

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>から排出されるガス中の放射性物質の濃度の監視を行うもので、補助建屋排気筒及び格納容器排気筒にガスモニタを設ける。</p> <p>なお、検出器は事故時において十分な測定範囲を有するものとする。</p> <p>(c) 復水器空気抽出器ガスモニタ 復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視し、1 次冷却系から 2 次冷却系への漏えいを検知する。</p> <p>(d) 蒸気発生器ブローダウン水モニタ 蒸気発生器 2 次側ブローダウン水の放射性物質の濃度を監視し、1 次冷却系から 2 次冷却系への漏えいを検知する。</p> <p>(e) 原子炉補機冷却水モニタ 1 次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水設備への放射性物質の漏えいを検知する。</p> <p>(f) 廃棄物処理設備排水モニタ (3 号及び 4 号炉共用) 液体廃棄物処理設備の排水中の放射性物質の濃度の監視を行う。</p> <p>(g) 補助蒸気復水モニタ 液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視して、廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知する。</p> <p>(h) タービンサンプ水モニタ タービン建屋床ドレンサンプ中の放射性物質の濃度の監視を行う。</p> <p>(i) ほう酸蒸留水モニタ ほう酸回収装置蒸留水ラインの放射性物質の濃度を監視し、1 次系純水タンクへ流入する放射性物質の濃度の管理を行う。</p> <p>(j) 主蒸気管モニタ 蒸気発生器伝熱管破損時に主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁から放出される蒸気中の放射性物質の濃度の監視を行う。</p> <p>(k) 高感度型主蒸気管モニタ 主蒸気管中の放射性物質の濃度を監視し、1 次冷却系から 2 次冷却系への漏えいを検知する。</p> <p>(l) 固体廃棄物処理建屋内モニタ (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用) 固体廃棄物処理建屋補助蒸気復水モニタ 雑固体焼却炉排ガスモニタ 雑固体焼却炉排気じんあいモニタ 固体廃棄物処理建屋排気ガスモニタ</p> <p>(m) 廃樹脂貯蔵室モニタ (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用) 廃樹脂貯蔵室内の空気中及び同室の排気中の放射性ガス及びじんあいの監視を行うもので、廃樹脂貯蔵室ガスモニタ (1 台) 及び廃樹脂貯蔵</p>		

高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>室じんあいモニタ (1台) を設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。</p> <p>(n) 廃樹脂処理建屋排気モニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) 廃樹脂処理建屋の排気中の放射性ガスの監視を行うもので、ガスモニタ (1台) を設ける。ガスモニタの検出器には、シンチレーション検出器を使用する。</p> <p>b. エリアモニタリング設備 建屋内、室内等の外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するために、エリアモニタリング設備を設ける。 この設備は、中央制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室及び放射線管理室に警報を発する。ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、固体廃棄物処理建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室 (1号及び2号炉共用) 及び放射線管理室 (1号及び2号炉共用) に警報を発する。 また、使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、中央制御室 (1号及び2号炉共用) で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室 (1号及び2号炉共用) 及び放射線管理室 (1号及び2号炉共用) に警報を発する。</p> <p>エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。</p> <p>(a) 中央制御室 (3号及び4号炉共用) (b) ドラム詰室 (3号及び4号炉共用) (c) 放射化学室 (3号及び4号炉共用) (d) 充てんポンプ室 (e) 使用済燃料ピット付近 (f) 原子炉系試料採取室 (3号及び4号炉共用) (g) 原子炉格納容器内 (エアロック付近) (h) 原子炉格納容器内 (炉内核計装付近) (i) 固体廃棄物処理建屋制御室 (1号、2号、3号及び4号炉共用) (j) 雑固体焼却炉作業エリア (1号、2号、3号及び4号炉共用) (k) 雑固体分別エリア (1号、2号、3号及び4号炉共用)</p>	<p>b. エリアモニタリング設備 建屋内、室内等の外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するために、エリアモニタリング設備を設ける。 この設備は、中央制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室及び放射線管理室に警報を発する。ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、固体廃棄物処理建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室 (1号及び2号炉共用) 及び放射線管理室 (1号及び2号炉共用) に警報を発する。 使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、中央制御室 (1号及び2号炉共用) で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室 (1号及び2号炉共用) 及び放射線管理室 (1号及び2号炉共用) に警報を発する。 <u>また、保修点検建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、保修点検建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保修点検建屋内制御室、中央制御室 (3号及び4号炉共用) 及び放射線管理室 (3号及び4号炉共用) に警報を発する。</u></p> <p>エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。</p> <p>(a) 中央制御室 (3号及び4号炉共用) (b) ドラム詰室 (3号及び4号炉共用) (c) 放射化学室 (3号及び4号炉共用) (d) 充てんポンプ室 (e) 使用済燃料ピット付近 (f) 原子炉系試料採取室 (3号及び4号炉共用) (g) 原子炉格納容器内 (エアロック付近) (h) 原子炉格納容器内 (炉内核計装付近) (i) 固体廃棄物処理建屋制御室 (1号、2号、3号及び4号炉共用) (j) 雑固体焼却炉作業エリア (1号、2号、3号及び4号炉共用) (k) 雑固体分別エリア (1号、2号、3号及び4号炉共用)</p>	<p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(l) 使用済燃料輸送容器保管建屋保管エリア (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)</p> <p>(m) 廃樹脂貯蔵室 (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)</p> <p>また、燃料取扱い中の原子炉格納容器内 (EL. +32.8 m 付近)、補修中の機器室の付近には可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設ける。</p> <p>さらに、事故時において十分な測定範囲を有する格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 及び格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) を設ける。</p> <p>c. 周辺モニタリング設備</p> <p>(d) 環境放射能測定設備 (<u>環境モニタリンググループ</u>のものを共用)</p> <p>環境試料中の放射能測定のために、<u>環境モニタリンググループ</u>に設けている測定設備を共用する。</p> <p>8.2 換気空調設備</p> <p>8.2.1 換気設備</p> <p>8.2.1.4 主要設備</p> <p>(2) 補助建屋換気空調設備</p> <p>補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、燃料取扱室空調装置、中央制御室空調装置及び放射線管理室空調装置等で構成する。</p> <p>補助建屋換気空調設備の系統構成を第 8.2.1.2 図～第 8.2.1.9 図に、主要設備の仕様を第 8.2.1.2 表に示す。</p> <p>8.3 遮蔽設備</p> <p>8.3.2 設計方針</p> <p>(1) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)に定められた周辺監視区域外の値より十分小さくなるようにする。また人の居住の可能性のある敷地境界外においては年間 50μGy を超えないような遮蔽とする。</p>	<p>(l) 使用済燃料輸送容器保管建屋保管エリア (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)</p> <p>(m) 廃樹脂貯蔵室 (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)</p> <p><u>(n) 保修点検建屋除染・点検エリア (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)</u></p> <p>また、燃料取扱い中の原子炉格納容器内 (EL. +32.8 m 付近)、補修中の機器室の付近には可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設ける。</p> <p>さらに、事故時において十分な測定範囲を有する格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 及び格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) を設ける。</p> <p>c. 周辺モニタリング設備</p> <p>(d) 環境放射能測定設備 (<u>環境モニタリングセンター</u>のものを共用)</p> <p>環境試料中の放射能測定のために、<u>環境モニタリングセンター</u>に設けている測定設備を共用する。</p> <p>8.2 換気空調設備</p> <p>8.2.1 換気設備</p> <p>8.2.1.4 主要設備</p> <p>(2) 補助建屋換気空調設備</p> <p>補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、燃料取扱室空調装置、中央制御室空調装置及び放射線管理室空調装置等で構成する。</p> <p>補助建屋換気空調設備の系統構成を第 8.2.1.2 図～第 8.2.1.10 図に、主要設備の仕様を第 8.2.1.2 表に示す。</p> <p><u>1. 保修点検建屋換気設備</u></p> <p><u>保修点検建屋換気系は給気ファン、給気ユニット、排気フィルタユニット (粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵)、排気ファン等により構成する。保修点検建屋の換気空気は排気フィルタユニットでろ過した後、保修点検建屋の排気口より排気する。保修点検建屋換気系統説明図を第 8.2.1.10 図に示す。</u></p> <p><u>(a.～k.及び第 8.2.1.2 図～第 8.2.1.9 図は変更前の記載に同じ。)</u></p> <p>8.3 遮蔽設備</p> <p>8.3.2 設計方針</p> <p>(1) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)に定められた周辺監視区域外の値より十分小さくなるようにする。また人の居住の可能性のある敷地境界外においては年間 50μGy を超えないような遮蔽とする。</p>	<p>差異の理由</p> <p>保修点検建屋設置に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																										
<p>(2) 燃料取替時、補修時等の通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。</p> <p>(3) 重大事故及び仮想事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回る遮蔽とする。</p> <p>事故時及び重大事故等時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。</p> <p>重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対応に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。</p> <p>(4) 遮蔽設計に当たり、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の受ける線量が十分安全に管理できるように、下記の遮蔽設計基準(1)を満足するように設計する。</p> <p>なお、固体廃棄物固型化处理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については、下記の遮蔽設計基準(2)を満足するように設計する。</p>	<p>(2) 燃料取替時、補修時等の通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。</p> <p>(3) 重大事故及び仮想事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回る遮蔽とする。</p> <p>事故時及び重大事故等時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。</p> <p>重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対応に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。</p> <p>(4) 遮蔽設計に当たり、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の受ける線量が十分安全に管理できるように、下記の遮蔽設計基準(1)を満足するように設計する。</p> <p>なお、<u>固体廃棄物固型化处理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、蒸気発生器保管庫 (3号及び4号炉共用) 及び保修点検建屋</u>については、下記の遮蔽設計基準(2)を満足するように設計する。</p>	<p>蒸気発生器保管庫及び保修点検建屋設置に伴う変更</p>																										
<p style="text-align: center;">遮蔽設計基準(1)</p> <table border="1" data-bbox="248 868 974 1098"> <thead> <tr> <th>区 分</th> <th>設計基準</th> <th>代表箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>管理区域外</td> <td>第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h</td> <td>非管理区域</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">管理区域内</td> <td>第 II 区分 ≦0.01 mSv/h</td> <td>一般通路等</td> </tr> <tr> <td>第 III 区分 ≦0.15 mSv/h</td> <td>操作用通路等</td> </tr> <tr> <td>第 IV 区分 >0.15 mSv/h</td> <td>機器室等</td> </tr> </tbody> </table>	区 分	設計基準	代表箇所	管理区域外	第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h	非管理区域	管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等	<p style="text-align: center;">遮蔽設計基準(1)</p> <table border="1" data-bbox="1113 868 1839 1098"> <thead> <tr> <th>区 分</th> <th>設計基準</th> <th>代表箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>管理区域外</td> <td>第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h</td> <td>非管理区域</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">管理区域内</td> <td>第 II 区分 ≦0.01 mSv/h</td> <td>一般通路等</td> </tr> <tr> <td>第 III 区分 ≦0.15 mSv/h</td> <td>操作用通路等</td> </tr> <tr> <td>第 IV 区分 >0.15 mSv/h</td> <td>機器室等</td> </tr> </tbody> </table>	区 分	設計基準	代表箇所	管理区域外	第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h	非管理区域	管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等	
区 分	設計基準	代表箇所																										
管理区域外	第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h	非管理区域																										
管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等																										
	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等																										
	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等																										
区 分	設計基準	代表箇所																										
管理区域外	第 I 区分 ≦0.00625 mSv/h	非管理区域																										
管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等																										
	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等																										
	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等																										
<p style="text-align: center;">遮蔽設計基準(2)</p> <table border="1" data-bbox="248 1166 974 1409"> <thead> <tr> <th>区 分</th> <th>設計基準</th> <th>代表箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>管理区域外</td> <td>第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h</td> <td>非管理区域</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">管理区域内</td> <td>第 II 区分 ≦0.01 mSv/h</td> <td>一般通路等</td> </tr> <tr> <td>第 III 区分 ≦0.15 mSv/h</td> <td>操作用通路等</td> </tr> <tr> <td>第 IV 区分 >0.15 mSv/h</td> <td>機器室等</td> </tr> </tbody> </table>	区 分	設計基準	代表箇所	管理区域外	第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h	非管理区域	管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等	<p style="text-align: center;">遮蔽設計基準(2)</p> <table border="1" data-bbox="1113 1166 1839 1409"> <thead> <tr> <th>区 分</th> <th>設計基準</th> <th>代表箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>管理区域外</td> <td>第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h</td> <td>非管理区域</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">管理区域内</td> <td>第 II 区分 ≦0.01 mSv/h</td> <td>一般通路等</td> </tr> <tr> <td>第 III 区分 ≦0.15 mSv/h</td> <td>操作用通路等</td> </tr> <tr> <td>第 IV 区分 >0.15 mSv/h</td> <td>機器室等</td> </tr> </tbody> </table>	区 分	設計基準	代表箇所	管理区域外	第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h	非管理区域	管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等	
区 分	設計基準	代表箇所																										
管理区域外	第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h	非管理区域																										
管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等																										
	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等																										
	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等																										
区 分	設計基準	代表箇所																										
管理区域外	第 I 区分 ≦0.0026 mSv/h	非管理区域																										
管理区域内	第 II 区分 ≦0.01 mSv/h	一般通路等																										
	第 III 区分 ≦0.15 mSv/h	操作用通路等																										
	第 IV 区分 >0.15 mSv/h	機器室等																										

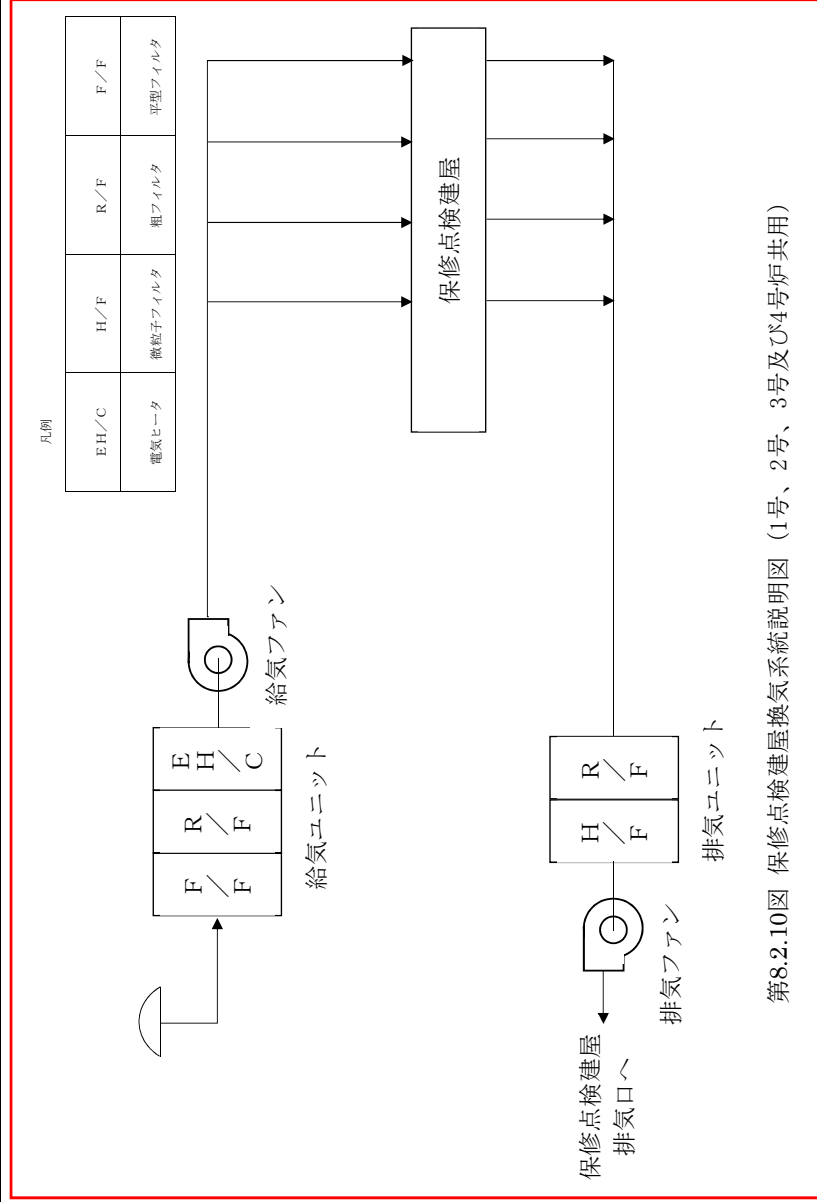
高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																								
<p>通常運転時の区分概略を、第8.3.1図～第8.3.11図に示す。</p>	<p>通常運転時の区分概略を、第8.3.1図～第8.3.12図に示す。 (第8.3.1図～第8.3.11図は、変更前の記載に同じ。)</p>	<p>保守点検建屋設置に伴う変更</p>																																								
<p>8.3.3 主要設備</p> <p>(4) 補助遮蔽</p> <p>補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備、廃樹脂貯蔵室、廃樹脂処理建屋、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設等の放射性物質を内蔵する機器及び配管等を取り囲む構造物である。</p> <p>補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の通路を第Ⅱ区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの外部放射線に係る線量率を第Ⅲ区分にし、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。ただし、バルブエリアにおいては機器室からの外部放射線に係る線量率を 1 mSv/h 以下になる遮蔽とする。</p>	<p>8.3.3 主要設備</p> <p>(4) 補助遮蔽</p> <p>補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備、廃樹脂貯蔵室、廃樹脂処理建屋、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、及び保守点検建屋等の放射性物質を内蔵する機器及び配管等を取り囲む構造物である。</p> <p>補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の通路を第Ⅱ区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの外部放射線に係る線量率を第Ⅲ区分にし、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。ただし、バルブエリアにおいては機器室からの外部放射線に係る線量率を 1 mSv/h 以下になる遮蔽とする。</p>	<p>保守点検建屋設置に伴う変更</p>																																								
<p>第8.1.1.3表 主要放射能測定装置の設備仕様 (3, 4 号炉共用)</p>	<p>第8.1.1.3表 主要放射能測定装置の設備仕様</p>	<p>記載の適正化</p>																																								
<p>(1) γ線多重波高分析装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>Ge(Li)半導体</td></tr> </table> <p>(2) 液体シンチレーション計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>液体シンチレータ</td></tr> </table> <p>(3) GM計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>GM管</td></tr> </table> <p>(4) ガス放射能測定装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>電離箱</td></tr> </table> <p>(5) 2πガスフロー型比例計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>比例計数管</td></tr> </table>	個数	1	検出器	Ge(Li)半導体	個数	1	検出器	液体シンチレータ	個数	1	検出器	GM管	個数	1	検出器	電離箱	個数	1	検出器	比例計数管	<p>(1) γ線多重波高分析装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>Ge(Li)半導体</td></tr> </table> <p>(2) 液体シンチレーション計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>液体シンチレータ</td></tr> </table> <p>(3) GM計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>GM管</td></tr> </table> <p>(4) ガス放射能測定装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>電離箱</td></tr> </table> <p>(5) 2πガスフロー型比例計数装置</p> <table border="0"> <tr><td>個数</td><td>1</td></tr> <tr><td>検出器</td><td>比例計数管</td></tr> </table>	個数	1	検出器	Ge(Li)半導体	個数	1	検出器	液体シンチレータ	個数	1	検出器	GM管	個数	1	検出器	電離箱	個数	1	検出器	比例計数管	
個数	1																																									
検出器	Ge(Li)半導体																																									
個数	1																																									
検出器	液体シンチレータ																																									
個数	1																																									
検出器	GM管																																									
個数	1																																									
検出器	電離箱																																									
個数	1																																									
検出器	比例計数管																																									
個数	1																																									
検出器	Ge(Li)半導体																																									
個数	1																																									
検出器	液体シンチレータ																																									
個数	1																																									
検出器	GM管																																									
個数	1																																									
検出器	電離箱																																									
個数	1																																									
検出器	比例計数管																																									

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>第8.1.1.5表 プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備の設備仕様</p> <p>(17) エリアモニタ 個 数 13 検 出 器 半導体式検出器</p> <p>第8.2.1.2表 補助建屋換気空調設備の設備仕様</p> <p>記載なし</p>	<p>第8.1.1.5表 プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備の設備仕様</p> <p>(17) エリアモニタ 個 数 14 検 出 器 半導体式検出器</p> <p><u>((1)~(16)及び(18)は変更前の記載に同じ。)</u></p> <p>第8.2.1.2表 補助建屋換気空調設備の設備仕様</p> <p><u>(10) 保守点検建屋換気設備 (1号、2号、3号及び4号炉共用)</u></p> <p>a. 保守点検建屋給気設備</p> <p> <u>(a) 保守点検建屋給気ユニット</u> 台 数 1 容 量 約760m³/min/台</p> <p> <u>(b) 保守点検建屋給気ファン</u> 台 数 2 容 量 約380m³/min/台</p> <p>b. 保守点検建屋排気設備</p> <p> <u>(a) 保守点検建屋排気フィルタユニット</u> 台 数 1 容 量 約800m³/min/台</p> <p> <u>(b) 保守点検建屋排気ファン</u> 台 数 2 容 量 約400m³/min/台</p> <p><u>((1)~(9)は変更前の記載に同じ。)</u></p>	<p>保守点検建屋設置に伴う変更</p> <p>保守点検建屋設置に伴う変更</p>

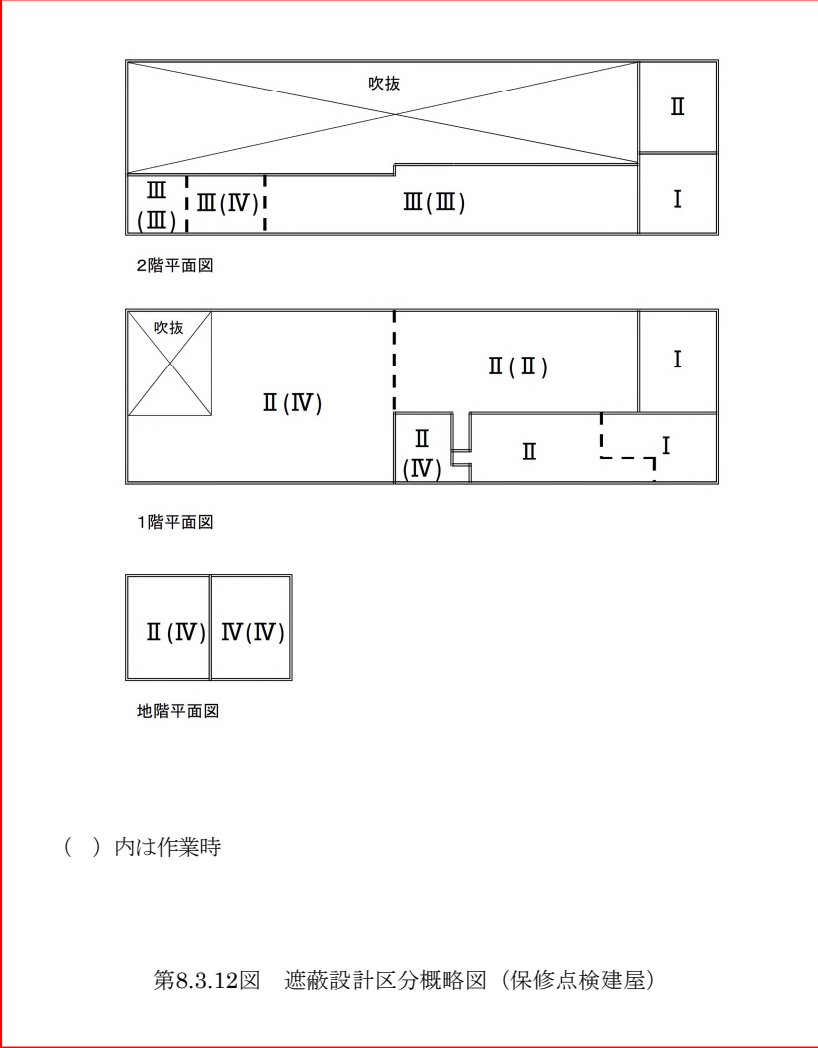
高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由



保守点検建屋設置に伴う変更

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
	<div style="border: 2px solid red; padding: 10px;">  <p style="text-align: center;">() 内は作業時</p> <p style="text-align: center;">第8.3.12図 遮蔽設計区分概略図 (保修点検建屋)</p> </div>	<p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
(3 号炉及び 4 号炉) 10.14 特定重大事故等対処施設	(3 号炉及び 4 号炉) 10.14 特定重大事故等対処施設	
記載なし	<u>10.16 保守点検建屋</u> 機器の修理及び工具 (当社発電所間共用の保守・検査装置等) の事前点検、調整、保管等を効率的に行い、使用時に十分な信頼性を確保するため保守点検建屋 (1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用) を設置する。 <u>保守点検建屋の設備仕様の概略を第 10.16.1 表、平面図を第 10.16.1 図に示す。</u>	保守点検建屋設置に伴う変更
10.16 参考文献 (1) 「PWR 型原子力発電用電線貫通部の環境試験」火力原子力発電 Vol.28, No.252, 1977 (2) 最新 航空実用ハンドブック, 株式会社 朝日ソノラマ 日本航空広報部 (3) Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, Würenlingen, März 2003 (4) 航空豆知識, JAL ホームページ (5) Aircraft Crash Impact Analyses Demonstrate Nuclear Power Plant's Structural Strength, December 2002, 米国 NEI 研究レポート (6) Zusammenfassung de GRS-Studie durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, den 27.11.2002 (7) P.P. Degen, "Perforation of Reinforced Concrete Slabs by Rigid Missiles", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.106, No.ST7, July 1980 (8) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part1: Outline of Test Program and Small-Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.257-264, 1989 (9) Y. Esashi et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part2: Inte	<u>10.17 参考文献</u> <u>変更前の「10.16 参考文献」の記載と同じ。</u>	番号の繰り下げ

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>mediate Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.265-270, 1989</p> <p>(10) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part3: Full-Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.271-278, 1989</p> <p>(11) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part4: Overall Evaluation of Local Damage", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.279-284, 1989</p> <p>(12) W.S. Chang, "Impact of Solid Missiles on Concrete Barriers", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.107, No.ST2, February 1981</p> <p>(13) J.D. Riera, "A Critical Reappraisal of Nuclear Power Plant Safety against Accidental Aircraft Impact", Nuclear Engineering and Design, Vol.57, pp.193-206, 1980</p> <p>(14) W.A. von Riesemann et al., "Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Forces Part1: Test Plan, Test Method, and Test Results", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.285-292, 1989</p> <p>(15) K. Muto et al., "Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Force Part2: Analysis of the Results", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.293-299, 1989</p> <p>(16) Airplane Characteristics for Airport Planning, BOEING社ホームページ</p> <p>(17) 平成25年度版 民間航空機関連データ集 (平成26年3月), 一般財団法人日本航空機開発協会</p> <p>(18) PRTR制度 届外排出量の推計方法等に係わる資料 平成23年度届出外排出量の推計方法等 詳細版, 16.航空機に係る排出量, 経済産業省</p> <p>(19) Federal Aviation Administration, U.S. DEPARTMENT OF TRANSPORTATION FEDERAL AVIATION ADMINISTRATION TYPE CERTIFICATE DATA SHEET</p> <p>(20) Dimensions & key data, Airbus社ホームページ</p> <p>(21) Airliners.net, http://www.airliners.net/</p> <p>(22) 空港土木施設設計基準 国土交通省航空局監修, 平成17年4月, 財団法人 港湾空港建設技術サービスセンター</p>		

高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(23) Jane's All the World's Aircraft 2000-2001 (24) Jane's All the World's Aircraft 2013-2014 (25) Jane's Aero - Engines Issue 25, 2009 (26) 民間航空機に関する市場予測2014-2033 (2014年3月), 一般財団法人 日本航空機開発協会 (27) BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版), 平成22年3月, 一般社団法人 日本原子力技術協会</p>		

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類八)

< 10. その他発電用原子炉の附属施設 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p data-bbox="369 199 539 231">第10.14.12.1表</p>	<p data-bbox="1234 199 1404 231">第10.14.12.1表</p>	<p data-bbox="1899 938 2065 1007"></p>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類八)

< 10. その他発電用原子炉の附属施設 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
		<div data-bbox="1899 667 2065 737" style="border: 1px solid black; width: 74px; height: 44px; margin: 0 auto;"></div>

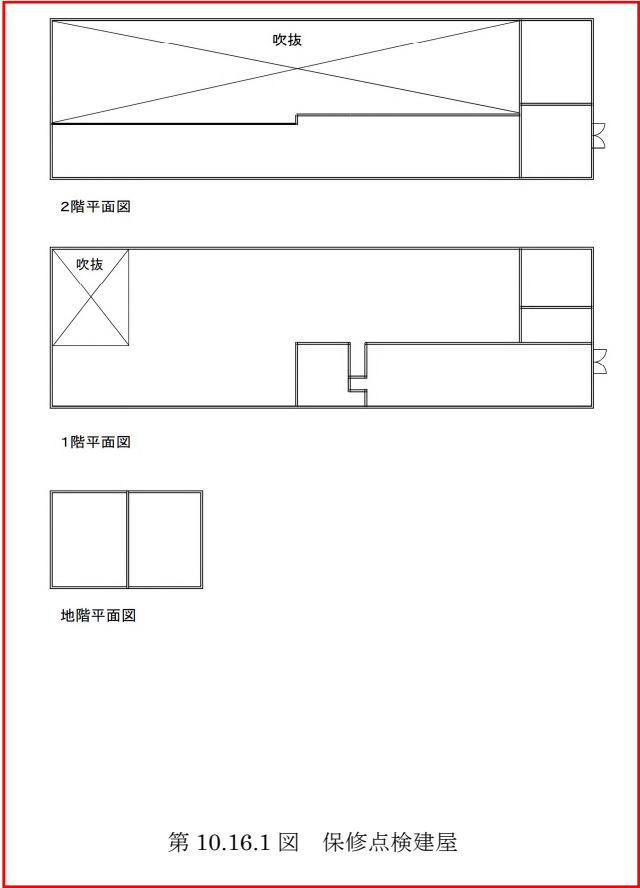
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類八)

< 10. その他発電用原子炉の附属施設 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由										
記載なし	<p style="text-align: center;">第10.16.1表 保修点検建屋の設備仕様</p> <p>(1) 保修点検建屋 (1号、2号、3号及び4号炉共用)</p> <table border="0" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="padding-right: 20px;">構造</td> <td>鉄骨造 (一部鉄筋コンクリート造)</td> </tr> <tr> <td>面積</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">地階</td> <td>約 280 m²</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">1階</td> <td>約 1,600 m²</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">2階</td> <td>約 770 m²</td> </tr> </table>	構造	鉄骨造 (一部鉄筋コンクリート造)	面積		地階	約 280 m ²	1階	約 1,600 m ²	2階	約 770 m ²	保修点検建屋設置に伴う変更
構造	鉄骨造 (一部鉄筋コンクリート造)											
面積												
地階	約 280 m ²											
1階	約 1,600 m ²											
2階	約 770 m ²											

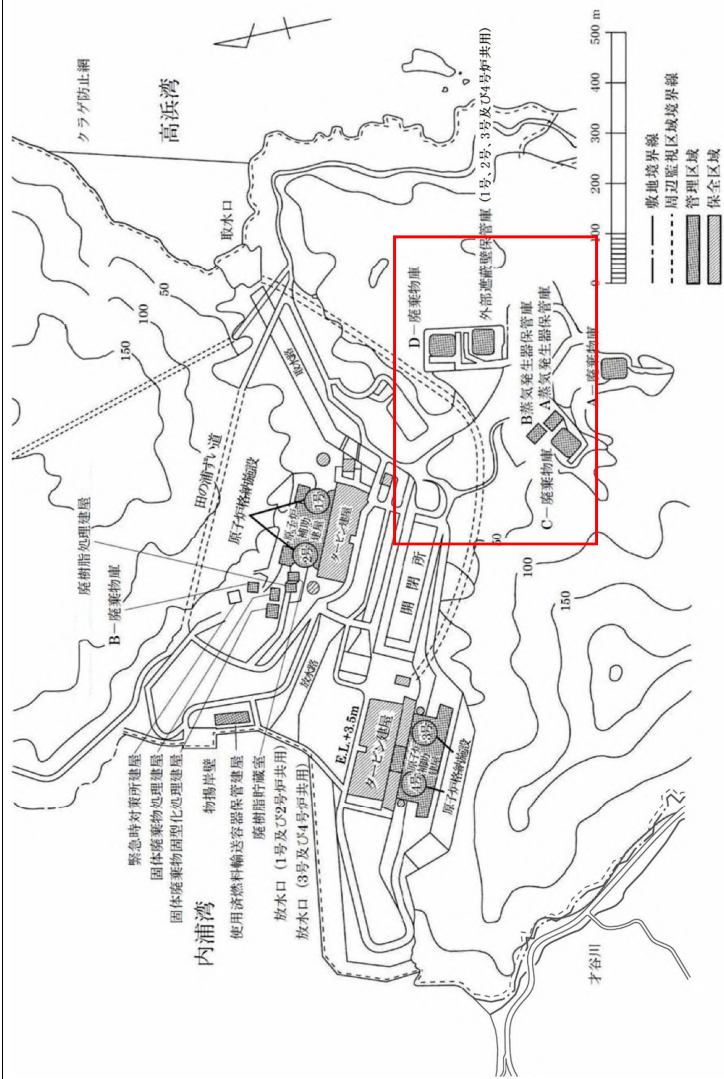
高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類八)
 < 10. その他発電用原子炉の附属施設 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>記載なし</p>	<div style="border: 2px solid red; padding: 10px;">  <p style="text-align: center;">第 10.16.1 図 保守点検建屋</p> </div>	<p>保守点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>(1 号炉)</p> <p>2. 放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であつて、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)(第 1 条)に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。</p> <p>実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、外部遮蔽壁保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固化処理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋等を管理区域とする。</p> <p>管理区域の範囲を第 2.1.1 図に示す。</p> <p>また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。</p> <p>2.1.3 周辺監視区域</p> <p>外部放射線に係る線量又は空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 2 条及び第 8 条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上の便宜も考慮して第 2.1.2 図に示すように設定する。</p> <p>2.2 管理区域等の管理</p> <p>2.2.1 遮蔽</p> <p>2.2.1.2 遮蔽区分</p> <p>遮蔽は、各場所の放射線レベル、各場所への立入りの頻度、滞在時間等を考慮した上で放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分管理できる設計とする。</p> <p>おもな放射線源は、原子炉本体、1 次冷却設備、化学体積制御設備、使用済燃料ピット、放射性廃棄物廃棄施設等の中にある。</p> <p>遮蔽は、原子炉 1 次遮蔽、原子炉 2 次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料移送遮蔽、中央制御室遮蔽、一時遮蔽及び緊急時対策所遮蔽に区分す</p>	<p>(1 号炉)</p> <p>2. 放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であつて、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)(第 1 条)に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。</p> <p>実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、外部遮蔽壁保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固化処理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、<u>保修点検建屋</u>等を管理区域とする。</p> <p>管理区域の範囲を第 2.1.1 図に示す。</p> <p>また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。</p> <p>2.1.3 周辺監視区域</p> <p>外部放射線に係る線量又は空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 2 条及び第 8 条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上の便宜も考慮して第 2.1.2 図に示すように設定する。</p> <p>2.2 管理区域等の管理</p> <p>2.2.1 遮蔽</p> <p>2.2.1.2 遮蔽区分</p> <p>遮蔽は、各場所の放射線レベル、各場所への立入りの頻度、滞在時間等を考慮した上で放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分管理できる設計とする。</p> <p>おもな放射線源は、原子炉本体、1 次冷却設備、化学体積制御設備、使用済燃料ピット、放射性廃棄物廃棄施設等の中にある。</p> <p>遮蔽は、原子炉 1 次遮蔽、原子炉 2 次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料移送遮蔽、中央制御室遮蔽、一時遮蔽及び緊急時対策所遮蔽に区分す</p>	<p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

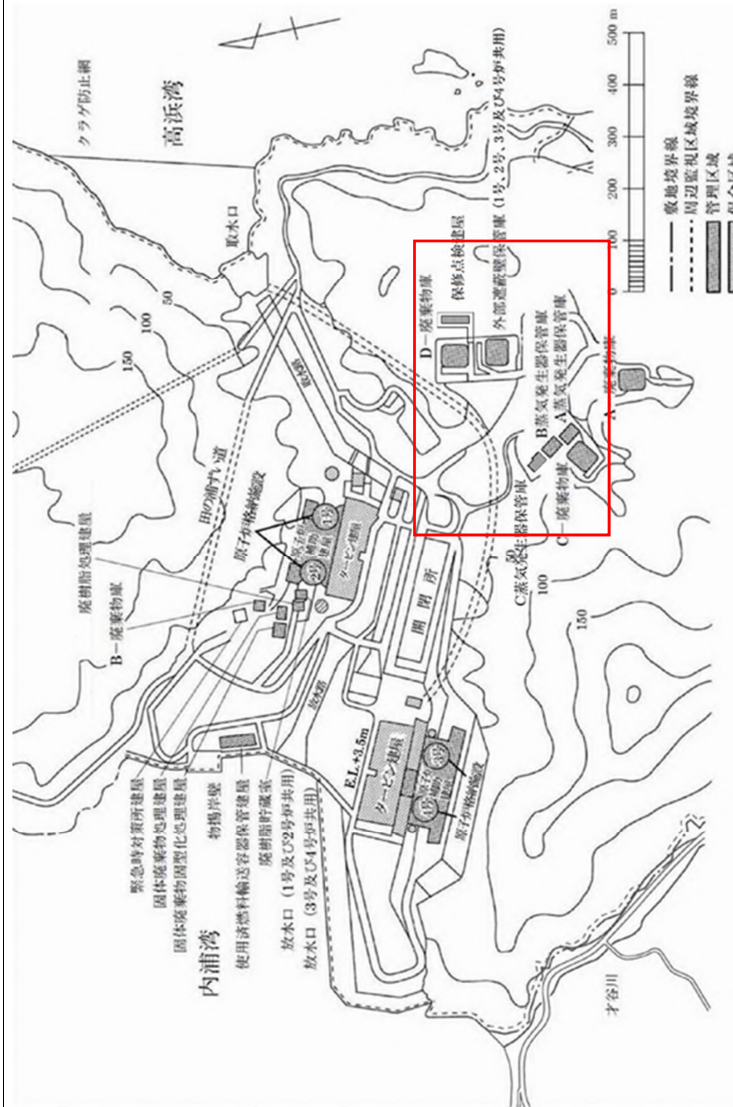
高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>る。</p> <p>これらの遮蔽の機能及び設計方針は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。また、立入頻度等を考慮した管理区域内の遮蔽設計区分は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。この設計区分に基づく管理区域内の区分の概略を第 2.2.1 図～<u>第 2.2.14 図</u>に示す。</p> <p>2.2.3 線量等の測定</p> <p>2.2.3.1 外部放射線に係る線量当量率の測定</p> <p>管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。</p> <p>外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 8.1 放射線管理設備」に示す。</p> <p>エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタは、現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。</p> <p>また、放射線業務従事者が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。</p> <p>サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。</p>	<p>る。</p> <p>これらの遮蔽の機能及び設計方針は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。また、立入頻度等を考慮した管理区域内の遮蔽設計区分は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。この設計区分に基づく管理区域内の区分の概略を第 2.2.1 図～第 2.2.15 図に示す。(第 2.2.1 図～第 2.2.14 図は変更前の記載に同じ。)</p> <p>2.2.3 線量等の測定</p> <p>2.2.3.1 外部放射線に係る線量当量率の測定</p> <p>管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。</p> <p>外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 8.1 放射線管理設備」に示す。</p> <p>エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタは、現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。</p> <p>また、放射線業務従事者が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。</p> <p><u>保修点検建屋のエリアモニタ (1号、2号、3号及び4号炉共用) は、保修点検建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保修点検建屋内制御室、中央制御室 (3号及び4号炉共用) 及び放射線管理室 (3号及び4号炉共用) に警報を発する。</u></p> <p>サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。</p>	<p>差異の説明</p> <p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 2.1.1 図 管理区域及び保全区域図

高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載

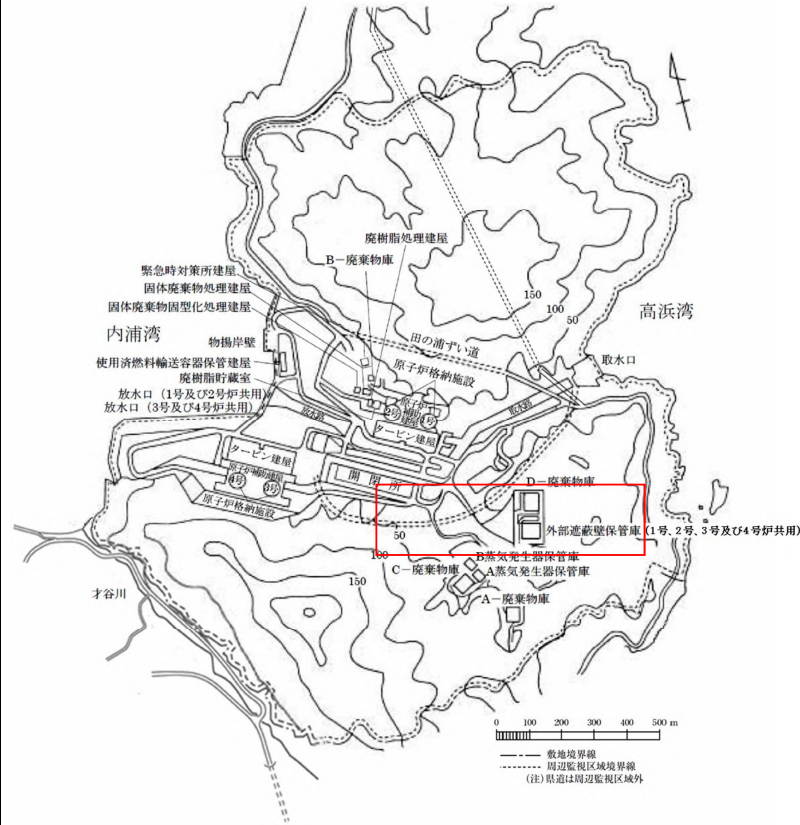


第 2.1.1 図 管理区域及び保全区域図

差異の説明

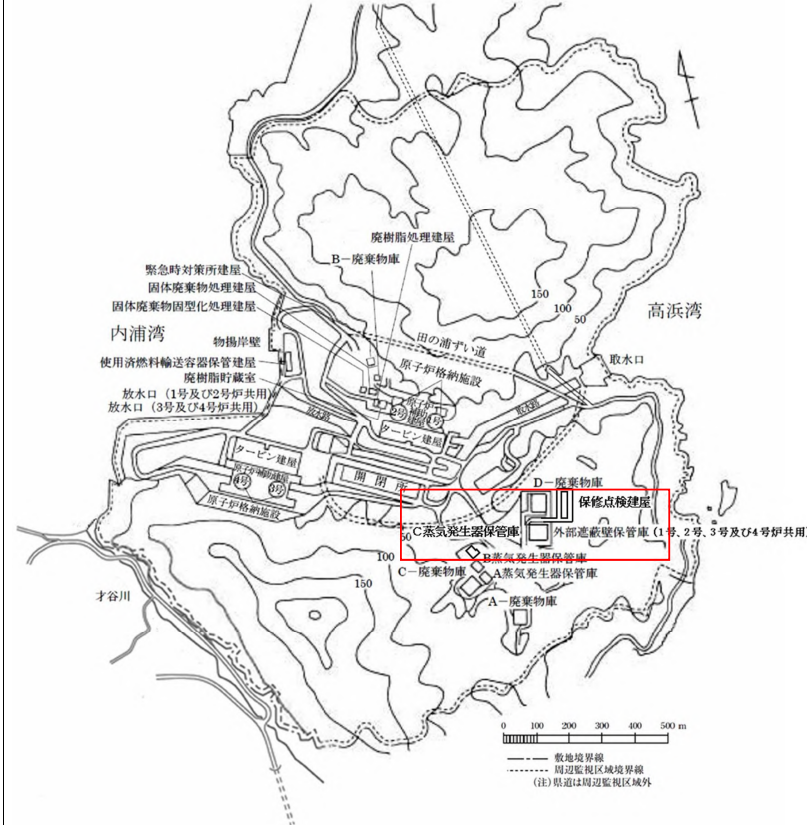
蒸気発生器保管庫及び
 保修点検建屋設置
 に伴う変更

高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第2.1.2図 周辺監視区域図

高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載



第2.1.2図 周辺監視区域図

差異の説明

蒸気発生器保管庫及び修繕点検建屋設置に伴う変更

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
	<p>2階平面図</p> <p>1階平面図</p> <p>地階平面図</p> <p>() 内は作業時</p> <p>第 2.2.15 図 遮蔽設計区分概略図 (保修点検建屋)</p>	<p>差異の説明</p> <p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とするホールドアップタンク等のベントガスがある。これらの気体廃棄物は、ガス減衰タンクに貯蔵して放射能の減衰を図った後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>また、換気空気は、高効率エアフィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>液体廃棄物は、蒸発器、イオン交換器等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第 8 条）に定める濃度限度以下になるようにする。</p> <p>固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物及びイオン交換器廃樹脂である。</p> <p>濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）と共にドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂タンクを経て廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、その後廃樹脂処理装置で処理する。処理後の樹脂は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。</p> <p>また、イオン交換器廃樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 3 基等、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 1 基等及び減</p>	<p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とするホールドアップタンク等のベントガスがある。これらの気体廃棄物は、ガス減衰タンクに貯蔵して放射能の減衰を図った後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>また、換気空気は、高効率エアフィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>液体廃棄物は、蒸発器、イオン交換器等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第 8 条）に定める濃度限度以下になるようにする。</p> <p>固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物及びイオン交換器廃樹脂である。</p> <p>濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）と共にドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂タンクを経て廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、その後廃樹脂処理装置で処理する。処理後の樹脂は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。</p> <p>また、イオン交換器廃樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 3 基等、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 1 基等及び減</p>	

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>容したバーナブルポイズンは、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。外周コンクリート壁一部撤去及び蒸気発生器の取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p>気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p>	<p>容したバーナブルポイズンは、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。外周コンクリート壁一部撤去及び蒸気発生器の取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p>気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p> <p>(第 4.1.1 図及び第 4.1.3 図は変更前の記載に同じ。)</p>	
<p>4.2 気体廃棄物処理</p>	<p>4.2 気体廃棄物処理</p>	
<p>4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度</p>	<p>4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度</p>	
<p>(2) 計算条件</p>	<p>(2) 計算条件</p>	
<p>(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p>	<p>(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p>	
<p>v_i : (Kr, Xe) 6.5×10^{-8} (s⁻¹) (I) 1.3×10^{-8} (s⁻¹) w_m : (1 号炉) 1.90×10^8 (g) (2 号炉) 1.89×10^8 (g) (3 号及び 4 号各炉) <u>1.86×10^8</u> (g) t : 2.52×10^7 (s) (原子炉の年間稼働率 80%)</p>	<p>v_i : (Kr, Xe) 6.5×10^{-8} (s⁻¹) (I) 1.3×10^{-8} (s⁻¹) w_m : (1 号炉) 1.90×10^8 (g) (2 号炉) 1.89×10^8 (g) (3 号及び 4 号各炉) <u>1.95×10^8</u> (g) t : 2.52×10^7 (s) (原子炉の年間稼働率 80%)</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
<p>W_p : (1 号及び 2 号各炉) 3.75×10^3 (g/s) (3 号及び 4 号各炉) 3.75×10^3 (g/s)</p>	<p>W_p : (1 号及び 2 号各炉) 3.75×10^3 (g/s) (3 号及び 4 号各炉) 3.75×10^3 (g/s)</p>	
<p>DF_i : (Kr, Xe) 1 (I) 10</p>	<p>DF_i : (Kr, Xe) 1 (I) 10</p>	
<p>FS_i : (1 号及び 2 号各炉) (3 号及び 4 号各炉) 体積制御タンクの連続脱ガス無 体積制御タンクの連続脱ガス有</p> <p>(Kr-85m) 2.7×10^{-1} 3.0×10^{-1} (Kr-85) 2.3×10^{-5} 2.0×10^{-1} (Kr-87) 6.0×10^{-1} 6.0×10^{-1} (Kr-88) 4.3×10^{-1} 4.3×10^{-1} (Xe-131m) 1.0×10^{-2} 2.2×10^{-1} (Xe-133m) 3.7×10^{-2} 2.3×10^{-1} (Xe-133) 1.6×10^{-2} 2.3×10^{-1} (Xe-135m) 8.0×10^{-1} 8.0×10^{-1}</p>	<p>FS_i : (1 号及び 2 号各炉) (3 号及び 4 号各炉) 体積制御タンクの連続脱ガス無 体積制御タンクの連続脱ガス有</p> <p>(Kr-85m) 2.7×10^{-1} 3.0×10^{-1} (Kr-85) 2.3×10^{-5} 2.0×10^{-1} (Kr-87) 6.0×10^{-1} 6.0×10^{-1} (Kr-88) 4.3×10^{-1} 4.3×10^{-1} (Xe-131m) 1.0×10^{-2} 2.2×10^{-1} (Xe-133m) 3.7×10^{-2} 2.3×10^{-1} (Xe-133) 1.6×10^{-2} 2.3×10^{-1} (Xe-135m) 8.0×10^{-1} 8.0×10^{-1}</p>	

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)			高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載			差異の説明
(Xe-135)	1.8×10^{-1}	2.8×10^{-1}	(Xe-135)	1.8×10^{-1}	2.8×10^{-1}	蒸気発生器取替えに伴う変更
(Xe-138)	1.0	1.0	(Xe-138)	1.0	1.0	
(I-131)	0.0	0.0	(I-131)	0.0	0.0	
(I-133)	0.0	0.0	(I-133)	0.0	0.0	
W_B : (1号炉)	1.58×10^2	(g/s)	W_B : (1号炉)	1.58×10^2	(g/s)	
(2号炉)	1.57×10^2	(g/s)	(2号炉)	1.57×10^2	(g/s)	
(3号及び4号各炉)	<u>1.21×10^2</u>	(g/s)	(3号及び4号各炉)	<u>1.27×10^2</u>	(g/s)	
σ_i : (Xe-135 についてのみ考慮する)			σ_i : (Xe-135 についてのみ考慮する)			
	2.65×10^{-18}	(cm ²)		2.65×10^{-18}	(cm ²)	
ϕ : (1号及び2号各炉)	3.60×10^{13}	(n/(cm ² ·s))	ϕ : (1号及び2号各炉)	3.60×10^{13}	(n/(cm ² ·s))	
(3号及び4号各炉)	4.30×10^{13}	(n/(cm ² ·s))	(3号及び4号各炉)	4.30×10^{13}	(n/(cm ² ·s))	
P : (1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)	P : (1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)	
(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)	(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)	
f :	1	(%)	f :	1	(%)	
λ_i :	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等に		λ_i :	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等に		
Y_i :	ついて」 ⁽¹⁾ による。		Y_i :	ついて」 ⁽¹⁾ による。		
(3) 計算結果 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を第 4.2.1 表に示す。			(3) 計算結果 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を第 4.2.1 表に示す。			
4.2.3 気体廃棄物の放出量			4.2.3 気体廃棄物の放出量			
(2) 計算条件			(2) 計算条件			
(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
t_N :	2.59×10^6	(s) (30 d)	t_N :	2.59×10^6	(s) (30 d)	蒸気発生器取替えに伴う変更
t_H : (3号及び4号各炉)	3.46×10^6	(s) (40 d)	t_H : (3号及び4号各炉)	3.46×10^6	(s) (40 d)	
K :	1		K :	1		
W_e : (1号炉)	3.99×10^9	(g/y)	W_e : (1号炉)	3.99×10^9	(g/y)	
(2号炉)	3.96×10^9	(g/y)	(2号炉)	3.96×10^9	(g/y)	
(3号及び4号各炉)	<u>3.06×10^9</u>	(g/y)	(3号及び4号各炉)	<u>3.20×10^9</u>	(g/y)	
W_d : (1号及び2号各炉)	3.00×10^8	(g/y)	W_d : (1号及び2号各炉)	3.00×10^8	(g/y)	
(3号及び4号各炉)	3.00×10^8	(g/y)	(3号及び4号各炉)	3.00×10^8	(g/y)	

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 4. 放射性廃棄物処理 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)			高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載			差異の説明
n_h	:	4 (y ⁻¹)	n_h	:	4 (y ⁻¹)	
q	:	(3号及び4号各炉) 3.33×10 ² (Ncm ³ /s) (1.2Nm ³ /h)	q	:	(3号及び4号各炉) 3.33×10 ² (Ncm ³ /s) (1.2Nm ³ /h)	
t_v	:	(3号及び4号各炉) 2.52×10 ⁷ (s/y) (292d/y)	t_v	:	(3号及び4号各炉) 2.52×10 ⁷ (s/y) (292d/y)	
V_v	:	(3号及び4号各炉) 1.00×10 ⁷ (Ncm ³) (46℃、0.206MPa で 5.1m ³)	V_v	:	(3号及び4号各炉) 1.00×10 ⁷ (Ncm ³) (46℃、0.206MPa で 5.1m ³)	
(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
n	:	10 (y ⁻¹)	n	:	10 (y ⁻¹)	
t_f	:	5.76×10 ⁴ (s) (16h)	t_f	:	5.76×10 ⁴ (s) (16h)	
T	:	2.52×10 ⁶ (s) (29.2d)	T	:	2.52×10 ⁶ (s) (29.2d)	
L_1	:	1.16 (g/s) (0.1t/d)	L_1	:	1.16 (g/s) (0.1t/d)	
P_{hi}	:	(Kr,Xe) 1.0 (I) 0.1	P_{hi}	:	(Kr,Xe) 1.0 (I) 0.1	
V_R	:	(1号及び2号各炉) 8.50 (m ³ /s) (255m ³ /min×2)	V_R	:	(1号及び2号各炉) 8.50 (m ³ /s) (255m ³ /min×2)	
	:	(3号及び4号各炉) 1.17×10 ¹ (m ³ /s) (350m ³ /min×2)		:	(3号及び4号各炉) 1.17×10 ¹ (m ³ /s) (350m ³ /min×2)	
V_{CV}	:	(1号及び2号各炉) 6.95×10 ⁴ (m ³)	V_{CV}	:	(1号及び2号各炉) 6.95×10 ⁴ (m ³)	
	:	(3号及び4号各炉) 6.74×10 ⁴ (m ³)		:	(3号及び4号各炉) 6.74×10 ⁴ (m ³)	
η_{Ci}	:	(Kr,Xe) 0.0 (I) 0.9	η_{Ci}	:	(Kr,Xe) 0.0 (I) 0.9	
M	:	0.7	M	:	0.7	
(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
V_p	:	(1号及び2号各炉) 1.20×10 ⁵ (m ³ /y)	V_p	:	(1号及び2号各炉) 1.20×10 ⁵ (m ³ /y)	
	:	(3号及び4号各炉) 1.30×10 ⁵ (m ³ /y)		:	(3号及び4号各炉) 1.30×10 ⁵ (m ³ /y)	
η_{Di}	:	(1号及び2号各炉) (Kr,Xe) 0.0 (I) 0.0	η_{Di}	:	(1号及び2号各炉) (Kr,Xe) 0.0 (I) 0.0	
	:	(3号及び4号各炉) (Kr,Xe) 0.0 (I) 0.9		:	(3号及び4号各炉) (Kr,Xe) 0.0 (I) 0.9	
(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
L_2	:	9.26×10 ⁻¹ (g/s) (0.08t/d)	L_2	:	9.26×10 ⁻¹ (g/s) (0.08t/d)	

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>P_{24} : (1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.005 (3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.001</p> <p>(3) 計算結果 気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量を 1 号炉、2 号炉並びに 3 号及び 4 号各炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。 また、気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量の 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算について、第 4.2.4 表に示す。</p>	<p>P_{24} : (1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.005 (3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.001</p> <p>(3) 計算結果 気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量を 1 号炉、2 号炉並びに 3 号及び 4 号各炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。 また、気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量の 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算について、第 4.2.4 表に示す。 (4.2.2 表(1)及び(2)並びに第 4.2.3 表(1)及び(2) は変更前の記載に同じ。)</p>	

高浜発電所 1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																																																								
第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度 (単位: Bq/g)	第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度 (単位: Bq/g)																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>1 号炉</th> <th>2 号炉</th> <th>3 号及び 4 号各炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kr-85m</td> <td>7.09×10⁴</td> <td>7.12×10⁴</td> <td><u>7.81</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-85</td> <td>2.70×10⁴</td> <td>2.72×10⁴</td> <td><u>5.56</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Kr-87</td> <td>4.12×10⁴</td> <td>4.14×10⁴</td> <td><u>4.59</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-88</td> <td>1.22×10⁵</td> <td>1.23×10⁵</td> <td><u>1.36</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-131m</td> <td>5.57×10⁴</td> <td>5.60×10⁴</td> <td><u>1.87</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133m</td> <td>9.62×10⁴</td> <td>9.66×10⁴</td> <td><u>6.23</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133</td> <td>6.39×10⁶</td> <td>6.43×10⁶</td> <td><u>2.82</u>×10⁶</td> </tr> <tr> <td>Xe-135m</td> <td>3.74×10³</td> <td>3.76×10³</td> <td><u>4.17</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Xe-135</td> <td>1.26×10⁵</td> <td>1.26×10⁵</td> <td><u>1.12</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-138</td> <td>2.00×10⁴</td> <td>2.01×10⁴</td> <td><u>2.23</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-131</td> <td>7.61×10⁴</td> <td>7.61×10⁴</td> <td><u>8.39</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>1.30×10⁵</td> <td>1.30×10⁵</td> <td><u>1.43</u>×10⁵</td> </tr> </tbody> </table>	核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉	Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.81</u> ×10 ⁴	Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.56</u> ×10 ³	Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.59</u> ×10 ⁴	Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.36</u> ×10 ⁵	Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.87</u> ×10 ⁴	Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.23</u> ×10 ⁴	Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.82</u> ×10 ⁶	Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>4.17</u> ×10 ³	Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.12</u> ×10 ⁵	Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.23</u> ×10 ⁴	I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.39</u> ×10 ⁴	I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.43</u> ×10 ⁵	<table border="1"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>1 号炉</th> <th>2 号炉</th> <th>3 号及び 4 号各炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kr-85m</td> <td>7.09×10⁴</td> <td>7.12×10⁴</td> <td><u>7.49</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-85</td> <td>2.70×10⁴</td> <td>2.72×10⁴</td> <td><u>5.53</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Kr-87</td> <td>4.12×10⁴</td> <td>4.14×10⁴</td> <td><u>4.39</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-88</td> <td>1.22×10⁵</td> <td>1.23×10⁵</td> <td><u>1.31</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-131m</td> <td>5.57×10⁴</td> <td>5.60×10⁴</td> <td><u>1.85</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133m</td> <td>9.62×10⁴</td> <td>9.66×10⁴</td> <td><u>6.09</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133</td> <td>6.39×10⁶</td> <td>6.43×10⁶</td> <td><u>2.77</u>×10⁶</td> </tr> <tr> <td>Xe-135m</td> <td>3.74×10³</td> <td>3.76×10³</td> <td><u>3.98</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Xe-135</td> <td>1.26×10⁵</td> <td>1.26×10⁵</td> <td><u>1.08</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-138</td> <td>2.00×10⁴</td> <td>2.01×10⁴</td> <td><u>2.13</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-131</td> <td>7.61×10⁴</td> <td>7.61×10⁴</td> <td><u>8.36</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>1.30×10⁵</td> <td>1.30×10⁵</td> <td><u>1.41</u>×10⁵</td> </tr> </tbody> </table>	核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉	Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.49</u> ×10 ⁴	Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.53</u> ×10 ³	Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.39</u> ×10 ⁴	Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.31</u> ×10 ⁵	Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.85</u> ×10 ⁴	Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.09</u> ×10 ⁴	Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.77</u> ×10 ⁶	Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>3.98</u> ×10 ³	Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.08</u> ×10 ⁵	Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.13</u> ×10 ⁴	I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.36</u> ×10 ⁴	I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.41</u> ×10 ⁵	蒸気発生器取替えに伴う変更
核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉																																																																																																							
Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.81</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.56</u> ×10 ³																																																																																																							
Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.59</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.36</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.87</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.23</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.82</u> ×10 ⁶																																																																																																							
Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>4.17</u> ×10 ³																																																																																																							
Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.12</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.23</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.39</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.43</u> ×10 ⁵																																																																																																							
核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉																																																																																																							
Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.49</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.53</u> ×10 ³																																																																																																							
Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.39</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.31</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.85</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.09</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.77</u> ×10 ⁶																																																																																																							
Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>3.98</u> ×10 ³																																																																																																							
Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.08</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.13</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.36</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.41</u> ×10 ⁵																																																																																																							

高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明
第4.2.2表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						第4.2.2表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						
核種	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合計	核種	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合計	
Kr-85m	~0	2.1×10 ¹⁰	<u>4.1</u> ×10 ⁹	<u>1.9</u> ×10 ¹²	<u>1.9</u> ×10 ¹²	Kr-85m	~0	2.1×10 ¹⁰	<u>3.9</u> ×10 ⁹	<u>1.8</u> ×10 ¹²	<u>1.8</u> ×10 ¹²	
Kr-85	1.3×10 ¹⁴	1.7×10 ¹¹	1.6×10 ¹⁰	1.3×10 ¹¹	1.3×10 ¹⁴	Kr-85	1.3×10 ¹⁴	1.7×10 ¹¹	1.6×10 ¹⁰	1.3×10 ¹¹	1.3×10 ¹⁴	
Kr-87	~0	<u>3.5</u> ×10 ⁹	<u>6.8</u> ×10 ⁸	1.1×10 ¹²	1.1×10 ¹²	Kr-87	~0	<u>3.4</u> ×10 ⁹	<u>6.5</u> ×10 ⁸	1.1×10 ¹²	1.1×10 ¹²	
Kr-88	~0	<u>2.3</u> ×10 ¹⁰	<u>4.4</u> ×10 ⁹	<u>3.2</u> ×10 ¹²	<u>3.2</u> ×10 ¹²	Kr-88	~0	<u>2.2</u> ×10 ¹⁰	<u>4.2</u> ×10 ⁹	<u>3.1</u> ×10 ¹²	<u>3.1</u> ×10 ¹²	
Xe-131m	4.6×10 ¹³	2.7×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰	<u>4.4</u> ×10 ¹¹	4.7×10 ¹³	Xe-131m	4.6×10 ¹³	2.7×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰	<u>4.3</u> ×10 ¹¹	4.7×10 ¹³	
Xe-133m	1.1×10 ¹⁰	<u>2.1</u> ×10 ¹¹	<u>3.5</u> ×10 ¹⁰	1.5×10 ¹²	1.7×10 ¹²	Xe-133m	1.1×10 ¹⁰	<u>2.0</u> ×10 ¹¹	<u>3.4</u> ×10 ¹⁰	1.5×10 ¹²	1.7×10 ¹²	
Xe-133	4.0×10 ¹⁴	2.1×10 ¹³	3.1×10 ¹²	<u>6.6</u> ×10 ¹³	4.9×10 ¹⁴	Xe-133	4.0×10 ¹⁴	2.1×10 ¹³	3.1×10 ¹²	<u>6.5</u> ×10 ¹³	4.9×10 ¹⁴	
Xe-135m	~0	<u>6.6</u> ×10 ⁷	<u>1.3</u> ×10 ⁷	<u>9.8</u> ×10 ¹⁰	<u>9.8</u> ×10 ¹⁰	Xe-135m	~0	<u>6.3</u> ×10 ⁷	<u>1.2</u> ×10 ⁷	<u>9.3</u> ×10 ¹⁰	<u>9.3</u> ×10 ¹⁰	
Xe-135	~0	<u>6.2</u> ×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	<u>2.7</u> ×10 ¹²	<u>2.7</u> ×10 ¹²	Xe-135	~0	<u>5.9</u> ×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	<u>2.6</u> ×10 ¹²	<u>2.6</u> ×10 ¹²	
Xe-138	~0	<u>3.2</u> ×10 ⁸	<u>6.1</u> ×10 ⁷	<u>5.2</u> ×10 ¹¹	<u>5.2</u> ×10 ¹¹	Xe-138	~0	<u>3.1</u> ×10 ⁸	<u>5.9</u> ×10 ⁷	<u>5.0</u> ×10 ¹¹	<u>5.0</u> ×10 ¹¹	
放出量合計	<u>5.8</u> ×10 ¹⁴	2.2×10 ¹³	3.2×10 ¹²	7.7×10 ¹³	6.8×10 ¹⁴	放出量合計	<u>5.7</u> ×10 ¹⁴	2.2×10 ¹³	3.2×10 ¹²	7.6×10 ¹³	6.8×10 ¹⁴	
γ線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.4×10 ⁻²	<u>4.8</u> ×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	<u>1.6</u> ×10 ⁻¹	<u>4.8</u> ×10 ⁻²	γ線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.4×10 ⁻²	<u>4.7</u> ×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	<u>1.5</u> ×10 ⁻¹	<u>4.7</u> ×10 ⁻²	
β線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹	β線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹	
第4.2.3表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						第4.2.3表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						
核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合計	核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合計	
I-131	1.1×10 ⁹	1.2×10 ⁹	2.0×10 ⁹	1.1×10 ⁹	5.3×10 ⁹	I-131	1.1×10 ⁹	1.2×10 ⁹	2.0×10 ⁹	1.1×10 ⁹	5.3×10 ⁹	
I-133	<u>1.5</u> ×10 ⁹	3.3×10 ⁸	<u>3.4</u> ×10 ⁹	—	<u>5.1</u> ×10 ⁹	I-133	<u>1.4</u> ×10 ⁹	3.3×10 ⁸	<u>3.3</u> ×10 ⁹	—	<u>5.0</u> ×10 ⁹	

蒸気発生器取替えに伴う変更

蒸気発生器取替えに伴う変更

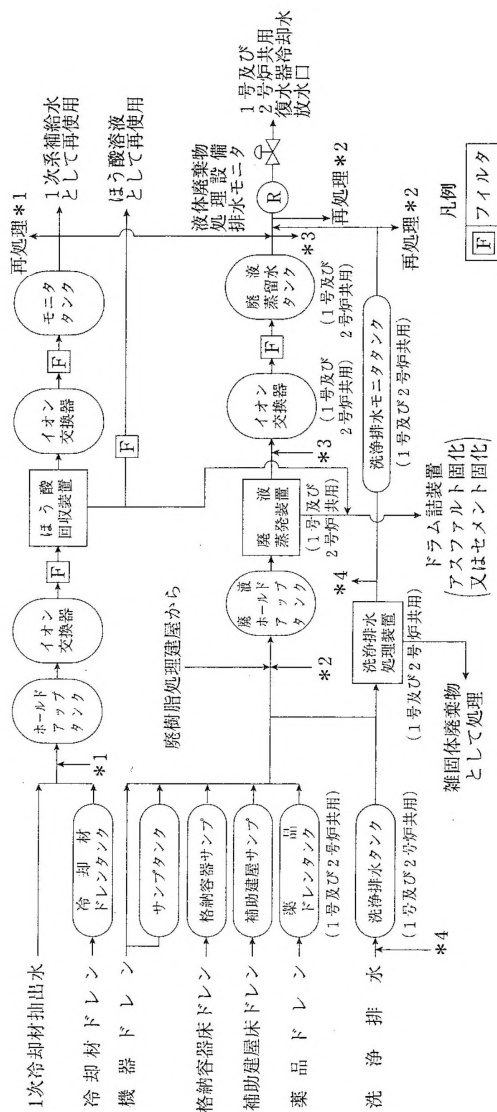
高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 4. 放射性廃棄物処理 >

高浜発電所1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明		
第4.2.4表 希ガス及び放射性核種の放出量 (単位: Bq/y)						第4.2.4表 希ガス及び放射性核種の放出量 (単位: Bq/y)						蒸気発生器取替えに伴う変更		
原子炉核種		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	合計	原子炉核種		1号炉	2号炉	3号炉		4号炉	合計
希ガス		1.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁵	希ガス		1.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.8×10 ¹⁴		6.8×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁵
放射性核種	I-131	2.6×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	5.3×10 ⁹	5.3×10 ⁹	6.2×10 ¹⁰	放射性核種	I-131	2.6×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	5.3×10 ⁹		5.3×10 ⁹	6.2×10 ¹⁰
	I-133	2.0×10 ¹⁰	2.0×10 ¹⁰	<u>5.1</u> ×10 ⁹	<u>5.1</u> ×10 ⁹	5.0×10 ¹⁰		I-133	2.0×10 ¹⁰	2.0×10 ¹⁰	<u>5.0</u> ×10 ⁹	<u>5.0</u> ×10 ⁹	5.0×10 ¹⁰	

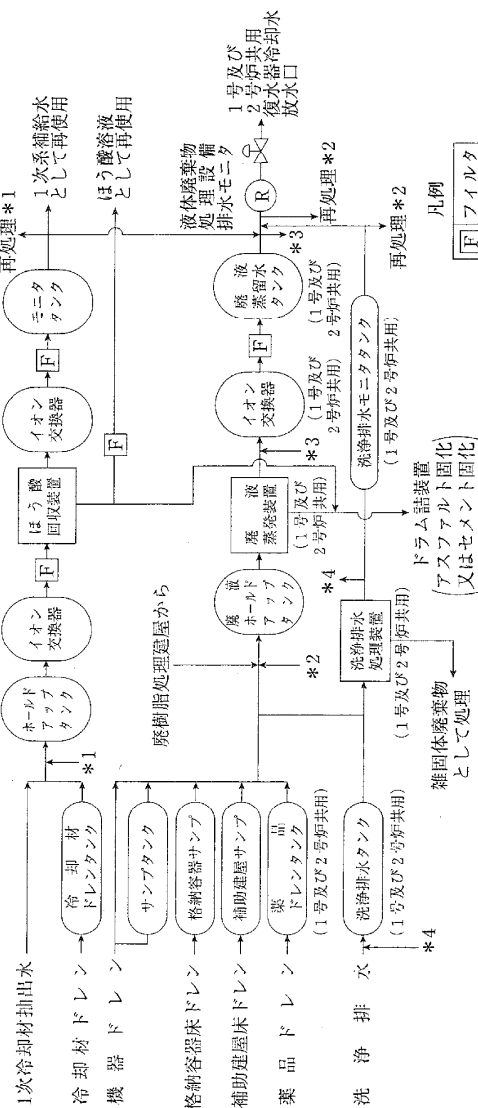
<4. 放射性廃棄物処理>

高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 4.1.2 図 液体廃棄物処理系統図

高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載



第 4.1.2 図 液体廃棄物処理系統図

差異の説明

保修点検建屋設置に伴う変更

保修点検建屋設置に伴う変更
 廃液モニタータンク
 補助建屋サンブタンク
 (3号炉及び4号炉)

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算条件</p> <p>(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_1 : 4.46×10^{-4} $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$</p> <p>$\mu_{\text{en}}$: 3.84×10^{-3} (m^{-1})</p> <p>μ : 1.05×10^{-2} (m^{-1})</p> <p>α_{B} : 1.000</p> <p>β_{B} : 0.4492</p> <p>γ_{B} : 0.0038</p> <p>λ : 0 (考慮しない)</p> <p>h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。</p> <p>(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_2 : 0.8 $(\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy})$</p> <p>$f_{\text{h}}$: 1</p> <p>f_0 : 1</p> <p>Q_{in} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) $8.2 \times 10^{14} (\text{Bq/y})$ ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) <u>5.8×10^{14}</u> (Bq/y)</p> <p>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) $5.0 \times 10^{13} (\text{Bq/y})$ (3 号及び 4 号各炉) $2.2 \times 10^{13} (\text{Bq/y})$</p> <p>$E_{\text{pin}}$: ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) $3.7 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$ ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) $3.4 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$ 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) $4.5 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$</p>	<p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算条件</p> <p>(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_1 : 4.46×10^{-4} $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$</p> <p>$\mu_{\text{en}}$: 3.84×10^{-3} (m^{-1})</p> <p>μ : 1.05×10^{-2} (m^{-1})</p> <p>α_{B} : 1.000</p> <p>β_{B} : 0.4492</p> <p>γ_{B} : 0.0038</p> <p>λ : 0 (考慮しない)</p> <p>h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。</p> <p>(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_2 : 0.8 $(\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy})$</p> <p>$f_{\text{h}}$: 1</p> <p>f_0 : 1</p> <p>Q_{in} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) $8.2 \times 10^{14} (\text{Bq/y})$ ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) <u>5.7×10^{14}</u> (Bq/y)</p> <p>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) $5.0 \times 10^{13} (\text{Bq/y})$ (3 号及び 4 号各炉) $2.2 \times 10^{13} (\text{Bq/y})$</p> <p>$E_{\text{pin}}$: ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) $3.7 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$ ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) $3.4 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$ 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) $4.5 \times 10^{-2} (\text{MeV/dis})$</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>(3号及び4号各炉) 4.8×10^{-2} (MeV/dis)</p> <p>N : ガス減衰タンク排気 (1号及び2号各炉) 20 (回/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3号及び4号各炉) 30 (回/y) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1号、2号、3号及び4号各炉) 10 (回/y)</p> <p>n_T : 第 5.1.2 表に示すとおりである。 f_{LT} : 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>N_t : 8,760</p> <p>$N_{L,S}$、$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$: 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>$\bar{S}_{L,S}$、$\bar{S}_{L-1,S}$、$\bar{S}_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p> <p>(9-16) 式、(9-17) 式及び (9-18) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1号炉) 6.5×10^{12} (Bq/y) (2号炉) 6.6×10^{12} (Bq/y) (3号及び4号各炉) 3.2×10^{12} (Bq/y) 原子炉補助建屋の換気 (1号及び2号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y) (3号及び4号各炉) 7.7×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{ycont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1号及び2号各炉) 4.6×10^{-2} (MeV/dis) (3号及び4号各炉) 4.9×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉補助建屋の換気 (1号及び2号各炉) 9.1×10^{-2} (MeV/dis) (3号及び4号各炉) 1.6×10^{-1} (MeV/dis)</p> <p>$S_{L,S}$、$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p>	<p>(3号及び4号各炉) 4.7×10^{-2} (MeV/dis)</p> <p>N : ガス減衰タンク排気 (1号及び2号各炉) 20 (回/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3号及び4号各炉) 30 (回/y) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1号、2号、3号及び4号各炉) 10 (回/y)</p> <p>n_T : 第 5.1.2 表に示すとおりである。 f_{LT} : 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>N_t : 8,760</p> <p>$N_{L,S}$、$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$: 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>$\bar{S}_{L,S}$、$\bar{S}_{L-1,S}$、$\bar{S}_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p> <p>(9-16) 式、(9-17) 式及び (9-18) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1号炉) 6.5×10^{12} (Bq/y) (2号炉) 6.6×10^{12} (Bq/y) (3号及び4号各炉) 3.2×10^{12} (Bq/y) 原子炉補助建屋の換気 (1号及び2号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y) (3号及び4号各炉) 7.6×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{ycont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1号及び2号各炉) 4.6×10^{-2} (MeV/dis) (3号及び4号各炉) 4.9×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉補助建屋の換気 (1号及び2号各炉) 9.1×10^{-2} (MeV/dis) (3号及び4号各炉) 1.5×10^{-1} (MeV/dis)</p> <p>$S_{L,S}$、$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5.1.1.4 計算結果</p> <p>将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 2 号炉心から南南東方向約 830m 地点であり、その実効線量は年間約 <u>7.2</u> μ Sv である。</p> <p>参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。</p> <p>なお、敷地内を通る一般道路における、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による最大の実効線量は年間約 <u>12</u> μ Sv である。</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>(2) 年平均地上空気中濃度の計算</p> <p>b. 計算条件</p> <p>(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{in} : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 1.9$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>1.5</u>$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 9.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.2$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 3.3$\times 10^8$ (Bq/y)</p>	<p>5.1.1.4 計算結果</p> <p>将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 2 号炉心から南南東方向約 830m 地点であり、その実効線量は年間約 <u>11</u> μ Sv である。</p> <p>参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。</p> <p>なお、敷地内を通る一般道路における、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による最大の実効線量は年間約 <u>14</u> μ Sv である。</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>(2) 年平均地上空気中濃度の計算</p> <p>b. 計算条件</p> <p>(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{in} : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 1.9$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>1.4</u>$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 9.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.2$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 3.3$\times 10^8$ (Bq/y)</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																
<p>原子炉補助建屋の換気中のような素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 8.9×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 2.0×10^9 (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号炉) 1.5×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(2 号炉) 1.6×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>3.4×10^9</u> (Bq/y)</p> <p>定期検査時に放出されるよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 5.2×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)</p>	<p>原子炉補助建屋の換気中のような素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 8.9×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 2.0×10^9 (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号炉) 1.5×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(2 号炉) 1.6×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>3.3×10^9</u> (Bq/y)</p> <p>定期検査時に放出されるよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 5.2×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>																																																																
<p>c. 計算結果</p> <p>陸側 13 方位の敷地境界外であって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西南西方向約 <u>870m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>$6.8 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$</u> 及び約 <u>$5.9 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p> <p>また、現存する牧草地で、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西方向約 <u>2,770m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>$3.1 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$</u> 及び約 <u>$2.5 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p>	<p>c. 計算結果</p> <p>陸側 13 方位の敷地境界外であって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から南南東方向約 <u>830m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>$9.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$</u> 及び約 <u>$7.1 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p> <p>また、現存する牧草地で、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西方向約 <u>2,770m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>$2.8 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$</u> 及び約 <u>$2.3 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>																																																																
<p>(4) 計算条件</p> <p>(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>K_{ii} : 成人</td> <td>I-131</td> <td>1.5×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>2.9×10^{-3}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td>I-131</td> <td>6.9×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>乳児</td> <td>I-131</td> <td>1.3×10^{-1}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>3.5×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>M_a : 成人</td> <td></td> <td>2.22×10^7</td> <td>(cm^3/d)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td></td> <td>8.72×10^6</td> <td>(cm^3/d)</td> </tr> </table>	K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	2.9×10^{-3}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	幼児	I-131	6.9×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	1.6×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	乳児	I-131	1.3×10^{-1}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	3.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	M_a : 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)	幼児		8.72×10^6	(cm^3/d)	<p>(4) 計算条件</p> <p>(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>K_{ii} : 成人</td> <td>I-131</td> <td>1.5×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>2.9×10^{-3}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td>I-131</td> <td>6.9×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>乳児</td> <td>I-131</td> <td>1.3×10^{-1}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>3.5×10^{-2}</td> <td>($\mu \text{ Sv/Bq}$)</td> </tr> <tr> <td>M_a : 成人</td> <td></td> <td>2.22×10^7</td> <td>(cm^3/d)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td></td> <td>8.72×10^6</td> <td>(cm^3/d)</td> </tr> </table>	K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	2.9×10^{-3}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	幼児	I-131	6.9×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	1.6×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	乳児	I-131	1.3×10^{-1}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)		I-133	3.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)	M_a : 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)	幼児		8.72×10^6	(cm^3/d)	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	2.9×10^{-3}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
幼児	I-131	6.9×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	1.6×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
乳児	I-131	1.3×10^{-1}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	3.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
M_a : 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)																																																															
幼児		8.72×10^6	(cm^3/d)																																																															
K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	2.9×10^{-3}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
幼児	I-131	6.9×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	1.6×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
乳児	I-131	1.3×10^{-1}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
	I-133	3.5×10^{-2}	($\mu \text{ Sv/Bq}$)																																																															
M_a : 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)																																																															
幼児		8.72×10^6	(cm^3/d)																																																															

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
乳 児 2.86×10^6 (cm ³ /d)	乳 児 2.86×10^6 (cm ³ /d)	気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更
$\bar{\chi}_{hi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	$\bar{\chi}_{hi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	
I-131 6.8×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-131 9.0×10^{-10} (Bq/cm ³)	
I-133 5.9×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-133 7.1×10^{-10} (Bq/cm ³)	
(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。		
K_{Ti} : 成 人 I-131 1.6×10^{-2} (μ Sv/Bq)	K_{Ti} : 成 人 I-131 1.6×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
I-133 3.1×10^{-3} (μ Sv/Bq)	I-133 3.1×10^{-3} (μ Sv/Bq)	
幼 児 I-131 7.5×10^{-2} (μ Sv/Bq)	幼 児 I-131 7.5×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
I-133 1.7×10^{-2} (μ Sv/Bq)	I-133 1.7×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
乳 児 I-131 1.4×10^{-1} (μ Sv/Bq)	乳 児 I-131 1.4×10^{-1} (μ Sv/Bq)	
I-133 3.8×10^{-2} (μ Sv/Bq)	I-133 3.8×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
M_V : 成 人 100 (g/d)	M_V : 成 人 100 (g/d)	
幼 児 50 (g/d)	幼 児 50 (g/d)	
乳 児 20 (g/d)	乳 児 20 (g/d)	
f_{Vm} : 1	f_{Vm} : 1	
f_{Vt} : 0.5	f_{Vt} : 0.5	
f_d : 0.5	f_d : 0.5	
F_{Vi} : I-131 2.6×10^6 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	F_{Vi} : I-131 2.6×10^6 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	
I-133 4.3×10^5 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	I-133 4.3×10^5 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	
$\bar{\chi}_{vi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	$\bar{\chi}_{vi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	
I-131 6.8×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-131 9.0×10^{-10} (Bq/cm ³)	
I-133 5.9×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-133 7.1×10^{-10} (Bq/cm ³)	
t_V : 0 (d)	t_V : 0 (d)	
T_{Ti} : 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽²⁾ による。	T_{Ti} : 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽²⁾ による。	
(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。	(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。	

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)				高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載				差異の説明
M_M : 成人		200	(mℓ/d)	M_M : 成人		200	(mℓ/d)	
幼児		500	(mℓ/d)	幼児		500	(mℓ/d)	
乳児		600	(mℓ/d)	乳児		600	(mℓ/d)	
f_{Mm} : 成人		1		f_{Mm} : 成人		1		
幼児		1		幼児		1		
乳児		0.5		乳児		0.5		
f_{Mt} : 0.5				f_{Mt} : 0.5				
f_f : 1				f_f : 1				
F_{Mi} :	I-131	6.2×10^5	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	F_{Mi} :	I-131	6.2×10^5	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	
	I-133	4.6×10^4	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$		I-133	4.6×10^4	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	
\bar{x}_{Mi} : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)				\bar{x}_{Mi} : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)				
	I-131	<u>3.1×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)		I-131	<u>2.8×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)	
	I-133	<u>2.5×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)		I-133	<u>2.3×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)	
t_M : 成人		0	(d)	t_M : 成人		0	(d)	
幼児		0	(d)	幼児		0	(d)	
乳児		3	(d)	乳児		3	(d)	
(5) 計算結果				(5) 計算結果				
1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第5.1.9表に示す。				1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第5.1.9表に示す。				
これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 <u>1.0</u> μSv となる。				これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 <u>1.2</u> μSv となる。			気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更	
5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量				5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量				
(4) 計算結果				(4) 計算結果				
1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第 5.1.12 表のとおりである。				1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第 5.1.12 表のとおりである。				
これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 <u>1.2</u> μSv である。				これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 <u>1.4</u> μSv である。			気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更	

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5.2 線量評価結果</p> <p>敷地境界外における 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 <u>7.2</u> μ Sv、年間約 2.1 μ Sv 及び年間約 <u>1.2</u> μ Sv となり、合計は年間約 <u>11</u> μ Sv である。</p> <p>この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 μ Sv を下回る。</p>	<p>5.2 線量評価結果</p> <p>敷地境界外における 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 <u>11</u> μ Sv、年間約 2.1 μ Sv 及び年間約 <u>1.4</u> μ Sv となり、合計は年間約 <u>15</u> μ Sv である。</p> <p>この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 μ Sv を下回る。</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明
第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ						第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ						
着目方位 (2号炉からの方位)	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]					着目方位 (2号炉からの方位)	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]					
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	1号炉		2号炉	3号炉	4号炉			
陸側評価地点	N	125 [NNW]	65 [N]	105 [NNE]	100 [NNE]	N	115 [NNW]	70 [N]	105 [NNE]	100 [NNE]	気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更	
	NNE	70 [N]	70 [NNE]	115 [NNE]	135 [NE]	NNE	75 [N]	70 [NNE]	115 [NNE]	140 [NE]		
	NE	70 [NNE]	120 [NE]	160 [NE]	160 [NE]	NE	70 [NNE]	125 [NE]	165 [NE]	165 [NE]		
	SE	75 [SE]	70 [SE]	120 [ESE]	130 [ESE]	SE	80 [SE]	75 [SE]	115 [ESE]	125 [ESE]		
	SSE	80 [SSE]	70 [SSE]	80 [SE]	85 [SE]	SSE	65 [SSE]	65 [SSE]	85 [SE]	90 [SE]		
	S	115 [S]	100 [S]	80 [SE]	85 [SE]	S	95 [S]	90 [S]	85 [SE]	85 [SE]		
	SSW	90 [SSW]	90 [SSW]	75 [S]	85 [SSE]	SSW	85 [SSW]	90 [SSW]	75 [S]	75 [SSE]		
	SW	110 [WSW]	85 [SW]	55 [SW]	70 [SSW]	SW	105 [WSW]	90 [SW]	55 [SW]	70 [SSW]		
	WSW	110 [WSW]	65 [WSW]	55 [SW]	60 [SW]	WSW	105 [WSW]	60 [WSW]	55 [SW]	60 [SW]		
	W	165 [W]	110 [W]	155 [W]	80 [WSW]	W	180 [W]	115 [W]	155 [W]	80 [WSW]		
	WNW	120 [WNW]	85 [WNW]	85 [NW]	95 [NW]	WNW	115 [WNW]	80 [WNW]	85 [NW]	85 [NW]		
NW	140 [NW]	120 [NW]	150 [NW]	155 [NW]	NW	140 [NW]	115 [NW]	150 [NW]	150 [NW]			
NNW	125 [NNW]	95 [NNW]	80 [N]	100 [NNE]	NNW	115 [NNW]	90 [NNW]	80 [N]	100 [NNE]			
参考地点	ENE	105 [ENE]	75 [ENE]	95 [ENE]	125 [E]	ENE	125 [ENE]	85 [ENE]	105 [ENE]	105 [E]		
	E	125 [E]	90 [E]	120 [E]	125 [E]	E	120 [E]	90 [E]	100 [E]	105 [E]		
	ESE	125 [E]	65 [ESE]	120 [E]	125 [E]	ESE	120 [E]	70 [ESE]	105 [E]	105 [E]		
牛乳摂取評価地点	W	190 [W]	135 [W]	185 [W]	180 [W]	牛乳摂取評価地点	W	210 [W]	140 [W]	185 [W]	190 [W]	

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																																																																																														
<p data-bbox="295 213 851 239">第5.1.2表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数</p> <p data-bbox="210 290 940 392">着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数</p> <p data-bbox="810 437 909 459">(単位: y^{-1})</p> <table border="1" data-bbox="221 459 927 1321"> <thead> <tr> <th rowspan="2">計算地点の方位</th> <th colspan="3">着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T</th> </tr> <tr> <th>ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)</th> <th>ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)</th> <th>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>3</td><td>4</td><td>2</td></tr> <tr><td>NE</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>E</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>8</td><td>12</td><td>4</td></tr> <tr><td>SE</td><td>9</td><td>14</td><td>5</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>9</td><td>13</td><td>5</td></tr> <tr><td>S</td><td>6</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>5</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>W</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>NW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T			ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)	N	4	6	2	NNE	3	4	2	NE	2	2	1	ENE	2	2	1	E	4	6	2	ESE	8	12	4	SE	9	14	5	SSE	9	13	5	S	6	8	3	SSW	5	8	3	SW	4	6	2	WSW	3	5	2	W	2	2	1	WNW	2	3	1	NW	3	5	2	NNW	4	6	2	<p data-bbox="1124 213 1680 239">第5.1.2表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数</p> <p data-bbox="1039 290 1769 392">着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数</p> <p data-bbox="1693 437 1792 459">(単位: y^{-1})</p> <table border="1" data-bbox="996 459 1803 1321"> <thead> <tr> <th rowspan="2">計算地点の方位</th> <th colspan="3">着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T</th> </tr> <tr> <th>ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)</th> <th>ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)</th> <th>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>NE</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>E</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>8</td><td>12</td><td>4</td></tr> <tr><td>SE</td><td>10</td><td>15</td><td>5</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>9</td><td>13</td><td>5</td></tr> <tr><td>S</td><td>6</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>SW</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>W</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>NW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T			ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)	N	4	5	2	NNE	3	4	1	NE	2	3	1	ENE	2	3	1	E	4	6	2	ESE	8	12	4	SE	10	15	5	SSE	9	13	5	S	6	8	3	SSW	4	5	2	SW	4	5	2	WSW	3	5	2	W	3	4	1	WNW	3	4	1	NW	3	5	2	NNW	4	6	2	<p data-bbox="1823 619 2051 676">気象データの更新による変更</p>
計算地点の方位		着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T																																																																																																																																														
	ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)																																																																																																																																													
N	4	6	2																																																																																																																																													
NNE	3	4	2																																																																																																																																													
NE	2	2	1																																																																																																																																													
ENE	2	2	1																																																																																																																																													
E	4	6	2																																																																																																																																													
ESE	8	12	4																																																																																																																																													
SE	9	14	5																																																																																																																																													
SSE	9	13	5																																																																																																																																													
S	6	8	3																																																																																																																																													
SSW	5	8	3																																																																																																																																													
SW	4	6	2																																																																																																																																													
WSW	3	5	2																																																																																																																																													
W	2	2	1																																																																																																																																													
WNW	2	3	1																																																																																																																																													
NW	3	5	2																																																																																																																																													
NNW	4	6	2																																																																																																																																													
計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T																																																																																																																																															
	ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)																																																																																																																																													
N	4	5	2																																																																																																																																													
NNE	3	4	1																																																																																																																																													
NE	2	3	1																																																																																																																																													
ENE	2	3	1																																																																																																																																													
E	4	6	2																																																																																																																																													
ESE	8	12	4																																																																																																																																													
SE	10	15	5																																																																																																																																													
SSE	9	13	5																																																																																																																																													
S	6	8	3																																																																																																																																													
SSW	4	5	2																																																																																																																																													
SW	4	5	2																																																																																																																																													
WSW	3	5	2																																																																																																																																													
W	3	4	1																																																																																																																																													
WNW	3	4	1																																																																																																																																													
NW	3	5	2																																																																																																																																													
NNW	4	6	2																																																																																																																																													

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)
 <5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の出現頻度 (%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,s}$ (y ⁻¹)						
	f_L	f_{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F	F (注2)
N	6.1	17.3	6	59	53	227	14	178	
NNE	4.4	12.1	5	49	19	181	31	102	
NE	1.6	7.8	2	12	6	75	8	33	
ENE	1.8	8.1	0	15	5	74	5	54	
E	4.7	19.5	1	23	17	217	21	131	
ESE	13.0	35.3	4	135	70	582	37	308	
SE	17.6	39.2	5	145	142	1029	57	161	
SSE	8.6	33.9	3	70	45	475	26	133	
S	7.7	22.2	10	62	14	327	25	236	
SSW	5.9	20.7	38	108	20	232	8	115	
SW	7.1	16.8	93	245	26	187	6	66	
WSW	3.8	13.3	65	132	4	80	4	47	
W	2.4	10.3	20	61	4	64	2	60	
WNW	4.1	10.9	10	70	11	173	3	89	
NW	4.4	15.3	0	46	10	194	0	138	
NNW	6.8	17.3	4	58	24	277	9	227	

(注1) 着目方位及びその隣接方位へ向かう風の出現頻度の和。
 (注2) 大気安定度FはGを含む。

高浜発電所 1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の出現頻度 (%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,s}$ (y ⁻¹)						
	f_L	f_{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F	F (注2)
N	5.4	15.4	4	44	17	255	14	139	
NNE	4.2	11	3	43	20	183	21	94	
NE	1.4	6.9	1	17	6	60	2	39	
ENE	1.3	6.8	0	15	5	49	2	45	
E	4.1	17.6	2	25	5	196	14	119	
ESE	12.2	36.6	11	112	36	495	39	376	
SE	20.3	47.2	20	268	133	965	49	344	
SSE	14.7	40.2	12	93	75	843	50	211	
S	5.2	24.2	12	46	7	220	19	152	
SSW	4.3	15.7	35	104	10	135	3	91	
SW	6.2	14.9	118	214	26	126	2	62	
WSW	4.4	12.7	121	141	4	73	0	47	
W	2.1	10.2	24	63	0	48	1	45	
WNW	3.7	10.5	10	60	14	147	14	80	
NW	4.7	14.2	11	47	24	179	18	130	
NNW	5.8	15.9	9	52	10	255	12	167	

(注1) 着目方位及びその隣接2方向へ向かう風の出現頻度の和。
 (注2) 大気安定度FはGを含む。

高浜発電所 1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載

差異の説明

気象データの更新による変更

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

第5.1.4表 線量計算に用いた気象条件(2)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)												F (注)	
	A		B		C		D		E		F			
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	3.21	0.53	41.81	0.72	20.01	0.38	236.18	1.05	6.72	0.48	197.05	1.12	1.12	
NNE	2.00	0.40	33.59	0.69	5.84	0.31	105.65	0.59	10.56	0.34	99.40	0.98	0.98	
NE	1.15	0.57	12.84	1.05	4.47	0.74	80.94	1.09	6.00	0.75	41.13	1.25	1.25	
ENE	0.05	2.01	15.04	0.98	3.49	0.69	71.89	0.97	3.33	0.67	67.79	1.26	1.26	
E	0.94	0.90	25.16	1.12	7.81	0.46	161.25	0.75	8.61	0.41	157.26	1.21	1.21	
ESE	2.98	0.73	89.05	0.67	22.72	0.33	313.49	0.54	14.85	0.40	325.57	1.06	1.06	
SE	4.54	0.89	79.58	0.55	39.05	0.28	357.09	0.35	21.43	0.38	164.71	1.03	1.03	
SSE	2.94	0.96	58.09	0.83	19.53	0.43	248.98	0.53	8.78	0.34	134.21	1.02	1.02	
S	11.42	1.13	61.60	1.00	10.49	0.74	272.00	0.84	12.21	0.49	222.06	0.95	0.95	
SSW	24.47	0.64	93.95	0.88	13.22	0.66	210.01	0.91	4.81	0.60	128.54	1.13	1.13	
SW	48.79	0.53	139.81	0.57	12.07	0.46	160.70	0.87	3.58	0.60	85.55	1.30	1.30	
WSW	35.36	0.55	96.72	0.74	2.45	0.60	99.14	1.24	2.52	0.63	64.47	1.38	1.38	
W	13.76	0.69	56.15	0.93	3.01	0.74	73.36	1.16	1.20	0.60	78.91	1.32	1.32	
WNW	7.99	0.79	65.82	0.94	4.68	0.42	161.55	0.94	0.92	0.31	100.61	1.14	1.14	
NW	0.11	2.01	48.59	1.06	4.88	0.48	170.03	0.88	0.00	0.00	137.61	1.01	1.01	
NNW	2.54	0.62	60.89	1.07	13.43	0.55	299.35	1.09	6.10	0.68	247.86	1.10	1.10	

(注) 大気安定度FはGを含む。

高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載

第5.1.4表 線量計算に用いた気象条件(2)

計算地点の 方位L	方位Lへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)												F (注)	
	A		B		C		D		E		F			
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	2.54	0.58	42.61	0.96	8.25	0.47	231.42	0.91	6.95	0.49	169.09	1.22	1.22	
NNE	1.97	0.62	29.20	0.67	7.16	0.35	121.57	0.66	7.06	0.33	88.46	0.94	0.94	
NE	1.46	1.31	17.46	1.03	2.36	0.38	63.36	1.06	0.81	0.40	52.92	1.37	1.37	
ENE	0.20	2.00	20.46	1.35	3.30	0.64	59.31	1.20	1.32	0.65	62.78	1.39	1.39	
E	2.55	1.12	30.89	1.23	3.19	0.61	170.34	0.87	7.52	0.53	149.92	1.26	1.26	
ESE	9.39	0.87	99.90	0.89	12.71	0.35	348.88	0.70	14.58	0.38	429.00	1.14	1.14	
SE	15.00	0.75	167.43	0.62	44.26	0.33	480.53	0.50	18.81	0.39	356.33	1.04	1.04	
SSE	10.73	0.93	77.61	0.83	26.14	0.35	354.23	0.42	19.72	0.40	207.40	0.98	0.98	
S	11.23	0.98	46.12	1.01	5.25	0.72	189.93	0.86	9.23	0.48	166.41	1.09	1.09	
SSW	28.29	0.81	95.26	0.91	8.62	0.83	138.37	1.03	1.88	0.62	109.83	1.20	1.20	
SW	73.52	0.62	145.19	0.68	13.17	0.51	143.30	1.14	0.68	0.34	93.70	1.52	1.52	
WSW	70.71	0.58	105.29	0.75	3.34	0.79	101.37	1.39	0.00	0.00	72.36	1.55	1.55	
W	15.74	0.67	61.87	0.98	0.19	2.00	66.39	1.33	1.02	1.00	64.18	1.43	1.43	
WNW	7.81	0.75	53.96	0.90	6.15	0.43	143.27	0.97	7.12	0.50	90.10	1.13	1.13	
NW	8.90	0.78	41.11	0.88	15.17	0.65	156.89	0.88	10.16	0.56	155.76	1.20	1.20	
NNW	7.75	0.91	53.76	1.04	5.99	0.58	261.13	1.03	9.70	0.80	213.23	1.28	1.28	

(注) 大気安定度FはGを含む。

差異の説明

気象データの更新による変更

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

高浜発電所1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

第5.1.5表 敷地境界外における希ガスのγ線による年間実効線量
(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)

	評価地点 の方位	2号炉心から 評価地点まで の距離 (m)	実効線量
陸 側 評 価 地 点	N	880	<u>4.5</u>
	NNE	880	<u>3.7</u>
	NE	1,020	1.7
	SE	930	<u>7.1</u>
	SSE	830	<u>7.2</u>
	S	850	<u>6.4</u>
	SSW	930	<u>6.2</u>
	SW	870	<u>7.2</u>
	WSW	870	<u>7.2</u>
	W	900	<u>3.9</u>
	WNW	1,180	<u>3.5</u>
	NW	3,300	0.8
NNW	900	<u>4.8</u>	
参 考 地 点	ENE	800	2.2
	E	580	<u>5.4</u>
	ESE	650	<u>6.9</u>

高浜発電所1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載

第5.1.5表 敷地境界外における希ガスのγ線による年間実効線量
(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)

	評価地点 の方位	2号炉心から 評価地点まで の距離 (m)	実効線量
陸 側 評 価 地 点	N	880	<u>4.4</u>
	NNE	880	<u>3.6</u>
	NE	1,020	1.7
	SE	930	<u>9.6</u>
	SSE	830	<u>11</u>
	S	850	<u>7.6</u>
	SSW	930	<u>5.9</u>
	SW	870	<u>6.8</u>
	WSW	870	<u>7.3</u>
	W	900	<u>4.0</u>
	WNW	1,180	<u>3.7</u>
	NW	3,300	0.8
NNW	900	<u>4.7</u>	
参 考 地 点	ENE	800	2.2
	E	580	<u>5.6</u>
	ESE	650	<u>7.7</u>

差異の説明

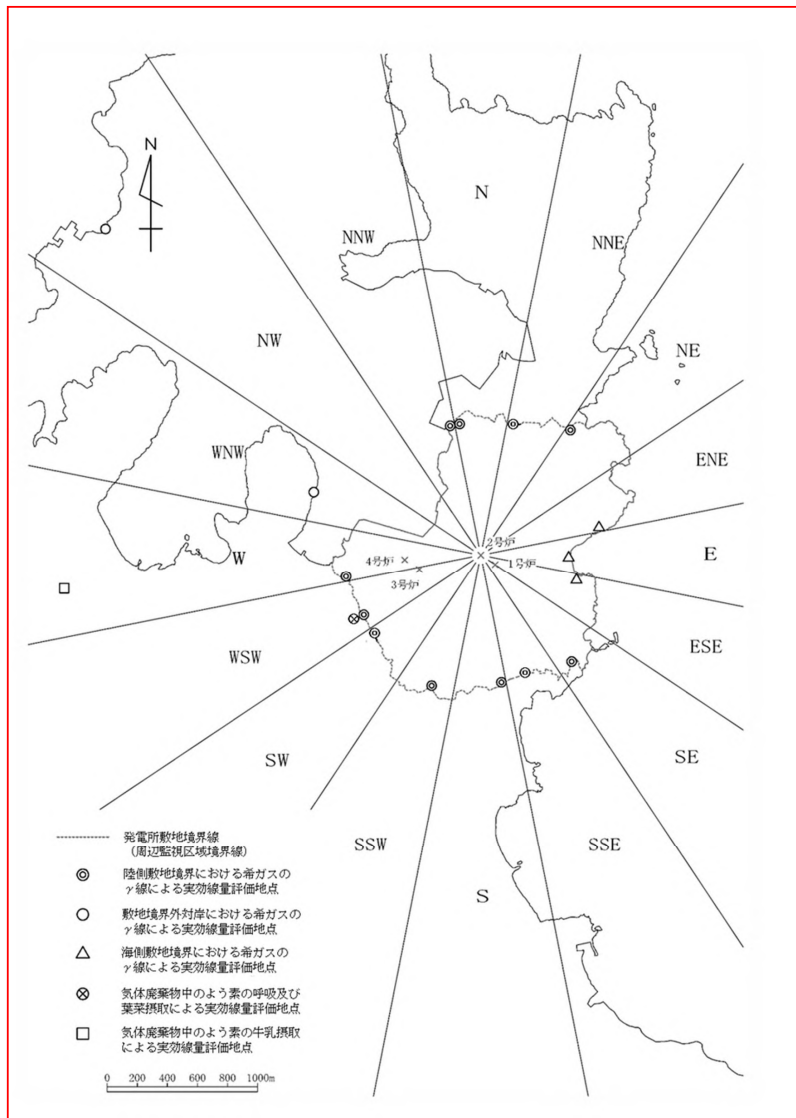
気象データの更新及び
保守点検建屋設置
に伴う変更

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

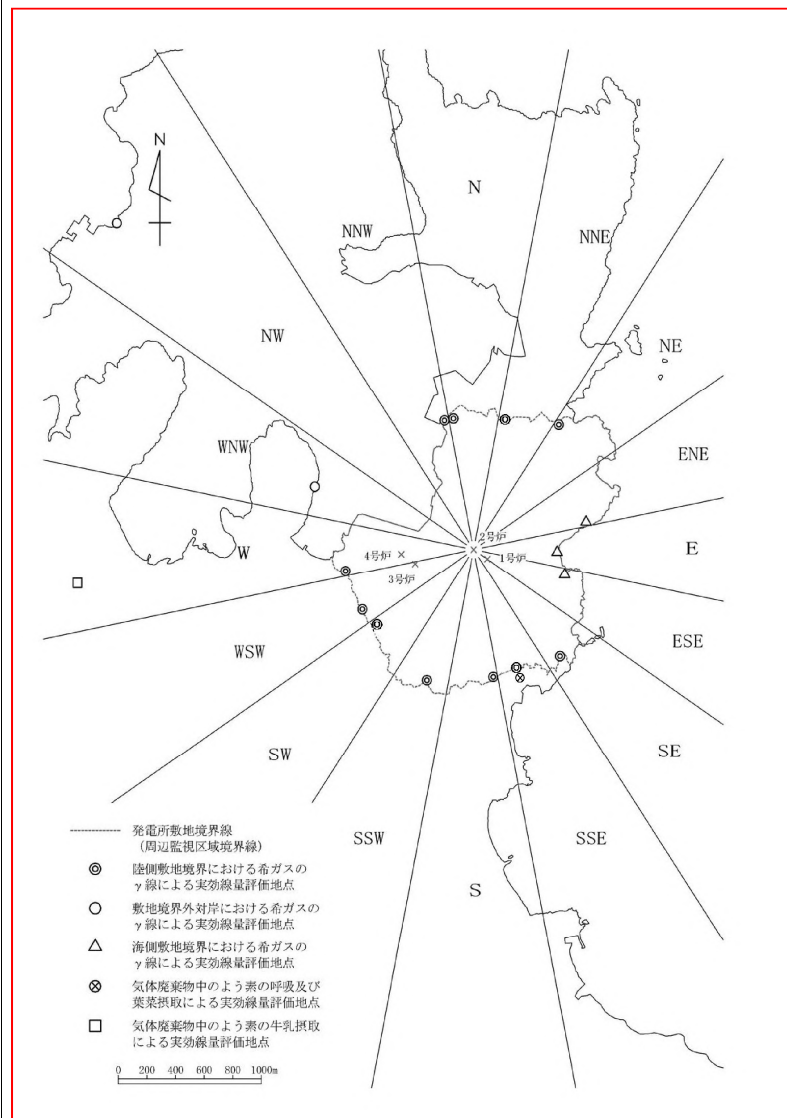
高浜発電所1(2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)					高浜発電所1(2)号炉 設置変更許可申請書記載					差異の説明
第 5.1.9 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: $\mu\text{Sv/y}$)					第 5.1.9 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: $\mu\text{Sv/y}$)					気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更
摂取経路	核種	成人	幼児	乳児	摂取経路	核種	成人	幼児	乳児	
呼吸	I-131	<u>8.3×10^{-2}</u>	<u>1.5×10^{-1}</u>	<u>9.3×10^{-2}</u>	呼吸	I-131	<u>1.1×10^{-1}</u>	<u>2.0×10^{-1}</u>	<u>1.3×10^{-1}</u>	
	I-133	<u>1.4×10^{-2}</u>	<u>3.0×10^{-2}</u>	<u>2.2×10^{-2}</u>		I-133	<u>1.7×10^{-2}</u>	<u>3.6×10^{-2}</u>	<u>2.6×10^{-2}</u>	
葉菜摂取	I-131	<u>2.6×10^{-1}</u>	<u>6.1×10^{-1}</u>	<u>4.6×10^{-1}</u>	葉菜摂取	I-131	<u>3.4×10^{-1}</u>	<u>8.0×10^{-1}</u>	<u>6.0×10^{-1}</u>	
	I-133	<u>7.2×10^{-3}</u>	<u>2.0×10^{-2}</u>	<u>1.8×10^{-2}</u>		I-133	<u>8.7×10^{-3}</u>	<u>2.4×10^{-2}</u>	<u>2.2×10^{-2}</u>	
牛乳摂取	I-131	1.1×10^{-2}	<u>1.3×10^{-1}</u>	<u>1.2×10^{-1}</u>	牛乳摂取	I-131	1.1×10^{-2}	<u>1.2×10^{-1}</u>	<u>1.1×10^{-1}</u>	
	I-133	<u>1.3×10^{-4}</u>	<u>1.8×10^{-3}</u>	<u>2.2×10^{-4}</u>		I-133	<u>1.2×10^{-4}</u>	<u>1.6×10^{-3}</u>	<u>2.0×10^{-4}</u>	
合計		<u>3.8×10^{-1}</u>	<u>9.4×10^{-1}</u>	<u>7.0×10^{-1}</u>	合計		<u>4.9×10^{-1}</u>	<u>1.2×10^0</u>	<u>8.7×10^{-1}</u>	
第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合 の実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: $\mu\text{Sv/y}$)					第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合 の実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: $\mu\text{Sv/y}$)					気象データの更新及び 点検建屋設置に伴う変更
		成人	幼児	乳児			成人	幼児	乳児	
海藻類を摂取する場合		1.1×10^{-1}	<u>3.1×10^{-1}</u>	<u>3.9×10^{-1}</u>	海藻類を摂取する場合		1.1×10^{-1}	<u>3.3×10^{-1}</u>	<u>4.1×10^{-1}</u>	
海藻類を摂取しない場合		<u>4.5×10^{-1}</u>	<u>1.2</u>	<u>8.3×10^{-1}</u>	海藻類を摂取しない場合		<u>5.6×10^{-1}</u>	<u>1.4</u>	<u>1.0</u>	

高浜発電所 1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 5.1.1 図 評価地点

高浜発電所 1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載



第 5.1.1 図 評価地点

差異の説明

気象データの更新及び
 点検建屋設置
 に伴う変更

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

高浜発電所 1 (2) 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 1 (2) 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
	<p>(2 号炉)</p> <p>2. 放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域 1 号炉の「2.1.1 管理区域」の変更に同じ。</p> <p>2.1.3 周辺監視区域 1 号炉の「2.1.3 周辺監視区域」の変更に同じ。</p> <p>2.2 管理区域等の管理</p> <p>2.2.1 遮蔽</p> <p>2.2.1.2 遮蔽区分 1 号炉の「2.2.1.2 遮蔽区分」の変更に同じ。</p> <p>2.2.3 線量等の測定</p> <p>2.2.3.1 外部放射線に係る線量当量率の測定 1 号炉の「2.2.3 線量等の測定」の変更に同じ。</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方 1 号炉の「4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方」の変更に同じ。</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度</p> <p>(2) 計算条件 1 号炉の「(2) 計算条件」の変更に同じ。</p> <p>(3) 計算結果 1 号炉の「(3) 計算結果」の変更に同じ。</p> <p>4.2.3 気体廃棄物の放出量</p> <p>(2) 計算条件 1 号炉の「(2) 計算条件」の変更に同じ。</p> <p>(3) 計算結果 1 号炉の「(3) 計算結果」の変更に同じ。</p> <p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算条件 1 号炉の「2.1.1 管理区域」の変更に同じ。</p> <p>5.1.1.4 計算結果 1 号炉の「2.1.1 管理区域」の変更に同じ。</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p>	

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

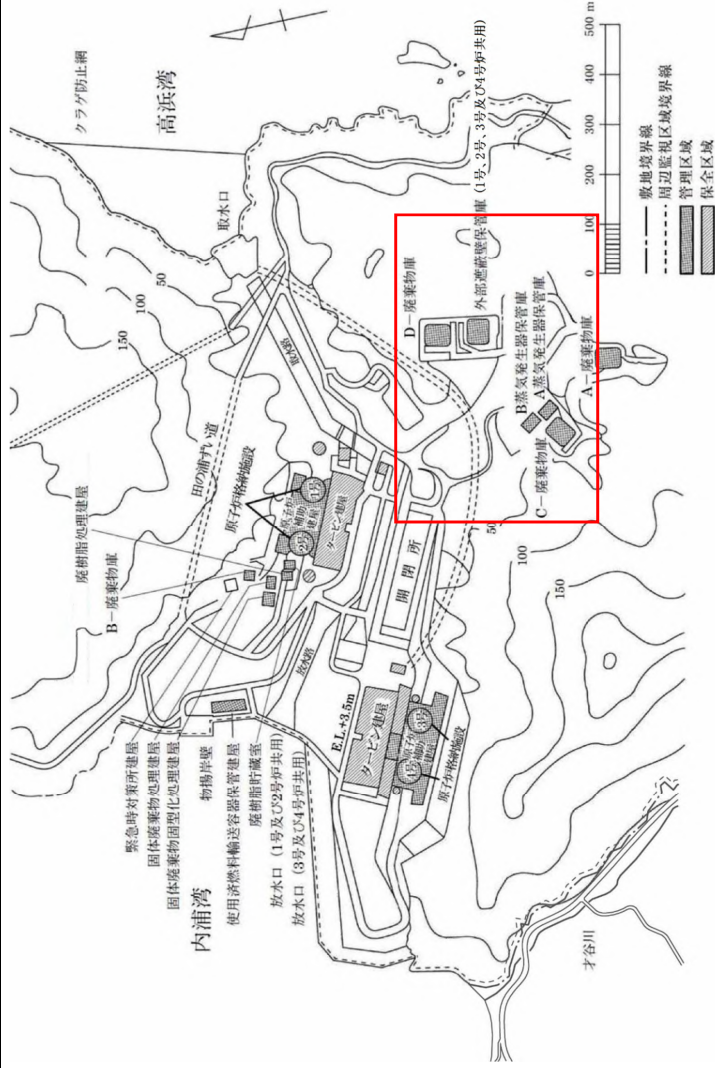
高浜発電所1 (2)号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所1 (2)号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
	<p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量 (2) 年平均地上空気中濃度の計算 b. 計算条件 1号炉の「b. 計算条件」の変更に同じ。 c. 計算結果 1号炉の「c. 計算結果」の変更に同じ。 (4) 計算条件 1号炉の「(4) 計算条件」の変更に同じ。 (5) 計算結果 1号炉の「(5) 計算結果」の変更に同じ。 5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量 (4) 計算結果 1号炉の「(4) 計算結果」の変更に同じ。 5.2 線量評価結果 1号炉の「5.2 線量評価結果」の変更に同じ。</p>	

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>(3 号炉及び 4 号炉)</p> <p>2. 放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)(第 1 条)に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とし、管理区域の外側で 1.3mSv/3 ヶ月を超えないように管理する。</p> <p>実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋等を管理区域とする。管理区域の範囲を第 2.1.1 図～第 2.1.7 図に示す。</p> <p>また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。</p> <p>2.1.3 周辺監視区域</p> <p>線量又は空気中もしくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 3 条及び第 9 条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上の便宜も考慮して第 2.1.8 図に示すように設定する。</p> <p>2.2 管理区域等の管理</p> <p>(3) 線量等の測定</p> <p>放射線業務従事者等の受ける線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため、放射線測定器等により、管理区域の外部放射線に係る線量当量率等の状況を把握する。</p> <p>a. 外部放射線に係る線量当量率の測定</p> <p>管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域</p>	<p>(3 号炉及び 4 号炉)</p> <p>2. 放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)(第 1 条)に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とし、管理区域の外側で 1.3mSv/3 ヶ月を超えないように管理する。</p> <p>実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、<u>保修点検建屋</u>等を管理区域とする。管理区域の範囲を第 2.1.1 図～第 2.1.7 図に示す。</p> <p>また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。</p> <p>(2.1.2 図～第 2.1.7 図は変更前の記載に同じ。)</p> <p>2.1.3 周辺監視区域</p> <p>線量又は空気中もしくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 3 条及び第 9 条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上の便宜も考慮して第 2.1.8 図に示すように設定する。</p> <p>2.2 管理区域等の管理</p> <p>(3) 線量等の測定</p> <p>放射線業務従事者等の受ける線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため、放射線測定器等により、管理区域の外部放射線に係る線量当量率等の状況を把握する。</p> <p>a. 外部放射線に係る線量当量率の測定</p> <p>管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域</p>	<p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。</p> <p>外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。</p> <p>エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固化処理建屋のエリアモニタは、現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタについては、現場、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。</p> <p>警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。</p> <p><u>また、放射線業務従事者等が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。</u></p> <p>サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。</p>	<p>内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。</p> <p>外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。</p> <p>エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。</p> <p>ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固化処理建屋のエリアモニタは、現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタについては、現場、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。</p> <p>警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。</p> <p>放射線業務従事者等が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。</p> <p><u>保修点検建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保修点検建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保修点検建屋内制御室、中央制御室（3号及び4号炉共用）及び放射線管理室（3号及び4号炉共用）に警報を発する。</u></p> <p>サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。</p>	<p>差異の説明</p> <p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

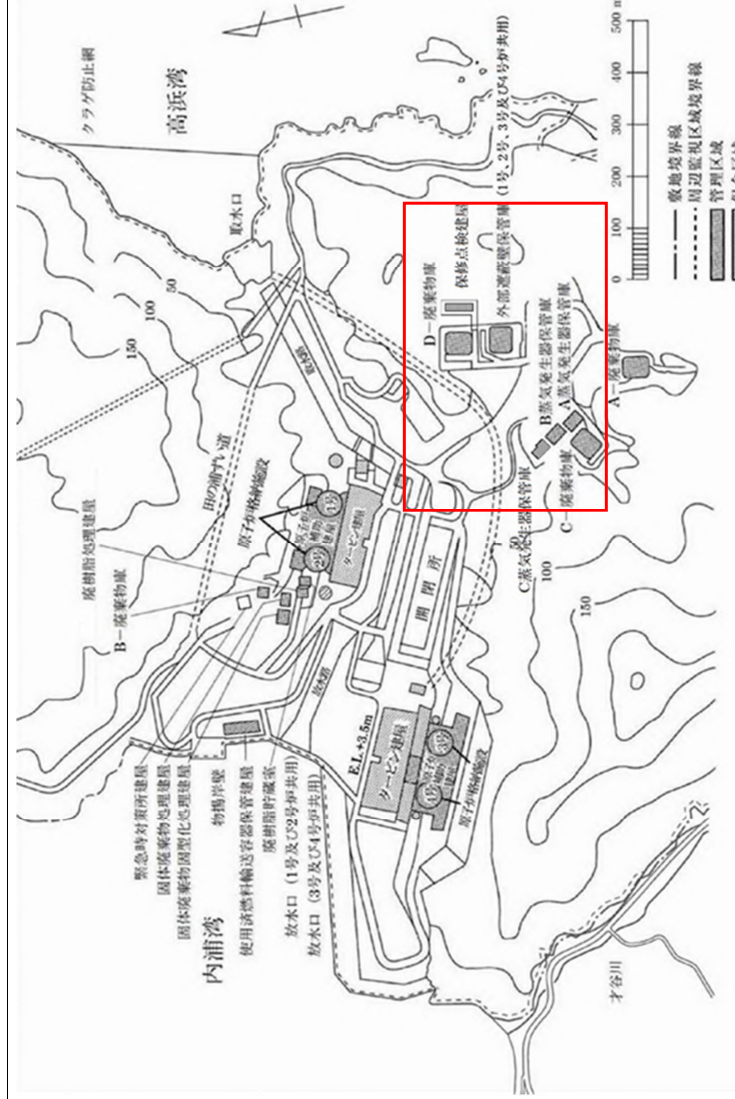
<2. 放射線管理>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第2.1.1図 管理区域及び保全区域図

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



第2.1.1図 管理区域及び保全区域図

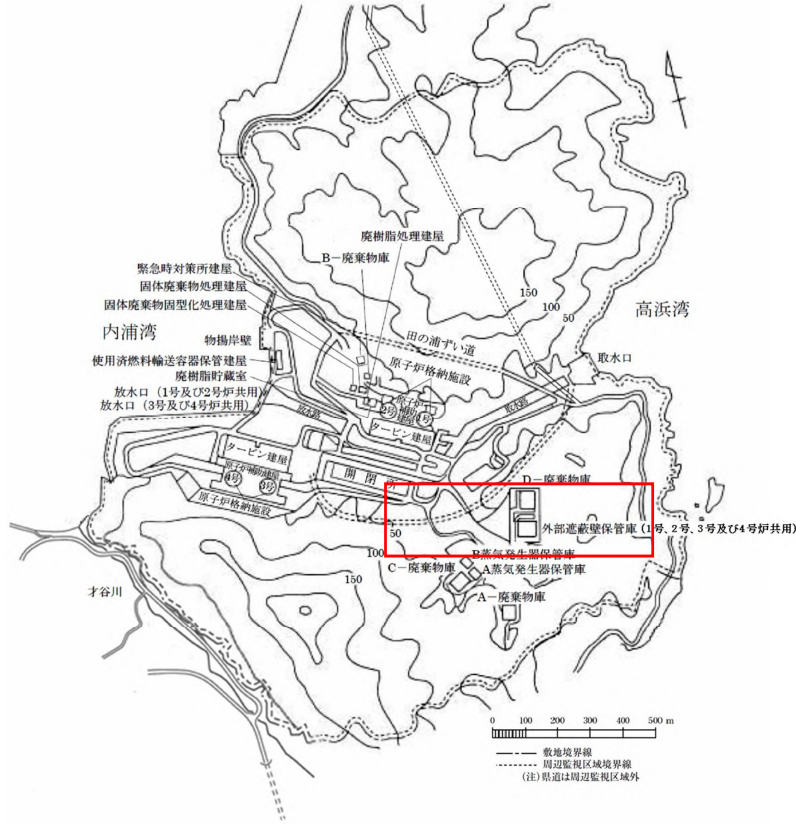
差異の説明

蒸気発生器保管庫及び保修点検建屋設置に伴う変更

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の説明



第 2.1.8 図 周辺監視区域図



第 2.1.8 図 周辺監視区域図

蒸気発生器保管庫及び修繕点検建屋設置に伴う変更

< 4. 放射性廃棄物処理 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>気体廃棄物としては、起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス等の廃ガスがある。また、本原子炉は運転中に水素をキャリアとして体積制御タンクから連続脱ガスを行う設備を設けているので、この設備を使用する場合には水素を主体とするパージガスが気体廃棄物となる。前者の気体廃棄物は、ガス減衰タンク内に貯留し、後者の気体廃棄物は水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンク内に貯留して放射能の減衰を図る。放出する場合は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>液体廃棄物は、蒸発器及び脱塩塔等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 8 条)に定める濃度限度以下になるようにする。</p> <p>固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物及び脱塩塔使用済樹脂である。</p> <p>濃縮廃液等は固化材(アスファルト又はセメント)と共にドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材(モルタル)を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。</p>	<p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>気体廃棄物としては、起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス等の廃ガスがある。また、本原子炉は運転中に水素をキャリアとして体積制御タンクから連続脱ガスを行う設備を設けているので、この設備を使用する場合には水素を主体とするパージガスが気体廃棄物となる。前者の気体廃棄物は、ガス減衰タンク内に貯留し、後者の気体廃棄物は水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンク内に貯留して放射能の減衰を図る。放出する場合は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>液体廃棄物は、蒸発器及び脱塩塔等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」(第 8 条)に定める濃度限度以下になるようにする。</p> <p>固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物及び脱塩塔使用済樹脂である。</p> <p>濃縮廃液等は固化材(アスファルト又はセメント)と共にドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材(モルタル)を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫(1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設)に貯蔵保管する。3 号</p>	<p>蒸気発生器取替え及び蒸気発生器保管庫設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																																																																																																																
<p>3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p>気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度</p> <p>(2) 計算条件</p> <p>(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>v_i</td> <td>:(Kr, Xe)</td> <td>6.5×10^{-8}</td> <td>(s⁻¹)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(I)</td> <td>1.3×10^{-8}</td> <td>(s⁻¹)</td> </tr> <tr> <td>W_m</td> <td>:(1 号炉)</td> <td>1.90×10^8</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2 号炉)</td> <td>1.89×10^8</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td><u>1.86×10^8</u></td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>: 2.52×10^7</td> <td></td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(原子炉の年間稼働率 80%)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>W_p</td> <td>:(1 号及び 2 号各炉)</td> <td>3.75×10^3</td> <td>(g/s)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td>3.75×10^3</td> <td>(g/s)</td> </tr> <tr> <td>DF_i</td> <td>:(Kr, Xe)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(I)</td> <td>10</td> <td></td> </tr> <tr> <td>FS_i</td> <td>:(1 号及び 2 号各炉)</td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>体積制御タンクの連続脱ガス無</td> <td>体積制御タンクの連続脱ガス有</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-85m)</td> <td>2.7×10^{-1}</td> <td>3.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-85)</td> <td>2.3×10^{-5}</td> <td>2.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-87)</td> <td>6.0×10^{-1}</td> <td>6.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-88)</td> <td>4.3×10^{-1}</td> <td>4.3×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-131m)</td> <td>1.0×10^{-2}</td> <td>2.2×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-133m)</td> <td>3.7×10^{-2}</td> <td>2.3×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-133)</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>2.3×10^{-1}</td> </tr> </table>	v_i	:(Kr, Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)		(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)	W_m	:(1 号炉)	1.90×10^8	(g)		(2 号炉)	1.89×10^8	(g)		(3 号及び 4 号各炉)	<u>1.86×10^8</u>	(g)	t	: 2.52×10^7		(s)		(原子炉の年間稼働率 80%)			W_p	:(1 号及び 2 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)		(3 号及び 4 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)	DF_i	:(Kr, Xe)	1			(I)	10		FS_i	:(1 号及び 2 号各炉)	(3 号及び 4 号各炉)			体積制御タンクの連続脱ガス無	体積制御タンクの連続脱ガス有			(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	3.0×10^{-1}		(Kr-85)	2.3×10^{-5}	2.0×10^{-1}		(Kr-87)	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}		(Kr-88)	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}		(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	2.2×10^{-1}		(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}		(Xe-133)	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-1}	<p>炉及び 4 号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器 6 基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫 (3 号及び 4 号炉共用) に貯蔵保管する。3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p>気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p> <p>(第 4.1.1 図は変更前の記載に同じ。)</p> <p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度</p> <p>(2) 計算条件</p> <p>(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>v_i</td> <td>:(Kr, Xe)</td> <td>6.5×10^{-8}</td> <td>(s⁻¹)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(I)</td> <td>1.3×10^{-8}</td> <td>(s⁻¹)</td> </tr> <tr> <td>W_m</td> <td>:(1 号炉)</td> <td>1.90×10^8</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2 号炉)</td> <td>1.89×10^8</td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td><u>1.95×10^8</u></td> <td>(g)</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>: 2.52×10^7</td> <td></td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(原子炉の年間稼働率 80%)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>W_p</td> <td>:(1 号及び 2 号各炉)</td> <td>3.75×10^3</td> <td>(g/s)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td>3.75×10^3</td> <td>(g/s)</td> </tr> <tr> <td>DF_i</td> <td>:(Kr, Xe)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(I)</td> <td>10</td> <td></td> </tr> <tr> <td>FS_i</td> <td>:(1 号及び 2 号各炉)</td> <td>(3 号及び 4 号各炉)</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>体積制御タンクの連続脱ガス無</td> <td>体積制御タンクの連続脱ガス有</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-85m)</td> <td>2.7×10^{-1}</td> <td>3.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-85)</td> <td>2.3×10^{-5}</td> <td>2.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-87)</td> <td>6.0×10^{-1}</td> <td>6.0×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Kr-88)</td> <td>4.3×10^{-1}</td> <td>4.3×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-131m)</td> <td>1.0×10^{-2}</td> <td>2.2×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-133m)</td> <td>3.7×10^{-2}</td> <td>2.3×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(Xe-133)</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>2.3×10^{-1}</td> </tr> </table>	v_i	:(Kr, Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)		(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)	W_m	:(1 号炉)	1.90×10^8	(g)		(2 号炉)	1.89×10^8	(g)		(3 号及び 4 号各炉)	<u>1.95×10^8</u>	(g)	t	: 2.52×10^7		(s)		(原子炉の年間稼働率 80%)			W_p	:(1 号及び 2 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)		(3 号及び 4 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)	DF_i	:(Kr, Xe)	1			(I)	10		FS_i	:(1 号及び 2 号各炉)	(3 号及び 4 号各炉)			体積制御タンクの連続脱ガス無	体積制御タンクの連続脱ガス有			(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	3.0×10^{-1}		(Kr-85)	2.3×10^{-5}	2.0×10^{-1}		(Kr-87)	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}		(Kr-88)	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}		(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	2.2×10^{-1}		(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}		(Xe-133)	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-1}	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
v_i	:(Kr, Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)																																																																																																																																																															
	(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)																																																																																																																																																															
W_m	:(1 号炉)	1.90×10^8	(g)																																																																																																																																																															
	(2 号炉)	1.89×10^8	(g)																																																																																																																																																															
	(3 号及び 4 号各炉)	<u>1.86×10^8</u>	(g)																																																																																																																																																															
t	: 2.52×10^7		(s)																																																																																																																																																															
	(原子炉の年間稼働率 80%)																																																																																																																																																																	
W_p	:(1 号及び 2 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)																																																																																																																																																															
	(3 号及び 4 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)																																																																																																																																																															
DF_i	:(Kr, Xe)	1																																																																																																																																																																
	(I)	10																																																																																																																																																																
FS_i	:(1 号及び 2 号各炉)	(3 号及び 4 号各炉)																																																																																																																																																																
	体積制御タンクの連続脱ガス無	体積制御タンクの連続脱ガス有																																																																																																																																																																
	(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	3.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-85)	2.3×10^{-5}	2.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-87)	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-88)	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	2.2×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-133)	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-1}																																																																																																																																																															
v_i	:(Kr, Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)																																																																																																																																																															
	(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)																																																																																																																																																															
W_m	:(1 号炉)	1.90×10^8	(g)																																																																																																																																																															
	(2 号炉)	1.89×10^8	(g)																																																																																																																																																															
	(3 号及び 4 号各炉)	<u>1.95×10^8</u>	(g)																																																																																																																																																															
t	: 2.52×10^7		(s)																																																																																																																																																															
	(原子炉の年間稼働率 80%)																																																																																																																																																																	
W_p	:(1 号及び 2 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)																																																																																																																																																															
	(3 号及び 4 号各炉)	3.75×10^3	(g/s)																																																																																																																																																															
DF_i	:(Kr, Xe)	1																																																																																																																																																																
	(I)	10																																																																																																																																																																
FS_i	:(1 号及び 2 号各炉)	(3 号及び 4 号各炉)																																																																																																																																																																
	体積制御タンクの連続脱ガス無	体積制御タンクの連続脱ガス有																																																																																																																																																																
	(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	3.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-85)	2.3×10^{-5}	2.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-87)	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Kr-88)	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	2.2×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}																																																																																																																																																															
	(Xe-133)	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-1}																																																																																																																																																															

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)			高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載			差異の説明
(Xe-135m)	8.0×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	(Xe-135m)	8.0×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	
(Xe-135)	1.8×10 ⁻¹	2.8×10 ⁻¹	(Xe-135)	1.8×10 ⁻¹	2.8×10 ⁻¹	
(Xe-138)	1.0	1.0	(Xe-138)	1.0	1.0	
(I-131)	0.0	0.0	(I-131)	0.0	0.0	
(I-133)	0.0	0.0	(I-133)	0.0	0.0	
W _B : (1号炉)	1.58×10 ²	(g/s)	W _B : (1号炉)	1.58×10 ²	(g/s)	
(2号炉)	1.57×10 ²	(g/s)	(2号炉)	1.57×10 ²	(g/s)	
(3号及び4号各炉)	<u>1.21</u> ×10 ²	(g/s)	(3号及び4号各炉)	<u>1.27</u> ×10 ²	(g/s)	
σ _i : (Xe-135 についてのみ考慮する)			σ _i : (Xe-135 についてのみ考慮する)			
	2.65×10 ⁻¹⁸	(cm ²)		2.65×10 ⁻¹⁸	(cm ²)	
φ : (1号及び2号各炉)	3.60×10 ¹³	(n/(cm ² ·s))	φ : (1号及び2号各炉)	3.60×10 ¹³	(n/(cm ² ·s))	
(3号及び4号各炉)	4.30×10 ¹³	(n/(cm ² ·s))	(3号及び4号各炉)	4.30×10 ¹³	(n/(cm ² ·s))	
P : (1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)	P : (1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)	
(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)	(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)	
f :	1	(%)	f :	1	(%)	
λ _i :	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽¹⁾ による。		λ _i :	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽¹⁾ による。		
Y _i :			Y _i :			
(3) 計算結果 1次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度を第4.2.1表に示す。			(3) 計算結果 1次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度を第4.2.1表に示す。			
4.2.3 気体廃棄物の放出量			4.2.3 気体廃棄物の放出量			
(2) 計算条件			(2) 計算条件			
(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
t _N :	2.59×10 ⁶	(s) (30 d)	t _N :	2.59×10 ⁶	(s) (30 d)	
t _H : (3号及び4号各炉)	3.46×10 ⁶	(s) (40 d)	t _H : (3号及び4号各炉)	3.46×10 ⁶	(s) (40 d)	
K :	1		K :	1		
W _e : (1号炉)	3.99×10 ⁹	(g/y)	W _e : (1号炉)	3.99×10 ⁹	(g/y)	蒸気発生器取替えに伴う変更
(2号炉)	3.96×10 ⁹	(g/y)	(2号炉)	3.96×10 ⁹	(g/y)	
(3号及び4号各炉)	<u>3.06</u> ×10 ⁹	(g/y)	(3号及び4号各炉)	<u>3.20</u> ×10 ⁹	(g/y)	
W _d : (1号及び2号各炉)	3.00×10 ⁸	(g/y)	W _d : (1号及び2号各炉)	3.00×10 ⁸	(g/y)	
(3号及び4号各炉)	3.00×10 ⁸	(g/y)	(3号及び4号各炉)	3.00×10 ⁸	(g/y)	

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)			高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載			差異の説明
n_d	:	4 (y ⁻¹)	n_d	:	4 (y ⁻¹)	
q	:	(3 号及び 4 号各炉) 3.33×10 ² (Ncm ³ /s) (1.2Nm ³ /h)	q	:	(3 号及び 4 号各炉) 3.33×10 ² (Ncm ³ /s) (1.2Nm ³ /h)	
t_v	:	(3 号及び 4 号各炉) 2.52×10 ⁷ (s/y) (292d/y)	t_v	:	(3 号及び 4 号各炉) 2.52×10 ⁷ (s/y) (292d/y)	
V_v	:	(3 号及び 4 号各炉) 1.00×10 ⁷ (Ncm ³) (46℃、0.206MPa で 5.1m ³)	V_v	:	(3 号及び 4 号各炉) 1.00×10 ⁷ (Ncm ³) (46℃、0.206MPa で 5.1m ³)	
(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
n	:	10 (y ⁻¹)	n	:	10 (y ⁻¹)	
t_f	:	5.76×10 ⁴ (s) (16h)	t_f	:	5.76×10 ⁴ (s) (16h)	
T	:	2.52×10 ⁶ (s) (29.2d)	T	:	2.52×10 ⁶ (s) (29.2d)	
L_1	:	1.16 (g/s) (0.1t/d)	L_1	:	1.16 (g/s) (0.1t/d)	
P_{ii}	:	(Kr,Xe) 1.0 (I) 0.1	P_{ii}	:	(Kr,Xe) 1.0 (I) 0.1	
V_R	:	(1 号及び 2 号各炉) 8.50 (m ³ /s) (255m ³ /min×2)	V_R	:	(1 号及び 2 号各炉) 8.50 (m ³ /s) (255m ³ /min×2)	
	:	(3 号及び 4 号各炉) 1.17×10 ¹ (m ³ /s) (350m ³ /min×2)		:	(3 号及び 4 号各炉) 1.17×10 ¹ (m ³ /s) (350m ³ /min×2)	
V_{CV}	:	(1 号及び 2 号各炉) 6.95×10 ⁴ (m ³)	V_{CV}	:	(1 号及び 2 号各炉) 6.95×10 ⁴ (m ³)	
	:	(3 号及び 4 号各炉) 6.74×10 ⁴ (m ³)		:	(3 号及び 4 号各炉) 6.74×10 ⁴ (m ³)	
η_{Ci}	:	(Kr, Xe) 0.0 (I) 0.9	η_{Ci}	:	(Kr, Xe) 0.0 (I) 0.9	
M	:	0.7	M	:	0.7	
(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
V_p	:	(1 号及び 2 号各炉) 1.20×10 ⁵ (m ³ /y)	V_p	:	(1 号及び 2 号各炉) 1.20×10 ⁵ (m ³ /y)	
	:	(3 号及び 4 号各炉) 1.30×10 ⁵ (m ³ /y)		:	(3 号及び 4 号各炉) 1.30×10 ⁵ (m ³ /y)	
η_{Di}	:	(1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 0.0 (I) 0.0	η_{Di}	:	(1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 0.0 (I) 0.0	
	:	(3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 0.0 (I) 0.9		:	(3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 0.0 (I) 0.9	
(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。			
L_2	:	9.26×10 ⁻¹ (g/s) (0.08t/d)	L_2	:	9.26×10 ⁻¹ (g/s) (0.08t/d)	

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>P_{24} : (1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.005 (3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.001</p> <p>(3) 計算結果 気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量を 1 号炉、2 号炉並びに 3 号及び 4 号各炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。 また、気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量の 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算について、第 4.2.4 表に示す。</p> <p>4.3 液体廃棄物処理 4.3.1 放射性廃液の発生源 平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。</p> <p>(1) 1 次冷却材抽出水 (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン (3) 良水質の補助建屋機器ドレン (4) 低水質の補助建屋機器ドレン (5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン (6) 薬品ドレン (7) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水 (以下「洗淨排水」という。)</p> <p>(1)及び(2)の廃液については、脱塩塔でイオン状不純物を除去して冷却材貯蔵タンクに貯留した後、脱ガス塔で溶存気体を分離し (分離された気体は気体廃棄物として処理する) ほう酸回収装置蒸発器により溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮液は、ほう酸溶液として原則として再使用する。</p> <p>(3)の廃液については、良水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水モニタタンクに送り、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。</p>	<p>P_{24} : (1 号及び 2 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.005 (3 号及び 4 号各炉) (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.001</p> <p>(3) 計算結果 気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量を 1 号炉、2 号炉並びに 3 号及び 4 号各炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。 また、気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出量の 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算について、第 4.2.4 表に示す。 <u>(4.2.2 表(1)及び(2)並びに第 4.2.3 表(1)及び(2) は変更前の記載に同じ。)</u></p> <p>4.3 液体廃棄物処理 4.3.1 放射性廃液の発生源 平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。</p> <p>(1) 1 次冷却材抽出水 (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン (3) 良水質の補助建屋機器ドレン (4) 低水質の補助建屋機器ドレン <u>(<u>保修点検建屋ドレン含む</u>)</u> (5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン (6) 薬品ドレン (7) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水 (以下「洗淨排水」という。)</p> <p>(1)及び(2)の廃液については、脱塩塔でイオン状不純物を除去して冷却材貯蔵タンクに貯留した後、脱ガス塔で溶存気体を分離し (分離された気体は気体廃棄物として処理する) ほう酸回収装置蒸発器により溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮液は、ほう酸溶液として原則として再使用する。</p> <p>(3)の廃液については、良水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水モニタタンクに送り、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。</p>	<p>保修点検建屋設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>(4)、(5)及び(6)の廃液については、低水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、ここで放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。</p> <p>(7)の廃液については、原則として洗浄排水処理装置で処理し、固形分を分離する。処理水は洗浄排水モニタタンクに貯留し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。分離した固形分は、雑固体廃棄物として処理する。</p> <p>上記の他、酸液ドレンタンクに集められる強酸ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。</p> <p>4.3.2 放射性廃液の発生量</p> <p>平常運転時に発生する放射性廃液の量は、次の前提条件に基づき推定する。</p> <p>(1) 1 次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定して推定する。</p> <p>(2) 1 次冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。</p> <p>(3) 床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。</p> <p>(4) 洗浄排水及び薬品ドレンについては、実績等を考慮し推定する。</p> <p>放射性廃液の年間推定発生量は、第 4.3.1 表に示す。</p> <p>4.3.3 液体廃棄物の放出量</p> <p>放射性廃液の発生源のうち、1 次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン及び良水質の補助建屋ドレンは、処理後、100%を液体廃棄物として放出するものとして評価する。液体廃棄物の年間推定放出量を第 4.3.1 表に示す。</p> <p>上記放出量中に含まれる放射エネルギー (トリチウムを除く。) は、3 号炉及び 4 号炉合算で約 $3.1 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ となる。</p> <p>放出放射エネルギーの算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1%と想定し、1 次冷却材中の放射性物質の濃度 (希ガス及びトリチウムを除く。) は、3 号炉及び 4 号炉で約 $8.0 \times 10^5 \text{Bq/g}$ とした。</p> <p>発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略を第 4.3.1 図に示す。</p> <p>液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して、液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き 1 号、2 号、</p>	<p>(4)、(5)及び(6)の廃液については、低水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、ここで放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。</p> <p>(7)の廃液については、原則として洗浄排水処理装置で処理し、固形分を分離する。処理水は洗浄排水モニタタンクに貯留し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。分離した固形分は、雑固体廃棄物として処理する。</p> <p>上記の他、酸液ドレンタンクに集められる強酸ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。</p> <p>4.3.2 放射性廃液の発生量</p> <p>平常運転時に発生する放射性廃液の量は、次の前提条件に基づき推定する。</p> <p>(1) 1 次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定して推定する。</p> <p>(2) 1 次冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。</p> <p>(3) 床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。</p> <p>(4) 洗浄排水及び薬品ドレンについては、実績等を考慮し推定する。</p> <p>放射性廃液の年間推定発生量は、第 4.3.1 表に示す。</p> <p>4.3.3 液体廃棄物の放出量</p> <p>放射性廃液の発生源のうち、1 次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン及び良水質の補助建屋ドレンは、処理後、100%を液体廃棄物として放出するものとして評価する。液体廃棄物の年間推定放出量を第 4.3.1 表に示す。</p> <p>上記放出量中に含まれる放射エネルギー (トリチウムを除く。) は、3 号炉及び 4 号炉合算で約 $3.2 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ となる。</p> <p>放出放射エネルギーの算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1%と想定し、1 次冷却材中の放射性物質の濃度 (希ガス及びトリチウムを除く。) は、3 号炉及び 4 号炉で約 $7.8 \times 10^5 \text{Bq/g}$ とした。</p> <p>発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略を第 4.3.1 図に示す。</p> <p>液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して、液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き 1 号、2 号、</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>3 号及び 4 号各炉 3.7×10^{10}Bq/y、トリチウムについては、1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉 5.6×10^{13}Bq/y とする。</p> <p>また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第 4.3.2 表に示す。これらの希釈水となる復水器冷却水等の量は、放水口 (1 号及び 2 号炉共用) において各炉あたり 1.28×10^9m³/y、放水口 (3 号及び 4 号炉共用) において各炉あたり 1.59×10^9m³/y である。</p> <p>4.4 固体廃棄物処理</p> <p>4.4.1 固体廃棄物の発生源とその発生量</p> <p>平常運転時において、発生する固体廃棄物の発生源としては、廃液蒸発装置の濃縮廃液、酸液ドレン (強酸)、雑固体廃棄物 (ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等) 及び脱塩塔使用済樹脂がある。</p> <p>廃液蒸発装置の濃縮廃液及び酸液ドレン (強酸) は、固化材 (アスファルト又はセメント) と共にドラム詰めを行う。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行う。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材 (モルタル) を充てんしてドラム詰めを行う。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部 (脱塩塔又は使用済樹脂貯蔵タンクの平均表面線量当量率が 2mSv/h 以下) は、雑固体廃棄物としてドラム詰めし必要に応じて放射能を減衰させた後焼却する。</p> <p>また、ドラム詰め等が困難な大型機材等については、こん包等の措置を講じる。</p> <p>上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。</p> <p>固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、放射性廃液の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。</p> <p>固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第 4.4.1 表に示す。</p> <p>なお、3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。</p>	<p>3 号及び 4 号各炉 3.7×10^{10}Bq/y、トリチウムについては、1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉 5.6×10^{13}Bq/y とする。</p> <p>また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第 4.3.2 表に示す。これらの希釈水となる復水器冷却水等の量は、放水口 (1 号及び 2 号炉共用) において各炉当たり 1.28×10^9m³/y、放水口 (3 号及び 4 号炉共用) において各炉当たり 1.59×10^9m³/y である。</p> <p><u>(第 4.3.2 表は変更前の記載に同じ。)</u></p> <p>4.4 固体廃棄物処理</p> <p>4.4.1 固体廃棄物の発生源とその発生量</p> <p>平常運転時において、発生する固体廃棄物の発生源としては、廃液蒸発装置の濃縮廃液、酸液ドレン (強酸)、雑固体廃棄物 (ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等) 及び脱塩塔使用済樹脂がある。</p> <p>廃液蒸発装置の濃縮廃液及び酸液ドレン (強酸) は、固化材 (アスファルト又はセメント) と共にドラム詰めを行う。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行う。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材 (モルタル) を充てんしてドラム詰めを行う。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部 (脱塩塔又は使用済樹脂貯蔵タンクの平均表面線量当量率が 2mSv/h 以下) は、雑固体廃棄物としてドラム詰めし必要に応じて放射能を減衰させた後焼却する。</p> <p>また、ドラム詰め等が困難な大型機材等については、こん包等の措置を講じる。</p> <p>上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。</p> <p>固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、放射性廃液の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。</p> <p>固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第 4.4.1 表に示す。</p> <p>なお、3 号炉及び 4 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、蒸気発生器保管庫 <u>(1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設)</u> に貯蔵保管する。<u>3 号炉及び 4 号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器 6 基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>蒸気発生器保管庫設置に伴う変更</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、汚染拡大防止策を講じて、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。また、取替えに伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容若しくは焼却処理後ドラム詰め又はこん包を行う。</p> <p>4.4.2 保管管理</p> <p>ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、3号炉及び4号炉で取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図る。</p> <p>固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫及び外部遮蔽壁保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。</p>	<p>蒸気発生器保管庫 (3号及び4号炉共用) に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、汚染拡大防止策を講じて、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。また、取替えに伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容若しくは焼却処理後ドラム詰め又はこん包を行う。</p> <p>(第4.4.1表は変更前の記載に同じ。)</p> <p>4.4.2 保管管理</p> <p>ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、3号炉及び4号炉で取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は蒸気発生器保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設) に貯蔵保管する。<u>3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器 6 基等は蒸気発生器保管庫 (3号及び4号炉共用) に貯蔵保管する。</u>3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図る。</p> <p>固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫及び外部遮蔽壁保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。</p>	<p>蒸気発生器保管庫設置に伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																																																								
<p>第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度 (単位: Bq/g)</p> <table border="1" data-bbox="257 306 891 1098"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>1 号炉</th> <th>2 号炉</th> <th>3 号及び 4 号各炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kr-85m</td> <td>7.09×10⁴</td> <td>7.12×10⁴</td> <td><u>7.81</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-85</td> <td>2.70×10⁴</td> <td>2.72×10⁴</td> <td><u>5.56</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Kr-87</td> <td>4.12×10⁴</td> <td>4.14×10⁴</td> <td><u>4.59</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-88</td> <td>1.22×10⁵</td> <td>1.23×10⁵</td> <td><u>1.36</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-131m</td> <td>5.57×10⁴</td> <td>5.60×10⁴</td> <td><u>1.87</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133m</td> <td>9.62×10⁴</td> <td>9.66×10⁴</td> <td><u>6.23</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133</td> <td>6.39×10⁶</td> <td>6.43×10⁶</td> <td><u>2.82</u>×10⁶</td> </tr> <tr> <td>Xe-135m</td> <td>3.74×10³</td> <td>3.76×10³</td> <td><u>4.17</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Xe-135</td> <td>1.26×10⁵</td> <td>1.26×10⁵</td> <td><u>1.12</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-138</td> <td>2.00×10⁴</td> <td>2.01×10⁴</td> <td><u>2.23</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-131</td> <td>7.61×10⁴</td> <td>7.61×10⁴</td> <td><u>8.39</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>1.30×10⁵</td> <td>1.30×10⁵</td> <td><u>1.43</u>×10⁵</td> </tr> </tbody> </table>	核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉	Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.81</u> ×10 ⁴	Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.56</u> ×10 ³	Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.59</u> ×10 ⁴	Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.36</u> ×10 ⁵	Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.87</u> ×10 ⁴	Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.23</u> ×10 ⁴	Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.82</u> ×10 ⁶	Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>4.17</u> ×10 ³	Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.12</u> ×10 ⁵	Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.23</u> ×10 ⁴	I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.39</u> ×10 ⁴	I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.43</u> ×10 ⁵	<p>第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度 (単位: Bq/g)</p> <table border="1" data-bbox="1084 306 1718 1098"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>1 号炉</th> <th>2 号炉</th> <th>3 号及び 4 号各炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kr-85m</td> <td>7.09×10⁴</td> <td>7.12×10⁴</td> <td><u>7.49</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-85</td> <td>2.70×10⁴</td> <td>2.72×10⁴</td> <td><u>5.53</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Kr-87</td> <td>4.12×10⁴</td> <td>4.14×10⁴</td> <td><u>4.39</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Kr-88</td> <td>1.22×10⁵</td> <td>1.23×10⁵</td> <td><u>1.31</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-131m</td> <td>5.57×10⁴</td> <td>5.60×10⁴</td> <td><u>1.85</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133m</td> <td>9.62×10⁴</td> <td>9.66×10⁴</td> <td><u>6.09</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>Xe-133</td> <td>6.39×10⁶</td> <td>6.43×10⁶</td> <td><u>2.77</u>×10⁶</td> </tr> <tr> <td>Xe-135m</td> <td>3.74×10³</td> <td>3.76×10³</td> <td><u>3.98</u>×10³</td> </tr> <tr> <td>Xe-135</td> <td>1.26×10⁵</td> <td>1.26×10⁵</td> <td><u>1.08</u>×10⁵</td> </tr> <tr> <td>Xe-138</td> <td>2.00×10⁴</td> <td>2.01×10⁴</td> <td><u>2.13</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-131</td> <td>7.61×10⁴</td> <td>7.61×10⁴</td> <td><u>8.36</u>×10⁴</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>1.30×10⁵</td> <td>1.30×10⁵</td> <td><u>1.41</u>×10⁵</td> </tr> </tbody> </table>	核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉	Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.49</u> ×10 ⁴	Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.53</u> ×10 ³	Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.39</u> ×10 ⁴	Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.31</u> ×10 ⁵	Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.85</u> ×10 ⁴	Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.09</u> ×10 ⁴	Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.77</u> ×10 ⁶	Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>3.98</u> ×10 ³	Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.08</u> ×10 ⁵	Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.13</u> ×10 ⁴	I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.36</u> ×10 ⁴	I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.41</u> ×10 ⁵	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉																																																																																																							
Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.81</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.56</u> ×10 ³																																																																																																							
Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.59</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.36</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.87</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.23</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.82</u> ×10 ⁶																																																																																																							
Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>4.17</u> ×10 ³																																																																																																							
Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.12</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.23</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.39</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.43</u> ×10 ⁵																																																																																																							
核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉																																																																																																							
Kr-85m	7.09×10 ⁴	7.12×10 ⁴	<u>7.49</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-85	2.70×10 ⁴	2.72×10 ⁴	<u>5.53</u> ×10 ³																																																																																																							
Kr-87	4.12×10 ⁴	4.14×10 ⁴	<u>4.39</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Kr-88	1.22×10 ⁵	1.23×10 ⁵	<u>1.31</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-131m	5.57×10 ⁴	5.60×10 ⁴	<u>1.85</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133m	9.62×10 ⁴	9.66×10 ⁴	<u>6.09</u> ×10 ⁴																																																																																																							
Xe-133	6.39×10 ⁶	6.43×10 ⁶	<u>2.77</u> ×10 ⁶																																																																																																							
Xe-135m	3.74×10 ³	3.76×10 ³	<u>3.98</u> ×10 ³																																																																																																							
Xe-135	1.26×10 ⁵	1.26×10 ⁵	<u>1.08</u> ×10 ⁵																																																																																																							
Xe-138	2.00×10 ⁴	2.01×10 ⁴	<u>2.13</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-131	7.61×10 ⁴	7.61×10 ⁴	<u>8.36</u> ×10 ⁴																																																																																																							
I-133	1.30×10 ⁵	1.30×10 ⁵	<u>1.41</u> ×10 ⁵																																																																																																							

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明	
第4.2.2表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						第4.2.2表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)							
核種	項目	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合計	核種	項目	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合計
Kr-85m		~0	2.1×10 ¹⁰	<u>4.1</u> ×10 ⁹	<u>1.9</u> ×10 ¹²	<u>1.9</u> ×10 ¹²	Kr-85m		~0	2.1×10 ¹⁰	<u>3.9</u> ×10 ⁹	<u>1.8</u> ×10 ¹²	<u>1.8</u> ×10 ¹²
Kr-85		1.3×10 ¹⁴	1.7×10 ¹¹	1.6×10 ¹⁰	1.3×10 ¹¹	1.3×10 ¹⁴	Kr-85		1.3×10 ¹⁴	1.7×10 ¹¹	1.6×10 ¹⁰	1.3×10 ¹¹	1.3×10 ¹⁴
Kr-87		~0	<u>3.5</u> ×10 ⁹	<u>6.8</u> ×10 ⁸	1.1×10 ¹²	1.1×10 ¹²	Kr-87		~0	<u>3.4</u> ×10 ⁹	<u>6.5</u> ×10 ⁸	1.1×10 ¹²	1.1×10 ¹²
Kr-88		~0	<u>2.3</u> ×10 ¹⁰	<u>4.4</u> ×10 ⁹	<u>3.2</u> ×10 ¹²	<u>3.2</u> ×10 ¹²	Kr-88		~0	<u>2.2</u> ×10 ¹⁰	<u>4.2</u> ×10 ⁹	<u>3.1</u> ×10 ¹²	<u>3.1</u> ×10 ¹²
Xe-131m		4.6×10 ¹³	2.7×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰	<u>4.4</u> ×10 ¹¹	4.7×10 ¹³	Xe-131m		4.6×10 ¹³	2.7×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰	<u>4.3</u> ×10 ¹¹	4.7×10 ¹³
Xe-133m		1.1×10 ¹⁰	<u>2.1</u> ×10 ¹¹	<u>3.5</u> ×10 ¹⁰	1.5×10 ¹²	1.7×10 ¹²	Xe-133m		1.1×10 ¹⁰	<u>2.0</u> ×10 ¹¹	<u>3.4</u> ×10 ¹⁰	1.5×10 ¹²	1.7×10 ¹²
Xe-133		4.0×10 ¹⁴	2.1×10 ¹³	3.1×10 ¹²	<u>6.6</u> ×10 ¹³	4.9×10 ¹⁴	Xe-133		4.0×10 ¹⁴	2.1×10 ¹³	3.1×10 ¹²	<u>6.5</u> ×10 ¹³	4.9×10 ¹⁴
Xe-135m		~0	<u>6.6</u> ×10 ⁷	<u>1.3</u> ×10 ⁷	<u>9.8</u> ×10 ¹⁰	<u>9.8</u> ×10 ¹⁰	Xe-135m		~0	<u>6.3</u> ×10 ⁷	<u>1.2</u> ×10 ⁷	<u>9.3</u> ×10 ¹⁰	<u>9.3</u> ×10 ¹⁰
Xe-135		~0	<u>6.2</u> ×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	<u>2.7</u> ×10 ¹²	<u>2.7</u> ×10 ¹²	Xe-135		~0	<u>5.9</u> ×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	<u>2.6</u> ×10 ¹²	<u>2.6</u> ×10 ¹²
Xe-138		~0	<u>3.2</u> ×10 ⁸	<u>6.1</u> ×10 ⁷	<u>5.2</u> ×10 ¹¹	<u>5.2</u> ×10 ¹¹	Xe-138		~0	<u>3.1</u> ×10 ⁸	<u>5.9</u> ×10 ⁷	<u>5.0</u> ×10 ¹¹	<u>5.0</u> ×10 ¹¹
放出量合計		<u>5.8</u> ×10 ¹⁴	2.2×10 ¹³	3.2×10 ¹²	7.7×10 ¹³	6.8×10 ¹⁴	放出量合計		<u>5.7</u> ×10 ¹⁴	2.2×10 ¹³	3.2×10 ¹²	<u>7.6</u> ×10 ¹³	6.8×10 ¹⁴
γ線 実効エネルギー (MeV/dis)		3.4×10 ⁻²	<u>4.8</u> ×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	<u>1.6</u> ×10 ⁻¹	<u>4.8</u> ×10 ⁻²	γ線 実効エネルギー (MeV/dis)		3.4×10 ⁻²	<u>4.7</u> ×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	<u>1.5</u> ×10 ⁻¹	<u>4.7</u> ×10 ⁻²
β線 実効エネルギー (MeV/dis)		1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹	β線 実効エネルギー (MeV/dis)		1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹
第4.2.3表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)						第4.2.3表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉) (単位: Bq/y)							
核種	項目	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合計	核種	項目	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合計
I-131		1.1×10 ⁹	1.2×10 ⁹	2.0×10 ⁹	1.1×10 ⁹	5.3×10 ⁹	I-131		1.1×10 ⁹	1.2×10 ⁹	2.0×10 ⁹	1.1×10 ⁹	5.3×10 ⁹
I-133		<u>1.5</u> ×10 ⁹	3.3×10 ⁸	<u>3.4</u> ×10 ⁹	-	<u>5.1</u> ×10 ⁹	I-133		<u>1.4</u> ×10 ⁹	3.3×10 ⁸	<u>3.3</u> ×10 ⁹	-	<u>5.0</u> ×10 ⁹

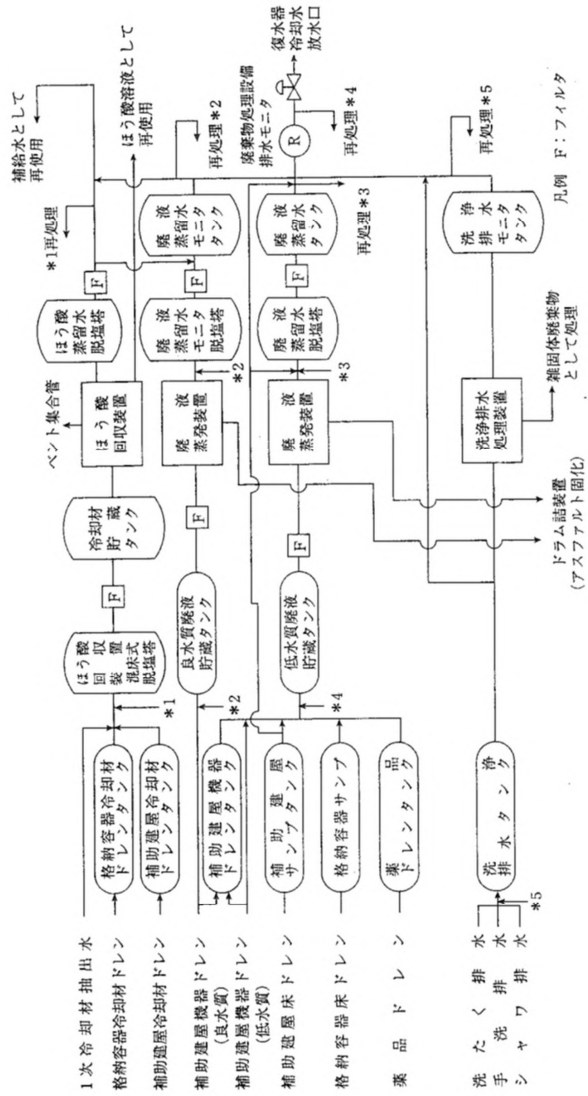
蒸気発生器取替えに伴う変更

蒸気発生器取替えに伴う変更

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明		
第 4.2.4 表 希ガス及びびよう素の放出量 (単位 : Bq/y)						第 4.2.4 表 希ガス及びびよう素の放出量 (単位 : Bq/y)						蒸気発生器取替えに伴う変更		
原子炉 核種		1 号炉	2 号炉	3 号炉	4 号炉	合計	原子炉 核種		1 号炉	2 号炉	3 号炉		4 号炉	合計
希ガス		1.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁵	希ガス		1.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.8×10 ¹⁴		6.8×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁵
よう素	I-131	2.6×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	5.3×10 ⁹	5.3×10 ⁹	6.2×10 ¹⁰	よう素	I-131	2.6×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	5.3×10 ⁹		5.3×10 ⁹	6.2×10 ¹⁰
	I-133	2.0×10 ¹⁰	2.0×10 ¹⁰	<u>5.1</u> ×10 ⁹	<u>5.1</u> ×10 ⁹	5.0×10 ¹⁰		I-133	2.0×10 ¹⁰	2.0×10 ¹⁰	<u>5.0</u> ×10 ⁹	<u>5.0</u> ×10 ⁹	5.0×10 ¹⁰	
第 4.3.1 表 放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量 (3 号炉及び 4 号炉合算) (単位 : m ³ /y)						第 4.3.1 表 放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量 (3 号炉及び 4 号炉合算) (単位 : m ³ /y)						蒸気発生器取替えに伴う変更		
種 類			放射性廃液の 年間推定発生量	液体廃棄物の 年間推定放出量		種 類			放射性廃液の 年間推定発生量	液体廃棄物の 年間推定放出量				
(1) 1 次冷却材抽出水			約 <u>9,000</u>	約 <u>9,000</u>		(1) 1 次冷却材抽出水			約 <u>9,100</u>	約 <u>9,100</u>		蒸気発生器取替えに伴う変更		
(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン						(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン								
(3) 良水質の補助建屋機器ドレン			約 500	約 500		(3) 良水質の補助建屋機器ドレン			約 500	約 500		保修点検建屋設置に伴う変更		
(4) 低水質の補助建屋機器ドレン			約 1,200	約 1,200		(4) 低水質の補助建屋機器ドレン (保修点検建屋ドレン含む。)			約 1,200	約 1,200				
(5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン						(5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン								
(6) 薬品ドレン						(6) 薬品ドレン								
(7) 洗浄排水			約 3,000	約 3,000		(7) 洗浄排水			約 3,000	約 3,000		蒸気発生器取替えに伴う変更		
合 計			約 <u>13,700</u>	約 <u>13,700</u>		合 計			約 <u>13,800</u>	約 <u>13,800</u>				

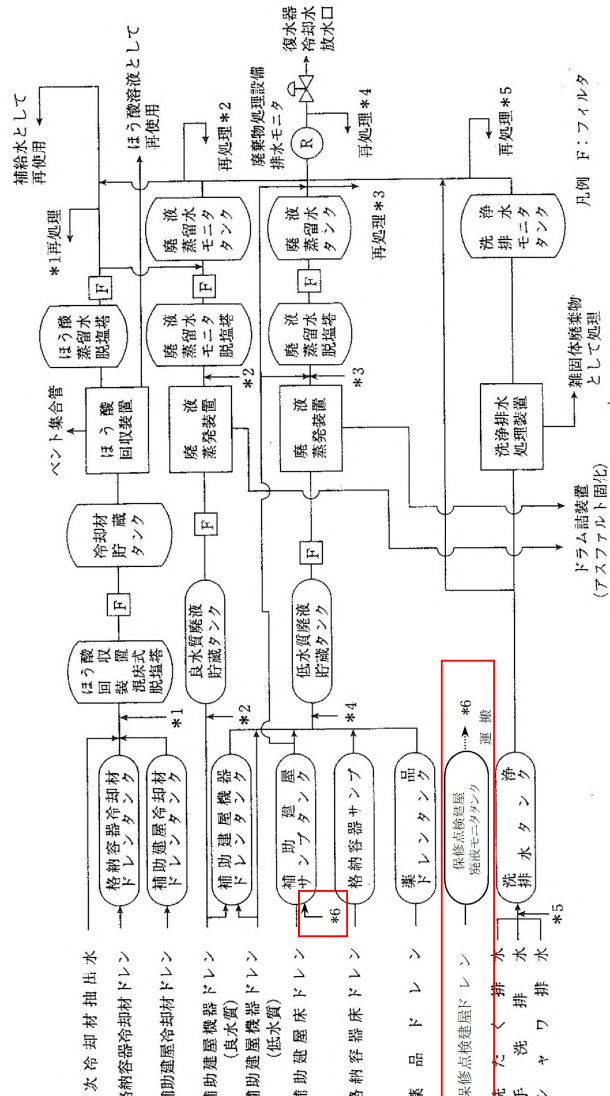
<4. 放射性廃棄物処理>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 4.1.2 図 液体廃棄物処理系統説明図

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



第 4.1.2 図 液体廃棄物処理系統説明図

差異の説明

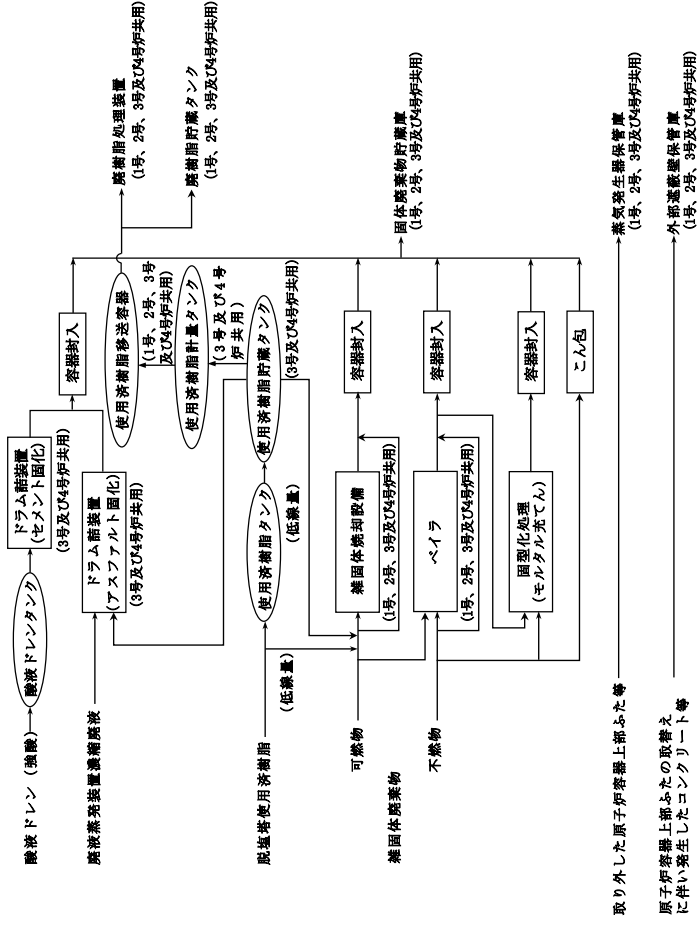
保修点検建屋設置に伴う変更

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

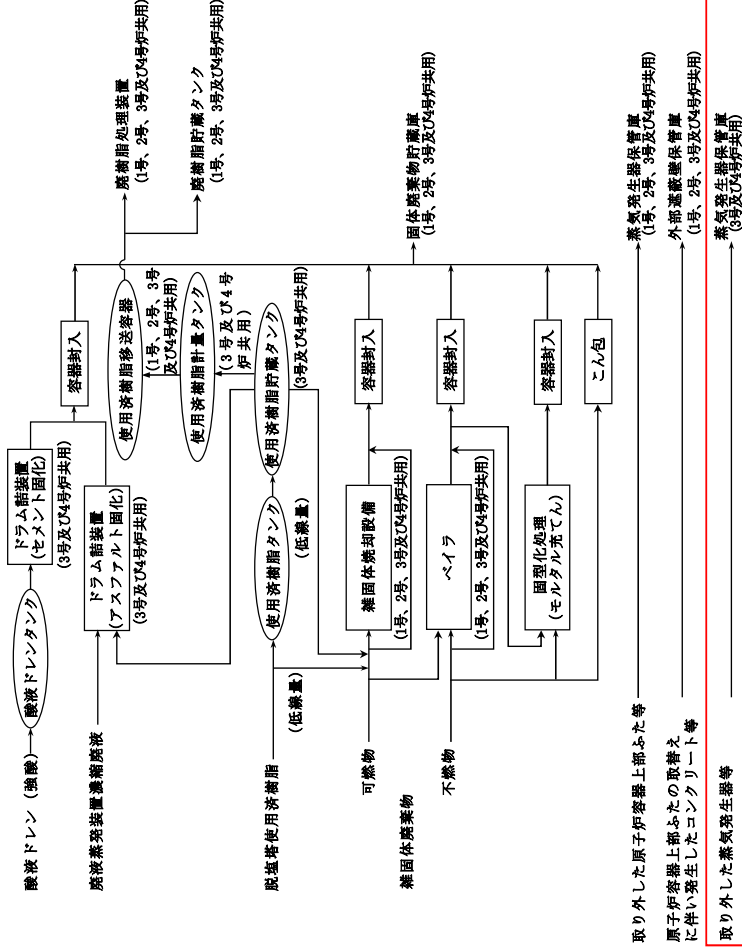
<4. 放射性廃棄物処理>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 4.1.3 図 固体廃棄物処理系統説明図

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

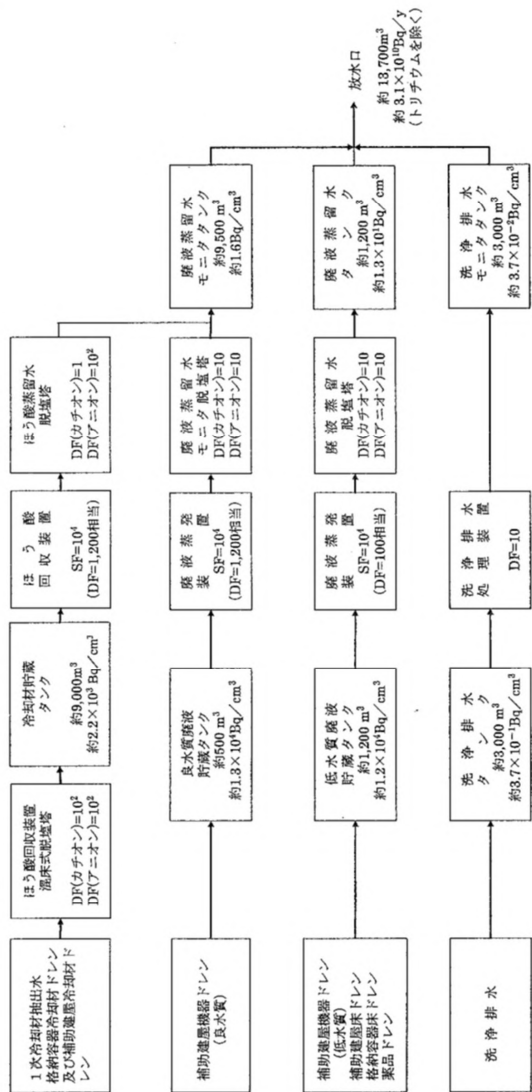


第 4.1.3 図 固体廃棄物処理系統説明図

差異の説明

蒸気発生器取替えに伴う変更

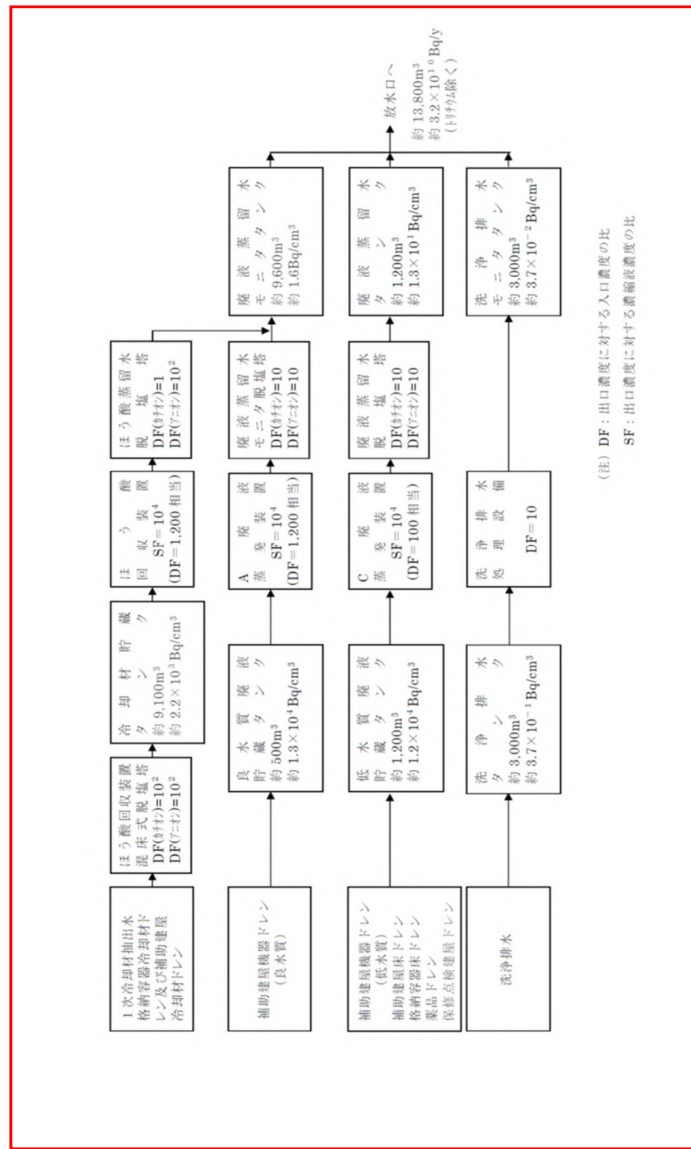
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



(注) DF：出口濃度に対する入口濃度の比
SF：出口濃度に対する濃縮濃度の比

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 (3号炉及び4号炉合算)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



(注) DF：出口濃度に対する入口濃度の比
SF：出口濃度に対する濃縮濃度の比

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 (3号炉及び4号炉合算)

差異の説明

蒸気発生器取替えに伴う変更

蒸気発生器保管庫設置に伴う変更

保守点検建屋設置に伴う変更

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算条件</p> <p>(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_1 : 4.46×10^{-4} $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$</p> <p>$\mu_{\text{en}}$: 3.84×10^{-3} (m^{-1})</p> <p>μ : 1.05×10^{-2} (m^{-1})</p> <p>α_B : 1.000</p> <p>β_B : 0.4492</p> <p>γ_B : 0.0038</p> <p>λ : 0 (考慮しない)</p> <p>h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。</p> <p>(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_2 : 0.8 ($\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy}$)</p> <p>$f_h$: 1</p> <p>f_0 : 1</p> <p>Q_{in} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 8.2×10^{14} (Bq/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) <u>5.8×10^{14}</u> (Bq/y)</p> <p>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) 5.0×10^{13} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 2.2×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{pin} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 3.7×10^{-2} (MeV/dis) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) 3.4×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) 4.5×10^{-2} (MeV/dis)</p>	<p>5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価</p> <p>5.1 実効線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算条件</p> <p>(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_1 : 4.46×10^{-4} $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$</p> <p>$\mu_{\text{en}}$: 3.84×10^{-3} (m^{-1})</p> <p>μ : 1.05×10^{-2} (m^{-1})</p> <p>α_B : 1.000</p> <p>β_B : 0.4492</p> <p>γ_B : 0.0038</p> <p>λ : 0 (考慮しない)</p> <p>h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。</p> <p>(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>K_2 : 0.8 ($\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy}$)</p> <p>$f_h$: 1</p> <p>f_0 : 1</p> <p>Q_{in} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 8.2×10^{14} (Bq/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) <u>5.7×10^{14}</u> (Bq/y)</p> <p>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) 5.0×10^{13} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 2.2×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{pin} : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 3.7×10^{-2} (MeV/dis) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) 3.4×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号及び 2 号各炉) 4.5×10^{-2} (MeV/dis)</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>(3 号及び 4 号各炉) 4.8×10^{-2} (MeV/dis)</p> <p>N : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 20 (回/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) 30 (回/y) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉) 10 (回/y)</p> <p>n_T : 第 5.1.2 表に示すとおりである。 f_{LT} : 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>N_i : 8,760</p> <p>$N_{L,S}$、$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$: 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>$\bar{S}_{L,S}$、$\bar{S}_{L-1,S}$、$\bar{S}_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p> <p>(9-16) 式、(9-17) 式及び (9-18) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1 号炉) 6.5×10^{12} (Bq/y) (2 号炉) 6.6×10^{12} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 3.2×10^{12} (Bq/y) 原子炉補助建屋の換気 (1 号及び 2 号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 7.7×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{ycont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1 号及び 2 号各炉) 4.6×10^{-2} (MeV/dis) (3 号及び 4 号各炉) 4.9×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉補助建屋の換気 (1 号及び 2 号各炉) 9.1×10^{-2} (MeV/dis) (3 号及び 4 号各炉) 1.6×10^{-1} (MeV/dis)</p> <p>$S_{L,S}$、$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p>	<p>(3 号及び 4 号各炉) 4.7×10^{-2} (MeV/dis)</p> <p>N : ガス減衰タンク排気 (1 号及び 2 号各炉) 20 (回/y) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3 号及び 4 号各炉) 30 (回/y) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉) 10 (回/y)</p> <p>n_T : 第 5.1.2 表に示すとおりである。 f_{LT} : 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>N_i : 8,760</p> <p>$N_{L,S}$、$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$: 第 5.1.3 表に示すとおりである。</p> <p>$\bar{S}_{L,S}$、$\bar{S}_{L-1,S}$、$\bar{S}_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p> <p>(9-16) 式、(9-17) 式及び (9-18) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1 号炉) 6.5×10^{12} (Bq/y) (2 号炉) 6.6×10^{12} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 3.2×10^{12} (Bq/y) 原子炉補助建屋の換気 (1 号及び 2 号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y) (3 号及び 4 号各炉) 7.6×10^{13} (Bq/y)</p> <p>E_{ycont} : 原子炉格納容器減圧時の排気 (1 号及び 2 号各炉) 4.6×10^{-2} (MeV/dis) (3 号及び 4 号各炉) 4.9×10^{-2} (MeV/dis) 原子炉補助建屋の換気 (1 号及び 2 号各炉) 9.1×10^{-2} (MeV/dis) (3 号及び 4 号各炉) 1.5×10^{-1} (MeV/dis)</p> <p>$S_{L,S}$、$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表に示すとおりである。</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5.1.1.4 計算結果</p> <p>将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 2 号炉心から南南東方向約 830m 地点であり、その実効線量は年間約 <u>7.2</u> μ Sv である。</p> <p>参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。</p> <p>なお、敷地内を通る一般道路における、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による最大の実効線量は年間約 <u>12</u> μ Sv である。</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>(2) 年平均地上空気中濃度の計算</p> <p>b. 計算条件</p> <p>(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{in} : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 1.9$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>1.5</u>$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 9.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.2$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 3.3$\times 10^8$ (Bq/y)</p>	<p>5.1.1.4 計算結果</p> <p>将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 2 号炉心から南南東方向約 830m 地点であり、その実効線量は年間約 <u>11</u> μ Sv である。</p> <p>参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。</p> <p>なお、敷地内を通る一般道路における、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による最大の実効線量は年間約 <u>14</u> μ Sv である。</p> <p>5.1.3 よう素による実効線量</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量</p> <p>(2) 年平均地上空気中濃度の計算</p> <p>b. 計算条件</p> <p>(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{in} : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 1.9$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>1.4</u>$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <p>Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 9.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.2$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 2.7$\times 10^9$ (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 3.3$\times 10^8$ (Bq/y)</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																
<p>原子炉補助建屋の換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 8.9×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 2.0×10^9 (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号炉) 1.5×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(2 号炉) 1.6×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>3.4×10^9</u> (Bq/y)</p> <p>定期検査時に放出されるよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 5.2×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)</p>	<p>原子炉補助建屋の換気中のよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 8.9×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 2.0×10^9 (Bq/y)</p> <p>I-133</p> <p>(1 号炉) 1.5×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(2 号炉) 1.6×10^{10} (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) <u>3.3×10^9</u> (Bq/y)</p> <p>定期検査時に放出されるよう素の年間放出量</p> <p>I-131</p> <p>(1 号及び 2 号各炉) 5.2×10^9 (Bq/y)</p> <p>(3 号及び 4 号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)</p>	<p>蒸気発生器取替えに伴う変更</p>																																																																
<p>c. 計算結果</p> <p>陸側 13 方位の敷地境界外であって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西南西方向約 <u>870m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>6.8×10^{-10} Bq/cm³</u> 及び約 <u>5.9×10^{-10} Bq/cm³</u> である。</p> <p>また、現存する牧草地で、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西方向約 <u>2,770m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>3.1×10^{-11} Bq/cm³</u> 及び約 <u>2.5×10^{-11} Bq/cm³</u> である。</p>	<p>c. 計算結果</p> <p>陸側 13 方位の敷地境界外であって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から南南東方向約 <u>830m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>9.0×10^{-10} Bq/cm³</u> 及び約 <u>7.1×10^{-10} Bq/cm³</u> である。</p> <p>また、現存する牧草地で、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2 号炉心から西方向約 <u>2,770m</u> の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 <u>2.8×10^{-11} Bq/cm³</u> 及び約 <u>2.3×10^{-11} Bq/cm³</u> である。</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>																																																																
<p>(4) 計算条件</p> <p>(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>K_{ii} : 成人</td> <td>I-131</td> <td>1.5×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>2.9×10^{-3}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td>I-131</td> <td>6.9×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>乳児</td> <td>I-131</td> <td>1.3×10^{-1}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>3.5×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>M_a : 成人</td> <td></td> <td>2.22×10^7</td> <td>(cm³/d)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td></td> <td>8.72×10^6</td> <td>(cm³/d)</td> </tr> </table>	K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)		I-133	2.9×10^{-3}	(μ Sv/Bq)	幼児	I-131	6.9×10^{-2}	(μ Sv/Bq)		I-133	1.6×10^{-2}	(μ Sv/Bq)	乳児	I-131	1.3×10^{-1}	(μ Sv/Bq)		I-133	3.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)	M_a : 成人		2.22×10^7	(cm ³ /d)	幼児		8.72×10^6	(cm ³ /d)	<p>(4) 計算条件</p> <p>(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>K_{ii} : 成人</td> <td>I-131</td> <td>1.5×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>2.9×10^{-3}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td>I-131</td> <td>6.9×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>1.6×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>乳児</td> <td>I-131</td> <td>1.3×10^{-1}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>I-133</td> <td>3.5×10^{-2}</td> <td>(μ Sv/Bq)</td> </tr> <tr> <td>M_a : 成人</td> <td></td> <td>2.22×10^7</td> <td>(cm³/d)</td> </tr> <tr> <td>幼児</td> <td></td> <td>8.72×10^6</td> <td>(cm³/d)</td> </tr> </table>	K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)		I-133	2.9×10^{-3}	(μ Sv/Bq)	幼児	I-131	6.9×10^{-2}	(μ Sv/Bq)		I-133	1.6×10^{-2}	(μ Sv/Bq)	乳児	I-131	1.3×10^{-1}	(μ Sv/Bq)		I-133	3.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)	M_a : 成人		2.22×10^7	(cm ³ /d)	幼児		8.72×10^6	(cm ³ /d)	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	2.9×10^{-3}	(μ Sv/Bq)																																																															
幼児	I-131	6.9×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	1.6×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
乳児	I-131	1.3×10^{-1}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	3.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
M_a : 成人		2.22×10^7	(cm ³ /d)																																																															
幼児		8.72×10^6	(cm ³ /d)																																																															
K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	2.9×10^{-3}	(μ Sv/Bq)																																																															
幼児	I-131	6.9×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	1.6×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
乳児	I-131	1.3×10^{-1}	(μ Sv/Bq)																																																															
	I-133	3.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)																																																															
M_a : 成人		2.22×10^7	(cm ³ /d)																																																															
幼児		8.72×10^6	(cm ³ /d)																																																															

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
乳 児 2.86×10^6 (cm ³ /d)	乳 児 2.86×10^6 (cm ³ /d)	蒸気発生器取替えに伴う変更
$\bar{\chi}_{hi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	$\bar{\chi}_{hi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	
I-131 6.8×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-131 9.0×10^{-10} (Bq/cm ³)	
I-133 5.9×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-133 7.1×10^{-10} (Bq/cm ³)	
(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。		
K_n : 成 人 I-131 1.6×10^{-2} (μ Sv/Bq)	K_n : 成 人 I-131 1.6×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
I-133 3.1×10^{-3} (μ Sv/Bq)	I-133 3.1×10^{-3} (μ Sv/Bq)	
幼 児 I-131 7.5×10^{-2} (μ Sv/Bq)	幼 児 I-131 7.5×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
I-133 1.7×10^{-2} (μ Sv/Bq)	I-133 1.7×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
乳 児 I-131 1.4×10^{-1} (μ Sv/Bq)	乳 児 I-131 1.4×10^{-1} (μ Sv/Bq)	
I-133 3.8×10^{-2} (μ Sv/Bq)	I-133 3.8×10^{-2} (μ Sv/Bq)	
M_V : 成 人 100 (g/d)	M_V : 成 人 100 (g/d)	
幼 児 50 (g/d)	幼 児 50 (g/d)	
乳 児 20 (g/d)	乳 児 20 (g/d)	
f_{Vm} : 1	f_{Vm} : 1	
f_{Vt} : 0.5	f_{Vt} : 0.5	
f_d : 0.5	f_d : 0.5	
F_{Vi} : I-131 2.6×10^6 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	F_{Vi} : I-131 2.6×10^6 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	
I-133 4.3×10^5 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	I-133 4.3×10^5 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)	
$\bar{\chi}_{vi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	$\bar{\chi}_{vi}$: (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)	
I-131 6.8×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-131 9.0×10^{-10} (Bq/cm ³)	
I-133 5.9×10^{-10} (Bq/cm ³)	I-133 7.1×10^{-10} (Bq/cm ³)	
t_V : 0 (d)	t_V : 0 (d)	
T_n : 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽²⁾ による。	T_n : 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽²⁾ による。	
(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。	(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。	

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)				高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載				差異の説明
M_M : 成人	200		(mℓ/d)	M_M : 成人	200		(mℓ/d)	
幼児	500		(mℓ/d)	幼児	500		(mℓ/d)	
乳児	600		(mℓ/d)	乳児	600		(mℓ/d)	
f_{Mm} : 成人	1			f_{Mm} : 成人	1			
幼児	1			幼児	1			
乳児	0.5			乳児	0.5			
f_{Mt} : 0.5				f_{Mt} : 0.5				
f_f : 1				f_f : 1				
F_{Mi} :	I-131	6.2×10^5	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	F_{Mi} :	I-131	6.2×10^5	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	
	I-133	4.6×10^4	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$		I-133	4.6×10^4	$\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$	
\bar{x}_{Mi} : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)				\bar{x}_{Mi} : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)				
	I-131	<u>3.1×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)		I-131	<u>2.8×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)	
	I-133	<u>2.5×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)		I-133	<u>2.3×10^{-11}</u>	(Bq/cm ³)	
t_M : 成人	0		(d)	t_M : 成人	0		(d)	
幼児	0		(d)	幼児	0		(d)	
乳児	3		(d)	乳児	3		(d)	
(5) 計算結果				(5) 計算結果				
1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第5.1.9表に示す。				1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第5.1.9表に示す。				
これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 <u>1.0 μSv</u> となる。				これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 <u>1.2 μSv</u> となる。			蒸気発生器取替えに伴う変更	
5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量				5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量				
(4) 計算結果				(4) 計算結果				
1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第 5.1.12 表のとおりである。				1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第 5.1.12 表のとおりである。				
これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 <u>1.2 μSv</u> である。				これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 <u>1.4 μSv</u> である。			気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更	

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明
<p>5.2 線量評価結果</p> <p>敷地境界外における 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 <u>7.2</u> μ Sv、年間約 2.1 μ Sv 及び年間約 <u>1.2</u> μ Sv となり、合計は年間約 <u>11</u> μ Sv である。</p> <p>この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 μ Sv を下回る。</p>	<p>5.2 線量評価結果</p> <p>敷地境界外における 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 <u>11</u> μ Sv、年間約 2.1 μ Sv 及び年間約 <u>1.4</u> μ Sv となり、合計は年間約 <u>15</u> μ Sv である。</p> <p>この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 μ Sv を下回る。</p>	<p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)						高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載						差異の説明
第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ						第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ						
着目方位 (2号炉からの方位)	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]					着目方位 (2号炉からの方位)	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]					
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	1号炉		2号炉	3号炉	4号炉			
陸側評価地点	N	125 [NNW]	65 [N]	105 [NNE]	100 [NNE]	N	115 [NNW]	70 [N]	105 [NNE]	100 [NNE]	気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更	
	NNE	70 [N]	70 [NNE]	115 [NNE]	135 [NE]	NNE	75 [N]	70 [NNE]	115 [NNE]	140 [NE]		
	NE	70 [NNE]	120 [NE]	160 [NE]	160 [NE]	NE	70 [NNE]	125 [NE]	165 [NE]	165 [NE]		
	SE	75 [SE]	70 [SE]	120 [ESE]	130 [ESE]	SE	80 [SE]	75 [SE]	115 [ESE]	125 [ESE]		
	SSE	80 [SSE]	70 [SSE]	80 [SE]	85 [SE]	SSE	65 [SSE]	65 [SSE]	85 [SE]	90 [SE]		
	S	115 [S]	100 [S]	80 [SE]	85 [SE]	S	95 [S]	90 [S]	85 [SE]	85 [SE]		
	SSW	90 [SSW]	90 [SSW]	75 [S]	85 [SSE]	SSW	85 [SSW]	90 [SSW]	75 [S]	75 [SSE]		
	SW	110 [WSW]	85 [SW]	55 [SW]	70 [SSW]	SW	105 [WSW]	90 [SW]	55 [SW]	70 [SSW]		
	WSW	110 [WSW]	65 [WSW]	55 [SW]	60 [SW]	WSW	105 [WSW]	60 [WSW]	55 [SW]	60 [SW]		
	W	165 [W]	110 [W]	155 [W]	80 [WSW]	W	180 [W]	115 [W]	155 [W]	80 [WSW]		
	WNW	120 [WNW]	85 [WNW]	85 [NW]	95 [NW]	WNW	115 [WNW]	80 [WNW]	85 [NW]	85 [NW]		
NW	140 [NW]	120 [NW]	150 [NW]	155 [NW]	NW	140 [NW]	115 [NW]	150 [NW]	150 [NW]			
NNW	125 [NNW]	95 [NNW]	80 [N]	100 [NNE]	NNW	115 [NNW]	90 [NNW]	80 [N]	100 [NNE]			
参考地点	ENE	105 [ENE]	75 [ENE]	95 [ENE]	125 [E]	ENE	125 [ENE]	85 [ENE]	105 [ENE]	105 [E]		
	E	125 [E]	90 [E]	120 [E]	125 [E]	E	120 [E]	90 [E]	100 [E]	105 [E]		
	ESE	125 [E]	65 [ESE]	120 [E]	125 [E]	ESE	120 [E]	70 [ESE]	105 [E]	105 [E]		
牛乳摂取評価地点	W	190 [W]	135 [W]	185 [W]	180 [W]	W	210 [W]	140 [W]	185 [W]	190 [W]		

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																																																																																														
<p data-bbox="295 217 846 240">第5.1.2表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数</p> <div data-bbox="188 272 958 424" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="210 292 936 392">着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数</p> </div> <p data-bbox="815 437 909 461">(単位：y^{-1})</p> <table border="1" data-bbox="219 461 927 1321"> <thead> <tr> <th rowspan="2">計算地点の方位</th> <th colspan="3">着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T</th> </tr> <tr> <th>ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)</th> <th>ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)</th> <th>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>3</td><td>4</td><td>2</td></tr> <tr><td>NE</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>E</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>8</td><td>12</td><td>4</td></tr> <tr><td>SE</td><td>9</td><td>14</td><td>5</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>9</td><td>13</td><td>5</td></tr> <tr><td>S</td><td>6</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>5</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>W</td><td>2</td><td>2</td><td>1</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>NW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T			ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)	N	4	6	2	NNE	3	4	2	NE	2	2	1	ENE	2	2	1	E	4	6	2	ESE	8	12	4	SE	9	14	5	SSE	9	13	5	S	6	8	3	SSW	5	8	3	SW	4	6	2	WSW	3	5	2	W	2	2	1	WNW	2	3	1	NW	3	5	2	NNW	4	6	2	<p data-bbox="1124 217 1675 240">第5.1.2表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数</p> <div data-bbox="1016 272 1787 424" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1039 292 1765 392">着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数</p> </div> <p data-bbox="1688 437 1783 461">(単位：y^{-1})</p> <table border="1" data-bbox="999 461 1796 1321"> <thead> <tr> <th rowspan="2">計算地点の方位</th> <th colspan="3">着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T</th> </tr> <tr> <th>ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)</th> <th>ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)</th> <th>原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>NE</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>2</td><td>3</td><td>1</td></tr> <tr><td>E</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>8</td><td>12</td><td>4</td></tr> <tr><td>SE</td><td>10</td><td>15</td><td>5</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>9</td><td>13</td><td>5</td></tr> <tr><td>S</td><td>6</td><td>8</td><td>3</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>SW</td><td>4</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>W</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>3</td><td>4</td><td>1</td></tr> <tr><td>NW</td><td>3</td><td>5</td><td>2</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>4</td><td>6</td><td>2</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T			ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)	N	4	5	2	NNE	3	4	1	NE	2	3	1	ENE	2	3	1	E	4	6	2	ESE	8	12	4	SE	10	15	5	SSE	9	13	5	S	6	8	3	SSW	4	5	2	SW	4	5	2	WSW	3	5	2	W	3	4	1	WNW	3	4	1	NW	3	5	2	NNW	4	6	2	<p data-bbox="1818 619 2051 679">気象データの更新による変更</p>
計算地点の方位		着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T																																																																																																																																														
	ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)																																																																																																																																													
N	4	6	2																																																																																																																																													
NNE	3	4	2																																																																																																																																													
NE	2	2	1																																																																																																																																													
ENE	2	2	1																																																																																																																																													
E	4	6	2																																																																																																																																													
ESE	8	12	4																																																																																																																																													
SE	9	14	5																																																																																																																																													
SSE	9	13	5																																																																																																																																													
S	6	8	3																																																																																																																																													
SSW	5	8	3																																																																																																																																													
SW	4	6	2																																																																																																																																													
WSW	3	5	2																																																																																																																																													
W	2	2	1																																																																																																																																													
WNW	2	3	1																																																																																																																																													
NW	3	5	2																																																																																																																																													
NNW	4	6	2																																																																																																																																													
計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T																																																																																																																																															
	ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)																																																																																																																																													
N	4	5	2																																																																																																																																													
NNE	3	4	1																																																																																																																																													
NE	2	3	1																																																																																																																																													
ENE	2	3	1																																																																																																																																													
E	4	6	2																																																																																																																																													
ESE	8	12	4																																																																																																																																													
SE	10	15	5																																																																																																																																													
SSE	9	13	5																																																																																																																																													
S	6	8	3																																																																																																																																													
SSW	4	5	2																																																																																																																																													
SW	4	5	2																																																																																																																																													
WSW	3	5	2																																																																																																																																													
W	3	4	1																																																																																																																																													
WNW	3	4	1																																																																																																																																													
NW	3	5	2																																																																																																																																													
NNW	4	6	2																																																																																																																																													

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の出現頻度 (%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,s}$ (y ⁻¹)						
	f_L	f_{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F	F (注2)
N	6.1	17.3	6	59	53	227	14	178	
NNE	4.4	12.1	5	49	19	181	31	102	
NE	1.6	7.8	2	12	6	75	8	33	
ENE	1.8	8.1	0	15	5	74	5	54	
E	4.7	19.5	1	23	17	217	21	131	
ESE	13.0	35.3	4	135	70	582	37	308	
SE	17.6	39.2	5	145	142	1029	57	161	
SSE	8.6	33.9	3	70	45	475	26	133	
S	7.7	22.2	10	62	14	327	25	236	
SSW	5.9	20.7	38	108	20	232	8	115	
SW	7.1	16.8	93	245	26	187	6	66	
WSW	3.8	13.3	65	132	4	80	4	47	
W	2.4	10.3	20	61	4	64	2	60	
WNW	4.1	10.9	10	70	11	173	3	89	
NW	4.4	15.3	0	46	10	194	0	138	
NNW	6.8	17.3	4	58	24	277	9	227	

(注1) 着目方位及びその隣接方位へ向かう風の出現頻度の和。

(注2) 大気安定度FはGを含む。

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の出現頻度 (%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,s}$ (y ⁻¹)						
	f_L	f_{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F	F (注2)
N	5.4	15.4	4	44	17	255	14	139	
NNE	4.2	11	3	43	20	183	21	94	
NE	1.4	6.9	1	17	6	60	2	39	
ENE	1.3	6.8	0	15	5	49	2	45	
E	4.1	17.6	2	25	5	196	14	119	
ESE	12.2	36.6	11	112	36	495	39	376	
SE	20.3	47.2	20	268	133	965	49	344	
SSE	14.7	40.2	12	93	75	843	50	211	
S	5.2	24.2	12	46	7	220	19	152	
SSW	4.3	15.7	35	104	10	135	3	91	
SW	6.2	14.9	118	214	26	126	2	62	
WSW	4.4	12.7	121	141	4	73	0	47	
W	2.1	10.2	24	63	0	48	1	45	
WNW	3.7	10.5	10	60	14	147	14	80	
NW	4.7	14.2	11	47	24	179	18	130	
NNW	5.8	15.9	9	52	10	255	12	167	

(注1) 着目方位及びその隣接2方向へ向かう風の出現頻度の和。

(注2) 大気安定度FはGを含む。

差異の説明

気象データの更新による変更

第 5.1.4 表 線量計算に用いた気象条件 (2)

計算地点 の方位L	方位Lへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F (注)	
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	3.21	0.53	41.81	0.72	20.01	0.38	236.18	1.05	6.72	0.48	197.05	1.12
NNE	2.00	0.40	33.59	0.69	5.84	0.31	105.65	0.59	10.56	0.34	99.40	0.98
NE	1.15	0.57	12.84	1.05	4.47	0.74	80.94	1.09	6.00	0.75	41.13	1.25
ENE	0.05	2.01	15.04	0.98	3.49	0.69	71.89	0.97	3.33	0.67	67.79	1.26
E	0.94	0.90	25.16	1.12	7.81	0.46	161.25	0.75	8.61	0.41	157.26	1.21
ESE	2.98	0.73	89.05	0.67	22.72	0.33	313.49	0.54	14.85	0.40	325.57	1.06
SE	4.54	0.89	79.58	0.55	39.05	0.28	357.09	0.35	21.43	0.38	164.71	1.08
SSE	2.94	0.96	58.09	0.83	19.53	0.43	248.98	0.53	8.78	0.34	134.21	1.02
S	11.42	1.13	61.60	1.00	10.49	0.74	272.00	0.84	12.21	0.49	222.06	0.95
SSW	24.47	0.64	93.95	0.88	13.22	0.66	210.01	0.91	4.81	0.60	128.54	1.13
SW	48.79	0.53	139.81	0.57	12.07	0.46	160.70	0.87	3.58	0.60	85.55	1.80
WSW	35.36	0.55	96.72	0.74	2.45	0.60	99.14	1.24	2.52	0.63	64.47	1.38
W	13.76	0.69	56.15	0.93	3.01	0.74	73.36	1.16	1.20	0.60	78.91	1.32
WNW	7.99	0.79	65.82	0.94	4.68	0.42	161.55	0.94	0.92	0.31	100.61	1.14
NW	0.11	2.01	48.59	1.06	4.88	0.48	170.03	0.88	0.00	0.00	137.61	1.01
NNW	2.54	0.62	60.89	1.07	13.43	0.55	299.35	1.09	6.10	0.68	247.86	1.10

(注) 大気安定度FはGを含む。

黒字下線、赤枠：変更箇所

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の説明

第 5.1.4 表 線量計算に用いた気象条件(2)

計算地点の 方位L	方位Lへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F (注)	
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	2.54	0.58	42.61	0.96	8.25	0.47	231.42	0.91	6.95	0.49	169.09	1.22
NNE	1.97	0.62	29.20	0.67	7.16	0.35	121.57	0.66	7.06	0.33	88.46	0.94
NE	1.46	1.31	17.46	1.03	2.36	0.38	63.36	1.06	0.81	0.40	52.92	1.37
ENE	0.20	2.00	20.46	1.35	3.30	0.64	59.31	1.20	1.32	0.65	62.78	1.39
E	2.55	1.12	30.89	1.23	3.19	0.61	170.34	0.87	7.52	0.53	149.92	1.26
ESE	9.39	0.87	99.90	0.89	12.71	0.35	348.88	0.70	14.58	0.38	429.00	1.14
SE	15.00	0.75	167.43	0.62	44.26	0.33	480.53	0.50	18.81	0.39	356.33	1.04
SSE	10.73	0.93	77.61	0.83	26.14	0.35	354.23	0.42	19.72	0.40	207.40	0.98
S	11.23	0.98	46.12	1.01	5.25	0.72	189.93	0.86	9.23	0.48	166.41	1.09
SSW	28.29	0.81	95.26	0.91	8.62	0.83	138.37	1.03	1.88	0.62	109.83	1.20
SW	73.52	0.62	145.19	0.68	13.17	0.51	143.30	1.14	0.68	0.34	93.70	1.52
WSW	70.71	0.58	105.29	0.75	3.34	0.79	101.37	1.39	0.00	0.00	72.36	1.55
W	15.74	0.67	61.87	0.98	0.19	2.00	66.39	1.38	1.02	1.00	64.18	1.43
WNW	7.81	0.75	53.96	0.90	6.15	0.43	143.27	0.97	7.12	0.50	90.10	1.13
NW	8.90	0.78	41.11	0.88	15.17	0.65	156.89	0.88	10.16	0.56	155.76	1.20
NNW	7.75	0.91	53.76	1.04	5.99	0.58	261.13	1.03	9.70	0.80	213.23	1.28

(注) 大気安定度FはGを含む。

気象データの更新による変更

高浜 1, 2, 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

< 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価 >

高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)				高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載				差異の説明
第5.1.5表 敷地境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: μ Sv/y)				第5.1.5表 敷地境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位: μ Sv/y)				気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更
	評価地点の方位	2号炉心から評価地点までの距離 (m)	実効線量		評価地点の方位	2号炉心から評価地点までの距離 (m)	実効線量	
陸側評価地点	N	880	<u>4.5</u>	陸側評価地点	N	880	<u>4.4</u>	
	NNE	880	<u>3.7</u>		NNE	880	<u>3.6</u>	
	NE	1,020	1.7		NE	1,020	1.7	
	SE	930	<u>7.1</u>		SE	930	<u>9.6</u>	
	SSE	830	<u>7.2</u>		SSE	830	<u>11</u>	
	S	850	<u>6.4</u>		S	850	<u>7.6</u>	
	SSW	930	<u>6.2</u>		SSW	930	<u>5.9</u>	
	SW	870	<u>7.2</u>		SW	870	<u>6.8</u>	
	WSW	870	<u>7.2</u>		WSW	870	<u>7.3</u>	
	W	900	<u>3.9</u>		W	900	<u>4.0</u>	
	WNW	1,180	<u>3.5</u>		WNW	1,180	<u>3.7</u>	
	NW	3,300	0.8		NW	3,300	0.8	
NNW	900	<u>4.8</u>	NNW	900	<u>4.7</u>			
参考地点	ENE	800	2.2	参考地点	ENE	800	2.2	
	E	580	<u>5.4</u>		E	580	<u>5.6</u>	
	ESE	650	<u>6.9</u>		ESE	650	<u>7.7</u>	

高浜1, 2, 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類九)

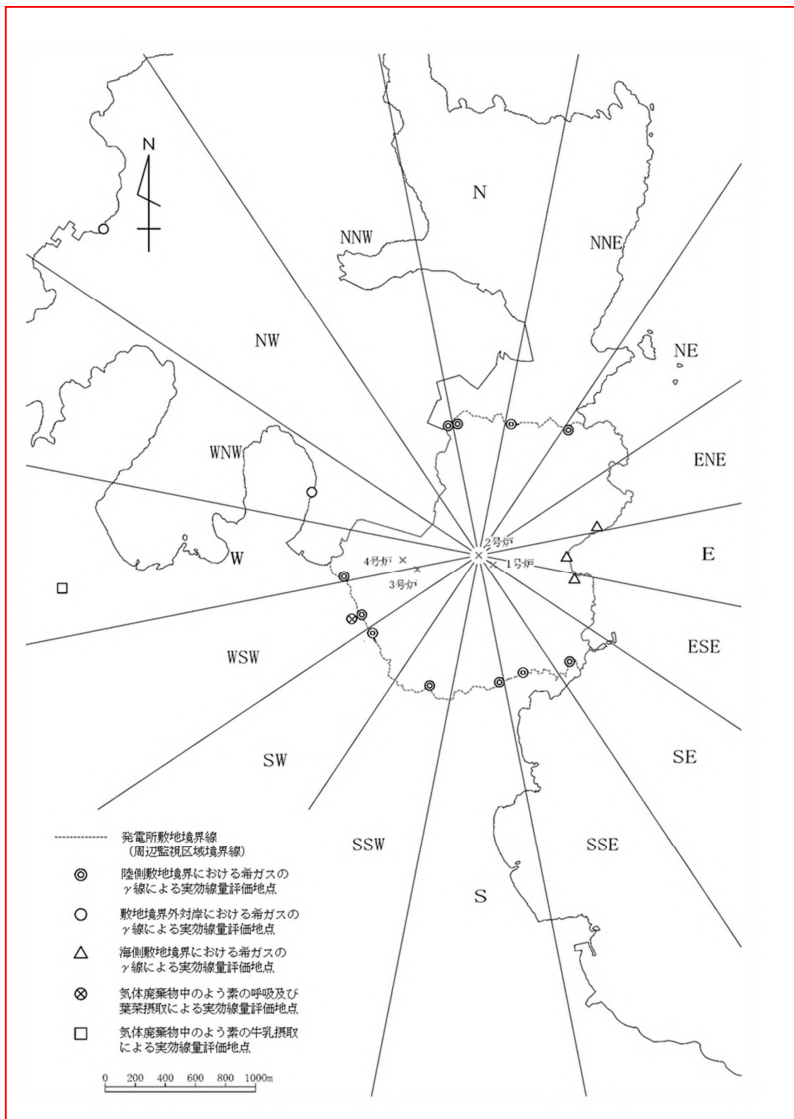
<5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の説明																																																																										
<p>第 5.1.9 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位：μ Sv/y)</p> <table border="1" data-bbox="197 304 949 619"> <thead> <tr> <th>摂取経路</th> <th>核種</th> <th>成人</th> <th>幼児</th> <th>乳児</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">呼吸</td> <td>I-131</td> <td><u>8.3×10⁻²</u></td> <td><u>1.5×10⁻¹</u></td> <td><u>9.3×10⁻²</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>1.4×10⁻²</u></td> <td><u>3.0×10⁻²</u></td> <td><u>2.2×10⁻²</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">葉菜摂取</td> <td>I-131</td> <td><u>2.6×10⁻¹</u></td> <td><u>6.1×10⁻¹</u></td> <td><u>4.6×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>7.2×10⁻³</u></td> <td><u>2.0×10⁻²</u></td> <td><u>1.8×10⁻²</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">牛乳摂取</td> <td>I-131</td> <td>1.1×10⁻²</td> <td><u>1.3×10⁻¹</u></td> <td><u>1.2×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>1.3×10⁻⁴</u></td> <td><u>1.8×10⁻³</u></td> <td><u>2.2×10⁻⁴</u></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td></td> <td><u>3.8×10⁻¹</u></td> <td><u>9.4×10⁻¹</u></td> <td><u>7.0×10⁻¹</u></td> </tr> </tbody> </table>	摂取経路	核種	成人	幼児	乳児	呼吸	I-131	<u>8.3×10⁻²</u>	<u>1.5×10⁻¹</u>	<u>9.3×10⁻²</u>	I-133	<u>1.4×10⁻²</u>	<u>3.0×10⁻²</u>	<u>2.2×10⁻²</u>	葉菜摂取	I-131	<u>2.6×10⁻¹</u>	<u>6.1×10⁻¹</u>	<u>4.6×10⁻¹</u>	I-133	<u>7.2×10⁻³</u>	<u>2.0×10⁻²</u>	<u>1.8×10⁻²</u>	牛乳摂取	I-131	1.1×10 ⁻²	<u>1.3×10⁻¹</u>	<u>1.2×10⁻¹</u>	I-133	<u>1.3×10⁻⁴</u>	<u>1.8×10⁻³</u>	<u>2.2×10⁻⁴</u>	合計		<u>3.8×10⁻¹</u>	<u>9.4×10⁻¹</u>	<u>7.0×10⁻¹</u>	<p>第 5.1.9 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位：μ Sv/y)</p> <table border="1" data-bbox="1023 304 1776 619"> <thead> <tr> <th>摂取経路</th> <th>核種</th> <th>成人</th> <th>幼児</th> <th>乳児</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">呼吸</td> <td>I-131</td> <td><u>1.1×10⁻¹</u></td> <td><u>2.0×10⁻¹</u></td> <td><u>1.3×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>1.7×10⁻²</u></td> <td><u>3.6×10⁻²</u></td> <td><u>2.6×10⁻²</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">葉菜摂取</td> <td>I-131</td> <td><u>3.4×10⁻¹</u></td> <td><u>8.0×10⁻¹</u></td> <td><u>6.0×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>8.7×10⁻³</u></td> <td><u>2.4×10⁻²</u></td> <td><u>2.2×10⁻²</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">牛乳摂取</td> <td>I-131</td> <td>1.1×10⁻²</td> <td><u>1.2×10⁻¹</u></td> <td><u>1.1×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td><u>1.2×10⁻⁴</u></td> <td><u>1.6×10⁻³</u></td> <td><u>2.0×10⁻⁴</u></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td></td> <td><u>4.9×10⁻¹</u></td> <td><u>1.2×10⁰</u></td> <td><u>8.7×10⁻¹</u></td> </tr> </tbody> </table>	摂取経路	核種	成人	幼児	乳児	呼吸	I-131	<u>1.1×10⁻¹</u>	<u>2.0×10⁻¹</u>	<u>1.3×10⁻¹</u>	I-133	<u>1.7×10⁻²</u>	<u>3.6×10⁻²</u>	<u>2.6×10⁻²</u>	葉菜摂取	I-131	<u>3.4×10⁻¹</u>	<u>8.0×10⁻¹</u>	<u>6.0×10⁻¹</u>	I-133	<u>8.7×10⁻³</u>	<u>2.4×10⁻²</u>	<u>2.2×10⁻²</u>	牛乳摂取	I-131	1.1×10 ⁻²	<u>1.2×10⁻¹</u>	<u>1.1×10⁻¹</u>	I-133	<u>1.2×10⁻⁴</u>	<u>1.6×10⁻³</u>	<u>2.0×10⁻⁴</u>	合計		<u>4.9×10⁻¹</u>	<u>1.2×10⁰</u>	<u>8.7×10⁻¹</u>	<p>差異の説明</p> <p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>
摂取経路	核種	成人	幼児	乳児																																																																								
呼吸	I-131	<u>8.3×10⁻²</u>	<u>1.5×10⁻¹</u>	<u>9.3×10⁻²</u>																																																																								
	I-133	<u>1.4×10⁻²</u>	<u>3.0×10⁻²</u>	<u>2.2×10⁻²</u>																																																																								
葉菜摂取	I-131	<u>2.6×10⁻¹</u>	<u>6.1×10⁻¹</u>	<u>4.6×10⁻¹</u>																																																																								
	I-133	<u>7.2×10⁻³</u>	<u>2.0×10⁻²</u>	<u>1.8×10⁻²</u>																																																																								
牛乳摂取	I-131	1.1×10 ⁻²	<u>1.3×10⁻¹</u>	<u>1.2×10⁻¹</u>																																																																								
	I-133	<u>1.3×10⁻⁴</u>	<u>1.8×10⁻³</u>	<u>2.2×10⁻⁴</u>																																																																								
合計		<u>3.8×10⁻¹</u>	<u>9.4×10⁻¹</u>	<u>7.0×10⁻¹</u>																																																																								
摂取経路	核種	成人	幼児	乳児																																																																								
呼吸	I-131	<u>1.1×10⁻¹</u>	<u>2.0×10⁻¹</u>	<u>1.3×10⁻¹</u>																																																																								
	I-133	<u>1.7×10⁻²</u>	<u>3.6×10⁻²</u>	<u>2.6×10⁻²</u>																																																																								
葉菜摂取	I-131	<u>3.4×10⁻¹</u>	<u>8.0×10⁻¹</u>	<u>6.0×10⁻¹</u>																																																																								
	I-133	<u>8.7×10⁻³</u>	<u>2.4×10⁻²</u>	<u>2.2×10⁻²</u>																																																																								
牛乳摂取	I-131	1.1×10 ⁻²	<u>1.2×10⁻¹</u>	<u>1.1×10⁻¹</u>																																																																								
	I-133	<u>1.2×10⁻⁴</u>	<u>1.6×10⁻³</u>	<u>2.0×10⁻⁴</u>																																																																								
合計		<u>4.9×10⁻¹</u>	<u>1.2×10⁰</u>	<u>8.7×10⁻¹</u>																																																																								
<p>第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合 の実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位：μ Sv/y)</p> <table border="1" data-bbox="174 788 972 906"> <thead> <tr> <th></th> <th>成人</th> <th>幼児</th> <th>乳児</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海藻類を摂取する場合</td> <td>1.1×10⁻¹</td> <td><u>3.1×10⁻¹</u></td> <td><u>3.9×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>海藻類を摂取しない場合</td> <td><u>4.5×10⁻¹</u></td> <td><u>1.2</u></td> <td><u>8.3×10⁻¹</u></td> </tr> </tbody> </table>		成人	幼児	乳児	海藻類を摂取する場合	1.1×10 ⁻¹	<u>3.1×10⁻¹</u>	<u>3.9×10⁻¹</u>	海藻類を摂取しない場合	<u>4.5×10⁻¹</u>	<u>1.2</u>	<u>8.3×10⁻¹</u>	<p>第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合 の実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算) (単位：μ Sv/y)</p> <table border="1" data-bbox="1001 788 1798 906"> <thead> <tr> <th></th> <th>成人</th> <th>幼児</th> <th>乳児</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海藻類を摂取する場合</td> <td>1.1×10⁻¹</td> <td><u>3.3×10⁻¹</u></td> <td><u>4.1×10⁻¹</u></td> </tr> <tr> <td>海藻類を摂取しない場合</td> <td><u>5.6×10⁻¹</u></td> <td><u>1.4</u></td> <td><u>1.0</u></td> </tr> </tbody> </table>		成人	幼児	乳児	海藻類を摂取する場合	1.1×10 ⁻¹	<u>3.3×10⁻¹</u>	<u>4.1×10⁻¹</u>	海藻類を摂取しない場合	<u>5.6×10⁻¹</u>	<u>1.4</u>	<u>1.0</u>	<p>差異の説明</p> <p>気象データの更新及び蒸気発生器取替えに伴う変更</p>																																																		
	成人	幼児	乳児																																																																									
海藻類を摂取する場合	1.1×10 ⁻¹	<u>3.1×10⁻¹</u>	<u>3.9×10⁻¹</u>																																																																									
海藻類を摂取しない場合	<u>4.5×10⁻¹</u>	<u>1.2</u>	<u>8.3×10⁻¹</u>																																																																									
	成人	幼児	乳児																																																																									
海藻類を摂取する場合	1.1×10 ⁻¹	<u>3.3×10⁻¹</u>	<u>4.1×10⁻¹</u>																																																																									
海藻類を摂取しない場合	<u>5.6×10⁻¹</u>	<u>1.4</u>	<u>1.0</u>																																																																									

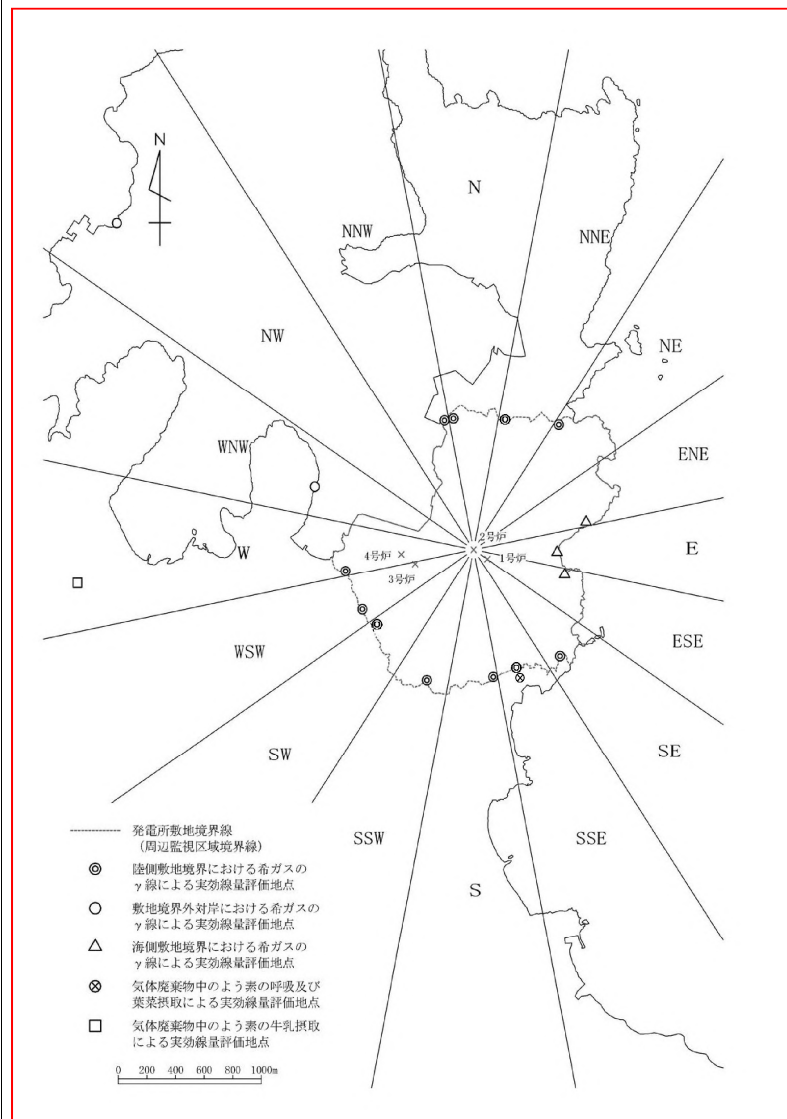
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の説明



第5.1.1図 評価地点



第5.1.1図 評価地点

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 基本的考え方</p> <p>本発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全評価の目的は以下のとおりである。</p> <p>(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認</p> <p>本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。</p> <p>(2) 立地条件の適否の確認</p> <p>万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との隔離に関する妥当性を確認する。</p> <p>原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）により、また、原子炉の立地条件の適否は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。</p> <p>なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行う。</p> <p>一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、重大事故及び仮想事故について評価を行う。</p> <p>1.1.1 運転時の異常な過渡変化</p> <p>1.1.1.1 定義</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において原子炉施</p>	<p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 基本的考え方</p> <p>本発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全評価の目的は以下のとおりである。</p> <p>(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認</p> <p>本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。</p> <p>(2) 立地条件の適否の確認</p> <p>万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との隔離に関する妥当性を確認する。</p> <p>原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）により、また、原子炉の立地条件の適否は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。</p> <p>なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行う。</p> <p>一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、重大事故及び仮想事故について評価を行う。</p> <p>1.1.1 運転時の異常な過渡変化</p> <p>1.1.1.1 定義</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において原子炉施</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。</p> <p>1.1.1.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き c. 制御棒の落下及び不整合 d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 <p>(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉冷却材流量の部分喪失 b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 c. 外部電源喪失 d. 主給水流量喪失 e. 蒸気負荷の異常な増加 f. 2次冷却系の異常な減圧 g. 蒸気発生器への過剰給水 <p>(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 負荷の喪失 b. 原子炉冷却材系の異常な減圧 c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 <p>1.1.1.3 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。</p> <p>(1) 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値⁽¹⁾</p>	<p>設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。</p> <p>1.1.1.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き c. 制御棒の落下及び不整合 d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 <p>(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉冷却材流量の部分喪失 b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 c. 外部電源喪失 d. 主給水流量喪失 e. 蒸気負荷の異常な増加 f. 2次冷却系の異常な減圧 g. 蒸気発生器への過剰給水 <p>(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 負荷の喪失 b. 原子炉冷却材系の異常な減圧 c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 <p>1.1.1.3 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。</p> <p>(1) 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値⁽¹⁾</p>	

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>以上であること。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。</p> <p>(3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。</p> <p>(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage] の 1.1 倍の圧力 18.88MPa [gage] 以下であること。</p> <p>上記の判断基準に対して、想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p> <p>1.1.2 設計基準事故</p> <p>1.1.2.1 定義</p> <p>「設計基準事故」とは、前述の「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。</p> <p>1.1.2.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉冷却材喪失 b. 原子炉冷却材流量の喪失 c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着 d. 主給水管破断 e. 主蒸気管破断 <p>(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 制御棒飛び出し <p>(3) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 b. 蒸気発生器伝熱管破損 c. 燃料集合体の落下 	<p>以上であること。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。</p> <p>(3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。</p> <p>(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage] の 1.1 倍の圧力 18.88MPa [gage] 以下であること。</p> <p>上記の判断基準に対して、想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p> <p>1.1.2 設計基準事故</p> <p>1.1.2.1 定義</p> <p>「設計基準事故」とは、前述の「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。</p> <p>1.1.2.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 原子炉冷却材喪失 b. 原子炉冷却材流量の喪失 c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着 d. 主給水管破断 e. 主蒸気管破断 <p>(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 制御棒飛び出し <p>(3) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 b. 蒸気発生器伝熱管破損 c. 燃料集合体の落下 	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>d. 原子炉冷却材喪失 e. 制御棒飛び出し (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 a. 原子炉冷却材喪失 b. 可燃性ガスの発生</p> <p>1.1.2.3 判断基準 想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。 (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。 (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa [gage]以下であること。 (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]以下であること。 (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。 上記の判断基準に対して想定した「設計基準事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p> <p>1.1.3 重大事故及び仮想事故 1.1.3.1 定義 重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要のある事象をいう。</p> <p>1.1.3.2 評価事象 本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。 (1) 重大事故 前記「事故」の解析結果を参考として、これらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材</p>	<p>d. 原子炉冷却材喪失 e. 制御棒飛び出し (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 a. 原子炉冷却材喪失 b. 可燃性ガスの発生</p> <p>1.1.2.3 判断基準 想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。 (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。 (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa [gage]以下であること。 (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]以下であること。 (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。 上記の判断基準に対して想定した「設計基準事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p> <p>1.1.3 重大事故及び仮想事故 1.1.3.1 定義 重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要のある事象をいう。</p> <p>1.1.3.2 評価事象 本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。 (1) 重大事故 前記「事故」の解析結果を参考として、これらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材</p>	

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。</p> <p>(2) 仮想事故 重大事故として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。</p> <p>1.1.3.3 判断基準 原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、重大事故及び仮想事故の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。</p> <p>1.2 主要な解析条件 「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析に当たって用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。</p> <p>1.2.1 初期定常運転条件 解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。 解析に使用する初期定常運転条件を第 1.2.1 表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBR の評価では統計的熱設計手法[㊦]を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子(DNBR 乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。</p> <p>1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間 原子炉保護設備により監視している原子炉施設の運転変数が設定値を超えた場合、原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。 解析では、原子炉トリップ信号は、原子炉施設の運転変数がトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。 このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。</p>	<p>喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。</p> <p>(2) 仮想事故 重大事故として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。</p> <p>1.1.3.3 判断基準 原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、重大事故及び仮想事故の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。</p> <p>1.2 主要な解析条件 「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析に当たって用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。</p> <p>1.2.1 初期定常運転条件 解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。 解析に使用する初期定常運転条件を第 1.2.1 表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBR の評価では統計的熱設計手法[㊦]を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子(DNBR 乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。</p> <p>1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間 原子炉保護設備により監視している原子炉施設の運転変数が設定値を超えた場合、原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。 解析では、原子炉トリップ信号は、原子炉施設の運転変数がトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。 このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。</p>	

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第 1.2.2 表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。</p> <p>工学的安全施設作動設備の監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、原子炉施設の運転変数が作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したとき発生するものとする。また、この信号の発生には応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。</p> <p>第 1.2.3 表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。</p> <p>1.2.3 原子炉トリップ特性</p> <p>原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。</p> <p>さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、制御棒クラスタ挿入時間と挿入時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第 1.2.1 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 挿入までの時間が解析上重要であり、この時間を 2.2 秒としている。</p> <p>1.2.4 反応度係数</p> <p>原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度あるいは密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。</p> <p>減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、$0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を</p>	<p>また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第 1.2.2 表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。</p> <p>工学的安全施設作動設備の監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、原子炉施設の運転変数が作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したとき発生するものとする。また、この信号の発生には応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。</p> <p>第 1.2.3 表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。</p> <p>1.2.3 原子炉トリップ特性</p> <p>原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。</p> <p>さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、制御棒クラスタ挿入時間と挿入時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第 1.2.1 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 挿入までの時間が解析上重要であり、この時間を 2.2 秒としている。</p> <p>1.2.4 反応度係数</p> <p>原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度あるいは密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。</p> <p>減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、$0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を</p>	

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>含み決定している。</p> <p>1.2.5 解析に当たって考慮する事項</p> <p>(1) 解析に当たって考慮する範囲</p> <p>想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。</p> <p>(2) 安全機能に対する仮定</p> <p>a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定める MS-1 に属するもの及び MS-2 に属するものとする。</p> <p>タービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。</p> <p>解析に当たって考慮している主要な安全機能を第 1.2.4 表及び第 1.2.5 表に示す。</p> <p>b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。</p> <p>c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。</p>	<p>含み決定している。</p> <p>1.2.5 解析に当たって考慮する事項</p> <p>(1) 解析に当たって考慮する範囲</p> <p>想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。</p> <p>(2) 安全機能に対する仮定</p> <p>a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定める MS-1 に属するもの及び MS-2 に属するものとする。</p> <p>タービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。</p> <p>解析に当たって考慮している主要な安全機能を第 1.2.4 表及び第 1.2.5 表に示す。</p> <p>b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。</p> <p>c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>d. 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。</p> <p>e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。</p> <p>(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ 解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する⁽³⁾。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。</p> <p>なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。</p> <p>また、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。さらに、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判定基準が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う⁽³⁾。なお、「原子炉冷却材喪失(小破断)」、「主蒸気管破断」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う⁽³⁾。</p> <p>1.3 解析に使用する計算プログラム 「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。</p> <p>(1) FACTRAN⁽⁴⁾⁽⁵⁾ 燃料棒の過渡解析コードFACTRANは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット-燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、DNB後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム-水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。</p> <p>FACTRANの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ(圧力、流量、温度、密度)を時間の関数として入力し、出力としては、</p>	<p>d. 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。</p> <p>e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。</p> <p>(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ 解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する⁽³⁾。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。</p> <p>なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。</p> <p>また、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。さらに、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判定基準が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う⁽³⁾。なお、「原子炉冷却材喪失(小破断)」、「主蒸気管破断」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う⁽³⁾。</p> <p>1.3 解析に使用する計算プログラム 「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。</p> <p>(1) FACTRAN⁽⁴⁾⁽⁵⁾ 燃料棒の過渡解析コードFACTRANは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット-燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、DNB後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム-水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。</p> <p>FACTRANの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ(圧力、流量、温度、密度)を時間の関数として入力し、出力としては、</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(2) BLKOUT⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p><u>長期的プラント過渡特性解析コードBLKOUTは原子炉容器、1次冷却材配管、加圧器、蒸気発生器を含む1次冷却系及び主蒸気系、主給水系を含む2次冷却系を模擬したもので、蒸気発生器での熱伝達及び自然循環を含む1次冷却材の熱的挙動を計算する。制御系としては加圧器圧力制御系、化学体積制御系及びタービンバイパス制御系を模擬している。</u></p> <p><u>このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラントの長期的過渡特性解析に有効である。多ループプラントの熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。</u></p> <p><u>BLKOUTの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータを含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。</u></p> <p><u>(3) MARVEL⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。</p> <p>このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。</p> <p>MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度、DNB相関式⁽¹⁾に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(4) PHOENIX⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは</p>	<p>金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(2) MARVEL⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。</p> <p>このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。</p> <p>MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度、DNB相関式⁽¹⁾に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(3) PHOENIX⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは</p>	<p>差異の理由</p> <p>解析コードの変更 （主給水流量喪失： BLKOUT→MARVEL）</p> <p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>は複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。</p> <p>PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(5) CHICKIN-M⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。</p> <p>CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束、1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(6) THINC-III⁽⁶⁾</u></p> <p>過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。</p> <p>THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束、出力等の時間変化を入力し、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ポイド率、DNB相関式⁽¹⁾⁽⁷⁾によるDNBR等の時間変化が求められる。</p> <p><u>(7) TWINKLE⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。</p> <p>遅発中性子は6群で模擬する。さらに、6領域からなる燃料ペレッ</p>	<p>は複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。</p> <p>PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(4) CHICKIN-M⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。</p> <p>CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束、1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。</p> <p><u>(5) THINC-III⁽⁶⁾</u></p> <p>過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。</p> <p>THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束、出力等の時間変化を入力し、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ポイド率、DNB相関式⁽¹⁾⁽⁷⁾によるDNBR等の時間変化が求められる。</p> <p><u>(6) TWINKLE⁽⁴⁾⁽⁵⁾</u></p> <p>多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。</p> <p>遅発中性子は6群で模擬する。さらに、6領域からなる燃料ペレッ</p>	<p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載(R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>トー被覆管-1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ、減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。</p> <p>TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力、流量等の時間変化が入れられ、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。</p> <p><u>(8) SATAN-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</u></p> <p>ブローダウン解析コードSATAN-Mは、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。</p> <p>蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。</p> <p>SATAN-Mの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定位置、断面積及び体積等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(9) SATAN-VI⁽¹⁰⁾</u></p> <p>ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。</p> <p>SATAN-VIの入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析</p>	<p>トー被覆管-1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ、減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。</p> <p>TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力、流量等の時間変化が入れられ、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。</p> <p><u>(7) SATAN-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</u></p> <p>ブローダウン解析コードSATAN-Mは、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。</p> <p>蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。</p> <p>SATAN-Mの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定位置、断面積及び体積等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(8) SATAN-VI⁽¹⁰⁾</u></p> <p>ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。</p> <p>SATAN-VIの入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析</p>	<p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(10)</u> SATAN-M (Small LOCA) ⁽⁹⁾⁽¹¹⁾</p> <p>小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。</p> <p>SATAN-M (Small LOCA) の入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。</p> <p><u>(11)</u> WREFLOOD⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>リフィル/再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-M又はSATAN-VIに引き続き行う。</p> <p>リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注入により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。</p> <p>再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点及び注入点以外は同様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカム及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及びその他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。</p> <p>破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。</p> <p>WREFLOODの入力には、系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存量、蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(12)</u> BASH-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価に</p>	<p>に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(9)</u> SATAN-M (Small LOCA) ⁽⁹⁾⁽¹¹⁾</p> <p>小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。</p> <p>SATAN-M (Small LOCA) の入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。</p> <p><u>(10)</u> WREFLOOD⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> <p>リフィル/再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-M又はSATAN-VIに引き続き行う。</p> <p>リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注入により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。</p> <p>再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点及び注入点以外は同様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカム及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及びその他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。</p> <p>破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。</p> <p>WREFLOODの入力には、系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存量、蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p><u>(11)</u> BASH-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価に</p>	<p>差異の理由</p> <p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ 参考文献の最新化</p> <p>番号ずれ</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとその他の1次冷却系流動モデルからなる。</p> <p>炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 液相への強制対流熱伝達 b. 核沸騰熱伝達 c. 遷移沸騰熱伝達 d. 膜沸騰熱伝達 e. 液滴へのふく射熱伝達 f. 蒸気への強制対流熱伝達 g. 蒸気へのふく射熱伝達 <p>1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。</p> <p>破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。</p> <p>BASH-Mの入力には、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p>(13) COCO⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。</p> <p>気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については</p>	<p>において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとその他の1次冷却系流動モデルからなる。</p> <p>炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 液相への強制対流熱伝達 b. 核沸騰熱伝達 c. 遷移沸騰熱伝達 d. 膜沸騰熱伝達 e. 液滴へのふく射熱伝達 f. 蒸気への強制対流熱伝達 g. 蒸気へのふく射熱伝達 <p>1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。</p> <p>破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。</p> <p>BASH-Mの入力には、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。</p> <p>(12) COCO⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> <p>原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。</p> <p>気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については</p>	<p>番号ずれ 参考文献の最新化</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。</p> <p>COCOの入力には、原子炉格納容器自由体積、構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これらはブローダウン期間についてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル期間についてはWREFLOOD、再冠水期間についてはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。</p> <p>(14) LOCTA-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力を入力として、ブローダウン期間より再冠水期間に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分からなる。</p> <p>燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン期間はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 核沸騰熱伝達 b. 遷移沸騰熱伝達 c. 蒸気への強制対流熱伝達 d. 蒸気へのふく射熱伝達 <p>リフィル期間は燃料棒間のふく射熱伝達のみを考慮し、また再冠水期間はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。</p> <p>熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生 b. 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生 c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化 <p>ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内</p>	<p>飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。</p> <p>COCOの入力には、原子炉格納容器自由体積、構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これらはブローダウン期間についてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル期間についてはWREFLOOD、再冠水期間についてはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。</p> <p>(13) LOCTA-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾</p> <p>燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力を入力として、ブローダウン期間より再冠水期間に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分からなる。</p> <p>燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン期間はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 核沸騰熱伝達 b. 遷移沸騰熱伝達 c. 蒸気への強制対流熱伝達 d. 蒸気へのふく射熱伝達 <p>リフィル期間は燃料棒間のふく射熱伝達のみを考慮し、また再冠水期間はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。</p> <p>熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生 b. 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生 c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化 <p>ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内</p>	<p>番号ずれ</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cm の範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業(株)が作成した反応速度相関式⁽¹²⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量は Baker-Just の式⁽¹³⁾に基づいて計算する。</p> <p>燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。</p> <p>LOCTA-Mの入力には、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。</p> <p>(15) LOCTA-IV⁽⁹⁾⁽¹¹⁾</p> <p>燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン期間に炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン期間の解析モデルと基本的に同じである。</p> <p>LOCTA-IVの入力には、SATAN-M (Small LOCA) の出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。</p> <p>(16) その他のコード</p> <p>原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からのγ線による線量の計算には線量計算コードSCATTERING及びSPANを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量の評価」で述べる。</p> <p>また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については以下のコードを使用して、解析の入力値を得る。</p> <p>a. HIDRA</p> <p>2群2次元拡散コードHIDRAは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。</p> <p>b. ANC</p>	<p>面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cm の範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業(株)が作成した反応速度相関式⁽¹²⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量は Baker-Just の式⁽¹³⁾に基づいて計算する。</p> <p>燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。</p> <p>LOCTA-Mの入力には、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。</p> <p>(14) LOCTA-IV⁽⁹⁾⁽¹¹⁾</p> <p>燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン期間に炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン期間の解析モデルと基本的に同じである。</p> <p>LOCTA-IVの入力には、SATAN-M (Small LOCA) の出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。</p> <p>(15) その他のコード</p> <p>原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からのγ線による線量の計算には線量計算コードSCATTERING及びSPANを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量の評価」で述べる。</p> <p>また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については以下のコードを使用して、解析の入力値を得る。</p> <p>a. HIDRA</p> <p>2群2次元拡散コードHIDRAは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。</p> <p>b. ANC</p>	<p>差異の理由</p> <p>番号ずれ</p> <p>番号ずれ</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2群3次元拡散コードANCは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。</p> <p>1.4 参考文献</p> <p>(1) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」 MAPI-1075 改1 <u>三菱原子力工業、昭和63年</u></p> <p>(2) 「統計的熱設計手法について」 MAPI-1076 改1 三菱原子力工業、昭和63年</p> <p>(3) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p> <p>(4) 「三菱PWRの事故解析コードの概要」 MAPI-1017 改2 三菱原子力工業、昭和52年</p> <p>(5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」 MAPI-1058 三菱原子力工業、昭和55年</p> <p>(6) 「THINC-IIIコードの概要」 MAPI-1072 三菱原子力工業、昭和59年</p> <p>(7) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改1 <u>三菱原子力工業、昭和51年</u></p> <p>(8) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)」 MAPI-1035 改6 <u>三菱原子力工業、昭和63年</u></p> <p>(9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2 三菱原子力工業、平成2年</p> <p>(10) 「PWR非常用炉心冷却系安全評価解析コード」 <u>MAPI-1035 改1</u> <u>三菱原子力工業、昭和51年</u></p> <p>(11) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(小破断時)」 MAPI-1041 改6</p>	<p>2群3次元拡散コードANCは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。</p> <p>1.4 参考文献</p> <p>(1) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」 MAPI-1075 改4 <u>三菱重工業、平成18年</u></p> <p>(2) 「統計的熱設計手法について」 MAPI-1076 改1 三菱原子力工業、昭和63年</p> <p>(3) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p> <p>(4) 「三菱PWRの事故解析コードの概要」 MAPI-1017 改2 三菱原子力工業、昭和52年</p> <p>(5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」 MAPI-1058 三菱原子力工業、昭和55年</p> <p>(6) 「THINC-IIIコードの概要」 MAPI-1072 三菱原子力工業、昭和59年</p> <p>(7) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改3 <u>三菱重工業、平成16年</u></p> <p>(8) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)」 MAPI-1035 改8 <u>三菱重工業、平成11年</u></p> <p>(9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2 三菱原子力工業、平成2年</p> <p>(10) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法」 <u>MHI-NES-1016</u> <u>三菱重工業、平成12年</u></p> <p>(11) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(小破断時)」 MAPI-1041 改7</p>	<p>差異の理由</p> <p>最新化</p> <p>最新化</p> <p>最新化</p> <p>最新化</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 1. 安全評価に関する基本方針 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>三菱原子力工業、昭和63年</p> <p>(12) 「ジルコニウム-水蒸気反応速度式」</p> <p>MAPI-1057 改1</p> <p>三菱原子力工業、昭和56年</p> <p>(13) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III ,Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」</p> <p>L.Baker, L.C.Just, ANL-6548, 1962</p>	<p>三菱重工業、平成11年</p> <p>(12) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」</p> <p>MAPI-1057 改1</p> <p>三菱原子力工業、昭和56年</p> <p>(13) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III ,Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」</p> <p>L.Baker, L.C.Just, ANL-6548, 1962</p>	<p>記載の適正化</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

第1.3.1表 解析に使用する計算プログラム一覧表 (1)
－運転時の異常な過渡変化

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL HIDRA又はANC THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL FACTRAN THINC-III
	外部電源喪失	—
	主給水流量喪失	<u>BLKOUT</u>
	蒸気負荷の異常な増加	<u>MARVEL</u>
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

第1.3.1表 解析に使用する計算プログラム一覧表 (1)
－運転時の異常な過渡変化

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL HIDRA又はANC THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL FACTRAN THINC-III
	外部電源喪失	—
	主給水流量喪失	<u>MARVEL</u>
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

解析コードの変更
(主給水流量喪失：
BLKOUT→MARVEL)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2. 運転時の異常な過渡変化の解析</p> <p>2.1 序</p> <p>本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。</p>	<p>2. 運転時の異常な過渡変化の解析</p> <p>2.1 序</p> <p>本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をJ/g(cal/g)の単位で表す。</p> <p>a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界 712J/g(170cal/g)を超えないこと。</p> <p>b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「R I E 報告書」という。)に示された以下のペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす(以下、「P C M I 破損しきい値のめやす」という。)を超えないこと。</p> <p>ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460J/g(110cal/g)</p> <p>ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356J/g(85cal/g)</p> <p>ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209J/g(50cal/g)</p> <p>また、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破損は生じない。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引</p>	<p>2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をJ/g(cal/g)の単位で表す。</p> <p>a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界 712J/g(170cal/g)を超えないこと。</p> <p>b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「R I E 報告書」という。)に示された以下のペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす(以下、「P C M I 破損しきい値のめやす」という。)を超えないこと。</p> <p>ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460J/g(110cal/g)</p> <p>ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356J/g(85cal/g)</p> <p>ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満 ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209J/g(50cal/g)</p> <p>また、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破損は生じない。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>き抜きを自動的に阻止し、過渡現象の進行を未然に防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子源領域中性子束高 (b) 中間領域中性子束高 (c) 出力領域中性子束高 (低設定) (d) 出力領域中性子束高 (高設定) (e) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>2.2.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束等の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピの過渡変化を計算する。 また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。</p> <p>b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、286.1℃とする。 高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。</p> <p>c. 反応度添加率は、最大反応度値を有する2つの制御棒クラスタブンクが、最大速度 (約 114cm/min) で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、$8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とする。</p> <p>d. 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は 0.75% を使用する。</p> <p>e. ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。 過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。</p> <p>f. 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $8.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$ とする。 燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。</p> <p>g. 原子炉は、「出力領域中性子束高 (低設定)」信号で自動停止するも</p>	<p>き抜きを自動的に阻止し、過渡現象の進行を未然に防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子源領域中性子束高 (b) 中間領域中性子束高 (c) 出力領域中性子束高 (低設定) (d) 出力領域中性子束高 (高設定) (e) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>2.2.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束等の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピの過渡変化を計算する。 また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。</p> <p>b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、286.1℃とする。 高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。</p> <p>c. 反応度添加率は、最大反応度値を有する2つの制御棒クラスタブンクが、最大速度 (約 114cm/min) で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、$8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とする。</p> <p>d. 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は 0.75% を使用する。</p> <p>e. ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。 過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。</p> <p>f. 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $8.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$ とする。 燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。</p> <p>g. 原子炉は、「出力領域中性子束高 (低設定)」信号で自動停止するも</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>のとする。</p> <p>h. 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>(3) 解析結果⁽¹⁾</p> <p>中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.1図に示す。中性子束は、過渡現象発生の約9.5秒後に「出力領域中性子束高(低設定)」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約4.5倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約10.0秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。</p> <p>燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は二酸化ウラン燃料で生じ、それぞれ約346J/g(約83cal/g)及び約80J/g(約19cal/g)である。</p> <p>また、原子炉圧力の最大値は、約17.4MPa[gage](約178kg/cm²G)である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.1.3 結論</p> <p>この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712J/g(170cal/g)を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のP C M I 破損しきい値のめやすである209J/g(50cal/g)を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過渡に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>のとする。</p> <p>h. 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>(3) 解析結果⁽¹⁾</p> <p>中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.1図に示す。中性子束は、過渡現象発生の約9.5秒後に「出力領域中性子束高(低設定)」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約4.5倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約10.0秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。</p> <p>燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は二酸化ウラン燃料で生じ、それぞれ約346J/g(約83cal/g)及び約80J/g(約19cal/g)である。</p> <p>また、原子炉圧力の最大値は、約17.4MPa[gage](約178kg/cm²G)である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.1.3 結論</p> <p>この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712J/g(170cal/g)を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のP C M I 破損しきい値のめやすである209J/g(50cal/g)を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過渡に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 出力領域中性子束高</p> <p>(b) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(d) 原子炉圧力高</p> <p>(e) 加圧器水位高</p> <p>(f) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>2.2.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。</p> <p>c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反</p>	<p>2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 出力領域中性子束高</p> <p>(b) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(d) 原子炉圧力高</p> <p>(e) 加圧器水位高</p> <p>(f) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>2.2.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。</p> <p>c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>応度値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、$8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$とする。</p> <p>d. 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。</p> <p>e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である$8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡現象発生の約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約1.8秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約127%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa(約5kg/cm²)、最小DNBRは約1.62となる。</p> <p>また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,140℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,130℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示す。</p> <p>制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小のDNBRを与える$2.8 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡現象は変化率が小さいため長くなるが、過渡現象発生の約41秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa(約7kg/cm²)、1次冷却材平均温度のピーク値は約310℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.45である。</p> <p>また、燃料中心温度については、最高値を与える$3.1 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$とした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.4図に示す。</p> <p>反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反</p>	<p>応度値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、$8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$とする。</p> <p>d. 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。</p> <p>e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である$8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡現象発生の約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約1.8秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約127%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa(約5kg/cm²)、最小DNBRは約1.62となる。</p> <p>また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,140℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,130℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示す。</p> <p>制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小のDNBRを与える$2.8 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡現象は変化率が小さいため長くなるが、過渡現象発生の約41秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa(約7kg/cm²)、1次冷却材平均温度のピーク値は約310℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.45である。</p> <p>また、燃料中心温度については、最高値を与える$3.1 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$とした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.4図に示す。</p> <p>反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.45である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.2.3 結論 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.45である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.2.3 結論 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載(添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.2.3 制御棒の落下及び不整合 2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策 (1) 過渡変化の原因及び説明 この過渡変化は、原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。</p> <p>制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置から全挿入位置に落下する事象として考える。</p> <p>もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡現象が過大になる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが、挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。</p> <p>この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、原子炉の安全余裕を減少させる。</p> <p>したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。</p> <p>(2) 防止対策 各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。</p> <p>(3) 拡大防止対策 a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。 b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。 c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。 d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。</p>	<p>2.2.3 制御棒の落下及び不整合 2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策 (1) 過渡変化の原因及び説明 この過渡変化は、原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。</p> <p>制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置から全挿入位置に落下する事象として考える。</p> <p>もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡現象が過大になる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが、挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。</p> <p>この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、原子炉の安全余裕を減少させる。</p> <p>したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。</p> <p>(2) 防止対策 各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。</p> <p>(3) 拡大防止対策 a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。 b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。 c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。 d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 出力領域中性子束変化率高 (b) 中間領域中性子束高 (c) 出力領域中性子束高 (d) 原子炉圧力低 <p>2.2.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 核設計計算コードHIDRA又はANCにより、制御棒クラスタの落下による反応度添加量及び熱水路係数の変化並びに不整合による熱水路係数の変化を解析する。これらを入力としてプラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 初期原子炉出力は定格出力とする。 b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。 c. 添加反応度は、定格出力運転中、引き抜き上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、$-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ をとり、瞬時に加わるものとする。 d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。 自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。 e. 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}$) として、1.84^Nを使用する。 f. 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。 <p>(3) 解析結果 定格運転中、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。 制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及</p>	<p>e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 出力領域中性子束変化率高 (b) 中間領域中性子束高 (c) 出力領域中性子束高 (d) 原子炉圧力低 <p>2.2.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 核設計計算コードHIDRA又はANCにより、制御棒クラスタの落下による反応度添加量及び熱水路係数の変化並びに不整合による熱水路係数の変化を解析する。これらを入力としてプラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 初期原子炉出力は定格出力とする。 b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。 c. 添加反応度は、定格出力運転中、引き抜き上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、$-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ をとり、瞬時に加わるものとする。 d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。 自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。 e. 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}$) として、1.84^Nを使用する。 f. 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。 <p>(3) 解析結果 定格運転中、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。 制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>び熱流束は過渡現象の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。</p> <p>この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ、過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.48である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa(約2kg/cm²)である。</p> <p>制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡現象発生の約81秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約83秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止される。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。</p> <p>また、制御棒クラスタ不整合の場合においては最小DNBRは約1.55である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。</p> <p>自動又は手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.3.3 結論</p> <p>前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p>また、制御棒クラスタ不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>び熱流束は過渡現象の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。</p> <p>この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ、過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.48である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa(約2kg/cm²)である。</p> <p>制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡現象発生の約81秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約83秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止される。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。</p> <p>また、制御棒クラスタ不整合の場合においては最小DNBRは約1.55である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。</p> <p>自動又は手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.3.3 結論</p> <p>前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p>また、制御棒クラスタ不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 2. 運転時の異常な過渡変化の解析 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>2.2.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。</p> <p>また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。</p> <p>しかし、このような過渡変化は、異常状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。</p> <p>b. 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。</p> <p>c. 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び／又は充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 (a) 中性子束高</p>	<p>2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>2.2.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。</p> <p>また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。</p> <p>しかし、このような過渡変化は、異常状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。</p> <p>b. 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。</p> <p>c. 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び／又は充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 (a) 中性子束高</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.2.4.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. プラント起動時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（81.8m³/h）とする。</p> <p>(c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度2,800ppm）で満たされているものとする。</p> <p>(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>b. 出力運転時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん/高圧注入ポンプ3台運転時の全容量（37.5m³/h）とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として1,900ppmとする。</p> <p>(d) 反応度停止余裕は0.018$\Delta k/k$とする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>a. プラント起動時の異常な希釈 この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約51分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。 異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 出力運転時の異常な希釈 原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約24分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても</p>	<p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.2.4.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. プラント起動時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（81.8m³/h）とする。</p> <p>(c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度2,800ppm）で満たされているものとする。</p> <p>(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>b. 出力運転時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん/高圧注入ポンプ3台運転時の全容量（37.5m³/h）とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として1,900ppmとする。</p> <p>(d) 反応度停止余裕は0.018$\Delta k/k$とする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>a. プラント起動時の異常な希釈 この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約53分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。 異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 出力運転時の異常な希釈 原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約24分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。</p> <p>原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度ΔT高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。</p> <p>異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.4.3 結論</p> <p>プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度ΔT高」信号により自動停止され、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。</p> <p>原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度ΔT高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。</p> <p>異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.2.4.3 結論</p> <p>プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度ΔT高」信号により自動停止され、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>2.3.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明 この過渡変化は、原子炉の出力運転中に1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考ええる。 この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策 1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低 (b) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>2.3.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、中性子束の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p> <p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p>	<p>2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>2.3.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明 この過渡変化は、原子炉の出力運転中に1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考ええる。 この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策 1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低 (b) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>2.3.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、中性子束の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p> <p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>d. 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m²を使用する。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒クラスタを挿入する方向に作用するが、その動作は無視する。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡現象発生約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡現象発生約3.1秒後に約1.80となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPa(約4kg/cm²)である。</p> <p>原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.1.3 結論</p> <p>出力運転中に1次冷却材ポンプが1台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはない。炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>d. 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m²を使用する。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒クラスタを挿入する方向に作用するが、その動作は無視する。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡現象発生約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡現象発生約3.1秒後に約1.80となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPa(約4kg/cm²)である。</p> <p>原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.1.3 結論</p> <p>出力運転中に1次冷却材ポンプが1台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはない。炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>1次冷却材ポンプ2台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているため、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。</p> <p>この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。</p> <p>b. 1次冷却材ポンプ制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することが無い設計としている。</p> <p>c. 高出力時（パーミッシブ信号（P-8）の設定値以上）では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 中性子束高</p> <p>b. 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号（P-8）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で原子炉は自動停止する。</p> <p>2.3.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及び熱流束の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料温度を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-Ⅲにより、DNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p>	<p>2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>1次冷却材ポンプ2台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているため、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。</p> <p>この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。</p> <p>b. 1次冷却材ポンプ制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することが無い設計としている。</p> <p>c. 高出力時（パーミッシブ信号（P-8）の設定値以上）では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 中性子束高</p> <p>b. 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号（P-8）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で原子炉は自動停止する。</p> <p>2.3.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及び熱流束の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料温度を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-Ⅲにより、DNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>a. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である60%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は60%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。</p> <p>b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。</p> <p>c. 減速材密度係数は、最大値である$0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。 この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。</p> <p>d. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。 燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>f. 停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高(高設定)」信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>g. 燃料中心温度の評価では、初期値はDNB Rの評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。</p> <p>(3) 解析結果 解析結果を、第2.3.2.1図に示す。原子炉出力は、過渡現象発生の約17.2秒後に「出力領域中性子束高(高設定)」信号のトリップ限界値まで上昇し、約17.7秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約107%であり、最小DNB Rは約1.35である。二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,310℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,310℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。 また、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかない。原子炉圧力の上昇は約0.8MPa (約8 kg/cm²)である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.2.3 結論 部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小DNB Rは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>a. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である60%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は60%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。</p> <p>b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。</p> <p>c. 減速材密度係数は、最大値である$0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。 この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。</p> <p>d. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。 燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>f. 停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高(高設定)」信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>g. 燃料中心温度の評価では、初期値はDNB Rの評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。</p> <p>(3) 解析結果 解析結果を、第2.3.2.1図に示す。原子炉出力は、過渡現象発生の約17.2秒後に「出力領域中性子束高(高設定)」信号のトリップ限界値まで上昇し、約17.7秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約107%であり、最小DNB Rは約1.35である。二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,310℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,310℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。 また、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかない。原子炉圧力の上昇は約0.8MPa (約8 kg/cm²)である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.2.3 結論 部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小DNB Rは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.3 外部電源喪失</p> <p>2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転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事象を想定する。</p> <p>具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1 次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が自動停止し、1 次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補給水系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 3, 4 号炉は 500kV 送電線 2 回線で送電する。送電系統の実績からみて、この 2 回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。</p> <p>b. 500kV 送電線 2 回線が停電した場合には原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は他の 500kV 送電線 2 回線又は 77kV 送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。</p> <p>c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。</p> <p>d. 多重化された直流負荷に給電する 125V 直流電源は各々独立した 2 系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2 系統の直流電源が失われることのないようにする。</p> <p>e. 計測制御用機器などは 115V 交流母線から供給する。この母線は独立する 2 つの 125V 直流電源及び 440V 非常用交流電源から無停電電源装置を通じて供給され、この 115V 交流母線の電圧が失われることがないようにする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機 2 台を設ける。</p> <p>このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。</p> <p>b. 何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスターは炉心内に重力により落下し、原子炉は自動停止する。</p> <p>2.3.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p>	<p>2.3.3 外部電源喪失</p> <p>2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転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事象を想定する。</p> <p>具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1 次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が自動停止し、1 次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補給水系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 3, 4 号炉は 500kV 送電線 2 回線で送電する。送電系統の実績からみて、この 2 回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。</p> <p>b. 500kV 送電線 2 回線が停電した場合には原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は他の 500kV 送電線 2 回線又は 77kV 送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。</p> <p>c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。</p> <p>d. 多重化された直流負荷に給電する 125V 直流電源は各々独立した 2 系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2 系統の直流電源が失われることのないようにする。</p> <p>e. 計測制御用機器などは 115V 交流母線から供給する。この母線は独立する 2 つの 125V 直流電源及び 440V 非常用交流電源から無停電電源装置を通じて供給され、この 115V 交流母線の電圧が失われることがないようにする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機 2 台を設ける。</p> <p>このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。</p> <p>b. 何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスターは炉心内に重力により落下し、原子炉は自動停止する。</p> <p>2.3.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。</p> <p>(2) 解析条件 「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。</p> <p>(3) 解析結果 最小DNBRは約1.66である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.3MPa [gage] (約177kg/cm²G)にとどまる。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.3.3 結論 所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。</p> <p>(2) 解析条件 「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。</p> <p>(3) 解析結果 最小DNBRは約1.66である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.3MPa [gage] (約177kg/cm²G)にとどまる。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.3.3 結論 所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.4 主給水流量喪失</p> <p>2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器 2 次側に給水し、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 蒸気発生器 1 基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発生し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>b. 蒸気発生器への給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ 2 台を設け、以下の信号により自動起動する。</p> <p>(a) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(b) すべての主給水ポンプのトリップ</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。</p> <p>c. さらに、タービン動補助給水ポンプ 1 台を設け、以下の信号により自動起動する。</p> <p>(a) 3 基のうち 2 基の蒸気発生器水位異常低</p> <p>(b) 常用高圧母線のうち、いずれか 2 つの電圧低</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器 2 次側の蒸気により駆動する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 蒸気発生器給水流量低</p> <p>(b) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(c) 原子炉圧力高</p> <p>e. 原子炉の余熱除去は、2 次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1 次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。</p> <p>2.3.4.2 過渡変化の解析</p>	<p>2.3.4 主給水流量喪失</p> <p>2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器 2 次側に給水し、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 蒸気発生器 1 基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発生し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>b. 蒸気発生器への給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ 2 台を設け、以下の信号により自動起動する。</p> <p>(a) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(b) すべての主給水ポンプのトリップ</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。</p> <p>c. さらに、タービン動補助給水ポンプ 1 台を設け、以下の信号により自動起動する。</p> <p>(a) 3 基のうち 2 基の蒸気発生器水位異常低</p> <p>(b) 常用高圧母線のうち、いずれか 2 つの電圧低</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器 2 次側の蒸気により駆動する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 蒸気発生器給水流量低</p> <p>(b) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(c) 原子炉圧力高</p> <p>e. 原子炉の余熱除去は、2 次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1 次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。</p> <p>2.3.4.2 過渡変化の解析</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(1) 解析方法 <u>長期的プラント過渡特性解析コードBLKOUT</u>により蒸気発生器水位、加圧器保有水量、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件 a. 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は<u>3基とも狭域水位検出器下端にあるものとする。</u> b. 崩壊熱は、a項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。 c. 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。 d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて80m³/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。 e. タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。 f. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。 (a) 原子炉圧力の評価では原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。 (b) 加圧器水位の評価では加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>(3) 解析結果 解析結果を第2.3.4.1図に示す。原子炉は「<u>蒸気発生器水位異常低</u>」信号により、<u>約2秒</u>で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。 原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約<u>17.3MPa [gage] (約177kg/cm²G)</u>にとどまる。 蒸気発生器水位は、主給水喪失と、原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材温度及び原子炉圧力は減少に向かう。 加圧器保有水量の評価では、原子炉は「<u>蒸気発生器水位異常低</u>」信号により、<u>約2秒</u>で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この時の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示すが、加圧器は満水になることはない(最大で約77%)。 </p>	<p>(1) 解析方法 <u>プラント過渡特性解析コードMARVEL</u>により蒸気発生器水位、加圧器保有水量、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件 a. 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は<u>定格出力運転時設定水位</u>とする。 b. 崩壊熱は、a項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。 c. 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。 d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて80m³/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。 e. タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。 f. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。 (a) 原子炉圧力の評価では原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。 (b) 加圧器水位の評価では加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>(3) 解析結果 解析結果を第2.3.4.1図に示す。原子炉は<u>過渡変化発生</u>の約28秒後に「<u>原子炉圧力高</u>」信号のトリップ限界値に達し、<u>約30秒</u>で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。 原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約<u>17.4MPa[gage]</u>にとどまる。 蒸気発生器水位は、主給水喪失と、原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材温度及び原子炉圧力は減少に向かう。 加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。原子炉は<u>過渡変化発生</u>の約53秒後に「<u>蒸気発生器水位異常低</u>」信号のトリップ限界値に達し、<u>約55秒</u>で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約34m³(加圧器容積の約82%)であり、加圧器は満水になることはない。 </p>	<p>解析コードの変更に伴う解析条件の変更</p> <p>解析コードの変更に伴う解析条件の変更</p> <p>解析コードの変更に伴う解析条件の変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う記載の最新化</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の充実</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.4.3 結論 このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.4.3 結論 このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.5 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高 (b) 過大出力 ΔT 高 (c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.3.5.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。 ケースA：手動運転・サイクル初期 ケースB：手動運転・サイクル末期 ケースC：自動運転・サイクル初期 ケースD：自動運転・サイクル末期</p> <p>c. 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。</p>	<p>2.3.5 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高 (b) 過大出力 ΔT 高 (c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.3.5.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。 ケースA：手動運転・サイクル初期 ケースB：手動運転・サイクル末期 ケースC：自動運転・サイクル初期 ケースD：自動運転・サイクル末期</p> <p>c. 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>d. ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の下限の値とする。 燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。</p> <p>e. 原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち 1 個が全開となり、蒸気流量が 10%急増するものとする。</p> <p>(3) 解析結果 ケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることではない。 ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きい、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。 ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果となる。ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースCの最小DNBRは約1.69であり、ケースDの最小DNBRは約1.70である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa (約 2 kg/cm²) 以下である。 いずれの場合にも原子炉出力は約110%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.5.3 結論 このような厳しい解析条件のもとでの過渡状態に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>d. ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の下限の値とする。 燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。</p> <p>e. 原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち 1 個が全開となり、蒸気流量が 10%急増するものとする。</p> <p>(3) 解析結果 ケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。 ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きい、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。 ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果となる。ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースCの最小DNBRは約1.69であり、ケースDの最小DNBRは約1.70である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa (約 2 kg/cm²) 以下である。 いずれの場合にも原子炉出力は約110%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.5.3 結論 このような厳しい解析条件のもとでの過渡状態に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.6 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(c) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(d) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>(e) 原子炉圧力低</p> <p>c. 給水流量による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全開する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全開する。</p> <p>d. 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>(c) 主蒸気ライン差圧高</p> <p>e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。</p> <p>2.3.6.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p>	<p>2.3.6 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(c) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(d) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>(e) 原子炉圧力低</p> <p>c. 給水流量による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全開する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全開する。</p> <p>d. 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>(c) 主蒸気ライン差圧高</p> <p>e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。</p> <p>2.3.6.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、1次冷却材の温度、圧力、蒸気流量、炉心反応度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。</p> <p>反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を持つ制御棒クラスタ 1本が全引き抜き位置で固着したときの値として0.018Δk/kとする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。</p> <p>b. 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。</p> <p>c. 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa [gage] (157.2kg/cm²G)とする。</p> <p>d. タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。</p> <p>蒸気の放出量は、7.48MPa [gage] (76.3kg/cm²G)にて403t/hとする。</p> <p>e. 1台の充てん/高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度21,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん/高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一扫される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>f. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>水のキャリアーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。</p> <p>g. 外部電源はあるものとする。</p> <p>外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の解析結果を第2.3.6.2図に示す。</p> <p>蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却される。「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による</p>	<p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、1次冷却材の温度、圧力、蒸気流量、炉心反応度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。</p> <p>反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を持つ制御棒クラスタ 1本が全引き抜き位置で固着したときの値として0.018Δk/kとする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。</p> <p>b. 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。</p> <p>c. 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa [gage] (157.2kg/cm²G)とする。</p> <p>d. タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。</p> <p>蒸気の放出量は、7.48MPa [gage] (76.3kg/cm²G)にて403t/hとする。</p> <p>e. 1台の充てん/高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度21,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん/高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一扫される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>f. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>水のキャリアーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。</p> <p>g. 外部電源はあるものとする。</p> <p>外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の解析結果を第2.3.6.2図に示す。</p> <p>蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却される。「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>「非常用炉心冷却設備作動」限界値に約216秒で達することにより、非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。</p> <p>また、ほう酸水が注入され続けたとしても加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>この後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.6.3 結論</p> <p>解析結果より明らかなように、この過渡変化によって原子炉は臨界とならないので、最小DNBRは許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>「非常用炉心冷却設備作動」限界値に約216秒で達することにより、非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。</p> <p>また、ほう酸水が注入され続けたとしても加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>この後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.6.3 結論</p> <p>解析結果より明らかなように、この過渡変化によって原子炉は臨界とならないので、最小DNBRは許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.3.7 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>2.3.7.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発生し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>c. 「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(c) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(d) タービントリップ</p> <p>2.3.7.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、1次冷却材平均温度、原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。</p>	<p>2.3.7 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>2.3.7.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。</p> <p>b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発生し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>c. 「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(c) 過大出力 ΔT 高</p> <p>(d) タービントリップ</p> <p>2.3.7.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、1次冷却材平均温度、原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。</p> <p>c. 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で給水されるものとする。</p> <p>d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。</p> <p>また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全開し、給水は停止される。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡現象発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き原子炉は約57秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.84である。また、原子炉出力の上昇は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPa(約2kg/cm²)である。</p> <p>主給水及び原子炉の停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.7.3 結論</p> <p>蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。</p> <p>また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。</p> <p>c. 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で給水されるものとする。</p> <p>d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。</p> <p>また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全開し、給水は停止される。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡現象発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き原子炉は約57秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.84である。また、原子炉出力の上昇は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPa(約2kg/cm²)である。</p> <p>主給水及び原子炉の停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.3.7.3 結論</p> <p>蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。</p> <p>また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>2.4.1 負荷の喪失</p> <p>2.4.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通して復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>また、外部送電系統の故障等により、負荷が完全に喪失した場合は、直接タービン及び原子炉はトリップすることなく、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により過渡現象を和らげる。タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度ΔT高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>3，4号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。</p> <p>b. タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。</p> <p>c. 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p>	<p>2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>2.4.1 負荷の喪失</p> <p>2.4.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通して復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>また、外部送電系統の故障等により、負荷が完全に喪失した場合は、直接タービン及び原子炉はトリップすることなく、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により過渡現象を和らげる。タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度ΔT高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>3，4号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。</p> <p>b. タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。</p> <p>c. 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。</p> <p>d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。</p>	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力高 (b) 加圧器水位高 (c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.4.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。 この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p> <p>c. 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。</p> <p>d. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。 (a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合、DNBRの点で厳しくなる。 (b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。 この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。</p> <p>(3) 解析結果 加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。原子炉は、過渡現象発生の約7秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に到達し、約13秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、最小DNBRは約1.70である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は上昇し、その後加圧器逃がし弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。 原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。</p> <p>加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2</p>	<p>この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力高 (b) 加圧器水位高 (c) 過大温度 ΔT 高</p> <p>2.4.1.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法 プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。 この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p> <p>c. 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。</p> <p>d. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。 (a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合、DNBRの点で厳しくなる。 (b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。 この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。</p> <p>(3) 解析結果 加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。原子炉は、過渡現象発生の約7秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に到達し、約13秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、最小DNBRは約1.70である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は上昇し、その後加圧器逃がし弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。 原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。</p> <p>加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>図に示す。原子炉は、過渡現象発生約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gage] (約181kg/cm²G)にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage] (約186kg/cm²G)にとどまる。</p> <p>また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.1.3 結論</p> <p>負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。</p>	<p>図に示す。原子炉は、過渡現象発生約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gage] (約181kg/cm²G)にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage] (約186kg/cm²G)にとどまる。</p> <p>また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.1.3 結論</p> <p>負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>2.4.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。</p> <p>具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(b) 原子力圧力低</p> <p>2.4.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。 原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。</p> <p>c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。 燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最</p>	<p>2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>2.4.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。</p> <p>具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。</p> <p>この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 過大温度 ΔT 高</p> <p>(b) 原子力圧力低</p> <p>2.4.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。 原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。</p> <p>c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。 燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>も厳しくなる。</p> <p>d. 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の120%とする。</p> <p>e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。 この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。</p> <p>f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。 実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。</p> <p>(3) 解析結果 原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡現象発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、最小DNBRは、約1.63である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.2.3 結論 この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。</p>	<p>も厳しくなる。</p> <p>d. 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の120%とする。</p> <p>e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。 この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。</p> <p>f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。 実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。</p> <p>(3) 解析結果 原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡現象発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、最小DNBRは、約1.63である。 原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.2.3 結論 この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却系のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。</p> <p>また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより1次冷却材中にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため過度に圧力上昇することはない、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 非常用炉心冷却設備は、</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (b) 原子炉圧力異常低 (c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致 (d) 主蒸気ライン差圧高 (e) 原子炉格納容器圧力高 <p>により自動動作するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な動作を防止している。</p> <p>b. 運転員による手動動作に対しても、不注意な動作の可能性を小さくするように設計している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 「非常用炉心冷却設備作動」信号により原子炉は自動停止する。 b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 原子炉圧力低 <p>2.4.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 初期原子炉出力は定格出力とする。 	<p>2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 過渡変化の原因及び説明</p> <p>この過渡変化は、原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却系のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。</p> <p>また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより1次冷却材中にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため過度に圧力上昇することはない、過渡変化は安全に終了できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 非常用炉心冷却設備は、</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (b) 原子炉圧力異常低 (c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致 (d) 主蒸気ライン差圧高 (e) 原子炉格納容器圧力高 <p>により自動動作するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な動作を防止している。</p> <p>b. 運転員による手動動作に対しても、不注意な動作の可能性を小さくするように設計している。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 「非常用炉心冷却設備作動」信号により原子炉は自動停止する。 b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。 この事象においては以下の信号の発生が考えられる。 原子炉圧力低 <p>2.4.3.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 初期原子炉出力は定格出力とする。 	

<2. 運転時の異常な過渡変化の解析>

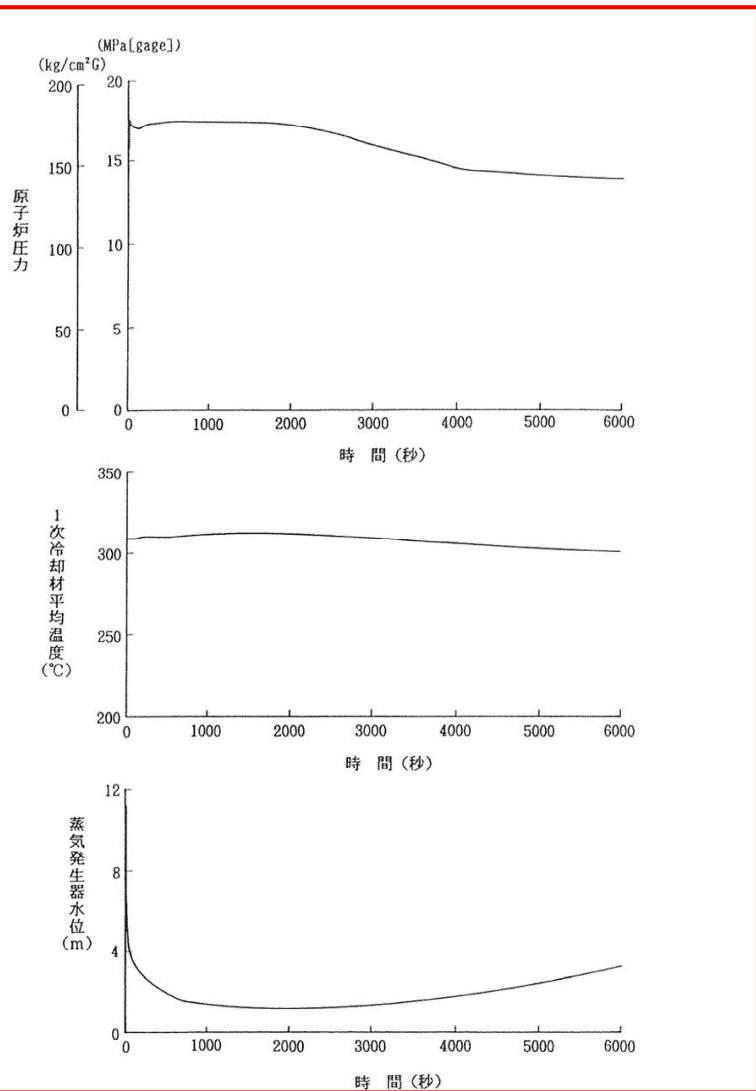
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>b. 減速材密度係数は、$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。</p> <p>c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。</p> <p>d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡現象を和らげる。</p> <p>e. 原子炉が出力運転中に、2台の充てん/高圧注入ポンプにより、ほう素濃度21,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。</p> <p>f. 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量、原子炉圧力を低下させる。原子炉は、過渡現象発生の約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約31秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。</p> <p>原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.3.3 結論</p> <p>非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>b. 減速材密度係数は、$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とする。</p> <p>c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。</p> <p>d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡現象を和らげる。</p> <p>e. 原子炉が出力運転中に、2台の充てん/高圧注入ポンプにより、ほう素濃度21,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。</p> <p>f. 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量、原子炉圧力を低下させる。原子炉は、過渡現象発生の約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約31秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。</p> <p>原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>2.4.3.3 結論</p> <p>非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

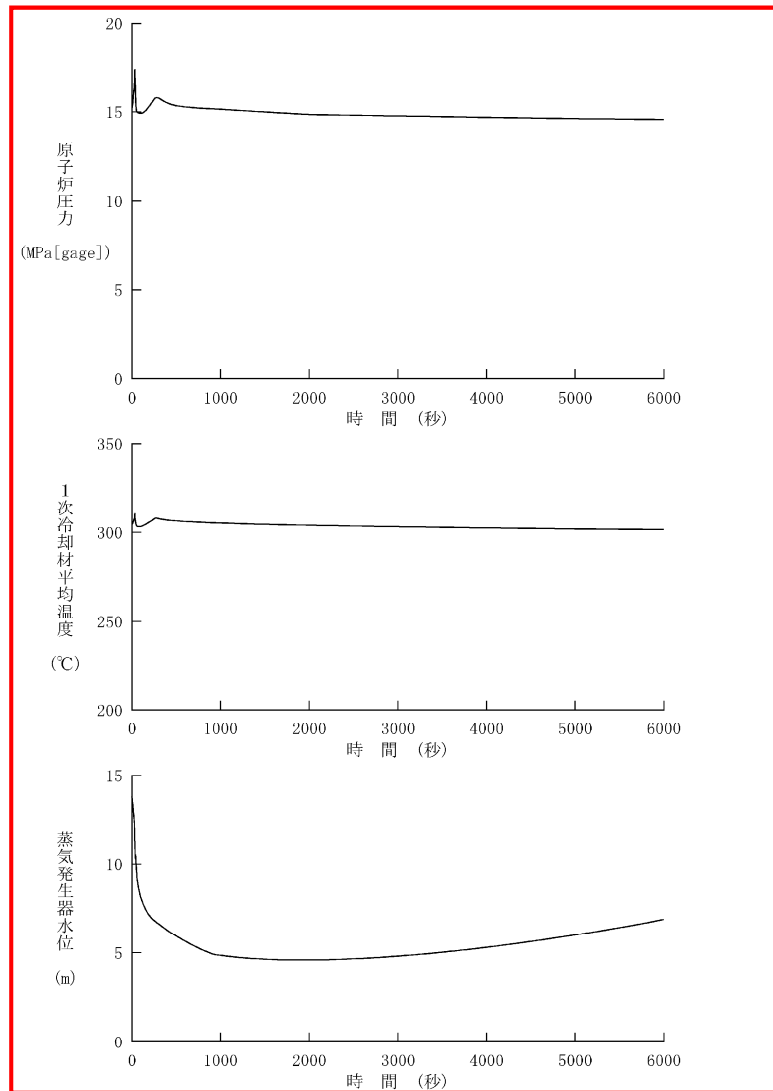
高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

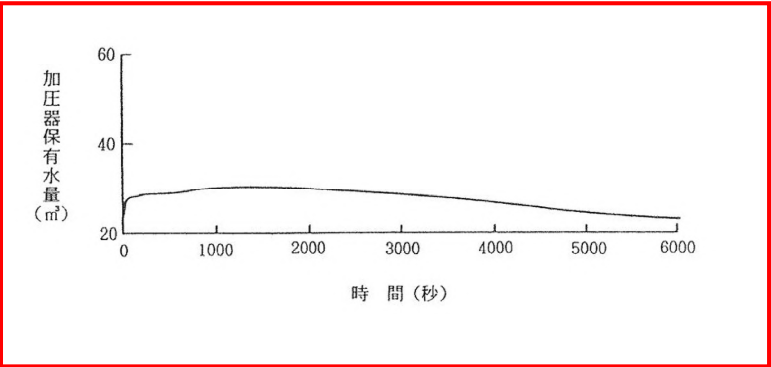
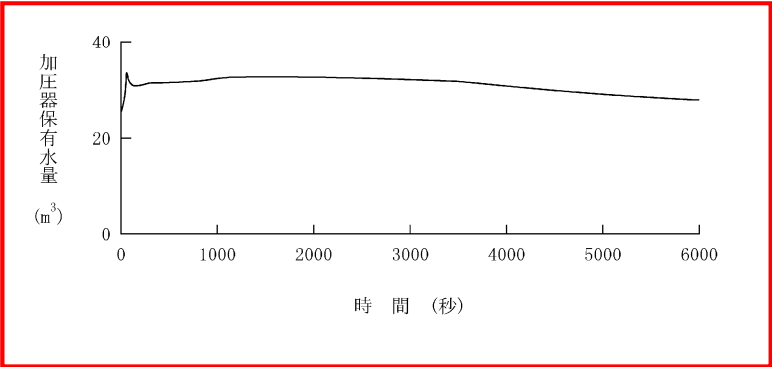
蒸気発生器取替に伴う変更



第2.3.4.1図 主給水流量喪失(1)



第2.3.4.1図 主給水流量喪失(1)

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
 <p data-bbox="360 1190 685 1211">第2.3.4.2図 主給水流量喪失(2)</p>	 <p data-bbox="1211 1043 1545 1064">第2.3.4.2図 主給水流量喪失(2)</p>	<p data-bbox="1823 233 2027 288">蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>2.5 参考文献 (1) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p>	<p>2.5 参考文献 (1) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3. 設計基準事故の解析</p> <p>3.1 序</p> <p>本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。</p>	<p>3. 設計基準事故の解析</p> <p>3.1 序</p> <p>本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>3.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。1次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。</p> <p>(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。</p> <p>(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力等が過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。</p> <p>(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼、ニッケル・クロム・鉄合金等耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。</p> <p>また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム-水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。</p> <p>(a) 破断面積が大きく、充てん／高圧注入ポンプのみで加圧器水位を</p>	<p>3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>3.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。1次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。</p> <p>(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。</p> <p>(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力等が過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。</p> <p>(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼、ニッケル・クロム・鉄合金等耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。</p> <p>また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム-水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。</p> <p>(a) 破断面積が大きく、充てん／高圧注入ポンプのみで加圧器水位を</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。</p> <p>(b) この間、1次冷却材量の減少及び圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は1次冷却材の流出に伴う原子炉格納容器内の圧力上昇による「原子炉格納容器圧力高」信号により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、この信号で充てん/高圧注入ポンプ（高圧注入系）及び余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は非常用炉心冷却設備作動信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>(c) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前述の2系統が作動して燃料取替用水タンクの水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等格納容器再循環サンプにたまった水を再び前述の2系統を通して原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通る水は余熱除去冷却器により冷却する。</p> <p>b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクの水又は格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする2系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。</p> <p>d. 前述の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。</p> <p>e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、非常用炉心冷却設備作動等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。</p> <p>3.2.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—(1)(2)(3)</p> <p>a. 解析方法</p> <p>事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル/再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。</p>	<p>維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。</p> <p>(b) この間、1次冷却材量の減少及び圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は1次冷却材の流出に伴う原子炉格納容器内の圧力上昇による「原子炉格納容器圧力高」信号により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、この信号で充てん/高圧注入ポンプ（高圧注入系）及び余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は非常用炉心冷却設備作動信号により原子炉は自動停止する。</p> <p>(c) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前述の2系統が作動して燃料取替用水タンクの水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等格納容器再循環サンプにたまった水を再び前述の2系統を通して原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通る水は余熱除去冷却器により冷却する。</p> <p>b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクの水又は格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする2系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。</p> <p>d. 前述の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。</p> <p>e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、非常用炉心冷却設備作動等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。</p> <p>3.2.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—(1)(2)(3)</p> <p>a. 解析方法</p> <p>事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル/再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(a) ブローダウン解析</p> <p>これは、配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注入等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。</p> <p>(b) リフィル/再冠水解析</p> <p>ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注入により原子炉容器下部プレナム部に冷却材が蓄水し、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、前述のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはリフィル/再冠水解析コードWREFLOOD、再冠水期間については再冠水解析コードBASH-Mで解析する。これらのコードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。</p> <p>また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより解析し、WREFLOOD及びBASH-Mと結合した状態で計算を行う。</p> <p>(c) 燃料棒熱解析</p> <p>これは、事故時の燃料被覆管温度、ジルコニウム-水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、前述のSATAN-M及びBASH-Mによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。</p> <p>b. 解析条件</p> <p>解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。</p> <p>(a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当</p>	<p>(a) ブローダウン解析</p> <p>これは、配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注入等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。</p> <p>(b) リフィル/再冠水解析</p> <p>ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注入により原子炉容器下部プレナム部に冷却材が蓄水し、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、前述のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはリフィル/再冠水解析コードWREFLOOD、再冠水期間については再冠水解析コードBASH-Mで解析する。これらのコードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。</p> <p>また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより解析し、WREFLOOD及びBASH-Mと結合した状態で計算を行う。</p> <p>(c) 燃料棒熱解析</p> <p>これは、事故時の燃料被覆管温度、ジルコニウム-水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、前述のSATAN-M及びBASH-Mによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。</p> <p>b. 解析条件</p> <p>解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。</p> <p>(a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>する。</p> <p>破断の体様については、前述のような両端破断の他に、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているため、ここでは、両端破断の場合を解析する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.32に基づいたコサイン分布を用いる。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage] 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基 高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30秒 非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。</p> <p>(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。</p> <p>また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>(e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存量として有効に作用しないものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。</p> <p>(g) 再冠水期間には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。</p> <p>(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、</p>	<p>する。</p> <p>破断の体様については、前述のような両端破断の他に、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているため、ここでは、両端破断の場合を解析する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.32に基づいたコサイン分布を用いる。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage] 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基 高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30秒 非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。</p> <p>(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。</p> <p>また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>(e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存量として有効に作用しないものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。</p> <p>(g) 再冠水期間には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。</p> <p>(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																																								
<p>ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線④を使用する。</p> <p>また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。</p> <p>(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。</p> <p>(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。</p> <p>(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。</p> <p>c. 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾</p> <p>以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。 燃料被覆管温度の上昇という観点からみて流出係数0.4のウラン燃料が最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。 流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。</p> <p>第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管両端破断）</p> <table border="1" data-bbox="197 710 952 957"> <thead> <tr> <th>流出係数</th> <th>1.0</th> <th>0.6</th> <th>0.4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(℃)</td> <td><u>914</u></td> <td><u>937</u></td> <td><u>1,044</u></td> </tr> <tr> <td>局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)</td> <td>0.5</td> <td><u>1.7</u></td> <td><u>4.0</u></td> </tr> <tr> <td>全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)</td> <td>0.3以下</td> <td>0.3以下</td> <td>0.3以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.2.1.2表 大破断解析結果 (低温側配管両端破断、流出係数0.4)</p> <table border="1" data-bbox="201 1053 947 1332"> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td><u>1,044℃</u></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度出現位置</td> <td>炉心下端から 2.13m</td> </tr> <tr> <td>高温燃料棒のバースト発生時間</td> <td><u>32秒</u></td> </tr> <tr> <td>高温燃料棒のバースト位置</td> <td>炉心下端から1.83m</td> </tr> <tr> <td>局所的最大ジルコニウム-水反応量</td> <td><u>4.0%</u></td> </tr> <tr> <td>全炉心平均ジルコニウム-水反応量</td> <td>0.3%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水期間での原子炉</p>	流出係数	1.0	0.6	0.4	燃料被覆管最高温度(℃)	<u>914</u>	<u>937</u>	<u>1,044</u>	局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)	0.5	<u>1.7</u>	<u>4.0</u>	全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下	燃料被覆管最高温度	<u>1,044℃</u>	燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m	高温燃料棒のバースト発生時間	<u>32秒</u>	高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m	局所的最大ジルコニウム-水反応量	<u>4.0%</u>	全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下	<p>ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線④を使用する。</p> <p>また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。</p> <p>(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。</p> <p>(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。</p> <p>(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。</p> <p>c. 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾</p> <p>以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。 燃料被覆管温度の上昇という観点からみて流出係数0.4のウラン燃料が最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。 流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。</p> <p>第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管両端破断）</p> <table border="1" data-bbox="1019 710 1774 957"> <thead> <tr> <th>流出係数</th> <th>1.0</th> <th>0.6</th> <th>0.4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管最高温度(℃)</td> <td><u>915</u></td> <td><u>942</u></td> <td><u>1,035</u></td> </tr> <tr> <td>局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)</td> <td>0.5</td> <td><u>1.4</u></td> <td><u>3.6</u></td> </tr> <tr> <td>全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)</td> <td>0.3以下</td> <td>0.3以下</td> <td>0.3以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.2.1.2表 大破断解析結果 (低温側配管両端破断、流出係数0.4)</p> <table border="1" data-bbox="1023 1053 1769 1332"> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td><u>1,035℃</u></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度出現位置</td> <td>炉心下端から 2.13m</td> </tr> <tr> <td>高温燃料棒のバースト発生時間</td> <td><u>35秒</u></td> </tr> <tr> <td>高温燃料棒のバースト位置</td> <td>炉心下端から1.83m</td> </tr> <tr> <td>局所的最大ジルコニウム-水反応量</td> <td><u>3.6%</u></td> </tr> <tr> <td>全炉心平均ジルコニウム-水反応量</td> <td>0.3%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水期間での原子炉</p>	流出係数	1.0	0.6	0.4	燃料被覆管最高温度(℃)	<u>915</u>	<u>942</u>	<u>1,035</u>	局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)	0.5	<u>1.4</u>	<u>3.6</u>	全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下	燃料被覆管最高温度	<u>1,035℃</u>	燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m	高温燃料棒のバースト発生時間	<u>35秒</u>	高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m	局所的最大ジルコニウム-水反応量	<u>3.6%</u>	全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>
流出係数	1.0	0.6	0.4																																																							
燃料被覆管最高温度(℃)	<u>914</u>	<u>937</u>	<u>1,044</u>																																																							
局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)	0.5	<u>1.7</u>	<u>4.0</u>																																																							
全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下																																																							
燃料被覆管最高温度	<u>1,044℃</u>																																																									
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m																																																									
高温燃料棒のバースト発生時間	<u>32秒</u>																																																									
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m																																																									
局所的最大ジルコニウム-水反応量	<u>4.0%</u>																																																									
全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下																																																									
流出係数	1.0	0.6	0.4																																																							
燃料被覆管最高温度(℃)	<u>915</u>	<u>942</u>	<u>1,035</u>																																																							
局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)	0.5	<u>1.4</u>	<u>3.6</u>																																																							
全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下																																																							
燃料被覆管最高温度	<u>1,035℃</u>																																																									
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m																																																									
高温燃料棒のバースト発生時間	<u>35秒</u>																																																									
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m																																																									
局所的最大ジルコニウム-水反応量	<u>3.6%</u>																																																									
全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下																																																									

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>容器ダウンコマ水位及び炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。</p> <p>(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化</p> <p>第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約28秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなっており、ブローダウンが終了する。</p> <p>一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、破断発生約2秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、約12秒後から再び下向きに流れる。破断発生約15秒後には原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回り、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は約47秒後まで継続される。</p> <p>ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。</p> <p>(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約1秒後に達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているため、ディーゼル発電機が非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクの水を原子炉へ注入する。解析条件 (c)項で述べたように、このための時間遅れを30秒としているため、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約31秒で注入を開始することになる。</p> <p>(c) リフィル及び再冠水</p> <p>ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件 (e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、破断発生後約31秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も加わり、約39秒後に水位は燃料の下端に達する。</p> <p>燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンコマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。</p>	<p>容器ダウンコマ水位及び炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。</p> <p>(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化</p> <p>第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約29秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなっており、ブローダウンが終了する。</p> <p>一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、破断発生約2秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、約12秒後から再び下向きに流れる。破断発生約16秒後には原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回り、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は約47秒後まで継続される。</p> <p>ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。</p> <p>(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約1秒後に達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているため、ディーゼル発電機が非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクの水を原子炉へ注入する。解析条件 (c)項で述べたように、このための時間遅れを30秒としているため、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約31秒で注入を開始することになる。</p> <p>(c) リフィル及び再冠水</p> <p>ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件 (e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、破断発生後約31秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も加わり、約39秒後に水位は燃料の下端に達する。</p> <p>燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンコマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(d) 燃料被覆管温度変化</p> <p>低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。</p> <p>一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。</p> <p>破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下していく。</p> <p>しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。</p> <p>ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、破断発生後約31秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約89秒後にピークに達し、その後は低下していく。破断発生の約400秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、燃料被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプルにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。</p> <p>このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約1.044℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約4.0%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1.044℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。</p> <p>また、前述の解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次冷却材ポンプの運</p>	<p>(d) 燃料被覆管温度変化</p> <p>低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。</p> <p>一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。</p> <p>破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下していく。</p> <p>しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。</p> <p>ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、破断発生後約31秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約91秒後にピークに達し、その後は低下していく。破断発生の約400秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、燃料被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプルにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。</p> <p>このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約1.035℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約3.6%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1.035℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。</p> <p>また、前述の解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次冷却材ポンプの運</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>転により初期の炉心流量が大きいため、炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。</p> <p>(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－⁽²⁾⁽³⁾⁽⁶⁾</p> <p>a. 解析方法</p> <p>小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、大破断の場合のWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析は不要である。</p> <p>したがって、コードの構成は、小破断ブローダウン解析コードSATAN-M（Small LOCA）及び燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、SATAN-M（Small LOCA）は、SATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。</p> <p>b. 解析条件</p> <p>小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。</p> <p>(a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。</p> <p>(b) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備による炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。</p> <p>c. 解析結果⁽⁶⁾</p> <p>以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。</p> <p>ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では最も厳しい結果を与える低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断及び気相部破断について述べる。</p> <p>(a) 低温側配管スプリット破断</p>	<p>転により初期の炉心流量が大きいため、炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。</p> <p>(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－⁽²⁾⁽³⁾⁽⁶⁾</p> <p>a. 解析方法</p> <p>小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、大破断の場合のWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析は不要である。</p> <p>したがって、コードの構成は、小破断ブローダウン解析コードSATAN-M（Small LOCA）及び燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、SATAN-M（Small LOCA）は、SATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。</p> <p>b. 解析条件</p> <p>小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。</p> <p>(a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。</p> <p>(b) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備による炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。</p> <p>c. 解析結果⁽⁶⁾</p> <p>以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。</p> <p>ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では最も厳しい結果を与える低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断及び気相部破断について述べる。</p> <p>(a) 低温側配管スプリット破断</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.5図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.6図に示す。</p> <p>1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に低下し、破断発生の約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、破断発生の約7秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約32秒で高圧注入系からの注入が始まる。</p> <p>炉心は破断発生の約44秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約742℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム-水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。</p> <p>(b) 気相部破断</p> <p>加圧器気相部に接続する最大口径約0.13m配管破断の場合について以下に述べる。</p> <p>主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.7図に示す。</p> <p>加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急速に低下し、破断発生の約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>また、破断発生の約16秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約41秒で高圧注入系からの注入が始まる。</p> <p>炉心部が2相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、破断発生後約655秒で蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。</p> <p>また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とならない。</p> <p>また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。</p>	<p>主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.5図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.6図に示す。</p> <p>1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に低下し、破断発生の約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、破断発生の約7秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約32秒で高圧注入系からの注入が始まる。</p> <p>炉心は破断発生の約45秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約752℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム-水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。</p> <p>(b) 気相部破断</p> <p>加圧器気相部に接続する最大口径約0.13m配管破断の場合について以下に述べる。</p> <p>主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.7図に示す。</p> <p>加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急速に低下し、破断発生の約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>また、破断発生の約16秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約41秒で高圧注入系からの注入が始まる。</p> <p>炉心部が2相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、破断発生後約668秒で蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。</p> <p>また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とならない。</p> <p>また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）					高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載					差異の理由
第3.2.1.3表 小破断解析結果					第3.2.1.3表 小破断解析結果					
項目	液相部破断			気相部破断	項目	液相部破断			気相部破断	
破断配管口径 (m)	0.30	0.25	0.20	0.13	破断配管口径 (m)	0.30	0.25	0.20	0.13	
燃料被覆管最高温度 (℃)	696	742	575	炉心露出 せず	燃料被覆管最高温度 (℃)	706	752	661	炉心露出 せず	蒸気発生器取替に伴う変更
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—	局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—	
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—	全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—	
<p>3.2.1.3 結論</p> <p>非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.2表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。）を満たす。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は約4.0%であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。）を満たす。また、全炉心平均ジルコニウム-水反応量は0.3%以下であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。）を満たす。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は最高値を過ぎた後低下し続け、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。したがって、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。）を満たす。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量ともに、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。</p> <p>また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約742℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度につい</p>					<p>3.2.1.3 結論</p> <p>非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.2表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,035℃であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。）を満たす。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は約3.6%であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。）を満たす。また、全炉心平均ジルコニウム-水反応量は0.3%以下であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。）を満たす。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は最高値を過ぎた後低下し続け、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。したがって、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。）を満たす。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量ともに、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。</p> <p>また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約752℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度につい</p>					蒸気発生器取替に伴う変更
										蒸気発生器取替に伴う変更
										蒸気発生器取替に伴う変更

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>では、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べ若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約763℃ (低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断) であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量も問題となることはない。</p>	<p>では、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べ若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約777℃ (低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断) であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量も問題となることはない。</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ全台の駆動電源が同時に喪失するものとする。</p> <p>この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低</p> <p>(b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低</p> <p>(c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低</p> <p>(d) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>3.2.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力及び中性子束の時間応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p>	<p>3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ全台の駆動電源が同時に喪失するものとする。</p> <p>この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。</p> <p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低</p> <p>(b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低</p> <p>(c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低</p> <p>(d) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>3.2.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力及び中性子束の時間応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。</p> <p>d. 1次冷却材流量のコストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m²を使用する。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.2.1図に示す。1次冷却材ポンプの電源喪失により「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止する。</p> <p>最小DNBRは、事故発生の約2.4秒後に約1.66となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPa (約6kg/cm²) である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.2.3 結 論</p> <p>1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に低下することなく原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.66にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。</p> <p>d. 1次冷却材流量のコストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m²を使用する。</p> <p>e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.2.1図に示す。1次冷却材ポンプの電源喪失により「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止する。</p> <p>最小DNBRは、事故発生の約2.4秒後に約1.66となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPa (約6kg/cm²) である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.2.3 結 論</p> <p>1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に低下することなく原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.66にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。</p> <p>この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。</p> <p>原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低</p> <p>(b) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>3.2.3.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様の方法により解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。</p> <p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p>	<p>3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。</p> <p>この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。</p> <p>原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 1次冷却材流量低</p> <p>(b) 1次冷却材ポンプ遮断器開</p> <p>3.2.3.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様の方法により解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値$0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。</p> <p>c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.3.1図に示す。</p> <p>1次冷却材流量の低下により、事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>最小DNBRは、事故発生の約2.1秒後に約1.24となる。また、原子炉圧力の最大値は約17.2MPa [gage] (約175kg/cm²G)である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.3.3 結 論</p> <p>1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において1次冷却材流量が減少するものの、原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.24にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.3.1図に示す。</p> <p>1次冷却材流量の低下により、事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>最小DNBRは、事故発生の約2.1秒後に約1.24となる。また、原子炉圧力の最大値は約17.2MPa [gage] (約175kg/cm²G)である。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.3.3 結 論</p> <p>1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において1次冷却材流量が減少するものの、原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.24にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.2.4 主給水管破断</p> <p>3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。</p> <p>この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。</p> <p>a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。</p> <p>b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。</p> <p>c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。</p> <p>しかしながら、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力高</p> <p>(b) 過大温度ΔT高</p> <p>(c) 蒸気発生器給水流量低</p> <p>(d) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(e) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>b. 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。</p> <p>c. 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。</p> <p>d. 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器へ</p>	<p>3.2.4 主給水管破断</p> <p>3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。</p> <p>この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。</p> <p>a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。</p> <p>b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。</p> <p>c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。</p> <p>しかしながら、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力高</p> <p>(b) 過大温度ΔT高</p> <p>(c) 蒸気発生器給水流量低</p> <p>(d) 蒸気発生器水位異常低</p> <p>(e) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>b. 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。</p> <p>c. 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。</p> <p>d. 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器へ</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>の給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。</p> <p>3.2.4.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉圧力の評価では初期原子炉出力は102%とする。</p> <p>b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。</p> <p>c. 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。</p> <p>d. 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。</p> <p>e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>f. 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。</p> <p>g. 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。</p> <p>h. DNBRの評価では初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小DNBRの変化を第3.2.4.2図に示す。</p> <p>初期に原子炉圧力は上昇するが、原子炉は事故発生の約18秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約20秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信後10分で破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作が行われるので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱の発生を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.66である。また、原子炉圧力の最大値は約17.7MPa [gage] (約181kg/cm²G) であり、事故のなかで最大とな</p>	<p>の給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。</p> <p>3.2.4.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉圧力の評価では初期原子炉出力は102%とする。</p> <p>b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。</p> <p>c. 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。</p> <p>d. 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。</p> <p>e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>f. 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。</p> <p>g. 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。</p> <p>h. DNBRの評価では初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小DNBRの変化を第3.2.4.2図に示す。</p> <p>初期に原子炉圧力は上昇するが、原子炉は事故発生の約15秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約17秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信後10分で破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作が行われるので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱の発生を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.58である。また、原子炉圧力の最大値は約17.7MPa [gage] であり、事故のなかで最大となる。この場合でも</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>る。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage] (約186kg/cm²G)にとどまる。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.4.3 結論</p> <p>主給水管破断時、原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.66にとどまる。さらに、補助給水系が作動して原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない。原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage]にとどまる。</p> <p>原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.4.3 結論</p> <p>主給水管破断時、原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.58にとどまる。さらに、補助給水系が作動して原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない。原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>記載の最新化</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

< 3. 設計基準事故の解析 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.2.5 主蒸気管破断</p> <p>3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の高温停止時に、2 次冷却系の破断等により、1 次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>具体的には主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものとする。破断による蒸気の流出は蒸気圧力の低下とともに減少するが、1 次冷却系から熱を除去し、1 次冷却材の温度及び圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を有すると、反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着した場合は臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉は再び臨界未満となり安全に保たれる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度ΔT高</p> <p>(c) 過大出力ΔT高</p> <p>(d) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>(e) 原子炉圧力低</p> <p>b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>(c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1 次冷却材平均温度異常低の一致</p> <p>(d) 主蒸気ライン差圧高</p> <p>(e) 原子炉格納容器圧力高</p> <p>c. 1 次冷却系の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、蓄圧タンクから1 次冷却系へほう酸水の注入が開始される。</p> <p>d. 1 次冷却材の過度の冷却を防ぐために、原子炉トリップ信号と「1 次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。</p>	<p>3.2.5 主蒸気管破断</p> <p>3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の高温停止時に、2 次冷却系の破断等により、1 次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>具体的には主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものとする。破断による蒸気の流出は蒸気圧力の低下とともに減少するが、1 次冷却系から熱を除去し、1 次冷却材の温度及び圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を有すると、反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着した場合は臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉は再び臨界未満となり安全に保たれる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 過大温度ΔT高</p> <p>(c) 過大出力ΔT高</p> <p>(d) 非常用炉心冷却設備作動</p> <p>(e) 原子炉圧力低</p> <p>b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>(c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1 次冷却材平均温度異常低の一致</p> <p>(d) 主蒸気ライン差圧高</p> <p>(e) 原子炉格納容器圧力高</p> <p>c. 1 次冷却系の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、蓄圧タンクから1 次冷却系へほう酸水の注入が開始される。</p> <p>d. 1 次冷却材の過度の冷却を防ぐために、原子炉トリップ信号と「1 次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>さらに、非常用炉心冷却設備作動信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。</p> <p>e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。</p> <p>(a) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致</p> <p>(b) 原子炉格納容器圧力異常高</p> <p>f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するように設計している。</p> <p>3.2.5.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa[gage]とする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置で固着したときの、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上記の高温停止時の状態の値として、0.018Δk/kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>b. 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第3.2.5.1図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>c. 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。</p> <p>また、外部電源はある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の2ケースについて解析する。</p> <p>ケースA 外部電源あり ケースB 外部電源なし</p> <p>d. 逆止弁の効果は、解析では安全側と考えて無視し、主蒸気管の隔離は、</p>	<p>さらに、非常用炉心冷却設備作動信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。</p> <p>e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。</p> <p>(a) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致</p> <p>(b) 原子炉格納容器圧力異常高</p> <p>f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するように設計している。</p> <p>3.2.5.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa[gage]とする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置で固着したときの、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上記の高温停止時の状態の値として、0.018Δk/kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>b. 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第3.2.5.1図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>c. 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。</p> <p>また、外部電源はある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の2ケースについて解析する。</p> <p>ケースA 外部電源あり ケースB 外部電源なし</p> <p>d. 逆止弁の効果は、解析では安全側と考えて無視し、主蒸気管の隔離は、</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。</p> <p>e. DNB Rの評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう酸濃度21,000ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。</p> <p>非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。</p> <p>ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>f. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を大きく評価するため、蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。</p> <p>g. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、M o o d yのモデル⁽⁷⁾を使用する。</p> <p>h. DNB Rの計算には、W-3相関式⁽⁸⁾を使用する。</p> <p>i. 非常用炉心冷却設備作動信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(3) 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾</p> <p>a. ケースA（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源あり）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.2図に示す。</p> <p>b. ケースB（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源なし）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.3図に示す。</p> <p>c. 2ケースとも原子炉は臨界に達する。特にケースAではその最大熱流束は定格出力値の約12%まで上昇しており、ケースBに比べて厳しくなっている。</p> <p>d. 2ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に事故発生の約2秒後に達し、ケースAでは約17秒、ケースBでは約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約47秒で到達することにより原子炉出力は低下する。最小DNB Rはウラン・プルトニウム混合酸化</p>	<p>「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。</p> <p>e. DNB Rの評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう酸濃度21,000ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。</p> <p>非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。</p> <p>ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>f. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を大きく評価するため、蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。</p> <p>g. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、M o o d yのモデル⁽⁷⁾を使用する。</p> <p>h. DNB Rの計算には、W-3相関式⁽⁸⁾を使用する。</p> <p>i. 非常用炉心冷却設備作動信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(3) 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾</p> <p>a. ケースA（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源あり）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.2図に示す。</p> <p>b. ケースB（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源なし）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.3図に示す。</p> <p>c. 2ケースとも原子炉は臨界に達する。特にケースAではその最大熱流束は定格出力値の約12%まで上昇しており、ケースBに比べて厳しくなっている。</p> <p>d. 2ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に事故発生の約2秒後に達し、ケースAでは約17秒、ケースBでは約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約47秒で到達することにより原子炉出力は低下する。最小DNB Rはウラン・プルトニウム混合酸化</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>物燃料炉心が厳しくなり、DNBRが最小となるのは熱流束最大時点の約2.14である。</p> <p>e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケースBでは、1次冷却材ポンプトリップにより、1次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による1次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。</p> <p>f. いずれのケースも原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による非常用炉心冷却設備作動信号発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより1次冷却系の冷却が止まり、炉心は臨界未満となる。その後、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>g. 原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>h. 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約2.14であり、最大熱流束は定格出力値の約12%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍を下回る。</p> <p>さらに臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。</p> <p>3.2.5.3 結 論</p> <p>以上のように、最も厳しい条件による解析において、原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、臨界未満になる。最小DNBRは約2.14にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>物燃料炉心が厳しくなり、DNBRが最小となるのは熱流束最大時点の約2.14である。</p> <p>e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケースBでは、1次冷却材ポンプトリップにより、1次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による1次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。</p> <p>f. いずれのケースも原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による非常用炉心冷却設備作動信号発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより1次冷却系の冷却が止まり、炉心は臨界未満となる。その後、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>g. 原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。</p> <p>h. 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約2.14であり、最大熱流束は定格出力値の約12%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍を下回る。</p> <p>さらに臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。</p> <p>3.2.5.3 結 論</p> <p>以上のように、最も厳しい条件による解析において、原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、臨界未満になる。最小DNBRは約2.14にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>3.3.1 制御棒飛び出し</p> <p>3.3.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破断等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。</p> <p>高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。</p> <p>この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。</p> <p>反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは 833J/g(199cal/g)を超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは 770J/g(184cal/g)を超えないことを用いる。</p> <p>なお、燃料破損時の影響については、「R I E 報告書」添付4の影響評価に包含される。</p> <p>また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。</p> <p>b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。</p> <p>c. 圧力ハウジングには、原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。</p> <p>出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引き抜き位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。</p>	<p>3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>3.3.1 制御棒飛び出し</p> <p>3.3.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破断等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。</p> <p>高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。</p> <p>この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。</p> <p>反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは 833J/g(199cal/g)を超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは 770J/g(184cal/g)を超えないことを用いる。</p> <p>なお、燃料破損時の影響については、「R I E 報告書」添付4の影響評価に包含される。</p> <p>また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。</p> <p>a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。</p> <p>b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。</p> <p>c. 圧力ハウジングには、原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。</p> <p>出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引き抜き位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>c. 1 次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1 (3) 拡大防止対策」と同じである。</p> <p>3.3.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>多次元炉心動特性解析コード TWINKLE により、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コード FACTRAN により、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料棒内温度上昇等を解析する⁹⁾。また、熱水力計算コード THINC-III により炉心における急峻なボイドの生成を計算し、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コード MARVEL により原子炉圧力の時間変化を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 解析は以下の 4 ケースについて、実施する。</p> <p>(a) サイクル初期高温全出力</p> <p>(b) サイクル初期高温零出力</p> <p>(c) サイクル末期高温全出力</p> <p>(d) サイクル末期高温零出力</p> <p>b. 高温全出力のケースでは、</p> <p>(a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ 102% 及び 304.5℃とする。なお、DNBR 評価の初期値は定格値とする。</p> <p>(b) 制御用制御棒クラスタバンク D は、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高 (高設定)」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>c. 高温零出力のケースでは、</p> <p>(a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10⁻⁹ 及び 288.3℃とする。</p>	<p>b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。</p> <p>(a) 中性子束高</p> <p>(b) 出力領域中性子束変化率高</p> <p>c. 1 次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>(b) 原子炉圧力異常低</p> <p>その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1 (3) 拡大防止対策」と同じである。</p> <p>3.3.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>多次元炉心動特性解析コード TWINKLE により、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コード FACTRAN により、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料棒内温度上昇等を解析する⁹⁾。また、熱水力計算コード THINC-III により炉心における急峻なボイドの生成を計算し、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コード MARVEL により原子炉圧力の時間変化を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 解析は以下の 4 ケースについて、実施する。</p> <p>(a) サイクル初期高温全出力</p> <p>(b) サイクル初期高温零出力</p> <p>(c) サイクル末期高温全出力</p> <p>(d) サイクル末期高温零出力</p> <p>b. 高温全出力のケースでは、</p> <p>(a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ 102% 及び 304.5℃とする。なお、DNBR 評価の初期値は定格値とする。</p> <p>(b) 制御用制御棒クラスタバンク D は、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高 (高設定)」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>c. 高温零出力のケースでは、</p> <p>(a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10⁻⁹ 及び 288.3℃とする。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																												
<p>(b) 制御用制御棒クラスタバンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属するクラスタ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。</p> <p>e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="309 587 745 710"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>0.19%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td>0.19%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期高温零出力</td> <td>0.90%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温零出力</td> <td>1.0%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> </table> <p>f. 実効遅発中性子割合 (Beff) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.47%、サイクル末期で0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.52%、サイクル末期で0.43%を使用する。</p> <p>g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めにするように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。</p> <p>h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。</p> <table border="0" data-bbox="309 975 801 1066"> <tr> <td>(a) サブクール状態</td> <td>Dittus-Boelter の式</td> </tr> <tr> <td>(b) 核沸騰状態</td> <td>Jens-Lottes の式</td> </tr> <tr> <td>(c) 膜沸騰状態</td> <td>Bishop-Sandberg-Tong の式</td> </tr> </table> <p>解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。</p> <p>i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。 制御棒ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。</p> <p>j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。</p> <table border="0" data-bbox="309 1393 656 1449"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>7.0</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td>5.6</td> </tr> </table>	サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$	サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$	サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$	サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta k/k$	(a) サブクール状態	Dittus-Boelter の式	(b) 核沸騰状態	Jens-Lottes の式	(c) 膜沸騰状態	Bishop-Sandberg-Tong の式	サイクル初期高温全出力	7.0	サイクル末期高温全出力	5.6	<p>(b) 制御用制御棒クラスタバンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属するクラスタ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。</p> <p>d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。</p> <p>e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="1137 587 1574 710"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>0.19%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td>0.19%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期高温零出力</td> <td>0.90%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温零出力</td> <td>1.0%</td> <td>$\Delta k/k$</td> </tr> </table> <p>f. 実効遅発中性子割合 (Beff) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.47%、サイクル末期で0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.52%、サイクル末期で0.43%を使用する。</p> <p>g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めにするように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。</p> <p>h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。</p> <table border="0" data-bbox="1115 975 1630 1066"> <tr> <td>(a) サブクール状態</td> <td>Dittus-Boelter の式</td> </tr> <tr> <td>(b) 核沸騰状態</td> <td>Jens-Lottes の式</td> </tr> <tr> <td>(c) 膜沸騰状態</td> <td>Bishop-Sandberg-Tong の式</td> </tr> </table> <p>解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。</p> <p>i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。 制御棒ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。</p> <p>j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。</p> <table border="0" data-bbox="1137 1393 1485 1449"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>7.0</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td>5.6</td> </tr> </table>	サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$	サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$	サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$	サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta k/k$	(a) サブクール状態	Dittus-Boelter の式	(b) 核沸騰状態	Jens-Lottes の式	(c) 膜沸騰状態	Bishop-Sandberg-Tong の式	サイクル初期高温全出力	7.0	サイクル末期高温全出力	5.6	
サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$																																												
サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$																																												
サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$																																												
サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta k/k$																																												
(a) サブクール状態	Dittus-Boelter の式																																													
(b) 核沸騰状態	Jens-Lottes の式																																													
(c) 膜沸騰状態	Bishop-Sandberg-Tong の式																																													
サイクル初期高温全出力	7.0																																													
サイクル末期高温全出力	5.6																																													
サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$																																												
サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$																																												
サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$																																												
サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta k/k$																																												
(a) サブクール状態	Dittus-Boelter の式																																													
(b) 核沸騰状態	Jens-Lottes の式																																													
(c) 膜沸騰状態	Bishop-Sandberg-Tong の式																																													
サイクル初期高温全出力	7.0																																													
サイクル末期高温全出力	5.6																																													

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>サイクル初期高温零出力 14 サイクル末期高温零出力 26</p> <p>(3) 解析結果⁽⁵⁾</p> <p>a. 中性子束変化をケースごとに第 3.3.1.1 図～第 3.3.1.4 図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第 3.3.1.1 表にまとめる。 原子炉圧力の変化を第 3.3.1.5 図及び第 3.3.1.6 図に示す。</p> <p>b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。 サイクル初期高温全出力 約 0.5 秒 サイクル末期高温全出力 約 0.5 秒 サイクル初期高温零出力 約 0.6 秒 サイクル末期高温零出力 約 0.6 秒 その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。</p> <p>c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期における二酸化ウラン燃料で生じ、約 450J/g (約 107cal/g) である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料エンタルピの最大値はサイクル末期で生じ、約 449J/g (約 107cal/g) である。 また、原子炉圧力の最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル初期高温零出力のケースで生じ約 16.6MPa [gage] (約 169kg/cm²G) である。</p> <p>d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。 高温全出力のケース DNBR が許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心において厳しくなり、次のとおりとなる。 サイクル初期 約 12% サイクル末期 約 8% なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はウラン燃料炉心において生じ、サイクル初期約 2,610℃、サイクル末期約 2,258℃であり、融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約 2,569℃、サイクル末期約 2,239℃であり、融点未満である。</p>	<p>サイクル初期高温零出力 14 サイクル末期高温零出力 26</p> <p>(3) 解析結果⁽⁵⁾</p> <p>a. 中性子束変化をケースごとに第 3.3.1.1 図～第 3.3.1.4 図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第 3.3.1.1 表にまとめる。 原子炉圧力の変化を第 3.3.1.5 図及び第 3.3.1.6 図に示す。</p> <p>b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。 サイクル初期高温全出力 約 0.5 秒 サイクル末期高温全出力 約 0.5 秒 サイクル初期高温零出力 約 0.6 秒 サイクル末期高温零出力 約 0.6 秒 その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。</p> <p>c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期における二酸化ウラン燃料で生じ、約 450J/g (約 107cal/g) である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料エンタルピの最大値はサイクル末期で生じ、約 449J/g (約 107cal/g) である。 また、原子炉圧力の最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル初期高温零出力のケースで生じ約 16.6MPa [gage] (約 169kg/cm²G) である。</p> <p>d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。 高温全出力のケース DNBR が許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心において厳しくなり、次のとおりとなる。 サイクル初期 約 12% サイクル末期 約 8% なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はウラン燃料炉心において生じ、サイクル初期約 2,610℃、サイクル末期約 2,258℃であり、融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約 2,569℃、サイクル末期約 2,239℃であり、融点未満である。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																																						
<p>高温零出力のケース</p> <p>燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約 450J/g (約 107cal/g) であり、燃料の許容設計限界 712J/g (約 170cal/g) を超えない。</p> <p>また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増分が P C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。</p> <p>サイクル初期 約 0%</p> <p>サイクル末期 約 1%</p>	<p>高温零出力のケース</p> <p>燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約 450J/g (約 107cal/g) であり、燃料の許容設計限界 712J/g (約 170cal/g) を超えない。</p> <p>また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増分が P C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。</p> <p>サイクル初期 約 0%</p> <p>サイクル末期 約 1%</p>																																																							
<p>第3.3.1.1表 制御棒飛び出し解析結果 (高温零出力)</p>	<p>第3.3.1.1表 制御棒飛び出し解析結果 (高温零出力)</p>																																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">項 目</th> <th colspan="2">ケ ー ス</th> </tr> <tr> <th>サイクル 初 期</th> <th>サイクル 末 期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>ウラン燃料</td> <td>414 (99)</td> <td>450 (107)</td> </tr> <tr> <td>ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料</td> <td>413 (99)</td> <td>449 (107)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ピ ー ク 出 力 部</td> <td>燃焼度25,000MWd/t未満</td> <td>307 (73)</td> <td>355 (85)</td> </tr> <tr> <td>燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>257 (61)</td> <td>321 (77)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>燃焼度40,000MWd/t未満</td> <td>156 (37)</td> <td>254 (61)</td> </tr> <tr> <td>燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項 目		ケ ー ス		サイクル 初 期	サイクル 末 期	燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)	ウラン燃料	414 (99)	450 (107)	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	413 (99)	449 (107)	ピ ー ク 出 力 部	燃焼度25,000MWd/t未満	307 (73)	355 (85)	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	257 (61)	321 (77)	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	燃焼度40,000MWd/t未満	156 (37)	254 (61)	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">項 目</th> <th colspan="2">ケ ー ス</th> </tr> <tr> <th>サイクル 初 期</th> <th>サイクル 末 期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>ウラン燃料</td> <td>414 (99)</td> <td>450 (107)</td> </tr> <tr> <td>ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料</td> <td>413 (99)</td> <td>449 (107)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ピ ー ク 出 力 部</td> <td>燃焼度25,000MWd/t未満</td> <td>307 (73)</td> <td>355 (85)</td> </tr> <tr> <td>燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>257 (61)</td> <td>321 (77)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)</td> <td>燃焼度40,000MWd/t未満</td> <td>156 (37)</td> <td>254 (61)</td> </tr> <tr> <td>燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項 目		ケ ー ス		サイクル 初 期	サイクル 末 期	燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)	ウラン燃料	414 (99)	450 (107)	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	413 (99)	449 (107)	ピ ー ク 出 力 部	燃焼度25,000MWd/t未満	307 (73)	355 (85)	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	257 (61)	321 (77)	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	燃焼度40,000MWd/t未満	156 (37)	254 (61)	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満			
項 目			ケ ー ス																																																					
		サイクル 初 期	サイクル 末 期																																																					
燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)	ウラン燃料	414 (99)	450 (107)																																																					
	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	413 (99)	449 (107)																																																					
ピ ー ク 出 力 部	燃焼度25,000MWd/t未満	307 (73)	355 (85)																																																					
	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	257 (61)	321 (77)																																																					
燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	燃焼度40,000MWd/t未満	156 (37)	254 (61)																																																					
	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満																																																							
項 目		ケ ー ス																																																						
		サイクル 初 期	サイクル 末 期																																																					
燃 料 エ ン タ ル ピ 最 大 値 J / g (c a l / g)	ウラン燃料	414 (99)	450 (107)																																																					
	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	413 (99)	449 (107)																																																					
ピ ー ク 出 力 部	燃焼度25,000MWd/t未満	307 (73)	355 (85)																																																					
	燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	257 (61)	321 (77)																																																					
燃 料 エ ン タ ル ピ 増 分 の 最 大 値 J / g (c a l / g)	燃焼度40,000MWd/t未満	156 (37)	254 (61)																																																					
	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満																																																							
<p>3.3.1.3 結論</p> <p>燃料エンタルピーの最大値は約450J/g (約107cal/g) であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力パウンダリの健全性が問題となることはない。</p>	<p>3.3.1.3 結論</p> <p>燃料エンタルピーの最大値は約450J/g (約107cal/g) であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。</p> <p>また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力パウンダリの健全性が問題となることはない。</p>																																																							

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。</p> <p>評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となる水素再結合ガス減衰タンク 1 基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。</p> <p>b. 水素再結合ガス減衰タンク及びガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、水素再結合ガス圧縮機の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 仮に水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても、各減衰タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射エネルギーを最大限タンク 1 基分にとどめるようにする。</p> <p>b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。</p> <p>3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>大気中に放出される放射性希ガスの量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>前述の防止対策及び設計上の考慮により、水素再結合ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。</p> <p>a. 原子炉は事故直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。</p> <p>b. 1 次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1% として評価し、</p>	<p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。</p> <p>評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となる水素再結合ガス減衰タンク 1 基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。</p> <p>b. 水素再結合ガス減衰タンク及びガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、水素再結合ガス圧縮機の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 仮に水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても、各減衰タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射エネルギーを最大限タンク 1 基分にとどめるようにする。</p> <p>b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。</p> <p>3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>大気中に放出される放射性希ガスの量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>前述の防止対策及び設計上の考慮により、水素再結合ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。</p> <p>a. 原子炉は事故直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。</p> <p>b. 1 次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1% として評価し、</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由												
<p>1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。</p> <p>c. プラント稼働率は100%とする。</p> <p>d. 8基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。</p> <p>e. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対線量(D/Q)を用いる。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="181 743 967 930"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガスの放出量 (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 2.9×10^{14} Bq</td> </tr> <tr> <td>実効線量</td> <td>約 <u>1.4mSv</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>3.4.1.3 結論</p> <p>放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	評価項目	評価結果	希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq	実効線量	約 <u>1.4mSv</u>	<p>1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。</p> <p>c. プラント稼働率は100%とする。</p> <p>d. 8基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。</p> <p>e. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対線量(D/Q)を用いる。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1008 743 1794 930"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガスの放出量 (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 2.9×10^{14} Bq</td> </tr> <tr> <td>実効線量</td> <td>約 <u>1.5mSv</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>3.4.1.3 結論</p> <p>放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	評価項目	評価結果	希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq	実効線量	約 <u>1.5mSv</u>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更及び気象データの更新に伴う変更</p>
評価項目	評価結果													
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq													
実効線量	約 <u>1.4mSv</u>													
評価項目	評価結果													
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq													
実効線量	約 <u>1.5mSv</u>													

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していること等によりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。</p> <p>蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却及び減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより放射性物質の環境への放出を抑えることができる。</p> <p>その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の冷却及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに、使用する水の溶存酸素や塩素等の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。</p> <p>c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器空気抽出器ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。</p> <p>b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉</p>	<p>3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していること等によりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。</p> <p>蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却及び減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより放射性物質の環境への放出を抑えることができる。</p> <p>その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の冷却及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに、使用する水の溶存酸素や塩素等の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。</p> <p>b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。</p> <p>c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器空気抽出器ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。</p> <p>b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力低 (b) 過大温度 ΔT高</p> <p>c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (b) 原子炉圧力異常低</p> <p>また、非常用炉心冷却設備作動信号により、主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による1次冷却系の冷却を行う。</p> <p>d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能のように設計しており、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。</p> <p>なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるように設計している。</p> <p>e. 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系の圧力を早期に下げることができるように設計している。</p> <p>3.4.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力の102%とする。</p> <p>b. 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。</p> <p>c. 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT高」信号により自動停止するものとする。</p>	<p>は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。</p> <p>(a) 原子炉圧力低 (b) 過大温度 ΔT高</p> <p>c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (b) 原子炉圧力異常低</p> <p>また、非常用炉心冷却設備作動信号により、主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による1次冷却系の冷却を行う。</p> <p>d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能のように設計しており、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。</p> <p>なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるように設計している。</p> <p>e. 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系の圧力を早期に下げることができるように設計している。</p> <p>3.4.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 初期原子炉出力は定格出力の102%とする。</p> <p>b. 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。</p> <p>c. 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT高」信号により自動停止するものとする。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>d. 非常用炉心冷却設備の作動は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん/高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。 また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。</p> <p>e. 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。 (a) DNBRの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。 (b) 核分裂生成物の放出量評価では、1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。</p> <p>f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。</p> <p>g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。 (a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。 (b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。 (c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後25分）。 (d) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。） (e) 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）</p> <p>h. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(3) 解析結果 a. 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第</p>	<p>d. 非常用炉心冷却設備の作動は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん/高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。 また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。</p> <p>e. 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。 (a) DNBRの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。 (b) 核分裂生成物の放出量評価では、1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。</p> <p>f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。</p> <p>g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。 (a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。 (b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。 (c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後25分）。 (d) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。） (e) 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）</p> <p>h. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(3) 解析結果 a. 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4.2.1 図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、事故発生の約5分後に、制御棒クラスタが落下することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>b. 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により事故発生の約7分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>c. 事故発生の約15分後（原子炉トリップ信号発信後10分の時点）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、約25分後の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、約30分後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の冷却の促進及び約40分後の加圧器逃がし弁開により、原子炉圧力は破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下する。その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより原子炉圧力は再び上昇するが、事故発生の約45分後の非常用炉心冷却設備の停止、並びに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の冷却及び減圧操作の継続により、約48分後に原子炉圧力は2次冷却系の圧力まで減圧し、1次冷却材の2次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに、余熱除去系の運転により原子炉を冷却し、原子炉を冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>d. 最小DNBRの解析結果を第3.4.2.2図に示す。最小DNBRは約1.55であり、新たに燃料棒の破損は生じない。</p> <p>e. 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第3.4.2.1図に示すように約73tである。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約25tである。</p> <p>3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。</p> <p>また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。</p>	<p>3.4.2.1 図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、事故発生の約5分後に、制御棒クラスタが落下することにより、原子炉は自動停止する。</p> <p>b. 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により事故発生の約7分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>c. 事故発生の約15分後（原子炉トリップ信号発信後10分の時点）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、約25分後の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、約30分後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の冷却の促進及び約40分後の加圧器逃がし弁開により、原子炉圧力は破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下する。その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより原子炉圧力は再び上昇するが、事故発生の約45分後の非常用炉心冷却設備の停止、並びに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の冷却及び減圧操作の継続により、約48分後に原子炉圧力は2次冷却系の圧力まで減圧し、1次冷却材の2次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに、余熱除去系の運転により原子炉を冷却し、原子炉を冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>d. 最小DNBRの解析結果を第3.4.2.2図に示す。最小DNBRは約1.55であり、新たに燃料棒の破損は生じない。</p> <p>e. 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第3.4.2.1図に示すように約73tである。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約25tである。</p> <p>3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、<u>1次冷却系保有水量は190tを用い、第3.4.2.1表に1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分、第3.4.2.2表に1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分を示す。</u></p> <p>また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>よう素の吸入摂取による実効線量は(10-1)式で評価される。 $E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (X/Q) \cdots (10-1)$ ここで、 E_I：よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv) K_{He}：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq) また、第3.4.2.1表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。 M：小児の呼吸率 (m³/s) 呼吸率は、事故の継続時間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m³/hを秒当たりに換算して用いる。 Q_e：事故期間中のよう素の大気放出量(I-131等価量-小児実効線量係数換算)(Bq) X/Q：相対濃度 (s/m³) 外部γ線による実効線量は(10-2)式で評価される。 $E_Y = K_I \cdot Q_N \cdot (D/Q) \cdots (10-2)$ ここで、 E_Y：外部γ線による実効線量 (Sv) K_I：空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy) Q_N：事故期間中の希ガスの大気放出量 (γ線エネルギー0.5MeV換算)(Bq) D/Q：γ線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)</p>	<p>よう素の吸入摂取による実効線量は(10-1)式で評価される。 $E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (X/Q) \cdots (10-1)$ ここで、 E_I：よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv) K_{He}：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq) また、第3.4.2.3表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。 M：小児の呼吸率 (m³/s) 呼吸率は、事故の継続時間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m³/hを秒当たりに換算して用いる。 Q_e：事故期間中のよう素の大気放出量(I-131等価量-小児実効線量係数換算)(Bq) X/Q：相対濃度 (s/m³) 外部γ線による実効線量は(10-2)式で評価される。 $E_Y = K_I \cdot Q_N \cdot (D/Q) \cdots (10-2)$ ここで、 E_Y：外部γ線による実効線量 (Sv) K_I：空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy) Q_N：事故期間中の希ガスの大気放出量 (γ線エネルギー0.5MeV換算)(Bq) D/Q：γ線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)</p>	<p>表番号の繰り下げ</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

(新規追加)

第3.4.2.1表 1次冷却材中のよ素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	冷却材中濃度 (Bq/g)*1	冷却材中蓄積量 (Bq)*1	炉心内蓄積量 (Bq)*1	追加放出寄与分 (Bq)*1
I-131	2.84	8.06d	8.89×10 ⁴	1.69×10 ¹³	2.46×10 ¹³	1.23×10 ¹⁴
I-132	4.21	2.28h	3.22×10 ⁴	6.11×10 ¹²	3.64×10 ¹³	1.82×10 ¹⁴
I-133	6.77	20.8h	1.48×10 ⁵	2.81×10 ¹³	5.86×10 ¹³	2.93×10 ¹⁴
I-134	7.61	52.6min	2.00×10 ⁴	3.79×10 ¹²	6.58×10 ¹³	3.29×10 ¹⁴
I-135	6.41	6.61h	8.09×10 ⁴	1.54×10 ¹³	5.55×10 ¹³	2.77×10 ¹⁴
合計	-	-	3.70×10 ⁵	7.03×10 ¹³	2.41×10 ¹³	1.20×10 ¹⁵

*1 表中「約」を省略している。

蒸気発生器取替に伴う変更

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

(新規追加)

第3.4.2.2表 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度*1		冷却材中γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	冷却材中γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)*1	追加放出寄与分*1
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)				
Kr-83m	0.53	1.83h	0.0025	1.66×10 ⁴	8.28×10 ¹	1.57×10 ¹⁰	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹¹	
Kr-85m	1.31	4.48h	0.159	8.01×10 ⁴	2.55×10 ⁴	4.84×10 ¹²	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹³	
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	5.66×10 ⁵	2.49×10 ³	4.73×10 ¹¹	3.40×10 ¹⁶	1.50×10 ¹⁰	
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	4.61×10 ⁴	7.30×10 ⁴	1.39×10 ¹³	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹⁴	
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	1.37×10 ⁵	5.35×10 ²	1.02×10 ¹⁴	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁵	
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	1.34×10 ⁵	5.36×10 ³	1.02×10 ¹²	3.44×10 ¹⁶	1.38×10 ¹¹	
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	1.37×10 ⁵	1.15×10 ⁴	2.19×10 ¹²	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹²	
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	1.07×10 ⁷	9.59×10 ³	1.82×10 ¹⁴	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹³	
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	2.29×10 ⁴	1.98×10 ⁴	3.75×10 ¹²	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹³	
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	2.36×10 ⁵	1.18×10 ⁵	2.24×10 ¹³	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹⁴	
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	2.23×10 ⁴	5.27×10 ⁴	1.00×10 ¹³	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁵	
合計	—	—	—	1.21×10 ⁷	1.80×10 ⁶	3.42×10 ¹⁴	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁵	

*1 表中「約」を省略している。

蒸気発生器取替に伴う変更

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																				
<p>第3.4.2.1表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びI-131等価量への換算係数</p> <table border="1" data-bbox="228 292 918 555"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)</th> <th>I-131等価量への換算係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I-131</td> <td>1.6×10^{-4}</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>I-132</td> <td>2.3×10^{-6}</td> <td>1.44×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>4.1×10^{-5}</td> <td>2.56×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>I-134</td> <td>6.9×10^{-7}</td> <td>4.31×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>I-135</td> <td>8.5×10^{-6}</td> <td>5.31×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後48分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。</p> <p>c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射線源として、以下の2通りを仮定する。</p> <p>(a) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $6.9 \times 10^{13} \text{Bq}$、希ガス約 $3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ線エネルギー 0.5MeV換算)。</p> <p>(b) (a)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ線エネルギー 0.5MeV換算)。</p> <p>追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。</p> <p>d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射線量は、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。</p> <p>e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出さ</p>	核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算係数	I-131	1.6×10^{-4}	1	I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}	I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}	I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}	I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}	<p>第3.4.2.3表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びI-131等価量への換算係数</p> <table border="1" data-bbox="1052 292 1742 555"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)</th> <th>I-131等価量への換算係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I-131</td> <td>1.6×10^{-4}</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>I-132</td> <td>2.3×10^{-6}</td> <td>1.44×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>I-133</td> <td>4.1×10^{-5}</td> <td>2.56×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>I-134</td> <td>6.9×10^{-7}</td> <td>4.31×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>I-135</td> <td>8.5×10^{-6}</td> <td>5.31×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後48分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。</p> <p>c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射線源として、以下の2通りを仮定する。</p> <p>(a) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$、希ガス約 $3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ線エネルギー 0.5MeV換算)。</p> <p>(b) (a)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ線エネルギー 0.5MeV換算)。</p> <p>追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。</p> <p>d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射線量は、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。</p> <p>e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出さ</p>	核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算係数	I-131	1.6×10^{-4}	1	I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}	I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}	I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}	I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}	<p>表番号の繰り下げ</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>
核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算係数																																				
I-131	1.6×10^{-4}	1																																				
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}																																				
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}																																				
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}																																				
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}																																				
核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算係数																																				
I-131	1.6×10^{-4}	1																																				
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}																																				
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}																																				
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}																																				
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}																																				

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																						
<p>れるものとする。</p> <p>f. 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気に放出されるものとする。</p> <p>g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき、蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。</p> <p>h. 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいによりよう素が大気中に放出されるものとする。 弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後5m³/dとし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。</p> <p>i. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度（X/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="293 1034 853 1302"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)</td> <td>約1.2×10¹¹Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約4.9×10¹⁴Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約2.8mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.4.2.4 結論 蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.55であり新たに燃料棒の破損は生じ</p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約1.2×10 ¹¹ Bq	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約4.9×10 ¹⁴ Bq	実効線量		約2.8mSv	<p>れるものとする。</p> <p>f. 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気に放出されるものとする。</p> <p>g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき、蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。</p> <p>h. 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいによりよう素が大気中に放出されるものとする。 弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後5m³/dとし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。</p> <p>i. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度（X/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1122 1034 1682 1302"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)</td> <td>約1.2×10¹¹Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約4.7×10¹⁴Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約3.0mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.4.2.4 結論 蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.55であり新たに燃料棒の破損は生じ</p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約1.2×10 ¹¹ Bq	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約4.7×10 ¹⁴ Bq	実効線量		約3.0mSv	<p>蒸気発生器取替に伴う変更 蒸気発生器取替に伴う変更及び気象データの更新に伴う変更</p>
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約1.2×10 ¹¹ Bq																						
	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約4.9×10 ¹⁴ Bq																						
実効線量		約2.8mSv																						
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約1.2×10 ¹¹ Bq																						
	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約4.7×10 ¹⁴ Bq																						
実効線量		約3.0mSv																						

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>ない。 この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	<p>ない。 この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4.3 燃料集合体の落下</p> <p>3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付け及び燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起る可能性がないよう考慮を払う。</p> <p>b. 燃料取替えを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した冷態停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。</p> <p>c. 燃料取替作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。</p> <p>d. 使用済燃料ピットは、想定されるいかなる状態においても実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。</p> <p>e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。</p> <p>f. 燃料取替クレーンのグリップは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料をつかんでいる間グリップが閉じないようにする。</p> <p>g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。</p> <p>h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p>	<p>3.4.3 燃料集合体の落下</p> <p>3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付け及び燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起る可能性がないよう考慮を払う。</p> <p>b. 燃料取替えを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した冷態停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。</p> <p>c. 燃料取替作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。</p> <p>d. 使用済燃料ピットは、想定されるいかなる状態においても実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。</p> <p>e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。</p> <p>f. 燃料取替クレーンのグリップは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料をつかんでいる間グリップが閉じないようにする。</p> <p>g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。</p> <p>h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>万一、燃料が落下した場合には、燃料集合体落下信号により、燃料取扱室の排気を通常系統から、アニュラス空気浄化設備に切り替えられるよう設計し、大気に放出される放射性よう素の低減をはかることができる。</p> <p>燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱室内に放出される量は低減される。</p> <p>3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。</p> <p>b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間30,000時間）のものとする。</p> <p>c. 燃料取替作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。</p> <p>d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。</p> <p>e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。</p> <p>f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。</p> <p>g. 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素フィルタの効率率は95%とする。</p> <p>h. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度（X/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。</p>	<p>万一、燃料が落下した場合には、燃料集合体落下信号により、燃料取扱室の排気を通常系統から、アニュラス空気浄化設備に切り替えられるよう設計し、大気に放出される放射性よう素の低減をはかることができる。</p> <p>燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱室内に放出される量は低減される。</p> <p>3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。</p> <p>b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間30,000時間）のものとする。</p> <p>c. 燃料取替作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。</p> <p>d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。</p> <p>e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。</p> <p>f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。</p> <p>g. 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素フィルタの効率率は95%とする。</p> <p>h. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度（X/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																						
<table border="1" data-bbox="293 228 853 496"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td> よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算) </td> <td>約 2.7×10¹⁰Bq</td> </tr> <tr> <td> 希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算) </td> <td>約 3.9×10¹³Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約 0.030mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="253 533 981 655"> なお、燃料取替時以外の燃料取扱いは、使用済燃料の放射能が十分減衰した状態でなされるので、仮に燃料集合体の落下を想定しても、アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタを通さなくても、上記評価結果より厳しくなることはない。 </p> <p data-bbox="181 695 309 719">3.4.3.3 結論</p> <p data-bbox="219 727 981 783"> 燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 </p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.7×10 ¹⁰ Bq	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算)	約 3.9×10 ¹³ Bq	実効線量		約 0.030mSv	<table border="1" data-bbox="1122 228 1682 496"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td> よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算) </td> <td>約 2.7×10¹⁰Bq</td> </tr> <tr> <td> 希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算) </td> <td>約 3.9×10¹³Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約 0.038mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1081 533 1809 655"> なお、燃料取替時以外の燃料取扱いは、使用済燃料の放射能が十分減衰した状態でなされるので、仮に燃料集合体の落下を想定しても、アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタを通さなくても、上記評価結果より厳しくなることはない。 </p> <p data-bbox="1010 695 1137 719">3.4.3.3 結論</p> <p data-bbox="1048 727 1809 783"> 燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 </p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.7×10 ¹⁰ Bq	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算)	約 3.9×10 ¹³ Bq	実効線量		約 0.038mSv	<p data-bbox="1821 459 2051 515"> 気象データ等の更新による変更 </p>
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.7×10 ¹⁰ Bq																						
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算)	約 3.9×10 ¹³ Bq																						
実効線量		約 0.030mSv																						
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.7×10 ¹⁰ Bq																						
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換 算)	約 3.9×10 ¹³ Bq																						
実効線量		約 0.038mSv																						

< 3. 設計基準事故の解析 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。 さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。</p> <p>a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。</p> <p>b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。</p> <p>c. 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。</p> <p>3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy) を用いる。 また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故期間が 1 日以上に及ぶことより、1 日平均の呼吸率 5.16m³/d を秒当たりに換算して用いる。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。</p> <p>希ガス 1%</p>	<p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。 さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。</p> <p>a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。</p> <p>b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。</p> <p>c. 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。</p> <p>3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy) を用いる。 また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故期間が 1 日以上に及ぶことより、1 日平均の呼吸率 5.16m³/d を秒当たりに換算して用いる。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。</p> <p>希ガス 1%</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																																												
<p>よう素 0.5%</p> <p>c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。</p> <p>d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。</p> <p>e. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁰⁾は等価半減期50秒とする。</p> <p>ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上5分とする。</p> <p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定としてディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹¹⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。</p> <table border="1" data-bbox="295 711 851 1070"> <thead> <tr> <th>漏えい率 (%/d)</th> <th colspan="2">時間区分 (s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.13</td> <td>0</td> <td>1,000</td> </tr> <tr> <td>0.12</td> <td>1,000</td> <td><u>2,000</u></td> </tr> <tr> <td>0.11</td> <td><u>2,000</u></td> <td><u>15,000</u></td> </tr> <tr> <td>0.10</td> <td><u>15,000</u></td> <td>32,000</td> </tr> <tr> <td>0.09</td> <td>32,000</td> <td>58,000</td> </tr> <tr> <td>0.08</td> <td>58,000</td> <td>110,000</td> </tr> <tr> <td>0.07</td> <td>110,000</td> <td>220,000</td> </tr> <tr> <td>0.06</td> <td>220,000</td> <td>520,000</td> </tr> <tr> <td>0.05</td> <td>520,000</td> <td>2,592,000</td> </tr> </tbody> </table> <p>h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>i. 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とする。</p> <p>その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。</p>	漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		0.13	0	1,000	0.12	1,000	<u>2,000</u>	0.11	<u>2,000</u>	<u>15,000</u>	0.10	<u>15,000</u>	32,000	0.09	32,000	58,000	0.08	58,000	110,000	0.07	110,000	220,000	0.06	220,000	520,000	0.05	520,000	2,592,000	<p>よう素 0.5%</p> <p>c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。</p> <p>d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。</p> <p>e. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁰⁾は等価半減期50秒とする。</p> <p>ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上5分とする。</p> <p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定としてディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹¹⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。</p> <table border="1" data-bbox="1122 711 1677 1070"> <thead> <tr> <th>漏えい率 (%/d)</th> <th colspan="2">時間区分 (s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.13</td> <td>0</td> <td>1,000</td> </tr> <tr> <td>0.12</td> <td>1,000</td> <td><u>2,200</u></td> </tr> <tr> <td>0.11</td> <td><u>2,200</u></td> <td><u>16,000</u></td> </tr> <tr> <td>0.10</td> <td><u>16,000</u></td> <td>32,000</td> </tr> <tr> <td>0.09</td> <td>32,000</td> <td>58,000</td> </tr> <tr> <td>0.08</td> <td>58,000</td> <td>110,000</td> </tr> <tr> <td>0.07</td> <td>110,000</td> <td>220,000</td> </tr> <tr> <td>0.06</td> <td>220,000</td> <td>520,000</td> </tr> <tr> <td>0.05</td> <td>520,000</td> <td>2,592,000</td> </tr> </tbody> </table> <p>h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>i. 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とする。</p> <p>その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。</p>	漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		0.13	0	1,000	0.12	1,000	<u>2,200</u>	0.11	<u>2,200</u>	<u>16,000</u>	0.10	<u>16,000</u>	32,000	0.09	32,000	58,000	0.08	58,000	110,000	0.07	110,000	220,000	0.06	220,000	520,000	0.05	520,000	2,592,000	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>
漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)																																																													
0.13	0	1,000																																																												
0.12	1,000	<u>2,000</u>																																																												
0.11	<u>2,000</u>	<u>15,000</u>																																																												
0.10	<u>15,000</u>	32,000																																																												
0.09	32,000	58,000																																																												
0.08	58,000	110,000																																																												
0.07	110,000	220,000																																																												
0.06	220,000	520,000																																																												
0.05	520,000	2,592,000																																																												
漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)																																																													
0.13	0	1,000																																																												
0.12	1,000	<u>2,200</u>																																																												
0.11	<u>2,200</u>	<u>16,000</u>																																																												
0.10	<u>16,000</u>	32,000																																																												
0.09	32,000	58,000																																																												
0.08	58,000	110,000																																																												
0.07	110,000	220,000																																																												
0.06	220,000	520,000																																																												
0.05	520,000	2,592,000																																																												

< 3. 設計基準事故の解析 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>j. 原子炉格納容器からアンユラス部に漏えいした気体は、アンユラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アンユラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アンユラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>k. アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95% とする。</p> <p>l. 希ガスに対するアンユラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。</p> <p>m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系 (以下「再循環系」という。) からは、事故期間中 (30 日間) 安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。</p> <p>n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b 項と同量のような素が無機元素として溶解しているものとする。</p> <p>o. 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{m}^3$ とする。</p> <p>p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5% とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50% とする。</p> <p>q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95% とする。</p> <p>r. 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。</p> <p>(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。</p> <p>(c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p>	<p>j. 原子炉格納容器からアンユラス部に漏えいした気体は、アンユラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アンユラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アンユラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>k. アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95% とする。</p> <p>l. 希ガスに対するアンユラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。</p> <p>m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系 (以下「再循環系」という。) からは、事故期間中 (30 日間) 安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。</p> <p>n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b 項と同量のような素が無機元素として溶解しているものとする。</p> <p>o. 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{m}^3$ とする。</p> <p>p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5% とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50% とする。</p> <p>q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95% とする。</p> <p>r. 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。</p> <p>(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。</p> <p>(c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p>	

< 3. 設計基準事故の解析 >

500/566

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																																														
<table border="1" data-bbox="293 225 853 459"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td><u>E</u> ≤ 0.4</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>0.4 < <u>E</u> ≤ 1.0</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>1.0 < <u>E</u> ≤ 1.5</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>1.5 < <u>E</u> ≤ 1.8</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>1.8 < <u>E</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間 (30 日間) とする。</p> <p>t. 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。</p> <p>u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (X/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.4.1 図及び第 3.4.4.2 図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="293 911 853 1177"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)</td> <td>約 2.3×10¹¹Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)</td> <td>約 5.2×10¹³Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量*</td> <td>約 0.27mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量 (約 0.18mSv) を含む。</p> <p>3.4.4.3 結論 原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	0.4	<u>E</u> ≤ 0.4	0.8	0.4 < <u>E</u> ≤ 1.0	1.3	1.0 < <u>E</u> ≤ 1.5	1.7	1.5 < <u>E</u> ≤ 1.8	2.5	1.8 < <u>E</u>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.3×10 ¹¹ Bq	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 5.2×10 ¹³ Bq	実効線量*		約 0.27mSv	<table border="1" data-bbox="1122 225 1682 459"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td>E ≤ 0.4</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>0.4 < E ≤ 1.0</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>1.0 < E ≤ 1.5</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>1.5 < E ≤ 1.8</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>1.8 < E</td> </tr> </tbody> </table> <p>s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間 (30 日間) とする。</p> <p>t. 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。</p> <p>u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (X/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.4.1 図及び第 3.4.4.2 図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1122 911 1682 1177"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)</td> <td>約 2.3×10¹¹Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)</td> <td>約 5.2×10¹³Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量*</td> <td>約 0.28mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量 (約 0.18mSv) を含む。</p> <p>3.4.4.3 結論 原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	0.4	E ≤ 0.4	0.8	0.4 < E ≤ 1.0	1.3	1.0 < E ≤ 1.5	1.7	1.5 < E ≤ 1.8	2.5	1.8 < E	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.3×10 ¹¹ Bq	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 5.2×10 ¹³ Bq	実効線量*		約 0.28mSv	<p>記載の適正化</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更及び気象データ等の更新に伴う変更</p>
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)																																															
0.4	<u>E</u> ≤ 0.4																																															
0.8	0.4 < <u>E</u> ≤ 1.0																																															
1.3	1.0 < <u>E</u> ≤ 1.5																																															
1.7	1.5 < <u>E</u> ≤ 1.8																																															
2.5	1.8 < <u>E</u>																																															
評価項目		評価結果																																														
放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.3×10 ¹¹ Bq																																														
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 5.2×10 ¹³ Bq																																														
実効線量*		約 0.27mSv																																														
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)																																															
0.4	E ≤ 0.4																																															
0.8	0.4 < E ≤ 1.0																																															
1.3	1.0 < E ≤ 1.5																																															
1.7	1.5 < E ≤ 1.8																																															
2.5	1.8 < E																																															
評価項目		評価結果																																														
放出量	よう素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 2.3×10 ¹¹ Bq																																														
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 5.2×10 ¹³ Bq																																														
実効線量*		約 0.28mSv																																														

< 3. 設計基準事故の解析 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.4.5 制御棒飛び出し</p> <p>3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。 さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 12%を使用する。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。 希ガス 0.28% よう素 0.14%</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>d. 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉トリップ信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後 30 分で起動するものとする。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁾は、評価上次のように仮定する。 事故後 24 時間まで 0.111%/d その後 29 日間 0.0555%/d</p> <p>f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。</p> <p>(3) 評価結果</p>	<p>3.4.5 制御棒飛び出し</p> <p>3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。 さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法 大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 12%を使用する。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。 希ガス 0.28% よう素 0.14%</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>d. 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉トリップ信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後 30 分で起動するものとする。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁾は、評価上次のように仮定する。 事故後 24 時間まで 0.111%/d その後 29 日間 0.0555%/d</p> <p>f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。</p> <p>(3) 評価結果</p>	

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由																						
<p>この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="295 323 851 592"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)</td> <td>約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量*</td> <td>約 <u>0.079mSv</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.052mSv)を含む。</p> <p>3.4.5.3 結論 制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$	実効線量*		約 <u>0.079mSv</u>	<p>この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1120 323 1675 592"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)</td> <td>約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量*</td> <td>約 <u>0.084mSv</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.052mSv)を含む。</p> <p>3.4.5.3 結論 制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$	実効線量*		約 <u>0.084mSv</u>	<p>気象データ等の更新による変更</p>
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$																						
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$																						
実効線量*		約 <u>0.079mSv</u>																						
評価項目		評価結果																						
放出量	よう素 (I-131等価量- 小児実効線量係数換算)	約 $7.5 \times 10^{10} \text{Bq}$																						
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$																						
実効線量*		約 <u>0.084mSv</u>																						

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に 1 次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>この事象の防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>この事故の拡大防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>事故の経過は、「3.2.1.2 (1)非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。</p> <p>したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コード SATAN-VI、WREFLOOD コード及び原子炉格納容器内圧解析コード COCO からなる。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。</p> <p>a. 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。</p> <p>b. 原子炉出力は定格出力の 102%とする。</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage] <u>(41.2kg/cm²G)</u></p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基</p> <p>また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。</p> <p>d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇</p>	<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に 1 次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定する。</p> <p>(2) 防止対策</p> <p>この事象の防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策</p> <p>この事故の拡大防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法</p> <p>事故の経過は、「3.2.1.2 (1)非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。</p> <p>したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コード SATAN-VI、WREFLOOD コード及び原子炉格納容器内圧解析コード COCO からなる。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。</p> <p>a. 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。</p> <p>b. 原子炉出力は定格出力の 102%とする。</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基</p> <p>また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。</p> <p>d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇</p>	<p>記載の最新化</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>の観点から厳しいものである。</p> <p>また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>e. ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉格納容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。</p> <p>f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>以上により解析した結果を第 3.5.1.1 図に示す。1次冷却系配管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体の除熱が大きくなり、約 15 秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約 <u>0.220MPa [gage]</u> (約 <u>2.24kg/cm²G</u>) が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約 19 秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。</p> <p>ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約 <u>6 秒後</u>に「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信され、約 109 秒後から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。</p> <p>事故後約 <u>238 秒</u>には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約 <u>0.249MPa [gage]</u> (約 <u>2.54kg/cm²G</u>)、温度約 125℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以後原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。</p> <p>3.5.1.3 結論</p> <p>原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約 <u>0.249MPa [gage]</u> (約 <u>2.54kg/cm²G</u>) であり、最高使用圧力 0.283MPa [gage] (<u>2.89kg/cm²G</u>) を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p>	<p>の観点から厳しいものである。</p> <p>また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>e. ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉格納容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。</p> <p>f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>以上により解析した結果を第 3.5.1.1 図に示す。1次冷却系配管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体の除熱が大きくなり、約 15 秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約 <u>0.225MPa [gage]</u> が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約 19 秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。</p> <p>ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約 <u>5 秒後</u>に「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信され、約 109 秒後から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。</p> <p>事故後約 <u>241 秒</u>には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約 <u>0.252MPa [gage]</u>、温度約 125℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以後原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。</p> <p>3.5.1.3 結論</p> <p>原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約 <u>0.252MPa [gage]</u> であり、最高使用圧力 0.283MPa [gage] を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p>	<p>差異の理由</p> <p>記載の最新化</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化</p> <p>蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化</p>

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由												
<p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。 この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。 原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも 30 日間はいずれかが次の値以下であること。</p> <table border="0" data-bbox="309 459 488 517"> <tr> <td>水</td> <td>素</td> <td>4%</td> </tr> <tr> <td>酸</td> <td>素</td> <td>5%</td> </tr> </table> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法 事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉は事故直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。 事故時のジルコニウム-水反応割合は「3.2.1.2 (1) 3) 解析結果」で得られた値の 5 倍の 1.5% とする。 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の 1% が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合 (G 値) は 0.5 分子/100eV とする。 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低压注入系 1 系列の不作動を仮定する。 <p>(3) 解析結果 以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.1 図に示すようになり、事故発生 30 日後では約 3.0% となる。</p>	水	素	4%	酸	素	5%	<p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明 この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。 この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。 原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも 30 日間はいずれかが次の値以下であること。</p> <table border="0" data-bbox="1137 459 1317 517"> <tr> <td>水</td> <td>素</td> <td>4%</td> </tr> <tr> <td>酸</td> <td>素</td> <td>5%</td> </tr> </table> <p>(2) 防止対策 この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>(3) 拡大防止対策 この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法 事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。</p> <p>(2) 解析条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉は事故直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。 事故時のジルコニウム-水反応割合は「3.2.1.2 (1) 3) 解析結果」で得られた値の 5 倍の 1.5% とする。 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の 1% が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合 (G 値) は 0.5 分子/100eV とする。 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低压注入系 1 系列の不作動を仮定する。 <p>(3) 解析結果 以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.1 図に示すようになり、事故発生 30 日後では約 3.0% となる。</p>	水	素	4%	酸	素	5%	
水	素	4%												
酸	素	5%												
水	素	4%												
酸	素	5%												

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

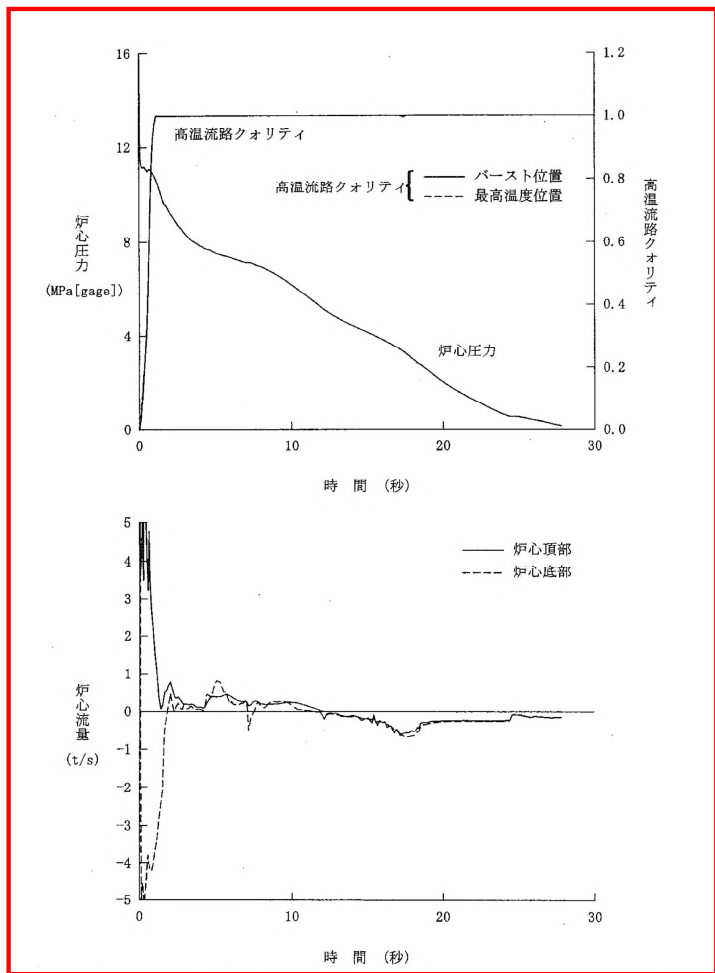
<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。</p>	<p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。</p>	

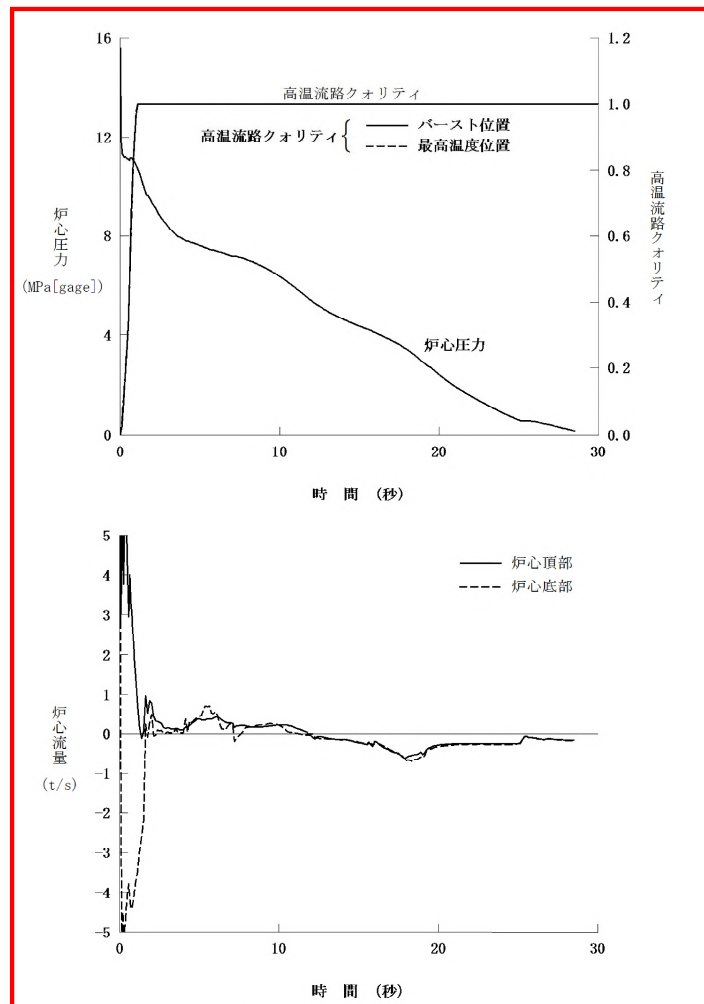
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

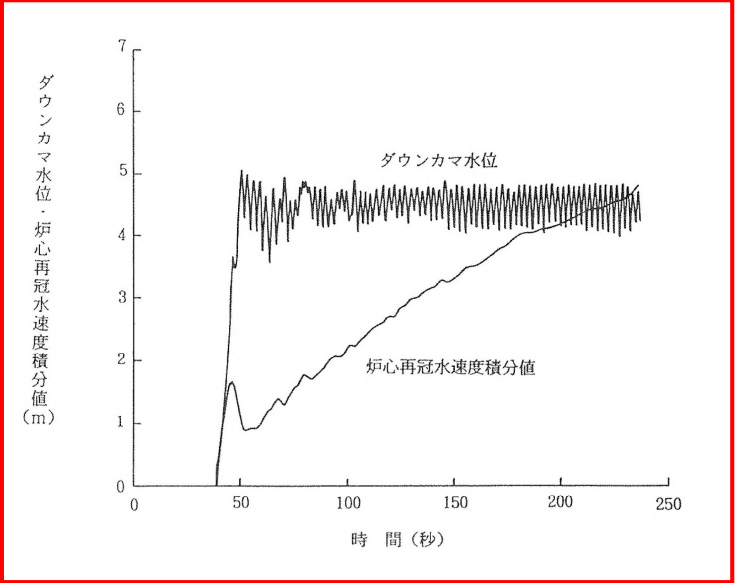
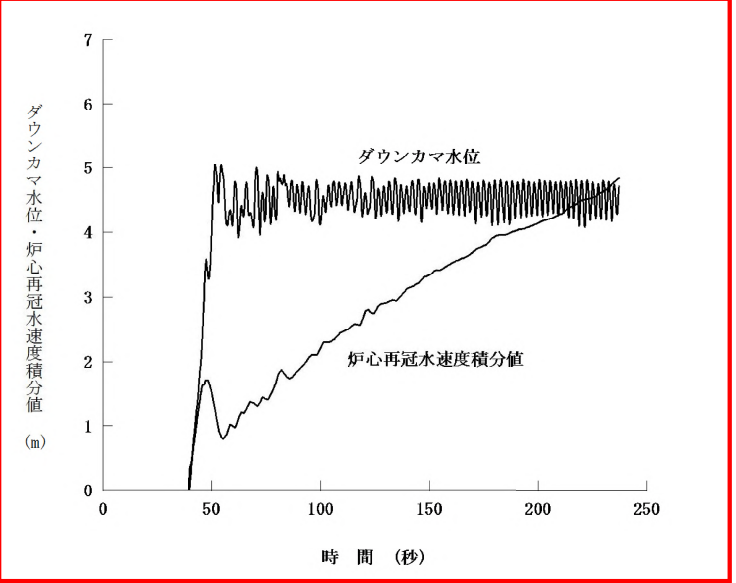


第3.2.1.1図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-大破断(1)



第3.2.1.1図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-大破断(1)

蒸気発生器取替に伴う変更

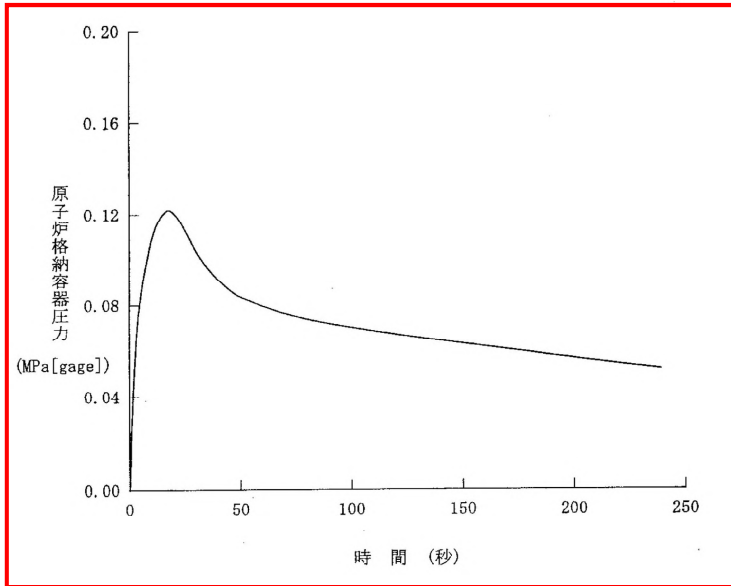
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
 <p>第3.2.1.2図 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断(2)</p>	 <p>第3.2.1.2図 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断(2)</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

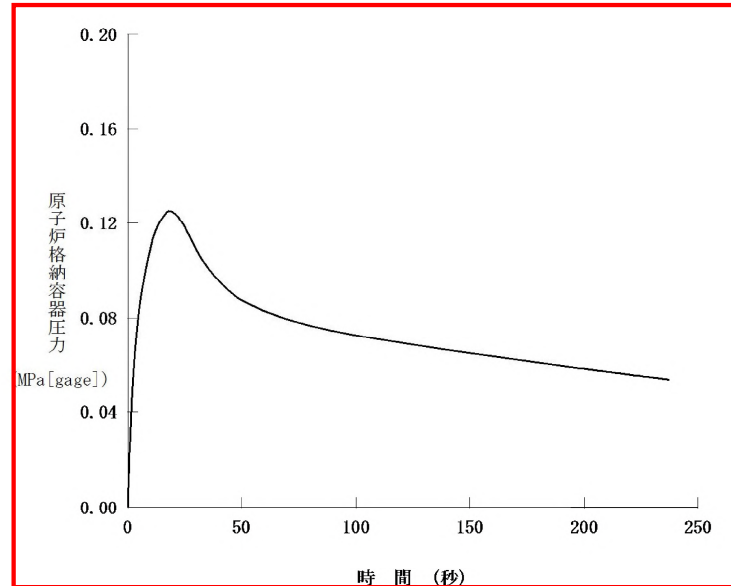
高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

蒸気発生器取替に伴う変更



第 3.2.1.3 図 原子炉冷却材喪失－ECCS 性能評価解析
－大破断(3)



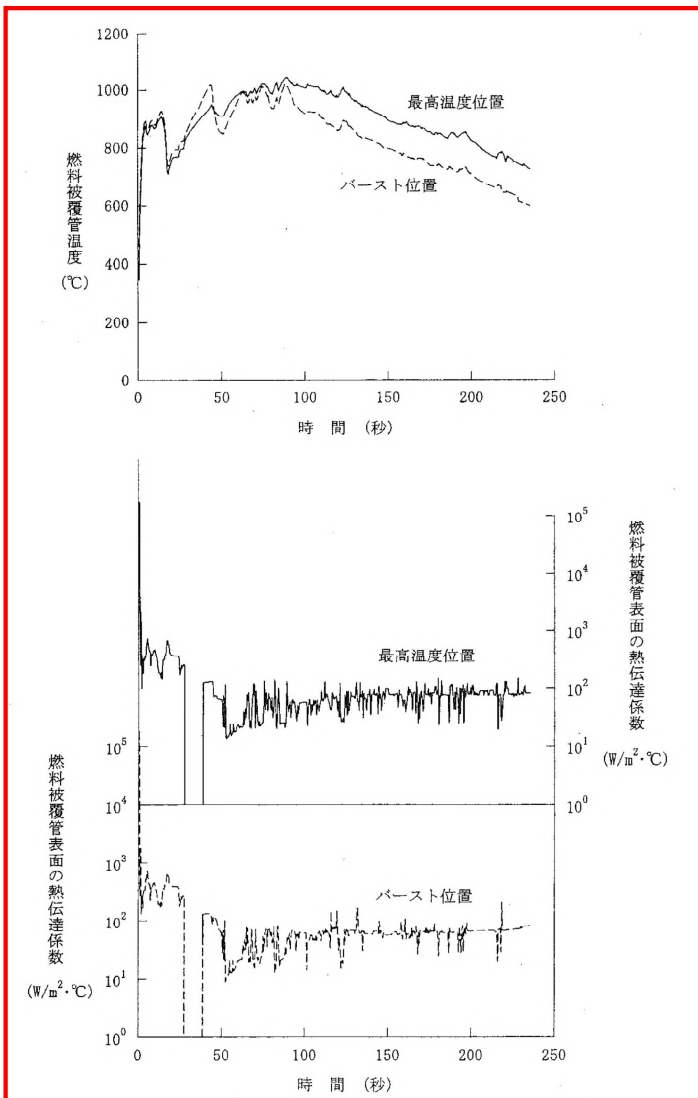
第 3.2.1.3 図 原子炉冷却材喪失－ECCS 性能評価解析
－大破断(3)

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

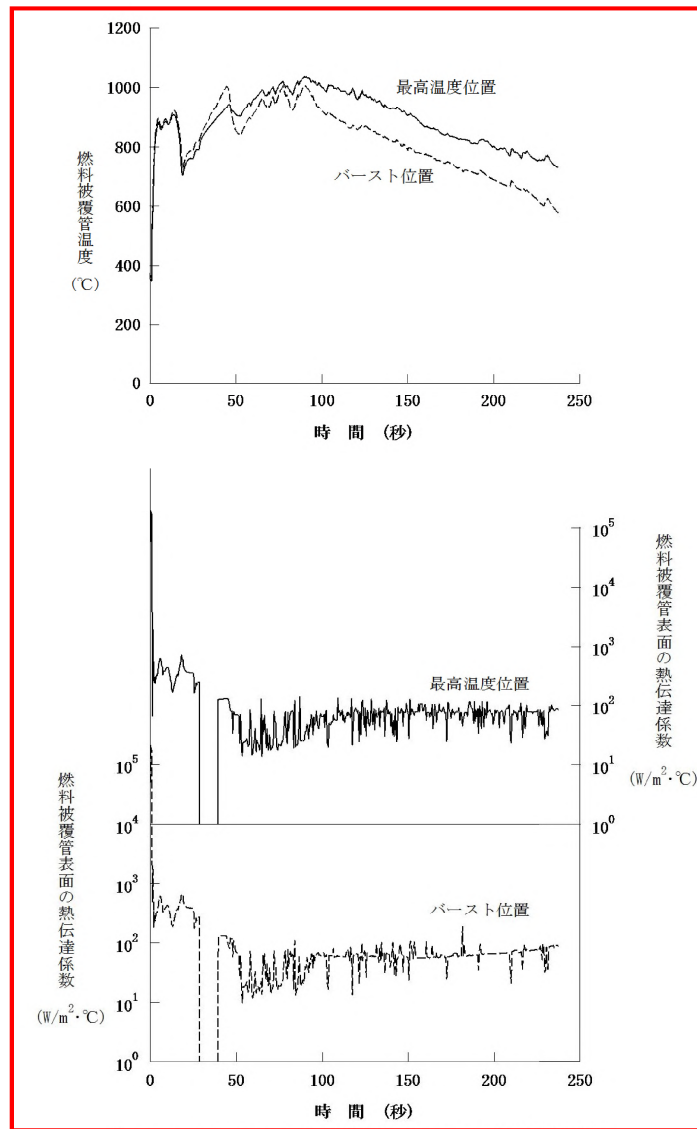
高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

蒸気発生器取替に伴う変更



第3.2.1.4図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-大破断(4)

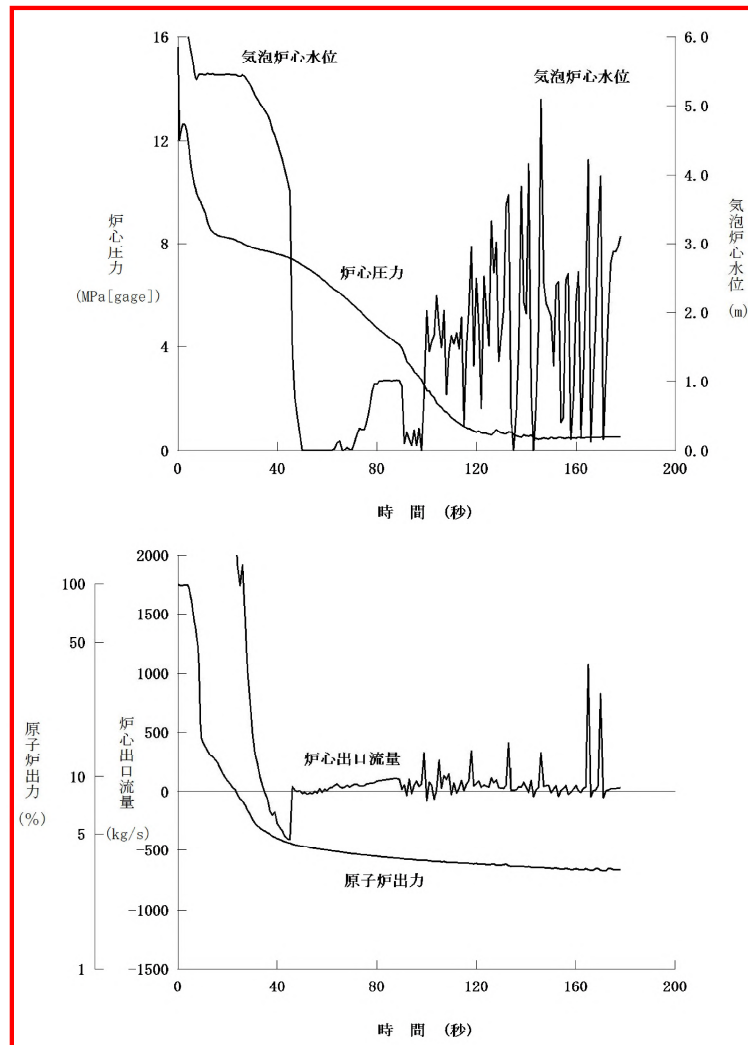
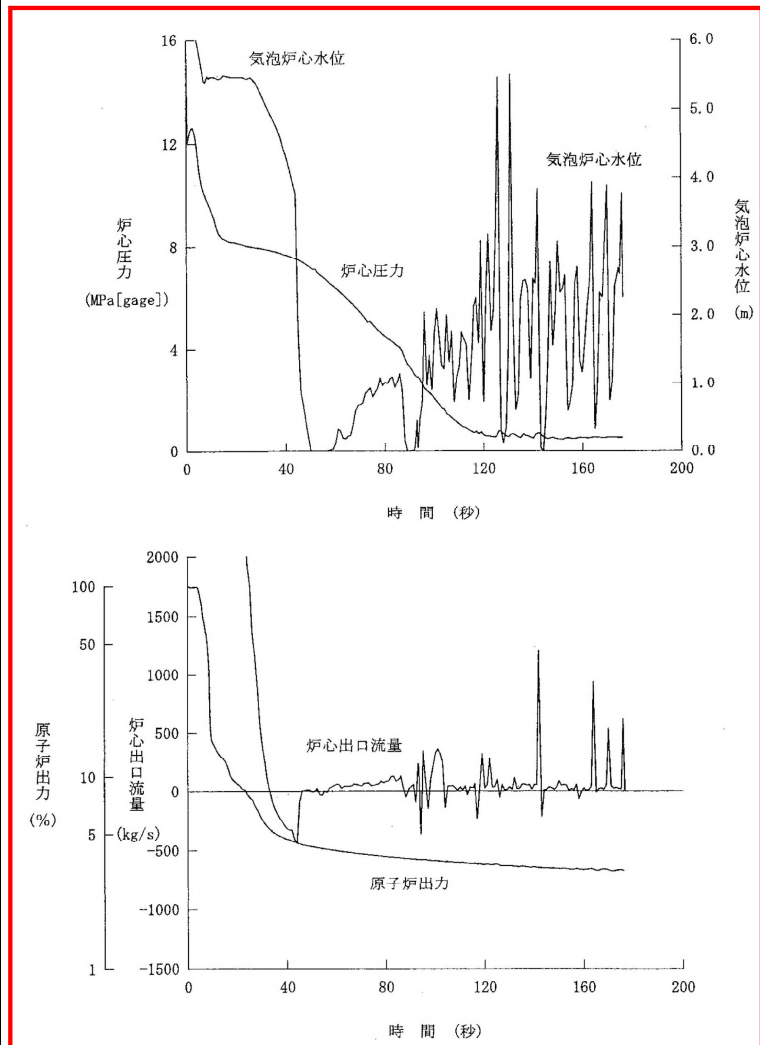


第3.2.1.4図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-大破断(4)

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由



蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化

第 3.2.1.5 図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(1)-液相部破断

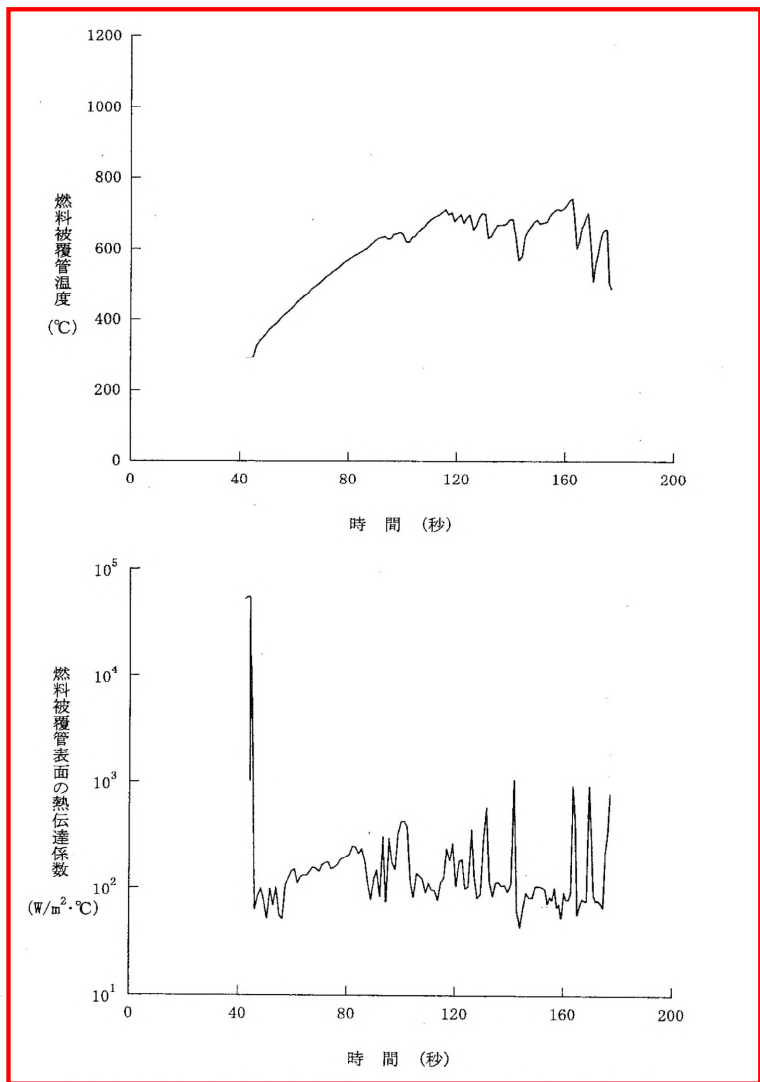
第 3.2.1.5 図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(1)-液相部破断

<3. 設計基準事故の解析>

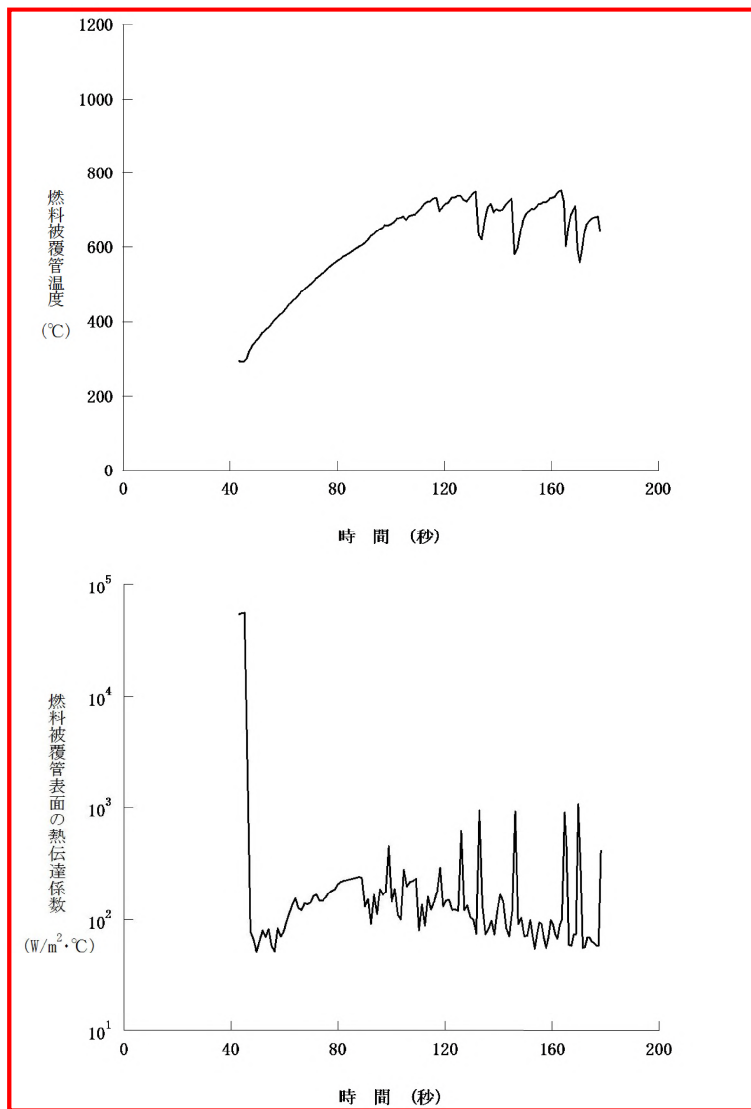
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由



第3.2.1.6図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(2)-液相部破断



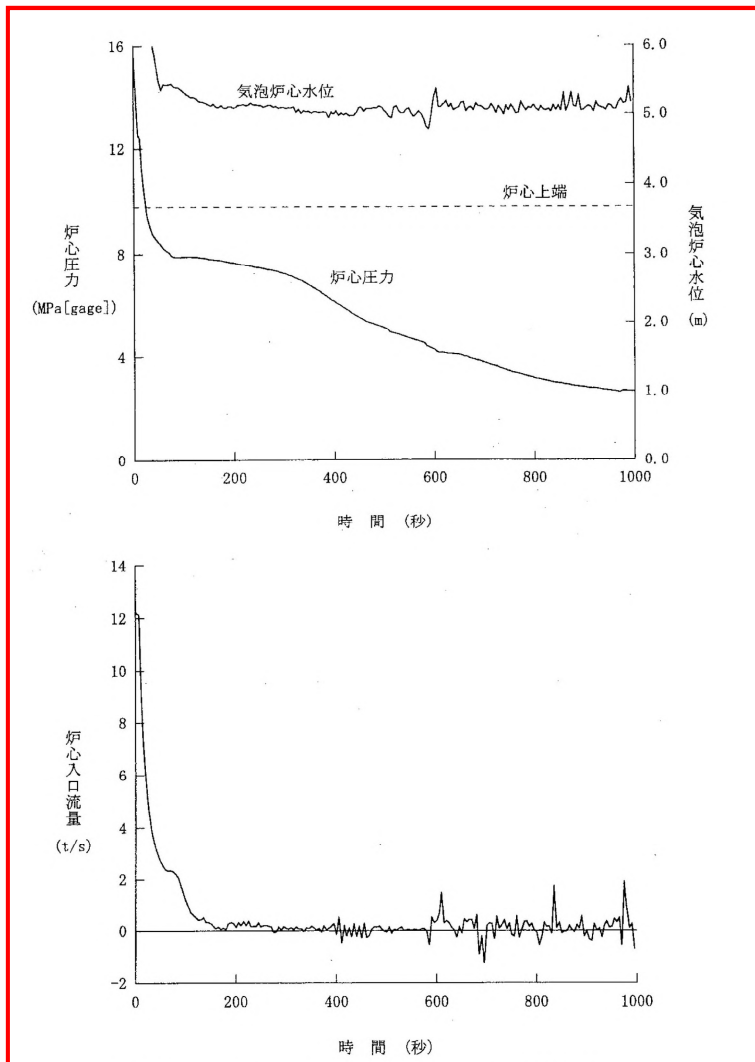
第3.2.1.6図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(2)-液相部破断

蒸気発生器取替に伴う変更

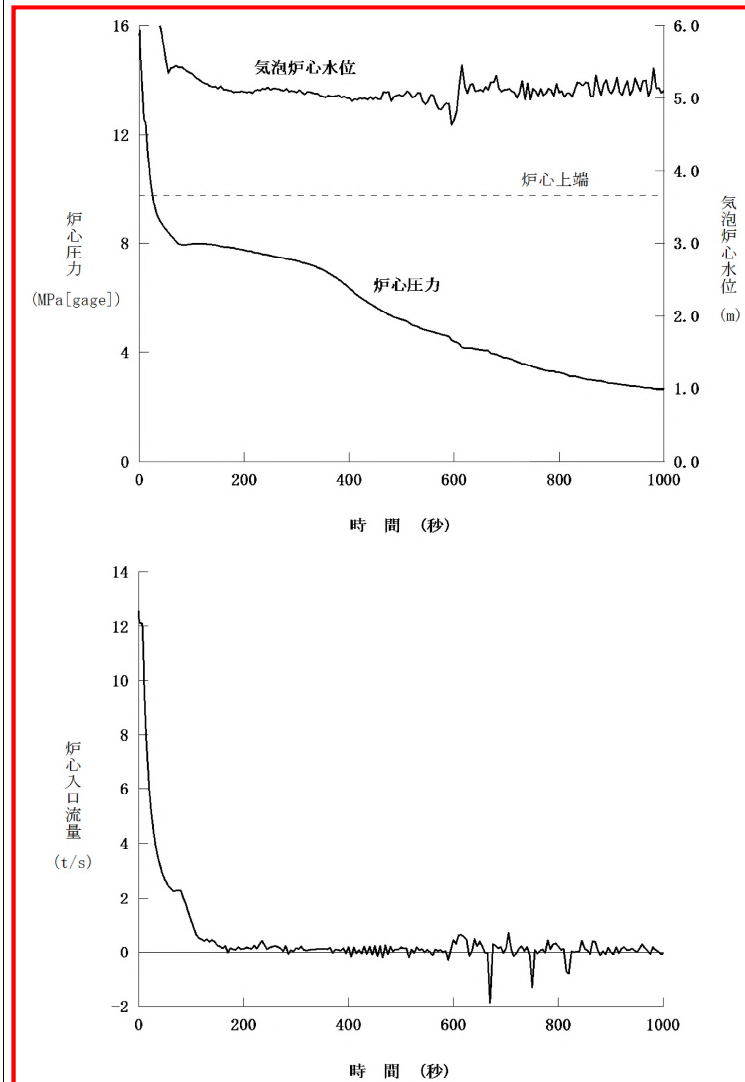
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由



第3.2.1.7図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(3)-気相部破断



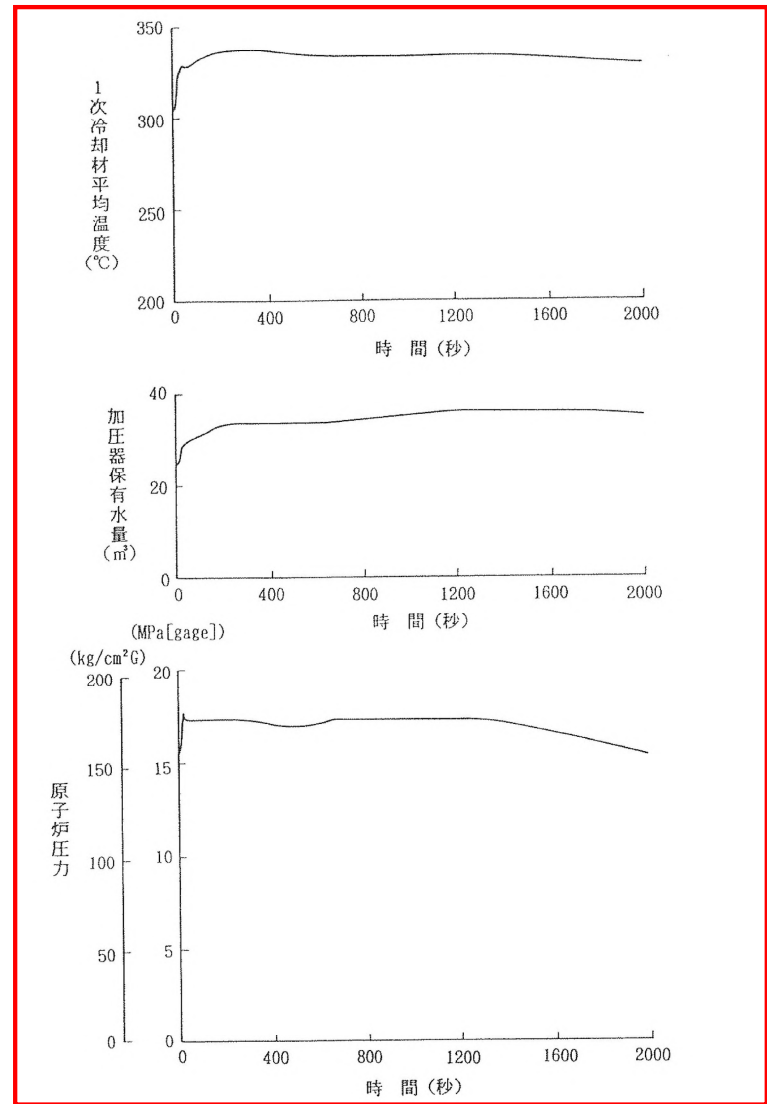
第3.2.1.7図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析
-小破断(3)-気相部破断

蒸気発生器取替に伴う変更

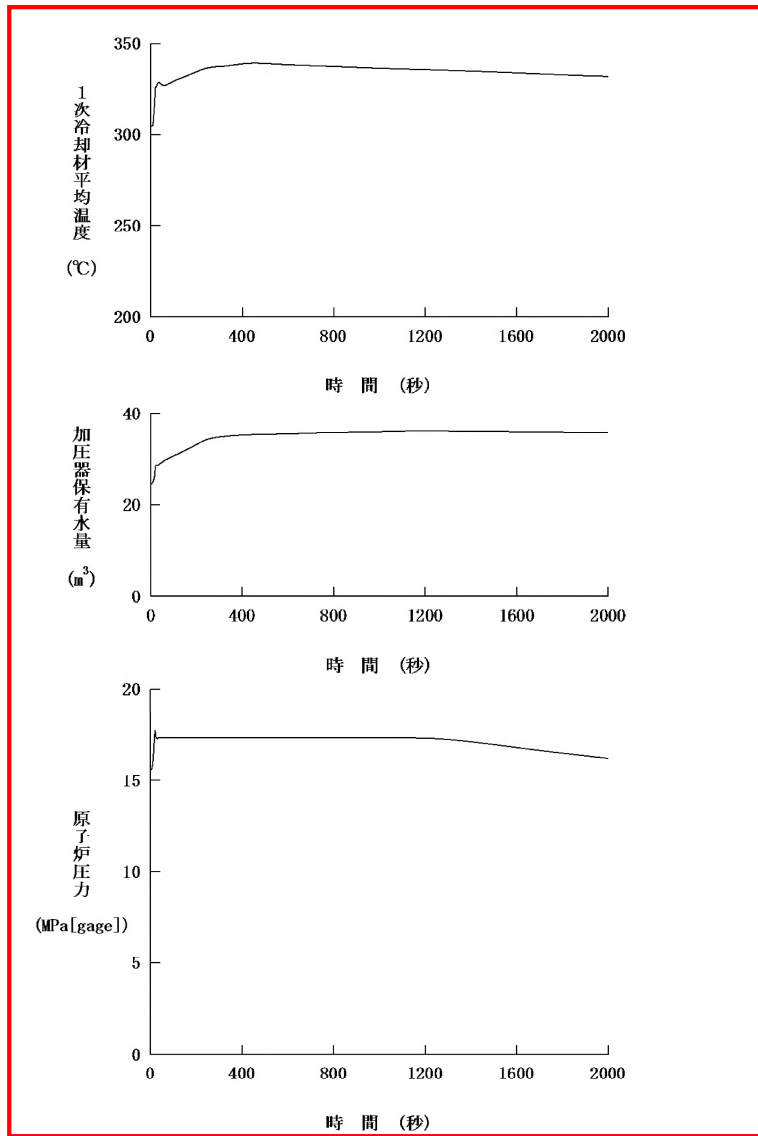
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

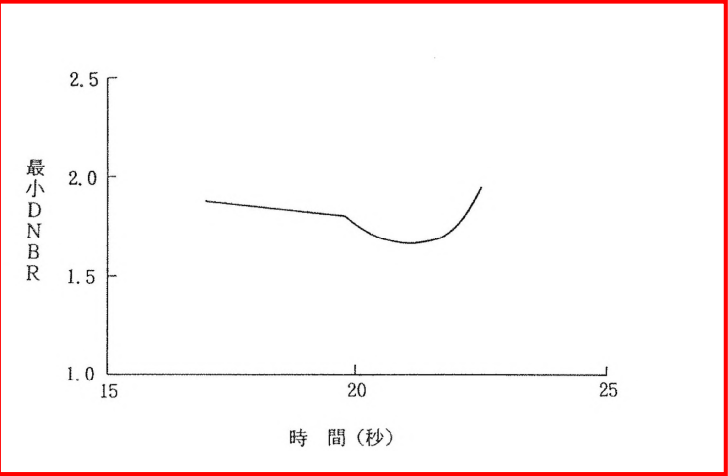
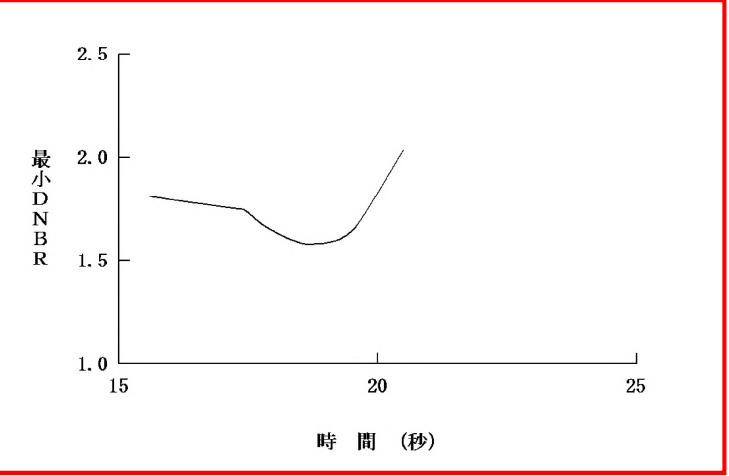


第3.2.4.1図 主給水管破断(1)



第3.2.4.1図 主給水管破断(1)

蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
 <p data-bbox="367 1267 696 1289">第3.2.4.2図 主給水管破断(2)</p>	 <p data-bbox="1207 1059 1536 1082">第3.2.4.2図 主給水管破断(2)</p>	<p data-bbox="1823 373 2047 427">蒸気発生器取替に伴う変更</p>

< 3. 設計基準事故の解析 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p style="text-align: center;">単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131 等価量} \\ \text{— 小児実効線量係数換算} \end{array} \right]$</p> <div style="text-align: center;"> <p>大気へ</p> <p>全よう素放出量： 約 $5.0 \times 10^{11} \text{Bq}$ (約 $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>有機：0Bq (0Bq^{*1}) 無機：約 $5.0 \times 10^{11} \text{Bq}$ (約 $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>〔破損側蒸気発生器隔離後の主蒸気逃がし弁等からの無機よう素の漏えいを考慮〕 漏えい時間：1日</p> <p>〔破損側蒸気発生器隔離までに大気中に放出される蒸気量 30t〕</p> <p>〔無機よう素の気液分配係数 10^2 を考慮〕</p> <p>2次冷却系へ流出するよう素 有機よう素：0% 無機よう素：100%</p> <p>← (2次冷却系への冷却材流出量 90t) →</p> <p>1次冷却材中のよう素量： 約 $6.9 \times 10^{13} \text{Bq}$ (約 $2.4 \times 10^{13} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>〔1次冷却材中に放出されるよう素量：1次冷却系の圧力低下に比例〕</p> <p>通常運転中、燃料被覆管の一部に損傷があると仮定した場合のよう素の平衡濃度 約 $3.7 \times 10^5 \text{Bq/g}$ (約 $1.3 \times 10^5 \text{Bq/g}^{*1}$)</p> <p>事故後、既損傷の燃料棒から新たに追加放出に寄与すると仮定したよう素量 約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ (約 $2.2 \times 10^{14} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損 (事故) 時のよう素の大気放出過程</p> </div>	<p style="text-align: center;">単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131 等価量} \\ \text{— 小児実効線量係数換算} \end{array} \right]$</p> <div style="text-align: center;"> <p>大気へ</p> <p>全よう素放出量： 約 $4.9 \times 10^{11} \text{Bq}$ (約 $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>有機：0Bq (0Bq^{*1}) 無機：約 $4.9 \times 10^{11} \text{Bq}$ (約 $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>〔破損側蒸気発生器隔離後の主蒸気逃がし弁等からの無機よう素の漏えいを考慮〕 漏えい時間：1日</p> <p>〔破損側蒸気発生器隔離までに大気中に放出される蒸気量 30t〕</p> <p>〔無機よう素の気液分配係数 10^2 を考慮〕</p> <p>2次冷却系へ流出するよう素 有機よう素：0% 無機よう素：100%</p> <p>← (2次冷却系への冷却材流出量 90t) →</p> <p>1次冷却材中のよう素量： 約 $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$ (約 $2.5 \times 10^{13} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>〔1次冷却材中に放出されるよう素量：1次冷却系の圧力低下に比例〕</p> <p>通常運転中、燃料被覆管の一部に損傷があると仮定した場合のよう素の平衡濃度 約 $3.7 \times 10^5 \text{Bq/g}$ (約 $1.3 \times 10^5 \text{Bq/g}^{*1}$)</p> <p>事故後、既損傷の燃料棒から新たに追加放出に寄与すると仮定したよう素量 約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ (約 $2.2 \times 10^{14} \text{Bq}^{*1}$)</p> <p>第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損 (事故) 時のよう素の大気放出過程</p> </div>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

<3. 設計基準事故の解析>

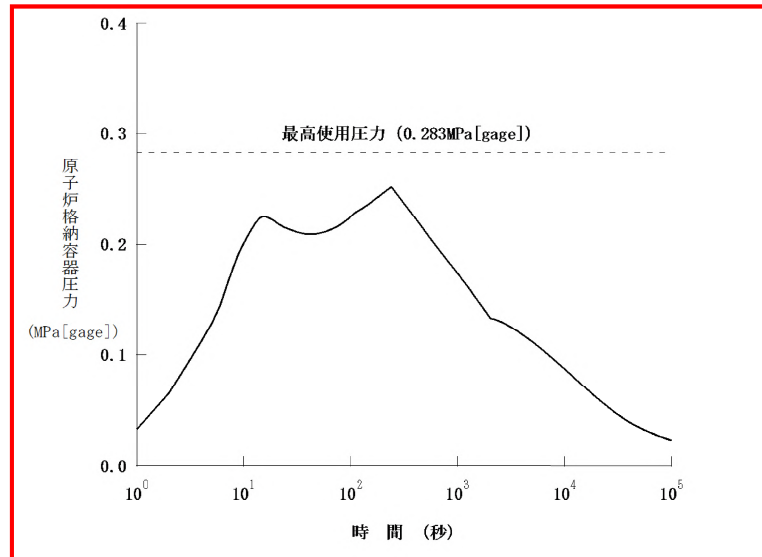
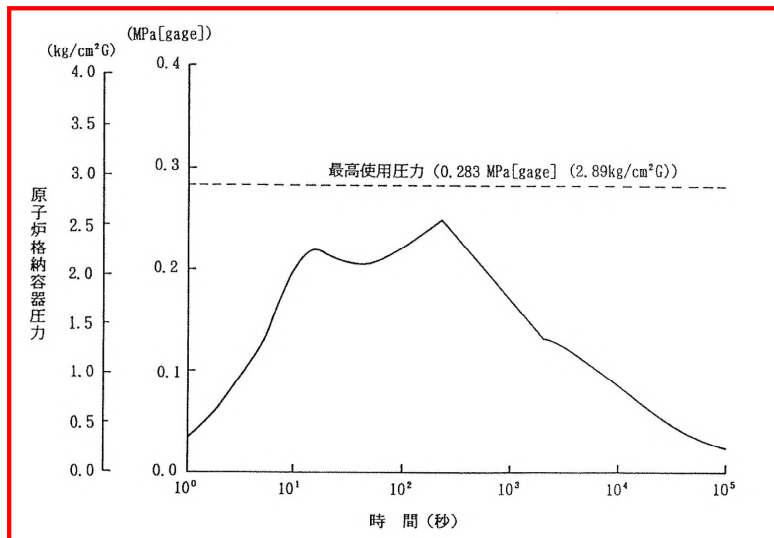
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p style="text-align: center;">単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma線エネルギー \\ 0.5MeV換算 \end{array} \right]$</p> <p style="text-align: center;">第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損 (事故) 時の希ガスの 大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma線エネルギー \\ 0.5MeV換算 \end{array} \right]$</p> <p style="text-align: center;">第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損 (事故) 時の希ガスの 大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">蒸気発生器取替に伴 う変更</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

差異の理由

蒸気発生器取替に伴う変更及び記載の最新化



第3.5.1.1図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

第3.5.1.1図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>3.7 参考文献</p> <p>(1) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (大破断時)」 MAP I-1035 改8 三菱重工業、平成11年</p> <p>(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAP I-1063 改2 三菱原子力工業、平成2年</p> <p>(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」 MAP I-1069 改2 三菱重工業、平成18年</p> <p>(4) 「核分裂生成物の崩壊熱に関する評価」 MAP I-1055 改3 三菱原子力工業、昭和62年</p> <p>(5) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAP I-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p> <p>(6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (小破断時)」 MAP I-1041 改7 三菱重工業、平成11年</p> <p>(7) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」 F.J. Moody Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No.1, Feb. 1965</p> <p>(8) 「DNB相関式について」 MAP I-1029 改3 三菱重工業、平成16年</p> <p>(9) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」 MH I-NES-1005 改3 三菱重工業、平成18年</p> <p>(10) 「スプレイによるよう素除去効果」 MAP I-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年</p> <p>(11) 「事故時の格納容器漏洩率」 MAP I-1060 改1 三菱重工業、平成12年</p> <p>(12) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」 MAP I-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年</p>	<p>3.7 参考文献</p> <p>(1) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (大破断時)」 MAP I-1035 改8 三菱重工業、平成11年</p> <p>(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAP I-1063 改2 三菱原子力工業、平成2年</p> <p>(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」 MAP I-1069 改2 三菱重工業、平成18年</p> <p>(4) 「核分裂生成物の崩壊熱に関する評価」 MAP I-1055 改3 三菱原子力工業、昭和62年</p> <p>(5) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAP I-1088 改3 三菱重工業、平成10年</p> <p>(6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (小破断時)」 MAP I-1041 改7 三菱重工業、平成11年</p> <p>(7) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」 F.J. Moody Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No.1, Feb. 1965</p> <p>(8) 「DNB相関式について」 MAP I-1029 改3 三菱重工業、平成16年</p> <p>(9) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」 MH I-NES-1005 改3 三菱重工業、平成18年</p> <p>(10) 「スプレイによるよう素除去効果」 MAP I-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年</p> <p>(11) 「事故時の格納容器漏洩率」 MAP I-1060 改1 三菱重工業、平成12年</p> <p>(12) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」 MAP I-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年</p>	

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<3. 設計基準事故の解析>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
(13)「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」 改1 関西電力、平成12年	(13)「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」 改1 関西電力、平成12年	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第7.1.1.13図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.7MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。</p> <p>また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]、約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図に示すとおり、事象発生の約12.4時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約19.9時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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7.1.1.2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</p>	<p>7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価</p> <p>7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第7.1.1.13図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.7MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。</p> <p>また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.252MPa[gage]、約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図に示すとおり、事象発生の約12.4時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約19.9時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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7.1.1.2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</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>与えると考えられる炉心崩壊熱 (標準値) 及び標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん/高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量より多くなるため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、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。</p>	<p>与えると考えられる炉心崩壊熱 (標準値) 及び標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん/高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量より多くなるため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、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。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>c. 操作条件</p> <p>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。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作は、第7.1.1.4図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作が解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>c. 操作条件</p> <p>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。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作は、第7.1.1.4図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作が解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.2 全交流動力電源喪失</p> <p>7.1.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>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、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.4 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 7.1.2.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち「7.1.2.2(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 号炉及び 4 号炉同時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、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生 の 6 時間後までは、中央制御室の運転員が、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 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 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名 (内 1 名は全体指揮者) である。召集要員に期待する事象発生 の 6 時間後以降に必要な召集要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示す。</p> <p>7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク (1,600m³: 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 55.5 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。</p>	<p>7.1.2 全交流動力電源喪失</p> <p>7.1.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>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、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.4 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 7.1.2.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち「7.1.2.2(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 号炉及び 4 号炉同時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、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生 の 6 時間後までは、中央制御室の運転員が、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 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 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名 (内 1 名は全体指揮者) である。召集要員に期待する事象発生 の 6 時間後以降に必要な召集要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示す。</p> <p>7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク (1,600m³: 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 55.5 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。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>復水タンク (646m³:有効水量) を水源とするタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約 <u>12.5</u> 時間の注水継続が可能である。なお、7.5時間以降は、復水タンクに送水車 (約 210m³/h (1台あたり)) による補給を行う。</p>	<p>復水タンク (646m³:有効水量) を水源とするタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約 <u>11.7</u> 時間の注水継続が可能である。なお、7.5時間以降は、復水タンクに送水車 (約 210m³/h (1台あたり)) による補給を行う。</p>	<p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p>

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)	高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失 7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 (3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.3.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.3.2 図及び第 7.1.3.3 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 7.1.3.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち「7.1.3.2(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 号炉及び 4 号炉同時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、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生 6 時間までの必要要員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急安全対策要員は 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名 (内 1 名は全体指揮者) である。召集要員に期待する事象発生 6 時間以降に追加で必要な召集要員は 4 名である。この必要要員と作業項目について第 7.1.3.4 図に示す。なお、「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、46 名で対処可能である。</p>	<p>7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失 7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 (3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.3.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.3.2 図及び第 7.1.3.3 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 7.1.3.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち「7.1.3.2(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 号炉及び 4 号炉同時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、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生 6 時間までの必要要員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急安全対策要員は 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名 (内 1 名は全体指揮者) である。召集要員に期待する事象発生 6 時間以降に追加で必要な召集要員は 4 名である。この必要要員と作業項目について第 7.1.3.4 図に示す。なお、「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、46 名で対処可能である。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.5 原子炉停止機能喪失 7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 a. 主給水流量喪失 (b) 評価項目等 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.9 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。 燃料被覆管温度は、第 7.1.5.13 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。 第 7.1.5.8 図及び第 7.1.5.9 図に示すとおり、事象発生 の 60 秒後時点においても 1 次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1 次系の減温、減圧を行い、事象発生 の約 13.5 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生 の約 21 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。 b. 負荷の喪失 (b) 評価項目等 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.21 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p>	<p>7.1.5 原子炉停止機能喪失 7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 a. 主給水流量喪失 (b) 評価項目等 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.9 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。 燃料被覆管温度は、第 7.1.5.13 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.252MPa[gage]、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。 第 7.1.5.8 図及び第 7.1.5.9 図に示すとおり、事象発生 の 60 秒後時点においても 1 次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1 次系の減温、減圧を行い、事象発生 の約 13.5 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生 の約 21 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。 b. 負荷の喪失 (b) 評価項目等 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.21 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>燃料被覆管温度は、第 7.1.5.25 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 <u>0.249MPa[gage]</u>、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。</p> <p>第 7.1.5.20 図及び第 7.1.5.21 図に示すとおり、事象発生の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生の約 13.5 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより約 21 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源</p> <p>復水タンク (646m³: 有効水量) を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約 <u>12.5 時間</u>の対応が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生の約 15 時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約 <u>2.5 時間</u>は常用設備により復水タンクへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、復水タンクへの補給は不要である。</p>	<p>燃料被覆管温度は、第 7.1.5.25 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 <u>0.252MPa[gage]</u>、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。</p> <p>第 7.1.5.20 図及び第 7.1.5.21 図に示すとおり、事象発生の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生の約 13.5 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより約 21 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源</p> <p>復水タンク (646m³: 有効水量) を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約 <u>11.7 時間</u>の対応が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生の約 15 時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約 <u>3.3 時間</u>は常用設備により復水タンクへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、復水タンクへの補給は不要である。</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p> <p>SG 2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約 <u>2.5時間</u>は、復水タンクに送水車(約 210m³/h (1台あたり))による補給を行う。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、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 450.9klの重油が必要となる。</p> <p>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。</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸気発生器給水用の海水を復水タンクへ補給するための送水車については、事象発生の <u>12.5時間後</u>からの運転を想定して、<u>2.5時間</u>の運転継続に約 0.1klの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 <u>459.3kl</u>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油そうの合計油量(466kl)にて供給可能である。</p>	<p>なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約 <u>3.3時間</u>は、復水タンクに送水車(約 210m³/h (1台あたり))による補給を行う。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、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 450.9klの重油が必要となる。</p> <p>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。</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸気発生器給水用の海水を復水タンクへ補給するための送水車については、事象発生の <u>11.7時間後</u>からの運転を想定して、<u>3.3時間</u>の運転継続に約 0.1klの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 <u>459.4kl</u>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油そうの合計油量(466kl)にて供給可能である。</p>	<p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p> <p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.6 ECCS注水機能喪失</p> <p>7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 7.1.6.15 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第 7.1.6.11 図に示すように、事象発生の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>b. 4インチ破断</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 7.1.6.25 図に示すとおり、事象発生の約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高</p>	<p>7.1.6 ECCS注水機能喪失</p> <p>7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 7.1.6.15 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.252MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第 7.1.6.11 図に示すように、事象発生の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>b. 4インチ破断</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 7.1.6.25 図に示すとおり、事象発生の約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.21図に示すように、事象発生の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.7時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>c. 2インチ破断 (b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第7.1.6.35図に示すとおり、事象発生の約58分後に約496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.6.29図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.31図に示すように、事象発生の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉</p>	<p>使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.252MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.21図に示すように、事象発生の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.7時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>c. 2インチ破断 (b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第7.1.6.35図に示すとおり、事象発生の約58分後に約496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.6.29図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.252MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.31図に示すように、事象発生の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p> <p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 11.4 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p>	<p>心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 11.4 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.7 ECCS再循環機能喪失</p> <p>7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事象シーケンスの事象進展を第7.1.7.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.7.5図から第7.1.7.12図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.7.13図から第7.1.7.16図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。</p> <p>燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生約19分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、ECCS再循環への切替えに失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、第7.1.7.12図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約<u>1,044℃</u>であり、燃料被覆管の酸化量は約<u>4.0%</u>である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。</p> <p>1次系冷却材圧力は第7.1.7.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第7.1.7.15図及び第7.1.7.16図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」</p>	<p>7.1.7 ECCS再循環機能喪失</p> <p>7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事象シーケンスの事象進展を第7.1.7.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第7.1.7.5図から第7.1.7.12図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.7.13図から第7.1.7.16図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。</p> <p>燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生約19分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、ECCS再循環への切替えに失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、第7.1.7.12図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約<u>1,035℃</u>であり、燃料被覆管の酸化量は約<u>3.6%</u>である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。</p> <p>1次系冷却材圧力は第7.1.7.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第7.1.7.15図及び第7.1.7.16図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.7.14図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約4.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p>	<p>における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.252MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.7.14図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約4.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.1.8 格納容器バイパス 7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 a. インターフェイスシステムLOCA (b) 評価項目等 燃料被覆管温度は第 7.1.8.20 図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 1次冷却材圧力は第 7.1.8.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。 また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。 第 7.1.8.9 図及び第 7.1.8.10 図に示すように、事象発生の8時間後においても1次冷却材圧力及び温度は整定しており、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生の約 433 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。 b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 (b) 評価項目等 燃料被覆管温度は第 7.1.8.32 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 340℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p>	<p>7.1.8 格納容器バイパス 7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 a. インターフェイスシステムLOCA (b) 評価項目等 燃料被覆管温度は第 7.1.8.20 図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 1次冷却材圧力は第 7.1.8.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。 また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.252MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。 第 7.1.8.9 図及び第 7.1.8.10 図に示すように、事象発生の8時間後においても1次冷却材圧力及び温度は整定しており、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生の約 433 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。 b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 (b) 評価項目等 燃料被覆管温度は第 7.1.8.32 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 340℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>1次冷却材圧力は第7.1.8.23図に示すとおり、初期値(約15.7MPa[gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.8.23図及び第7.1.8.24図に示すように、事象発生の約5.5時間後においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生の約9.7時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生の約28.0時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源 重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンク(646m³:有効水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約12.5時間の注水継続が可能であり、この間に送水車(約210m³/h(1台当たり))を用いた海水補給が可能である。また、燃料取替用水タンク(1,600m³:</p>	<p>1次冷却材圧力は第7.1.8.23図に示すとおり、初期値(約15.7MPa[gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.252MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.8.23図及び第7.1.8.24図に示すように、事象発生の約5.5時間後においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生の約9.7時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生の約28.0時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源 重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンク(646m³:有効水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約11.7時間の注水継続が可能であり、この間に送水車(約210m³/h(1台当たり))を用いた海水補給が可能である。また、燃料取替用水タンク(1,600m³:</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p> <p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>有効水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生の約62分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。</p> <p>その後、余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。</p> <p>重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンク(646m³:有効水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約12.5時間の注水継続が可能であり、事象発生の約2.2時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた移行は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク(1,600m³:有効水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生の約47分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。</p> <p>その後、1次冷却系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、破損蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。</p>	<p>有効水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生の約62分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。</p> <p>その後、余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。</p> <p>重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンク(646m³:有効水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約11.7時間の注水継続が可能であり、事象発生の約2.2時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク(1,600m³:有効水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生の約47分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。</p> <p>その後、1次冷却系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、破損蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。</p>	<p>げ</p> <p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p> <p>記載の適正化</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.2 重大事故</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。</p> <p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそ</p>	<p>7.2 重大事故</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。</p> <p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそ</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>のまま全量大気中へ放出されるものとし、アンユラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第 7.2.1.1.6 図から第 7.2.1.1.8 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.2.1.1.9 図から第 7.2.1.1.13 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が低下し、事象発生の約19分に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>また、事象発生の24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約48時間後に低下に転じる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.1.9図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.1.10図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	<p>のまま全量大気中へ放出されるものとし、アンユラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第 7.2.1.1.6 図から第 7.2.1.1.8 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.2.1.1.9 図から第 7.2.1.1.13 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が低下し、事象発生の約19分に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>また、事象発生の24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約48時間後に低下に転じる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.1.9図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.1.10図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後30日後（約4.5TBq）及び100日後（約4.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生後約1.5時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃を下回る。</p> <p>第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生後約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後30日後（約4.5TBq）及び100日後（約4.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生後約1.5時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃を下回る。</p> <p>第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生後約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>事象発生の約48時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉</p>	<p>事象発生の約48時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) 及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>C s - 1 3 7 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>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の操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操</p>	<p>容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) 及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>C s - 1 3 7 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>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の操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) 及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約4.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) 及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約4.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.4.14図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.3時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第7.2.4.11図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.5vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。</p> <p>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.436MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。</p> <p>(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び熔融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び</p>	<p>7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.4.14図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.3時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第7.2.4.11図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.5vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。</p> <p>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.436MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。</p> <p>(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び熔融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p>	<p>「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>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</p> <p>7.4.4 反応度の誤投入</p> <p>7.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入事故」のみである。</p> <p>(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</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することから、緩和措置がとられない場合には、反応度が添加されることで、臨界に達し、燃料損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を停止するとともに、1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保することで燃料損傷を防止する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。対策の概略系統図を第7.4.4.1図に、対応手順の概要を第7.4.4.2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7.4.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2(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号炉及び4号炉同時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及び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及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所へ通報連絡等を行う本部要員は6名（内1名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第7.4.4.3図に示す。</p> <p>a. 反応度の誤投入の判断</p> <p>1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源</p>	<p>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</p> <p>7.4.4 反応度の誤投入</p> <p>7.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入事故」のみである。</p> <p>(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</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することから、緩和措置がとられない場合には、反応度が添加されることで、臨界に達し、燃料損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を停止するとともに、1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保することで燃料損傷を防止する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。対策の概略系統図を第7.4.4.1図に、対応手順の概要を第7.4.4.2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7.4.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2(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号炉及び4号炉同時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及び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及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所へ通報連絡等を行う本部要員は6名（内1名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第7.4.4.3図に示す。</p> <p>a. 反応度の誤投入の判断</p> <p>1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音及び炉外核計装置可聴計数率計の計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。</p> <p>なお、停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。</p> <p>反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。</p> <p>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。</p> <p>c. 希釈停止操作 1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉止により、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作停止を確認する。</p> <p>d. ほう酸濃縮操作 ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸水補給弁を開放し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。</p> <p>ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。</p> <p>e. 未臨界状態の維持確認 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計装置可聴計数率計の計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。</p> <p>また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。</p> <p>未臨界状態の維持確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。</p>	<p>領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音及び炉外核計装置可聴計数率計の計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。</p> <p>なお、停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。</p> <p>反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。</p> <p>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。</p> <p>c. 希釈停止操作 1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉止により、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作停止を確認する。</p> <p>d. ほう酸濃縮操作 ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸水補給弁を開放し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。</p> <p>ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。</p> <p>e. 未臨界状態の維持確認 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計装置可聴計数率計の計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。</p> <p>また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。</p> <p>未臨界状態の維持確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。</p>	
<p>7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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、定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。</p>	<p>7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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、定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号は直流電源より受電しているため希釈信号は保持されるものの希釈水弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、1次系内に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。</p> <p>また、原子炉停止中において、1次系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次系の水張り完了までの期間については、1次系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次系冷却材系統の希釈を防止する措置を講じ設備・手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間への影響、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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>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評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 制御棒位置 低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。</p> <p>(b) 1次系有効体積 1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた <u>208m³</u> とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度 原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう素濃度で満たされており、同タンクのほう素濃度として、保安規</p>	<p>なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号は直流電源より受電しているため希釈信号は保持されるものの希釈水弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、1次系内に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。</p> <p>また、原子炉停止中において、1次系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次系の水張り完了までの期間については、1次系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次系冷却材系統の希釈を防止する措置を講じ設備・手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間への影響、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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>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評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 制御棒位置 低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。</p> <p>(b) 1次系有効体積 1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた <u>215m³</u> とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度 原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう素濃度で満たされており、同タンクのほう素濃度として、保安規</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>定に定められた制限値である 2,800ppm とする。</p> <p>(d) 臨界ほう素濃度 サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として、1,850ppm とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。 1次系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m³/h)に余裕を持たせた値である81.8m³/hとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源はあるものとする。 1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値 警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>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。</p> <p>(a) 希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。</p> <p>(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7.4.4.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約51分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の10分後の約61分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を</p>	<p>定に定められた制限値である 2,800ppm とする。</p> <p>(d) 臨界ほう素濃度 サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として、1,850ppm とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。 1次系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m³/h)に余裕を持たせた値である81.8m³/hとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源はあるものとする。 1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値 警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>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。</p> <p>(a) 希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。</p> <p>(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7.4.4.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約53分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の10分後の約63分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約51分要し、臨界に至るまでにはさらに約12分を要する。</p> <p>したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作の実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持することができる。</p> <p>なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。</p> <p>その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,850ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,800ppmまで濃縮するのに要する時間は約3時間である。</p> <p>7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止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操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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7.4.4.2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、評価条件の設定にあたっては、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らるると考えられる1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約53分要し、臨界に至るまでにはさらに約12分を要する。</p> <p>したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作の実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持することができる。</p> <p>なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。</p> <p>その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,850ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,800ppmまで濃縮するのに要する時間は約3時間である。</p> <p>7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止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操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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7.4.4.2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、評価条件の設定にあたっては、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らるると考えられる1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>1 次系純水注水流量を最確値とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。</p> <p>臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>1 次系純水注水流量を最確値とした用いた場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界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。</p> <p>臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界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。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>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。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>希釈停止は、第 7.4.4.3 図に示すとおり、中央制御室の操作であり、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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>希釈停止の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1 次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が</p>	<p>1 次系純水注水流量を最確値とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。</p> <p>臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>1 次系純水注水流量を最確値とした用いた場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界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。</p> <p>臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界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。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>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。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>希釈停止は、第 7.4.4.3 図に示すとおり、中央制御室の操作であり、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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>希釈停止の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1 次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、「(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始した場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(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、対策の有効性を確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。 希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約12分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで1分の時間余裕がある。</p> <p>なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音や炉外核計装装置可聴計数率計の計数音間隔の変化により1次系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。</p> <p>(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を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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。</p> <p>7.4.4.4 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「反応度の誤投入」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、3号炉及び4号炉については「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名、1号炉及び2号炉については12名であり、合計23名</p>	<p>遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、「(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始した場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(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、対策の有効性を確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。 希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約12分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで1分の時間余裕がある。</p> <p>なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音や炉外核計装装置可聴計数率計の計数音間隔の変化により1次系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。</p> <p>(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を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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。</p> <p>7.4.4.4 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「反応度の誤投入」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、3号炉及び4号炉については「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名、1号炉及び2号炉については12名であり、合計23名</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>(全体指揮者1名は共通)で対処可能である。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128名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、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450.9klの重油が必要となる。</p> <p>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。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約459.2kl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油そうの合計油量(466kl)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、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。</p> <p>7.4.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、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「反応度の誤投入」に対する燃料</p>	<p>(全体指揮者1名は共通)で対処可能である。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128名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、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450.9klの重油が必要となる。</p> <p>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。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約459.2kl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油そうの合計油量(466kl)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、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。</p> <p>7.4.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、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「反応度の誤投入」に対する燃料</p>	

高浜3，4号炉 設置変更許可申請書記載（添付書類十）

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載（R4.12.21許可版）	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により1次冷却材を濃縮する対策を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、希釈停止操作等の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「反応度の誤投入」に対して有効である。</p>	<p>損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により1次冷却材を濃縮する対策を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、希釈停止操作等の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「反応度の誤投入」に対して有効である。</p>	

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>7.5 必要な要員及び資源の評価</p> <p>7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 炉心注水</p> <p>炉心注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「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)」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」である。</p> <p>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、燃料取替用水タンクを水源とし、1,600m³の使用が可能であることから、事象発生の約54.8時間後までの注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源に切り替えた低圧代替再循環運転又は代替再循環運転の継続により、7日間の代替炉心注水の継続が可能である。</p> <p>b. 蒸気発生器注水</p> <p>蒸気発生器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。</p> <p>復水タンク (646m³:有効水量) を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約12.5時間の注水継続が可能である。なお、7.5 時間以降は、復水タンクに送水車 (約210m³/h (1台当たり)) による補給を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。</p> <p>c. 原子炉格納容器注水</p> <p>原子炉格納容器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1格納容器過圧破損」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」である。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、1,600m³の使用が可能であるため、事象発生の約12.2時間後までの注水が可能である。また、事象発生の約12.2時間後から24時間後までは、海を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプにより、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p> <p>以降は、格納容器内自然対流冷却の継続で原子炉格納容器の冷却継続が可能である。</p>	<p>7.5 必要な要員及び資源の評価</p> <p>7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 炉心注水</p> <p>炉心注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「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)」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」である。</p> <p>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、燃料取替用水タンクを水源とし、1,600m³の使用が可能であることから、事象発生の約54.8時間後までの注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源に切り替えた低圧代替再循環運転又は代替再循環運転の継続により、7日間の代替炉心注水の継続が可能である。</p> <p>b. 蒸気発生器注水</p> <p>蒸気発生器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。</p> <p>復水タンク (646m³:有効水量) を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約11.7時間の注水継続が可能である。なお、7.5 時間以降は、復水タンクに送水車 (約210m³/h (1台当たり)) による補給を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。</p> <p>c. 原子炉格納容器注水</p> <p>原子炉格納容器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1格納容器過圧破損」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」である。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、1,600m³の使用が可能であるため、事象発生の約12.2時間後までの注水が可能である。また、事象発生の約12.2時間後から24時間後までは、海を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプにより、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p> <p>以降は、格納容器内自然対流冷却の継続で原子炉格納容器の冷却継続が可能である。</p>	<p>SG2次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ</p>

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)

第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故) (1/2)

項目	主要評価条件		条件設定の考え方
	制御棒	全挿入状態	
初期条件	1次系有効体積	208m ³	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。 1次冷却系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内パイパス等を除いた1次冷却系の有効体積を厳しい値として設定。
	初期ほう素濃度	2,800ppm (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として保安規定にて定められた下限値を厳しい値として設定。
	臨界ほう素濃度	1,850ppm*	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、MOX燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次冷却系への純水注水 81.8m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m ³ /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。

※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値(約1,350ppm)に、取替炉心による変動分(400ppm) + 核的不確定性(100ppm)を考慮した値

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載

第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故) (1/2)

項目	主要評価条件		条件設定の考え方
	制御棒	全挿入状態	
初期条件	1次系有効体積	215m ³	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。 1次冷却系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内パイパス等を除いた1次冷却系の有効体積を厳しい値として設定。
	初期ほう素濃度	2,800ppm (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として保安規定にて定められた下限値を厳しい値として設定。
	臨界ほう素濃度	1,850ppm*	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、MOX燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次冷却系への純水注水 81.8m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m ³ /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。

※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値(約1,350ppm)に、取替炉心による変動分(400ppm) + 核的不確定性(100ppm)を考慮した値

差異の理由

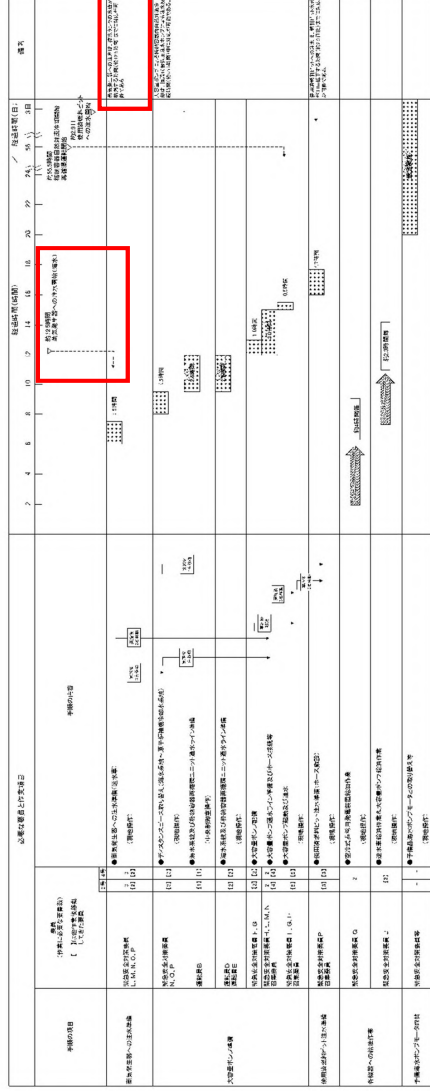
蒸気発生器取替に伴う変更

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

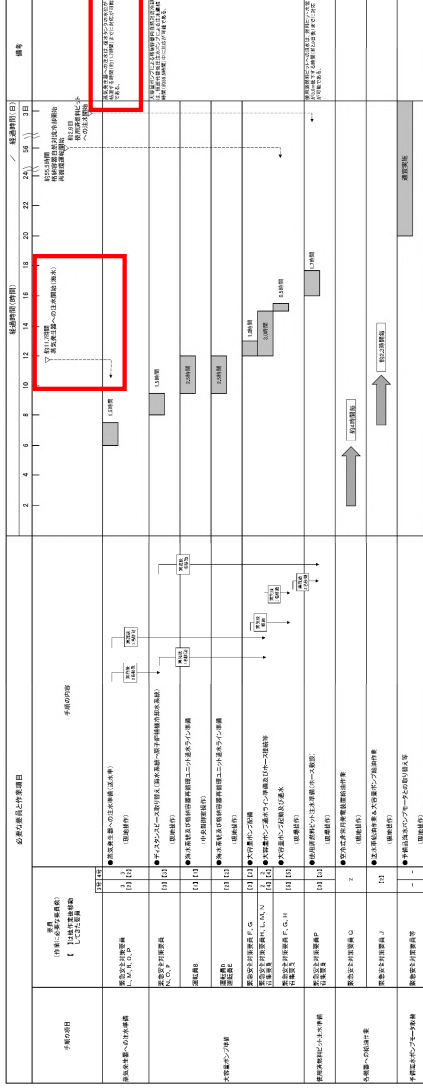
< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LCOA) (2 / 2)

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載



第 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LCOA) (2 / 2)

差異の理由

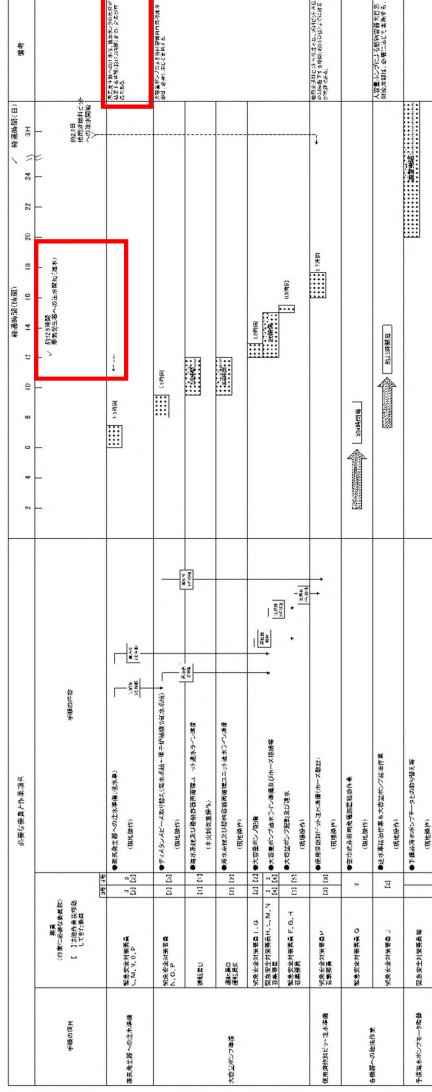
SG 2 次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 3, 4 号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

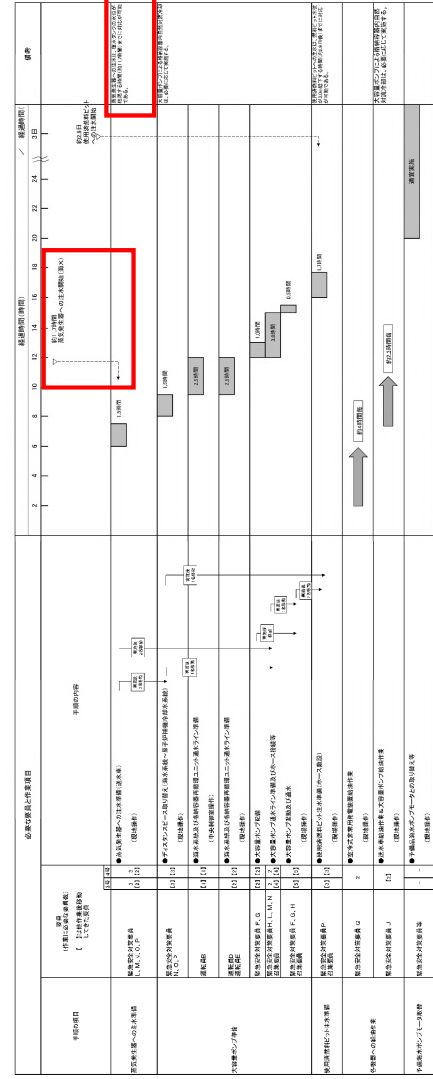
< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 既許可記載 (R4.12.21 許可版)



第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (2 / 2)

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書記載



第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (2 / 2)

差異の理由

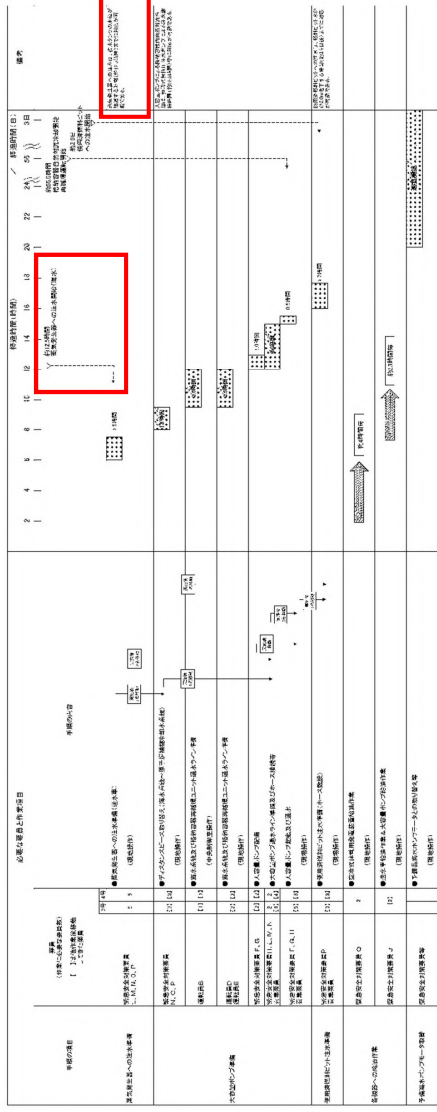
SG 2 次側保有水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜 3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

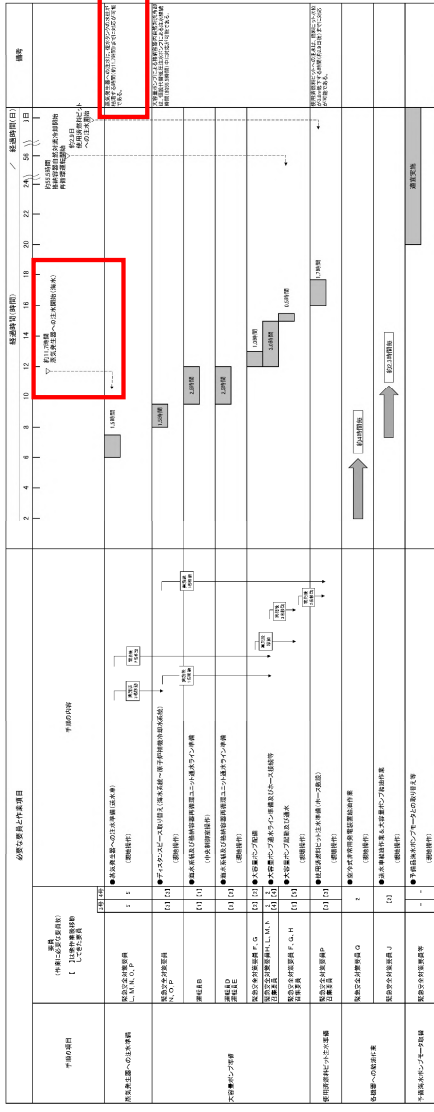
< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所 3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)



第7.1.3.4図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (2/2)

高浜発電所 3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



第 7.1.3.4 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (2/2)

差異の理由

SG2側側保水量等の増加による復水タンク枯渇時間の繰上げ

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

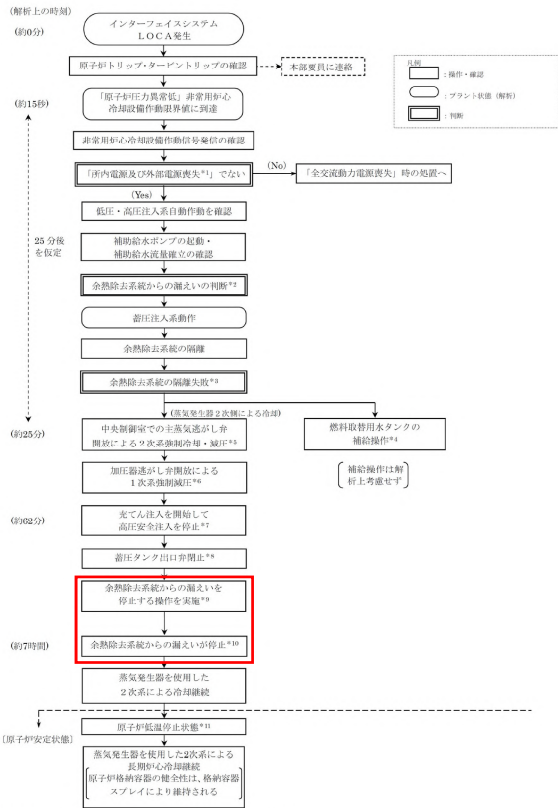
< 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価 >

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>最高圧力 約0.249 MPa(gage)</p> <p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照</p> <p>代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により原子炉格納容器圧力は低下に転じる</p> <p>ヒートシンクによる吸熱及び格納容器スプレイ注入により一時的に原子炉格納容器圧力が低下</p> <p>低圧再循環切替失敗及び代替再循環準備に伴う格納容器スプレイポンプ1台の停止により原子炉格納容器圧力が上昇に転じる</p> <p>最高使用圧力：0.283MPa(gage)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>最高圧力 約0.252 MPa(gage)</p> <p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照</p> <p>代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により原子炉格納容器圧力は低下に転じる</p> <p>ヒートシンクによる吸熱及び格納容器スプレイ注入により一時的に原子炉格納容器圧力が低下</p> <p>低圧再循環切替失敗及び代替再循環準備に伴う格納容器スプレイポンプ1台の停止により原子炉格納容器圧力が上昇に転じる</p> <p>最高使用圧力：0.283MPa(gage)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の変更に伴う反映</p>

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)
 <7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

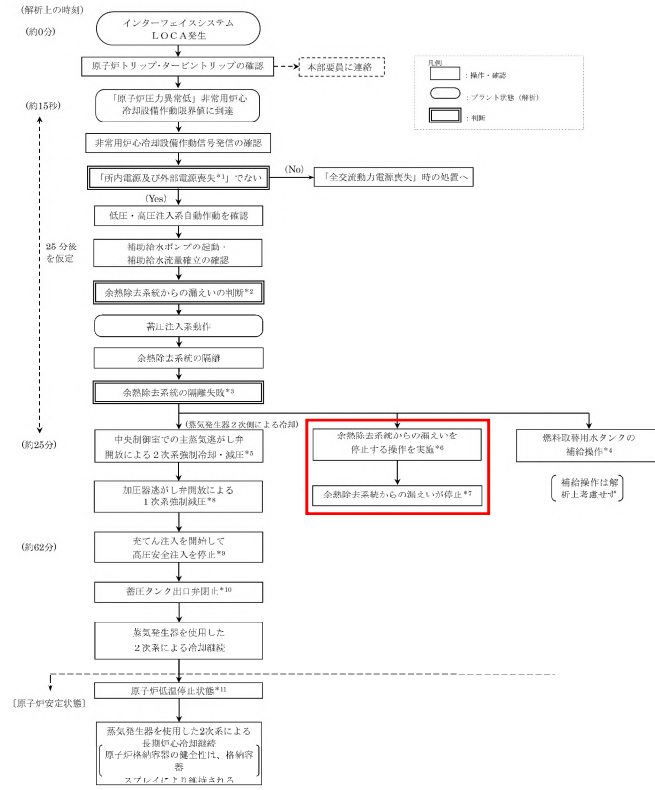
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)



- *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 : 余熱除去系統からの漏えいは以下で確認
補助建屋内RMS、格納容器内RMS、蒸気発生器関連RMS、加圧器水位・圧力、補助建屋サンプタンク水位、余熱除去ポンプ出口圧力
- *3 : 余熱除去系統からの漏えいを隔離できないものとする
- *4 : 燃料取扱用タンクへの補給操作
・原子炉補給水調製室(1号燃料タンク・1次系純水タンク)
・1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱気装置等
- *5 : 漏えいしている余熱除去系統の隔離等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で1次系保有水の減少抑制のために実施する
- *6 : 実際の操作においては、2次系強制冷却による1次系のサブクール度の確保を確認した段階で必要により実施し、保有水の確保を図る。また、その後の漏えい量低減のため、操作は適宜実施
- *7 : 格納容器への漏えいを抑制するため、充てん注入は高圧注入系の停止準備が完了してから開始する
- *8 : 1次冷却材圧力が0.0MPa(gage)にならば停止する
- *9 : 隔離は余熱除去ポンプ入口弁閉止で可能と想定する
- *10 : 余熱除去系統からの漏えい停止は以下で確認
・余熱除去ポンプ出口圧力、加圧器圧力・水位、1次冷却材圧力、充てん流量、原子炉水位及び燃料取扱用タンク水位等の挙動から総合的に確認する
- *11 : 漏えいが停止し、1次冷却材温度が安定又は低下傾向

第7.1.8.4図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 (「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



- *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 : 余熱除去系統からの漏えいは以下で確認
補助建屋内RMS、格納容器内RMS、蒸気発生器関連RMS、加圧器水位・圧力、補助建屋サンプタンク水位、余熱除去ポンプ出口圧力
- *3 : 余熱除去系統からの漏えいを隔離できないものとする
- *4 : 燃料取扱用タンクへの補給操作
・原子炉補給水調製室(1号燃料タンク・1次系純水タンク)
・1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱気装置等
- *5 : 漏えいしている余熱除去系統の隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で1次系保有水の減少抑制のために実施する
- *6 : 実際の操作においては、1次冷却材圧力を監視し圧力が低い場合、余熱除去ポンプ入口弁閉止操作で隔離を実施する。(なお、解析においては、事象発生の7時間後まで漏えい停止を考慮しない。)
- *7 : 余熱除去系統からの漏えい停止は以下で確認
・余熱除去ポンプ出口圧力、加圧器圧力・水位、1次冷却材圧力、充てん流量、原子炉水位及び燃料取扱用タンク水位等の挙動から総合的に確認する
- *8 : 実際の操作においては、2次系強制冷却による1次系のサブクール度の確保を確認した段階で必要により実施し、保有水の確保を図る。また、その後の漏えい量低減のため、操作は適宜実施
- *9 : 格納容器への漏えいを抑制するため、充てん注入は高圧注入系の停止準備が完了してから開始する
- *10 : 1次冷却材圧力が0.0MPa(gage)にならば停止する
- *11 : 漏えいが停止し、1次冷却材温度が安定又は低下傾向

第7.1.8.4図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 (「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)

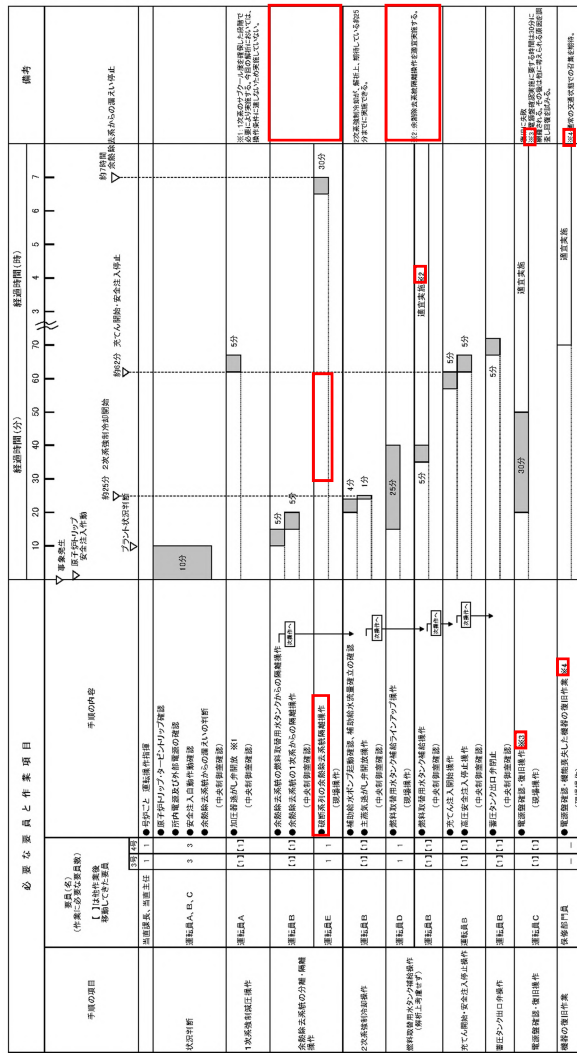
差異の理由

記載の適正化

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

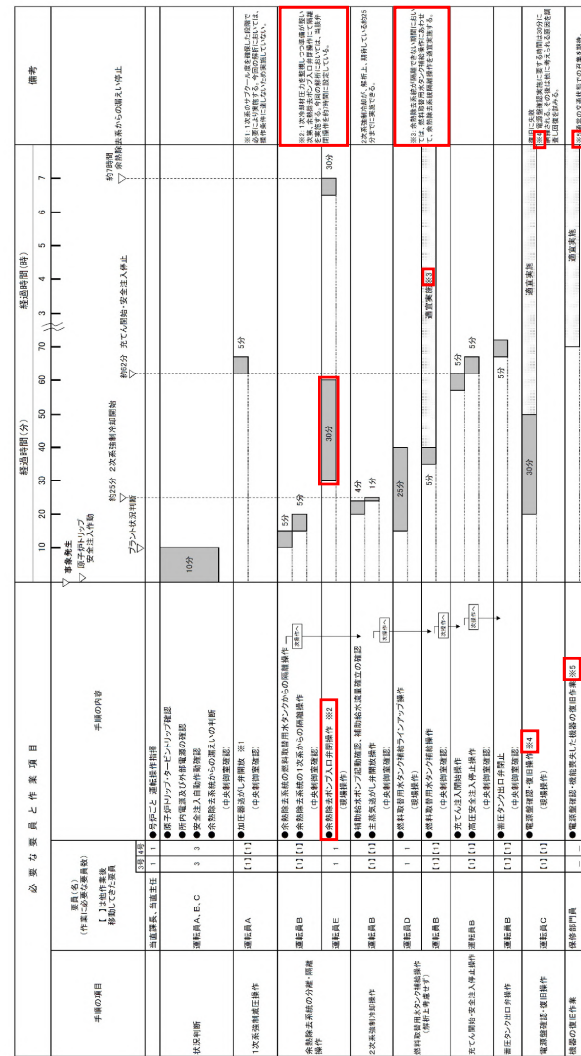
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)



第7.1.8.7図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (インターフェイスシステムLOCA)

上記作業に加え、本装置員による既許作業(既許作業)と本装置員による既許作業(既許作業)とを併せて実施する必要がある。なお、本装置員による既許作業(既許作業)と本装置員による既許作業(既許作業)とを併せて実施する必要がある。

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



第7.1.8.7図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (インターフェイスシステムLOCA)

上記作業に加え、本装置員による既許作業(既許作業)と本装置員による既許作業(既許作業)とを併せて実施する必要がある。なお、本装置員による既許作業(既許作業)と本装置員による既許作業(既許作業)とを併せて実施する必要がある。

差異の理由

記載の適正化

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由
<p>第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)</p>	<p>第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)</p>	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>

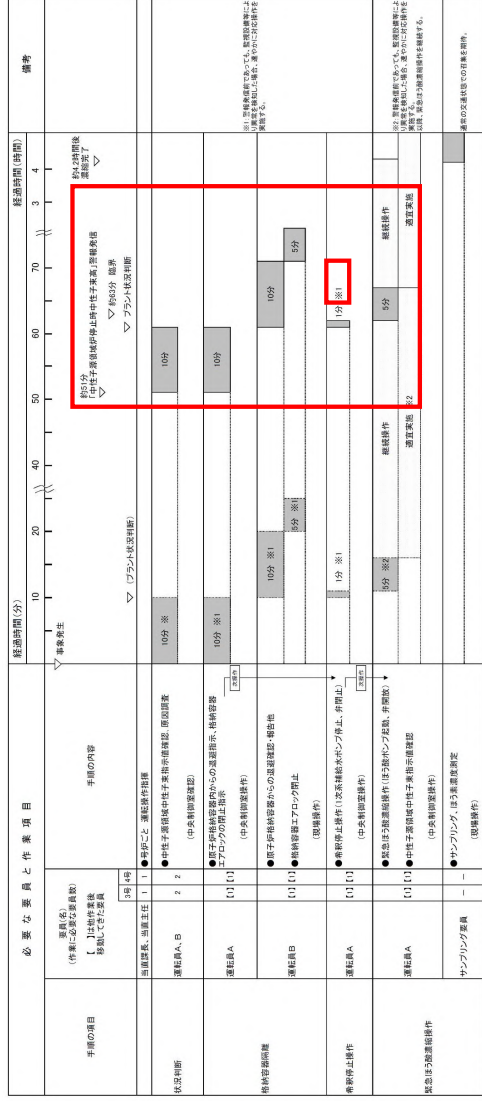
564/566

黒字下線、赤枠：変更箇所

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

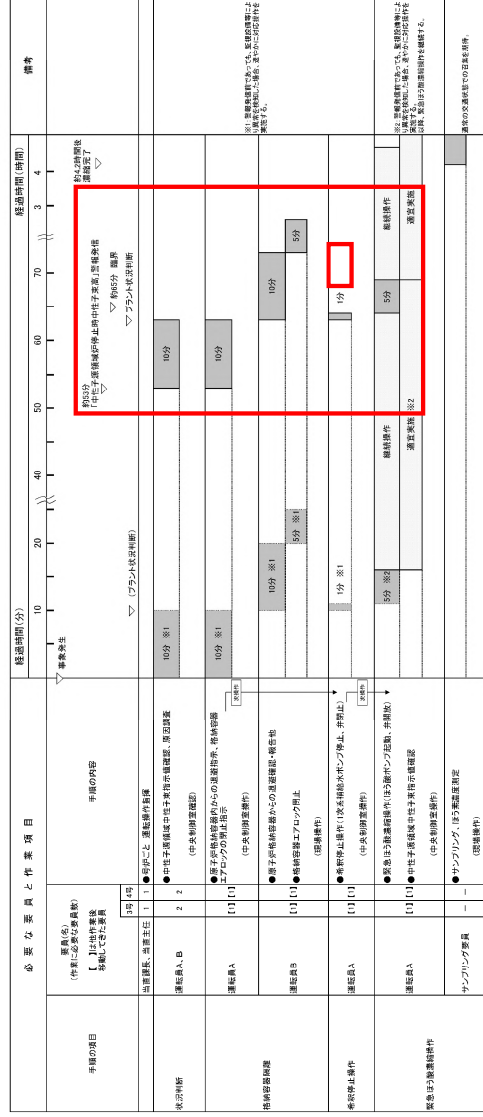
高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)



第7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間

(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載



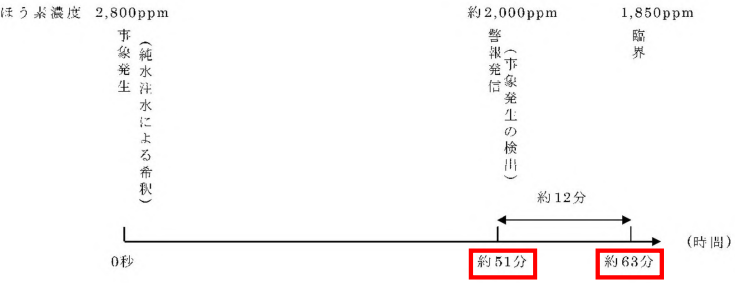
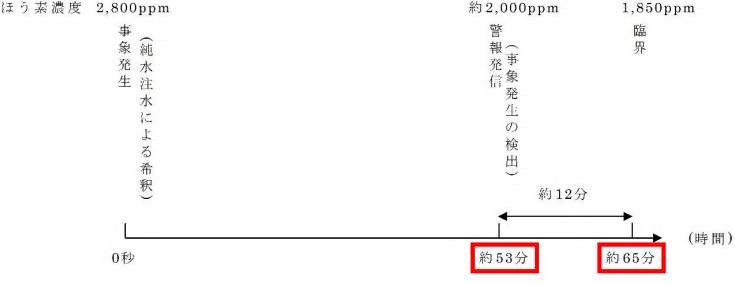
第7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

差異の理由

蒸気発生器取替に伴う
変更及び記載の適正化

高浜3, 4号炉 設置変更許可申請書記載 (添付書類十)

<7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価>

高浜発電所3号炉及び4号炉 既許可記載 (R4.12.21許可版)	高浜発電所3号炉及び4号炉 設置変更許可申請書記載	差異の理由												
<p>初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまで</p> $t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$ <p> t : 希釈に係る時間(h) V : 1次系有効体積(m³) Q : 希釈流量(m³/h) </p> <table border="1" data-bbox="241 624 866 751"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信</td> <td>事象発生約51分後</td> </tr> <tr> <td>臨 界</td> <td>警報発信の約12分後</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果</p>	原子炉の状態	時間	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信	事象発生約51分後	臨 界	警報発信の約12分後	<p>初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間</p> $t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$ <p> t : 希釈に係る時間(h) V : 1次系有効体積(m³) Q : 希釈流量(m³/h) </p> <table border="1" data-bbox="1084 619 1709 746"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信</td> <td>事象発生約53分後</td> </tr> <tr> <td>臨 界</td> <td>警報発信の約12分後</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果</p>	原子炉の状態	時間	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信	事象発生約53分後	臨 界	警報発信の約12分後	<p>蒸気発生器取替に伴う変更</p>
原子炉の状態	時間													
「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信	事象発生約51分後													
臨 界	警報発信の約12分後													
原子炉の状態	時間													
「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信	事象発生約53分後													
臨 界	警報発信の約12分後													