

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0034 改36
提出年月日	平成28年8月16日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成28年8月

東京電力ホールディングス株式会社

【変更箇所】

「5.1 崩壊熱除去機能喪失」
抜粋

b. 評価項目等

原子炉水位は、図 5.1.5 に示すとおり、有効燃料棒頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり、図 5.1.6 に示すとおり、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約 2.0m を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 5.1.4, 5.1.5, 5.1.6)

5.1.3 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、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。

(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、表5.1.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件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、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があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している

原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応ではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は原子炉初期圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなり、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持できる水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となり、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、**必要な放射線の遮蔽は維持され**、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となる

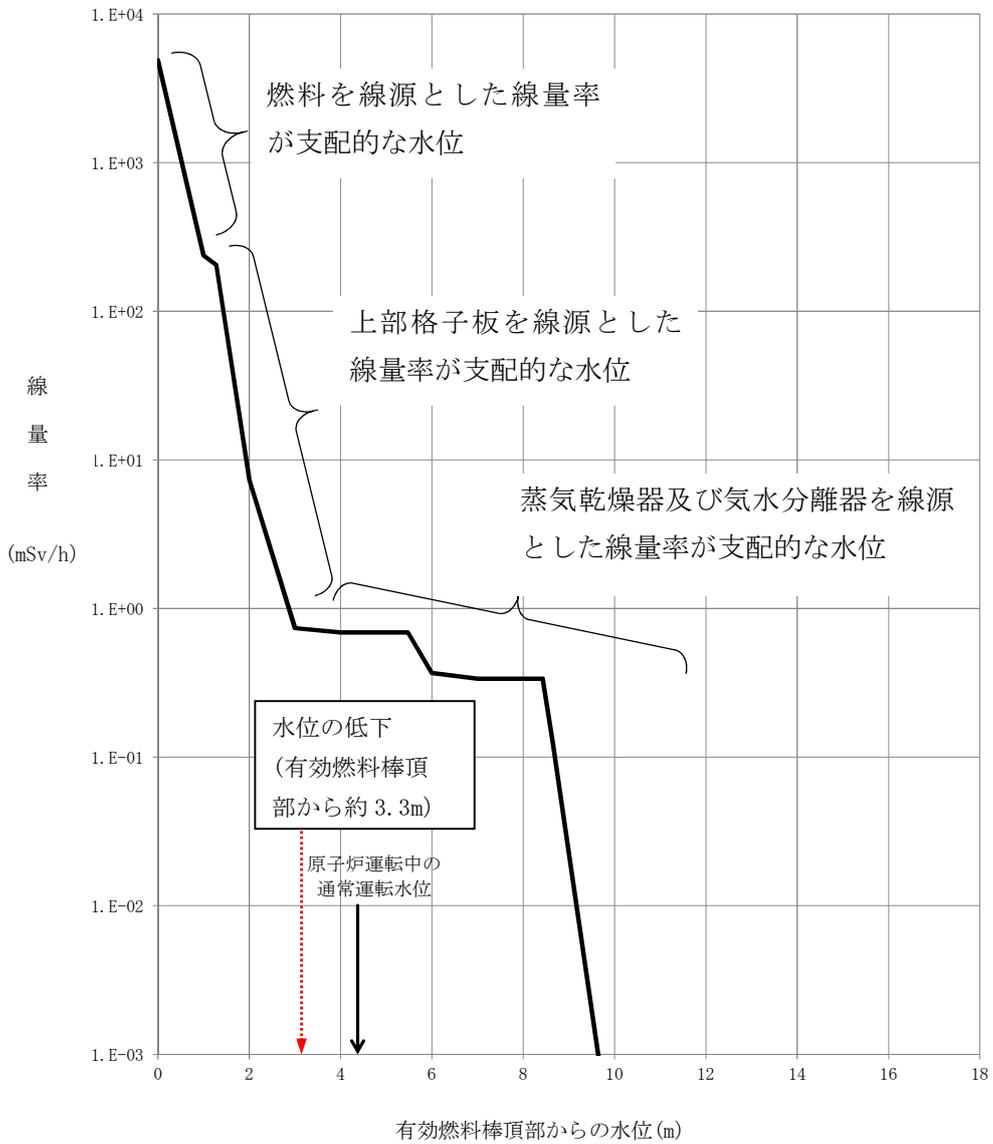


図 5.1.6 原子炉水位と線量率

【変更箇所】

「5.1 崩壊熱除去機能喪失の添付資料」抜粋

表 1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失）

プラント状態 (POS)		運転停止中の評価項目				
状態	包絡事象	重大事故等対処設備等	有効燃料棒 頂部の冠水	原子炉圧力容器蓋の閉鎖状態	放射線の遮蔽が維持できる水位の確保	未臨界の確保
S 原子炉冷温停止への移行 炉ウォール満水への移行状態	POS Aを想定した有効性評価の条件に包絡（崩壊熱や保水水量を POS S と同等のものを使用している為）	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	POS AIに比べ、期待できる緩和系が多く、有効性評価においては POS S と同等の崩壊熱や保水水量を使用していることから POS A を想定した有効性評価の条件に包絡される	閉鎖	原子炉が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから (添付資料 5.1.6)	プラント状態 POS AIに同じ
A PCV/RPVの開放及び原子炉ウォール満水への移行状態	-	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している	閉鎖	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している (原子炉が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから必要な遮蔽は確保される (添付資料 5.1.6))	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している (原子炉が未開放であり、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから必要な遮蔽は確保される (添付資料 5.1.6))
B1	「全交流動力電源喪失 (POS AI) 及び使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡※	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 燃料プール代替注水系 (常設) 燃料プール代替注水系 (可搬) 	POS SIに比べ、崩壊熱が小さく、また保水水量が多いため余裕時間が長いものの、点検等により緩和系が少なくなることが考えられる	開放	水位低下の速いシナリオである「原子炉冷却材の流出」にて評価し、評価項目を満足することを確認している ※使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽確保は「使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡される	プラント状態 POS AIに同じ 燃料の取出・蓄荷に係わる作業は「反応度投入」に包絡
B2 原子炉ウォール満水状態 (原 子炉ウォール水抜き開始まで)	※POS B3においては、RHRが得られていないため、残留熱除去機能喪失 (POS AI)には包絡されませんが、「全交流動力電源喪失 (POS AI)」の評価に代表される。	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF) 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 燃料プール代替注水系 (可搬) 	ただし、常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系 (常設) や燃料プール代替注水系 (可搬) を用いることで炉心損傷を回避できることから崩壊熱の観点から厳しい「全交流動力電源喪失 (POS AI)」及び「使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡される	閉鎖		
B3		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (RHR) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 燃料プール代替注水系 (常設) 燃料プール代替注水系 (可搬) 		開放		
B4		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 		閉鎖		
C1	「全交流動力電源喪失 (POS AI)」の評価に包絡される	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	POS SIに比べ、「崩壊熱」が小さく、「保水水量」に差がない。また、「余裕時間」が短いものの、「緩和系」も少ないことから、「崩壊熱除去機能喪失 (POS AI)」には包絡されない。しかしながら、「崩壊熱」及び「緩和系」の観点からより厳しい「全交流動力電源喪失 (POS AI)」に包絡される	閉鎖	原子炉が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから (添付資料 5.1.6)	プラント状態 POS AIに同じ
C2 PCV/RPVの閉鎖及び起動準備への移行状態	POS AIに包絡される	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	POS AIに比べ、「崩壊熱」が小さい、「余裕時間」に差がない。「保水水量」に差がない。「余裕時間」が長いことから、燃焼損傷防止対策の有効性評価は POS AIに包絡される	閉鎖		
D 起動準備状態		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 		閉鎖		

崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方

1. 本評価における崩壊熱の設定

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、「崩壊熱除去機能喪失」および「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、原子炉スクラムによる原子炉停止から1日後の崩壊熱を用いて原子炉水温の上昇及び蒸発による原子炉水位の低下を評価している。

一般に定期検査期間が数十日であることを考慮すると、原子炉停止から1日（24時間）後の崩壊熱を用いることは定期検査期間から見ると保守的な設定であると考えるが、仮に原子炉停止からの時間がより短い時点での崩壊熱を用いれば、より厳しい評価条件となる。

2. より厳しい崩壊熱を設定した場合の時間余裕への影響

プラント停止時を復水器真空破壊からと考えると、通常、復水器真空破壊のタイミングは通常のプラント停止操作における全制御棒挿入完了から12時間以上後である。仮に、原子炉スクラムによる原子炉停止から12時間後の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、有効燃料棒頂部到達まで約3.7時間となる。原子炉停止から1日（24時間）後の原子炉注水までの時間余裕が約5.4時間であることから、時間余裕の観点では約2時間短くなるが、本重要事故シーケンスにおける「崩壊熱除去機能喪失」および「全交流動力電源喪失」の事象発生から原子炉注水開始までの対応は約2時間であることから十分対応可能な範囲である。

また、必要な遮蔽の確保の観点においても、現場作業員の退避までの時間余裕が原子炉停止から1日（24時間）後の場合では約3.4時間に対して、12時間後の場合では約2.0時間と短くなるものの、十分退避可能な範囲である（添付資料5.1.6）。

この様に、崩壊熱の設定によっては原子炉注水及び現場作業員の退避の時間余裕に変動が生じるが、原子炉スクラムによる原子炉停止とし、13ヶ月運転に対して燃焼度を10%増加させた場合の崩壊熱を用いていること及び原子炉注水までの時間余裕の評価では崩壊熱の減衰を考慮していないこと等、様々な保守性を含めた評価としていることから、本重要事故シーケンスにおいて、原子炉注水が間に合わず燃料損傷に至る状況、現場作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定し難いものとする。

以上

原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について

運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」，「全交流動力電源喪失事象」における放射線の遮蔽維持について評価を行い，事故時の作業員の待避も考慮すると，退避までの間，放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える10mSv/h）が維持されることを確認したため，その結果を以下に示す。

なお，事故対応に関わる操作は，原子炉建屋最上階の様に現場の線量率が大きく上昇する場所では実施しないため，作業員の現場待避を評価の代表とした。

また，放射線の遮蔽を検討する際，原子炉压力容器開放作業の流れ，原子炉压力容器等構造物，原子炉水位が重要となるため，それらを考慮した評価とした。

1. 原子炉压力容器開放作業の流れ

- ①原子炉压力容器開放作業の開始前，コンクリートハッチ取り外し，原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の1, 2, 3・4）

原子炉を停止後，残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで除熱可能な圧力に減圧されるまでは，原子炉は主蒸気系を介して，復水器によって除熱される。残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードによる除熱を開始した後，復水器真空破壊を経て，復水器による除熱を停止する。

これらの原子炉の冷温停止状態に向けた操作と並行して，コンクリートハッチ及び原子炉格納容器蓋の取り外し作業を実施する。

- ②原子炉压力容器蓋取り外し（図1中の5）

原子炉が冷温停止状態になった後，原子炉の水位を徐々に上昇させ，原子炉压力容器保温材及び原子炉压力容器蓋を開放する（原子炉压力容器開放時の水位はフランジ下0.3m程度）。

- ③蒸気乾燥器取り外し（図1中の6）

水位を徐々に上昇させながら，蒸気乾燥器を蒸気乾燥器・気水分離器（D/S）ピットへと移動する（蒸気乾燥器は気中移動）。

- ③気水分離器取り外し（図1中の7）

気水分離器を蒸気乾燥器・気水分離器（D/S）ピットへと移動する（気水分離器は水中移動）。

なお，原子炉起動に向けて実施する原子炉压力容器閉鎖作業においては開放作業の逆の流れで実施される。この状況においては原子炉压力容器開放作業時に比べ，原子炉停止後の冷却時間が長く燃料の崩壊熱及び線源強度が小さくなる。そのため，放射線の遮蔽維持における影響は原子炉压力容器開放作業時に包絡される（添付資料5.1.2）。

<参考>原子炉開放の流れ

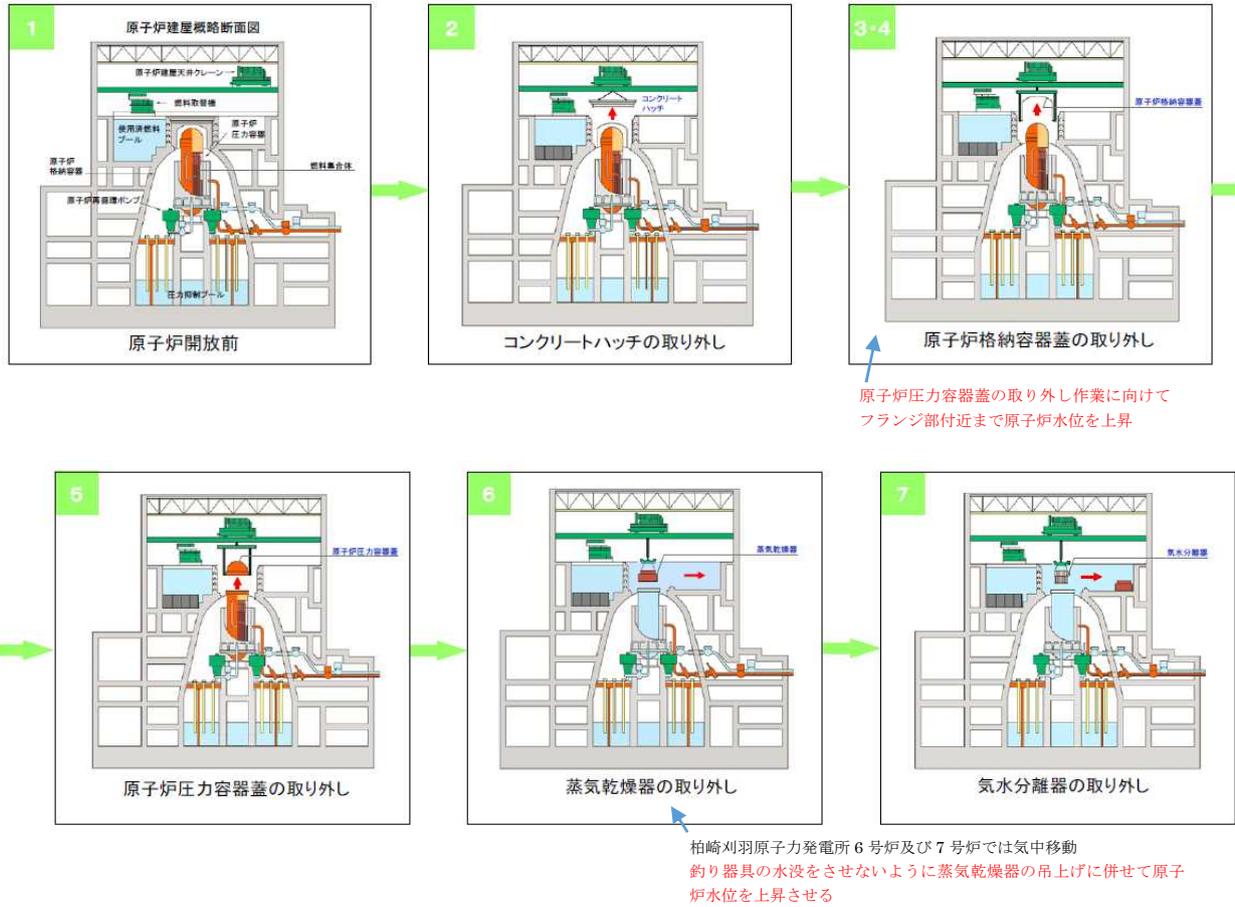


図1 原子炉压力容器開放作業の流れ

※ <http://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/handouts/j140528a-j.pdf>

公開されている沸騰水型原子炉の開放作業の流れとして「福島第二原子力発電所1号炉 原子炉開放作業の完了について」より参照

2. 原子炉圧力容器等構造物

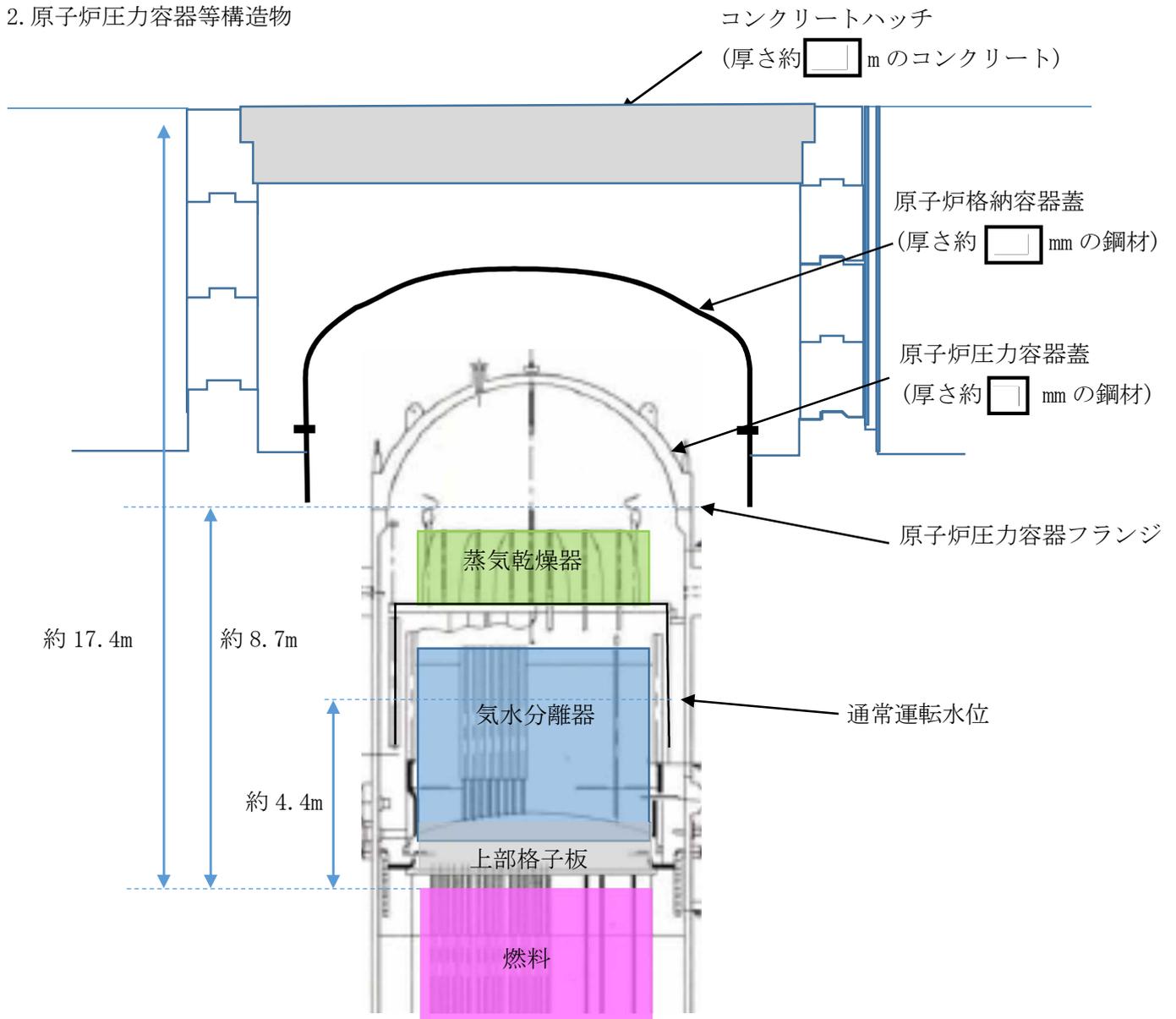


図2 原子炉圧力容器等構造物の概要

3. 各状態における遮蔽維持について

原子炉圧力容器開放作業時の各状態における現場の放射線遮蔽について以下に示す。

①-1 原子炉圧力容器開放作業の開始前（図1中の1）

原子炉運転中や原子炉停止直後等はコンクリートハッチ、原子炉格納容器蓋及び原子炉圧力容器蓋が閉鎖されており、また蒸気乾燥器、気水分離器等も炉内に存在するため、炉心燃料等の線源からの放射線の多くはこれらに遮られ、原子炉建屋最上階での線量率は十分小さくなる。そのため、原子炉圧力容器開放作業の開始前において、原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。

※ 一例としてCo60を線源とした時の10cmの鉄の実効線量透過率は約 155cmのコンクリートの実効線量透過率は約 と非常に小さくなる

（参考：放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2012 公益財団法人 原子力安全技術センター）

①-2 コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の2, 3・4）

コンクリートハッチ、原子炉格納容器蓋の取り外し後は、これらの遮蔽効果には期待できなくなるが、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器の遮蔽効果に期待できる。さらに原子炉圧力容器蓋の取り外し作業に向けて原子炉の水位の上昇操作を実施するため、定検毎に高さは異なるが水位は徐々に上昇することになる。この状態で原子炉建屋最上階にて原子炉圧力容器開放に向けた作業を実施していることも考えるため、コンクリートハッチ及び原子炉格納容器蓋の遮蔽に期待しない場合の現場線量率の評価が必要である。

②原子炉圧力容器蓋取り外し（図1中の5）

原子炉圧力容器蓋開放時はフランジ下0.3m程度まで水位を上昇させた後、開放作業を実施する。この際、水位上昇により炉心燃料や上部格子板からの放射線の影響は非常に小さくなる。また、保有水量が多くなるため、沸騰開始までの時間はさらに長くなる（約1.4時間程度）。後述する全交流動力電源喪失事象が発生して原子炉水位が約1.5m低下した場合においても、遮蔽水位等により必要な遮蔽の目安とした10mSv/hを超えることはない。

③蒸気乾燥器取り外し（図1中の6）及び③水分離器取り外し（図1中の7）

蒸気乾燥器の取り出しに合わせ、水位を上昇させていく状態であり、崩壊熱除去機能喪失や全交流動力電源喪失事象が発生した場合においても、沸騰開始及び水位低下まで十分に時間余裕があるため、原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。

4. 放射線の遮蔽維持に必要な水位

放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える10mSv/h）は、3.の検討を踏まえ、「①-2 コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の2, 3, 4）」の状態を想定して評価を行った。

線量率の算出は、「添付資料4.1.2「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の算出について」と同様にQAD-CGGP2Rコードを用いて計算し、評価条件は以下に示すものを用いた。

なお、評価点は燃料交換機床*とした。

※原子炉停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の事故対応で原子炉建屋最上階等の現場作業は不要であるため、作業員の退避を想定して評価点を設定した。コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し作業時において作業員は天井クレーン操作室等にいることが考えられるため、より線源に近い燃料交換機床を代表としている。なお、停止作業中においては作業員が原子炉格納容器内（D/W含む）に入って作業することも考えられるが、これらの作業は停止直後に実施しないこと、炉心燃料からの放射線は遮蔽物（原子炉压力容器、シールド、生体遮蔽（原子炉遮蔽壁）等）により減衰されること、原子炉建屋最上階と同様に事故後に作業員が退避することから、作業員の退避に関する被ばく影響は本評価に包絡される。

(1) 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料、上部格子板、気水分離器及び蒸気乾燥器をモデル化した。

a. 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

- 線源形状：燃料集合体の全てに燃料がある状態
- ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は、エネルギー 18 群 (ORIGEN 群構造) とする。
- 線源材質：燃料及び水（密度 g/cm³）
- 線源強度は、以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出した。
 - ・燃料照射期間：1264 日（燃焼度 33GWd/t 相当の値）
 - ・燃料組成：STEP III 9×9A 型（低 Gd）
 - ・濃縮度： (wt. %)
 - ・U 重量：燃料一体あたり (kg)
 - ・停止後の期間：停止 12 時間（原子炉未開放状態での実績を考慮して設定した値を設定）
- 計算モデル：円柱線源

線量率計算モデルを図 3 に示す。また、計算により求めた線源強度を表 1 に示す。

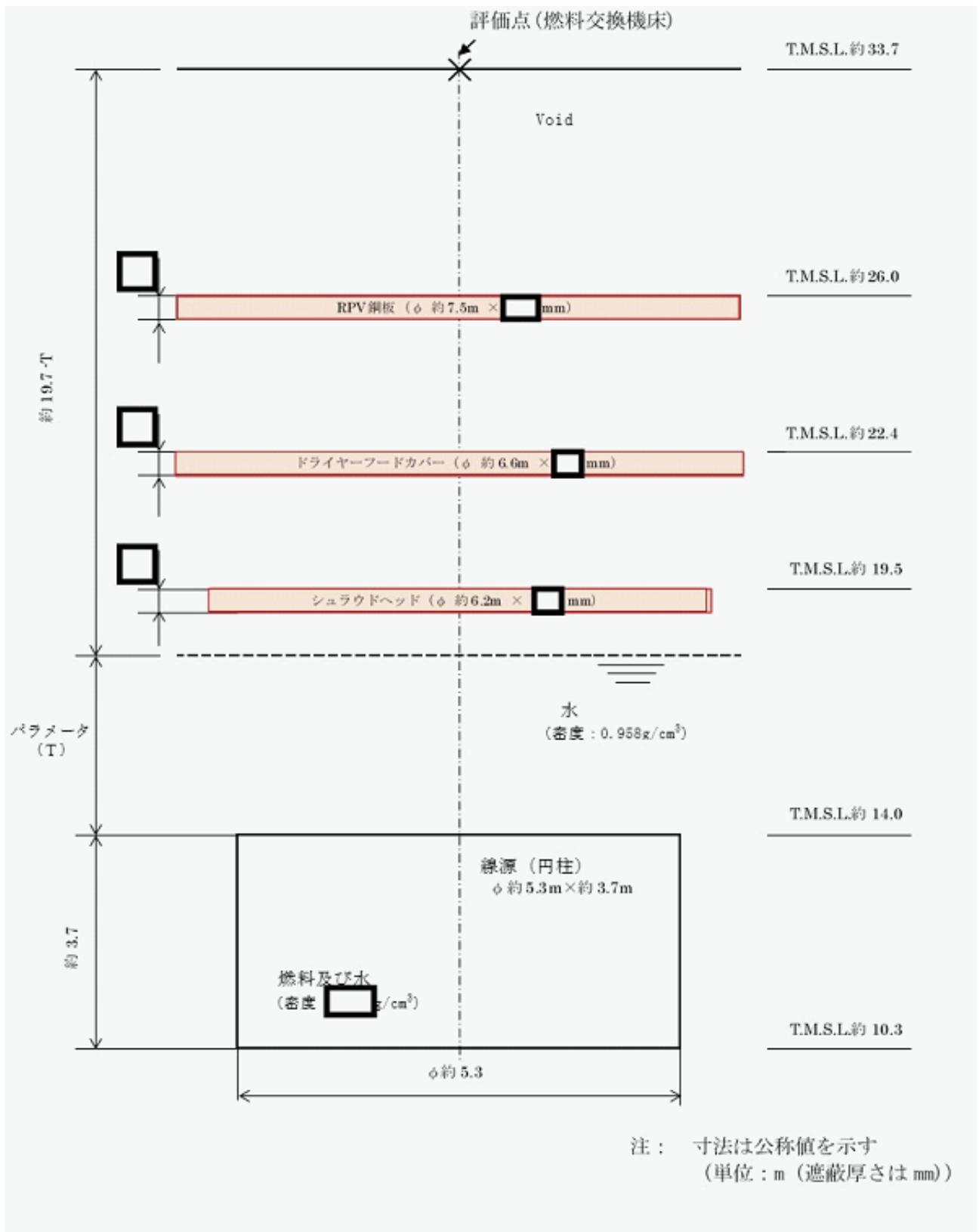


図3 燃料の線量率計算モデル

表1 燃料の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	1.26×10^{12}
2	2.50×10^{-2}	1.73×10^{11}
3	3.75×10^{-2}	1.96×10^{11}
4	5.75×10^{-2}	1.29×10^{11}
5	8.50×10^{-2}	2.40×10^{11}
6	1.25×10^{-1}	5.78×10^{11}
7	2.25×10^{-1}	4.81×10^{11}
8	3.75×10^{-1}	1.30×10^{11}
9	5.75×10^{-1}	4.35×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	3.63×10^{11}
11	1.25×10^0	7.10×10^{10}
12	1.75×10^0	8.87×10^{10}
13	2.25×10^0	6.36×10^9
14	2.75×10^0	3.09×10^9
15	3.50×10^0	6.70×10^7
16	5.00×10^0	3.02×10^6
17	7.00×10^0	4.07×10^0
18	9.50×10^0	4.68×10^{-1}
合計		4.15×10^{12}

b. 上部格子板

計算条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
 - 線源の高さ (mm)：
 - ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV とする。
 - 線源材質：水と同等(密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$)
 - 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $2.1 \times 10^9 (\text{Bq}/\text{cm}^3)$ と算出した。
- 線量率計算モデルを図4に示す。

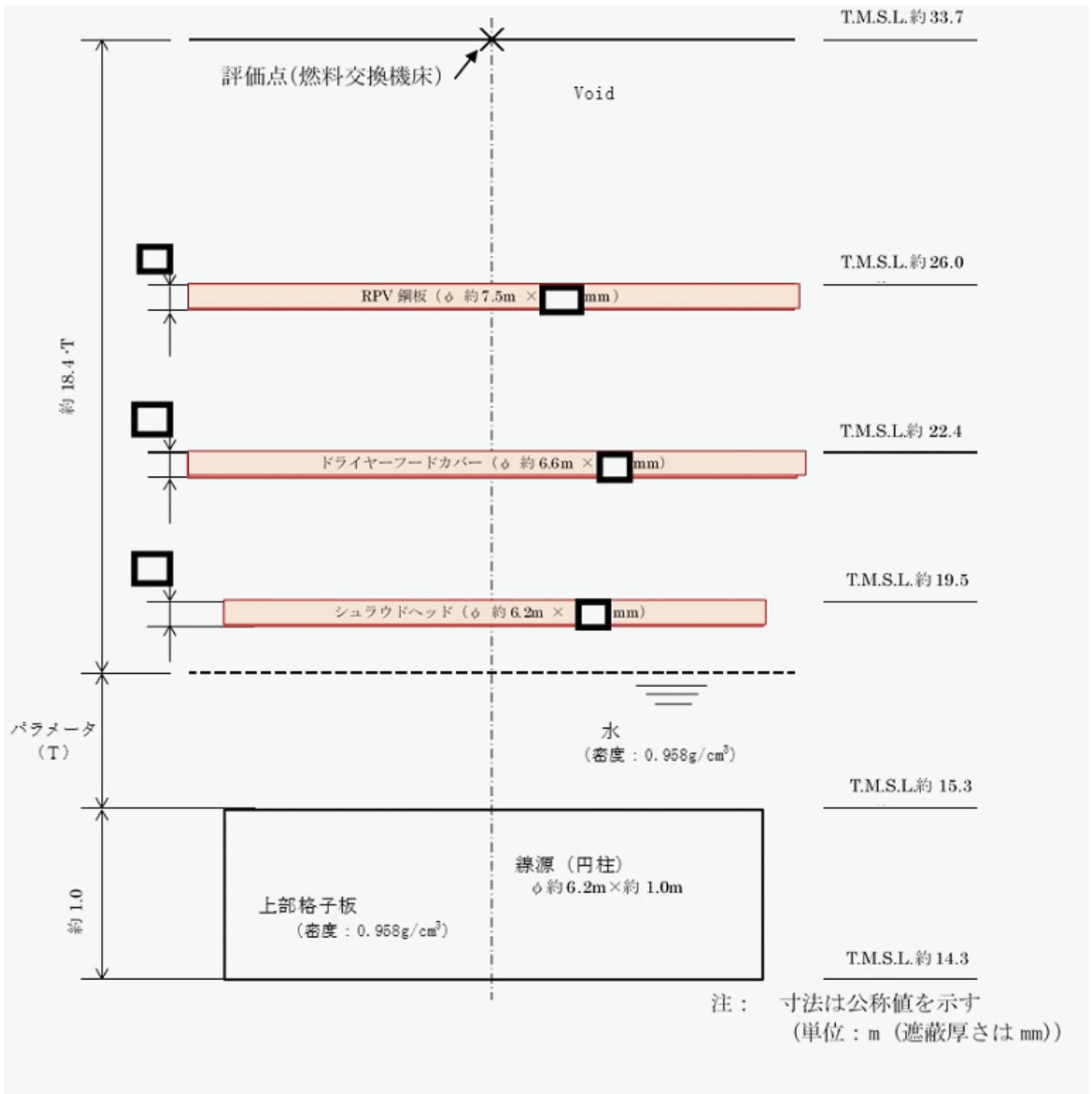


図4 上部格子板の線量率計算モデル

c. 気水分離器

計算条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
 - 線源の高さ (mm)：
 - ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV とする。
 - 線源材質：水と同等(密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$)
 - 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $5.2 \times 10^5 (\text{Bq}/\text{cm}^3)$ と算出した。
- 線量率計算モデルを図5に示す。

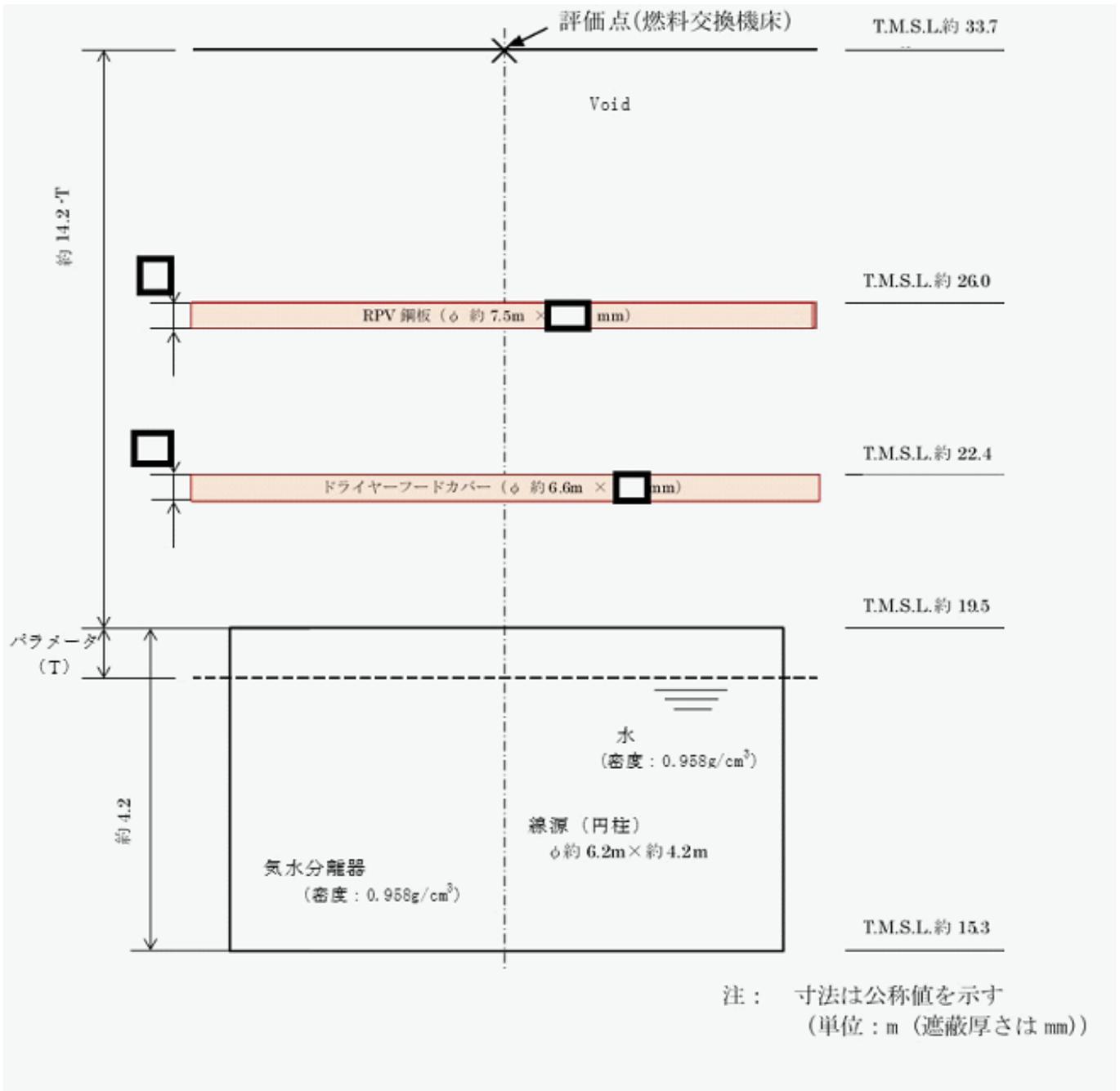


図5 気水分離器の線量率計算モデル

d. 蒸気乾燥器

計算条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm)：
- ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV とする。
- 線源材質：水と同等(密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$)
- 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $2.3 \times 10^5 (\text{Bq}/\text{cm}^2)$ と算出した。

線量率計算モデルを図6に示す。

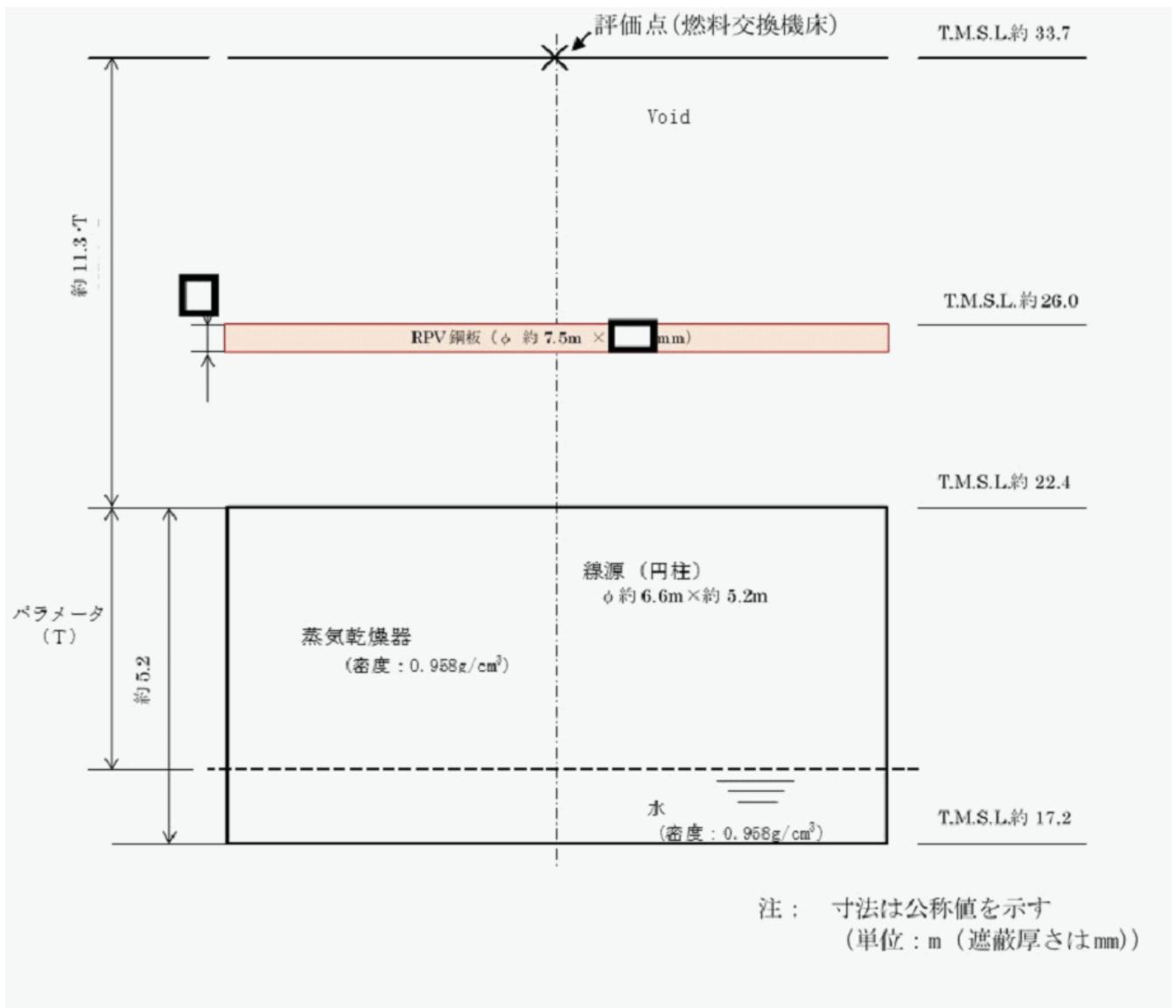


図6 蒸気乾燥器の線量率計算モデル

(2) 遮蔽物の評価モデル

原子炉圧力容器内の冷却材以外に放射線を遮蔽する構造物として、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器をモデル化した。なお、蒸気乾燥器及び気水分離器は構造が複雑であり、放射線の遮蔽物を平均化したモデルとするとストリーミング（放射線漏れ）の影響により非保守的な評価となるため、線源を覆うような構造物のみ遮蔽物として考慮した。

a. 原子炉圧力容器蓋

遮蔽物形状：円柱線源としてモデル化

遮蔽物の高さ (mm)： (圧力容器蓋の最薄部厚さ)

線源材質： 平板 (密度)

線量率計算モデル(遮蔽)を図3～7に示す。



図7 原子炉圧力容器蓋の線量率計算モデル (遮蔽)

b. 蒸気乾燥器

遮蔽物形状：円柱線源としてモデル化

遮蔽物の高さ (mm)： (フード部の最薄部厚さ)

線源材質： 平板 (密度 g/cm³)

線量率計算モデル(遮蔽)を図3～5, 8に示す。

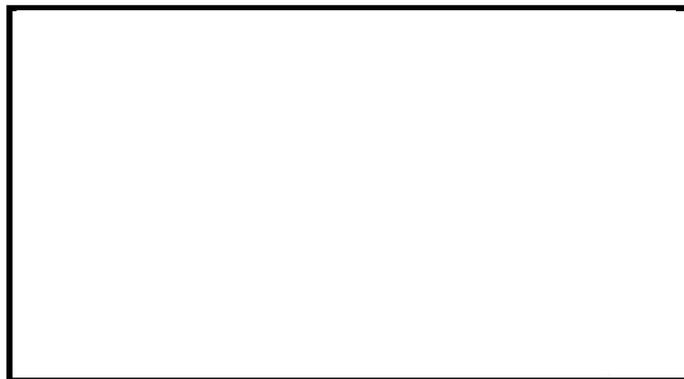


図8 蒸気乾燥器の線量率計算モデル (遮蔽)

c. 気水分離器

遮蔽物形状：円柱線源としてモデル化

遮蔽物の高さ (mm)： (シユラウドヘッドの厚さ (ベーンによる遮蔽も考慮))

線源材質： 平板 (密度 g/cm³)

線量率計算モデル (遮蔽) を図 3, 4, 9 に示す。



図 9 気水分離器の線量率計算モデル (遮蔽)

(3) 現場の線量率の評価結果

(1), (2) の条件を用いて評価した原子炉水位と現場の線量率の関係を図10に示す。

グラフより必要な遮蔽を確保できる水位(目安と考える 10mSv/h^{*})は以下の仮定のもとで「有効燃料棒頂部の約 2.0m 上」と求めた。

^{*}必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)と比べ、十分余裕のある値(10mSv/h)とする。

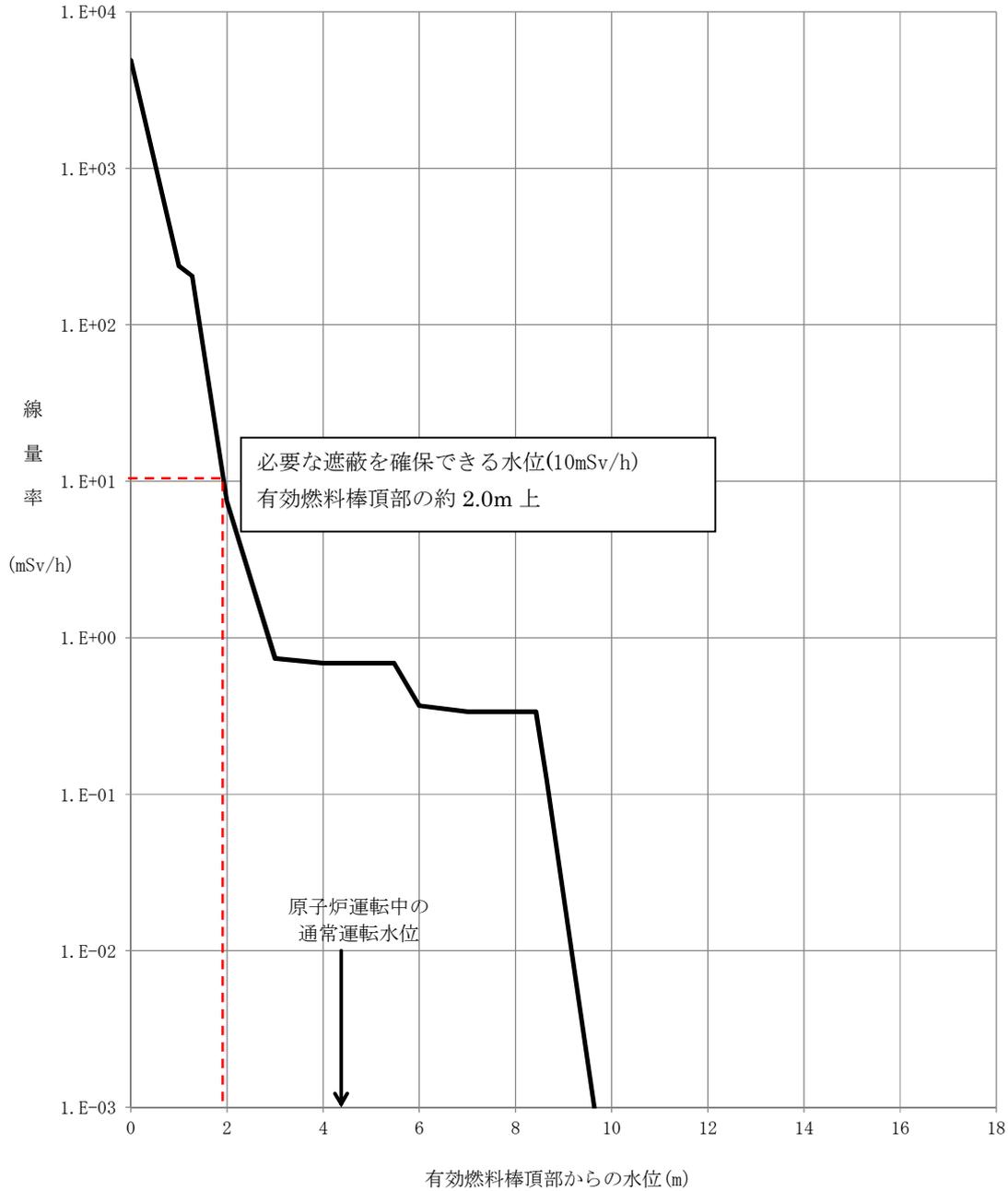


図10 原子炉水位と炉心燃料及び上部格子板からの線量率

(4) 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕

崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時の事故発生時から放射線の遮蔽維持に必要な水位到達までの時間を、「添付資料 5.1.1」の 1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算を用いて求めた。

計算は後述する「添付資料 5.1.7」の評価条件の不確かさを踏まえ、原子炉停止後 12 時間後と 1 日後の 2 ケースを実施した。

算出条件及び算出結果を表 2 に示す。

評価結果より、原子炉停止 1 日後においては崩壊熱除去機能喪失時の注水までの想定時間 2 時間、全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間 2.5 時間（145 分）に対して十分であることが確認された。

また、原子炉停止後 12 時間後においては、上述の保守的な計算方法を用いた場合、現場の線量率が目安と考える 10mSv/h を約 2.0 時間後に超えることが確認された。

表 2 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕の算出条件と結果

原子炉停止後の時間	原子炉初期水温(°C)	崩壊熱(kW)	必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕 ^{※1}	有効燃料棒頂部到達までの時間余裕	残留熱除去機能喪失時の注水までの想定時間	全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間
12 時間	100	2.67×10^4	約 2.0 時間	約 3.7 時間	2 時間以内 ^{※2}	2.5 時間 (145 分)
24 時間	52	2.24×10^4	約 3.4 時間	約 5.4 時間	2 時間	2.5 時間 (145 分)

※1 「添付資料 5.1.1」の 2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮し計算に示すように、原子炉の減圧操作実施までは、発生した崩壊熱の多くが飽和水の顕熱として吸収されるため、必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕はさらに長くなる（原子炉停止 12 時間後でも 3 時間以上の時間余裕がある）。

※2 水位低下の発生が早まるため、運転員の事象認知が早まる。

5. 事故時の待避について

事故発生時の原子炉建屋最上階又は原子炉格納容器内にいる現場作業員の待避について確認した。

事象発生時、運転員のページングによる待避指示、又は現場の状況変化により、作業員は異常状態を認知し、直ちに現場より待避する。全交流動力電源喪失により現場の照明設備が消灯することも考えられるが、作業員はヘッドライト等のバッテリー式の照明を保有しており、現場環境が悪化する前（4. より最短約 2 時間）の待避が十分可能である（30 分程度（事象認知までの時間を含む））。

6. 原子炉隔離時冷却系による注水について

原子炉隔離時冷却系の設計として、作動には 1.03MPa gage 以上の原子炉圧力を必要としており、停止時の原子炉の初期圧力は大気圧程度まで低下しているため、評価において原子炉隔離時冷却系による注水に期待していない。ただし、有効性評価で想定しているような原子炉未開放状態において事象進展とともに原子炉の圧力が上昇し、原子炉隔離時冷却系による注水が可能となることが考えられる。なお、原

子炉隔離時冷却系の点検の準備として弁の電源等に隔離操作（アイソレーション）を実施していることも考えられるが、これらの事故時に原子炉隔離時冷却系 RC での注水を必要とした際は運転員がただちに復旧を実施することが可能であるため、原子炉隔離時冷却系の使用の問題とならない。

7. まとめ

崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時で想定する原子炉停止 1 日後において、必要な遮蔽を確保できる水位を下回ることはない。

また、評価条件の不確かさを考慮して原子炉停止 12 時間後の状態を想定した場合でも、現場の作業員の待避を考慮すると 4. で評価した必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕である 2 時間に比べ十分時間がある。さらに、これらの時間余裕は添付資料 5.1.1 2. のとおり、原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することでさらに長くなる。

以上より、運転員及び作業員が現場にいる間、放射線の遮蔽は維持される。

評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失) (1/2)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	原子炉停止後 1 日 約 22.4MW (ANSI/ANS-5.1-1979)	約 22MW 以下 (実績値)	平衡炉心燃料についてサイクル末期の燃焼度に 10%の保守性を考慮した値を想定し算出 停止後の時間が短くなるように 1 日後の状態を想定	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる 逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2 時間、有効燃料棒頂部到達まで約 4 時間となる。本時間に対して原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはない。また、これらの時間余裕は原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することでは長くなる。原子炉隔離時冷却系が復旧可能な場合は、さらに原子炉水位の低下は抑制される(添付資料 5.1.1, 5.1.6)	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる 逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2 時間、有効燃料棒頂部到達まで約 4 時間となる。本時間に対して原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはない。また、これらの時間余裕は原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することでは長くなる。原子炉隔離時冷却系が復旧可能な場合は、さらに原子炉水位の低下は抑制される(添付資料 5.1.1, 5.1.6)
初期条件 原子炉初期水温	52°C	約 42°C~約 48°C ^{※1} (実績値)	停止後 1 日の実績より、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時格納モードに格納されているため、その設計温度である 52°C を設定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなる ことが考えられるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
原子炉初期水位	通常運転水位	通常運転水位以上	原子炉停止初期の通常運転水位付近にある状態を想定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応ではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
原子炉初期圧力	大気圧	大気圧 ^{※2}	設計値を設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉初期圧力に応じた対応をとるものではない。原子炉初期圧力に遅い対応をとるため、運転員等操作時間に与える影響はない	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる

※1 原子炉停止直後、サイクル末期の停止時冷温臨界試験に向けた高温維持(80°C程度)などの特殊な場合を除く(ただし、原子炉初期水温が 80°C の場合であっても、約 4 時間以上の時間余裕があり注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない)

※2 原子炉停止直後、原子炉圧力容器耐圧試験などの特殊な場合を除く

※3 添付資料 5.1.1 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算(原子炉圧力容器が閉鎖状態)による評価を参照

【変更箇所】

「5.2 全交流動力電源喪失」抜粋

(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図5.2.3に、原子炉水位の推移を図5.2.5に、**原子炉水位と線量率の関係を図5.2.6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崩壊熱除去機能が喪失することにより、原子炉水温が上昇し、約1時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、事象発生から145分経過した時点で、**低压代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、原子炉水位は有効燃料棒頂部の約2.9m上まで低下するにとどまる。**水位回復後は、蒸発量に応じた注水を実施することによって、原子炉水位を適切に維持することができる。

事象発生から20時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、図5.2.5に示すとおり、有効燃料棒頂部の約2.9m上まで低下するに留まり、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、**図5.2.6に示すとおり、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが確保される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0mを下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hを下回る）。**また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

事象発生145分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された**低压代替注水系（常設）の安定した原子炉注水を継続することから、長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。**

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 5.1.5, **5.1.6**, 5.2.1)

5.2.3 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、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、常設代替交流電源設備による受電及び**低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作とする。**

(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、表5.2.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件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ことから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して

最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが確保される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0mに到達するまでの時間は約2時間となり、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して

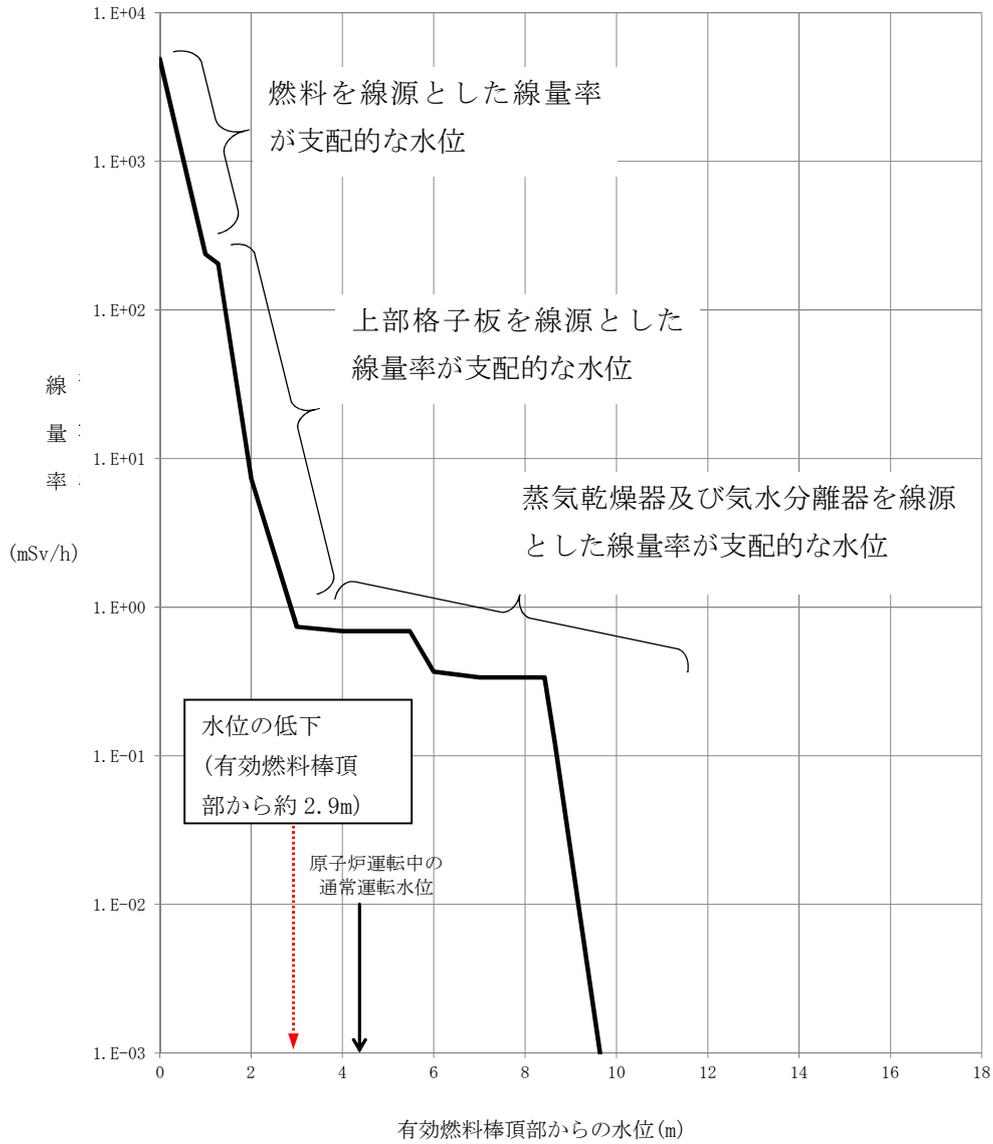


図 5.2.6 原子炉水位と線量率

評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 全交流動力電源喪失)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (運転停止中 全交流動力電源喪失) (1/2)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
初期条件	燃料の崩壊熱	原子炉停止後 1 日 約 22.4MW (ANSI/ANS-5.1-1979)	平衡炉心燃料についてサイクル末期の燃焼度に10%の保守性を考慮した値を想定し算出 停止後の時間については、停止後の時間が短くなるように 1 日後の状態を想定	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる 逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉注水から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2 時間、有効燃料棒頂部到達まで約 4 時間となる。本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはない。また、これらの時間余裕は原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することとさらに長くなる。原子炉隔離時冷却系が復旧可能な場合は、さらに原子炉水位の低下は抑制される (添付資料 5.1.1, 5.1.6)
	原子炉初期水温	52℃	停止後 1 日の実績より、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
	原子炉初期水位	通常運転水位	原子炉停止初期の通常運転水位付近にある状態を想定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
	原子炉初期圧力	大気圧	設計値を設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない 仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる

※1 原子炉停止直後、サイクル末期の停止時冷温臨界試験に向けた高温維持(80℃程度)などの特殊な場合を除く (ただし、原子炉初期水温が 80℃の場合であっても、約 4 時間以上の時間余裕があり注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない)

※2 原子炉停止直後、原子炉圧力容器耐圧試験などの特殊な場合を除く。

※3 添付資料 5.1.1 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した簡易計算 (原子炉圧力容器が閉鎖状態) による評価を参照

【変更箇所】

「5.2 全交流動力電源喪失の添付資料」抜粋

【変更箇所】

「5.3 原子炉冷却材の流出」抜粋

りであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定とされていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態、プールゲートの状態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

初期条件の原子炉初期水温は評価条件の52℃に対して最確条件は約29℃～約37℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期水位は評価条件のウェル満水に対して最確条件は事象毎に異なる。原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は評価条件の閉状態に対して最確条件は開状態であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態について評価条件の原子炉圧力容器の開放状態に対して最確条件は事象毎に異なる。原子炉圧力容器未開放状態の場合は原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器開放状態の場合は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、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

初期条件の原子炉初期水温について、評価条件の52℃に対して最確条件は約29℃～約37℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及びウェル満水に対して最確条件は事象毎に異なる。原子炉圧力容器

が未開放の場合、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約 1 時間）は十分長く、認知も容易であるため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持される。また、有効燃料棒頂部の冠水維持（未臨界維持）において有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は 2 時間以上と長く（停止 1 日後想定）、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲートが閉状態に対して、最確条件は開状態であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間余裕は長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 2 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実操作では運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実際の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合が考えられる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 120 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 120 分後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は、運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、その後、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなる場合が考えられる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作および原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水

位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

（添付資料5.3.4）

（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し、その結果を以下に示す。

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの約13時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約2時間であることから、時間余裕がある。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約13時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約2時間であることから、時間余裕がある。

（添付資料5.3.4）

（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操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に与える十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。

5.3.4 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「原子炉冷却材の流出」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要な要員は、「5.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14名である。

「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の64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「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用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日間最大負荷で運転した場合、約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機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すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約1,581kL）

6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計 約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

（添付資料 5.3.5）

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

5.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、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「原子炉冷却材の流出」に対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系による原子炉注水手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の系統切り替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事故」について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、残留熱除去系による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく有効燃料棒頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

【変更箇所】

「5.3 原子炉冷却材の流出の添付資料」抜粋

添付資料 5.3.1

原子炉冷却材流出事故における運転停止中の線量率評価について

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では「放射線遮蔽が維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」，「全交流電源喪失事象」においては，原子炉未開放時を評価しており，原子炉上部での作業は不要であるのに加えて，**事象の認知は容易でありかつ事象発生から沸騰による水位低下が開始されるまでの時間余裕は1時間程度あるため，作業員が現場にいた場合も待避することが可能である***。

※ 添付資料5.1.6「原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について」参照

運転停止中の「冷却材流出」の事故シーケンスでは崩壊熱除去機能喪失に比べて原子炉圧力容器内の保有水量の減少が大きく，点検などに係わる原子炉冷却材流出事故は原子炉開放状態にて実施されるため，原子炉開放状態について評価しており，ここでは，そのときの線量率の評価を行う。

(1) 炉心燃料・炉内構造物の線源強度

放射線源として燃料及び上部格子板をモデル化した。気水分離器や蒸気乾燥器についてはD/Sピットに取り出しており，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく想定するために原子炉ウエルのみ考慮していることからモデル化していない。

a. 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

- 線源形状：燃料集合体の全てに燃料がある状態
- 燃料有効長 (mm)：
- ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は，エネルギー18群(ORIGEN 群構造)とする。
- 線源材質：燃料及び水 (密度 g/cm³)
- 線源強度は，以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出した。
 - ・燃料照射期間：1264 日(燃焼度 33Gwd/t 相当の値)
 - ・燃料組成：STEPⅢ 9×9A 型(低 Gd)
 - ・濃縮度： (wt. %)
 - ・U 重量：燃料一体あたり (kg)
 - ・停止後の期間：停止 3 日(実績を考慮して設定した値を設定)
- 計算モデル：円柱線源

線量率計算モデルを図 1 に示す。また，計算により求めた線源強度を表 1 に示す。

評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (運転停止中 原子炉冷却材の流出) (1/2)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
原子炉初期水温	52℃	約 29℃～約 37℃ (実績値)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)での炉水側の設定温度を想定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなるが考えられるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	評価項目となるパラメータに与える影響 最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
原子炉初期水位	ウエル満水	事故事象毎	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定	原子炉ウエル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低く、原子炉注水を実施しているため、原子炉水位の低下は起こらず、また、通常これらの期間には残留熱除去系の切替え操作は実施しないことから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない 原子炉圧力容器が未開放の場合、原子炉初期水位が通常運転水位付近にある場合も想定されるが、いずれの水位にあっても、残留熱除去系の吸込配管の高さは有効燃料棒頂部より高い位置にあることから、原子炉冷却材の流出はその高さに到達すると停止し、また、そこから蒸発により有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は2分以上と長い(想定)ため、隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行える。 また、原子炉圧力容器が未開放の場合、原子炉水位計による警報発生等の認知(15分程度)、緩和設備の起動、事故後の作業員の退避(20分程度)に比べて、放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間(約1時間)は十分長い。放射線の遮蔽は維持される。以上より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい	原子炉ウエルの水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、原子炉注水が実施されているため、原子炉水位の低下は起こらず、また、通常これらの期間には残留熱除去系の切替え操作は実施しないことから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない 原子炉圧力容器が未開放の場合、原子炉初期水位が通常運転水位付近にある場合も想定されるが、いずれの水位にあっても、残留熱除去系の吸込配管の高さは有効燃料棒頂部より高い位置にあることから、原子炉冷却材の流出はその高さに到達すると停止し、また、そこから蒸発により有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は2分以上と長い(想定)ため、隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行える。 また、原子炉圧力容器が未開放の場合、原子炉水位計による警報発生等の認知(15分程度)、緩和設備の起動、事故後の作業員の退避(20分程度)に比べて、放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間(約1時間)は十分長い。放射線の遮蔽は維持される。以上より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
原子炉初期圧力	大気圧	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	事故事象毎	線量率の影響の観点を確認するため、閉放状態を想定	原子炉圧力容器未開放状態の場合、原子炉圧力容器の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が短くなるが、評価条件と同様であるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作に与える影響はない	原子炉圧力容器未開放状態の場合は、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間(約1時間)は十分長く、認知も容易であるため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持される 有効燃料棒頂部の冠水維持(未臨界維持)において、原子炉圧力容器が未開放で原子炉初期水位が通常運転水位付近にある場合も想定されるが、いずれの水位にあっても、残留熱除去系の吸込管の高さは有効燃料棒頂部より高い位置にあることから、原子炉冷却材の流出はその高さに到達すると停止し、また、そこから蒸発により有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は2時間以上と長く(停止1日後想定)、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
プールゲートの状態	閉	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定	プールゲートが開の状態では保有水量が多くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない	プールゲートが開の状態では保有水量が多くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる

【変更箇所】

「2.5 原子炉停止機能喪失」抜粋

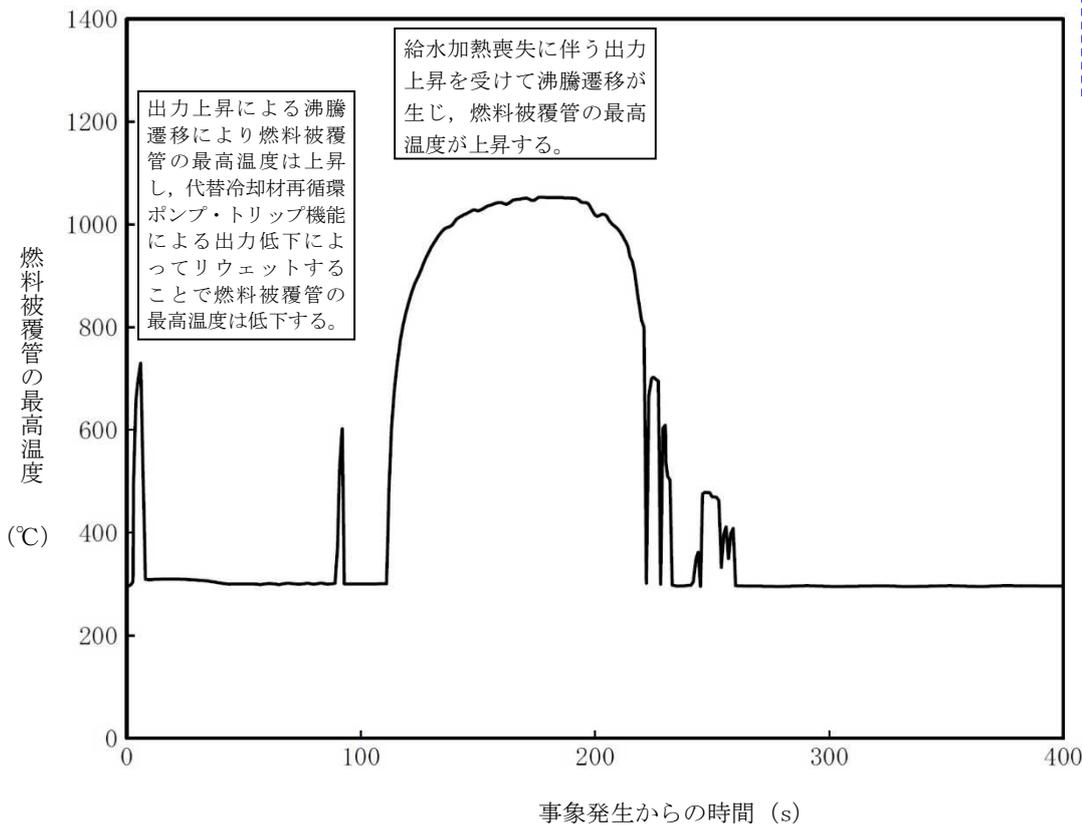


図 2.5.11 燃料被覆管温度の推移 (15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)

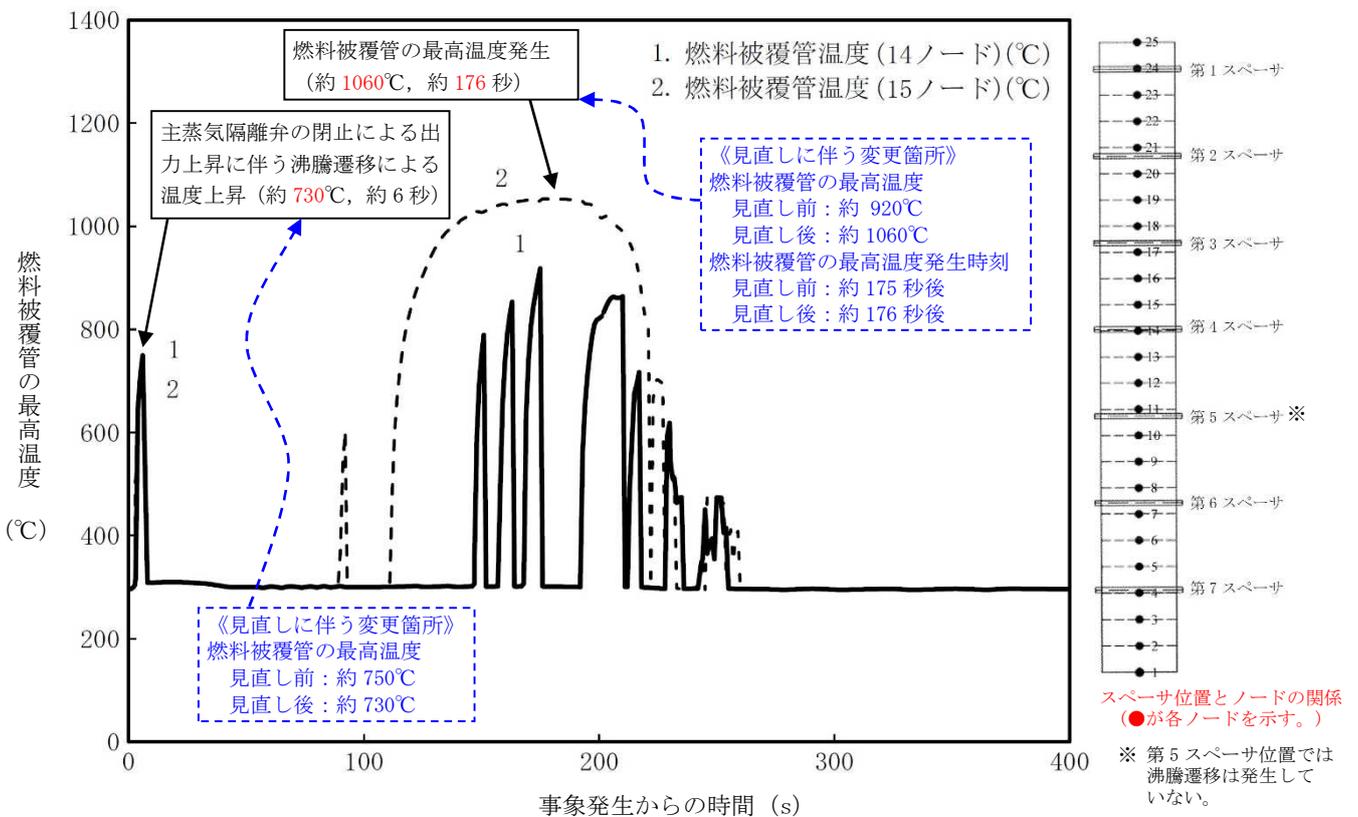


図 2.5.12 燃料被覆管温度*の推移

(14 ノード (第 4 スペーサ位置) 及び 15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)

※ 燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の有無 (重大事故防止) を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管の最高温度を評価している。

《参考》 前回(平成 28 年 4 月 5 日)提出時点の評価結果

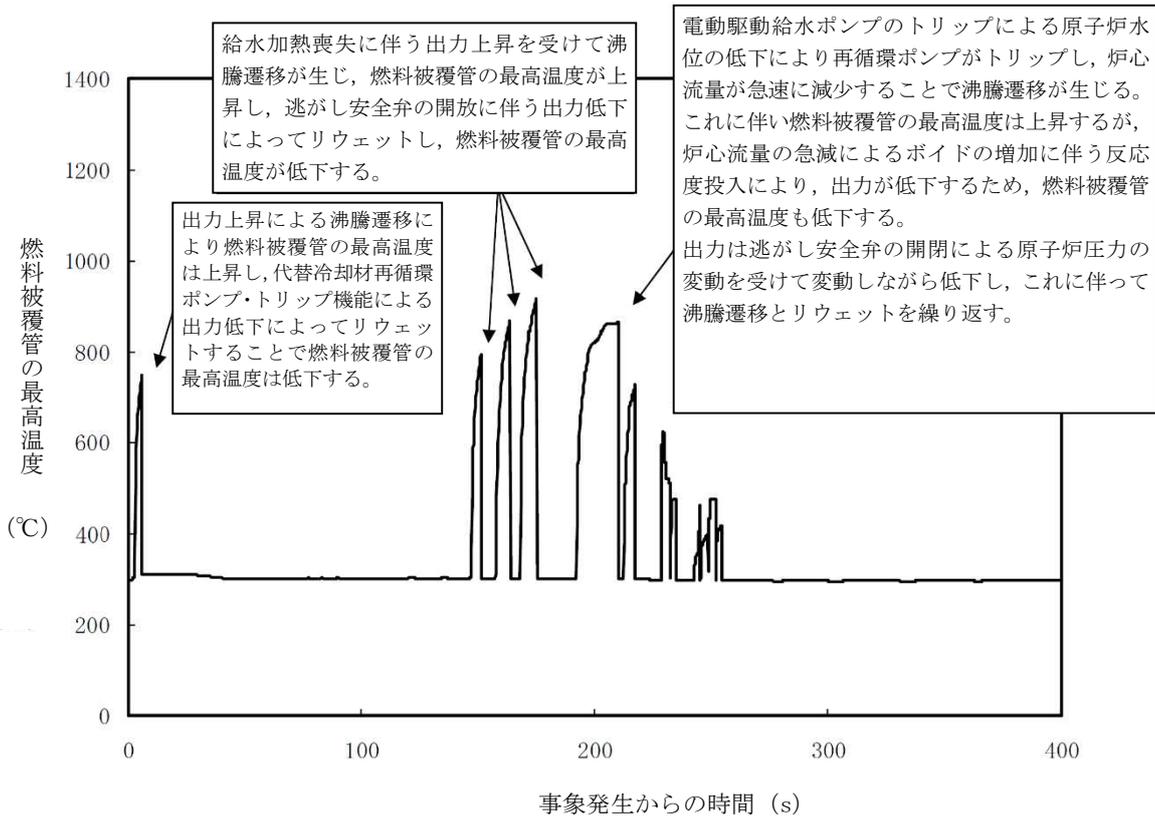


図 2.5.11 燃料被覆管温度*の推移 (第 4 スペーサ, 事象発生から 400 秒後まで)

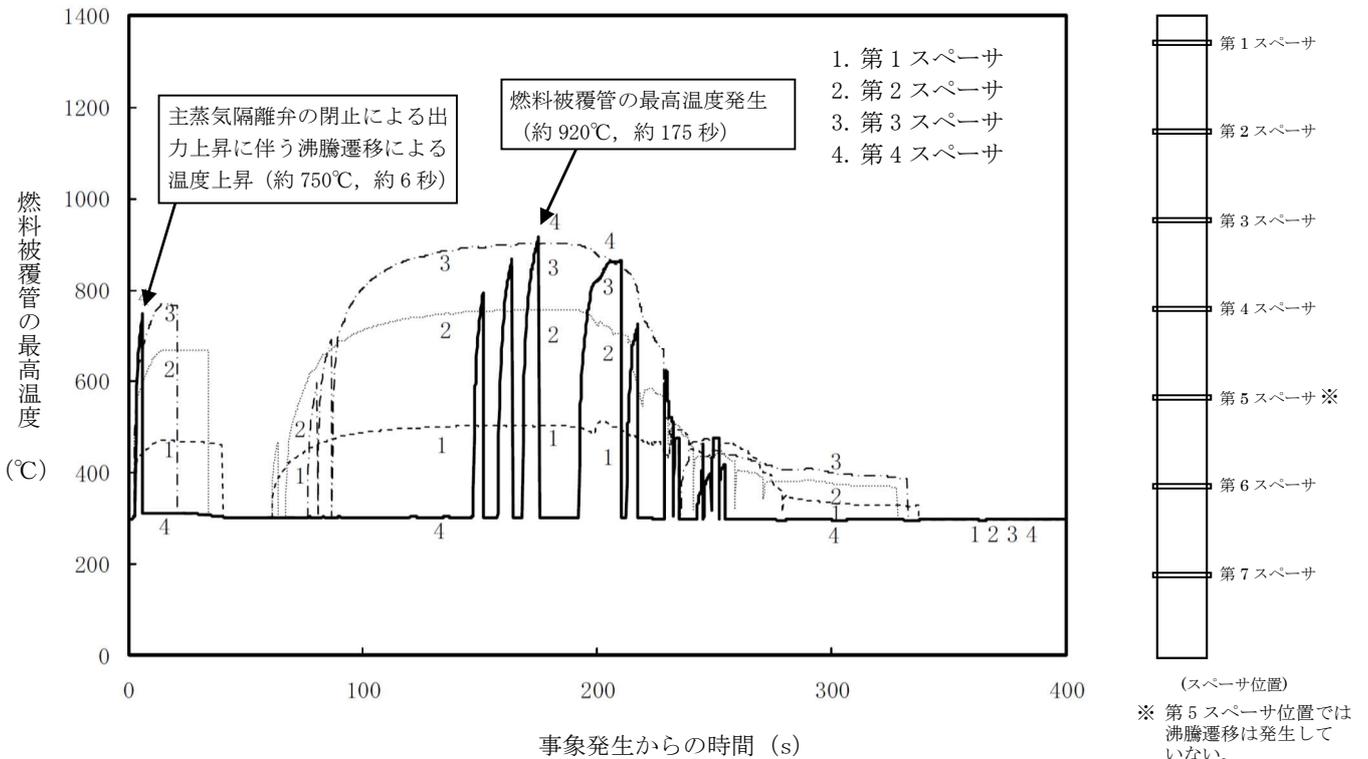


図 2.5.12 燃料被覆管温度*の推移
(第 1 から第 4 スペーサ, 事象発生から 400 秒後まで)

※ 燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の有無(重大事故防止)を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管の最高温度を評価している。

【変更箇所】

「2.7 格納容器バイパス」抜粋

冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水を開始すると原子炉水位が回復する。

事象発生 15 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水の継続により、原子炉水位を維持する。

事象発生 5.5 時間後、現場操作により高圧炉心注水系の破断箇所を隔離した後は、健全側の高圧炉心注水系により原子炉水位は適切に維持される。

高出力燃料集合体のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、高圧炉心注水系による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。

炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。

その後は、残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。

※シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の自動起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、図 2.7.12 に示すとおり、初期値を上回ることなく、 $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下であり、15% 以下となる。

原子炉圧力は、図 2.7.6 に示すとおり、約 $7.07\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa ）を考慮しても、約 $7.37\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 ($10.34\text{MPa}[\text{gage}]$) を下回る。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、設計基準事故における LOCA 時の格納容器圧力及び温度を十分に下回る。（「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」における格納容器圧力及び温度を十分に下回る。）

中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心注水系の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて高圧炉心注水系の破断箇所を隔離し、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

【変更箇所】

「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷
(格納容器過圧・過温破損)」抜粋

添付資料 3.1.2.5

原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により 発生する水素の影響について

1. はじめに

BWR において事故時に可燃性ガスが発生する事象として主に水-金属反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所 1, 2, 4 号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル (常温亜鉛めっき) が水蒸気と反応し発生した水素の影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出される放射性物質の環境への放出低減のため、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するが、これにより、炉内構造物の金属腐食による水素の発生も考えられる。

ここでは、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、上記事象により水素が発生した場合の影響評価を実施する。

2. 影響評価

2.1 亜鉛の反応による水素の発生について

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素が発生する可能性がある。保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素発生総量を概略評価した。

a. 亜鉛量の計算条件

- ・上部ドライウェル グレーチング表面積：3,200m²
- ・サプレッション・チェンバ・プール グレーチング表面積：1,100m²
- ・亜鉛めっき膜厚：80 μm

(JIS H8641-2007記載の溶解亜鉛めっき厚判定基準値 (最大値) 76 μmより設定、6号及び7号炉においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施)

- ・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)

b. 評価結果

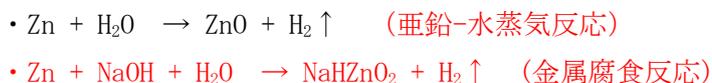
〈亜鉛量〉

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、約2,500kgとなる。

- ・上部ドライウェル部：1,843kg (=3,200m²×80 μm×7.2g/cm³)
- ・サプレッション・チェンバ・プール部：634kg (=1,100m²×80 μm×7.2g/cm³)

〈水素発生量〉

亜鉛は、以下の化学反応によって水素を発生する可能性がある。



亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素が 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は約 77kg (=56.8+19.5)、水素ガス体積(標準状態)は約 850Nm³ (=631+217) となる。

・ドライウエル部：

$$56.8\text{kg} \quad (=1,843,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$
$$631\text{Nm}^3 \quad (=1,843,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol})$$

・サプレッション・チェンバ・プール部：

$$19.5\text{kg} \quad (=634,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$
$$217\text{Nm}^3 \quad (=634,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol})$$

2.2 アルミニウムの反応による水素の発生について

原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材や DWC のアルミフィンである。保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素発生総量を概略評価した。

a. アルミニウム量の計算条件

- ・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約 0.4m³
- ・アルミニウム密度：2.7g/cm³
- ・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約 360kg

b. 評価結果

〈アルミニウム量〉

原子炉格納容器内に存在するアルミニウムの量は、約 1,440kg となる。

- ・保温材：約 1,080kg (=0.4m³ × 2,700kg/m³)
- ・DWC：約 360kg

〈水素発生量〉

アルミニウムは、以下の化学反応によって水素を発生する。



アルミニウム 1mol より水素が 3/2mol 発生するため、以下の通り、発生する水素ガス量

は約 162kg、水素ガス体積(標準状態)は約 1,800Nm³となる。

$$161.3\text{kg} \quad (\simeq 1,440,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$$

$$1792\text{Nm}^3 \quad (\simeq 1,440,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$$

なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約 600kg であり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計 239kg は 3 割程度の値である。

2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響について

格納容器圧力への影響評価にあたり、全交流動力電源喪失シナリオを例として評価を実施する。表 1 に全交流動力電源喪失シナリオにおける格納容器ベント前における格納容器気相部のモル分率を示す。

格納容器気相部のモル分率から考えると、格納容器ベント実施時 (0.31MPa) には、窒素 約 0.024MPa、蒸気 約 0.285MPa を示す。亜鉛の反応により生じる水素 77kg 及びアルミニウムの発生により発生する水素 162kg の合計 239kg を考慮した場合は、窒素 約 0.023MPa、蒸気 約 0.277MPa、水素 約 0.010MPa となる。これより、全交流動力電源喪失シナリオにおいて、格納容器圧力は窒素及び原子炉内で崩壊熱により発生し原子炉格納容器内に流入する蒸気の影響が大きいと考えられ、亜鉛及びアルミニウムの反応で発生する水素はほぼ影響を及ぼさない。

表 1：格納容器気相部のモル分率

		窒素	水蒸気	水素
モル分率	水素の追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0
	水素の追加発生を考慮する	約 0.074	約 0.9	約 0.033

(2) 水素燃焼への影響について

水素及び酸素の可燃限界は、水素濃度 4vol%以上かつ酸素濃度 5vol%以上である。BWR のドライウェル内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから、本反応単独での水素の燃焼は発生しないものとする。

3. まとめ

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約 77kg の水素、アルミニウムが全て反応することを想定すると約 162kg の水素(合計約 239kg の水素)が発生する可能性がある。しかし、BWR の事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素と崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素は、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWR のドライウェル内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

【変更箇所】

「3.2 格納容器雰囲気直接加熱」,
 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」,
 「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」抜粋
 主要な時刻(炉心損傷, BAF+10%, RPV 下鏡 300℃,
 RPV 底部破損)に変更なし

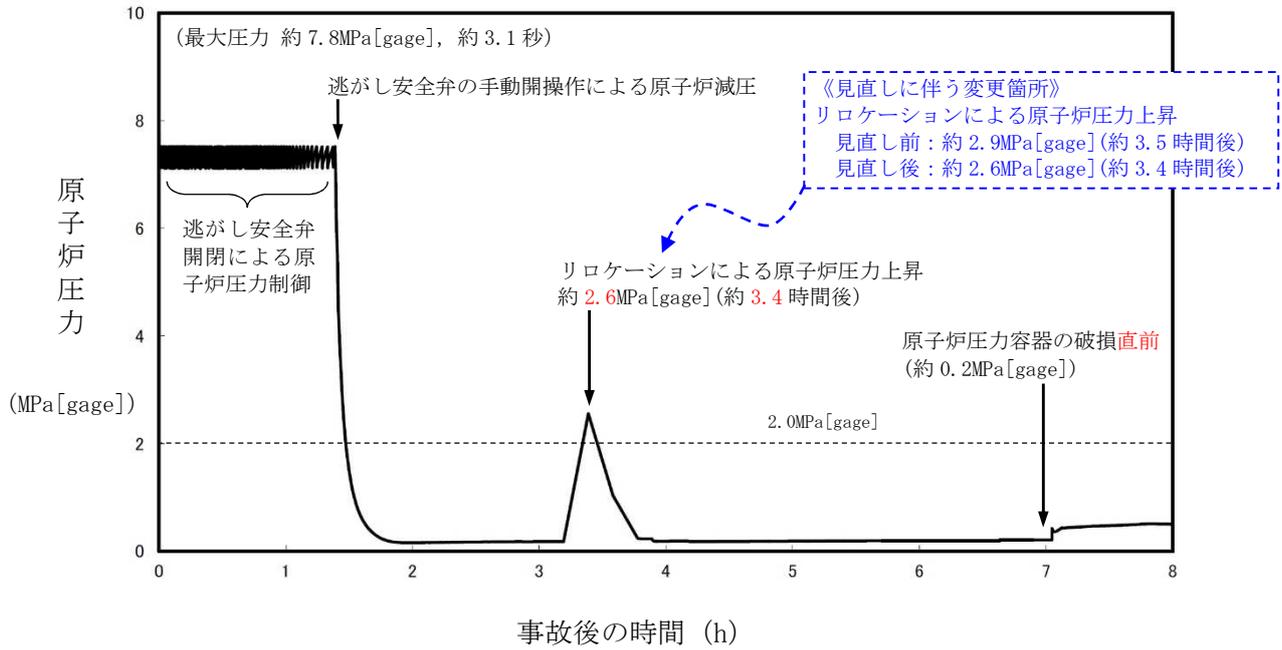


図 3.2.7 原子炉圧力の推移

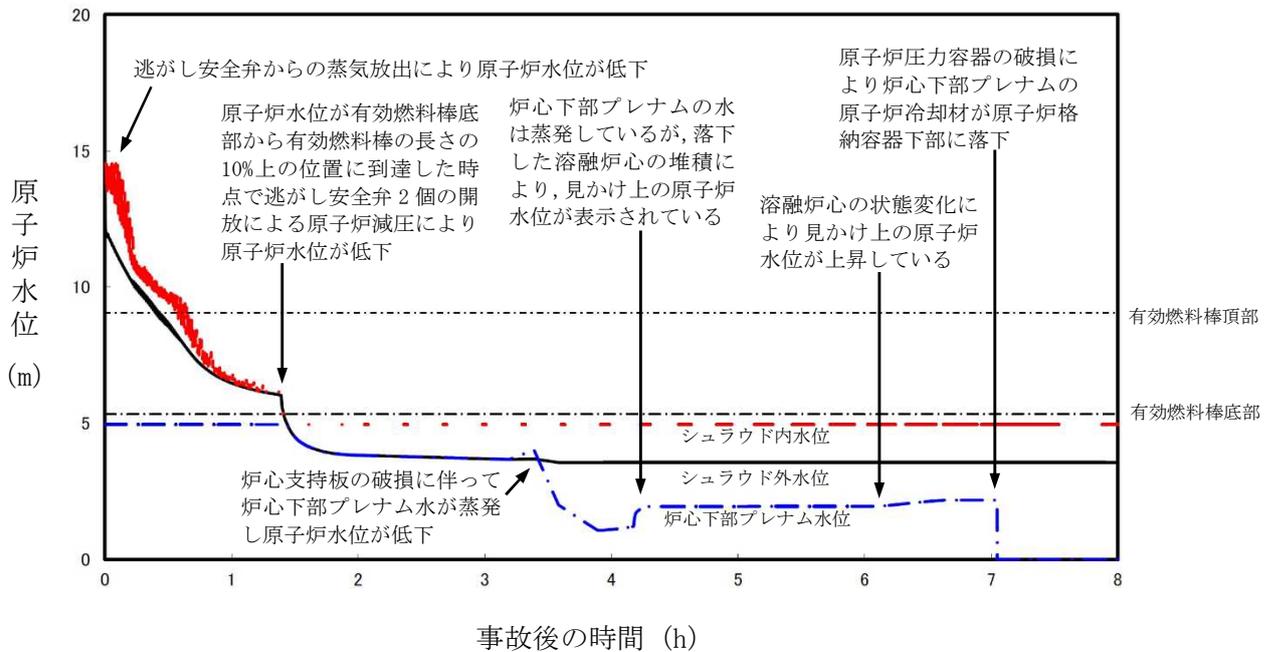


図 3.2.8 原子炉水位の推移

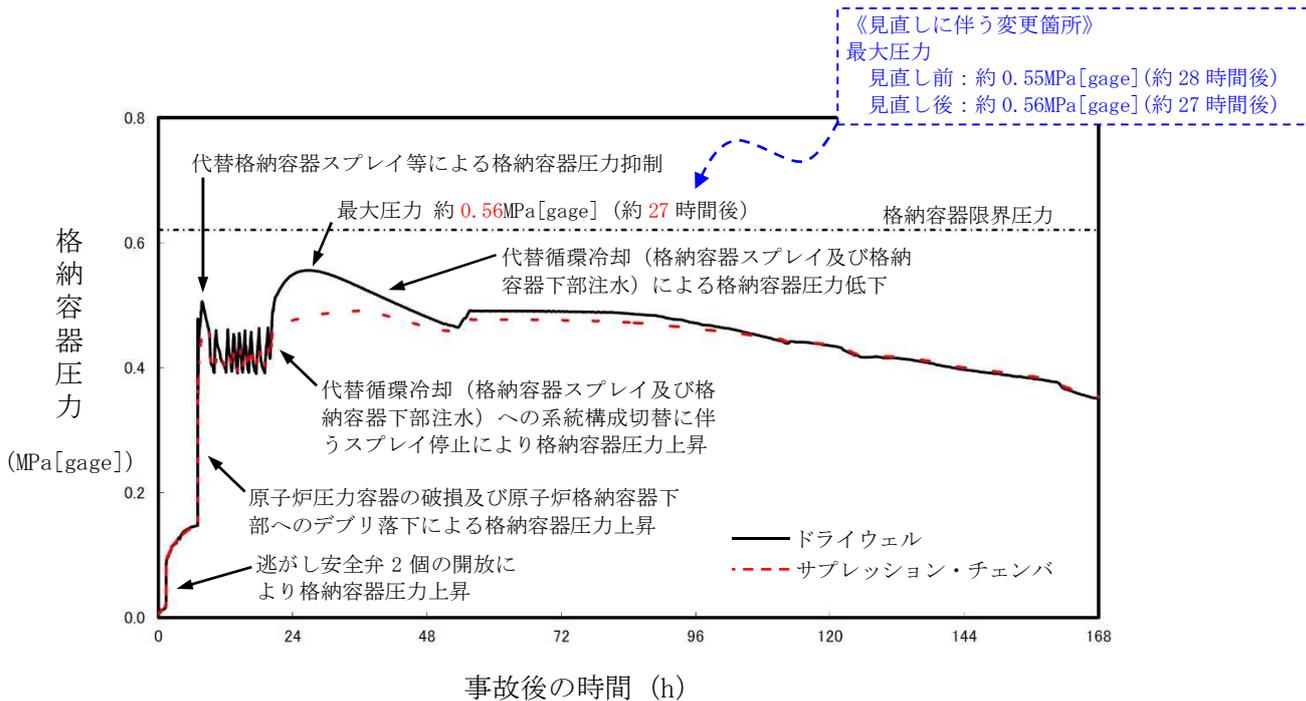


図 3.2.9 格納容器圧力の推移

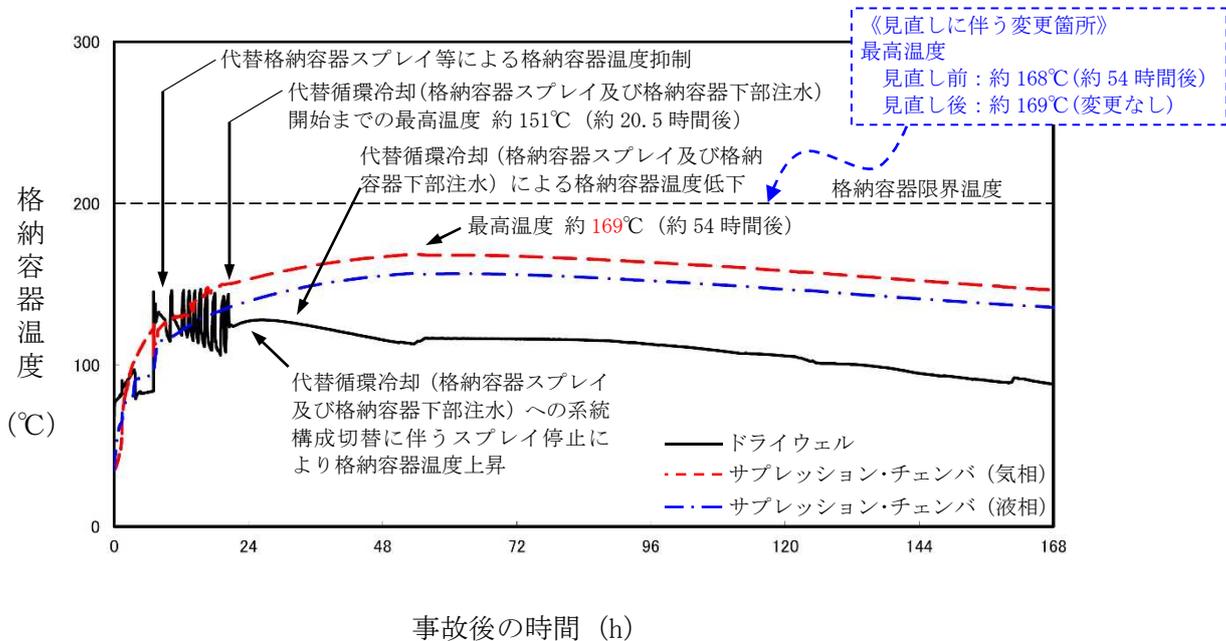


図 3.2.10 格納容器温度の推移

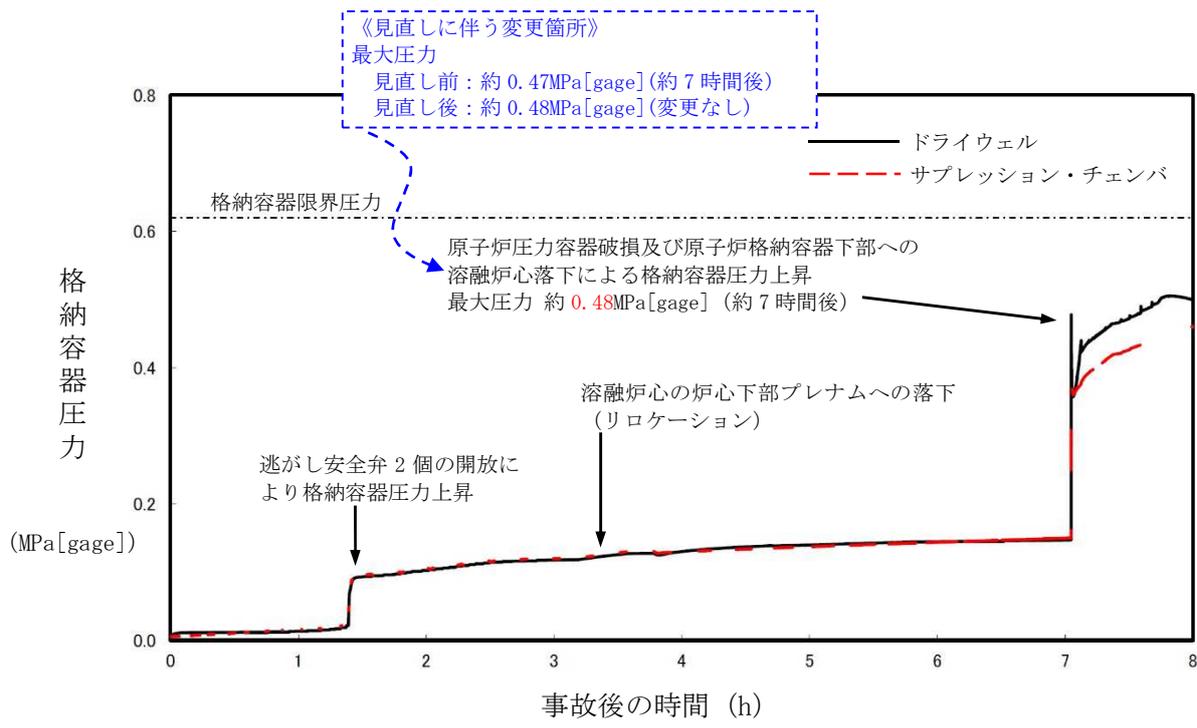


図 3.3.3 格納容器圧力の推移

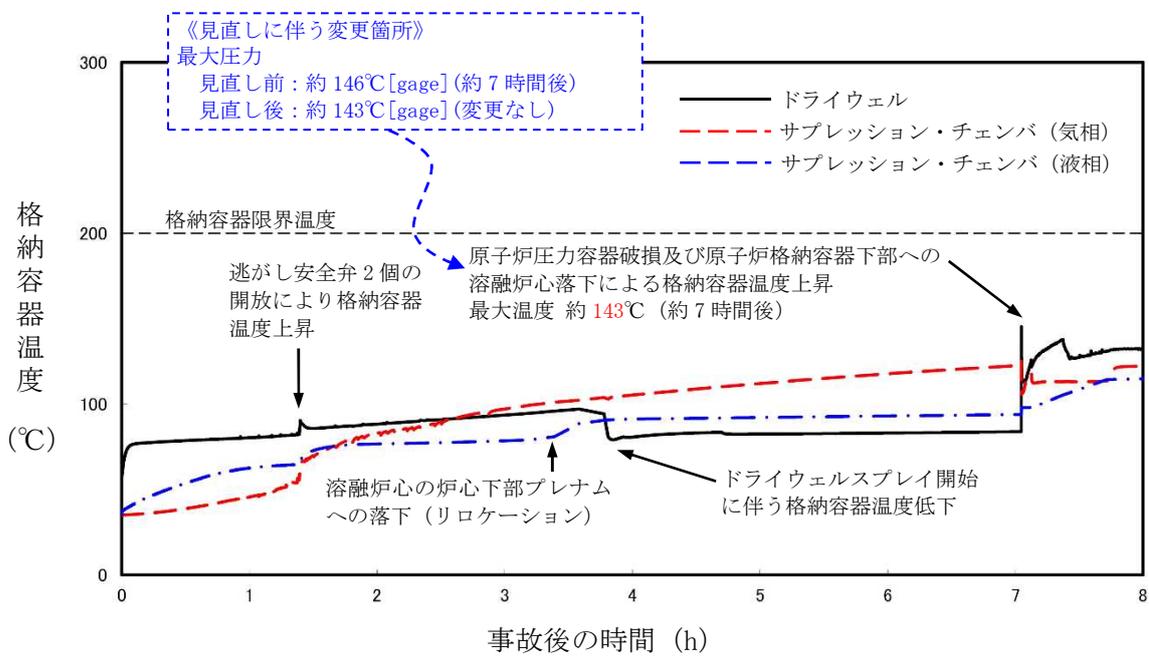


図 3.3.4 格納容器温度の推移

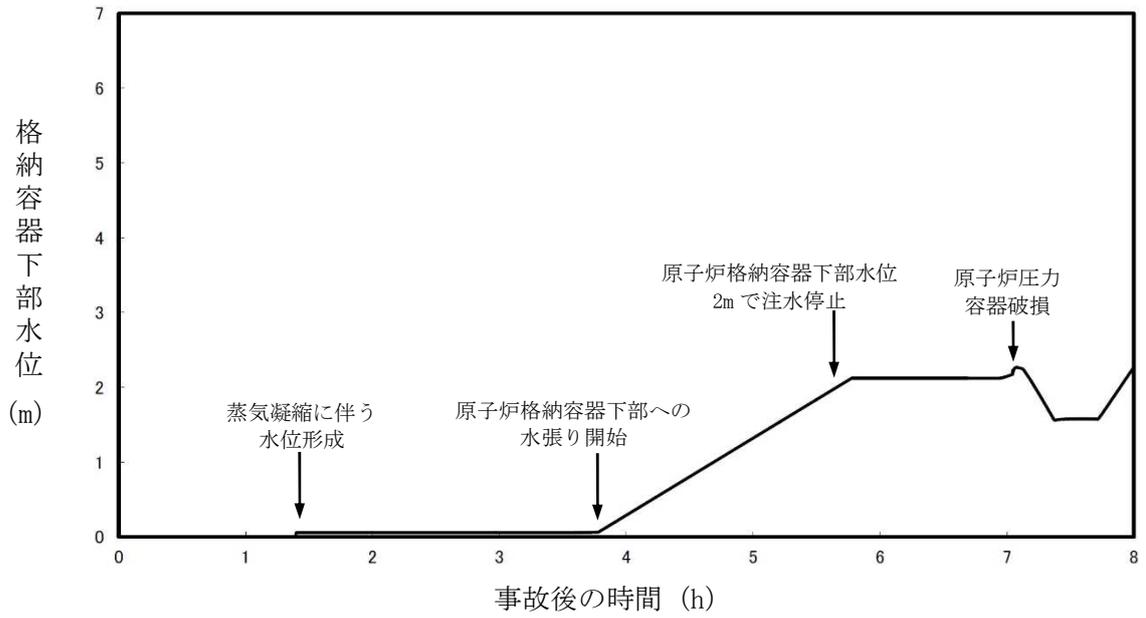


図 3.3.5 格納容器下部水位の推移

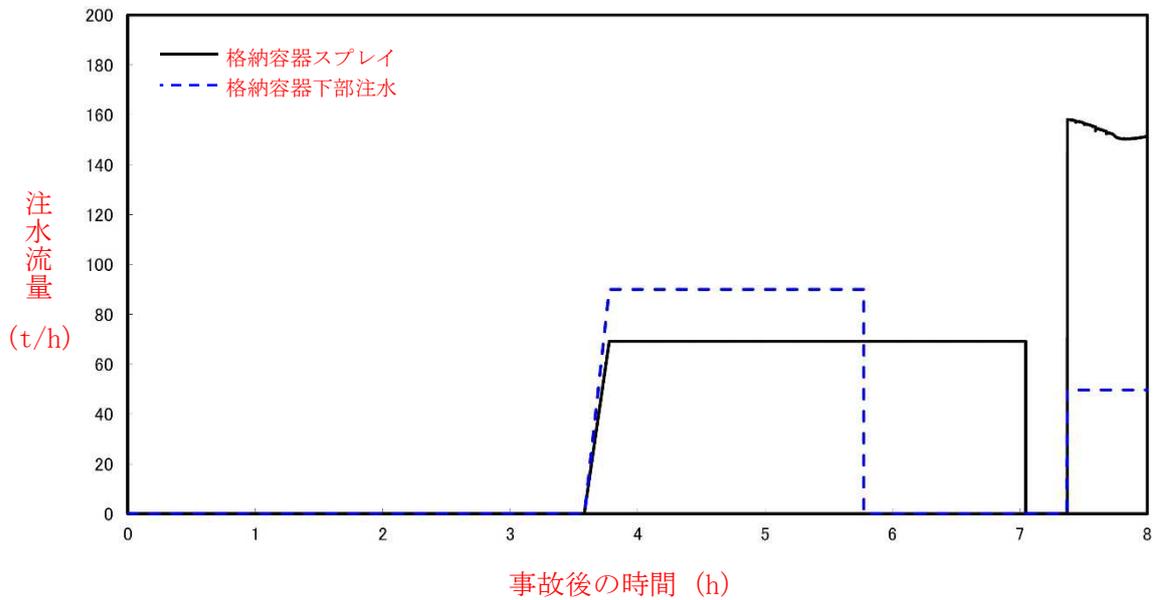


図 3.3.6 注水流量の推移

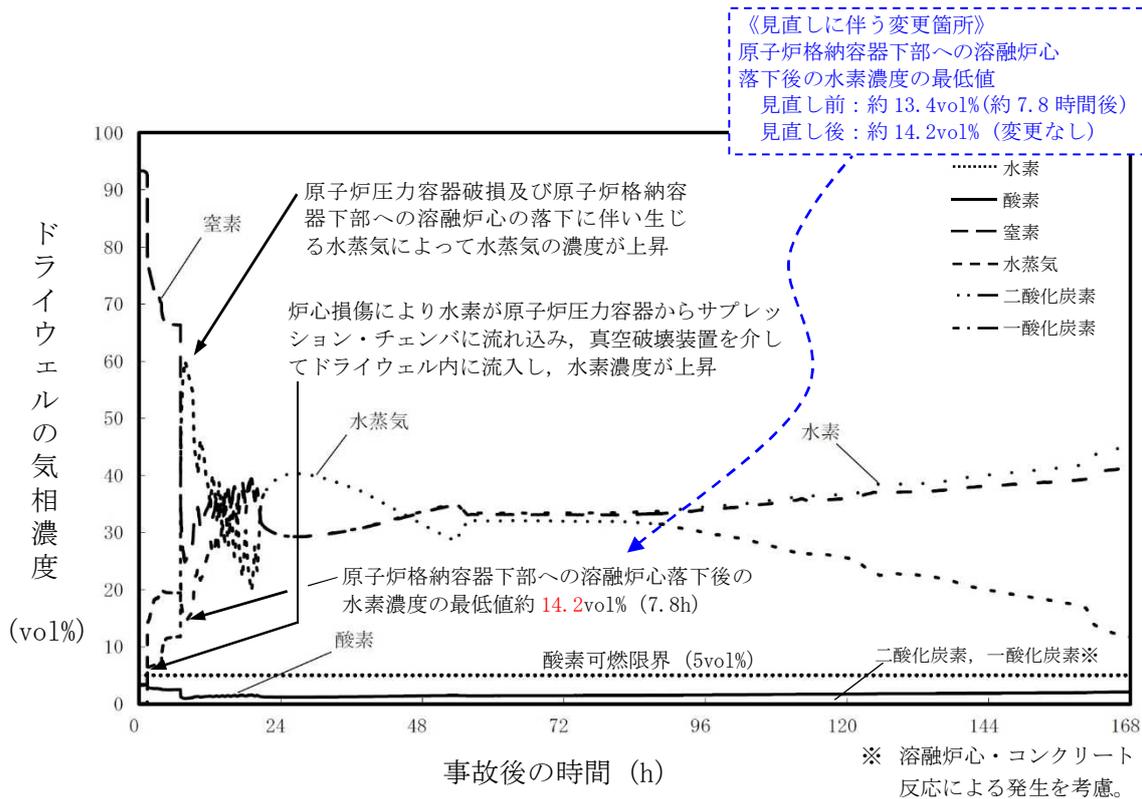


図 3.5.5 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

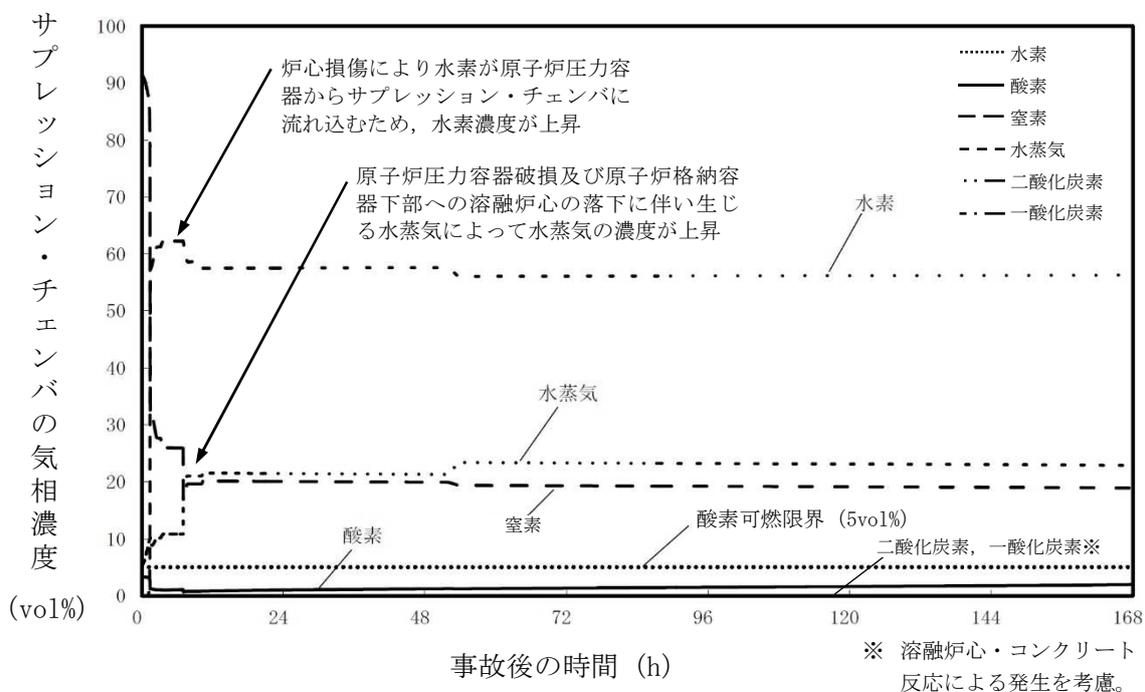


図 3.5.6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

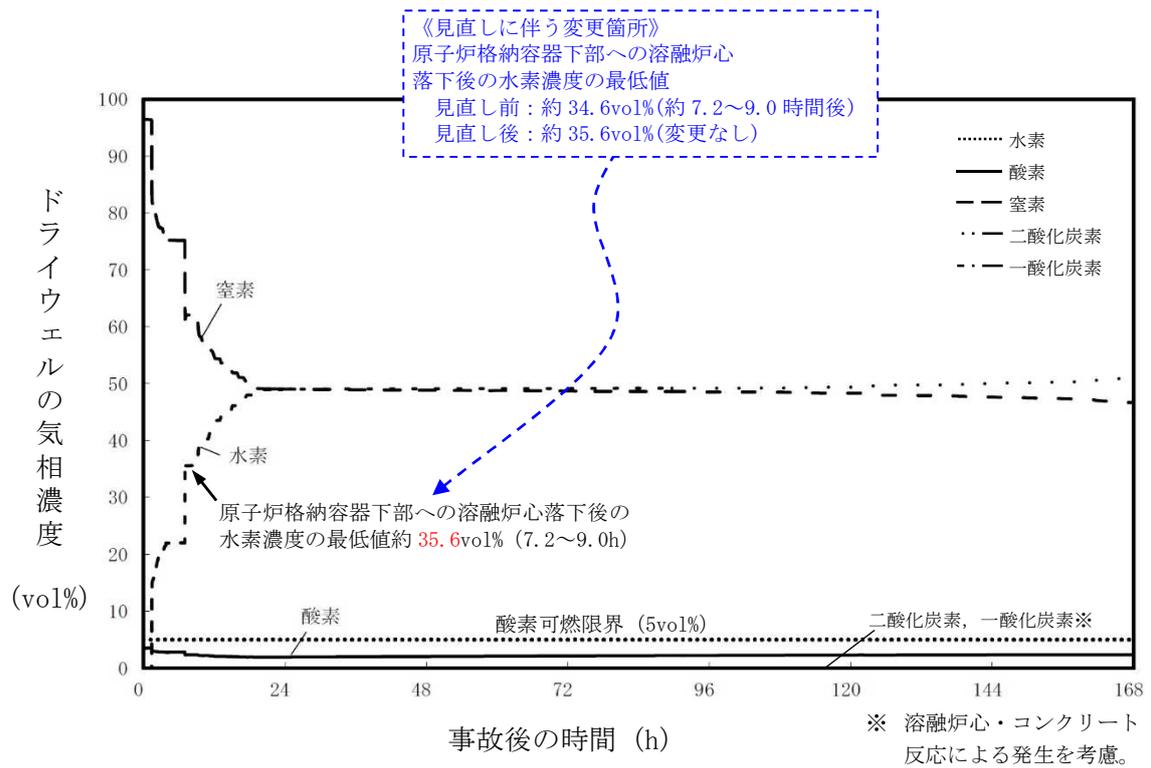


図 3.5.7 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

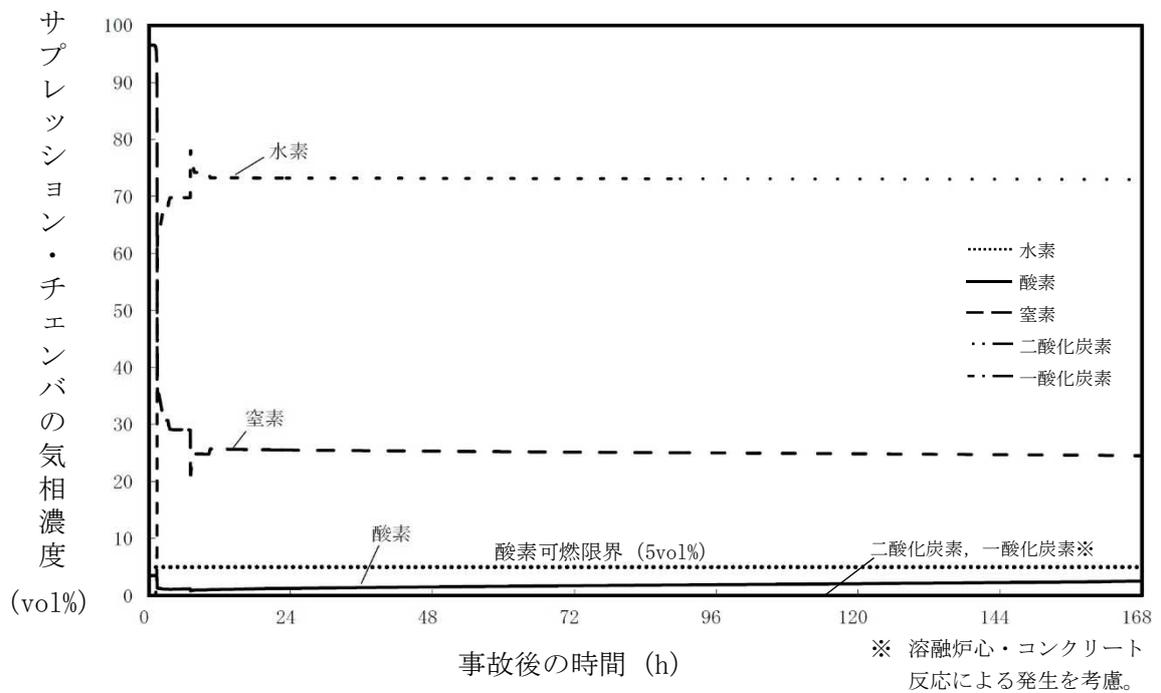


図 3.5.8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

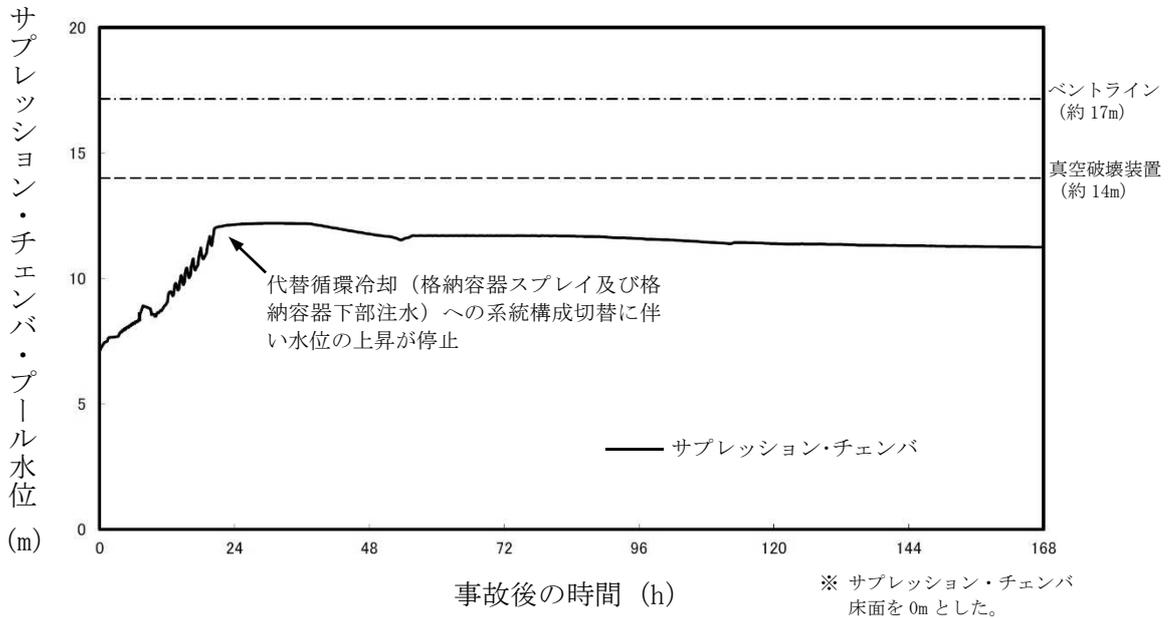


図 3.5.9 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

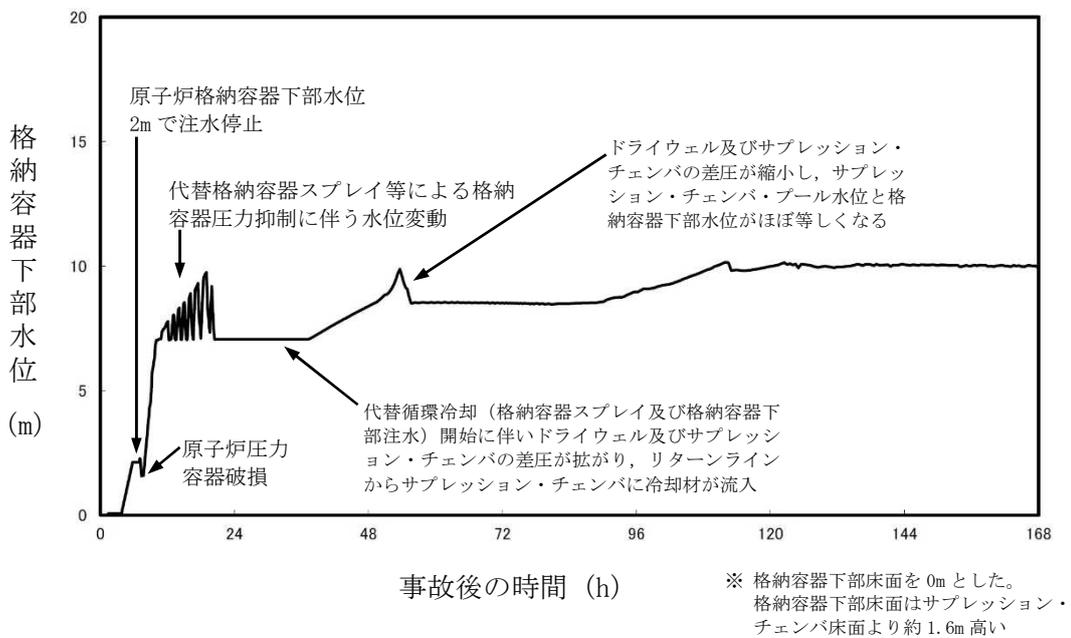


図 3.5.10 格納容器下部水位の推移

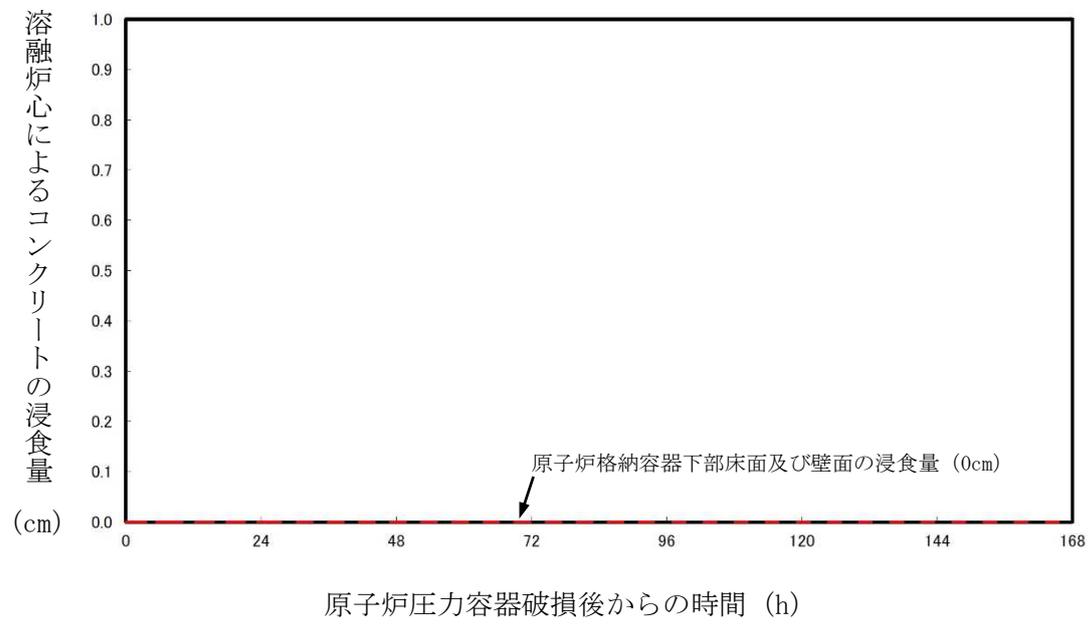


図 3.5.11 格納容器下部壁面及び床面の浸食量の推移

【変更箇所】

「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」抜粋

添付資料 3.3.2

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

1. 評価の目的

溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動および構造応答が重要な現象となる。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水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造応答解析コード AUTODYN-2D により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 炉外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

3. 評価条件

主要解析条件を表 1 に示す。溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下する※ものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位 2m の水張りが実施されているものとした。なお、応力評価の対象としている内側及び外側鋼板（厚さ 30cm）降伏応力は約 490MPa である。

※原子炉圧力容器底部の形状から、原子炉圧力容器底部に落下した溶融炉心は原子炉圧力容器底部中央に集まり易いと考えられ、また、原子炉圧力容器底部中央は溶融炉心が堆積した場合の堆積厚さが厚く、除熱面から遠いために冷却されにくいと考えられることから、原子炉圧力容器が破損(貫通)する箇所については、原子炉圧力容器底部中央を想定した。

4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図 1、図 2 及び図 3 に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される

運動エネルギーの最大値は、約 7MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 32MPa、外側鋼板にかかる応力は約 25MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以 上

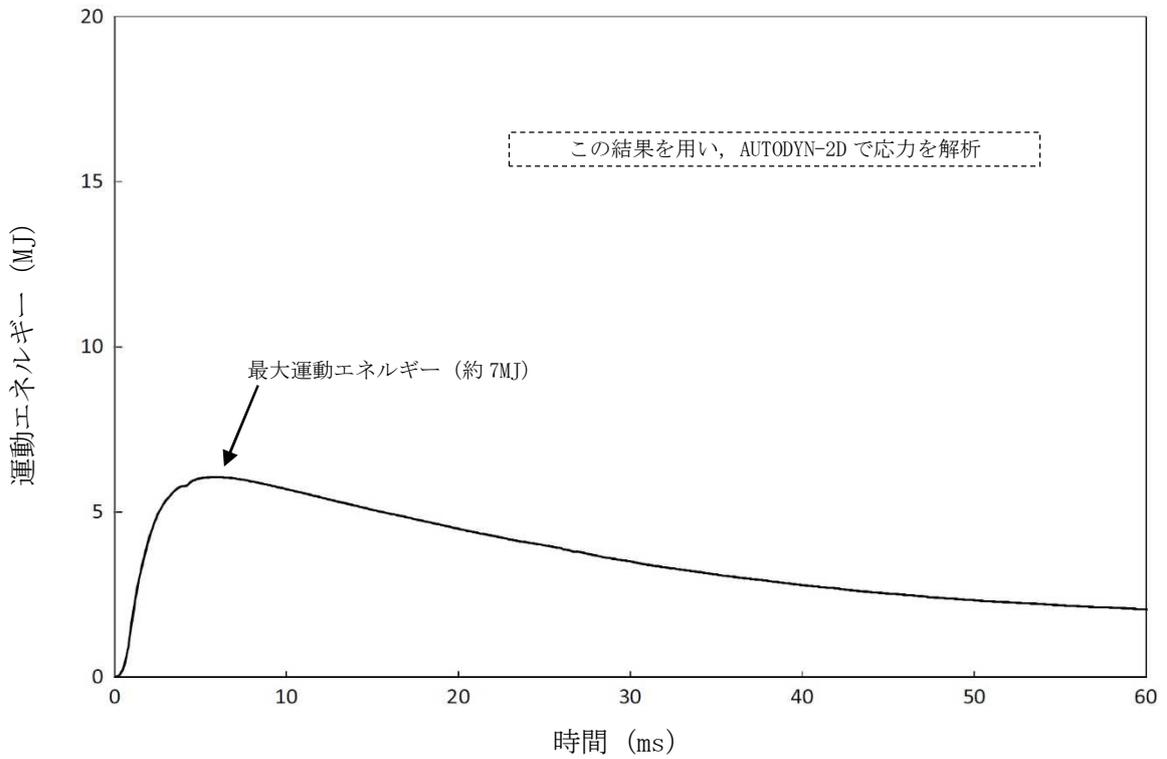


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移

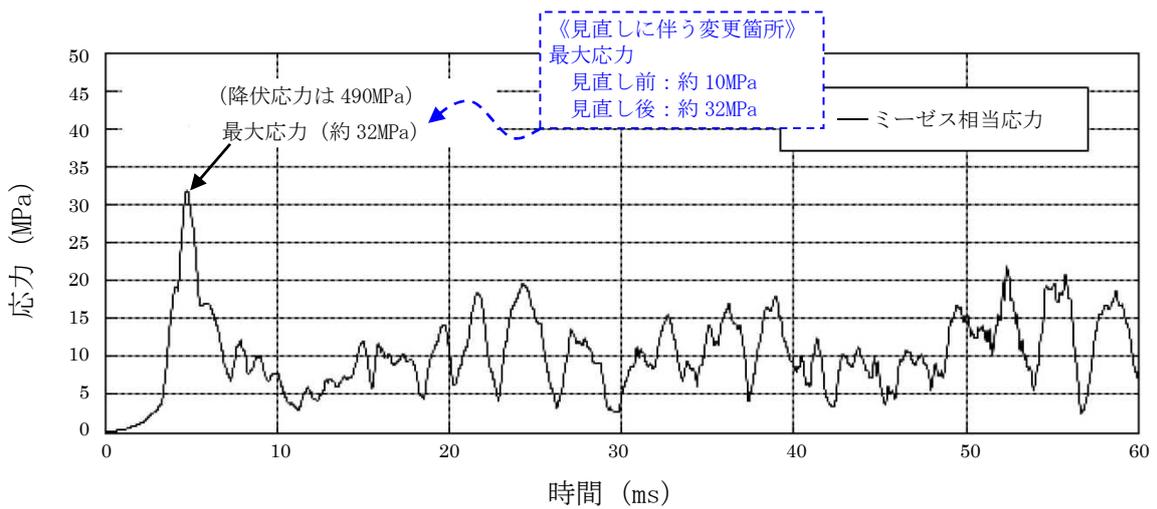


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移

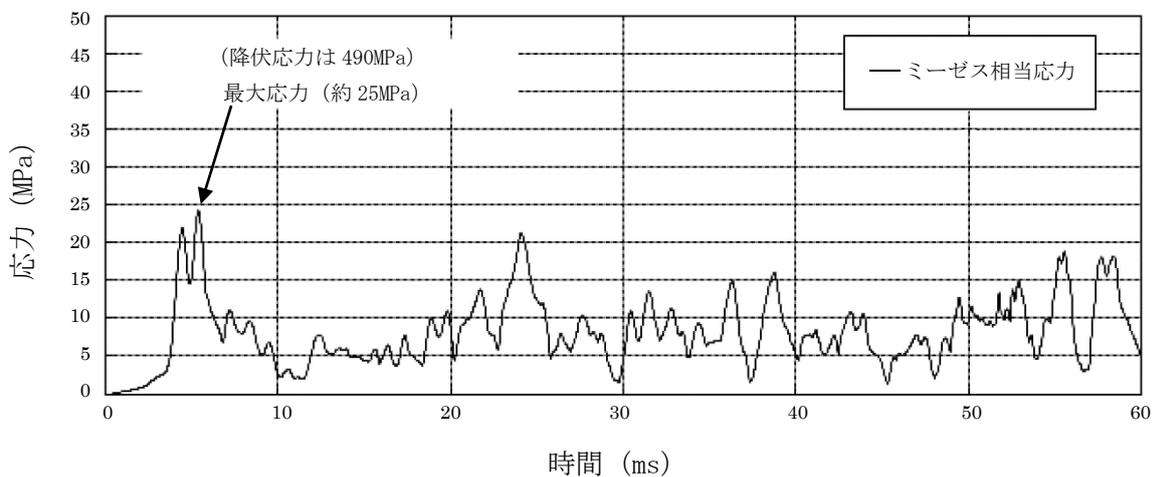


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移

表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
JASMINE	ペDESTアル水深	2m	溶融炉心-コククリート相互作用による格納容器破損防止対策として, 落下した溶融炉心を微粒子化し, 十分な除熱量を確保するため, 予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50°C	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	-

※ 「3.3 炉外の溶融燃料-冷却材相互作用」と重複する条件を除く。