2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水作業を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。
- ※7 : 「淡水タンク」は、A、B淡水タンク及びN o. 1、2淡水タンクの総称。
- ※8 : 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) を確保できる水位 (初期水位から蒸発による低下分)。
- ※9 : 使用済燃料ピット冷却状態確認は以下で確認。
使用済燃料ピット水位確保、温度安定。

第 7.3.1.2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要
(「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												経過時間(時間)				備 考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	20	22	24				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生																
			▽ プラント状況判断																
	当直課長	1	●運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1	●使用済燃料ピット冷却機能停止確認 ●使用済燃料ピット水温、水位の監視 (中央制御室確認)																
	運転員A	【1】	●使用済燃料ピット冷却機能回復操作、失敗原因調査 (中央制御室操作)																
使用済燃料ピット冷却系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	●使用済燃料ピットポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)																
	運転員B	1	●電源盤確認、復旧操作 (現場操作)																
電源盤確認、復旧操作	保修班等	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 (現場操作)																
	運転員C	【1】	●2次系純水系統からの注水操作 ●燃料取替用水タンクからの注水操作 (現場操作)																
使用済燃料ピット補給水系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	●使用済燃料ピット補給水系回復操作、失敗原因調査 (中央制御室操作)																
	運転員C	【1】	●2次系純水系統からの注水確保操作、失敗原因調査 ●燃料取替用水タンクからの注水確保操作、失敗原因調査 (現場操作)																
使用済燃料ピットの監視	緊急安全対策要員 D、E、F、G	4	●可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬式使用済燃料ピット水位 及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ室冷装置の設置 (現場操作)																

上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。

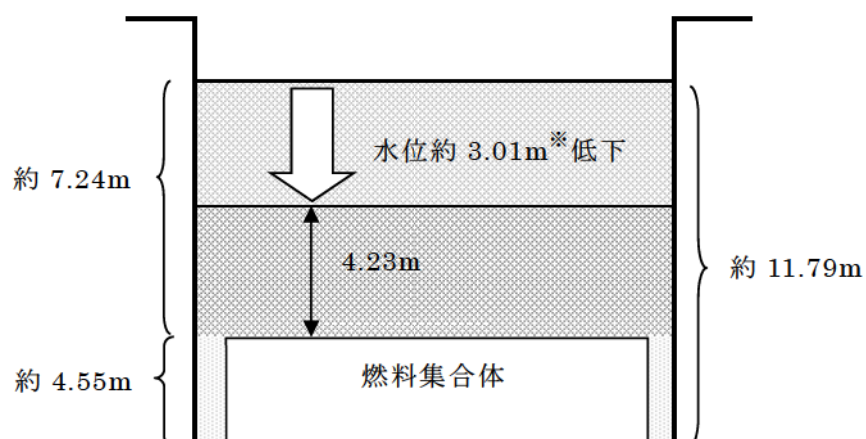
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」 の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) (1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)														経過時間(日)		備 考	
手順の項目	要員 (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	2	3				
使用済燃料ピットへの注水作業	緊急安全対策要員 H、I、J、K、L	5	●淡水による注水準備	▽30分 使用済燃料ピットへの注水準備開始														約1.7日 使用済燃料ピットへの注水開始		使用済燃料ピットへの給水は、使用済燃料ピット水位が2.0m低下する時間(約1.7日後)までに対応が 能である。 ※1 必要により他の要員にて対応する。
			1.0 淡水タンク、1次系純水タンクの使用可否判断(使用可能な場合は以下の消火栓またはA、B淡水タンクから直接注水、または1次系純水タンクからの注水を実施する。)(解析上考慮せず)																	
			1.0 屋内、屋外消火栓の使用可否確認(可能であれば注水)(解析上考慮せず)																	
			2.3 A、B淡水タンクから直接注水する可搬型ホース等の運搬※1(解析上考慮せず)																	
			3.7 A、B淡水タンクから直接注水する可搬型ホース等の設置※1(解析上考慮せず)																	
			0.8 1次系純水による注水※1(解析上考慮せず)																	
			2.0																	
			実作業 2名1時間																	
送水草給油作業	緊急安全対策要員 H、I	[2]	●給油作業 (現場操作)	75分 → 約5.5時間毎																

第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)(2/2)



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
① 2.9m※分の評価水量(m ³)		—
	使用済燃料ピット	約 324m ³
	使用済燃料ピットー原子炉補助 建屋内キャナル間	約 6m ³
	原子炉補助建屋内キャナル	約 38m ³
	原子炉補助建屋内キャナルーキ ヤスクピット間	約 3m ³
	キャスクピット	約 41m ³
計		412m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量		12.72 m ³ /h
③ 2.9m※水位低下時間 (①／②)		約 1.3 日間
④ 水温 100℃までの時間		約 10 時間
合計 (③＋④)		約 1.7 日間

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.01m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 2.9m とした。

第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

7.3.2 想定事故 2

7.3.2.1 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 2 として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では、使用済燃料ピットの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 2 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。対策の概略系統図を第 7.3.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.2.2 図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.2.1 表に示す。

想定事故 2 における 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 17 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち

緊急安全対策要員は 9 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.2.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

「使用済燃料ピット水位低」警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。

使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（広域）等である。

b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

2 次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（広域）等である。

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温上昇の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンク（「淡水タンク」は、A、B 淡水タンク及び No. 1、2 淡水タンクの総称）が使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。屋内消火栓

及び屋外消火栓からの注水ができない場合は、消防ポンプを用いたA、B淡水タンクからの直接注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。

以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2では、冷却系配管破断により使用済燃料ピット水位が、使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後のピット水温上昇、沸騰及び蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、燃料頂部より 5.82m とする。

評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフンブレイカの効果を考慮している。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 15m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 4.5 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 2 の事象進展を第 7.3.2.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 9 時間で 100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピ

ット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 7.3.2.4 図に示すとおり事象発生の約 1.0 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発生の 4.5 時間後であることから、使用済燃料ピット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に要する時間である事象発生の約 1.0 日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット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注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、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約 0.968 であり、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使用済燃料ピット内の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、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生の 4.5 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生の 4.5 時間後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与

える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。また、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.3.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱及び初期水温の影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余

裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約 1.0 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット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に要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.1 日短い約 0.9 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 4.5 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水は、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット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に要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.3 日短い約 0.7 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 4.5 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第 7.3.2.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間余裕は大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、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約 1.0 日後であり、送水車による注水を開始する時間である 4.5 時間に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置に

よる他の操作に与える影響はない。

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 2 において、3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 17 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故 2 において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.3.1 想定事故 1」と同様である。

7.3.2.5 結論

想定事故 2 では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故 2 に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故 2 について有効性評価を行ったところ、送水車により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができることを確認した。また、長期的には使用済燃料ピット水位及び温度が安定した状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、想定事故２における重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.3.1 想定事故１」と同様であり供給可能である。

以上のことから、送水車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、「想定事故２」に対して有効である。

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	・「使用済燃料ピット水位低」警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。 ・使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	・2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	・使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
d. 使用済燃料ピット注水操作	・淡水タンク（「淡水タンク」は、A、B淡水タンク及びNo. 1、2淡水タンクの総称）が使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。屋内消火栓又は屋外消火栓からの注水ができない場合は、消防ポンプを用いたA、B淡水タンクからの直接注水を行う。 ・1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 ・淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。 ・以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	—	送水車 軽油用ドラム缶	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

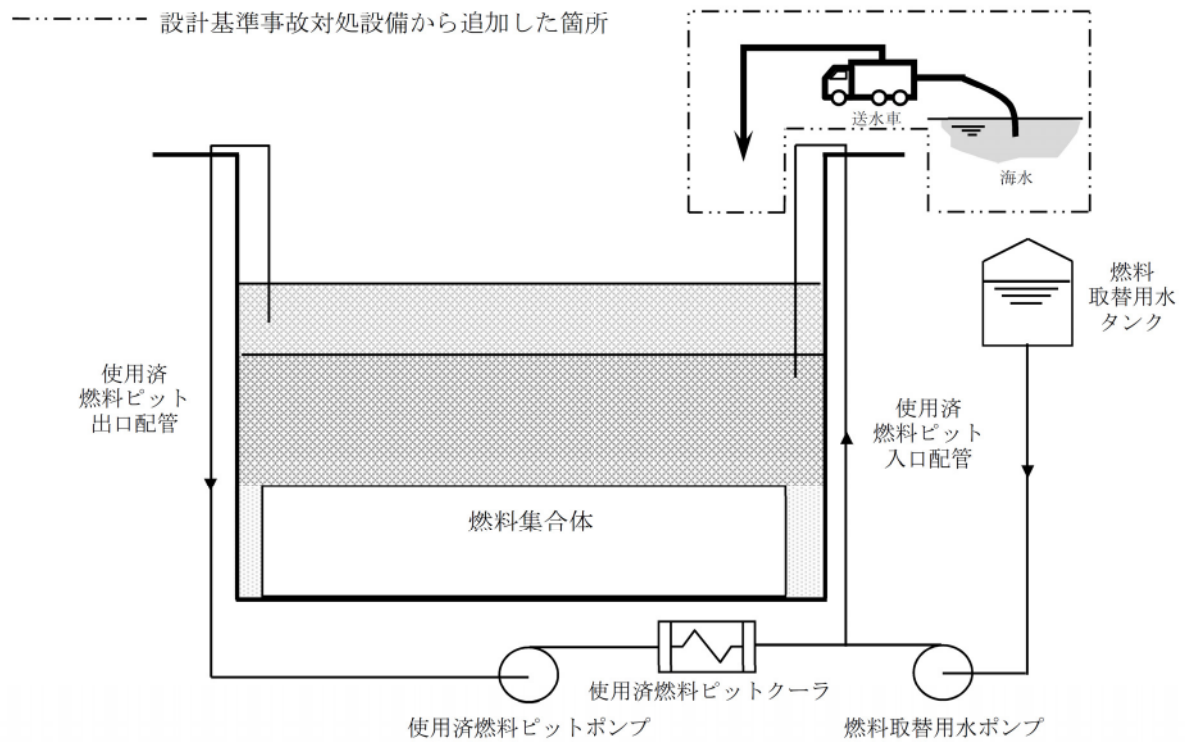
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.2.2 表 「想定事故 2」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（1/2）

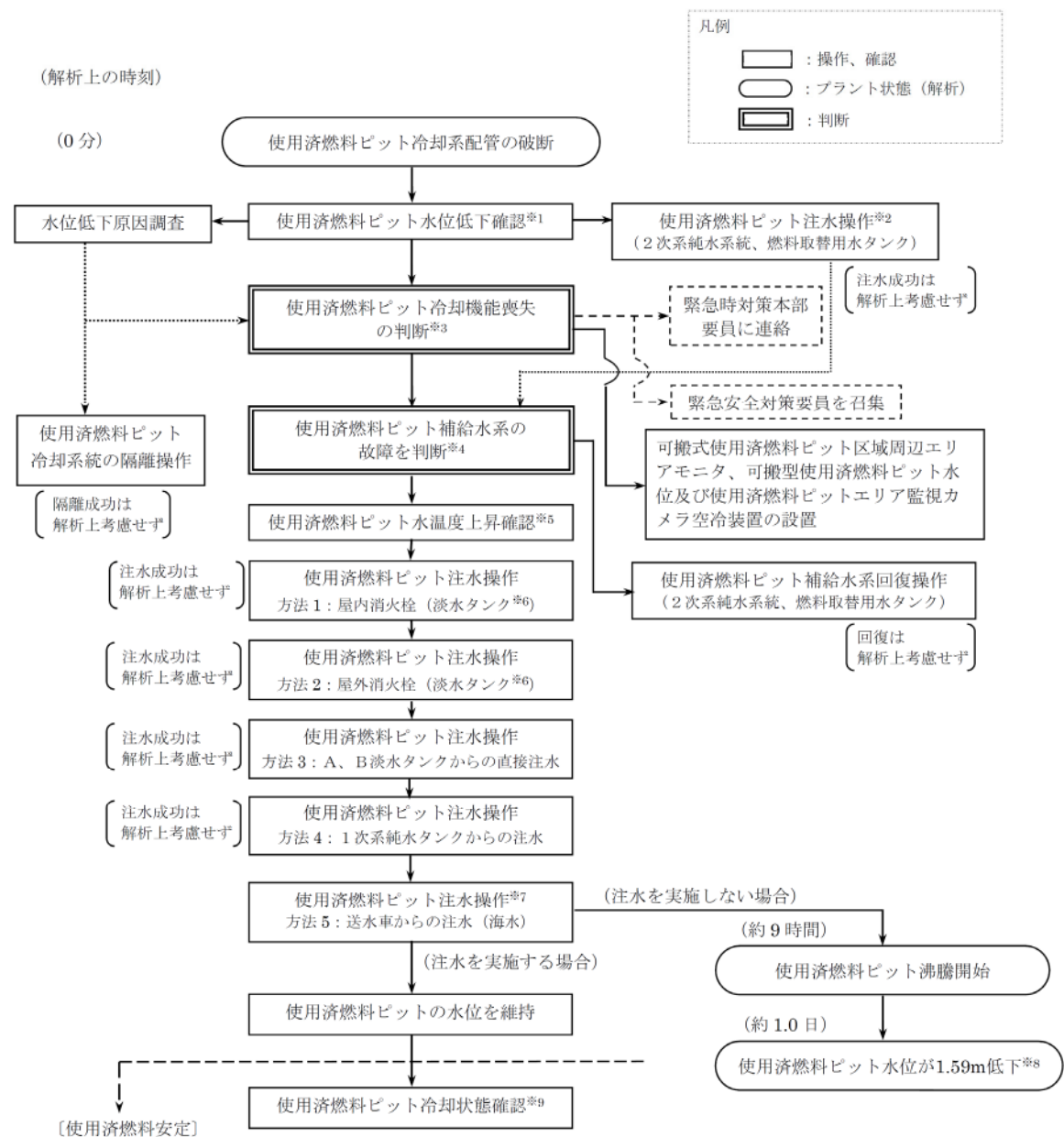
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	7.638MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした保管した状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、F P については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGIN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	使用済燃料ピット、原子炉補助建屋内キャナル及びキャスクピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃まで上昇する時間の評価は、使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却材配管の破断によって想定される初期水位	燃料頂部より 5.82m	冷却材配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット出口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び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	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

第 7.3.2.2 表 「想定事故 2」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等 関連する機器 対策条件	放射線の遮蔽が維持 できる最低水位	燃料頂部から 4.23m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料 ピットへの注水流量	15m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等 関連する操作 対策条件	送水車による使用済 燃料ピットへの注水開始	事象発生 の 4.5 時間後	使用済燃料ピット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注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第 7.3.2.1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図



※1：使用済燃料ピット水位低警報 E.L. 31.79m (通常水位 E.L. 31.89m)

※2：使用済燃料ピットのほう素濃度及び注水量により水源を決定する。

※3：使用済燃料ピット冷却系配管の破断による冷却機能の喪失は以下で確認。
使用済燃料ピット水位、補助建屋サンプ水位

※4：使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。

2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水作業を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。

※5：使用済燃料ピット温度高警報 50℃

※6：「淡水タンク」は、A、B淡水タンク及びN o. 1、2淡水タンクの総称。

※7：冷却系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。

※8：使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h)を確保できる水位 (初期水位から漏えいに伴う水位低下及び蒸発による低下分を考慮した値。)

※9：使用済燃料ピットの冷却状態確認は以下で確認。

使用済燃料ピット水位確保、温度安定。

第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要

(「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																経過時間(時間)				備考					
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200		210	220	230	240	250
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生																									
			▽ プラント状況判断																									
	当直課長	1	●運転操作指揮																									
状況判断	運転員A	1	●使用済燃料ピット水位低下確認																									
			●使用済燃料ピット水温、水位の監視 (中央制御室確認)																									
使用済燃料ピット冷却系統 隔離操作 (解析上考慮せず)	運転員B	1	●使用済燃料ピット冷却系統の水位低下原因調査																									
			●使用済燃料ピット冷却系統の隔離 (現場操作)																									
使用済燃料ピット注水操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	●2次系統水系統からの注水操作																									
			●燃料取替用水タンクからの注水操作 (現場操作)																									
使用済燃料ピット補給水系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	●使用済燃料ピット補給水系回復操作、失敗原因調査 (中央制御室操作)																									
			●2次系統水系統からの注水確保操作、失敗原因調査																									
	運転員C	【1】	●燃料取替用水タンクからの注水確保操作、失敗原因調査 (現場操作)																									
			●可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット 水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ冷却装置の設置 (現場操作)																									
使用済燃料ピットの監視	緊急安全対策要員 D、E、F、G	4	120分																									

上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。

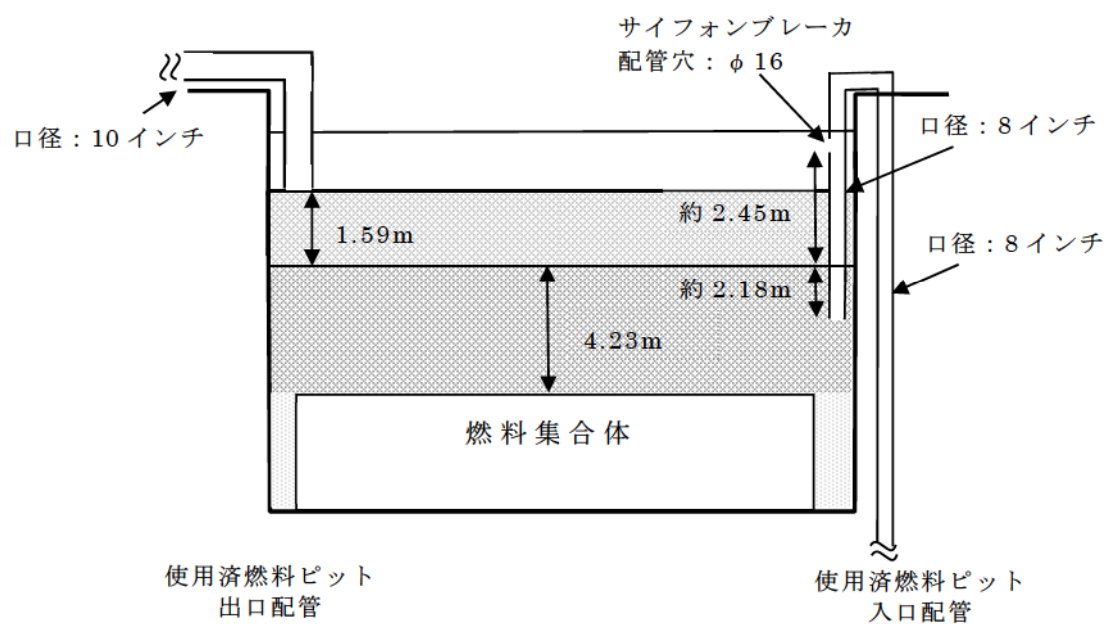
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出)。

第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（1/2）

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								経過時間(日)			備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
手順の項目	要員 (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容																									2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	2	3																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
使用済燃料ピットへの注水作業	緊急安全対策要員 H、I、J、K、L	5	●淡水による注水準備	●使用済燃料ピット注水準備(送水率)	(現場操作)	実施後 2名移動	▼ 30分 使用済燃料ピットへの注水準備開始	約1.0日 使用済燃料ピットへの注水開始	▼																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								

第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)(2/2)



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
①1.59m 分の評価水量(m ³)		—
	使用済燃料ピット	約 177m ³
	使用済燃料ピットー原子炉補助建 屋内キャナル間	約 3m ³
	原子炉補助建屋内キャナル	約 20m ³
	原子炉補助建屋内キャナルーキャ スクピット間	約 1m ³
	キャスクピット	約 22m ³
計		223m ³
②崩壊熱による保有水蒸発水量		12.72 m ³ /h
③1.59m 水位低下時間 (①／②)		約 0.7 日間
④水温 100℃までの時間		約 9 時間
合計 (③＋④)		約 1.0 日間

第 7.3.2.4 図 「想定事故 2」 の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

7.4 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

本原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、燃料

が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.4.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.4.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 12 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員は 4 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.1.3 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 26 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を行う運転員 4 名、発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員は 17 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。

a. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去クーラによる冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

c. 余熱除去機能回復操作

余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。

d. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

また、空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。

f. 燃料取替用水タンクによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。

燃料取替用水タンクによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口電動弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2個目のアキュムレータ出口電動弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水

を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

h. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス循環ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

i. 代替再循環運転による1次冷却系の冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。

また、余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水タンク水位計指示が32.2%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）計指示が59%以上となれば、格納容器再循環サンプルからA、B内部スプレポンプを経てA内部スプレクーラで冷却した水をA余熱除去系統及びA格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、A格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてC、D内部スプレポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。なお、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱

除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん／高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、ディーゼル発電機によりアニュラス循環ファンの運転が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) アキュムレータ

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

アキュムレータ保持圧力（最低保持圧力）

1.0MPa[gage]

アキュムレータ保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、「7.4.1.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(b)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、20m³/hとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) アキュムレータによる炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断並びにアキュムレータによる炉心注水操作に要する時間を上

回る時間として、1基目は事象発生後の60分後、2基目は事象発生後の90分後に注水するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、事象発生後の検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2基目のアキュムレータの注水以降とし、事象発生後の91分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.1.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.4.1.4図から第7.4.1.12図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、余熱除去機能が喪失することにより、1次冷却材温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰、蒸散することで、1次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、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。事象発生後の60分後に1基目、90分後に2基目のアキュムレータから炉心注水することにより、炉心水位を確保することができる。アキュムレータによる炉心注水に伴い1次冷却系保有水量が増加することで、加圧器への流入流量も増加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生後の91分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次冷却系水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.1.5図に示すとおりであり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、炉心は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、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器上部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と 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。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\%\Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第 7.4.1.12 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはない 1 次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第 7.4.1.9 図及び第 7.4.1.11 図に示すとおり、事象発生約 130 分後に、1 次冷却系保有水量及び 1 次冷却材温度は安定しており、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値に到達後、A、B 内部スプレポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、格納容器循

環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、また、必要に応じてC、D内部スプレポンプによる格納容器スプレイにより原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作であるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保することが特徴である。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与

える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETIS の試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 7.4.1.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.0m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率は低下し、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率は低下し、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目と

なるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

アキュムレータによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.1.13 図及び第 7.4.1.14 図に示すとおり、アキュムレータ及び恒設

代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 105 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで事象発生約 60 分後から約 45 分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.1.15 図に示すとおり、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 195 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで事象発生約 90 分後から約 105 分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 26 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員

の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水については、事象発生約 67.7 時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kl の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kl の重油が必要となる。

空冷式非常用発電装置を用いた恒設代替低圧注水ポンプへの電源供給については、事象発生直後から約 68 時間後までの運転を想定して、約 6.8kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 342.7kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンクの合計油量(360kl)にて供給可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 160kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い 1 次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てん／高圧注入ポンプ、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水、長期対策として内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」に対して、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮し有効性評価を行った。

上記の場合においても、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器上部ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により 1 次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、

長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における
重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 余熱除去機能喪失の判断	・ 余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去クーラによる冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	・ 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・ 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
c. 余熱除去機能回復操作	・ 余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。	【余熱除去ポンプ】	—	—
d. 原子炉格納容器隔離操作	・ 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水	・ 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。 ・ 空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。	【充てん／高圧注入ポンプ】 【燃料取替用水タンク】 【ディーゼル発電機】 【燃料油貯蔵タンク】	—	加圧器水位 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における
重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 燃料取替用水タンクによる炉心注水	炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。	—	—	—
g. 炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保操作	- 炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口電動弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 個目のアキュムレータ出口電動弁を開操作する。 - 恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁 燃料取替用水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
h. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動	- 格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス循環ファンを起動する。 - 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における
重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
i. 代替再循環運転による 1 次冷却系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、格納容器再循環サンプから A、B 内部スプレポンプを経て A 内部スプレクーラで冷却した水を A 余熱除去系統及び A 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク A、B 内部スプレポンプ A 内部スプレクーラ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 代替再循環配管	可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1 次冷却材低温側広域温度 1 次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
j. 格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、A 格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 ・原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて C、D 内部スプレポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。	A 格納容器循環冷暖房ユニット 1 次系冷却水ポンプ 1 次系冷却水クーラ 1 次系冷却水タンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク C、D 内部スプレポンプ B 内部スプレクーラ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	窒素ポンベ（1 次系冷却水タンク加圧用）	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.2 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件
（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）（1/2）

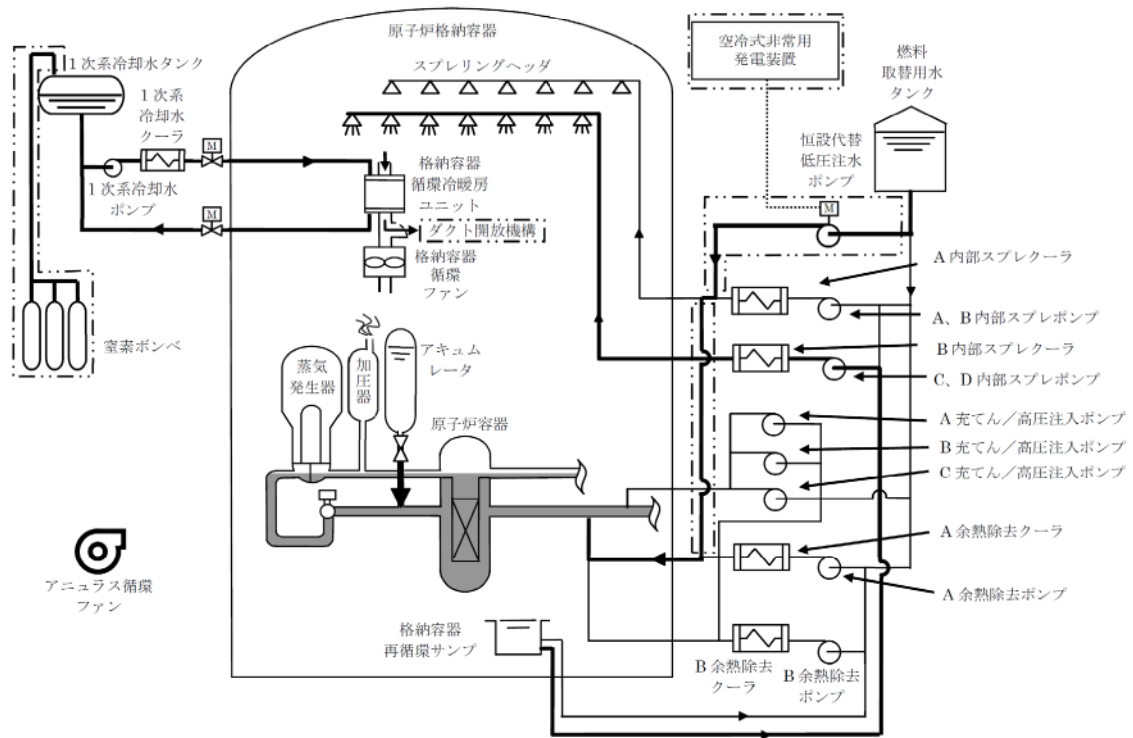
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M－R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするように、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の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次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 （初期）	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次冷却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℃（保安規定モード5）	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ＋100mm	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時の水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却系保有水量が少な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：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。
	1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量の減少を早める観点から2次冷却系からの冷却は想定しない。

第 7.4.1.2 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件
（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）（2/2）

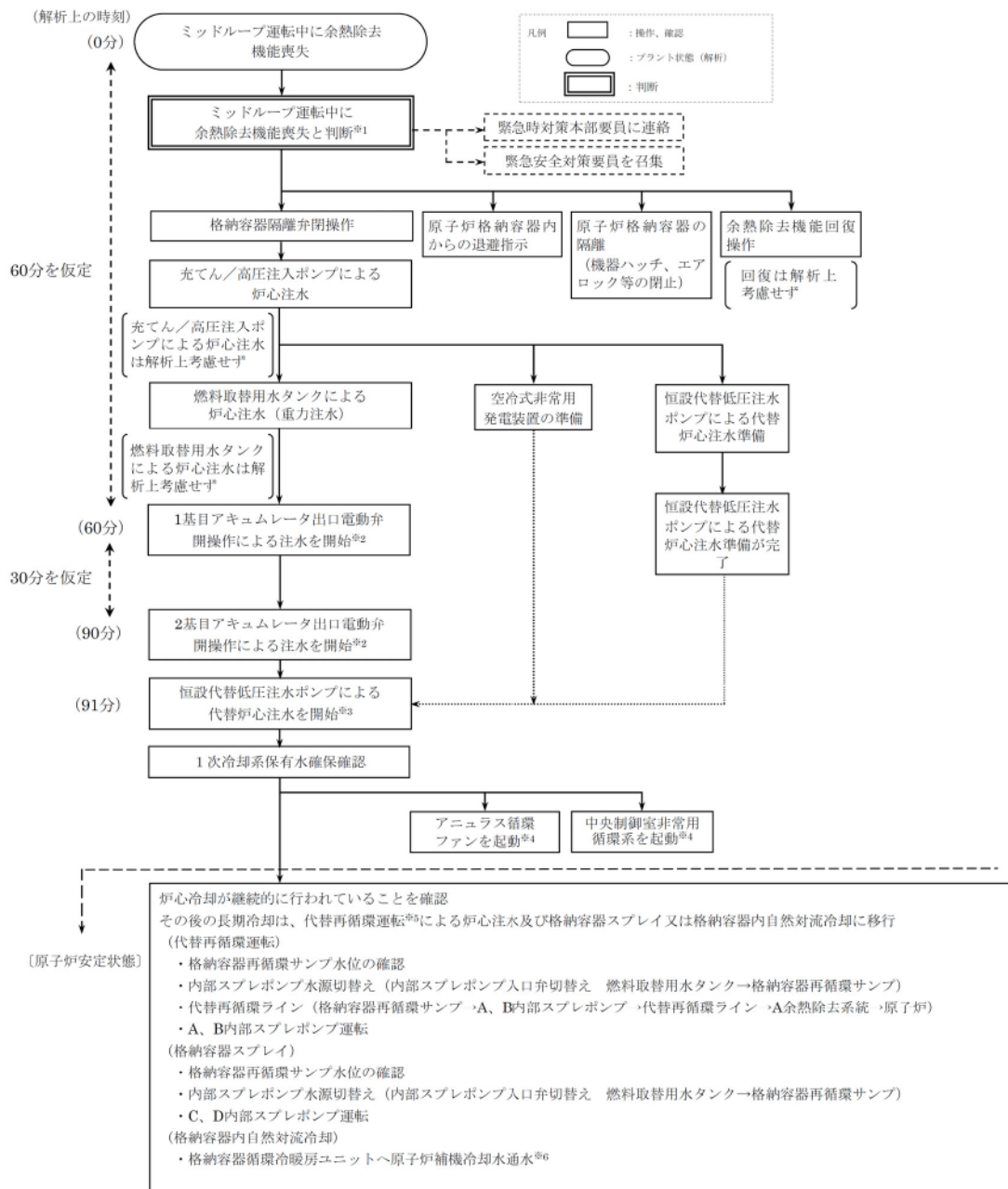
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん／高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプの有効性を確認するため、充てん／高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機によりアニュラス循環ファンの運転が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。
関連する事故等機器対策条件に	アキュムレータ保持圧力	1.0MPa[gage] （最低保持圧力）	最低の保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの 原子炉への注水流量	20m ³ /h	原子炉停止後 72 時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間 91 分時点における崩壊熱による蒸散量約 19.7m ³ /h を上回る値として設定。
関連する事故等操作対策条件に	アキュムレータ 炉心注水操作(*)	1 基目：事象発生の 60 分後 2 基目：事象発生の 90 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びにアキュムレータによる炉心注水操作に 1 基目は計 60 分、2 基目は 90 分を想定して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプ起動	2 基目のアキュムレータの 炉心注水完了後 （事象発生の 91 分後）	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2 基目のアキュムレータの注水後の時間として設定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考慮し、全 3 基のうち 1 基には期待しない。

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.4.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図



※1 : ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合 (余熱除去機能喪失を起因とするヒートシンク喪失。)

※2 : 実際の運転操作としては、1次冷却系水位の監視により水位低下が認められれば原子炉格納容器内からの退避完了及び格納容器機器ハッチ、格納容器エアロックの閉止を確認し、アキュムレータを注水する。

2基目のアキュムレータについては、水位計の動向並びに1次冷却材圧力及び温度にて判断し注水する。
アキュムレータが定期検査時の作業対象となる場合を考え、全3基のうち1基には期待しない。

※3 : 実際の操作では準備が完了し炉心注水が可能となればその段階で実施する。
また注水流量は、20m³/hを下回らない流量とする。

※4 : 格納容器圧力計指示が21.1kPa[gage]になれば起動する。

※5 : 燃料取替用水タンク水位計指示が32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が59%以上となれば、代替再循環運転に移行する。

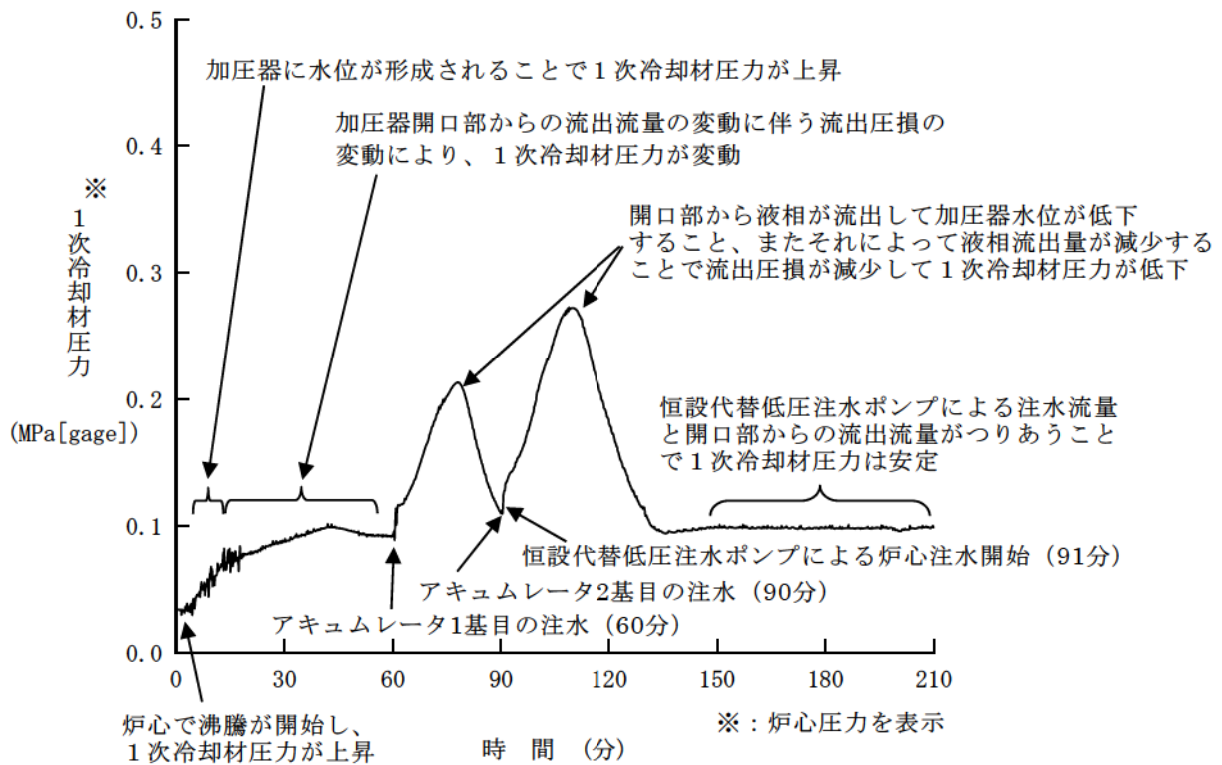
※6 : 格納容器圧力計指示が115.2kPa[gage]及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

第 7.4.1.2 図 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

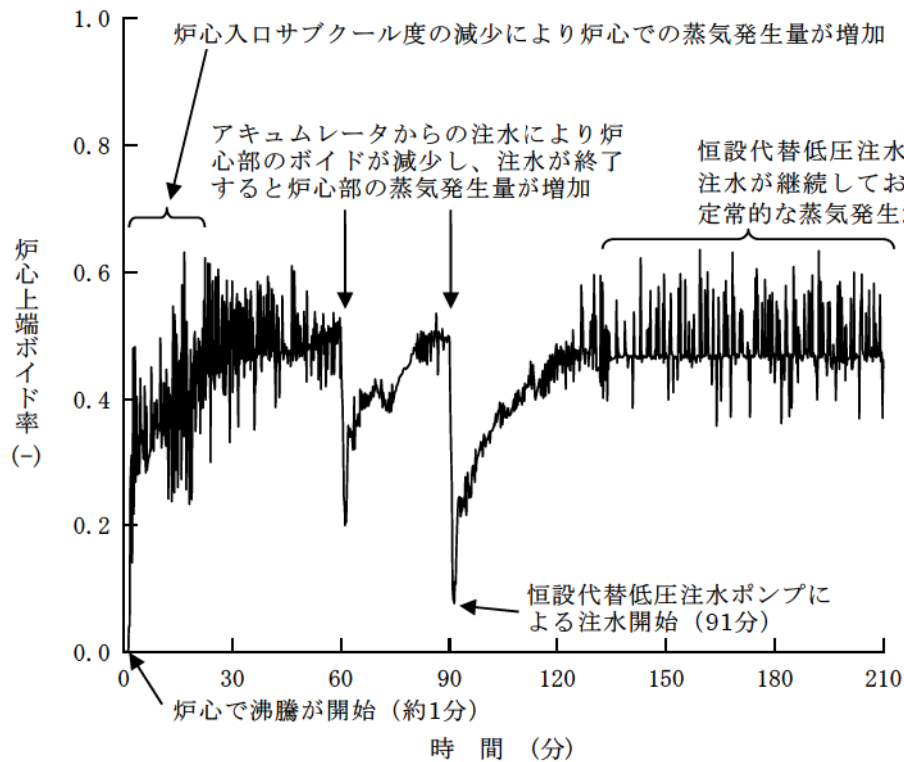
必要な要員と作業項目			経過時間(分)															経過時間(時間)			備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	3	4	5				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生 空てん/高圧注入ポンプによる炉心注水不能判断 ▽ 60分 1基目アキュムレータ注水 ▽ 90分 2基目アキュムレータ注水 91分 施設代替低圧注水ポンプによる注水開始 ▽ プラント状況判断																		
状況判断	当直課長	1 ●運転操作指揮																			
格納容器隔離	運転員A	1 ●ミッドループ運転中に余熱除去機能喪失と判断 (中央制御室確認)	10分																		
	運転員A	【1】 ●原子炉格納容器内からの退避指示、格納容器機器ハッチの閉止依頼、格納容器エアロックの閉止依頼 ●格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)	5分 10分																		
	格納容器内作業員	- ●原子炉格納容器内からの退避 ●点呼、報告 (現場操作)	10分 10分																重大事故等対策に必要な要員とは関係のない一応作業員。		
	出入監視員	- ●原子炉格納容器内からの退避確認、報告他 ●格納容器エアロック閉止 (現場操作)	25分 5分																ミッドループ運転期間中は出入監視員が24時間監視する。		
余熱除去系統機能回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】 ●余熱除去機能回復操作 (中央制御室操作)	5分 適宜実施																		
	運転員C	1 ●余熱除去機能回復操作 (現場操作)	10分 適宜実施																		
電源確保作業	緊急安全対策要員D	1 ●空冷式非常用発電装置起動確認 (現場確認)	20分																		
施設代替低圧注水ポンプ起動操作	運転員B	1 ●施設代替低圧注水ポンプ起動準備 ●施設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始 (中央制御室操作)	15分 5分																		
	運転員C	【1】 ●施設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)	14分																		
高圧注入炉心注水操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】 ●空てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	5分																		
燃料取出替用水タンク炉心注水操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】 ●燃料取出替用水タンクによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	5分																		
空冷式非常用発電装置起動	運転員A	【1】 ●空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)	5分																		
	緊急安全対策要員D、E、F、G	【1】 ●空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)	2時間 4時間毎																		
アキュムレータ炉心注水操作	運転員A	【1】 ●アキュムレータ出口電動弁開操作 (中央制御室操作)	5分 5分																		
	運転員C	【1】 ●アキュムレータ出口電動弁開操作準備 (現場操作)	6分																		
排ばく低減操作	運転員A	【1】 ●アニュラス循環ファン起動 ●中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)	適宜実施 ※ 適宜実施 ※																※ 格納容器圧力計値が0.1MPa(g)にあれば、排ばく低減対策としてアニュラス循環ファンを起動及び炉内環境改善のため炉内圧力非常用循環系を起動する		

上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

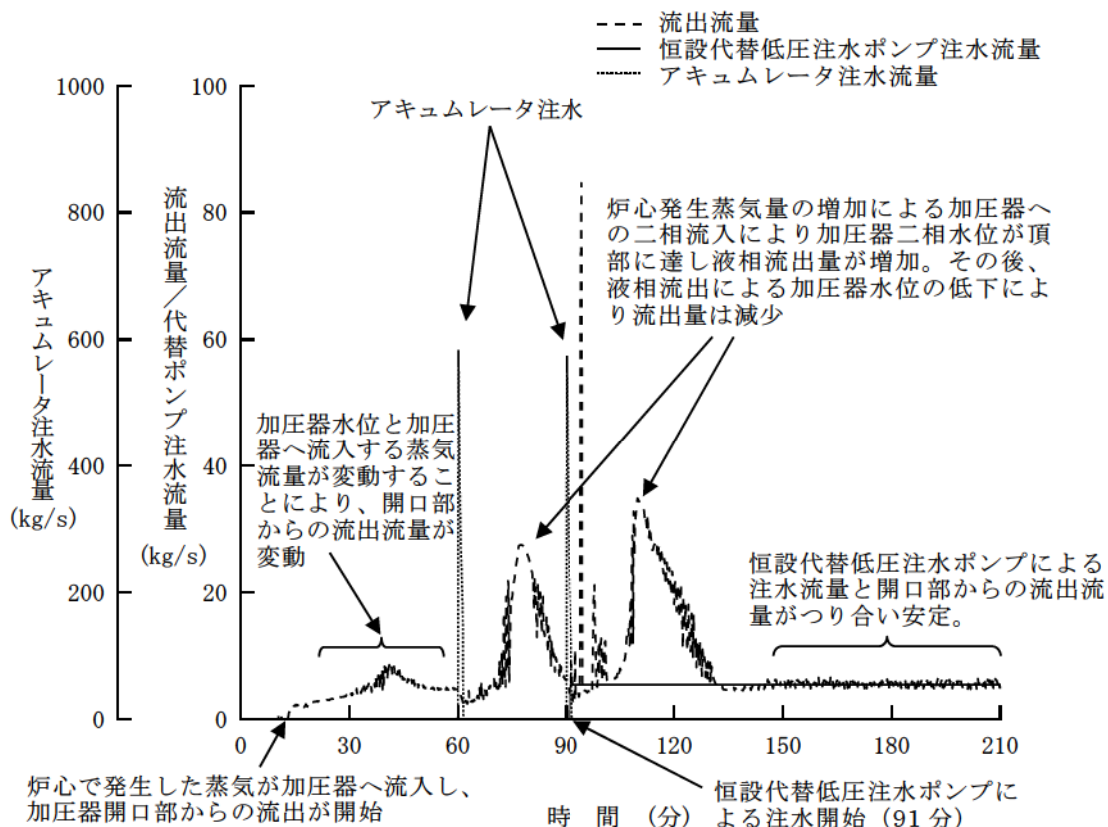
第 7.4.1.3 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の作業と所要時間 （燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）



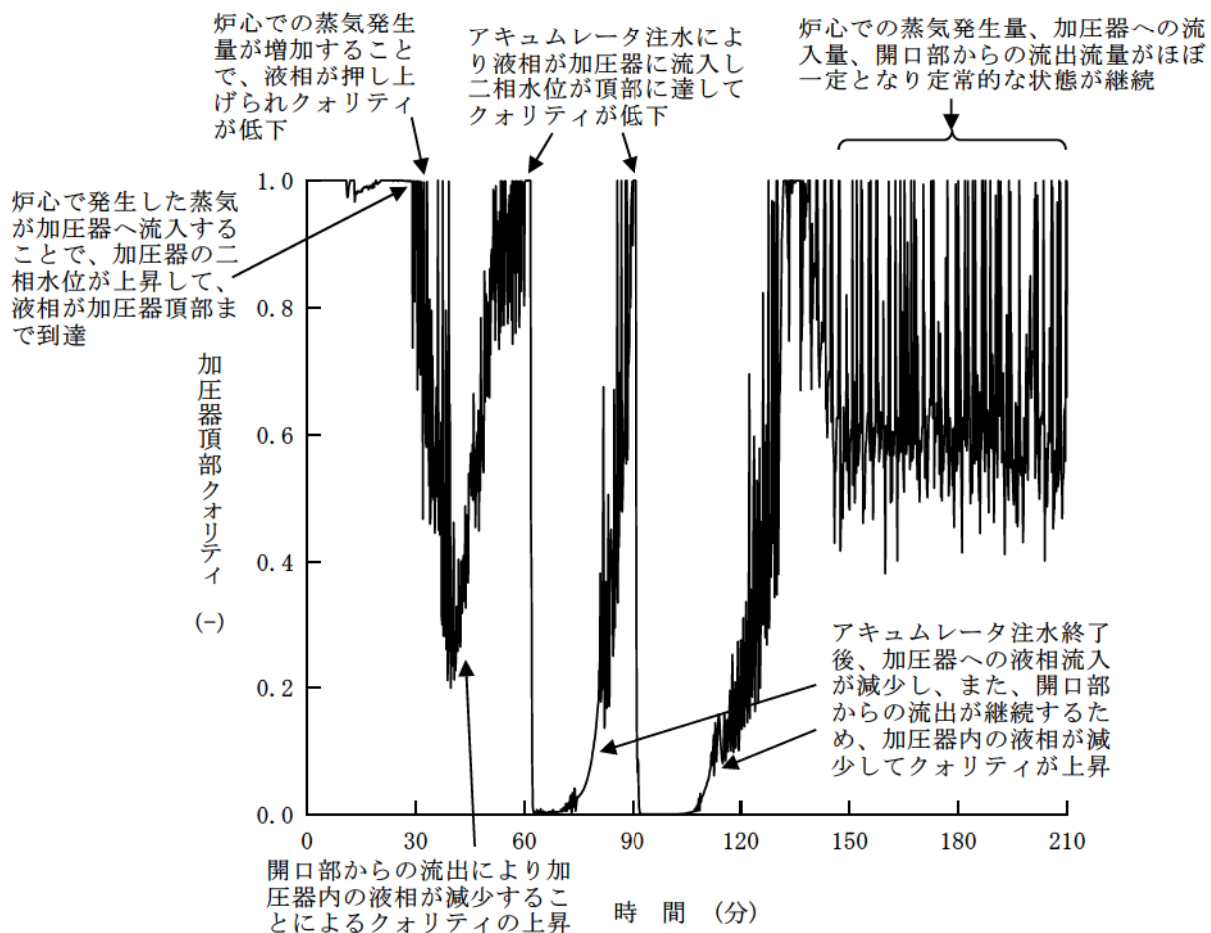
第 7.4.1.4 図 1 次冷却材圧力の推移



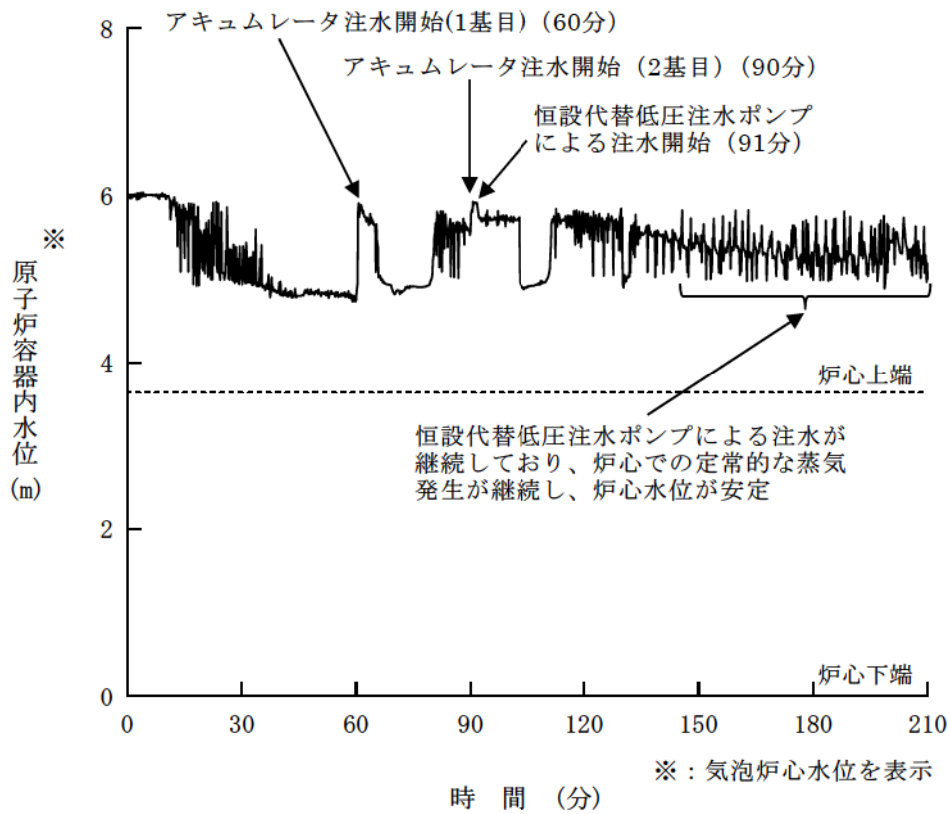
第 7.4.1.5 図 炉心上端ボイド率の推移



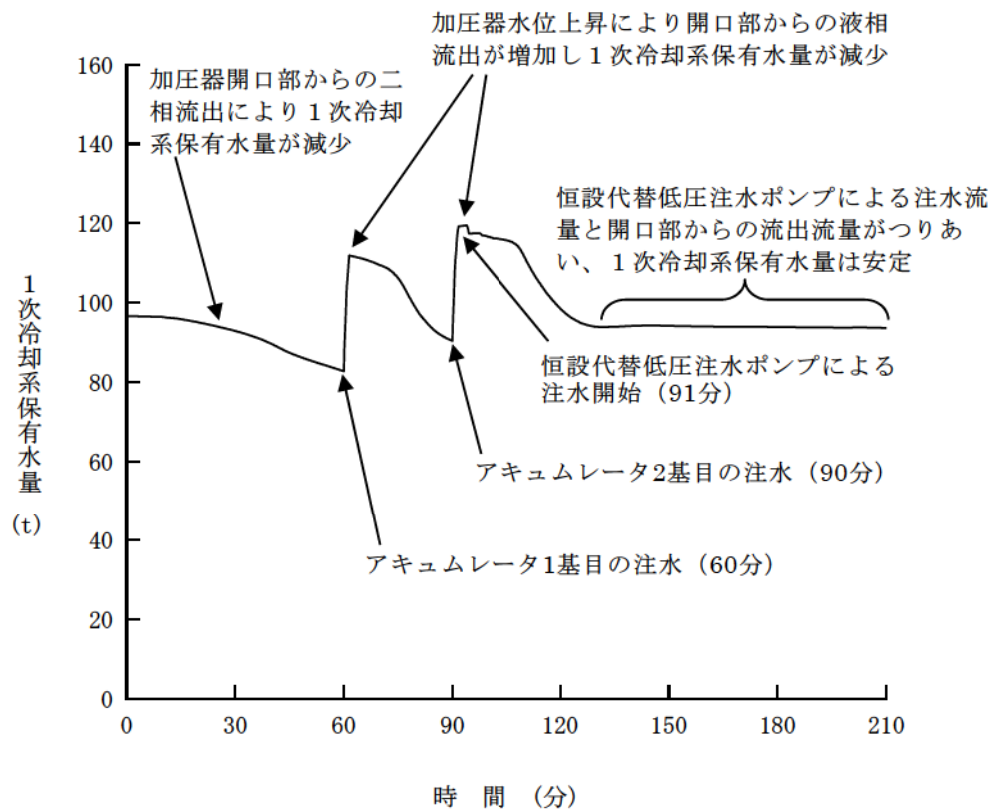
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



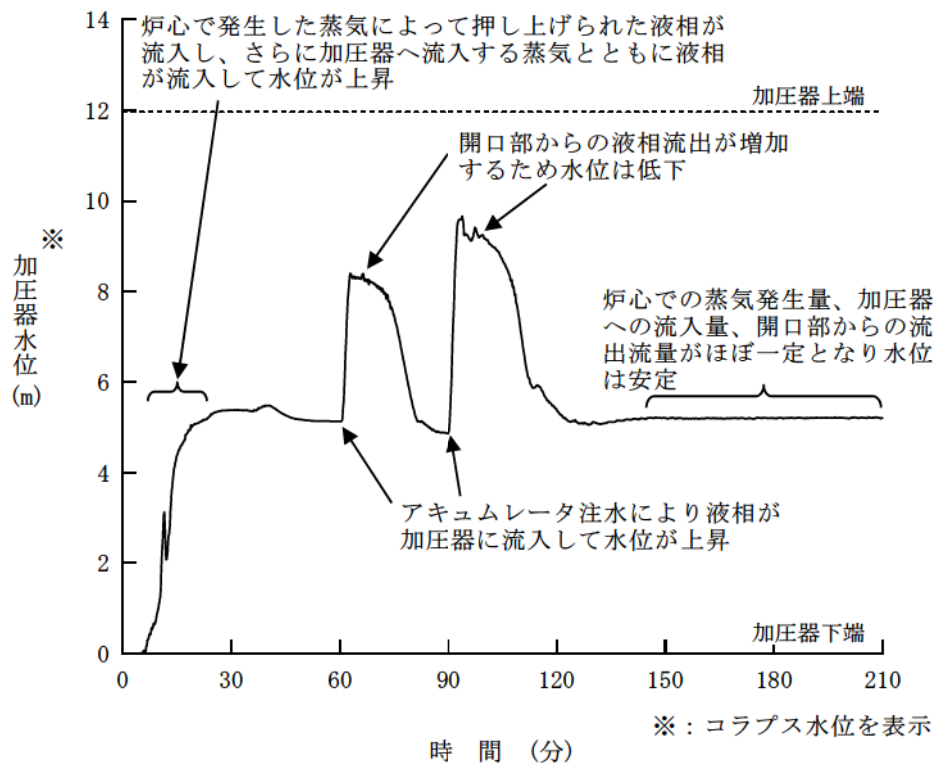
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



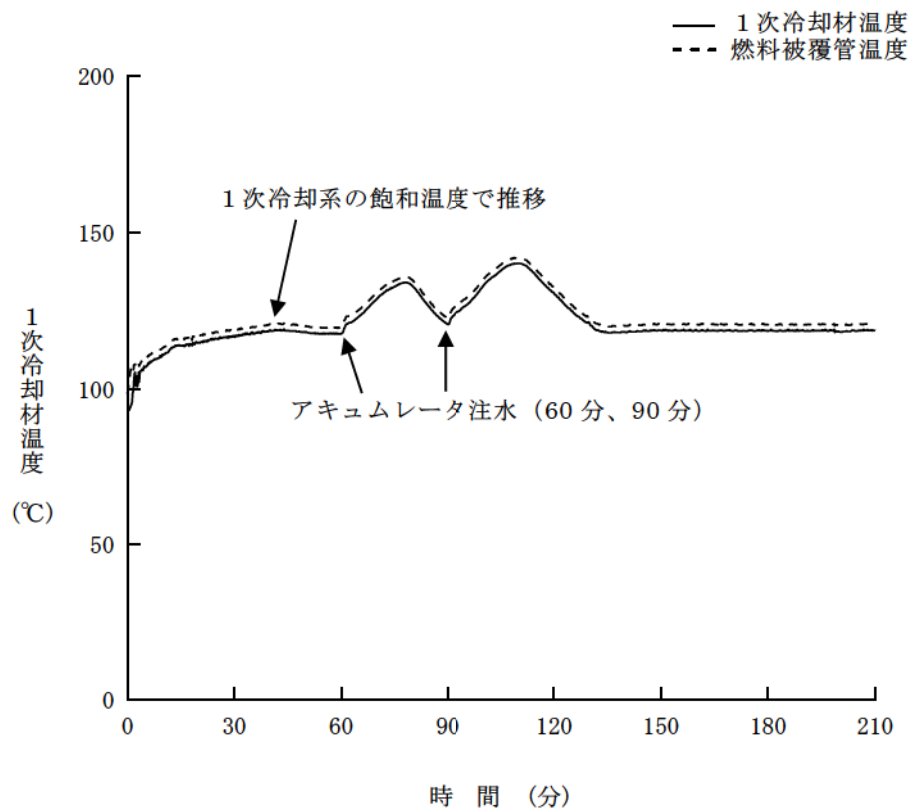
第 7.4.1.8 図 原子炉容器内水位の推移



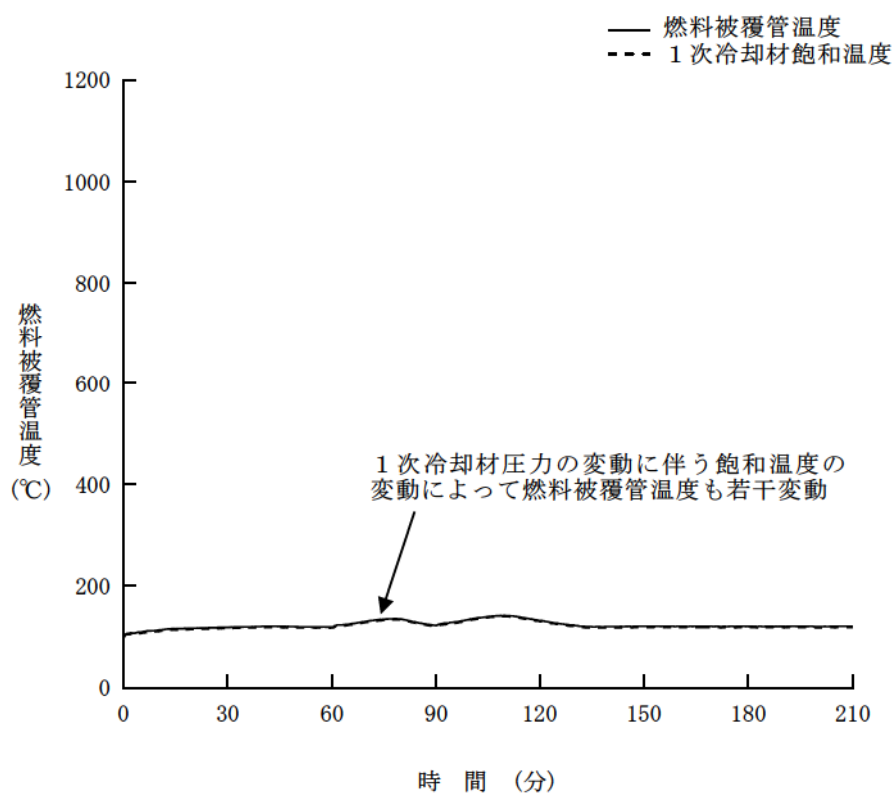
第 7.4.1.9 図 1 次冷却系保有水量の推移



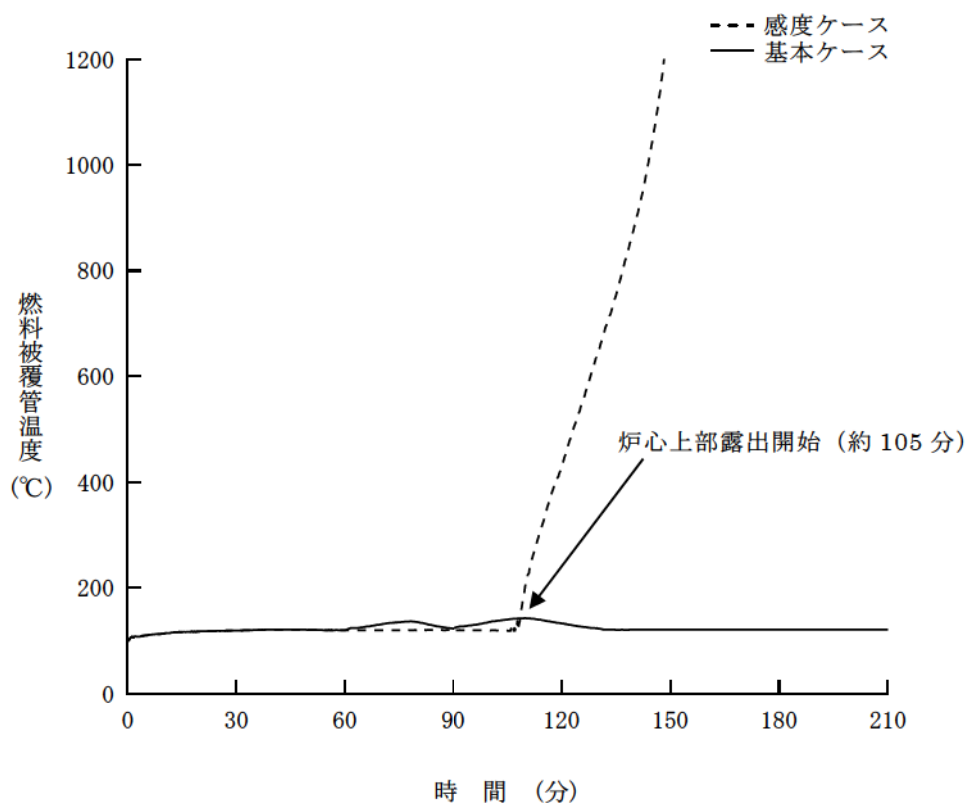
第 7.4.1.10 図 加圧器水位の推移



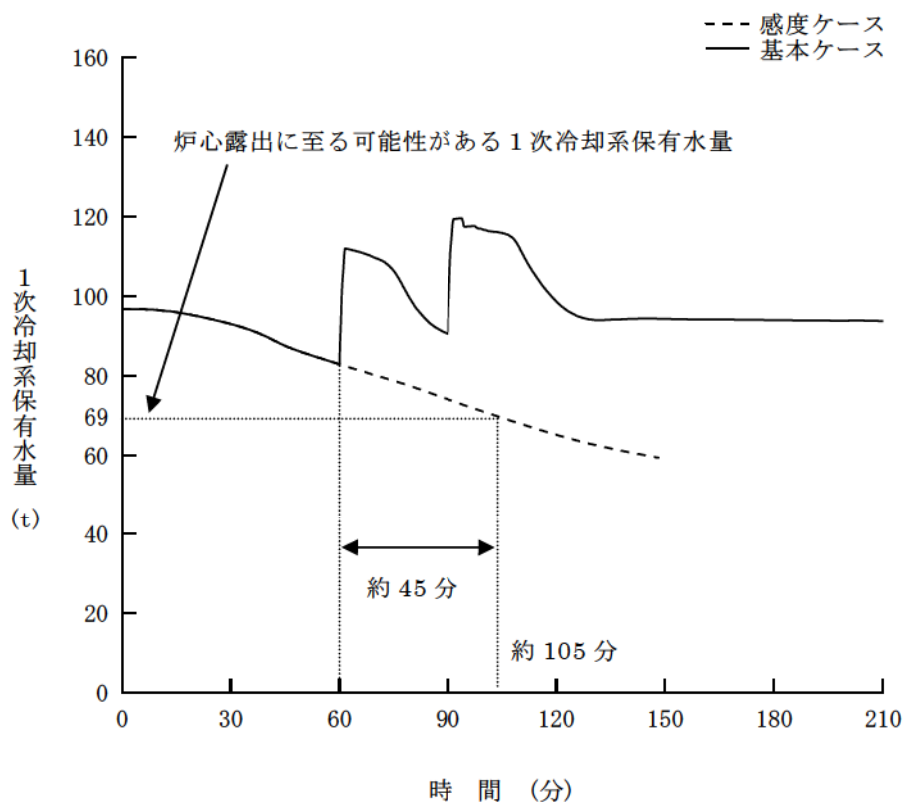
第 7.4.1.11 図 1次冷却材温度の推移



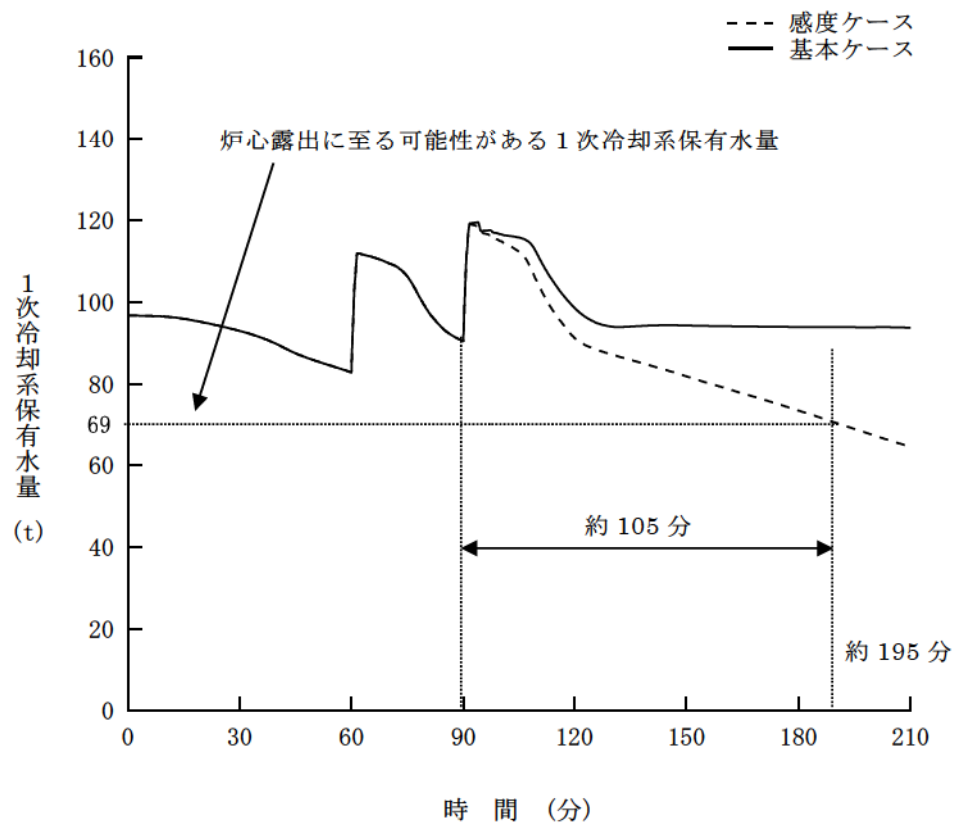
第 7.4.1.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.1.13 図 燃料被覆管温度の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.1.14 図 1 次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.1.15 図 1 次冷却系保有水量の推移
(恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、アキュムレータ、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、大容量ポンプを用いて余熱除去ポンプ及び格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水として海水を通水することで、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を

第 7.4.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.2.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の設備と手順の関係を第 7.4.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 31 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員は 21 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.2.3 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで、早期の電源回復不能と判断し、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、アニュラス循環系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を行う。

c. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去クーラ出口流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム

ム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

e. 燃料取替用水タンクによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。

燃料取替用水タンクによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口電動弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2基目のアキュムレータ出口電動弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。

炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

h. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]となれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、アニュラス循環ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

i. 低圧代替再循環による炉心冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。

また、燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であること及び大容量ポンプによる B 余熱除去ポンプへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て炉心注水する低圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。

低圧代替再循環による炉心冷却に必要な計装設備は余熱除去クーラ出口流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

k. 原子炉補機冷却系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却系統の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却系統の復旧を図る。

7.4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1 次冷却系保有水量が

少ない「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非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、「外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」との従属性を考慮し、「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非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、あわせて措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに 1 次冷却系における ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-R E L A P 5 により、1 次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.4.2.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失す

るものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) アキュムレータ

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

アキュムレータ保持圧力（最低保持圧力）

1.0MPa[gage]

アキュムレータ保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、「7.4.2.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(b)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、20m³/hとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) アキュムレータによる炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びにアキュムレータによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、1基目は事象発生後60分後、2基目は事象発生後90分後に注水するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水操作は、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2基目のアキュムレータの注水後の時間として、事象発生後91分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.2.2 図に、1 次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.4.2.4 図から第 7.4.2.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い、余熱除去機能が喪失することにより、1 次冷却材温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することで、1 次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、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。事象発生後の 60 分後に 1 基目、90 分後に 2 基目のアキュムレータから炉心へ注水することにより、炉心水位を確保することができる。アキュムレータによる炉心注水に伴い 1 次冷却系保有水量が増加し、加圧器への流入流量も増加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生後の 91 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、炉心水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 7.4.2.5 図に示すとおりであり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、炉心は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、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器上部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 を上回ることではなく、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と、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。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第7.4.2.12図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく1次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約130分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、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値に到達後、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作であるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水量を確保することが特徴である。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.2.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心

上端から約 1.0m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率は低下し、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率は低下し、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

アキュムレータによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、

中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.13 図及び第 7.4.2.14 図に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生の約 105 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで、事象発生の 60 分後から約 45 分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.15 図に示すとおり、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生の約 195 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、恒設代替低圧注水

ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで事象発生の 90 分後から約 105 分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 31 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生の約 67.7 時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循

環サンプを水源とした低圧代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

(a) 重油

空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続には約 133.4kl の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kl の重油が必要となる。

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生の 11.5 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 35.2kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 176.9kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンクの合計油量のうち、使用可能量(360kl)にて供給可能である。

(b) 軽油

使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車については、事象発生の 13.8 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 4,549l の軽油が必要となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油 6,200l にて供給可能である。

c. 電源

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 713kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉運転停止中に送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策としてアキュムレータ、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水する手段を、長期対策として大容量ポンプを用いて余熱除去ポンプ及び格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水として海水を通水することで、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

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「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非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器上部ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さ

いことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 全交流動力電源喪失の判断	・ 外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。	—	—	—
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	・ 中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで、早期の電源回復不能と判断し、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、アニュラス循環系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を行う。	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防护系用）	可搬式オイルポンプ	—
c. 余熱除去機能喪失の判断	・ 余熱除去クーラ出口流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	・ 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・ 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
e. 燃料取替用水タンクによる炉心注水	・ 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 原子炉格納容器隔離操作	放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
g. 炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保操作	- 炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口電動弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 基目のアキュムレータ出口電動弁を開操作する。 - 恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。 - 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁 恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 【C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】	可搬式オイルポンプ	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
h. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動	- 格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]となれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、アニュラス循環ファンを起動する。 - 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）	格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
i. 低圧代替再循環による炉心冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・燃料取替用水タンク水位計指示が32.2%到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であること及び大容量ポンプによるB余熱除去ポンプへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て炉心注水する低圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク B余熱除去ポンプ（海水冷却） 【B余熱除去クーラ】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	大容量ポンプ タンクローリー 可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
j. 格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。	A格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
k. 原子炉補機冷却系の復旧作業	・ 緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却系統の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(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非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (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	本重要事故シーケンス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	72 時間	評価結果を厳しくするように、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了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次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次冷却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℃ (保安規定モード5)	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	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時の水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却系保有水量が少な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。
	1次冷却系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器ベント弁1個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次冷却系の状態	2次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量の低下を早める観点から2次冷却系からの冷却は想定しない。

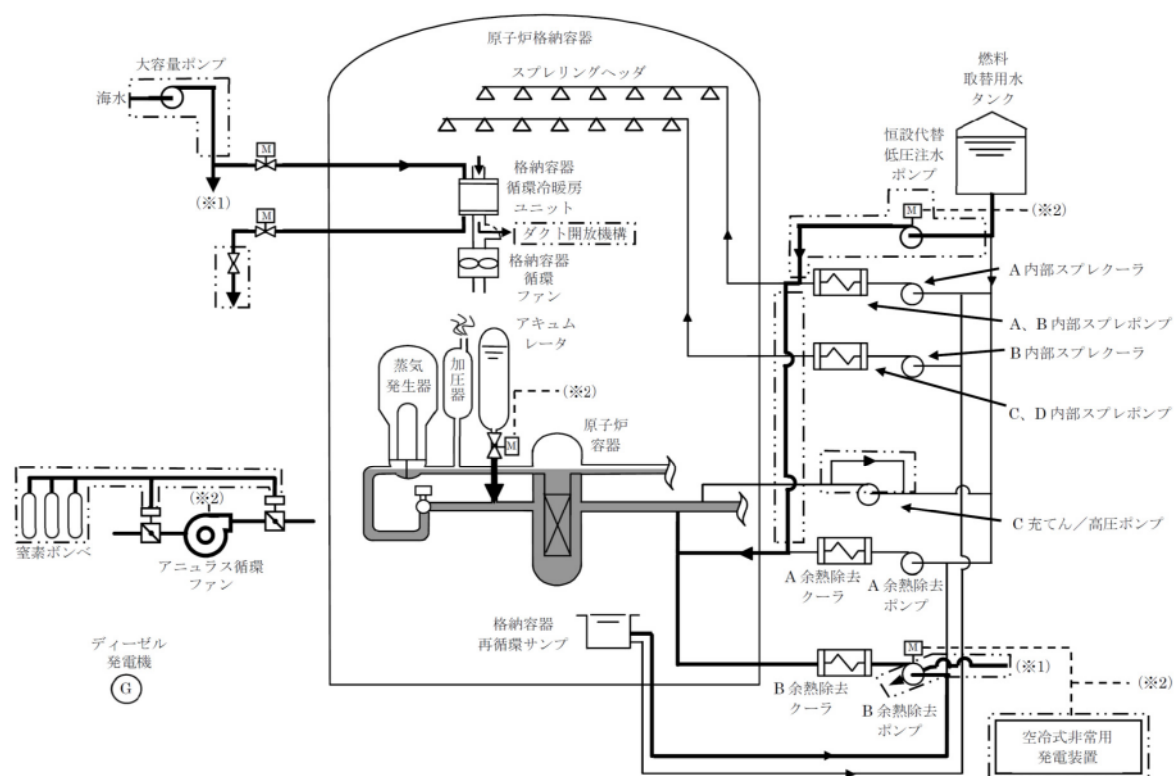
第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(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非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2/2)

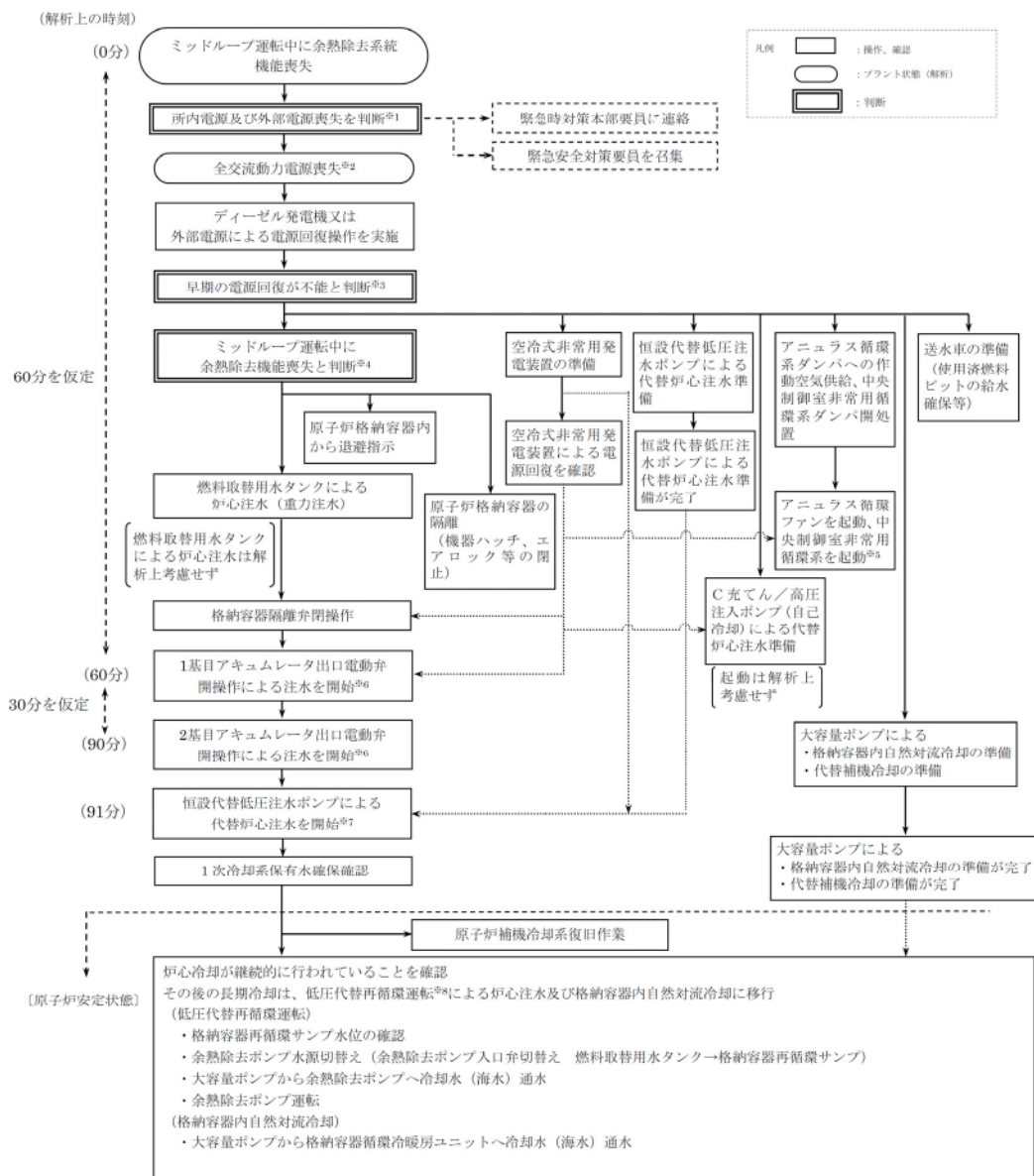
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
関連する重大事故等機器対策条件	アキュムレータ保持圧力	1.0MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの 原子炉への注水流量	20m ³ /h	原子炉停止 72 時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間 91 分時点における崩壊熱による蒸散量約 19.7m ³ /h を上回る値として設定。
関連する重大事故等操作対策条件	アキュムレータ 炉心注水操作 (*)	1 基目：事象発生 の 60 分後 2 基目：事象発生 の 90 分後	運転員等操作時間として、事象発生 の 検知及び判断並びにアキュムレータによる炉心注水操作に 1 基目は計 60 分、2 基目は 90 分を想定して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプ 起動	2 基目のアキュムレータの 炉心注水完了後 (事象発生 の 91 分後)	運転員等操作時間として、事象発生 の 検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2 基目のアキュムレータの注水後の時間として設定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考慮し、全 3 基のうち 1 基には期待しない。

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.4.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。

※2 : 非常用直流系統は使用可能。

※3 : 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。

※4 : ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合 (全交流動力電源喪失を起因とするヒートシンク喪失)。

※5 : 格納容器圧力計指示が 21.1kPa(gage)になれば起動する。

※6 : 実際の運転操作としては、1次冷却系水位の監視により水位低下が認められれば原子炉格納容器内からの退避完了及び格納容器機器ハッチ、格納容器エアロックの閉止を確認し、アキュムレータを注水する。

2基目のアキュムレータについては、水位計の動向並びに1次冷却材圧力及び温度にて判断し注水する。

アキュムレータが定期検査時の作業対象となる場合を考慮し、全3基のうち1基には期待しない。

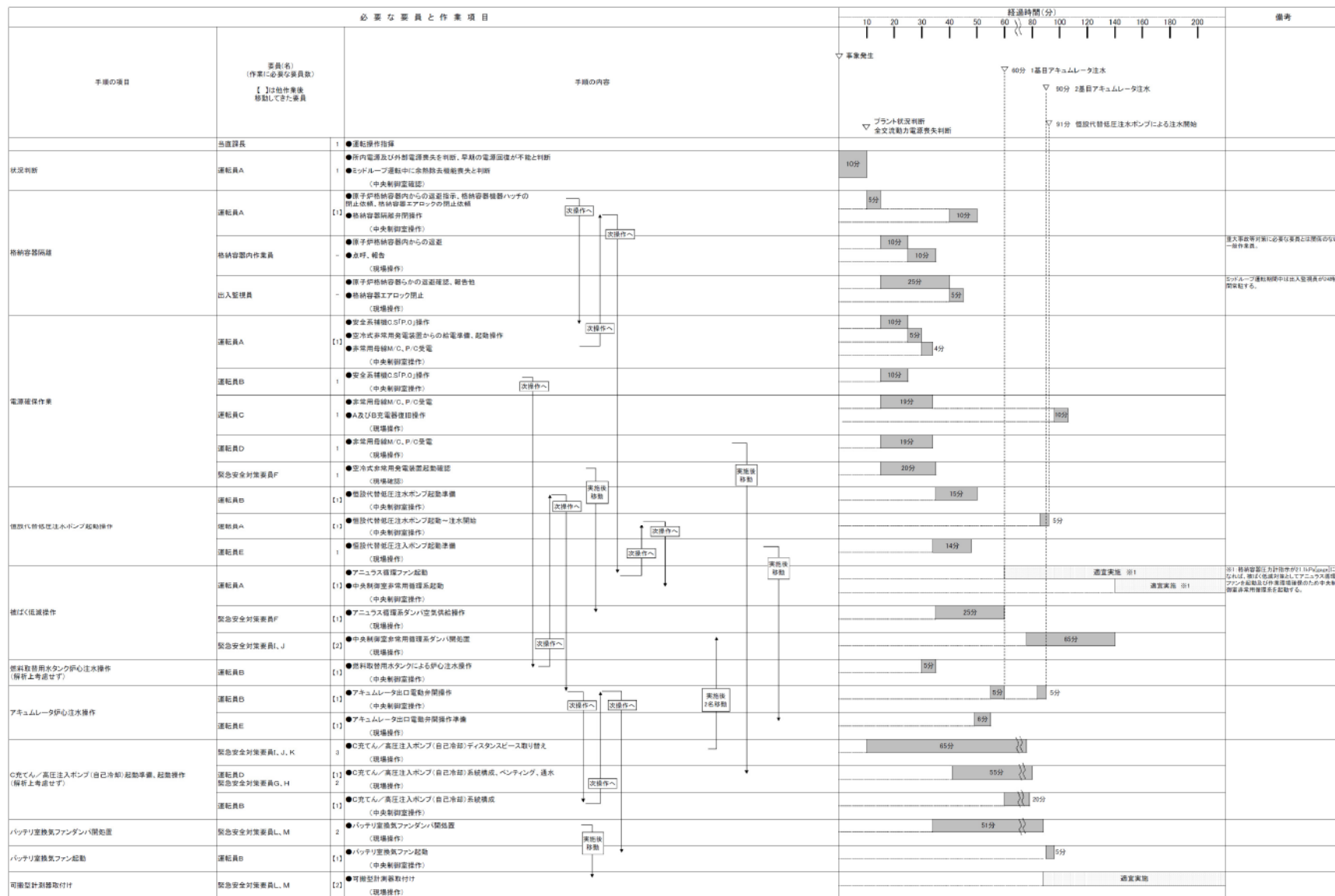
※7 : 実際の操作では準備が完了し炉心注水が可能となればその段階で実施する。

また、注水流量は、20m³/h を下回らない流量とする。

※8 : 燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 50%以上であることを確認し、低圧代替再循環運転に移行する。

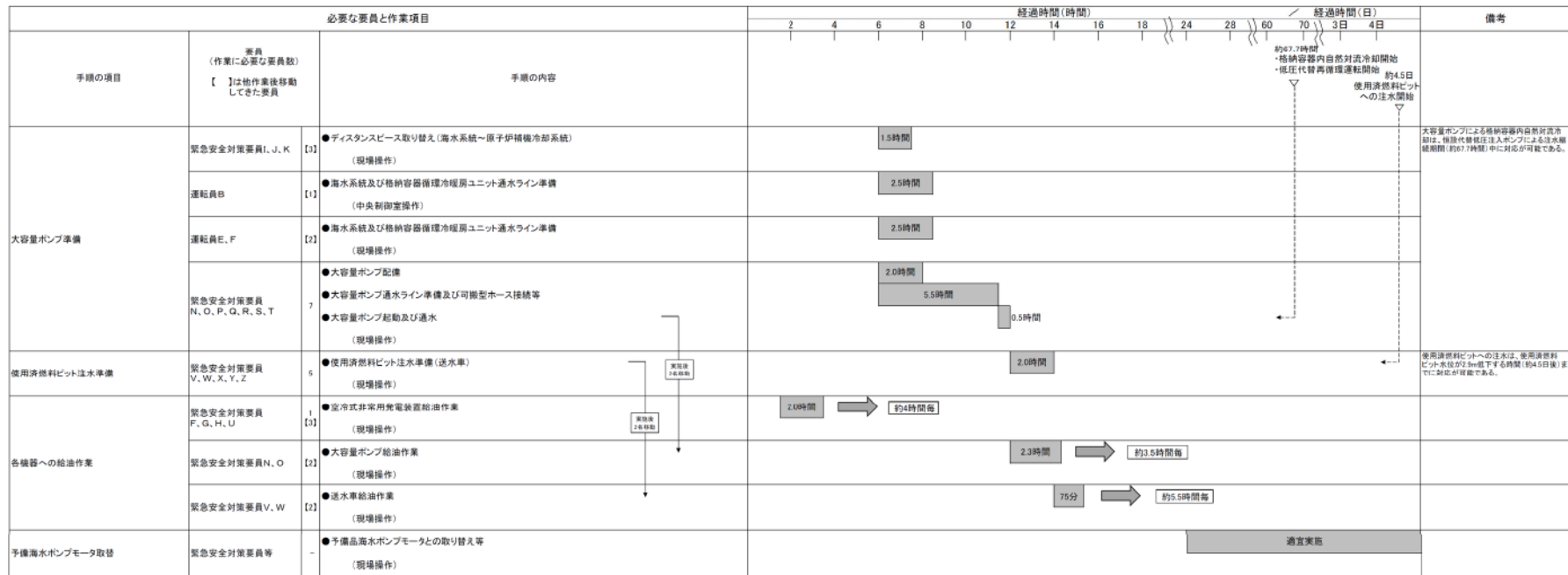
第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

(「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非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

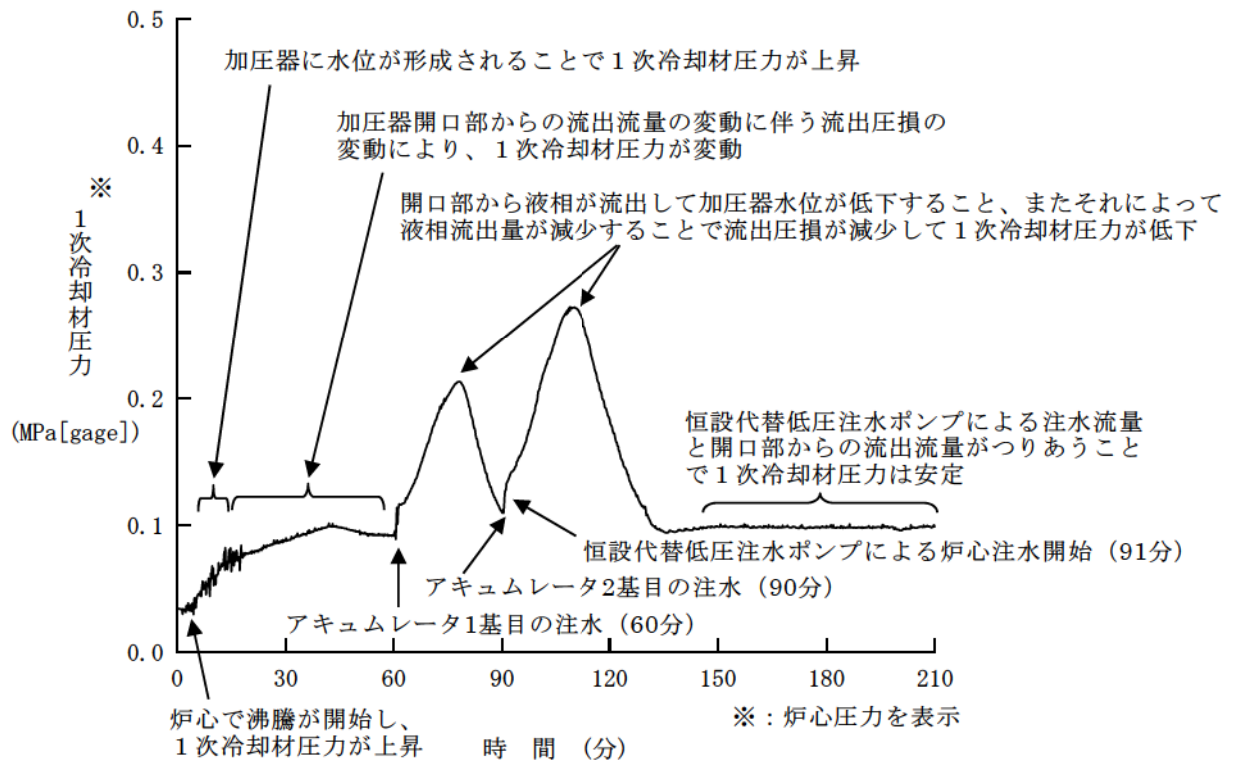


上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に連絡連絡を行う。
なお、各指定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解断上の設定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解断上設定した操作余裕時間内に対応できることは別録等に基づき確認している(一部の情報については想定時間により算出)。

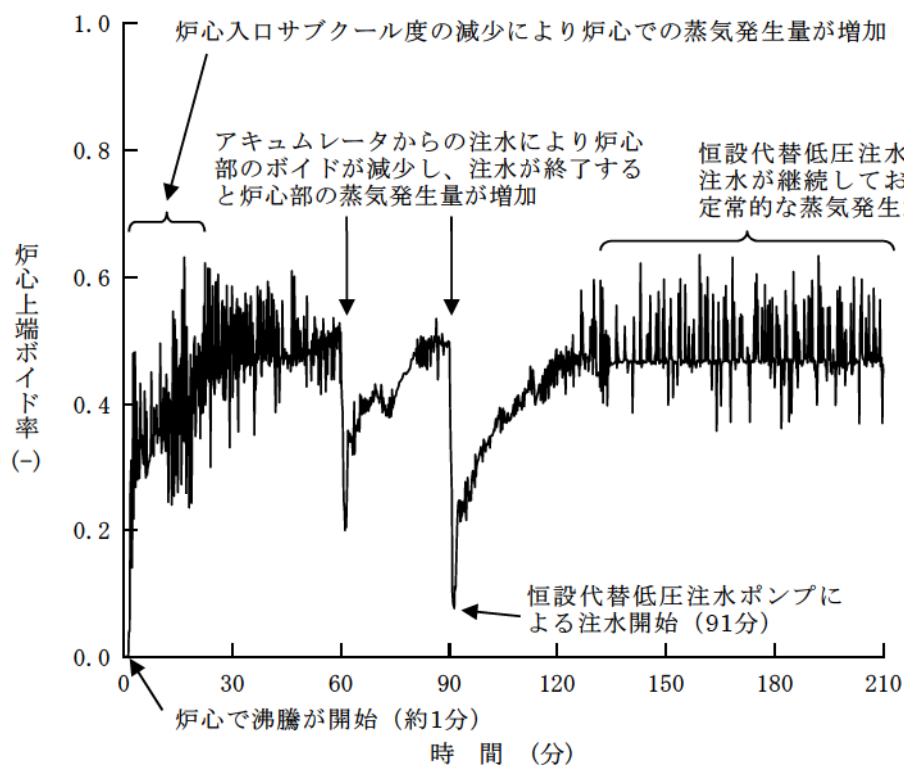
第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)



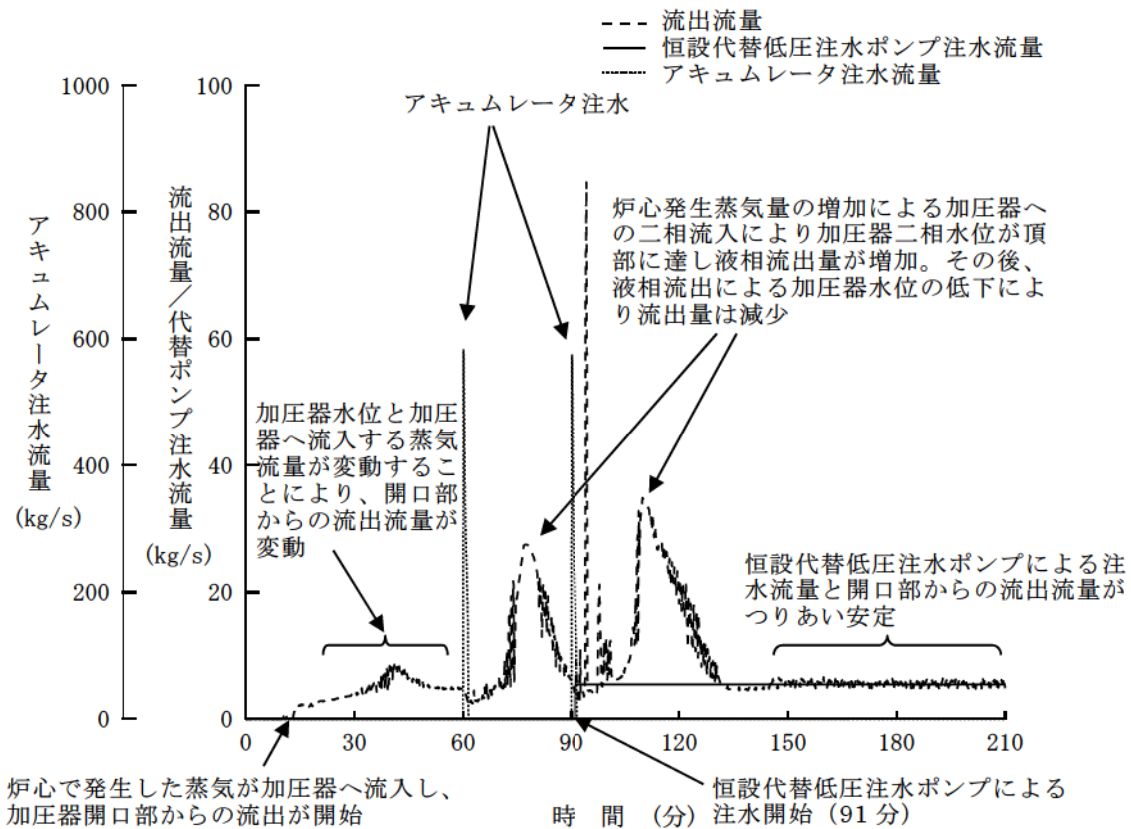
第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(2/2)



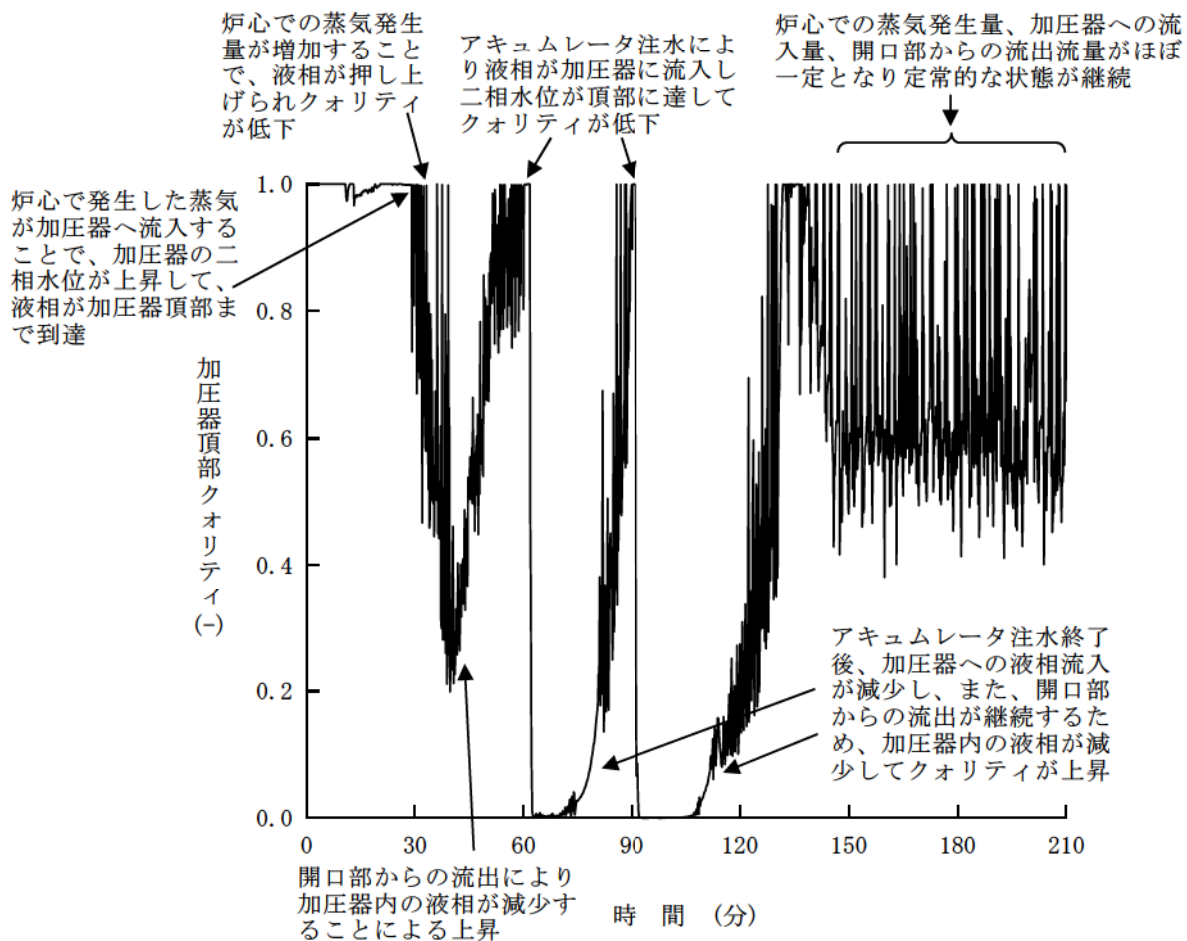
第 7.4.2.4 図 1 次冷却材圧力の推移



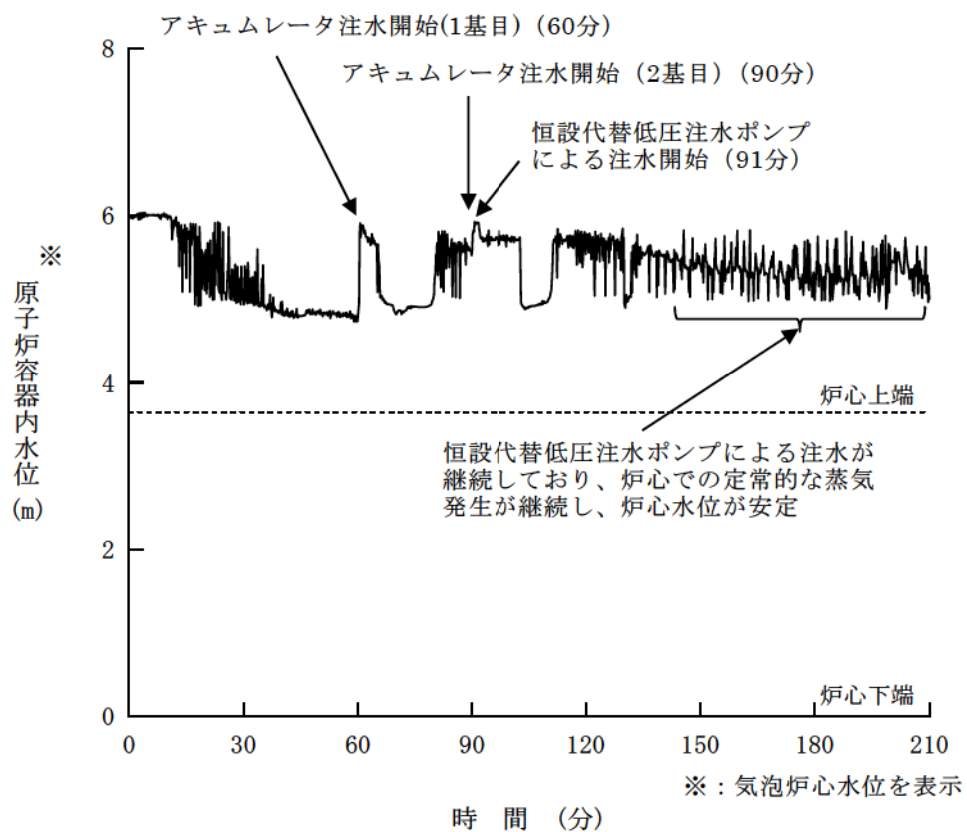
第 7.4.2.5 図 炉心上端ボイド率の推移



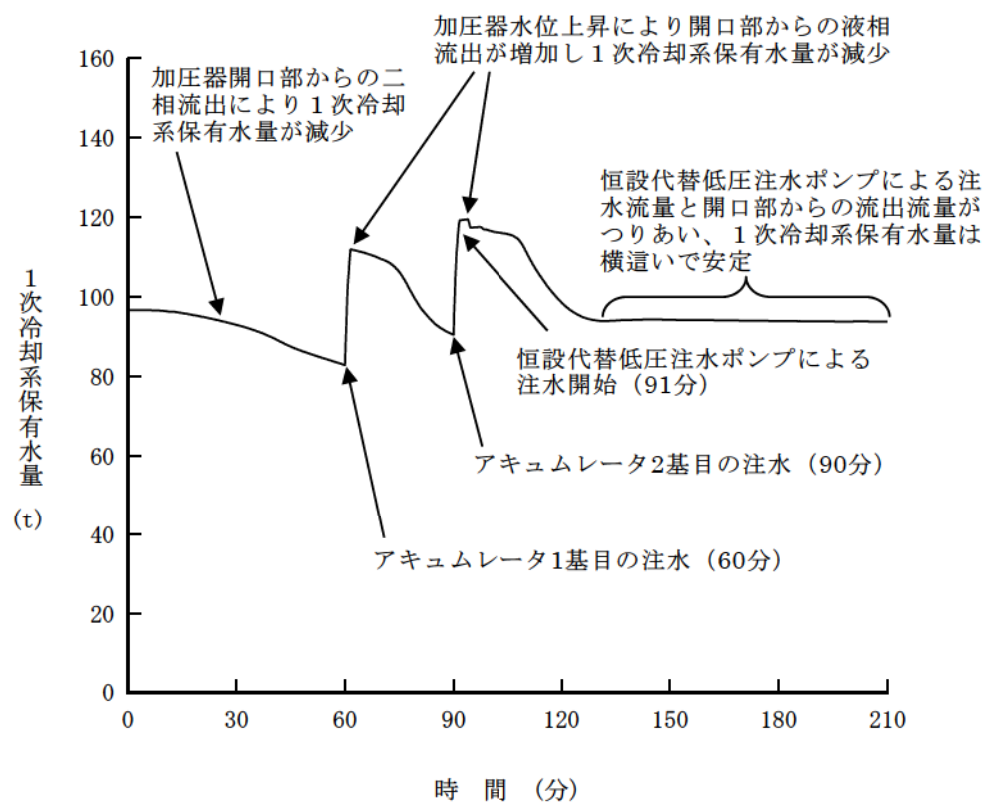
第 7.4.2.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



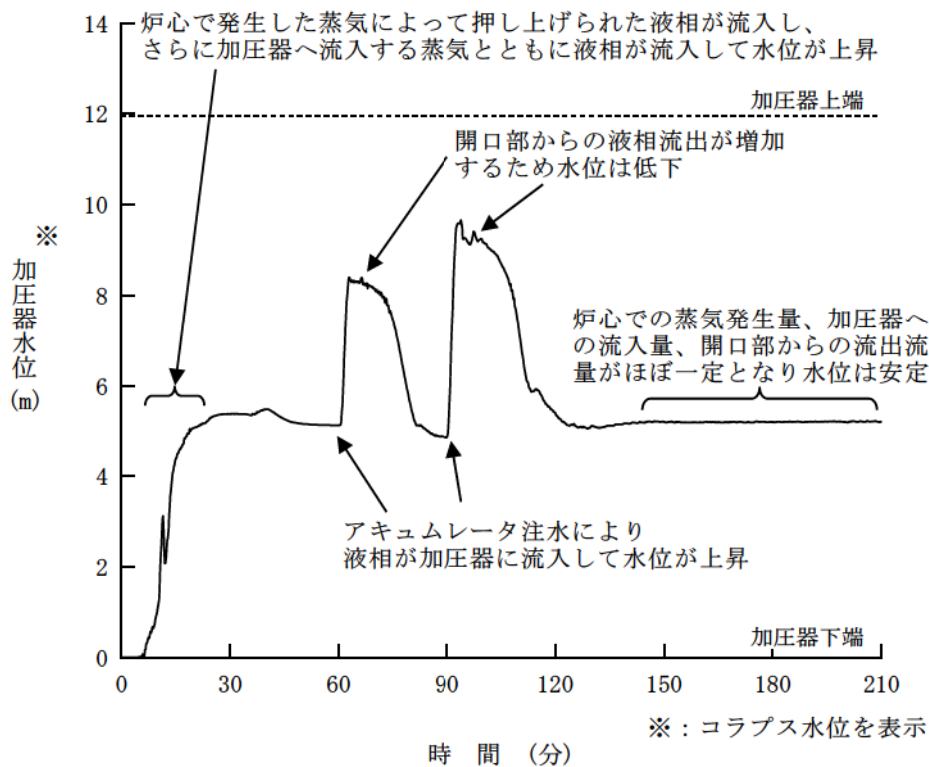
第 7.4.2.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



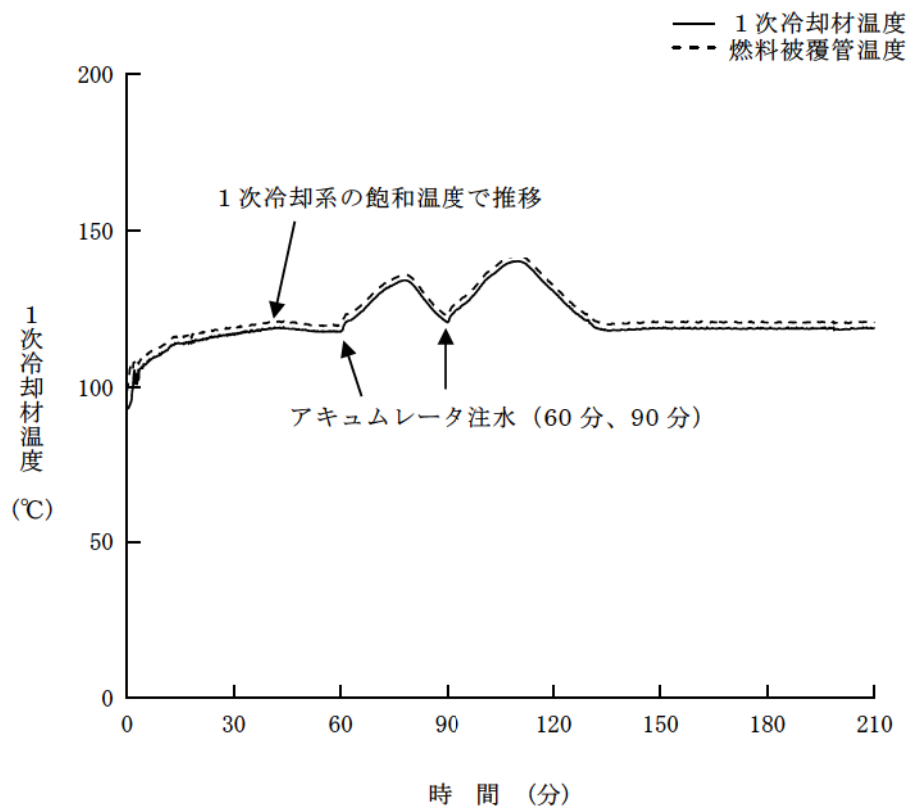
第 7.4.2.8 図 原子炉容器内水位の推移



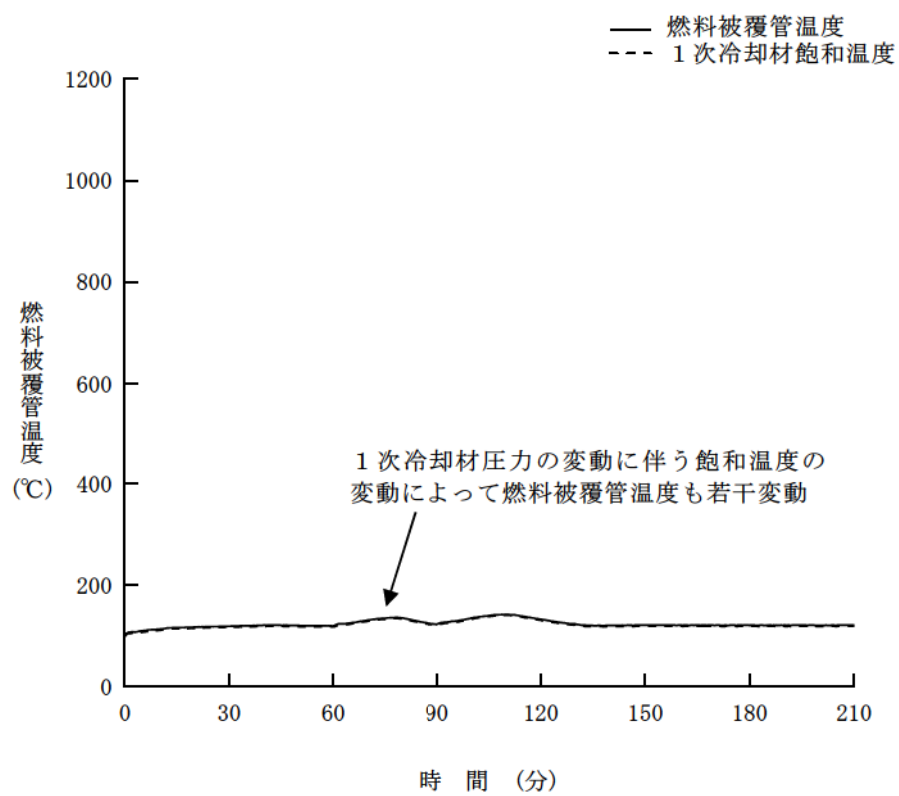
第 7.4.2.9 図 1次冷却系保有水量の推移



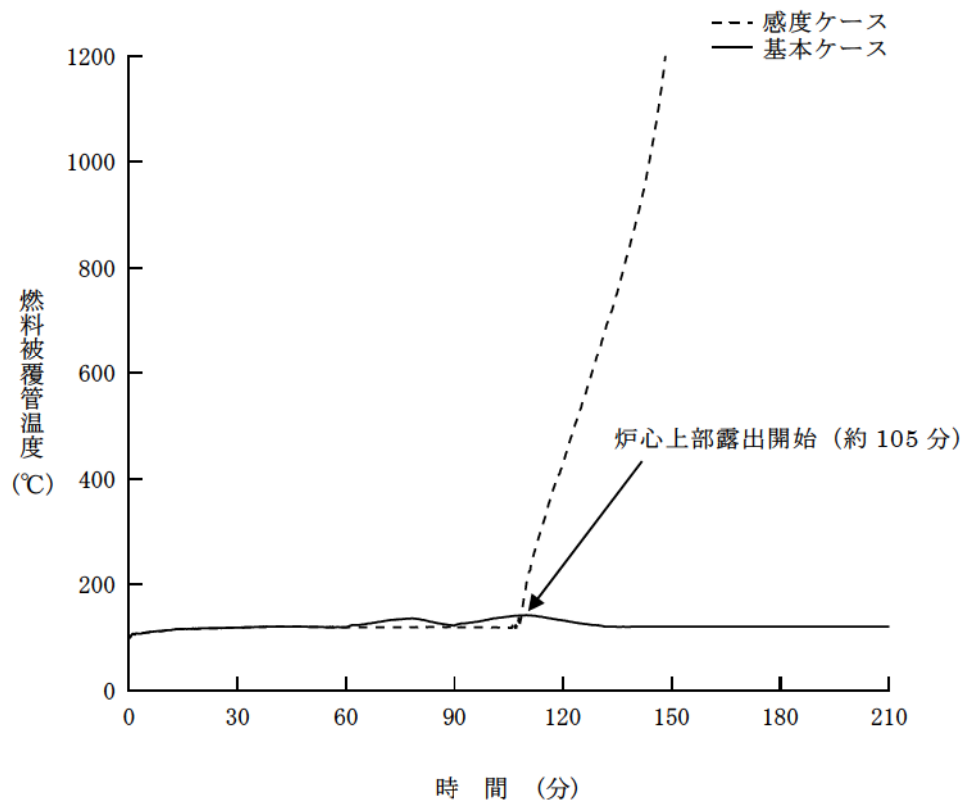
第 7.4.2.10 図 加圧器水位の推移



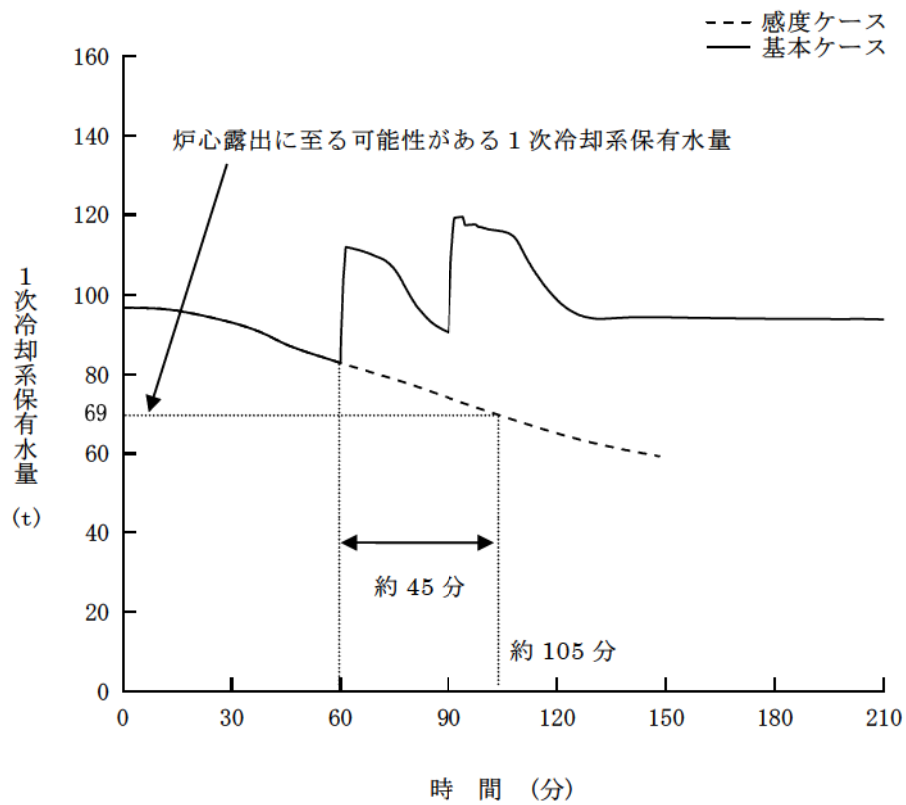
第 7.4.2.11 図 1 次冷却材温度の推移



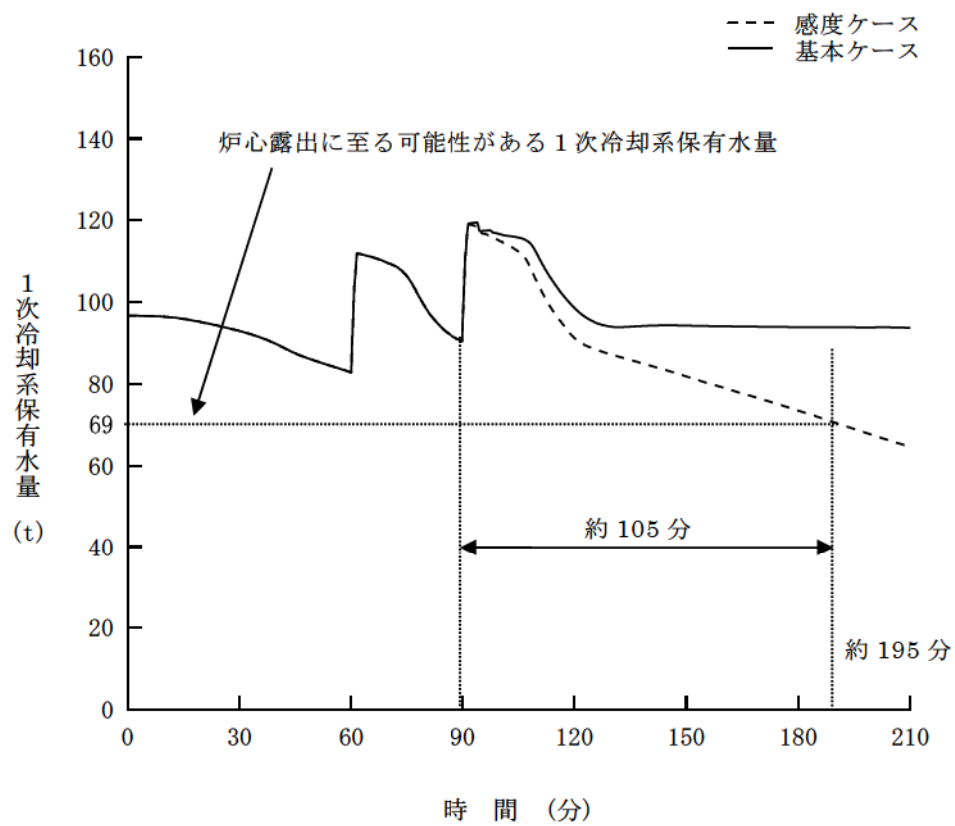
第 7.4.2.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.2.13 図 燃料被覆管温度の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.2.14 図 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.2.15 図 1 次冷却系保有水量の推移
(恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.3.1表に示す。