

設計及び工事計画認可申請書

(高浜発電所第4号機の変更の工事)

関原発第367号

2020年10月30日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号
関西電力株式会社
執行役社長 森本 孝

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の9第1項の規定により別紙のとおり設計及び工事の計画の認可を受けたいので申請します。

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

高浜発電所第4号機

設計及び工事計画認可申請書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

目 次

	頁
I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	T4-I-1
II. 工事計画	T4-II-1
III. 工事工程表	T4-III-1
IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム	T4-IV-1
V. 変更の理由	T4-V-1
VI. 添付書類	T4-VI-i

I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名	称	関西電力株式会社
住	所	大阪市北区中之島3丁目6番16号
代表者の氏名		執行役社長 森本 孝

II. 工事計画

発電用原子炉施設

1 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 高浜発電所

所在地 福井県大飯郡高浜町田ノ浦

2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力 3,392,000 kW

第1号機 826,000 kW

第2号機 826,000 kW

第3号機 870,000 kW

第4号機 870,000 kW (今回申請分)

周波数 60 Hz

【申請範囲】（変更の工事に該当するものに限る）

放射線管理施設

3 生体遮蔽装置

- ・外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び ）
- ・外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び ）

4 放射線管理施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

（1）基本設計方針

5 放射線管理施設に係る工事の方法

放射線管理施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

3 生体遮蔽装置の名称、種類、主要寸法、冷却方法及び材料

以下の設備は、既存の1号機設備（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用（緊急時対策所 被ばく評価）、1号機及び2号機共用（1・2号機中央制御室 被ばく評価）並びに [] []）であり、本設計及び工事の計画で重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用並びに [] [] とする。

外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び []）

以下の設備は、既存の2号機設備（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用（緊急時対策所 被ばく評価）、1号機及び2号機共用（1・2号機中央制御室 被ばく評価）並びに [] []）であり、本設計及び工事の計画で重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用並びに [] []とする。

外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び []）

4 放射線管理施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <p>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）</p> <p>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。）</p> <p>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどま</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどま</p>

変更前	変更後
<p>つても、中央制御室遮蔽（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「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」に示される100mSvを超えない設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、7日間で100mSvを超えない設計とする。重大事故等時の居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、重大事故等時に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室空調装置の起動遅れ等、重大事故等時の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び重大事故等時において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計（3号機設備、</p>	<p>つても、中央制御室遮蔽（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「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」に示される100mSvを超えない設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えない設計とする。重大事故等時の居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、重大事故等時に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室空調装置の起動遅れ等、重大事故等時の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び重大事故等時において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握</p>

変更前	変更後
<p>3・4号機共用、3号機に保管)及び二酸化炭素濃度計(3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管)を使用し、中央制御室の居住性を確保できるようにする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>中央制御室と身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、計測制御系統施設の可搬型照明(SA)(3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管(以下同じ。))を使用する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明(SA)及びアニュラス空気浄化設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>重大事故等時において、緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所換気設備(1号機設備、1・2・3・4号機共用(以下同じ。))及び緊急時対策所遮蔽(1号機設備、1・2・3・4号機共用(以下同じ。))を設ける。</p>	<p>3・4号機共用、3号機に保管)及び二酸化炭素濃度計(3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管)を使用し、中央制御室の居住性を確保できるようにする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>中央制御室と身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、計測制御系統施設の可搬型照明(SA)(3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管(以下同じ。))を使用する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明(SA)及びアニュラス空気浄化設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>重大事故等時において、緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所換気設備(1号機設備、1・2・3・4号機共用(以下同じ。))及び緊急時対策所遮蔽(1号機設備、1・2・3・4号機共用(以下同じ。))を設ける。</p>

変更前	変更後
<p>緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とする。この区画では、サーベイメータ等を用いて出入管理を行い、汚染の持ち込みを防止する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とする。この区画では、サーベイメータ等を用いて出入管理を行い、汚染の持ち込みを防止する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>

表1 放射線管理施設の主要設備リスト (1/1)

		変更前						変更後								
設備区分	機器区分	名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1,2)				名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1,2)				
			耐震重要度分類	機器クラス	重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設を除く)		設備分類	重大事故等機器クラス		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設を除く)		設備分類	重大事故等機器クラス			
					設備分類	重大事故等機器クラス				設備分類	重大事故等機器クラス					
生体遮蔽装置	生体遮蔽装置	外部遮蔽(1号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用(緊急時対策所被ばく評価)、1・2号機共用(1・2号機中央制御室被ばく評価)及び [□] [redacted])	—		— ^(注3)		特重	—	外部遮蔽(1号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用及び [□] [redacted])			—		特重	—	変更なし
		外部遮蔽(2号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用(緊急時対策所被ばく評価)、1・2号機共用(1・2号機中央制御室被ばく評価)及び [□] [redacted])	—		— ^(注3)		特重	—	外部遮蔽(2号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用及び [□] [redacted])			—		特重	—	変更なし

(注1) 表1に用いる略語の定義は付表1による。

(注2) 特定重大事故等対処施設を含む。

(注3) 「常設耐震/防止 常設/緩和」として設計する。

付表1 略語の定義 (1/2)

		略語	定義	
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるSクラス（津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。））、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）	
		S*	Sクラスの施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備 なお、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）を保持するものとする。	
		B	耐震重要度分類におけるBクラス（B-1、B-2及びB-3を除く。）	
		B-1	Bクラスの設備のうち、共振のおそれがあるため、弾性設計用地震動Sdに2分の1を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの	
		B-2	Bクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの	
		B-3	Bクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して使用済燃料ピットの冷却、給水機能を保持できる設計とするもの	
		C	耐震重要度分類におけるCクラス（C-1、C-2及びC-3を除く。）	
		C-1	Cクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの	
		C-2	Cクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの	
		C-3	Cクラスの設備のうち、屋外重要土木構造物であるため、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できる設計とするもの	
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの	
		機器クラス	クラス1	技術基準規則第二条第二項第三十二号に規定する「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」、「クラス1弁」又はこれらをサポートする構造物
			クラス2	技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定する「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」、「クラス2弁」又はこれらをサポートする構造物
クラス3	技術基準規則第二条第二項第三十四号に規定する「クラス3容器」又は「クラス3管」			
クラス4	技術基準規則第二条第二項第三十五号に規定する「クラス4管」			
格納容器 ^(注1)	技術基準規則第二条第二項第二十八号に規定する「原子炉格納容器」			
炉心支持構造物	原子炉容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材			
火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの			
Non	上記以外の容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物			
—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの又は上記以外のもの			

付表1 略語の定義 (2/2)

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備 分類	特重	技術基準規則第二条第二項第八号に規定する「特定重大事故等対処施設」
		常設/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設重大事故防止設備」(特定重大事故等対処施設を除く)
		常設耐震/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」(特定重大事故等対処施設を除く)
		常設/緩和	技術基準規則第四十九条第一項第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」(特定重大事故等対処施設を除く)
		常設/その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を除く)
		可搬/防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬/緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬/その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等 機器 クラス	SAクラス1	技術基準規則第二条第二項第三十七号に規定する「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」、「重大事故等クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		SAクラス2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス2容器」、「重大事故等クラス2管」、「重大事故等クラス2ポンプ」、「重大事故等クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		SAクラス3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス3容器」、「重大事故等クラス3管」、「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの 又は、使用条件を踏まえ、十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

(注1) 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007年追補版含む))

<第I編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)における「
クラスMC」である。

5 放射線管理施設に係る工事の方法

放射線管理施設に係る工事の方法は、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、
「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。

変更前	変更後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置（変更）許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準」という。）の要求事項に適合するための設計（基本設計方針及び要目表）に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他発電用原子炉施設が設計及び工事の計画に従って施設されたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとするを要領書等で定め実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前		変更後	
2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。 表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）※1		変更なし	
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査 使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。		設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査 主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。		設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査 有害な欠陥がないことを確認する。		健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) 組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。		設工認のとおり組立て、据付けされていること。
	状態確認検査 評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。		設工認のとおりであること。
	耐圧検査※2 技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。		検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	漏えい検査※2 耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。		著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。		設工認のとおりであること。
建物・構築物の構造を確認する検査 主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。		
※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。 ※2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。			

変更前	変更後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2007）又は（JSME S NB1-2012/2013）」（以下「溶接規格」という。）第 2 部 溶接施工法認証標準及び第 3 部 溶接士技能認証標準に従い、表 2-1、表 2-2 に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表 2-1、表 2-2 に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月 30 日以前に電気事業法（昭和 39 年法律第 170 号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。 ・平成 12 年 7 月 1 日から平成 25 年 7 月 7 日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・平成 25 年 7 月 8 日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物処理施設、特定廃棄物管理施設をいう。</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。 ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。 	
表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）	
検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
（判定）※1	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。
※1：（ ）は検査項目ではない。	

変更なし

変更前		変更後
表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。	
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
（判定）※1	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。	
<p>※1：（ ）は検査項目ではない。</p> <p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項</p> <p>発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。</p> <p>また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。</p> <p>① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <p>② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法 		変更なし

変更前		変更後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	変更なし
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。	
耐圧検査※ ¹	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認) 溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。	
(適合確認) ※ ²	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。	
<p>※1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。</p> <p>※2：() は検査項目ではない。</p>		

変更前					変更後
表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパービード溶接を適用する場合）					
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接
材料検査	1. 中性子照射 10^{19} nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。	適用	適用	適用	適用
	3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用
	4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	—	適用	—
	5. 個々の溶接部の面積は650cm ² 以下であることを確認する。	適用	—	適用	—
	6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	適用	—	—
	7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	—	適用	—
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。				
	1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。				
	①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。	適用	—	適用	—
	③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。	適用	—	適用	—	
⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	—	適用	—	
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。				
	1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—
	2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。				
	①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後に実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	適用	適用	—
	④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—
	⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	—	—	適用
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	

変更なし

変更前		変更後																							
<p>2.1.3 燃料体に係る検査</p> <p>燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。</p> <p>(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時</p> <p>(2) 燃料要素の加工が完了した時</p> <p>(3) 加工が完了した時</p> <p>また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。</p>		変更なし																							
<p>表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）※1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th colspan="2">検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査</td> <td>材料検査※2</td> <td>使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。</td> <td rowspan="8">設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> <tr> <td>寸法検査</td> <td>主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査(この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。)</td> <td>外観検査</td> <td>有害な欠陥等がないことを確認する。</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度検査</td> <td>表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td>溶接部の非破壊検査</td> <td>溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。</td> </tr> <tr> <td>漏えい検査</td> <td>漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査(この表の(2)六に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査</td> <td>圧力検査</td> <td>初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>質量検査</td> <td>燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。</td> </tr> </tbody> </table>			検査項目	検査方法		判定基準	(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査※2	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査(この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。)	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査(この表の(2)六に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査	圧力検査	初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	質量検査
検査項目	検査方法		判定基準																						
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査※2	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。																						
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。																							
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査(この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。)	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。																							
	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。																							
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。																							
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。																							
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査(この表の(2)六に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査	圧力検査	初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。																							
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。																							
<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>※2：MOX燃料における実際の製造段階で確定するプルトニウム含有率の燃料体平均、プルトニウム含有率及び核分裂プルトニウム富化度のペレット最大並びにウラン235濃度の設計値と許容範囲は使用前事業者検査要領書に記載し、要目表に記載した条件に合致していることを確認する。</p>																									

変更前	変更後						
<p>2.2 機能又は性能に係る検査</p> <p>機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。</p> <p>ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。</p> <p>また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。</p> <p>構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。</p> <p>2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表5 燃料体を挿入できる段階の検査^{※1}</p> <table border="1" data-bbox="209 1093 1353 1467"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 1093 517 1137">検査項目</th> <th data-bbox="517 1093 1083 1137">検査方法</th> <th data-bbox="1083 1093 1353 1137">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 1137 517 1467">発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査</td> <td data-bbox="517 1137 1083 1467">発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。</td> <td data-bbox="1083 1137 1353 1467">原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<p>変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

変更前		変更後												
表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査 ^{※1}														
検査項目	検査方法	判定基準												
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。												
<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.3 工事完了時の検査</p> <p>全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 7 工事完了時の検査^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査</td> <td>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</td> <td>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.3 基本設計方針検査</p> <p>基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 8 基本設計方針検査</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本設計方針検査</td> <td>基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</td> <td>「基本設計方針」のとおりであること。</td> </tr> </tbody> </table>			検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	検査項目	検査方法	判定基準	基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。
検査項目	検査方法	判定基準												
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。												
検査項目	検査方法	判定基準												
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。												
		変更なし												

変更前	変更後						
<p>2.4 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <p>実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカ等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 9 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <table border="1" data-bbox="209 674 1350 1055"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 674 517 723">検査項目</th> <th data-bbox="517 674 1083 723">検査方法</th> <th data-bbox="1083 674 1350 723">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 723 517 1055">品質マネジメントシステムに係る検査</td> <td data-bbox="517 723 1083 1055">工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</td> <td data-bbox="1083 723 1350 1055">設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりにより工事管理が行われていること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 工事上の留意事項</p> <p>3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、維持する。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりにより工事管理が行われていること。	変更なし
検査項目	検査方法	判定基準					
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりにより工事管理が行われていること。					

変更前	変更後
<p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺監視区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。</p> <p>h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取り替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、蒸気発生器、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け若しくは同等の方法により適切な処置を実施する。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を維持する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

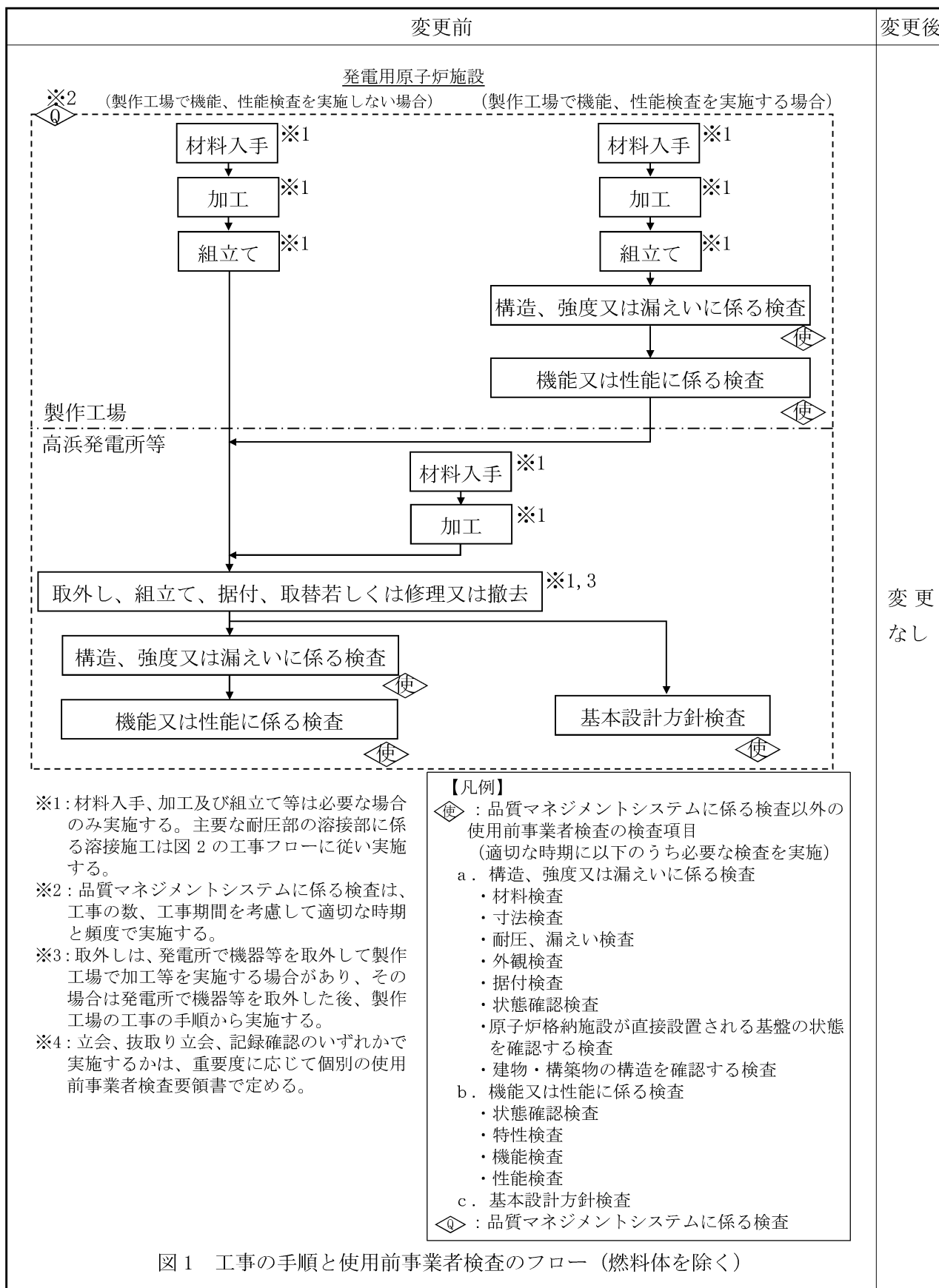
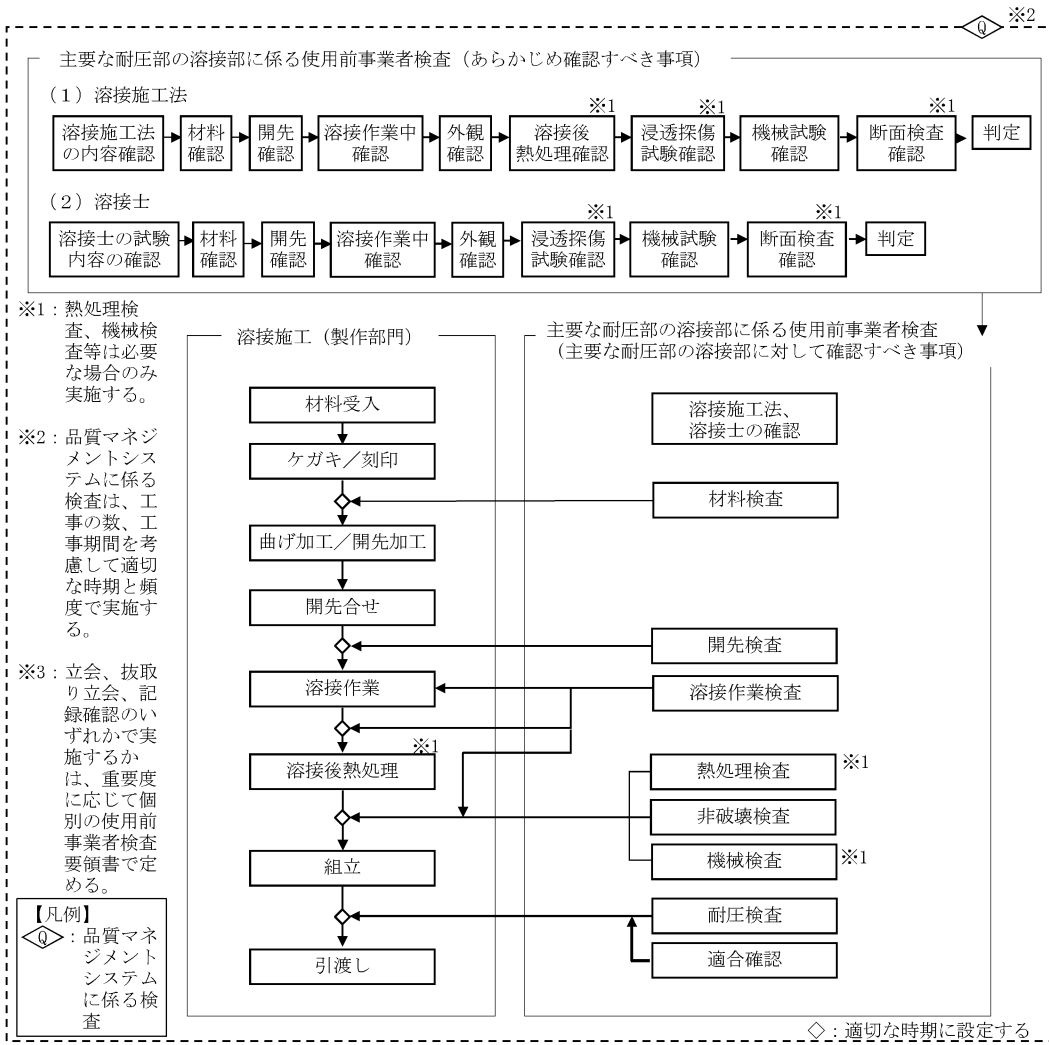


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く)



変更なし

図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

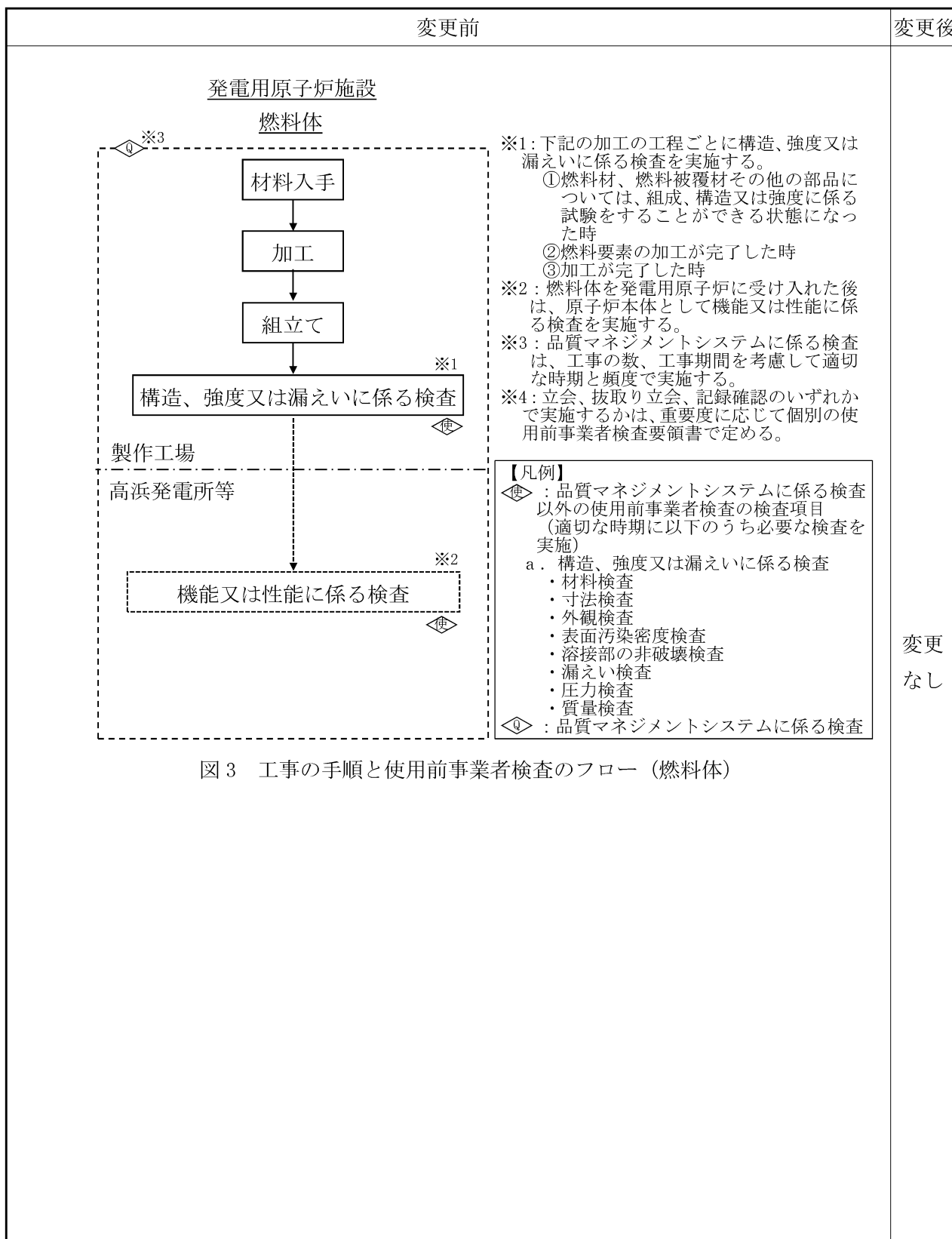


図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

Ⅲ. 工事工程表

今回の設計及び工事の計画は、基本設計方針（中央制御室の居住性を確保するための防護措置）等を変更するものであり、設備は既設設備の構造を変更することなく継続使用するものであるため、現地工事を伴わない。

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表 工事工程表

年 月		2020年			2021年		
		10月	11月	12月	1月	2月	3月
放射線管理施設	現地工事期間		※				
						□	

※：基本設計方針等の変更であり、工事を伴わないことから手続きの期間を示す。

□：運用開始

IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

設工認品質管理計画は、高浜発電所4号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

2.2 定義

設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。

(1) 実用炉規則

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。

(2) 技術基準規則

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。

(4) 適合性確認対象設備

設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。

3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム

計画に基づき以下のとおり実施する。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。

設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）

重要度*	グレードの区分
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス
上記以外の設備に係る工事	Cクラス

※：上記の「クラス1～3」は、「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」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。

発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						
	クラス1		クラス2		クラス3		その他
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1	A		B				
R2							
R3			C				

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）

重要度	グレードの区分
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の流れを第 3.2-1 図に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第 3.2-1 表に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第 3.2-1 表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

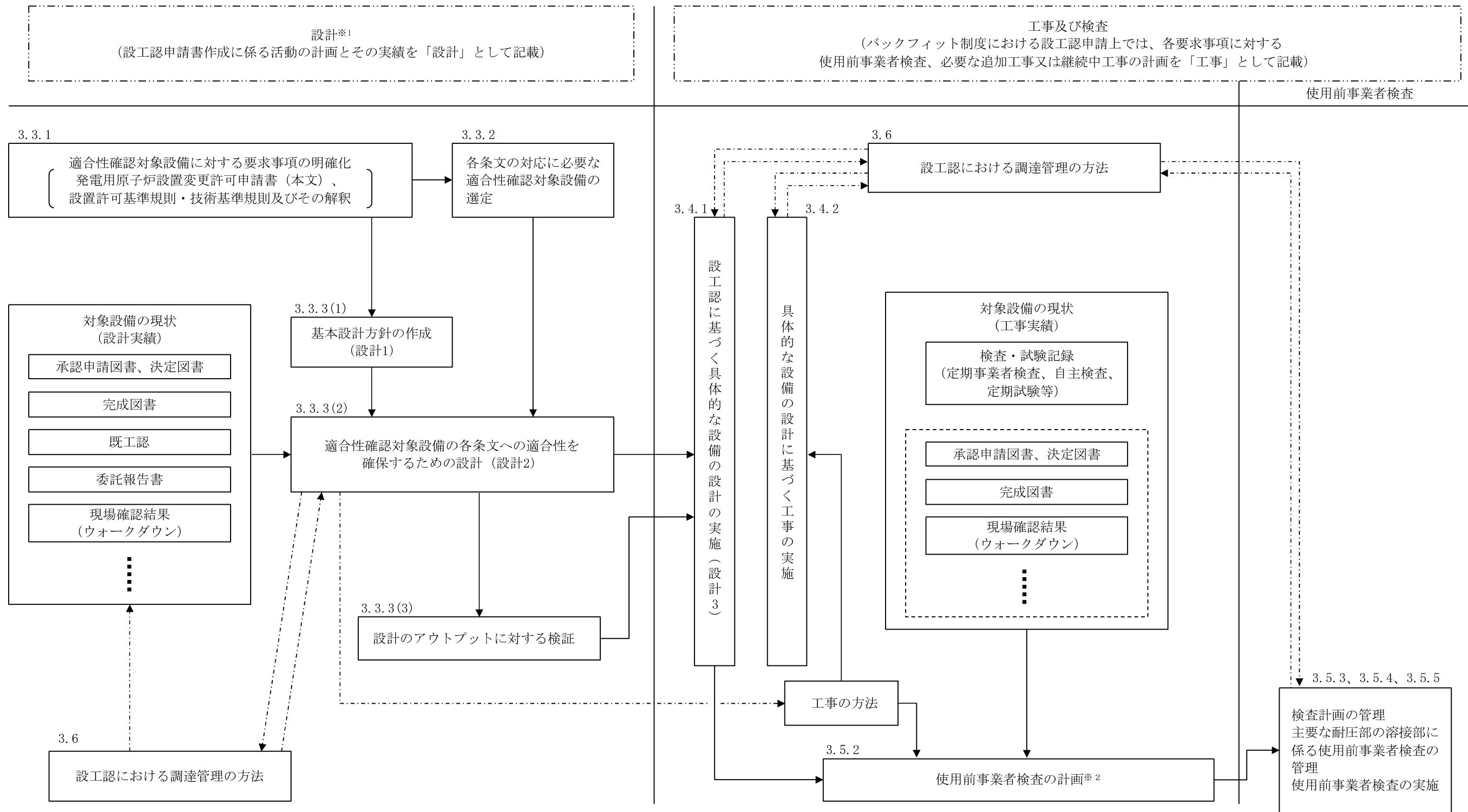
なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第 3.2-1 表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計 1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。



※1: バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成(設計1)し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計(設計2)を行う業務をいう。
また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。

※2: 条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法(代替確認の考え方を含む。)の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。

—— : 設工認の範囲
- - - - - : 必要に応じ実施する業務の流れ

第 3.2-1 図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ

3.3 設計に係る品質管理の方法

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。

また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用し

て実施する。

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかにより、設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計3）を実施する。

- ・自社で設計する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。

①実設備の仕様の適合性確認

②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、①を第3.5-1表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。

②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3.5-1 表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。

使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実

施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。

実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設計 要求	設置 要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査
		機能 要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査
	評価 要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	

3.6 設工認における調達管理の方法

設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

(1) 調達文書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）

調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。

V. 変更の理由

中央制御室の居住性を確保するための防護措置のうち、重大事故等時の居住性に係る被ばく評価については、3号機及び4号機の同時被災を考慮した場合への適合性を確保している。

今回の設計及び工事の計画においては、1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮した場合の重大事故等時の居住性に係る被ばく評価について、発電用原子炉施設の基本設計方針等の変更を行う。

VI. 添付書類

1. 添付資料
2. 添付図面

1. 添付資料

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 2 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 3 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書

資料 4 中央制御室の居住性に関する説明書

2. 添付図面

第1図 放射線管理施設に係る図面

(1) 添 付 資 料

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 2 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 2-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 2-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

資料 3 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書

別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要

資料 4 中央制御室の居住性に関する説明書

別添 中央制御室空調装置のフィルタ除去性能の維持について

別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要

資料1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1 - 1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T4-添1-1-1
2. 基本方針	T4-添1-1-1
3. 記載の基本事項	T4-添1-1-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
へ. 計測制御系統施設の構造及び設備	
(5) その他の主要な事項	T4-添1-1-へ-1
(v) 中央制御室	

1. 概要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（五号）」と設計及び工事の計画のうち「基本設計方針」及び「機器等の仕様に関する記載事項（以下「要目表」という。）」について示す。

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「添付書類八」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（五号）」に記載する順とする。
- (3) 設置許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置許可申請書と整合していることを明示する。
- (4) 設計及び工事の計画のうち要目表は、必要により既認可分を記載する。
- (5) 「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載する。欄内に記載しきれないものについては別途、二重枠囲みにより記載する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>へ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(5) その他主要な事項</p> <p>(v) 中央制御室</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p>	<p>6.10 制御室</p> <p>6.10.2 重大事故等時</p> <p>6.10.2.2 設計方針</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p>	<p>【放射線管理施設】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>2. 換気設備、生体遮蔽装置</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えない設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p>		

資料 1 - 2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T4-添1-2-1
2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	T4-添1-2-1

1. 概要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

今回の設計及び工事計画申請書において、高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることに関して、令和2年7月9日付け原規規発第2007092号にて認可の設計及び工事計画書の内容から変更がないことから、設置許可申請書と整合しており、当該基準に適合している。

資料2 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

- 資料 2-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
- 資料 2-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

資料 2-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T4-添2-1-1
2. 基本方針	T4-添2-1-1
3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等	T4-添2-1-3
3.1 設計、工事及び検査に係る組織 (組織内外の相互関係及び情報伝達含む。)	T4-添2-1-3
3.1.1 設計に係る組織	T4-添2-1-4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	T4-添2-1-4
3.1.3 調達に係る組織	T4-添2-1-4
3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査	T4-添2-1-7
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	T4-添2-1-7
3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査	T4-添2-1-7
3.3 設計に係る品質管理の方法	T4-添2-1-10
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	T4-添2-1-10
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	T4-添2-1-10
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証	T4-添2-1-12
3.3.4 設計における変更	T4-添2-1-22
3.4 工事に係る品質管理の方法	T4-添2-1-22
3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施 (設計3)	T4-添2-1-22
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	T4-添2-1-23
3.5 使用前事業者検査の方法	T4-添2-1-24
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	T4-添2-1-24
3.5.2 使用前事業者検査の計画	T4-添2-1-24
3.5.3 検査計画の管理	T4-添2-1-28
3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	T4-添2-1-28
3.5.5 使用前事業者検査の実施	T4-添2-1-28
3.6 設工認における調達管理の方法	T4-添2-1-33
3.6.1 供給者の技術的評価	T4-添2-1-33
3.6.2 供給者の選定	T4-添2-1-33
3.6.3 調達製品の調達管理	T4-添2-1-33
3.6.4 請負会社他品質監査	T4-添2-1-37
3.6.5 設工認における調達管理の特例	T4-添2-1-37
3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ	T4-添2-1-38

3.7.1	文書及び記録の管理	T4-添2-1-38
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	T4-添2-1-42
3.8	不適合管理	T4-添2-1-42
4.	適合性確認対象設備の施設管理	T4-添2-1-43
4.1	使用開始前の適合性確認対象設備の保全	T4-添2-1-43
4.1.1	工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	T4-添2-1-43
4.1.2	設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設 又は可搬の設備	T4-添2-1-43
4.2	使用開始後の適合性確認対象設備の保全	T4-添2-1-43
様式-1	本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）	T4-添2-1-45
様式-2(1/2)	設備リスト（例）（設計基準対象施設）	T4-添2-1-46
様式-2(2/2)	設備リスト（例）（重大事故等対処設備）	T4-添2-1-47
様式-3	技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）	T4-添2-1-48
様式-4(1/2)	施設と条文の対比一覧表（例）（設計基準対象施設）	T4-添2-1-49
様式-4(2/2)	施設と条文の対比一覧表（例）（重大事故等対処設備）	T4-添2-1-50
様式-5	設工認添付書類星取表（例）	T4-添2-1-51
様式-6	各条文の設計の考え方（例）	T4-添2-1-52
様式-7	要求事項との対比表（例）	T4-添2-1-53
様式-8	基準適合性を確保するための設計結果 と適合性確認状況一覧表（例）	T4-添2-1-54
様式-9	適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード 及び実績（設備関係）（例）	T4-添2-1-55
添付1	当社におけるグレード分けの考え方	T4-添2-1-56
添付2	技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての 基本的な考え方	T4-添2-1-65
添付3	設工認における解析管理について	T4-添2-1-67
添付4	当社における設計管理・調達管理について	T4-添2-1-74

1. 概要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）に基づき、設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画、並びに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、設工認における、「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として、以下に示す2つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの方法により行った管理の具体的な実績を、様式-1「本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）に取りまとめる。

- a. 実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認対象設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- b. 前項 a で作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し、工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。）

これらの設計に係る記載事項には、設計の要求事項として明確にしている事項及びその審査に関する事項、設計の体制として組織内外の相互関係、設計・開発の各段階における審査等に関する事項並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」として、設工認申請（届出）時点で設置されている設備、工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法」及び「3.5 使用前事業者検査の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を、様式-1に取りまとめる。

工事及び検査に係る記載事項には、工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその審査に関する事項、工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性、資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。）、工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視測定、妥当性確認及び検査等に関する事項（記録、識別管理、トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3) 設工認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備は、必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり、その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4) 設工認で記載する設計、工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計、工事及び検査は、設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制のもとで実施するため、上記以外の責任と権限、原子力の安全の確保の重視、必要な要員の力量管理を含む資源の管理及び不適合管理を含む評価及び改善については、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に従った管理を実施する。

また、当社の品質保証活動は、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動と一体

となった活動を実施している。

3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、品質マネジメントシステム及び保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき実施する。

また、特定重大事故等対処施設にかかわる秘匿性を保持する必要がある情報については以下の管理を実施する。

(1) 秘密情報の管理

「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」（平成26年9月18日原子力規制委員会）及び同ガイドを用いて作成した情報を含む文書（以下「秘密情報」という。）については、秘密情報の管理に係る管理責任者を指定し、秘密情報を扱う者（以下「取扱者」という。）の名簿での登録管理を実施する。また、秘密情報を含んだ電子データは取扱者以外の者のアクセスを遮断するためパスワードの設定等を実施する。

(2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

上記(1)以外の特定重大事故等対処施設に関する情報を含む文書については、業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理する。また、特定重大事故等対処施設に係る調達の際、当該情報を含む文書等について業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理することを要求する。

以下に、設計、工事及び検査、調達管理等のプロセスを示す。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設工認に基づく設計、工事及び検査は、第3.1-1図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法」）、工事（「3.4 工事に係る品質管理の方法」）、検査（「3.5 使用前事業者検査の方法」）並びに調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第3.1-1表に示す。

第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査並びに調達について、責任と権限を持つ。

各主任技術者は、それぞれの職務に応じた監督を行うとともに、相互の職務について適宜情報提供を行い、意思疎通を図る。

設計から工事及び検査への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達など、組織

内外や組織間の情報伝達については、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設工認に基づく設計は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する組織として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため、第3.1-1図に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

設工認に基づく工事は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.4 工事に係る品質管理の方法」に係る箇所が工事を主管する組織として実施する。

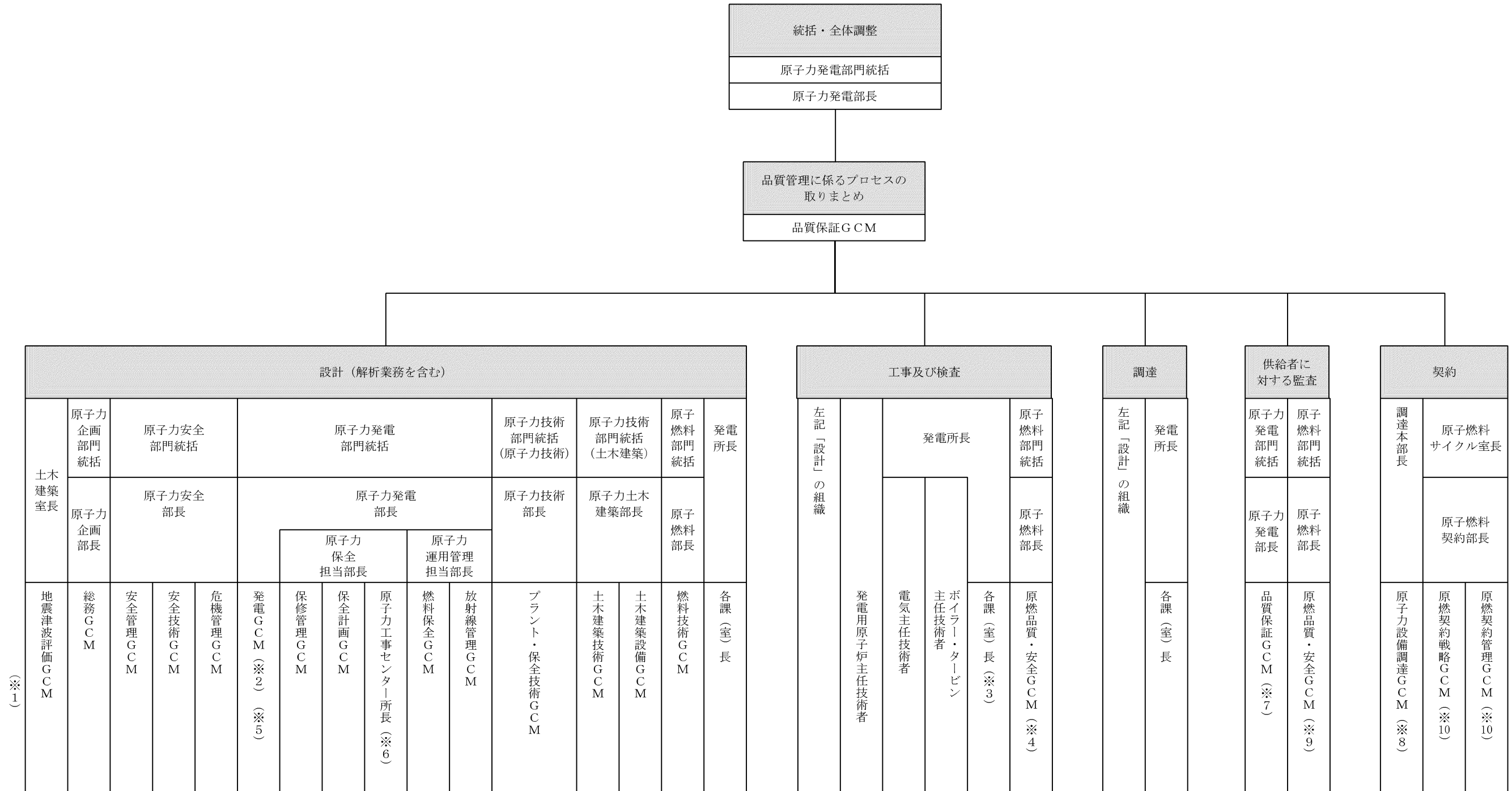
設工認に基づく検査は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.5 使用前事業者検査の方法」に係る箇所が検査を担当する組織として実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、第3.1-1表に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計、工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。



（※1）

※1：「G」は「グループ」、「CM」は「チーフマネジャー」をいう。
 ※2：検査（主要な耐圧部の溶接部、燃料体を除く。）に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長（発電所組織においては、技術課長とする。）
 ※3：主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
 ※4：燃料体検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
 ※5：設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長
 ※6：設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長（設計における変更において原子力工事センター所長が設計を主管する箇所とならない場合は、当該変更に係る設計を主管する箇所の長の代表者とする。）
 ※7：定期的な請負会社品質監査以外の監査においては、各GCM、センター所長又は各課（室）長
 ※8：これ以外の箇所で行う契約においては、各GCM、センター所長又は各課（室）長
 ※9：原子燃料関係の調達先の監査
 ※10：原子燃料関係の契約

第3.1-1図 適合性確認に関する体制表

第3.1-1表 設計及び工事の実施の体制

	プロセス	主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.4 3.5	工事に係る品質管理の方法 使用前事業者検査の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 品質保証室 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 第一発電室 発電所 第二発電室 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.6	設工認における調達管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認における設計は、設工認申請（届出）時点で設置されている設備を含めた設工認対象設備に対し、第3.2-1表に示す「設工認における設計、工事及び検査の各段階」に従って技術基準規則等の要求事項への適合性を確保するために実施する工事の設計である。

この設計は、設工認品質管理計画「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に示すグレード分けに従い管理を実施する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。

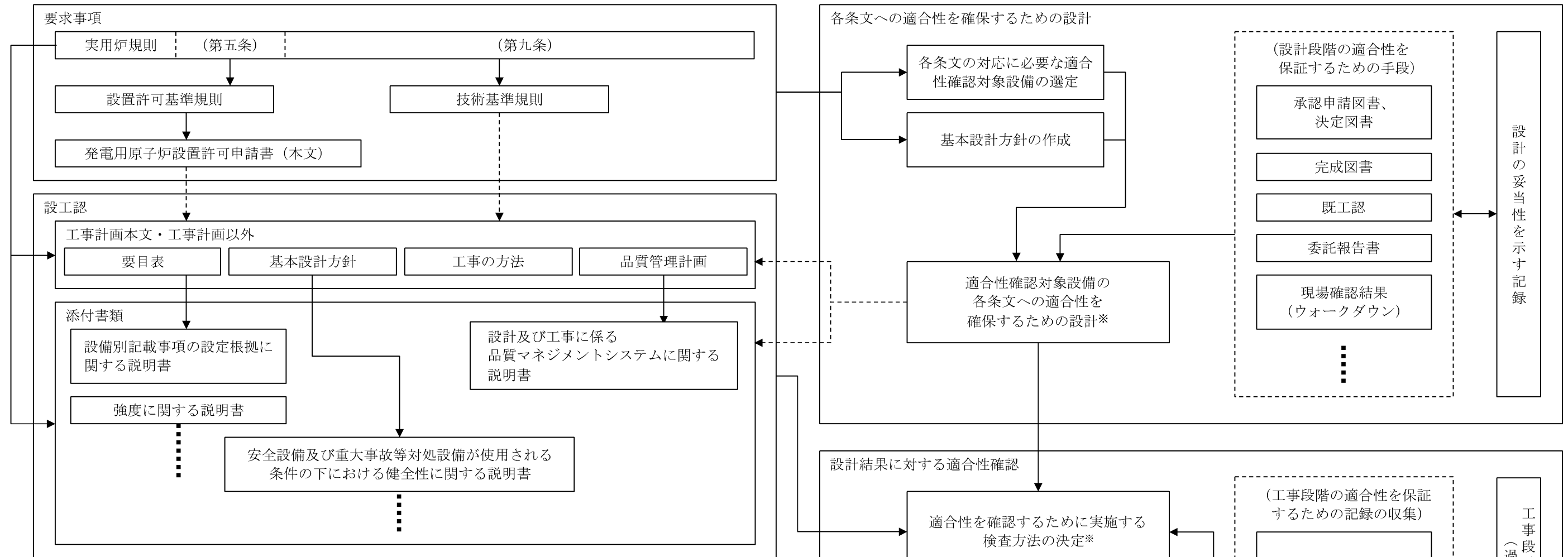
また、適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第3.2-1図に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、第3.1-1表に示す設計及び工事を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第3.2-1表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。



※：基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表

発電用原子炉施設の種類			項目番号	1			～
〇〇施設			基本設計方針	～に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。			～
			要求種別	評価要求			～
設備区分	機器区分	関連条文	設備名称	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法	～
～設備	ポンプ	〇〇条	恒設代替 低圧注水ポンプ	設置許可で確認した地盤上の〇〇建屋内に設置	・・・	据付検査 ・・・	～
				・・・	・・・		～
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	～

第 3.2-1 図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

3.3 設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計として、「要求事項の明確化」、「適合性確認対象設備の選定」、「基本設計方針の作成」及び「適合性を確保するための設計」、「設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、以下の事項により、設工認に必要な要求事項を明確にする。

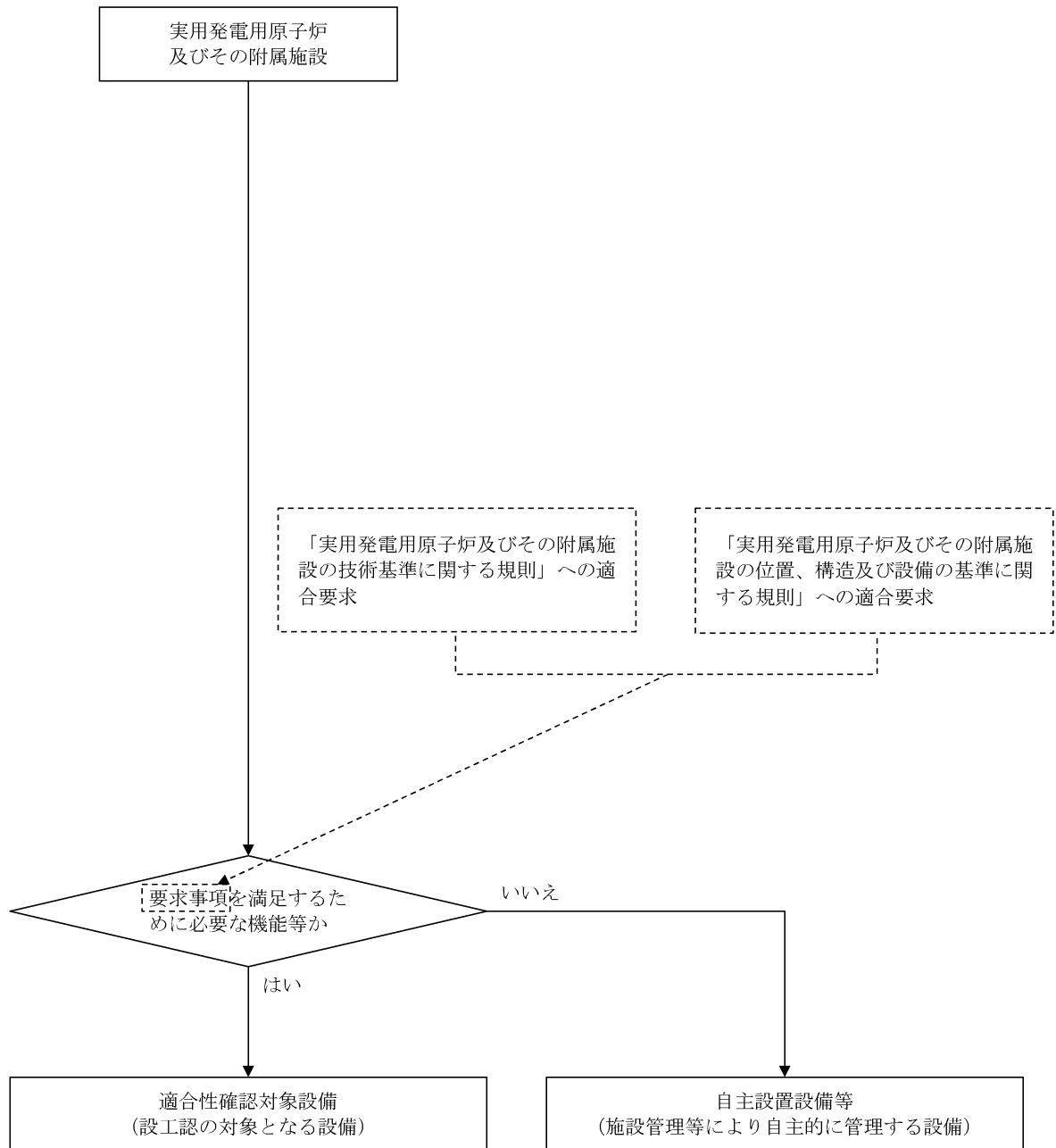
- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・技術基準規則
また、必要に応じて以下を参照する。
- ・許可された設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めた適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。

適合性確認対象設備を明確にするため、設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち、設工認の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ第3.3-1図に示すフローに基づき抽出する。

抽出した結果を様式-2(1/2)～(2/2)「設備リスト（例）」（以下「様式-2」という。）の該当する条文の設備等欄に整理するとともに、設備／運用、既設／新設、要求事項に対して必須の設備・運用の有無、実用炉規則 別表第二の記載対象設備に該当の有無、既工認での記載の有無、実用炉規則 別表第二に関連する施設区分／設備区分及び設置変更許可申請書添付八主要設備記載の有無を明確にする。



第3.3-1図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計2」として、「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて、設工認に必要な書類等を作成する。
- ・「設計のアウトプットに対する検証」として、「設計1」及び「設計2」の結果について、検証を実施する。

これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

設計を主管する箇所の長は、様式-2で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、以下により適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

- (a) 技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）」（以下「様式-3」という。）の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。
- (b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4(1/2)～(2/2)「施設と条文の対比一覧表（例）」（以下「様式-4」という。）の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- (c) 様式-2で明確にした適合性確認対象設備を実用炉規則別表第二の設備区分ごとに、様式-5「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式-5」という。）で機器として整理する。

また、様式-4で取りまとめた結果を用いて、設備ごとに適用される技術基準規則の条番号を明確にし、技術基準規則の各条番号と設工認との関連性を含めて、様式-5で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所のは、以下により、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお、基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付2「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

- (a) 様式-7「要求事項との対比表（例）」（以下「様式-7」という。）に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文及びその解釈、並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し、その内容を見ながら、設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。
- (b) 基本設計方針の作成に併せて、基本設計方針として記載する事項及びそれらの設工認申請書の添付書類作成の考え方（理由）、基本設計方針として記載しない場合の考え方、並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。
- (c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6、並びに各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4を用いて、施設ごとの基本設計方針を作成する。
- (d) 作成した基本設計方針を基に、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認申請書の添付書類との関連性を様式-5で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

設計を主管する箇所のは、様式-2で整理した適合性確認対象設備に対し、変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を、「設計1」の結果を用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

設計を主管する箇所の長は、基本設計方針（「3.3.3(1) 基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下の流れで分類し、技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

- (a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。
- (b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。
- (c) 抽出したキーワードを基に要求事項を第3.3-1表に示す要求種別に分類する。
- (d) 分類した結果を、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。
- (e) 設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。
 - ・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
 - ・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し、冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
 - ・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4及び様式-5で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
 - ・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針）

b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様を含む。）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために、以下により、必要な詳細設計を実施する。

また、具体的な設計の流れを第3.3-2図に示す。

- (a) 第3.3-1表に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、適合性確認対象設備が技術基準規則等への必要な設計要求事項の適合性を確保するために必要な詳細設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定めるための設計を実施する。

(b) 様式-6で明確にした詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で、評価を実施する。

また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実に実施し、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約した上で、兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が行われることを確実にするために、組織間の情報伝達を確実に実施し、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねた側においても、その設計結果を確認する。

ニ. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われることを確実にするため、組織間の情報伝達を確実に実施し、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

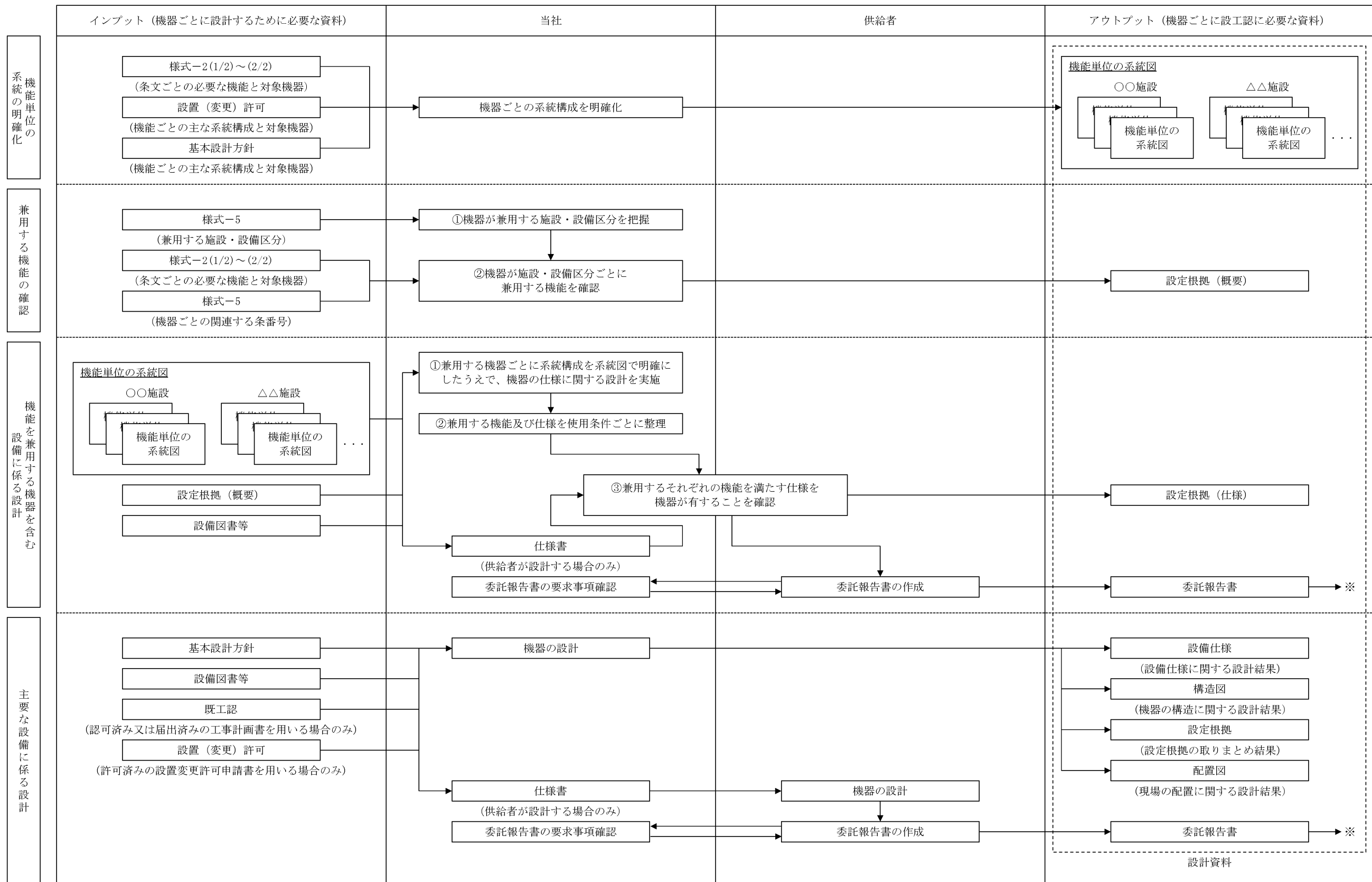
上記イ～ニの場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために検査を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1に取りまとめるとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

(c) 第3.3-1表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、基本設計方針を作成した箇所の長にて、保安規定に必要な対応を取りまとめる。

第3.3-1表 要求種別ごとの適合性の確保に必要なとなる主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別		主な設計事項		設計方針の妥当性を示す記録	
設備	設計要求	設置要求	目的とする機能・性能を有する設備の選定 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面、構造図、仕様書） 等	
		機能要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした、実際に使用する系統構成・設備構成の決定	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 系統図 設備図書（図面、構造図、仕様書） 等
			目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて）	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面、構造図、仕様書） インターロック線図 算出根拠（計算式等） カタログ 等
		評価要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることの確認のための解析（耐震評価、耐環境評価）	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む。） 解析計画（解析方針） 委託報告書（解析結果） 手計算結果 等
運用	運用要求	保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	—	



※：委託報告書の図面等を設計のインプットとして使用する場合は、当社が承認したのち、設備図書等として取り扱う。また、供給者が工事にて設計を実施した場合は、委託報告書を総括報告書に読み替える。

第 3.3-2 図 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所のは、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、以下の活動を実施し、品質を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の信頼性を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の信頼性を確保するために、供給者に対し、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成26年3月 一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し、それに従った品質マネジメントシステム体制のもとで解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付3「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務実施計画書等により文書化する。

なお、解析業務の計画には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- ・使用する計算機プログラムとその検証結果※

※：解析業務実施計画書の作成段階で、使用する計算機プログラムの検証が完了していない場合は、計算機プログラムの検証計画を解析業務実施計画書に記載し当社に提出させ、また計算機プログラム検証後にその結果を当社へ提出させる。

- ・解析業務の実施体制
- ・解析結果の検証
- ・委託報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

- ・記録の保管管理

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を定めるとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・簡易的なモデルによる解析解の検算
- ・標準計算事例を用いた解析による検証
- ・実験又はベンチマーク試験結果との比較
- ・他の計算機プログラムによる計算結果との比較 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質マネジメントシステム上の要求事項として、ISO9001の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し、適切な版を管理することを要求する。

これにより、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務実施計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、また計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力結果及び解析結果について、解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」で取りまとめた様式-8を設計のアウトプットとして、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

(4) 設工認申請（届出）書の作成

設計を主管する箇所の長は、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「記載すべき事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの基本設計方針のまとめ

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、基本設計方針に対する詳細設計の結果、及び設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて、実用炉規則別表第二に示された添付書類を作成する。

なお、実用炉規則別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

設計を主管する箇所の長は、作成した設工認申請書案について、要員を指揮して、以下の要領でチェックする。

- (a) 設計を主管する箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) チェックの結果としてコメントが付されている場合は、その反映要否を検討し、必要に応じ資料を修正した上で、再度チェックする。
- (c) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認申請書案のチェックを完了する。

(5) 設工認申請（届出）書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について、設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

また、設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電安全委員会の審議及び確認を得た設工認申請書について、原子力規制委員会及び経済産業大臣への提出手続きを承認する。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく具体的な設備の設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設備の設計結果（既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認することを含む。）を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

本店組織又は発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施する。

(2) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本店組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で使用前事業者検査を含めて実施する。

また、設工認に基づき設置する設備のうち、既に工事を着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

- (2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

なお、この工事の中で適合性確認を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、「検査・試験通達」に従い、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を実施する。

①実設備の仕様の適合性確認

②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、①を設工認品質管理計画の第 3.5-1 表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA 検査」という。）として実施する。

②については工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録（工事実施箇所が採取した記録・ミルシート等。）の信頼性確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を取りまとめた様式-8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3.3-1 表の要求種別ごとに第 3.5-1 表に示す確認項目、確認視点及び主

な検査項目を基に計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式－8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査を担当する箇所の長は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.3-1表の要求種別ごとに定めた第3.5-1表に示す確認項目、確認視点、主な検査項目の考え方を使得、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。第3.5-1表の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を第3.5-2表に示す。

- a. 様式－8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第3.5-2表に示す「検査項目、検査概要、判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する以下の内容を、様式－8の「確認方法」欄に取りまとめる。なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。
 - (a) 検査項目
 - (b) 検査方法

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	据付検査 状態確認検査 外観検査	
		機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様(要目表)	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 耐圧検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	漏えい検査 特性検査 機能・性能検査
	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、設置要求、機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	

第3.5-2表 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格 ^{※1※2} 等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格 ^{※1※2} 等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査 可搬型設備の実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査 ^{※3}	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していること。
QA 検査	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

※1：消防法及びJIS

※2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

※3：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程及び調達先の工事工程を加味した適合性確認の検査計画を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

なお、検査計画は、進捗状況に合わせて関係箇所と適宜調整を実施する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、「検査・試験通達」に基づき、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

検査を担当する箇所の長は、組織的独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、第3.5-1図を参考に検査要領書で明確にする。

なお、検査における役務は、以下のとおりとする。

a. 総括責任者

- ・発電所における保安に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査を除く。）
- ・燃料体の工事に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査に限る。）

b. 主任技術者

- ・検査内容、手法等に対して指導・助言を行うとともに、検査が適切に行われていることを確認する。

- ・ 検査要領書制定時の審査並びに検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を審査する。
 - ・ 発電用原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
 - ・ ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
 - ・ 電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。
- c. 品質保証責任者
- ・ 品質マネジメントシステムの観点から、検査範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定又は改訂が適切に行われていることを審査する。（QA検査を除く。）
- d. 検査実施責任者
- ・ 検査を担当する箇所の長からの依頼に基づき検査を実施する。
 - ・ 検査要領書を制定する。また、検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を確認、承認し、関係者に周知する。
 - ・ 検査員から報告された検査結果（合否判定）が技術基準規則に適合していることを最終確認し、若しくは自らが合否判定を実施し、リリース許可する。
- e. 検査員
- ・ 検査実施責任者からの指示に従い、検査を実施する。
 - ・ 検査要領書の判定基準に従い、立会い又は記録の確認により合否判定する。
 - ・ 検査記録及び検査成績書を作成し、検査実施責任者へ報告する。
- f. 助勢員
- ・ 検査実施責任者又は検査員からの指示に従い、検査に係る作業を行う。
 - ・ 検査員の役務内容のうち、合否判定以外を行う。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「検査・試験通達」に基づき、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定した様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法に従った使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

また、検査を担当する箇所の長は、検査目的、検査場所、検査範囲、設備項目、

検査方法、判定基準、検査体制、不適合処置要領、検査手順、検査工程、検査用測定機器、検査成績書の事項等を記載した検査要領書を作成し、主任技術者（燃料体に係る検査を除く。）及び品質保証責任者（QA検査は除く。）の審査を経て検査実施責任者が制定する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にするとともに、適合性確認対象設備ではない使用前事業者検査の対象を明確にする。

各検査項目における代替検査を行う場合、「3.5.5(4) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 代替検査の確認方法の決定

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- ・ 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- ・ 構造上外観が確認できない場合
- ・ 系統に実注入ができない場合
- ・ 電路に通電できない場合
- ・ 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）※

※：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは、以下の場合をいう。

- ・ 材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・ 寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による審査を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- ・ 設備名称

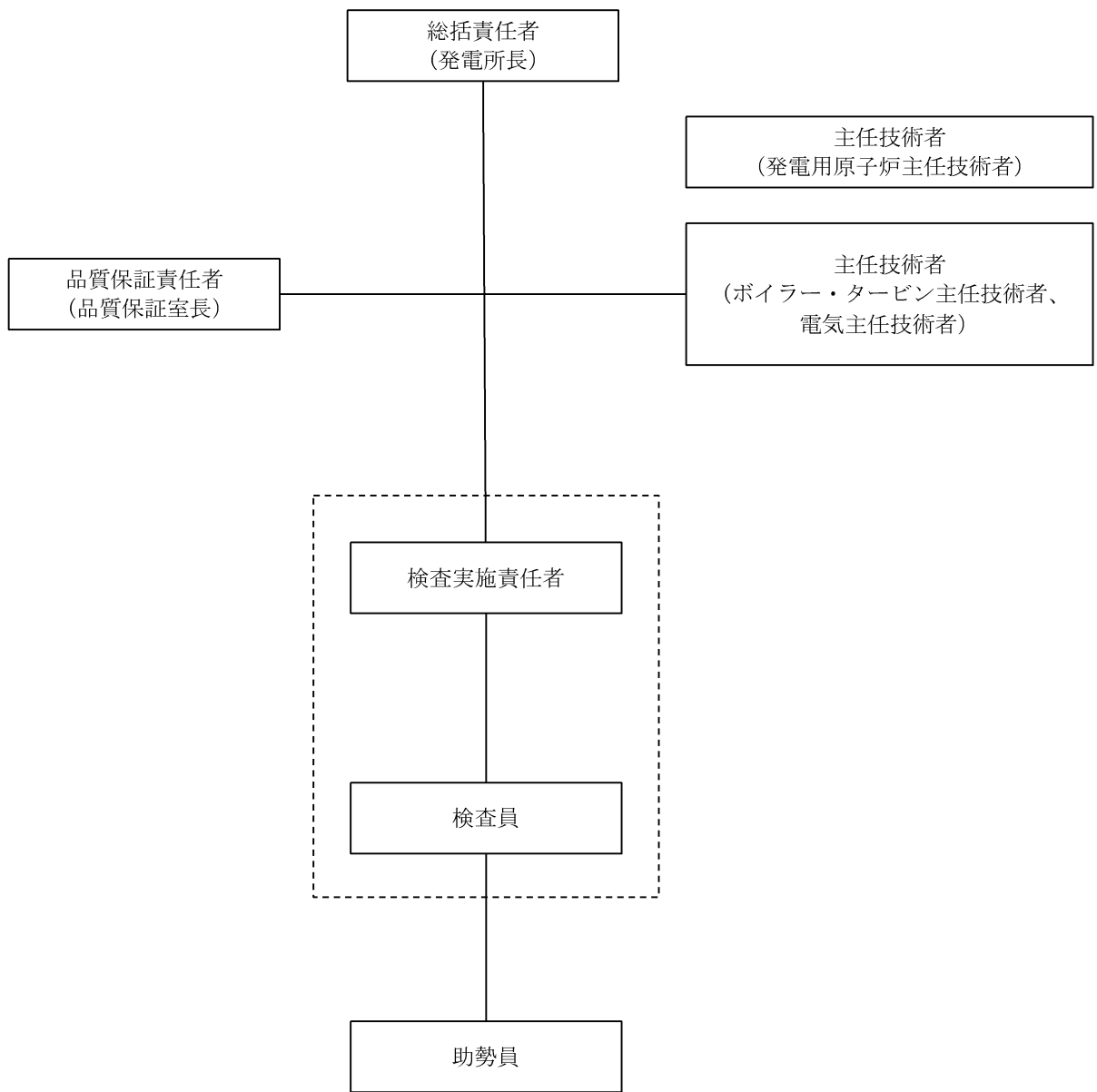
- ・ 検査項目
- ・ 検査目的
- ・ 通常の方法で検査ができない理由
 - (例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
 - 現状の設備構成上の困難性
 - 作業環境における困難性 等
- ・ 代替検査の手法及び判定基準
- ・ 検査目的に対する代替性の評価

(5) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査員等を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで使用前事業者検査を実施し、その結果を検査を担当する箇所の長に報告する。

報告を受けた検査を担当する箇所の長は、検査プロセスが検査要領書に基づき適正に実施されたこと、及び検査結果が判定基準を満足していることを確認したのち、検査結果を受領する。

また、検査を担当する箇所の長は、受領した検査結果を主任技術者に通知する(燃料体に係る検査を除く。)とともに、総括責任者に報告する。



破線部は工事を主管する箇所から組織的独立した者

第3.5-1図 検査実施体制 (例)

3.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「施設管理調達」、「原子力部門における調達管理調達」及び「原子燃料サイクル調達」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。（添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照）

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響、供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、当社においては、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、設計管理及び調達管理に係るグレード分けを適用している。

設工認に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績は様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-9」という。）に取りまとめる。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までのグレードごとの流れ、各グレードで実施した各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1(1/3)～(3/3)」に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力の安全に及ぼす影響及び供給者の実績等を考慮し、グレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子力施設の安全機能に係る機器

等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下のa～oを記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理[※]する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

※：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス、Cクラス又は「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、設計・開発を適用する場合は、仕様書の作成に必要な設計として、添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「2. 仕様書作成のための設計について」の活動を実施する。

- a. 工事又は購入に関する機器仕様（グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）を含む。）
- b. 供給者が実施する業務範囲
- c. 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する以下の要求事項（出荷許可の方法を含む。）
 - (a) 法令、基準、規格、仕様、図面、プロセス要求事項等の技術文書の引用
 - (b) 当社の承認を必要とする範囲（手順、プロセス等）
 - (c) 適用する法令、基準、規格等への適合性及び技術的な妥当性等を保証するために必要な要求事項
 - (d) グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に応じた性能、機能、設計のインターフェイス、材料・部品、製作、据付、検査・試験、洗浄、保管、取扱い、梱包、運転上の要求事項等の要求の範囲・程度
 - (e) 主要部材の品名・仕様（寸法・材質等）、数量
 - (f) 部材の保存に関する要求事項
 - (g) 検査・試験に関する要求事項
 - (h) 特殊な装置等を取り扱う場合、装置等を安全かつ適正に使用するために必要な設備の機能・取扱方法
 - (i) 設備が安全かつ適正に機能するために必要な運転操作、並びに保守及び保管における注意・考慮すべき事項
- d. 要員の適格性確認に関する要求事項
- e. 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - (a) 当社が要求する品質マネジメントシステム規格[※]

※：ISO9001を基本とし、設工認品質管理計画及び保安規定の要求事項及びIAEA基準の特徴、並びにキャスク問題等の不適合反映の要求事項を考慮した、原子力発電所の保守等に係る品質マネジメントシステム仕様をいう。

(b) 文書・記録に関する要求事項

(c) 外注先使用時における要求事項

f. 特殊工程等に関する要求事項

g. 秘密情報の範囲

h. 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項

i. 健全な安全文化を育成し及び維持するために必要な要求事項

j. 調達製品を当社に引き渡す場合における調達要求事項への適合の証拠となる記録の提出に関する要求事項

k. 製品の引渡し後における製品の維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の提供及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する要求事項

l. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付3「設工認における解析管理について」参照）

m. 悪天候における屋外機材の安全確保措置

n. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項

o. 調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に従い、業務の実施に当たって必要な図書（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス及びBクラス、「別表1(2/2)」に示すSA常設、及び「別表4」に示す業務委託のグレードI、作業計画書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製

品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

a. 検査・試験

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、「検査・試験通達」に基づき工場又は発電所で検査・試験を実施する。

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、検査・試験のうち、当社が立会又は記録確認を行う検査・試験に関して、以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ、それを事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査・試験を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査・試験項目
- ・適用法令、基準、規格
- ・検査・試験装置仕様
- ・検査・試験の方法、手順、記録項目
- ・品質管理員における作業記録、作業実施状況、検査データの確認時期、頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査・試験成績書の様式
- ・測定機器、試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査・試験を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備のグレード分けの区分に応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

なお、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）については、当社にて機能・性能の確認をするための検査・試験を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入れに当た

り、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 請負会社他品質監査（「3.6.4 請負会社他品質監査」参照）

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

（請負会社他品質監査を実施する場合の例）

- ・設備：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示すAクラス、Bクラス及びCクラスのうち設工認申請等の対象設備並びにSA常設に該当する場合（原則として3年に1回の頻度で実施）
 - ・役務：過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表4」に示すグレードIに該当する場合
- また、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先の監査を行う。
- ・供給者が実施した外注先に対する品質監査、又は更に外注先が実施した外注又は下請会社の品質マネジメントシステム状況が不十分と判断した場合
 - ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

- (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」の第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを「原子力部門における文書・記録管理通達」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第3.7-1表に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第3.7-1図に示す。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は、当社の文書管理下で第3.7-1表に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

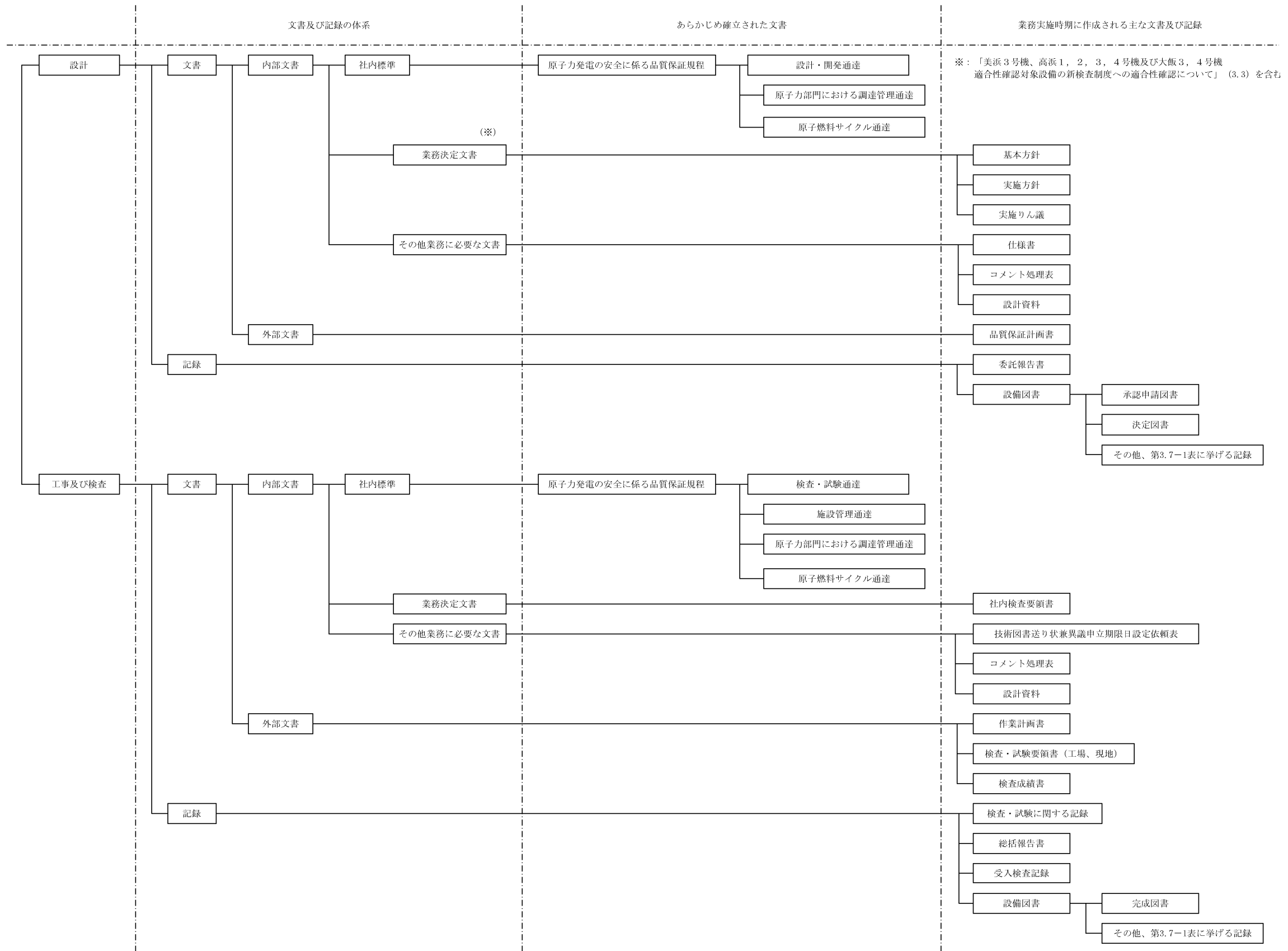
(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、第3.7-1表に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備のうち、既に工事を着手し設工認申請（届出）時点で工事を継続している設備、並びに添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）の設備に対して記録確認検査を実施する場合は、検査に用いる文書及び記録の内容が、使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること。）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

第3.7-1表 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
承認申請図書、決定図書	設備の工事中の図書であり、このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては、工事完了後に完成図書として管理する図書
完成図書	品質マネジメントシステム体制下で作成され、建設当時から設備の改造等に併せて最新版に管理している図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画書の認可を受けた図書で、当該設工認に基づく使用前検査の合格を以って、その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む。）
委託報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果の記録（解析結果を含む。）
供給者から入手した文書・記録	供給者を通じて入手した、供給者所有の設計図書、製作図書、検査記録、ミルシート等
製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で、設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



第3.7-1図 設計、工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

a. 当社所有の計量器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 計量器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の状態を明確にするため、計量器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。

なお、計量器が故障等で使用できない場合、使用禁止を計量器管理台帳に記載するとともに、修理等で使用可能となれば、使用禁止から校正日へ記載を変更することで、使用可能であることを明確にする。

ロ. 有効期限表示ラベルによる識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、計量器の校正の状態を明確にするため、有効期限表示ラベルに必要事項を記載し、計量器の目立ちやすいところに貼り付けて識別する。

b. 当社所有以外の計量器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、供給者所有の計量器を使用する場合、計量器の管理が適正に行われていることを確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁、配管等を、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については「不適合管理および是正処置通達」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、「施設管理通達」の「保全計画の策定」の中の「設計および工事の計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施している。また、特定重大事故等対処施設に関わる秘匿性を保持する必要がある情報については、3. (1)、(2)に示す「秘密情報の管理」及び「セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理」を実施している。

施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第4-1図に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

工事又は検査を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の保全を、以下のとおり実施する。

4.1.1 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

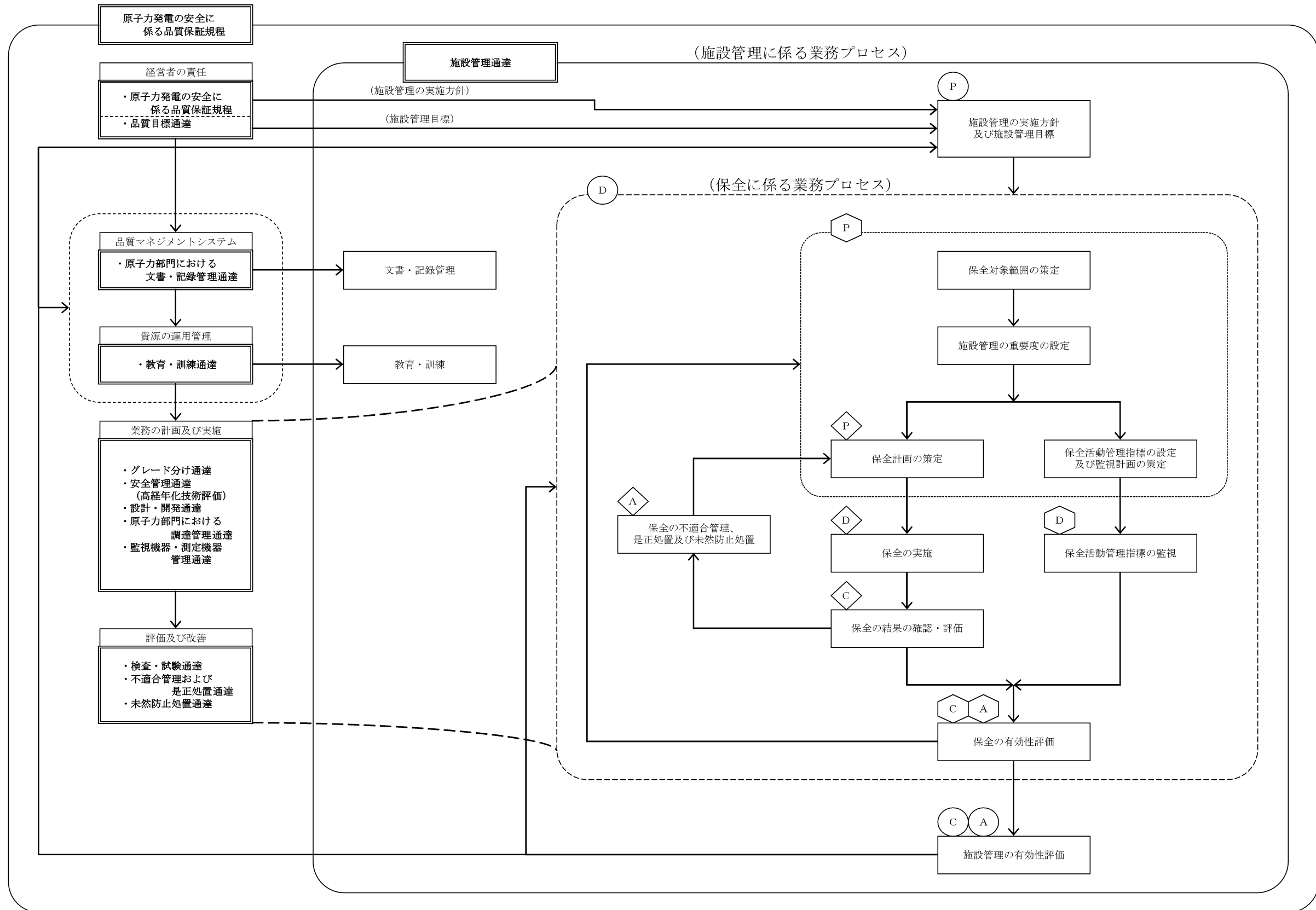
工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.2 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。



◇ ○ : JEAC4209-2007 MC-4「保守管理」の【解説4】に示す3つのPDCAサイクルに相当する。

第4-1図 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	他の記録類
		原子力 事業本部	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化						
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定						
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）						
	3.3.3(2)	使用前事業者対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）						
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証						
	3.3.3(4)	設工認認可申請（届出）書の作成						
	3.3.3(5)	設工認認可申請（届出）書の承認						
工事及び検査	3.4.1	工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）						
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施						
	3.5.2	使用前事業者検査の計画						
	3.5.3	検査計画の管理						
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理						
	3.5.5	使用前事業者検査の実施						
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ						

設備リスト (例) (設計基準対象施設)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
網掛け欄は記載設備に応じて記載する。

設置許可 ／ 技術基準 規則	設置許可基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	必要な機能等	設備等	設備 ／ 運用	既設 ／ 新設	要求事項に 対して必須の 設備、運用か (○、×)	実用炉規則 別表第二の 記載対象 設備か (○、×)	既工認に 記載されて いないか (○、×)	必要な対策が (a),(b),(c) [*] のうち、 どこに対応するか	実用炉規則 別表第二に 関連する 施設・設備区分	設置変更許可 申請書 添付書類/八 主要設備 記載有無	備考

※:(a)、(b)及び(c)が示す分類は以下のとおり。
 (a): 適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの設工認に記載されていない設備
 (b): 適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの設工認に記載されている設備
 (c): 適合性確認対象外の設備(自主設置設備等)

設備リスト (例) (重大事故等対処設備)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
網掛け欄は記載設備に応じて記載する。

設置許可基準規則 / 技術基準規則 条 文	技術基準規則及び解釈	設備 (既設+新設)	添 付 八 設 備 仕 様 記 載	系 統	設備種別		設備 or 運 用 設備:○ 運用:×	詳細設計に関する事項					フ ロ ー に よ る 分 類 [※]	実 用 炉 規 則 別 表 第 二 に 関 連 す る 施 設 ・ 設 備 区 分	今 後 の 設 工 認 載 分 類 案 ○: 要 目 + 基 本 設 計 方 針 + 関 連 添 付 △: 基 本 設 計 方 針
					既 設 新 設	常 設 可 撤		実 用 炉 規 則 別 表 第 二 の 記 載 対 象 設 備 か? 対 象 : ○ 対 象 外 : ×	既 工 認 に 記 載 さ れ て い る か? 記 載 有 : ○ 記 載 無 : ×	使 用 目 的 が D B E と 異 な る か? 異 な る : ○ 同 じ : ×	使 用 条 件 が D B E と 異 な る か? 異 な る : ○ 同 じ : ×	重 大 事 故 ク ラ ス が D B E と 異 な る か? 異 な る : ○ 同 じ : ×			

※:①、②、③及び④が示す分類は以下のとおり。
①: 新設の設工認認可対象 (要目表に記載)
②: 既設のうち使用目的変更・使用条件変更・機器クラスアップのいずれかを伴う設工認認可対象 (要目表に記載)
③: 既設のうち使用目的変更・使用条件変更・機器クラスアップのいずれも伴わない設工認認可対象 (要目表に記載)
④: 実用炉規則別表第二の記載要求事項のうち要目表に該当しない設工認認可対象設備 (基本設計方針のみに記載)

技術基準規則の各条文と各施設における適用可否の考え方（例）

技術基準規則 第〇〇条（〇〇〇〇〇）		条文の分類	
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	
対象施設	適用可否判断 (○□△)	理由	備考
原子炉本体			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
原子炉冷却系統施設			
計測制御系統施設			
放射性廃棄物の廃棄施設			
放射線管理施設			
原子炉格納施設			
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備		
	常用電源設備		
	補助ボイラー		
	火災防護設備		
	浸水防護施設		
	補機駆動用燃料設備		
	非常用取水設備		
	敷地内土木構造物		
緊急時対策所			
第7、13条への対応に必要なとなる施設 (原子炉冷却系統施設)			
【記号説明】		○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。	

施設と条文の対比一覧表（例）（設計基準対象施設）

条文	総則			設計基準対象施設																																																						
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48										
	適用範囲	定義	特殊な設計	地震	地震	津波	外部衝撃	立ち入り防止	不法侵入	急傾斜地	火災	洪水	避難通路	安全設備	設計基準対象施設	全交流電源喪失	材料構造	破壊の防止	流体振動	安全弁	耐圧試験	監視試験片	炉心等	熱遮蔽材	一次冷却材	燃料取扱設備	パウダリ	パウダリ隔離装置	一次冷却材処理装置	逆止め弁	蒸気タンク	非常用炉心冷却設備	循環設備	計測装置	安全保護装置	反応度制御	制御棒	原子炉制御室	廃棄物処理設備	廃棄物貯蔵設備	汚染の防止	生体遮蔽	換気設備	原子炉格納施設	保安電源設備	緊急時対策所	警報装置等	準用										
分類	—	—	—	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	共通	共通	個別	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通										
原子炉施設の種類																																																										
原子炉本体																																																										
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																																																										
原子炉冷却系統施設																																																										
計測制御系統施設																																																										
放射性廃棄物の廃棄施設																																																										
放射線管理施設																																																										
原子炉格納施設																																																										
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																																																									
	常用電源設備																																																									
	補助ボイラー																																																									
	火災防護設備																																																									
	浸水防護施設																																																									
	補機駆動用燃料設備																																																									
	非常用取水設備																																																									
	敷地内土木構造物																																																									
緊急時対策所																																																										
第7、13条への対応に必要な施設（原子炉冷却系統施設）																																																										
【記号説明】	○ 条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。 △ 条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。 — 条文要求を受ける設備がない。 □ 保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。																																																									

施設と条文の対比一覧表（例）（重大事故等対処設備）

		重大事故等対処施設																													
条文	分類	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	ハウンドリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用
原子炉施設の種類の種類		共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉本体																															
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																															
原子炉冷却系統施設																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
	緊急時対策所																														
【記号説明】		○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。										△：条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。																			
		ー：条文要求を受ける設備がない。										□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。																			

設工認添付書類呈取表（例）

別表第二 発電用原子炉 施設の種類		別表第二		機器名	関連条文		兼用する場合の 施設・設備区分		設計基準対象施設 (DB)			重大事故等対処設備 (SA)			別表第二 添付書類 【記号の定義】○:有 △:既工認済込 ●:▲:主登録側で整理されるもの ■:他号機にて作成 -:無		備考	
		設備区分	機器区分		様式-2	様式-4	主登録	兼用登録	耐震重要度分類 (当該設備)	機器クラス (当該設備)	申請区分	設備区分 (当該設備)	機器クラス (当該設備)	申請区分	設備共通			◇◇施設
															設備共通	◇◇施設		
<p>基本設計方針</p> <p>【耐震重要度分類】※ 耐震重要度分類については、「美浜3号機、高浜1、2、3、4号機及び大飯3、4号機 適合性確認対象設備の新検査制度への適合性確認について」別添3参照</p> <p>【機器クラス】※ 機器クラスについては、「美浜3号機、高浜1、2、3、4号機及び大飯3、4号機 適合性確認対象設備の新検査制度への適合性確認について」別添3参照</p> <p>※運用及び可搬型のSA設備については斜線とする。</p> <p>【申請区分】 D-1:耐震基準変更(耐震Sクラス) (B,CクラスのSクラスへの波及的影響) (共振のおそれのある耐震Bクラス設備) D-2:RCP6範囲拡大 D-3:基準変更・追加又は別表変更・追加 D-4:別表該当なし D-5:記載の適正化 D-6:使用前検査未了分</p> <p>【設備区分】 設備区分については、「美浜3号機、高浜1、2、3、4号機及び大飯3、4号機 適合性確認対象設備の新検査制度への適合性確認について」別添3参照</p> <p>【機器クラス】 機器クラスについては、「美浜3号機、高浜1、2、3、4号機及び大飯3、4号機 適合性確認対象設備の新検査制度への適合性確認について」別添3参照</p> <p>【申請区分】 S-1:SA新設(既設の新規登録含む) S-2:DBのSA使用(条件変更なし) S-3:SA既設条件アップ S-4:SA既設クラスアップ S-5:SA既設使用目的変更 S-6:基本設計方針 S-7:SA別表追加等</p> <p>要目表</p>																		
<p>〇〇発電所〇〇号機 申請対象設備</p>																		
<p>◎:申請対象(新規) ○:申請対象(既工認登録済み) □:申請対象(既工認登録なし) △:記載の適正化 ×:無</p>																		
Empty rows for data entry																		

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準の条文、解釈への適合に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	設工認資料作成の考え方（理由）	項・号	解釈	添付書類
2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
3. 設置許可添八のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
4. 添付書類等					
No.	書類名				

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則	設工認申請書 基本設計方針	設置許可申請書 本文	設置許可申請書 添付資料八	備 考

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

〇〇条

発電用原子炉施設の種類の			項目番号						
			基本設計方針						
設備区分	機器区分	関連条文	設備名称	設工認設計結果 (上: 要目表/設計方針) (下: 記録等)	設備の具体的設計結果 (上: 設計結果) (下: 記録等)	確認方法	設工認設計結果 (上: 要目表/設計方針) (下: 記録等)	設備の具体的設計結果 (上: 設計結果) (下: 記録等)	確認方法
技術基準要求設備 (要目表として記載要求のない設備)									

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、グレード分けの考え方を適用している。

設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けについては以下のとおりである。

なお、平成25年7月に施行された新規制基準を見据えて、平成25年3月に重大事故等対処設備に対する重要度の考え方を策定し運用を開始した。（別表1(2/2)参照）

1. 当社におけるグレード分けの考え方と適用

設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方とその適用については、以下のとおりである。

1.1 設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方

当社における設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方は、「グレード分け通達」に規定しており、その内容を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

なお、解析単独の調達の場合については、役務の調達として管理し、供給者に対する品質マネジメントシステム上の要求事項にグレード分けを適用している。

1.2 設備の設計・調達の各段階におけるグレードの適用

設備の設計・調達の各段階において「施設管理通達」、「設計・開発通達」、「原子力部門における調達管理通達」、「検査・試験通達」及び「原子燃料サイクル通達」並びに業務決定文書「シビアアクシデント対策設備に係る品質管理活動および保全活動の基本的な考え方」に基づき、別表1(1/2)～(2/2)のグレードに応じた品質保証活動を適用しており、その内容を別表2に示す。

また、設備の設計・調達の業務の流れを、別表2に基づき以下の3つに区分する。

(1) 業務区分Ⅰ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用する場合を対象とし、その業務の流れを別図1(1/3)に示す。

(2) 業務区分Ⅱ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用しない場合並びにSA可搬（工事等含む。）を対象とし、その業務の流れを別図1(2/3)に示す。

(3) 業務区分Ⅲ

SA可搬（購入のみ）を対象とし、その業務の流れを別図1(3/3)に示す。

1.3 調達要求事項と検査・試験におけるグレードの適用

調達要求事項と検査・試験の項目においては、別表1(1/2)～(2/2)のグレードのほか、工事等の範囲、内容の複雑さ、実績等を勘案の上、品質保証活動を適用しており、その内容を別表3に示す。

なお、別表1(1/2)に示すCクラスについては、品質保証計画書の提出を要求しないことから、品質マネジメントシステムに関する要求事項は適用していないが、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請又は設工認届出の対象となる場合は、検査等が追加されることから、品質マネジメントシステムに関する要求事項等を追加している。

また、SA可搬（購入のみ）については、汎用（市販）品であり、原子力特有の技術仕様を要求するものではないことから、供給者に対する要求事項は必要なものに限定している。

なお、具体的な適用は個々の設備により異なることから、仕様書で明確にしている。

1.4 業務委託におけるグレードの適用

解析業務等を委託する場合には、「原子力事業本部他業務委託取扱要綱」に基づき供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項についてグレード分けを適用しており、その内容を別表4に示す。

供給者のグレード分けの考え方は、別表1(1/2)～(2/2)のグレード等に応じて、供給者の品質管理活動を品質保証計画書の提出又は品質監査により確認している。

別表1(1/2) 設計・調達に管理に係るグレード分け

(原子炉施設)

重要度*	グレードの区分
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス
上記以外の設備に係る工事	Cクラス

※：上記の「クラス1～3」は、「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」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。

発電への 影響度区分	安全上の機能別重要度区分						
	クラス1		クラス2		クラス3		その他
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1	A		B				
R2							
R3			C				

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

別表1(2/2) 設計・調達に管理に係るグレード分け

(原子炉施設のうち重大事故等対処施設)

重要度	グレードの区分
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む。） 又は SA可搬（購入のみ）

別表2 設計・調達の管理に係る各段階とその実施内容

管理の段階	実施内容	グレードの区分				
		A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
I	工事計画 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」に基づき、工事の基本となる計画を作成する。 (設計開発計画と兼ねる場合がある※1)	○	○	○	○	○
II	調達要求事項作成のための設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.1 設計開発計画」～「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、仕様書作成のための設計を実施する。	○※1	○※1	○※1	—	—
III	調達 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」に基づき、設計・工事及び検査のための仕様書を作成する。(購入のみの調達を含む。)	○	○	○	○	○
IV	設備の設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、詳細設計の確認を実施する。	○	○	○	○	—
V	工事及び検査 工事は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」及び「7.5.1 個別業務の管理」に基づき管理する。 また、検査は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」、「7.3.6 設計開発の妥当性確認」、「7.5.1 個別業務の管理」及び「8.2.4 機器等の検査等」に基づき管理する。	○	○	○	○※2,3	○※3
	SA可搬(購入のみ)に対する機能・性能確認 SA可搬(購入のみ)においても、機能・性能を確認するための検査・試験を実施する。	—	—	—	—	○

○：該当あり —：該当なし

※1：以下の工事における業務は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用し、それ以外の工事の計画は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」を適用している。

【保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用する工事】

「設計・開発通達」に定めるところの、既設備の原設計を機能的又は構造的に変更する工事であって、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請又は設工認届出を伴う工事のうち、以下のいずれかに該当する工事をいう。

ただし、当社で過去に実績のある工事は除く。（SA常設の場合は海外での実績を含む。）

- ・ Aクラス又はBクラスの機器を対象とした工事
- ・ Aクラス又はBクラスの機器に影響を及ぼすおそれのあるCクラスの機器を対象とした工事

※2：必要な場合は確認を実施する。

※3：当社による受入検査を含む。

別表3 調達要求事項と検査・試験に係るグレード分け

項目	グレードの区分	A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
調達 要求 事項	機器仕様	○	○	○	○	○
	適用法令等	○	○	○	○	—
	設計要求事項	○	○	○	○	—
	材料・製作・据付等	○	○	○	○	—
	要員の適格性	○	○	○	○	—
	品質マネジメントシステム要求事項	○	—※1	○	—	—
	不適合の報告・処理	○	—※1	○	○	—
	健全な安全文化を育成し及び維持するための活動	○	—※1	○	—	—
	調達要求事項適合の記録	○	○	○	○	—
	調達後の技術情報提供	○	○	○	○	○
	解析業務	○※2	—※1,※2	○※2	○※2	—
	耐震・強度計算等	○※2	—※1,※2	○※2	○※2	—
検査・ 試験	材料検査	○	○	○	—※2	—
	寸法検査	○	○	○	—※2	—
	非破壊検査	○	○	○	—※2	—
	耐圧・漏えい検査	○	○	○	—※2	—
	外観検査	○	○	○	○	○
	性能機能検査	○	○	○	—※2	—

○：該当あり —：該当なし

※1：Cクラスのうち、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請、及び設工認届出の対象設備並びに使用前事業者検査（溶接）の対象設備に適用する。

※2：必要に応じ実施する。

別表4 業務委託に係るグレード分け

グレードの区分	内 容	品質保証 計画書	品質監査
グレードⅠ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・関連法令に定める「設工認申請（届出）」及び検査に係る業務 ・重要度分類Aクラス又はBクラスの設備の設計・評価に係る役務 等	○	○
グレードⅡ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・上記以外	—※	—
グレードⅢ	成果が設備・業務に直接反映されない委託	—	—

※：業務に従事する要員の必要な力量等を含めた「品質管理事項の説明書」を、供給者から提出させる。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 *1	発電所	供給者			
I	工事計画	基本方針の作成	◎	◎	—	設計を主管する箇所の長は、設計の基本となる計画を「基本方針」として作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・基本方針
II	調達要求事項作成のための設計		◎	◎	—	<p>設計を主管する箇所の長は、設計へのインプットとして要求事項を明確にした「実施方針」を作成し、「実施方針」の承認過程で適切性をレビューする。また、設計に関する組織間のインターフェイスを明確にし、効果的なコミュニケーション及び明確な責任の割当てを実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、設計からのアウトプットとして「実施りん議」及び「仕様書」を作成し、「実施りん議」及び「仕様書」の承認過程でレビューするとともに、インプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証を実施する。</p>	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議 ・仕様書
III	調達	仕様書の作成	◎	◎	○	<p>工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。</p> <p>契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理 	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計		◎	◎	○	<p>工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。）また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査		— ◎ ※3	◎ (—) ※3	○	<p>工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。</p> <p>検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	<ul style="list-style-type: none"> ・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：設計・開発の計画は、保安規定品質保証計画「7.1 業務の計画」に基づく実施方針を兼ねる。

※3：（ ）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図 1(1/3) 業務フロー（業務区分 I）

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 *1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成	◎	◎	—	設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計		—	—	—		—	—
III	調達	仕様書の作成	◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計	調達製品の検証	◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。） また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査	調達製品の検証 (工場での検査・試験) 図書の審査 調達製品の検証 (現地での検査・試験)	— (◎) ※2	◎ (—) ※2	○	工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。 また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。 工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：（ ）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図1(2/3) 業務フロー（業務区分II）

管理の段階		設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
		当社	供給者	事業本部 原子力 *1	発電所	供給者			
I	工事計画			◎	◎	—	設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計			—	—	—	—	—	—
III	調達			◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計			—	—	—	—	—	—
V	工事及び検査			—	◎	○	工事を主管する箇所の長は、必要に応じ供給者から「検査成績書」等を提出させて確認する。 工事を主管する箇所の長は、受入検査を実施し、「受入検査記録」を作成する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・検査成績書 ・受入検査記録 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録

※1：調達本部を含む。

別図1(3/3) 業務フロー（業務区分Ⅲ）

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項（多様性拡張設備等）がある場合は、その理由を様式－6「各条文の設計の考え方（例）」に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則として記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにする等表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - (1) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。

また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの2次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼びみを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 - (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。

- a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請の対象とする。
 - b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。
- (4) 各条文のうち、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
- (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という設工認申請の審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
- (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針、原子力規制委員会文書、（旧）原子力安全・保安院文書、他省令等の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。
- a. 設置時に適用される要求等、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格等、条文等で特定の版が示されているが、施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名及び必要に応じそのコード番号を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題で記載する。
 - d. 条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。

また、設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。

なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人日本原子力技術協会、平成22年12月発行）」に示される要求事項に、当社の要求事項を加えて策定した「原子力発電所保守業務要綱」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」のうち別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な調達管理の実施について」により、供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

これに基づき、解析業務を主管する箇所の長は、調達要求事項に解析業務を含む場合、以下のとおり特別な調達管理を実施する。

なお、事業者と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに、設工認の解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また、過去に国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

1. 仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は、解析業務に係る必要な品質保証活動として、通常の調達要求事項に加え、「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」の別紙で定めた「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」を仕様書で追加要求する。

2. 解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から解析業務を実施する前に下記事項の計画（実施段階、目的、内容、実施体制等）を明確にした解析業務実施計画書を提出させ、仕様書の要求事項を満たしていることを確実にするため検証する。

- (1) 解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- (2) 解析結果の検証
- (3) 委託報告書の確認
- (4) 解析業務の変更管理

また、解析業務を主管する箇所の長は、供給者の解析業務に変更が生じた場合、及び契約

締結後に当社の特別の理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

3. 解析業務の実施

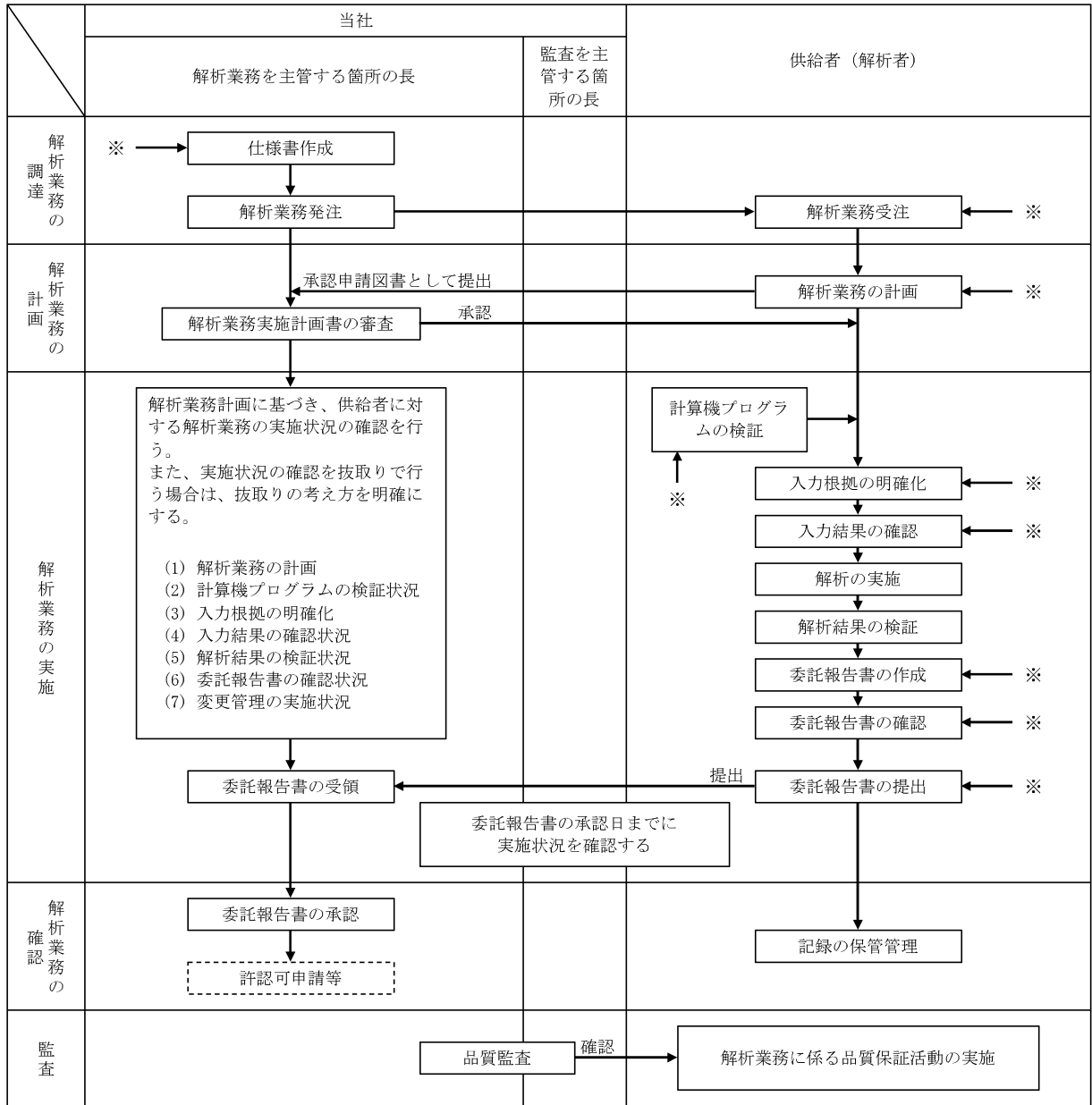
解析業務を主管する箇所の長は、供給者から委託報告書が提出されるまでに解析業務が確実に実施されていることを確認する。

当社の供給者に対する確認は「解析業務実施状況の確認チェックシート」を参考に、確認者を指名し実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 委託報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された委託報告書が要求事項に適合していること、また供給者が実施した検証済みの解析結果が適切に反映されていることを確認する。



※：解析業務に変更が生じる場合は、各段階においてその変更を反映させる。

別図1 解析業務の流れ

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力	発電所	供給者			
仕様書の作成	仕様書の作成		◎	—	—	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にした。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> (委託・工事) 仕様書
解析業務の計画	解析業務実施計画書の審査、承認	解析業務実施計画書の作成、確認	◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「解析業務実施計画書」で、計画（解析業務の作業手順/使用する計算機プログラムとその検証結果/解析業務の実施体制/解析結果の検証/委託報告書の確認/解析業務の変更管理/記録の保管管理）が明確にされていることを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務実施計画書（供給者提出）
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、「解析業務実施状況の確認チェックシート」を用いて、実施状況（解析業務の計画状況/計算機プログラムの検証状況/入力根拠の明確化状況/入力結果の確認状況/解析結果の検証状況/委託報告書の確認状況/解析業務の変更管理状況）について確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務実施状況の確認チェックシート
委託報告書の確認	委託報告書の承認	委託報告書の作成、確認	◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「委託報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 委託報告書（供給者提出）

別図2 本工事に係る設計・調達の流れ（解析）

別表1(1/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった

不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
1	報告年月	平成 22 年 3 月
	件 名	美浜 2, 3 号機耐震バックチェック中間報告書（追補版）の応力評価値誤りについて
	事 象	平成 21 年 3 月 31 日付け*で国等へ提出した「美浜発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書（追補版）」において、美浜 2 号機及び美浜 3 号機の一次冷却材管の応力評価値に誤りが確認された。 原因は、エクセルを用いた簡易評価を行う際、「地震応力」と「地震以外の応力」を取り違えて入力してしまったことにより発生したものであった。 ※：本事象は「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 22 年 12 月発行、一般社団法人日本原子力技術協会）」（以下「解析ガイドライン」という。）の制定以前に発生した。
	対策実施状況	対策として、チェックシートの改善、入力フォーム（エクセル）の色分けによる識別及び注意喚起を行った。 また、解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。
2	報告年月	平成 23 年 9 月
	件 名	高浜 3, 4 号機耐震安全性評価報告書の再点検結果の追加報告について
	事 象	原子力安全・保安院文書「九州電力株式会社玄海原子力発電所第 3 号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りを踏まえた対応について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日）を受け、指示があった九州電力と同じ調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データに加え、それ以外の調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データについても自主的に調査を実施した結果、平成 19 年度に実施した高浜 3, 4 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価の解析において、3 箇所に入力データ誤りがあることが確認された。 原因は、解析を実施した平成 19 年当時*は解析担当者自身が入力データを確認することになっており、客観的な視点で誤入力をチェックできる体制になっていなかったことによるものであった。 ※：本解析は解析ガイドラインの制定以前に実施していた。
	対策実施状況	解析業務に係る品質管理の充実を図るため、平成 23 年 3 月 8 日に「原子力発電所保修業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正して解析ガイドラインを反映し、平成 23 年 4 月 8 日に施行して以下のとおり実施している。 ・解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を、「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。 ・「原子力発電所保修業務要綱指針」に基づき、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合、「原子力発電所請負工事一般仕様書」の別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」に基づく特別な品質管理を実施する旨を調達文書へ明記することにより、調達要求事項の明確化を図っている。 ・「原子力発電所保修業務要綱指針」に基づき、当社は契約の都度、調達先に対して「原子力発電所保修業務要綱指針」の別紙に基づく業務の実施状況の確認を行っている。 ・上記の事象を受け、更なる改善として、建屋の許認可申請等に係る解析業務については、当社による解析結果の全数チェックを自主的に実施している。

別表1(2/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった

不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
3	報告年月	平成 26 年 7 月
	件名	高浜発電所新規規制基準適合性に係る審査会合のうち津波水位評価における入力データ誤りについて
	事象	<p>高浜発電所の設置変更許可申請書の補正に向けて、高浜発電所の津波影響評価に係るデータの最終確認を実施していたところ、「原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 高浜発電所津波水位評価」における入力データ誤りを確認した。</p> <p>入力データ誤りについては、入力根拠書作成段階において、鉛直方向破壊伝播速度と地すべり地形変化分布図より、供給者が「地すべり終了時間」を算出しておらず、「破壊継続時間（120 秒）」を「地すべり終了時間」として誤って入力したものである。</p> <p>原因は、計算プログラムを変更（地形変化計算プログラムを追加）した際に、当社と供給者で解析に用いる入力根拠書の作成にコミュニケーションが不足していたことによるものであった。</p>
	対策実施状況	原子力部門全体の入力根拠の確認方法を改善するため、解析業務の調達管理に関する品質マネジメントシステムの社内標準「原子力発電所保守業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正した。

別表2 解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	検証項目	当社の供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に係る必要な力量が明確にされ、また従事する要員（原解析者・検証者）が必要な力量を有していること。 ・ 解析業務をアウトソースする場合、解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書、文書等で供給者に要求していること。
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムは、適正なものであることを事前に検証し、リストへ登録していること。 ・ バージョンアップがある場合は、その都度検証を行い、リストへ登録していること。 ・ リストには、検証された計算機プログラム名称及びバージョンを明記していること。
3	入力根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務実施計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムへの入力データに間違いがないことを確認していること。 ・ エコーバック以外の方法で入力データを確認している場合は、入力桁数についても確認していること。
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析結果に問題がないことを、原解析者以外の者が検証していること。
6	委託報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムを用いた解析結果、又は汎用表計算ソフトウェアを用いた計算、若しくは手計算による解析・計算結果を、当社の指定する書式に加工及び編集して、委託報告書としてまとめていること。 ・ 作成された委託報告書が、解析業務実施計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に変更が生じた場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階（解析業務の調達、計画及び実施）においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者（以下「取引先」という。）が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、取引先の評価、登録及び再評価を「原子力部門における調達管理通達」に基づき実施する。

また、設工認については、取引先の評価を実施し、取引先の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施している。

1.1 取引先の評価

契約を主管する箇所の長は、取引希望先に対して、契約前に信頼性、技術力、実績及び品質マネジメントシステム体制等について調査及び評価を行うものとする。

なお、評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

1.2 取引先の登録

取引先登録とは、評価の結果、取引先として認定することをいう。ただし、調達の都度、評価を行う場合（以下「都度評価」という。）は、取引先登録を省略することができる。

1.3 取引先の再評価

契約を主管する箇所の長は、登録取引先及び都度評価した取引先について、継続取引を行う場合には、経営状態、発注実績及び品質マネジメントシステム体制並びにその状況等についての再評価を定期的又は都度行い、継続取引の可否等を検討する。

なお、再評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

別表1 取引先に係るグレード分け

グレードの区分	対 象
第1種取引先	重要度分類Aクラス又はBクラスの機器施工会社、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社
第2種取引先	上記以外の原子炉施設施工会社（土木建築工事施工会社を含む。）、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社、第1種取引先又は第2種取引先の代理店
第3種取引先	原子炉施設関連の汎用（市販）品購入先、原子炉施設以外の施工・業務委託会社

2. 仕様書作成のための設計について

設計、工事を主管する箇所の長及び検査を担当する箇所の長は、「施設管理通達」、「設計・開発通達」及び「原子力部門における調達管理通達」に基づき、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス及びCクラス並びに「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用する場合の仕様書作成のための設計を、設計・調達の管理の各段階（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」に示す管理の段階Ⅱ、Ⅳ及びⅤ）において、管理を実施する。

なお、仕様書作成のための設計の流れを別図1(1/2)～(2/2)に示すとともに、仕様書作成のための設計に関する活動内容を以下に示す。

2.1 設計・開発の管理

2.1.1 設計・開発の計画

設計を主管する箇所の長は、以下の事項を明確にした設計・開発の計画を策定する。

- (1) 設計・開発の段階（インプット、アウトプット、検証及び妥当性確認）
- (2) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
- (3) 設計・開発に関する責任及び権限

2.1.2 設計・開発へのインプット

設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして、以下の要求事項を明確にした実施方針等を作成する。

- (1) 機能及び性能に関する要求事項
- (2) 適用される法令・規制要求事項
- (3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- (4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.1.3 インプット作成段階のレビュー

設計を主管する箇所の長は、実施方針等の承認過程で、実施方針等の適切性をレビューする。

2.1.4 アウトプットの作成

設計を主管する箇所の長は、アウトプットとして仕様書を作成する。

アウトプットは、調達管理に用いられることから、「原子力部門における調達管理通達」の要求事項も満たすように作成する。

2.1.5 アウトプット作成段階のレビュー及び検証

設計を主管する箇所の長は、仕様書の承認過程で、仕様書が「原子力部門における調達管理通達」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに、仕様書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために対比して検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお、レビューへの参加者には、工事範囲がまたがる組織の長及び当該設計・開発に係る専門家を含め、必要に応じ、レビュー会議を開催する。

また、検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

2.1.6 設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計又は工事を主管する箇所の長は、設計図書及び検査・試験要領書の審査・承認の段階で、調達要求事項を変更する必要がある場合、「原子力発電所保修業務要綱」等に基づき変更手続きを行う。

2.1.7 設計・開発の妥当性確認

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事段階で実施する検査・試験の結果により、設計・開発の妥当性を確認する。

2.2 設計・開発の変更管理

設計を主管する箇所の長は、設計・開発の変更を要する場合、以下に従って手続きを実施する。

(1) 次の設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。

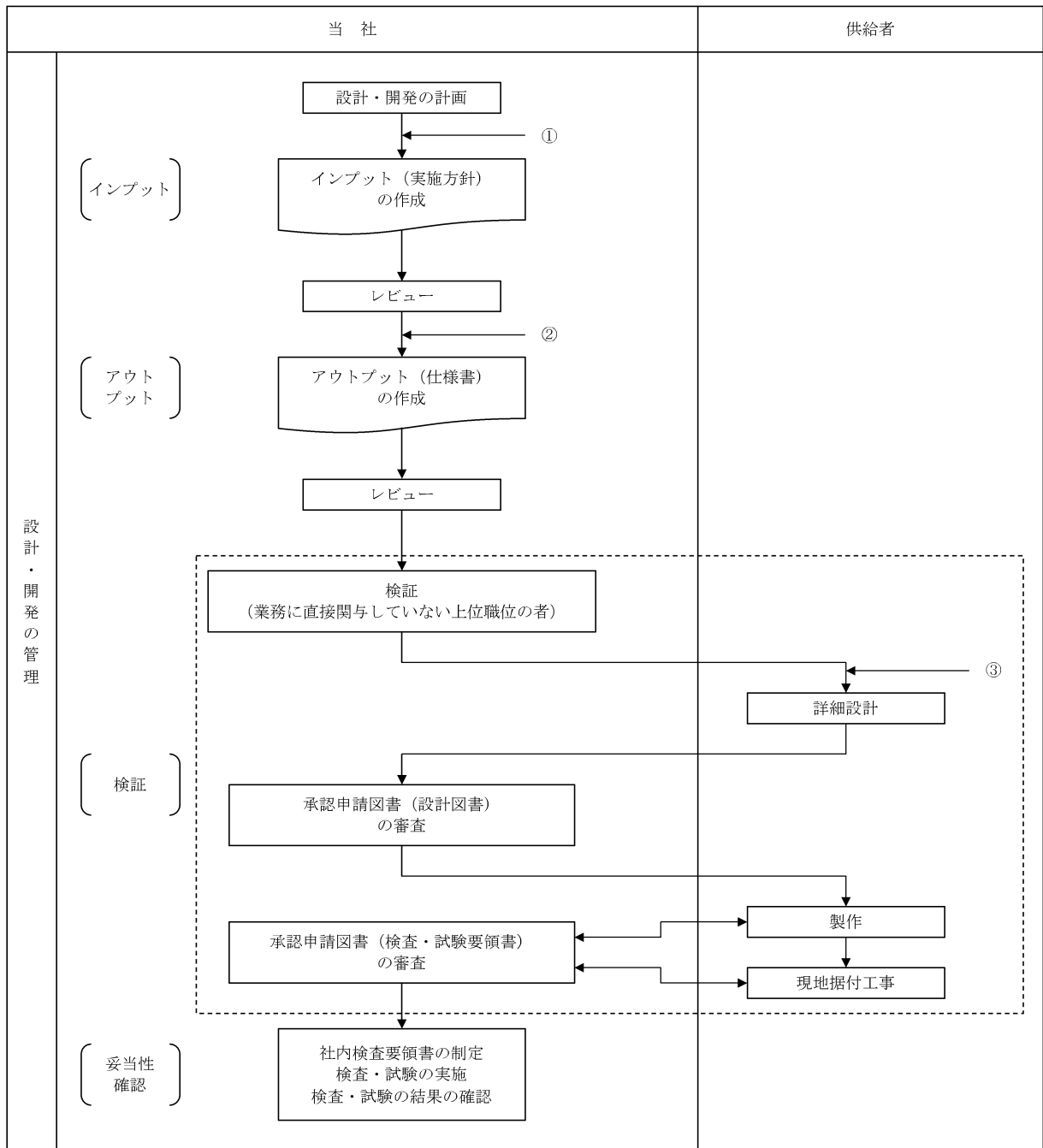
a. 仕様書の変更

b. 承認申請図書確認以降の調達先での内容変更

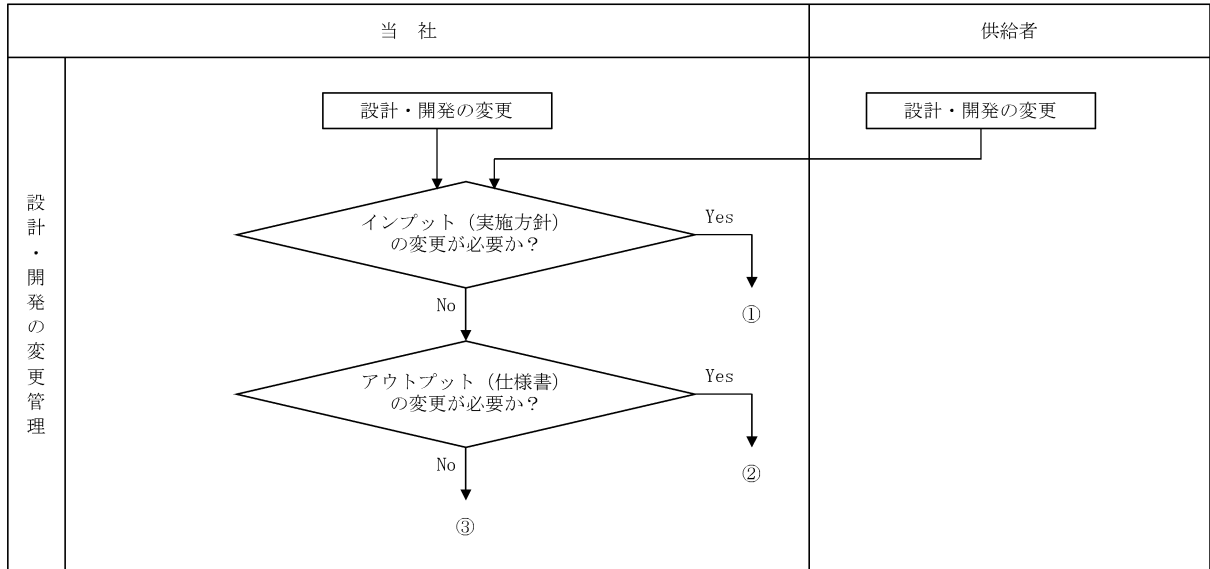
(2) (1)の変更に対し、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施す

る前に承認する。

- (3) レビューには、その変更が、原子炉施設を構成する要素及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図1(1/2) 設計・開発業務の流れ



別図1(2/2) 設計・開発業務の流れ

資料 2-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

目 次

	頁
1. 概要	T4-添2-2-1
2. 基本方針	T4-添2-2-1
3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画	T4-添2-2-1

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

高浜発電所第4号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、高浜発電所第4号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(2) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		原子力 事業本部	発電所	供給者				
設 計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	－	－	設置(変更)許可、技術基準規則、設置許可基準規則	－	業務決定文書：美浜3号機、高浜1, 2, 3, 4号機及び大飯3, 4号機 適合性確認対象設備の新検査制度への適合性について
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	－	－	設置(変更)許可、技術基準規則、設置許可基準規則	様式－2	
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	－	－	様式－2、技術基準規則	様式－3、4	
						様式－2、4、技術基準規則、実用炉規則別表第二	様式－5	
						設置(変更)許可、技術基準規則、実用炉規則別表第二、設置許可基準規則	様式－6、7	
	3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	－	－	様式－5、様式－7（基本設計方針）	様式－8	設計のレビュー・検証の記録（設計段階）
		添付資料3 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書 中央制御室の居住性に係る設計	◎	－	○	設備図書、委託報告書	設計資料（要目表、生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書）	
		添付資料4 中央制御室の居住性に関する説明書 中央制御室の居住性に係る設計	◎	－	○	設備図書、委託報告書	設計資料（中央制御室の居住性に関する説明書）	
3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	－	－	様式－8	設計のレビュー・検証の記録（設計の段階）		
3.3.3(4)	設工認申請（届出）書の作成	◎	－	－	設計1及び設計2のアウトプット	設工認申請書案	設工認申請書品質チェックシート	
3.3.3(5)	設工認申請（届出）書の承認	◎	－	－	設工認申請書案	設工認申請書	原子力発電安全委員会議事録	
工 事 及 び 検 査	3.4.1	既工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	－	－	－	設計資料	様式－8、仕様書	設計のレビュー・検証の記録（工事の段階）
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	－	－	－	仕様書	工事記録	
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	－	－	－	様式－8（中欄）	様式－8（右欄）、使用前事業者検査工程表（計画）	
	3.5.3	検査計画の管理	－	－	－	使用前事業者検査工程表（計画）	使用前事業者検査工程表（実績）	
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	－	－	－			
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	－	－	－	様式－8 検査要領書	検査要領書 検査記録	
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	－	－	－	－	検査記録	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

施設区分／設備区分／機器区分		名 称	グレードの区分				工事の区分 画保 →安 7 規 ・ 定 3 品 質 設 計 開 発 」 の 適 用 シ ス テ ム 計	該当する業務区分※			備 考
			A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬		業務 区分 I	業務 区分 II	業務 区分 III	
						工事等 含む	購入 のみ				
放射線 管理 施設	生体 遮蔽 装置	生体遮蔽装置	外部遮蔽(1号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用及び [])				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		生体遮蔽装置	外部遮蔽(2号機設備、重大事故等時(特定重大事故等時を除く)のみ1・2・3・4号機共用及び [])				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

※：「業務区分Ⅰ～Ⅲ」とは添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「1.2(1)～(3)」をいう。

資料3 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書

目 次

	頁
1. 概要	T4-添3-1
2. 生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去に関する基本方針	T4-添3-1
2.1 基本方針	T4-添3-1
2.2 放射線の遮蔽及び熱除去の評価	T4-添3-2
2.3 適用基準及び適用規格等	T4-添3-2
3. 遮蔽設計	T4-添3-5
3.1 中央制御室遮蔽	T4-添3-5
3.2 外部遮蔽	T4-添3-5
4. 放射線の遮蔽及び熱除去の評価	T4-添3-6
4.1 放射線の遮蔽評価	T4-添3-6
4.2 熱除去の評価	T4-添3-27
4.3 放射線の遮蔽及び熱除去の評価のまとめ	T4-添3-31
別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要	

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第54条第1項第1号及び第74条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき、重大事故等時の中央制御室（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））の居住性を確保するために設置する中央制御室遮蔽（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去の評価について説明するものである。また、重大事故等時の中央制御室の居住性を確保するために、その遮蔽効果を期待していることから、外部遮蔽（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[] []）、外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[]）、外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[] []）及び外部遮蔽（3号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[]）（以下「外部遮蔽」という。）の設計並びに放射線遮蔽及び熱除去の評価についても説明する。

今回の申請は、技術基準規則第54条第1項第1号及び第74条並びにそれらの解釈に基づき、重大事故等時における1・2・3・4号機の同時被災を考慮した、生体遮蔽装置の放射線の遮蔽の評価及び熱除去の評価について説明するものであり、今回の申請においてはそれ以外の変更は行わない。

2. 生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去に関する基本方針

2.1 基本方針

(1) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、以下のとおり遮蔽設計及び評価を行う。

重大事故等時における中央制御室の居住性については、運転員が中央制御室に入り、とどまった場合に、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量に中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を加算した線量が、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、事故後7日間で100mSvを超えないことを居住性に係る被ばく評価の判断基準とする。

中央制御室遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室の建物の気密性及び中央制御室換気設備（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））の性能とあいまって、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

(2) 外部遮蔽

外部遮蔽は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

2.2 放射線の遮蔽及び熱除去の評価

中央制御室遮蔽における放射線の遮蔽評価は、重大事故等時に中央制御室にとどまる運転員が受ける線量を計算し、その結果が居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えないことを評価する。中央制御室遮蔽及び外部遮蔽における放射線の遮蔽評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照し、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮して評価する。

中央制御室遮蔽及び外部遮蔽における熱除去の評価は、遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果がコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを評価する。

2.3 適用基準及び適用規格等

生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去の評価に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）
- ・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（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21年7月27日原院第1号）
- ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子

- 力委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)
- ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日)
 - ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)
 - ・原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（平成15年5月23日制定、平成20年6月24日第1回改訂)
 - ・原子力発電所放射線遮へい設計指針(JEAG4615-2003）（平成15年5月23日制定)
 - ・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 第37条の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の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306193号)
 - ・被曝計算に用いる放射線エネルギーについて（原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日)
 - ・Compilation of Fission Product Yields NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974
 - ・Fundamental Aspects of Reactor Shielding(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1959)
 - ・G-33 CODE(Melvin L. Couchman and George H. Anno, NUS-TM-NA-42, November 1965)
 - ・Reactor Physics Constants (ANL-5800, July 1963)
 - ・SCATTERINGコードの概要（平成14年3月三菱重工業 MAPI-1021 改7)
 - ・SPAN-3;A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer (W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)
 - ・SPANコードの概要（平成14年3月 三菱重工業 MAPI-1049 改3)
 - ・Table of Isotopes, Sixth Edition(C. M. Lederer, et al. John Wiley & Sons, Inc., 1968)
 - ・X-ray Attenuation Coefficients From 10 kev to 100 Mev(G. W. Grodstein, NBS-583, April 1957)
 - ・スプレイによるよう素除去効果 MAPI-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年
 - ・チャコールフィルタのよう素除去効果 MAPI-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年
 - ・事故時の格納容器漏洩率 MAPI-1060 改1 三菱重工業、平成12年
 - ・実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（平成25年6月19日原規技発第13061918号)
 - ・JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999年2月）

- BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970
- L.Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995
- NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）
- Oak Ridge National Laboratory Radiation Shielding Information Center Data Package DLC-136, “PHOTX, Photon Interaction Cross Section Library” (1988)
- R.E.Malenfant, “QAD : A Series of Point Kernel General Purpose Shielding Programs”, LA-3573(1967)
- Y.Sakamoto and S.Tanaka, “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP”, JAERI-M 90-110(1990)
- 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”, February 1994
- R.G.Jaeger, “Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol.9.1.12.6”, (1975)
- 高温(175°C)を受けたコンクリートの強度性状（セメント・コンクリートNo.449, July 1984)
- 高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究（日本建築学会構造系論文集第457号、1994年3月）
- 伝熱工学資料 改訂第5版（日本機械学会, 2009)

3. 遮蔽設計

3.1 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、中央制御室内にとどまる運転員を直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線から防護するための十分な遮蔽厚さを有するものとし、「2.1 基本方針」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画から変更はない。

3.2 外部遮蔽

外部遮蔽は、中央制御室内にとどまる運転員を直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線から防護するための十分な遮蔽厚さを有するものとし、「2.1 基本方針」に示す判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画、平成27年10月9日付け原規規発第1510091号にて認可された工事計画、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画及び平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画から変更はない。

4. 放射線の遮蔽及び熱除去の評価

4.1 放射線の遮蔽評価

4.1.1 中央制御室の放射線の遮蔽評価

4.1.1.1 評価方針

重大事故等時の中央制御室の放射線の遮蔽評価に当たって、共通となる評価手順及び評価条件を本項において示す。

(1) 評価の概要

重大事故等時の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

被ばく評価上は、設計値又は結果が厳しくなるように設計値に余裕を見込んだ値等の条件を設定する。放射性物質の炉心内蓄積量、原子炉格納容器内の線源強度及び大気中への放出量の評価条件は、3・4号機及び1・2号機でそれぞれ共通の評価条件とする。また、中央制御室の位置、遮蔽構造、換気設備等の評価条件は、3・4号機で共通である。

具体的な手順は以下のとおり。居住性に係る被ばく評価の手順を第4-1-1-1-1図に示す。

- a. 評価事象は、重大事故等時について線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、発電用原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

- ロ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
 - ハ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、換気設備の室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。
- (b) 入退域時の被ばく
- イ. 前項d. の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
 - ロ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。
- g. 前項f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。中央制御室内での3・4号機原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、各計算条件が3・4号機共通であり、3・4号機からの線量は共通のものを用いる。また、1・2号機の当該被ばく経路からの被ばくについては、2号機を代表として1号機にも共通の計算条件及び線量を用いる。

(2) 評価事象の選定

重大事故等時において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。

具体的には、「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」第37条の「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の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。また、重大事故等時の評価においては、1・2・3・4号機の同時被災を想定する。

中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く維持される事象である、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故とし、さらに全交流動力電源

喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失の重畳を考慮する。1・2号機においても、想定する事故シーケンスは同じである。

炉心損傷の時間が早い事象は、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）が起動し、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）のフィルタによる放出量低減効果が有効になる前に放射性物質が放出されるため、放射性物質の放出量が大きくなる。

格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象は、代替格納容器スプレイに期待することから、原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質が、格納容器スプレイよりも除去されにくくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。さらに、格納容器スプレイに成功する事象と比較すると、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貫通部等からの漏えい率が大きくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。

また、敷地内に1・2・3・4号機が存在するため、1・2・3・4号機同時に事故が発生するものとし、評価期間は、解釈に従い、事故後7日間とする。

重大事故等時の評価事象に係る条件を第4-1-1-1-1表に示す。

(3) 被ばく経路の選定

重大事故等時においては、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれること等により、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交代に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとに対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展及び運転員の交代要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを第4-1-1-1-2図及び第4-1-1-1-3図に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失等の放射性物質の原子炉格納容器内放出事故において、原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で

散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

- (b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、本評価においては、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、重大事故等時においては、格納容器破損防止対策が有効に機能している場合を想定しており、その大気中への放出量においては、中央制御室遮蔽による遮蔽効果により有意な線量とはならないため考慮しない。

- (c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）。

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

- (b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。

(4) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算に当たっては、被ばく経路ごとに結果が厳しくなるように条件を設定する。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視し、大気中へ放出された放射性物質による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる大気中への

放射性物質の放出を考慮することとする。

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度並びに大気中への放出量の計算は、重大事故等時において、事故の形態、規模により、中央制御室の運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事故発生直前まで、3・4号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期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。3・4号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-1-2表に示す。

1・2号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期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1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。1・2号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-1-3表に示す。

重大事故等時の評価で使用する3・4号機の炉心内蓄積量は、MOX燃料装荷炉心(炉心の3/4にウラン燃料、1/4にMOX燃料を装荷した炉心)がウラン燃料装荷炉心より厳しい結果を与えることから、MOX燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-1-4表に示す。

重大事故等時の評価で使用する1・2号機の炉心内蓄積量は、ウラン燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-1-5表に示す。

また、ORIGEN2 Ver. 2.1コードについては、「JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32」(JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月))において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2 Ver. 2.1による計算値の比較を実施している。

なお、評価に用いる解析コードORIGEN2 Ver. 2.1の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

b. 評価の対象とする放射性核種

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。また、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度の計算に当たっては、さらにその他の核種も考慮する。

加えて、炉心損傷を想定していることを踏まえた粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 原子炉格納容器内の線源強度の計算

- a. 放射性物質の炉心内蓄積量及び原子炉格納容器内への放出割合から放射性物質存在量分布を設定する。
- b. 事故時に炉心等から原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内に浮遊又は沈着する放射性物質は、原子炉格納容器内気相部に均一に分布するものとする。また、重大事故等時においては、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質のうち、代替低圧注水ポンプによるスプレイにて液相部へ移行した粒子状放射性物質については、原子炉格納容器内下部区画（液相部）に均一に分布するものとする。
- c. 原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行は保守的に無視する。
- d. 評価期間中のガンマ線積算線源強度は、原子炉格納容器内の放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

重大事故等時の3・4号機及び重大事故等時の1・2号機の原子炉格納容器内の線源強度計算条件を第4-1-1-1-6表に示す。

(6) 大気拡散の計算

発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を計算する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が、大気を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻iの相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 ($\delta_i^d = 1$)

時刻iで、風向が評価対象外の場合 ($\delta_i^d = 0$)

(排気筒放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} U_i}$$

$$\Sigma_{y_i} = \sqrt{\sigma_{y_i}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \Sigma_{z_i} = \sqrt{\sigma_{z_i}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} U_i}$$

ここで、

U_i : 時刻iの放出源を代表する風速 (m/s)

Σ_{y_i} : 時刻iの建屋の影響を加算した
濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)

Σ_{z_i} : 時刻iの建屋の影響を加算した
濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{y_i} : 時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{z_i} : 時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数(-)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{y_i} 、 σ_{z_i} を求めるために必要な大気安定度）については「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投

影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとする。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求まる条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_I/Q)E \mu_\alpha \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ここで、

D/Q : 評価点(x, y, 0)における相対線量(μ Gy/Bq)

(K_I/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数^(注1)

$$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$$

E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)

μ_α : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数^(注1) (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数^(注1) (1/m)

r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離(m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数^(注1) (—)

$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度(Bq/m³)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」

昭和51年9月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

b. 気象データ

2006年1月～2006年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2001年1月～2005年12月、2007年1月～2011年12月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は、以下のとおりとする。

重大事故等時の中央制御室内滞在時においては、換気設備による外気の入取入れを遮断するため、室内へ放射性物質が直接流入するものとする。その上で、評価期間中は外気を遮断することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表点とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

d. 評価対象方位

事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉格納容器を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉格納容器の影響を受けて拡散すること、及び原子炉格納容器の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉格納容器の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。

(c) 原子炉格納容器の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉格納容器を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは原子炉格納容器の風向に垂直な面での幅とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉格納容器に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉格納容器+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、評価点

が中央制御室内の場合において、3号機は5方位(WNW, NW, NNW, N, NNE)、4号機は5方位(NE, ENE, E, ESE, SE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となる。評価対象とする風向を、第4-1-1-1-4図及び第4-1-1-1-5図に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として、原子炉格納容器の風向に対して垂直な建屋投影面積を厳しめに3・4号機は3,200m²、1・2号機は3,500m²とする。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2^(注1)とする。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%^(注1)に当たる値を用いる。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

重大事故等時の3・4号機及び重大事故等時の1・2号機の大気拡散計算条件を第4-1-1-1-7表に示す。

(7) 線量計算

直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線は、放射線源からのガンマ線が物質中を減衰しながら評価点に達し線量を与える。従って、これらの計算に必要な主な条件は線源条件及び遮蔽体条件である。これらの条件を用いて、以下の手法にてそれぞれ線量を計算する。放射線の線源計算と線量計算の関係を第4-1-1-1-6図に示す。

a. 解析コード

線量計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し線源からのガンマ線量評価が可能な以下の解析コードを使用する。

(a) SCATTERING Ver. 90mコード

点減衰核積分法を使用した1回散乱近似法による遮蔽解析コードであり、ガンマ線が空気中で散乱を受けた後、観測点に到達する散乱線量（スカイシャインガンマ線量）を計算する。この解析コードでは次式を用いている。また、計算体系を第4-1-1-1-7図に示す。なお、SCATTERING Ver. 90mコードの概要については、「SCATTERINGコードの概要」（平成14年3月三菱重工業MAPI-1021改7）に示されている。

$$D = \int_V \frac{S(E)}{4\pi R^2} \cdot e^{-b} \cdot B(E, b^0) \cdot K(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b') \cdot e^{-b'} dV$$

ここで、

D : スカイシャインガンマ線量率 (μ Gy/h)

V : 散乱体積 (cm^3)

$S(E)$: 線源エネルギーEの線源強度 (MeV/s)

R : 線源点から散乱点までの距離 (cm)

b : 減衰距離 ($b = \sum_i \sum_j \mu_i \cdot x_j$)

$K(E')$: 散乱エネルギーE' に対する空気カーマ率

$$\text{換算係数} \left(\frac{\mu \text{ Gy/h}}{\text{MeV}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})} \right)$$

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 (cm^2)

θ : 散乱角 (rad)

N : 空気中の電子数密度 (cm^{-3})

r : 散乱点から計算点までの距離 (cm)

$B(E, b^0)$: 線源エネルギーEのガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮蔽体 b^0 に対するビルドアップ係数

$$(b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k \cdot x_n)$$

$B(E', b')$: 散乱エネルギーE' のガンマ線の散乱点から計算点までの空気を含む遮蔽体 b' に対するビルドアップ

$$\text{係数} (b' = \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot x'_m)$$

$\mu_i, \mu_k, \mu'_{\ell}$: 線源エネルギーE、散乱エネルギーE' における物質 i、k、 ℓ の線減衰係数 (cm^{-1})

x_j, x_n, x'_m : 領域j、n、mの透過距離 (cm)

上記のうち、 $K(E')$ については、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1959)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/(cm²·s)))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)を乗じることによってコード内で算出される値を、 $B(E, b^0)$ 及び $B(E', b')$ については、「G-33 CODE」(Melvin L. Couchman and George H. Anno, NUS-TM-NA-42, November 1965)に示される計算式によりコード内で算出される値を、 μ_i, μ_k, μ'_l については、「Reactor Physics Constants」(ANL-5800, July 1963)に基づく質量減衰係数(cm²/g)に物質の密度(g/cm³)を乗じることによってコード内で算出される値を用いる。なお、文献に記載のない値については、内挿計算する。

評価に用いる解析コードSCATTERING Ver. 90mの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(b) QAD-CGGP2R Ver. 1.04コード

点減衰核積分法による線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球等の3次元形状で模擬した計算体系による遮蔽解析コードであり、直接ガンマ線量及びグランドシャインガンマ線量を計算する。この計算の基本式を以下に示す。また、計算体系を第4-1-1-1-8図に示す。なお、QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードの概要については、R. E. Malenfant, “QAD : A Series of Point Kernel General Purpose Shielding Programs”, LA-3573(1967)に示されている。

$$D(r) = F \cdot \int_v \frac{S(r', E) \cdot B(\mu \cdot |r - r'|, E) \cdot e^{-\mu \cdot |r - r'|}}{4 \cdot \pi \cdot |r - r'|^2} dV$$

ここで、

r : 線量率を計算する位置 (cm)

r' : 個々の点線源の位置 (cm)

$D(r)$: r 点での線量率 (mSv/h)

$S(r', E)$: r' 点におけるエネルギーEのガンマ線源強度 (MeV/(cm³·s))

- μ : エネルギーEのガンマ線の線減衰係数 (cm⁻¹)
 $B(\mu \cdot |r - r'|, E)$: エネルギーEの線量ビルドアップ係数
 V : 線源領域全空間 (cm³)
 F : エネルギーEの線量率換算係数
 ((mSv/h)/(MeV/(cm²·s)))
 $\mu \cdot |r - r'|$: 減衰距離

QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードでは、エネルギー第j群の線量率を求めるのに上式を近似的に次式で計算し、線量率D_iをすべての線源エネルギー群について加えることにより全線量率が計算される。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k\right)} \cdot B_{ij}$$

ここで、

- j : エネルギー群番号
 i : 線源点番号
 k : 物質番号
 F_j : 線量率換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm²·s)))
 S_{ij} : i番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギーj群の点線源強度 (MeV/(cm³·s))
 R_i : i番目の線源点と計算点の距離 (cm)
 B_{ij} : ビルドアップ係数
 μ_{jk} : 領域kにおける、エネルギーj群のガンマ線に対する線減衰係数 (cm⁻¹)
 t_k : 領域kをガンマ線が透過する距離 (cm)

上記のうち、F_jについては、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/(cm²·s)))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)及び「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)に基づく空気カーマから実効線量へ

の換算係数(mSv/Gy)を乗じることでコード内で算出される値を、 B_{ij} については、Y.Sakamoto and S.Tanaka, “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP”, JAERI-M 90-110(1990)に記載のGP型ビルドアップ係数の算出式にてコード内で算出される値を、 μ_{jk} については、Oak Ridge National Laboratory Radiation Shielding Information Center Data Package DLC-136, “PHOTX, Photon Interaction Cross Section Library” (1988)に基づく質量減衰係数(cm^2/g)に物質の密度(g/cm^3)を乗じることでコード内で算出される値を用いる。なお、文献に記載のない値については、内挿計算する。

評価に用いる解析コードQAD-CGGP2R Ver. 1.04の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

b. 生体遮蔽装置

評価で考慮する生体遮蔽装置は以下のとおりである。

(a) 外部遮蔽

イ. 3・4号機外部遮蔽

外部遮蔽は、ドーム部 \square mm(最小厚さ)、円筒部 \square mmである。線量計算では、ドーム部については、テーパ形状(\square mm)及び設計値に施工誤差(-5mm)を考慮し、円筒部については \square mmを安全側に丸めて \square mmの厚さとし計算する。コンクリート密度は $2.1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

ロ. 1・2号機 外部遮蔽

外部遮蔽は、ドーム部 \square mm、円筒部 \square mm(最小厚さ)である。円筒部については実際の形状を模擬し、線量計算では、ドーム部 \square mm、円筒部 \square mm及び円筒部に対し増厚した \square mmにそれぞれ施工誤差-5mmを考慮する。コンクリート密度は $2.1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

(b) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、壁 \square mm、天井 \square mm、床 \square mmに施工誤差-5mmを考慮して計算に用いる。コンクリート密度は $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

c. 線量換算係数

空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は $1\text{Sv}/\text{Gy}$ (注1) とする。

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂
生体遮蔽装置及び線量換算係数に係る条件を第4-1-1-1-8表に示す。

d. 線量計算

重大事故等時の線量計算に当たっては、交代要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

(a) 中央制御室内での被ばく

イ. 被ばく経路①

原子炉格納容器内の線源強度及び中央制御室遮蔽条件を基に、解析コードを使用し、直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量を計算する。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

ロ. 被ばく経路②

クラウドシャインガンマ線量については、次式のとおり、大気中への放射性物質放出量及び相対線量を用いて、空気中時間積分濃度及び空気カーマから全身に対しての線量への換算係数の積で計算する。また、中央制御室遮蔽によるガンマ線の減衰を考慮する。クラウドシャインガンマ線量計算の概要を第4-1-1-1-9図に示す。

$$D_c = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma \cdot R \cdot 1,000$$

D_c : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 (mSv)

K : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数 (Sv/Gy)

D/Q : 気象データに基づくガンマ線エネルギー0.5MeV換算の相対線量 (Gy/Bq)

Q_γ : 評価期間中の積算放出放射エネルギー (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値) (Bq)

R : 中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率 (-)

ハ. 被ばく経路③

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。

(b) 入退域時の被ばく

イ. 被ばく経路④

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。

ロ. 被ばく経路⑤

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

被ばく経路①については、3・4号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が同じであり、3号機からの線量と4号機からの線量と同じであることから、3・4号機は共通の線量を用いる。また、1・2号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が近いのは2号機であり、被ばく評価上厳しいため、2号機の線量を1・2号機共通の線量とし、1・2号機の線量の合算に当たって、2号機の線量を2倍する。

被ばく経路②、③及び⑤については、大気拡散の効果を考慮して号機ごとにそれぞれ線量を計算し、被ばく経路④については、評価距離が異なることから、号機ごとにそれぞれ線量を計算する。

線量の合算に当たって、重大事故等時における評価については、1・2・3・4号機それぞれ①～⑤の経路における線量を計算し、各号機からの線量を足し合わせた合計値を判断基準と比較する。

4.1.1.2 中央制御室の評価条件及び評価結果

重大事故等時における線量評価は、以下の条件を考慮する。

(1) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度

- a. 炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、NUREG-1465^(注1)の炉心内蓄積量に対する割合を基に設定する。NUREG-1465のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損し溶融炉心が炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価事象も対象に含まれる。また、NUREG-1465と本評価の事象進展解析の炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングはほぼ同じであり、原子炉格納容器内への放射性物質の放出が大きい初期の事象進展に大きな差はない。なお、本評価においては、NUREG-1465のソースタームに基づく炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器外への放出割合は、保守的な放射性物質の原子炉格納容器内の沈着率、スプレイによる除去効果、原子炉格納容器からの漏えい率及び大気中への放出過程の設定を前提としており、事象進展解析に基づく評価より保守的な結果を与える。

(注1) L.Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995

- b. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、粒子状よう素は5%、無機(元素状)よう素は91%、有機よう素は4%とする。
- c. 代替低圧注水ポンプによるスプレイは、起動遅れ時間に余裕を見込み事故後60分で起動するものとし、スプレイによるエアロゾルの除去効果を期待する。

3・4号機からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件を第4-1-1-2-1表、1・2号機からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件を第4-1-1-2-2表に示す。

以上の条件に基づき、算出した直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる3・4号機の原子炉格納容器内の積算線源強度を第4-1-1-2-3表、1・2号機の原子炉格納容器内の積算線源強度を第4-1-1-2-4表に示す。

(2) 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気放出過程を第4-1-1-2-1図～第4-1-1-2-4図に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

a. 3・4号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、前項(1)に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合は、前項(1)に同じ。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は 9.0×10^{-4} (1/s)とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 6.46×10^{-3} (1/時)とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイの効果は、前項(1)に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/dとする。
- (g) 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。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,360\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $250\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気浄化設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで78分とし、こ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大気中へ全量放出され、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) 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。

大気中への放出量評価条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-1-2-5表に示す。

また、上記条件により評価した3・4号機の結果を第4-1-1-2-6表に示す。

b. 1・2号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、前項(1)に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合は、前項(1)に同じ。

- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は 9.0×10^{-4} (1/s) とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 5.76×10^{-3} (1/時) とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイの効果は、前項(1)に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/d とする。
- (g) 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。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に10,900m³とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気再循環設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量113m³/minのアニュラス空気再循環設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで106分とし、こ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大気中へ全量放出され、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気再循環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。

大気中への放出量評価条件の詳細について、1・2号機の条件を第4-1-1-2-7表に示す。

また、上記条件により評価した1・2号機の結果を第4-1-1-2-8表に示す。

(3) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるよう、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、地上放出時は地上とする。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

大気拡散条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-1-2-9表、1・2号機の条件を第4-1-1-2-10表に示す。

これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-1-2-11表及び第4-1-1-2-12表に示す。

(4) 線量評価

運転員の勤務形態は、平常時に通常勤務をする運転員が事故時に交代要員に加わることを考慮して5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在期間として49時間、入退域の回数を10回とし、事故後7日間の積算線量をこれらの割合で配分して実効線量を評価する。運転員交代考慮条件を第4-1-1-2-13表に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量の計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を模擬し、それぞれQAD-CGGP2R Ver. 1.04コード及びSCATTERING Ver. 90mコードにより計算する。計算モデルを第4-1-1-2-5図～第4-1-1-2-8図に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

クラウドシャインガンマ線量の計算に当たっては、大気中への放射性物質放出量及び相対線量を用いる。中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率は、遮蔽体中でより減衰しにくい高エネルギー側のガンマ線の値である2.5MeVに対するコンクリート減衰率として、次式のとおりテラー型ビルドアップ係数を考慮して算出する。

$$R = A \cdot e^{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t} + (1-A) \cdot e^{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t}$$

ここで、

R : 中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率(—)

A, α_1 , α_2 : ビルドアップ因子 (注1)

μ : 線減衰係数 (cm⁻¹)

t : 中央制御室遮蔽厚 (cm)

上記のうち、 μ については、「X-ray Attenuation Coefficients From 10 keV to 100 MeV」(G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)に基づく質量減衰係数(cm^2/g)を内挿計算し、中央制御室遮蔽コンクリートの密度(g/cm^3)を乗じることで算出される値を用いる。

(注1) 「SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」(W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)

(5) 被ばく評価結果

重大事故等時に生体遮蔽装置を透過する放射線による線量は、第4-1-1-2-14表に示すとおり、3号機では約 $9.7 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、4号機では約 $7.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、1号機では約 $2.0 \times 10^0 \text{mSv}$ 、2号機では約 $2.7 \times 10^0 \text{mSv}$ である。

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、第4-1-1-2-15表～第4-1-1-2-18表に示すとおり、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を合算すると3号機では約 6.5mSv 、4号機では約 4.5mSv 、1号機では約 6.4mSv 、2号機では約 6.1mSv となる。また、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約 24mSv であり、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv を超えない。

4.2 熱除去の評価

4.2.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価

4.2.1.1 中央制御室遮蔽の評価方針

(1) 中央制御室遮蔽の評価の概要

中央制御室遮蔽及び外部遮蔽の熱除去に関する設計のために、放射線による遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が遮蔽機能上問題ないことを評価する。なお、温度上昇については、遮蔽体の熱伝導率や遮蔽体からの放熱は、保守的な評価条件となるように評価する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値として設定する170℃以下^(注1)となることを評価する。なお、中央制御室遮蔽は、重大事故等時における温度上昇が1℃以下となることを確認する。

本評価では、保守的な結果となるように以下のとおり遮蔽体の温度上昇を計算する。

- ・遮蔽体は鉄筋コンクリートであるが、コンクリートに比べ鉄筋は熱伝導率が大きく、鉄筋によりコンクリートの熱が除去されることから、ガンマ発熱量の計算上はコンクリートのみとする。
- ・コンクリートに入射、吸収されたガンマ線はすべて温度上昇に寄与するものとし、外気や室内への放熱はないものとする。
- ・遮蔽体の温度上昇の計算に用いるガンマ発熱量は、各評価点でガンマ発熱量を計算し、これらの結果を合計したものとする。

(注1) 温度制限値とする170℃は、「R. G. Jaeger, “Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol. 9. 1. 12. 6”, (1975) 」によるコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値177℃を保守的に切り下げて設定する。

なお、強度評価上は、既往の文献である「高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状(セメント・コンクリートNo. 449, July 1984)」及び「高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究(日本建築学会構造系論文集第457号、1994年3月)」によると、コンクリートを175℃程度、91日間加熱した試験でも、コンクリートの圧縮強度の低下及び剛性の低下は小さいとされている。

(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算

各評価点のガンマ線入射線束に遮蔽体の構成物質（コンクリート）に応じたエネルギー吸収係数を乗じて各評価点のガンマ発熱量を次式により計算し、これらの結果を合計したものを1点に入射させた場合のガンマ発熱量を温度上昇の計算に用いる。

$$Q = I_{\gamma} \cdot f \cdot B$$

ここで、

Q : ガンマ発熱量(kJ/cm³)

I_γ : ガンマ線入射線束(MeV/cm²)

f : MeVからkJへの換算係数(1.602×10⁻¹⁶kJ/MeV)

B : コンクリートの線エネルギー吸収係数(cm⁻¹)^(注1)

(注1) 「Reactor Physics Constants」 (ANL-5800, July 1963)

(3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体における温度上昇の計算

「4.2.1.1(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算」により計算したガンマ発熱量を用いて、比熱の定義(c = Q/(m・ΔT))をΔTについて解いた次式により温度上昇を計算する。

$$\Delta T = Q \cdot 1000 / (c \cdot \rho)$$

ここで

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : ガンマ発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱(0.95 (kJ/(kg・°C)))^(注1)

ρ : コンクリート密度(g/cm³)

(中央制御室遮蔽 : 2.2 g/cm³)^(注2)

(注1) 「伝熱工学資料 改訂第5版」(日本機械学会, 2009)

(注2) 昭和56年5月22日付け55資庁第17094号にて認可された工事計画による設計確認値

4.2.1.2 中央制御室遮蔽の評価条件及び評価結果

(1) 中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束の評価点の設定

遮蔽体のガンマ線入射線束の評価点は、入射線束が最も高くなるように、中央制御室のガンマ線入射線束の評価点は、第4-2-1-2-1図に示すとおり、直接ガンマ線については中央制御室遮蔽のうち線源である原子炉格納容器に最近接の壁外側表面、スカイシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線については天井壁外側表面とする。

(2) 中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束の設定

重大事故等時における中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束は、「4.1.1.2 中央制御室の評価条件及び評価結果」に示す放射線の遮蔽計算の線源及びモデルを使用し、直接ガンマ線はQAD-CGGP2R Ver. 1.04コード、スカイシャインガンマ線はSCATTERING Ver. 90mコード、クラウドシャインガンマ線は0.5MeV換算の線量率及び線量率換算係数を用いて計算する。これらのガンマ線入射線束の計算結果を第4-2-1-2-1表に示す。

(3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体におけるガンマ発熱量及び温度上昇の評価

a. ガンマ発熱量の評価

「4.2.1.1(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算」の計算式により得られた重大事故等時における事故後7日間積算のガンマ発熱量は第4-2-1-2-1表に示すとおり約 1.8×10^{-6} kJ/cm³となる。

b. 温度上昇の評価

「4.2.1.1(3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体における温度上昇の計算」の計算式により得られた重大事故等時における事故後7日間積算の温度上昇は第4-2-1-2-1表に示すとおり約0.001℃となる。

(4) 中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果

「4.2.1.2(3)b. 温度上昇の評価」に示すとおり中央制御室遮蔽の重大事故等時における温度上昇は1℃以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値を満足している。

4.2.2 外部遮蔽の熱除去の評価

外部遮蔽の熱除去の評価に係る評価方針、評価条件及び評価結果は、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の資料34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」、平成27年10月9日付け原規規発第1510091号にて認可された工事計画の資料34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画の資料34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画の資料34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」による。

4.3 放射線の遮蔽及び熱除去の評価のまとめ

中央制御室遮蔽、外部遮蔽について、放射線の遮蔽及び熱除去の評価を行った結果、それぞれの判断基準を満足していることから、遮蔽機能上問題がないものとして評価する。

4.3.1 放射線の遮蔽の評価結果

中央制御室の放射線の遮蔽の評価結果は次のとおりである。

(被ばく評価の判断基準)

重大事故等時における中央制御室の居住性については、事故後7日間で100mSvを超えないこと。

(評価結果)

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を合算すると3号機では約6.5mSv、4号機では約4.5mSv、1号機では約6.4mSv、2号機では約6.1mSvとなる。また、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約24mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えないことを確認した。

4.3.2 熱除去の評価結果

中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果は次のとおりである。

(熱除去の判断基準)

熱除去の評価は、遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所について、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下（170℃以下）となること。なお、中央制御室遮蔽は、重大事故等時における温度上昇が1℃以下となることを確認する。

(評価結果)

中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果は、重大事故等時における事故後7日間積算の温度上昇は、約0.001℃となることより、重大事故時における温度上昇は1℃以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値を満足していることを確認した。

第4-1-1-1-1表 評価事象に係る条件（1・2・3・4号機共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
事故の評価期間	重大事故等時 事故後7日間	解釈に基づき評価 期間を設定	解釈 1b)④判断基準は、運転員の実 効線量が7日間で100mSvを超え ないこと。
評価事象	重大事故等時 大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗 全交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能の喪失を 考慮する	炉心損傷が早く、 また、原子炉格納 容器内の圧力が高 く維持される事象 であることから、 中央制御室の運転 員の被ばくの観点 から結果が最も厳 しくなる事故シー ケンスとして選定	解釈 1b)① 設置許可基準規則第37 条の想定する格納容器破損モ ードのうち、原子炉制御室の 運転員の被ばくの観点から結 果が最も厳しくなる事故収束 に成功した事故シーケンスを 想定すること。

第4-1-1-1-2表 炉心内蓄積量評価条件（3・4号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。 審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	3	同上	

第4-1-1-1-3表 炉心内蓄積量評価条件（1・2号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,432MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。 審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	4	同上	

第4-1-1-1-4表 炉心内蓄積量（3・4号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 3.0×10^{19}
よう素類	約 3.1×10^{19}
Cs類	約 1.2×10^{19}
Te類	約 1.9×10^{19}
Ba類	約 1.8×10^{19}
Ru類	約 3.6×10^{19}
Ce類	約 6.6×10^{19}
La類	約 6.6×10^{19}

第4-1-1-1-5表 炉心内蓄積量（1・2号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 2.9×10^{19}
よう素類	約 2.9×10^{19}
Cs類	約 1.2×10^{19}
Te類	約 1.8×10^{19}
Ba類	約 1.8×10^{19}
Ru類	約 3.2×10^{19}
Ce類	約 6.1×10^{19}
La類	約 6.3×10^{19}

第4-1-1-1-6表 原子炉格納容器内の線源強度計算条件（1・2・3・4号機共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された放射性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質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て設定	被ばく評価手法（内規） 6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、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及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。 審査ガイド 4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
アニュラス内線源強度分布	考慮しない	アニュラス部が外部遮蔽壁の内側に存在するため、アニュラス部内に漏えいした放射性物質によるガンマ線は考慮しない	被ばく評価手法（内規） 6.1(3)f) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした希ガス及びよう素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2・3・4号機共通）（1/5）

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	<p>気象指針^(注1)を参考として、放射線雲は風下方向に線的に流され、放射性雲の軸のまわり正規分布に広がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</p>
気象資料	<p>高浜発電所における1年間の気象資料（2006.1～2006.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）</p>	<p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</p>
累積出現頻度	小さい方から97%	<p>気象指針^(注1)を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</p>

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考												
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>												
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1013 1281 1406 1424"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）</td> </tr> <tr> <td>PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>高圧発生型原子炉施設</td> <td>破損</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2.(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋	高圧発生型原子炉施設	破損	原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類													
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）													
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋													
高圧発生型原子炉施設	破損	原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋													

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2・3・4号機共通）（3/5）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質 濃度の 評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心	<p>【中央制御室内】 外気を取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>審査ガイド 【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p>

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2・3・4号機共通）（4/5）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
着目方位	<p>【中央制御室内】 1号機：2方位 2号機：1方位 3号機：5方位 4号機：5方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下のi)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>




第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2・3・4号機共通）（5/5）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	<p>【1・2号】 3,500m²</p> <p>【3・4号】 3,200m²</p>	<p>保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。</p>

第4-1-1-1-8表 生体遮蔽装置及び線量換算係数（1・2・3・4号機共通）（1/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
3・4号機 外部遮蔽	<p>第4-1-1-2-5～6図のとおり、ドーム部、円筒部それぞれ遮蔽厚さを設定</p> <p>ドーム部： []mm</p> <p>円筒部： []mm</p> <p>ドーム部について、施工誤差-5mmを考慮する。</p>	<p>外部遮蔽厚さはドーム部 []mm、円筒部は []mmである。線量計算では、ドーム部については設計値に施工誤差(-5mm)を考慮し、円筒部では []mmを安全側に丸めて []mmの厚さでモデル化</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>6.2(3) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮蔽のドーム部と円筒部の遮蔽厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p>
1・2号機 外部遮蔽	<p>第4-1-1-2-7～8図のとおり、ドーム部、円筒部それぞれ遮蔽厚さを設定</p> <p>ドーム部： []mm</p> <p>円筒部： []mm、 []mm</p> <p>ドーム部、円筒部及び円筒部に対し増厚した遮蔽について、施工誤差-5mmを考慮する。</p>	<p>外部遮蔽厚さはドーム部 []mm、円筒部は []mm(最小厚さ)である。線量計算では、ドーム部 []mm、円筒部 []mm及び円筒部に対し増厚した []mmにそれぞれ施工誤差-5mmを考慮する</p>	<p>さらに、アニュラスの構造壁の遮蔽効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件から計算する。</p>
アニュラス壁	考慮しない	<p>アニュラス部は外部遮蔽壁の内側に存在するが、アニュラス部内に漏えいする放射性物質は原子炉格納容器にとどまるものとして、アニュラスによる遮蔽は考慮しない</p>	

第4-1-1-1-8表 生体遮蔽装置及び線量換算係数（1・2・3・4号機共通）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
<p>3・4号機 中央制御室 遮蔽</p>	<p>設計図書より第4-1-1- 2-5～8図のとおり設定</p> <p>壁：  mm 天井： mm 床： mm 施工誤差について は、-5mmを考慮する</p>	<p>設計値に施工誤差 (-5mm) を考慮</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.1.1(2)c) 線源から中央制御室に 至るまでの遮蔽効果を、構造物の 配置、形状及び組成から計算す る。建屋等の構造壁又は天井に対 して、配置、形状及び組成を明ら かにして、遮蔽効果を見込んで もよい。</p> <p>審査ガイド 4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物 質からのスカイシャインガンマ線 及び直接ガンマ線による外部被ば く線量は、積算線源強度、施設の 位置、遮蔽構造及び地形条件から 計算する。</p>
<p>空気カーマ から全身に 対しての線 量への換算 係数</p>	<p>1 Sv/Gy</p>	<p>被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全 身に対しての線量換算係数は、ガ ンマ線エネルギーに依存した実効 線量への換算係数又は1Sv/Gyとす る。</p>

第4-1-1-2-1表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

(3・4号機共通) (重大事故等時)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 ^(注1) 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 ^(注2) のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約49分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ時間約49分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数 (DF) < 50 0.35 (1/時) 除染係数 (DF) ≥ 50 0.042 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注3) に示された評価式等に基づき設定	—

(注1) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

(注2) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

(注3) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第4-1-1-2-2表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

(1・2号機共通) (重大事故等時)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類 : 100% よう素類 : 75% Cs類 : 75% Te類 : 30.5% Ba類 : 12% Ru類 : 0.5% Ce類 : 0.55% La類 : 0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス(大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む)を代表するNUREG-1465 ^(注1) 記載の放出割合(被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮)を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機(元素状)よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 ^(注2) のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間(約50分)に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ時間約50分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数(DF) < 50 0.25 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 0.029 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注3) に示された評価式等に基づき設定	—

(注1) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

(注2) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

(注3) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第4-1-1-2-3表 原子炉格納容器内の積算線源強度（気相部、液相部）

（3・4号機共通）（中央制御室 重大事故等時）

代表 エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (気相部) (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (液相部) (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.4×10^{23}	2.4×10^{22}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	5.8×10^{21}	1.0×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.0×10^{23}	8.7×10^{22}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	2.9×10^{23}	3.7×10^{22}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.1×10^{24}	2.9×10^{23}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	8.9×10^{23}	4.0×10^{23}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	3.9×10^{23}	1.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	8.7×10^{22}	2.8×10^{22}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	6.8×10^{22}	4.2×10^{21}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	4.0×10^{21}	1.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	3.7×10^{20}	2.1×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	5.0×10^{19}	5.6×10^{19}
7	$6 < E \leq 8$	1.2×10^{12}	2.3×10^{13}
9.5	$8 < E$	1.8×10^{11}	3.6×10^{12}

第4-1-1-2-4表 原子炉格納容器内の積算線源強度（気相部、液相部）

（1・2号機共通）（中央制御室 重大事故等時）

代表 エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (気相部) (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (液相部) (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.3×10^{23}	2.2×10^{22}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	5.5×10^{21}	9.3×10^{21}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	9.4×10^{22}	7.8×10^{22}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	2.6×10^{23}	3.3×10^{22}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.0×10^{24}	3.2×10^{23}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	8.2×10^{23}	4.2×10^{23}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	3.6×10^{23}	9.8×10^{22}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	8.2×10^{22}	2.6×10^{22}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	6.6×10^{22}	3.6×10^{21}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	4.1×10^{21}	1.6×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	4.1×10^{20}	1.9×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	6.0×10^{19}	5.0×10^{19}
7	$6 < E \leq 8$	3.9×10^{11}	5.7×10^{12}
9.5	$8 < E$	5.6×10^{10}	8.7×10^{11}

第4-1-1-2-5表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験 ^(注1) に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着率	6.46×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 ^(注2) に基づき設定	同上
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部外：3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,360m ³	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	250m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定(選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む))	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970

(注2) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-1-2-5表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	同上

第4-1-1-2-6表 大気中への放出量評価結果（3・4号機共通）

（事故後7日間積算）（中央制御室 重大事故等時）

評 価 項 目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 5.2×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 7.6×10^{15}
ヨウ素	gross値	約 2.4×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.1×10^{13}
セシウム	gross値	約 3.1×10^{13}
上記以外の核種	gross値	約 7.1×10^{13}
合計	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 8.5×10^{15}

第4-1-1-2-7表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験 ^(注1) に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着率	5.76×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 ^(注2) に基づき設定	同上
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部外：3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,900m ³	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気再循環設備ファン流量	113m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む）)	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970

(注2) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-1-2-7表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
アニュラス負圧達成時間	106分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間46分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気再循環設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気再循環設備よう素フィルタによる除去効率	0～106分：0% 106分～：95%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気再循環設備微粒子フィルタによる除去効率	0～106分：0% 106分～：99%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	同上

第4-1-1-2-8表 大気中への放出量評価結果（1・2号機共通）

（事故後7日間積算）（中央制御室 重大事故等時）

評 価 項 目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 4.9×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 7.6×10^{15}
ヨウ素	gross値	約 2.8×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.5×10^{13}
セシウム	gross値	約 4.7×10^{13}
上記以外の核種	gross値	約 1.1×10^{14}
合計	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 8.6×10^{15}

第4-1-1-2-9表 大気拡散評価条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 80m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-1-2-10表 大気拡散評価条件（1・2号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 81m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-1-2-11表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3・4号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 1.2×10^{-3} 排気筒放出： 6.0×10^{-4}	地上放出： 5.5×10^{-18} 排気筒放出： 9.1×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出： 8.7×10^{-5} 排気筒放出： 4.4×10^{-5}	地上放出： 8.0×10^{-19} 排気筒放出： 4.6×10^{-19}
		事務所入口	地上放出： 3.9×10^{-4} 排気筒放出： 2.0×10^{-4}	地上放出： 2.0×10^{-18} 排気筒放出： 3.9×10^{-19}
		中央制御室入口	地上放出： 1.0×10^{-3} 排気筒放出： 5.0×10^{-4}	地上放出： 4.6×10^{-18} 排気筒放出： 1.1×10^{-18}
4号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 7.8×10^{-4} 排気筒放出： 3.9×10^{-4}	地上放出： 3.7×10^{-18} 排気筒放出： 6.5×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出： 1.8×10^{-4} 排気筒放出： 9.1×10^{-5}	地上放出： 1.4×10^{-18} 排気筒放出： 6.9×10^{-19}
		事務所入口	地上放出： 4.5×10^{-4} 排気筒放出： 2.2×10^{-4}	地上放出： 2.4×10^{-18} 排気筒放出： 5.2×10^{-19}
		中央制御室入口	地上放出： 5.8×10^{-4} 排気筒放出： 2.9×10^{-4}	地上放出： 2.8×10^{-18} 排気筒放出： 7.1×10^{-19}

第4-1-1-2-12表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1・2号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
1号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : 6.1×10^{-4} 排気筒放出 : 3.0×10^{-4}	地上放出 : 3.6×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
	入退域時	正門	地上放出 : 3.4×10^{-4} 排気筒放出 : 1.7×10^{-4}	地上放出 : 2.0×10^{-18} 排気筒放出 : 7.9×10^{-19}
		事務所入口	地上放出 : 6.8×10^{-4} 排気筒放出 : 3.4×10^{-4}	地上放出 : 4.2×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
		中央制御室入口	地上放出 : 6.2×10^{-4} 排気筒放出 : 3.1×10^{-4}	地上放出 : 3.7×10^{-18} 排気筒放出 : 1.4×10^{-18}
2号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : 4.5×10^{-4} 排気筒放出 : 2.2×10^{-4}	地上放出 : 2.8×10^{-18} 排気筒放出 : 6.8×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出 : 2.1×10^{-4} 排気筒放出 : 1.1×10^{-4}	地上放出 : 1.4×10^{-18} 排気筒放出 : 5.5×10^{-19}
		事務所入口	地上放出 : 7.4×10^{-4} 排気筒放出 : 3.7×10^{-4}	地上放出 : 4.5×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
		中央制御室入口	地上放出 : 4.6×10^{-4} 排気筒放出 : 2.3×10^{-4}	地上放出 : 2.8×10^{-18} 排気筒放出 : 9.1×10^{-19}

第4-1-1-2-13表 運転員交代考慮条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間	49時間	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間として設定	—
入退域	回数： 10回 滞在時間： 入退域1回当たり、入退域の経路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の入退域回数として設定 入退域の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までを評価対象としている。 正門に3分とは、周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在することとして評価する。 事務所入口に3分とは、正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在することとして評価する。 中央制御室入口に5分とは、事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在することとして評価する。	—

第4-1-1-2-14表 生体遮蔽装置を透過する放射線による線量（重大事故等時）

（単位：mSv）

種類		線量			
		1号機発災時	2号機発災時	3号機発災時	4号機発災時
室内作業時	直接ガンマ線量及び スカイシャインガンマ線量	約 1.5×10^{-4}	約 1.5×10^{-4}	約 2.7×10^{-3}	約 2.7×10^{-3}
	クラウドシャインガンマ線量	約 4.7×10^{-3}	約 3.2×10^{-3}	約 4.2×10^{-3}	約 2.9×10^{-3}
入退域時	直接ガンマ線量及び スカイシャインガンマ線量	約 2.0×10^0	約 2.7×10^0	約 9.6×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}
合計		約 2.0×10^0	約 2.7×10^0	約 9.7×10^{-1}	約 7.1×10^{-1}

第4-1-1-2-15表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（3号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{-3}	—	約 2.7×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.2×10^{-3}	—	約 4.2×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.4×10^0	約 1.9×10^0	約 4.3×10^0
	小 計（①+②+③）	約 2.4×10^0	約 1.9×10^0	約 4.3×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 9.6×10^{-1}	—	約 9.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.2×10^0	約 7.3×10^{-2}	約 1.3×10^0
	小 計（④+⑤）	約 2.2×10^0	約 7.3×10^{-2}	約 2.2×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.6	約 1.9	約 6.5 ^{（注1）}

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-1-2-16表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（4号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{-3}	—	約 2.7×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.9×10^{-3}	—	約 2.9×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.5×10^0	約 1.2×10^0	約 2.7×10^0
	小 計（①+②+③）	約 1.5×10^0	約 1.2×10^0	約 2.7×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 7.0×10^{-1}	—	約 7.0×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 5.5×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}
	小 計（④+⑤）	約 1.6×10^0	約 5.5×10^{-2}	約 1.7×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.2	約 1.3	約 4.5 ^{（注1）}

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-1-2-17表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（1号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.5×10^{-4}	—	約 1.5×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.7×10^{-3}	—	約 4.7×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.2×10^0	約 1.3×10^0	約 2.5×10^0
	小 計（①+②+③）	約 1.2×10^0	約 1.3×10^0	約 2.5×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0×10^0	—	約 2.0×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.8×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.9×10^0
	小 計（④+⑤）	約 3.8×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 3.9×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.0	約 1.3	約 6.4 ^(注1)

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-1-2-18表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（2号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.5×10^{-4}	—	約 1.5×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-3}	—	約 3.2×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.9×10^0
	小 計（①+②+③）	約 9.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.9×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^0	—	約 2.7×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^0	約 6.6×10^{-2}	約 1.5×10^0
	小 計（④+⑤）	約 4.2×10^0	約 6.6×10^{-2}	約 4.2×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.1	約 1.0	約 6.1 ^{（注1）}

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

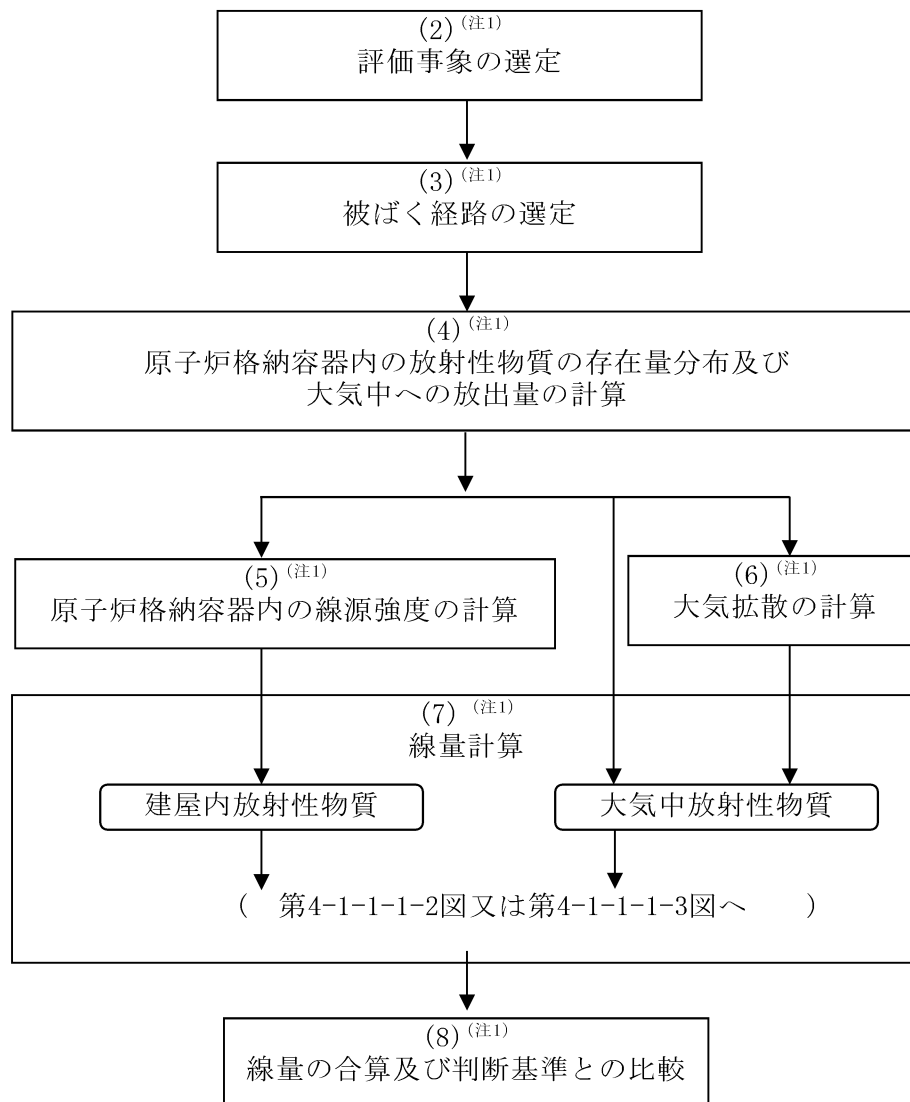
第4-2-1-2-1表 中央制御室遮蔽の熱除去の検討に係る
 ガンマ線入射線束、ガンマ発熱量及び温度上昇（重大事故等時）

号機	ガンマ線 ^(注1)		ガンマ線 入射線束 ^(注2) (MeV/cm ²)	ガンマ発熱量 ^(注2) (kJ/cm ³)		温度上昇 (°C)
	1～4号機 同時被災時	①	直接 ガンマ線	約 6.8×10^{10}	約 5.8×10^{-7}	約 1.8×10^{-6}
②		スカイ シャイン ガンマ線	約 1.1×10^{11}	約 1.1×10^{-6}		
③		クラウド シャイン ガンマ線	約 7.6×10^9	約 7.9×10^{-8}		

(注1) 表中の①～③は第4-2-1-2-1図による各ガンマ線の評価点を示す。

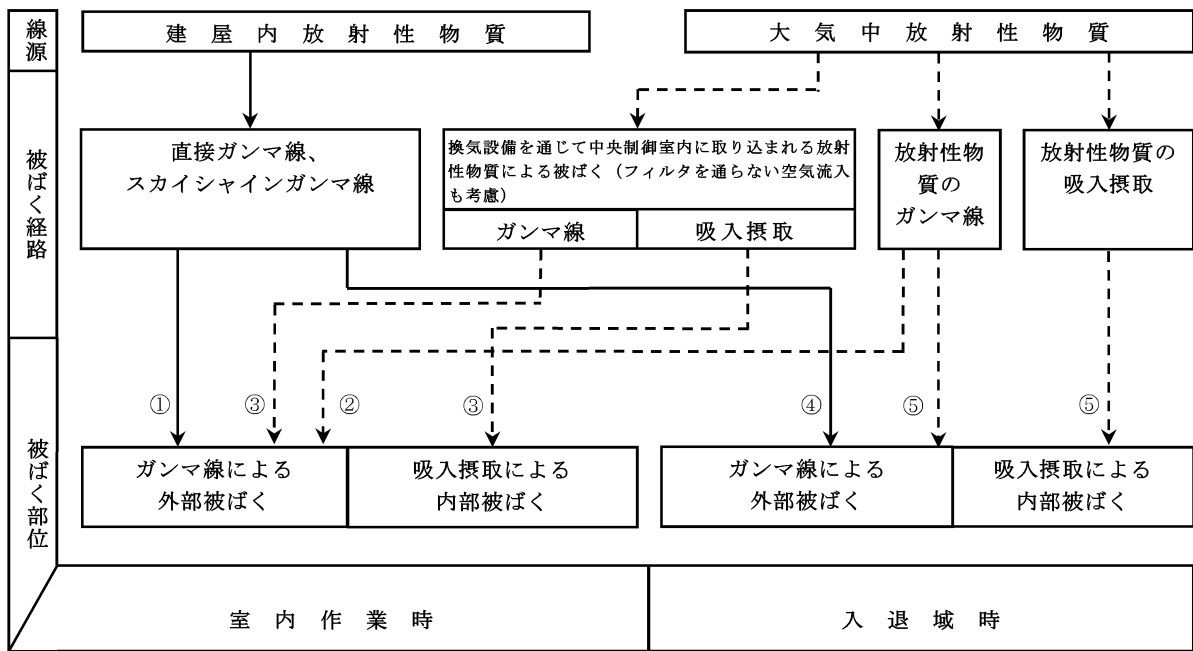
①：原子炉格納容器に最近接の壁外側表面、②③：天井壁外側表面

(注2) 事故後7日間積算



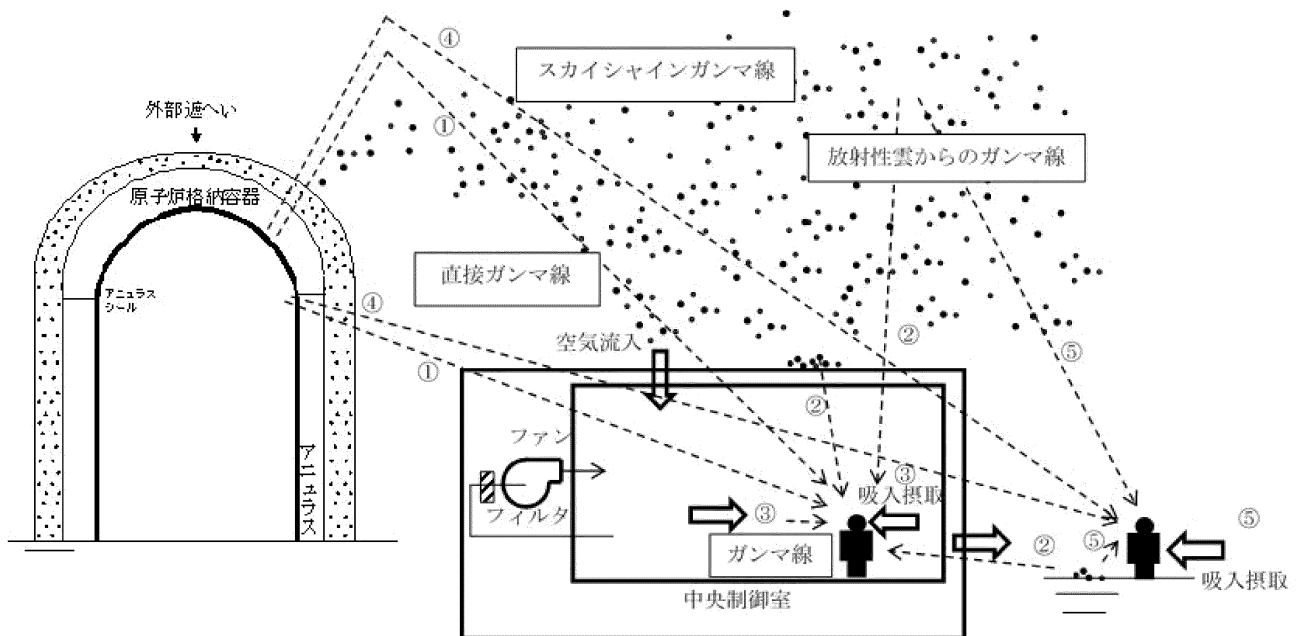
(注1) 「4.1.1.1 評価方針」の項番号を示す。

第4-1-1-1-1図 居住性に係る被ばく評価の手順



第4-1-1-1-2図 中央制御室の運転員の被ばく経路

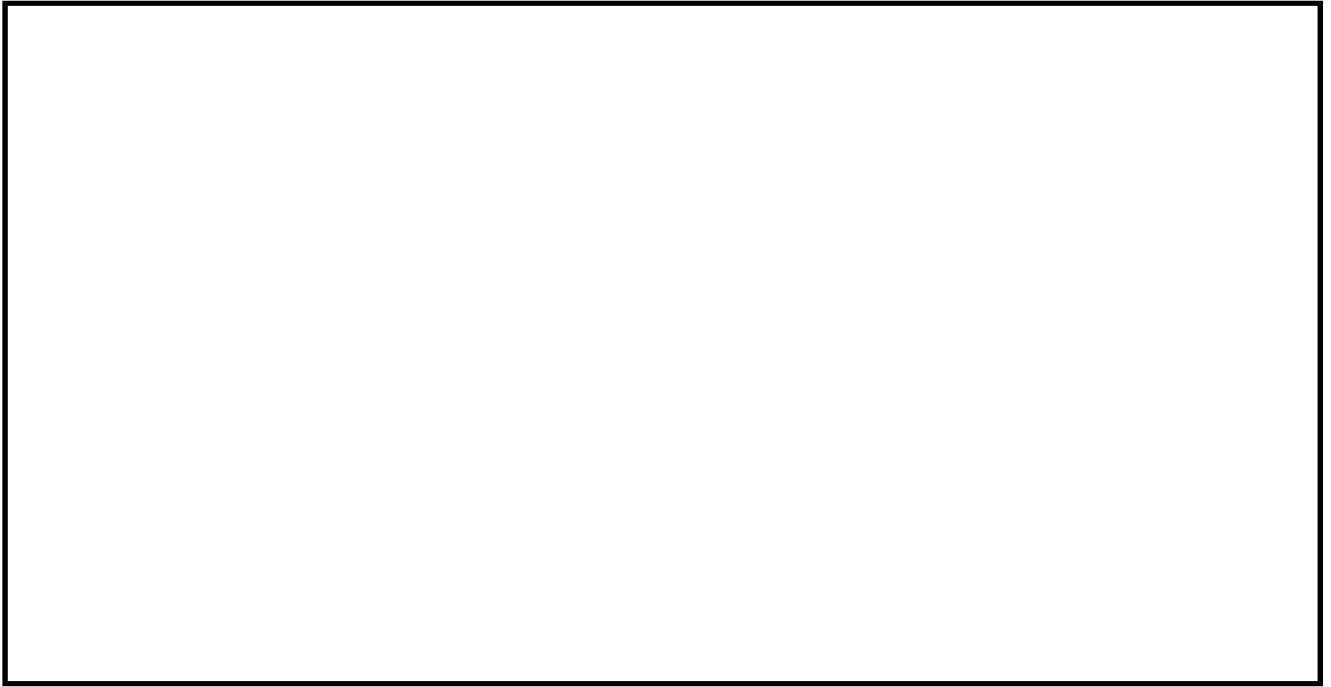
中央制御室内での被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退域での被ばく	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく



※被ばく経路⑤のうちグラウンドシャインガンマ線については、重大事故等時のみ考慮

(注1) 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮しない。

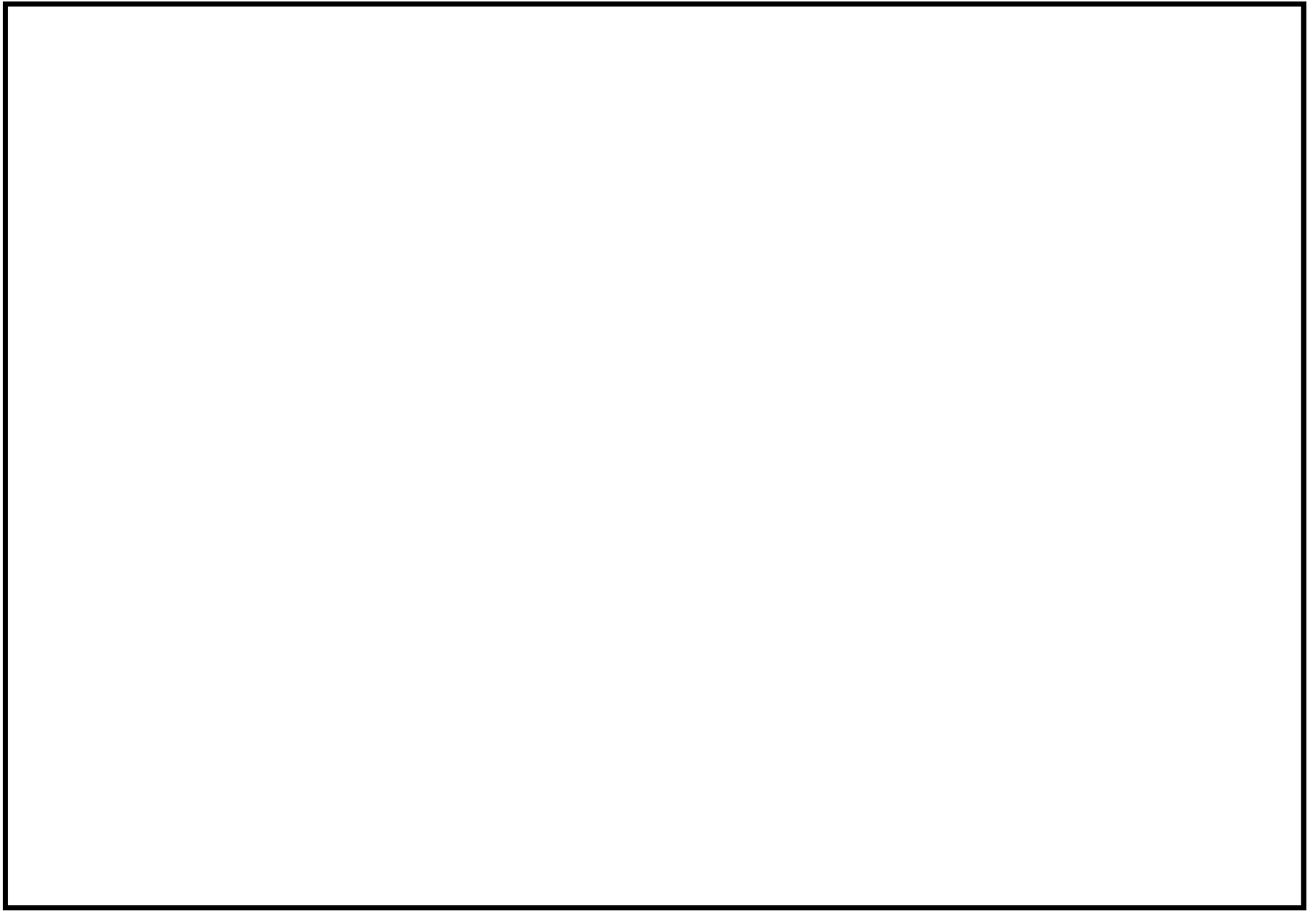
第4-1-1-1-3図 中央制御室の被ばく経路イメージ



第4-1-1-1-4図 評価対象とする風向^(注2)の選定
(放出源：3・4号機／評価点：中央制御室)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

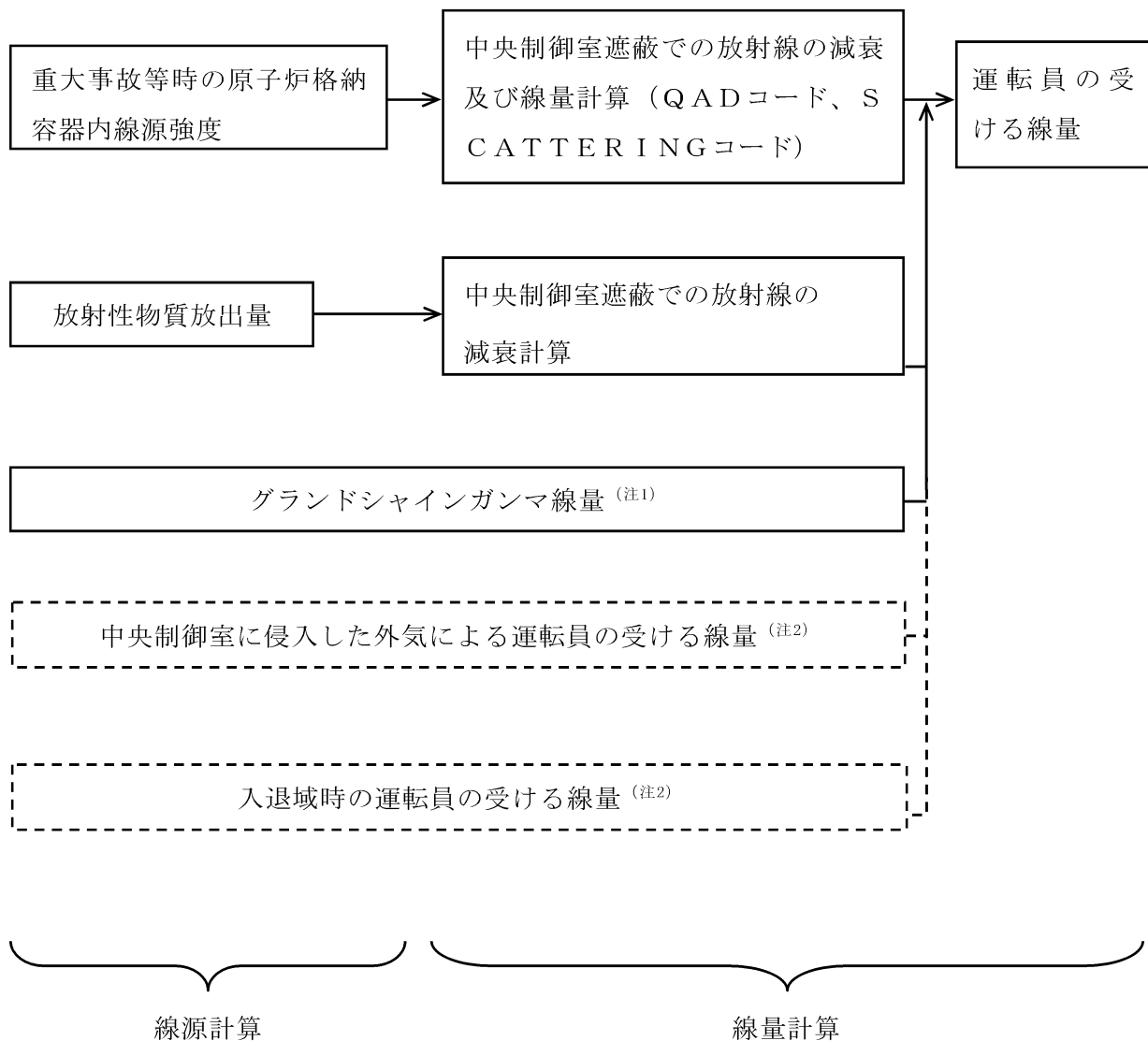
(注2) ここでいう評価対象とする風向は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは180°向きが異なる。



第4-1-1-1-5図 評価対象とする風向^(注2)の選定
(放出源：1・2号機／評価点：中央制御室)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

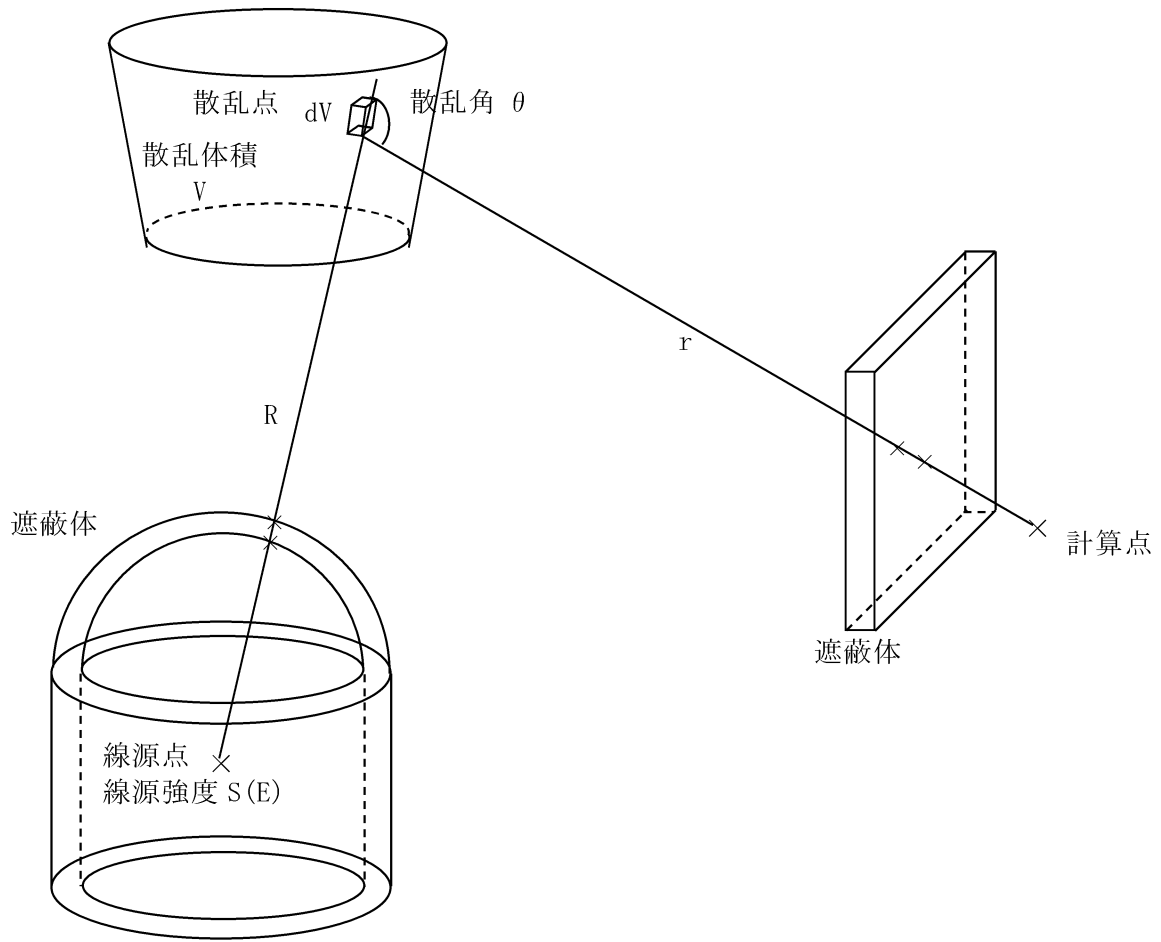
(注2) ここでいう評価対象とする風向は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは180°向きが異なる。



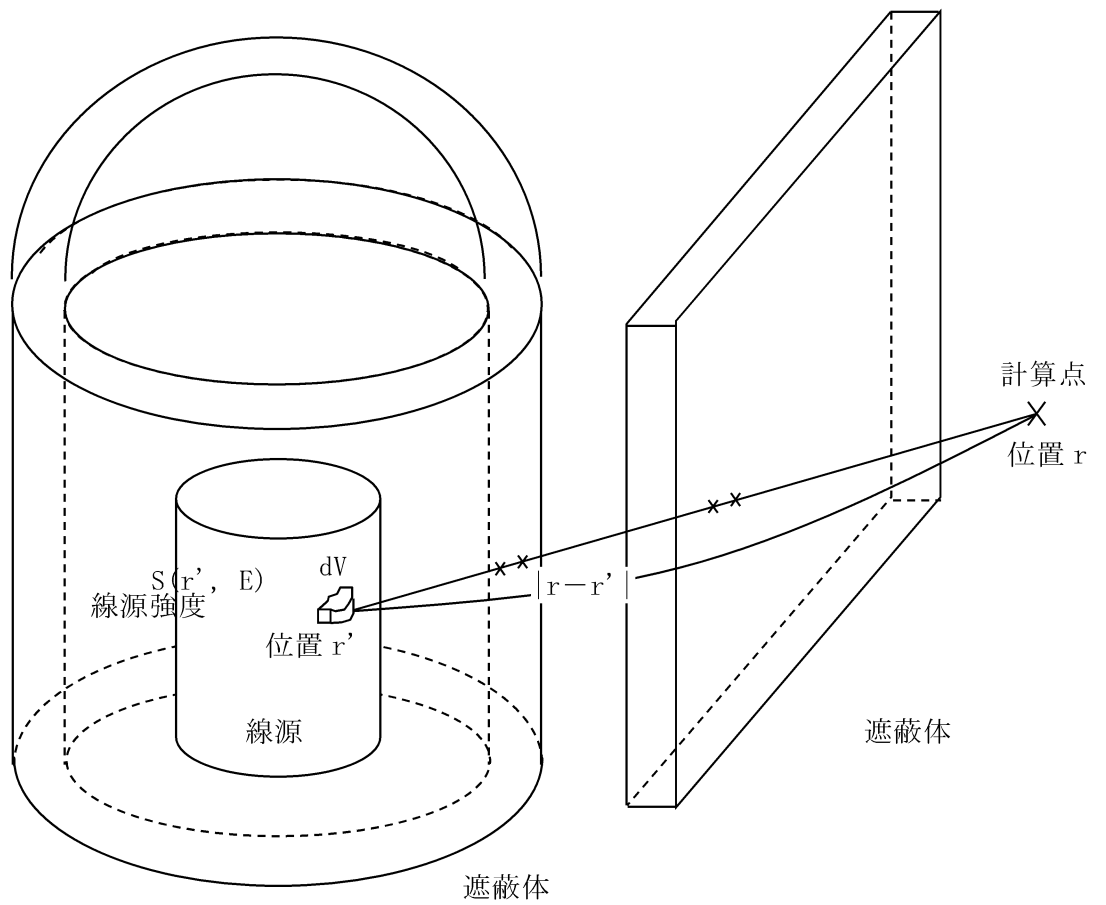
(注1) 格納容器破損防止対策が有効に機能している場合、当該線量は小さい

(注2) 中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量以外の線量

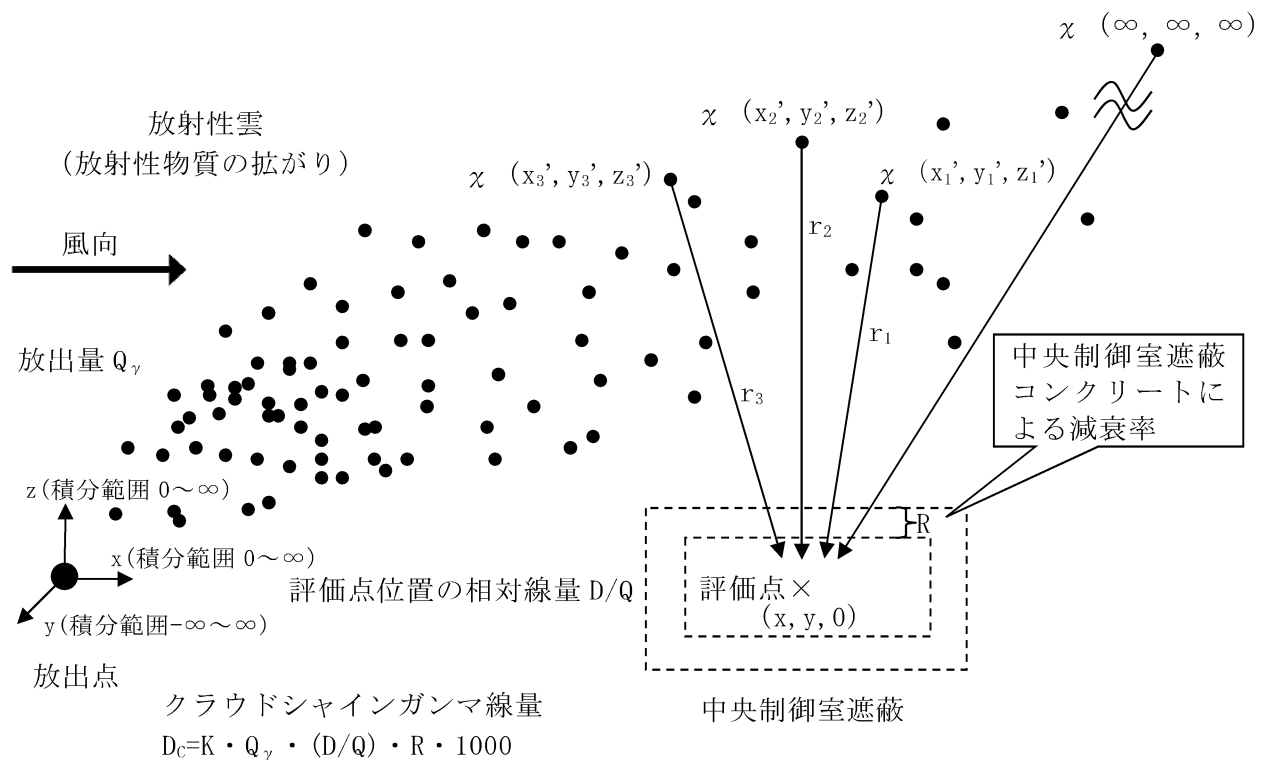
第4-1-1-1-6図 放射線の線源計算と線量計算の関係図
(中央制御室の重大事故等時)



第4-1-1-1-7図 SCATTERING Ver. 90mコードの計算体系



第4-1-1-1-8図 QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードの計算体系



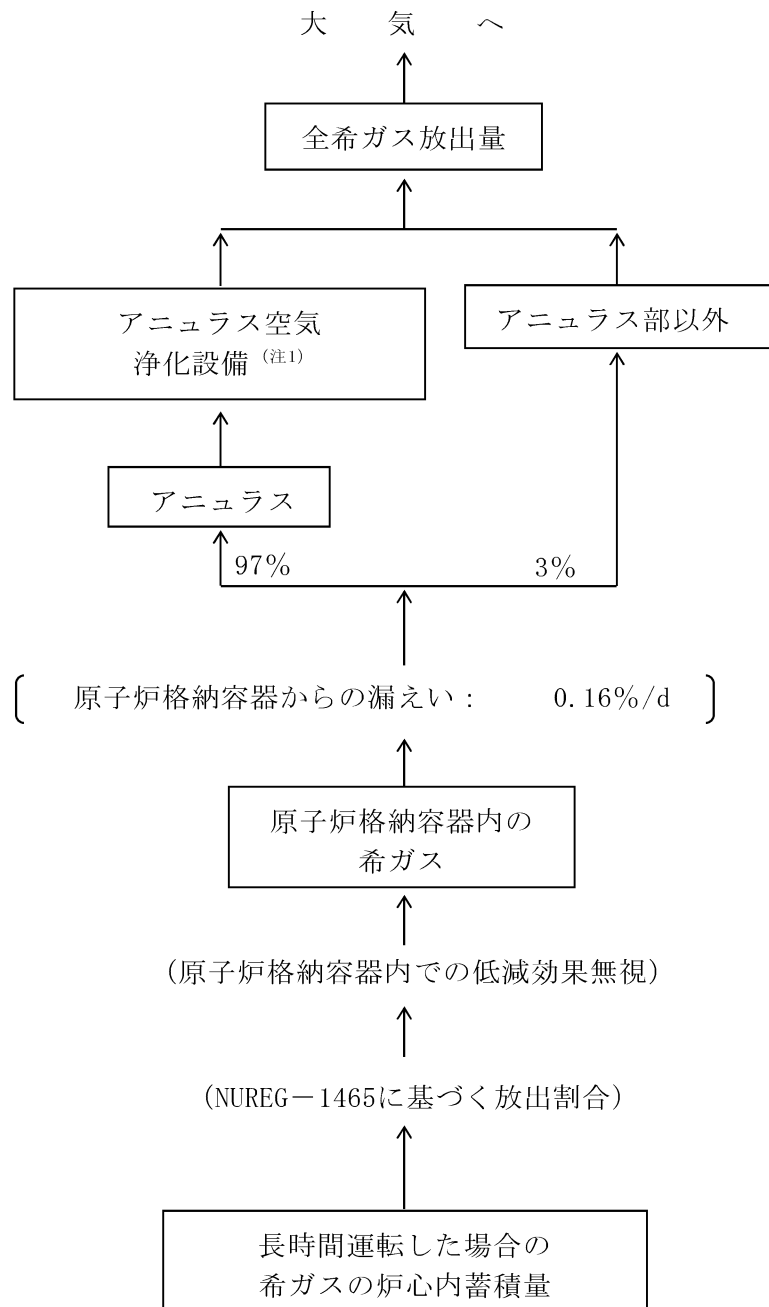
$\chi(x', y', z')$ は D/Q の計算式に示される (x', y', z') の濃度

x, x' : 風下方向の距離

y, y' : 風下方向と垂直な水平方向の距離

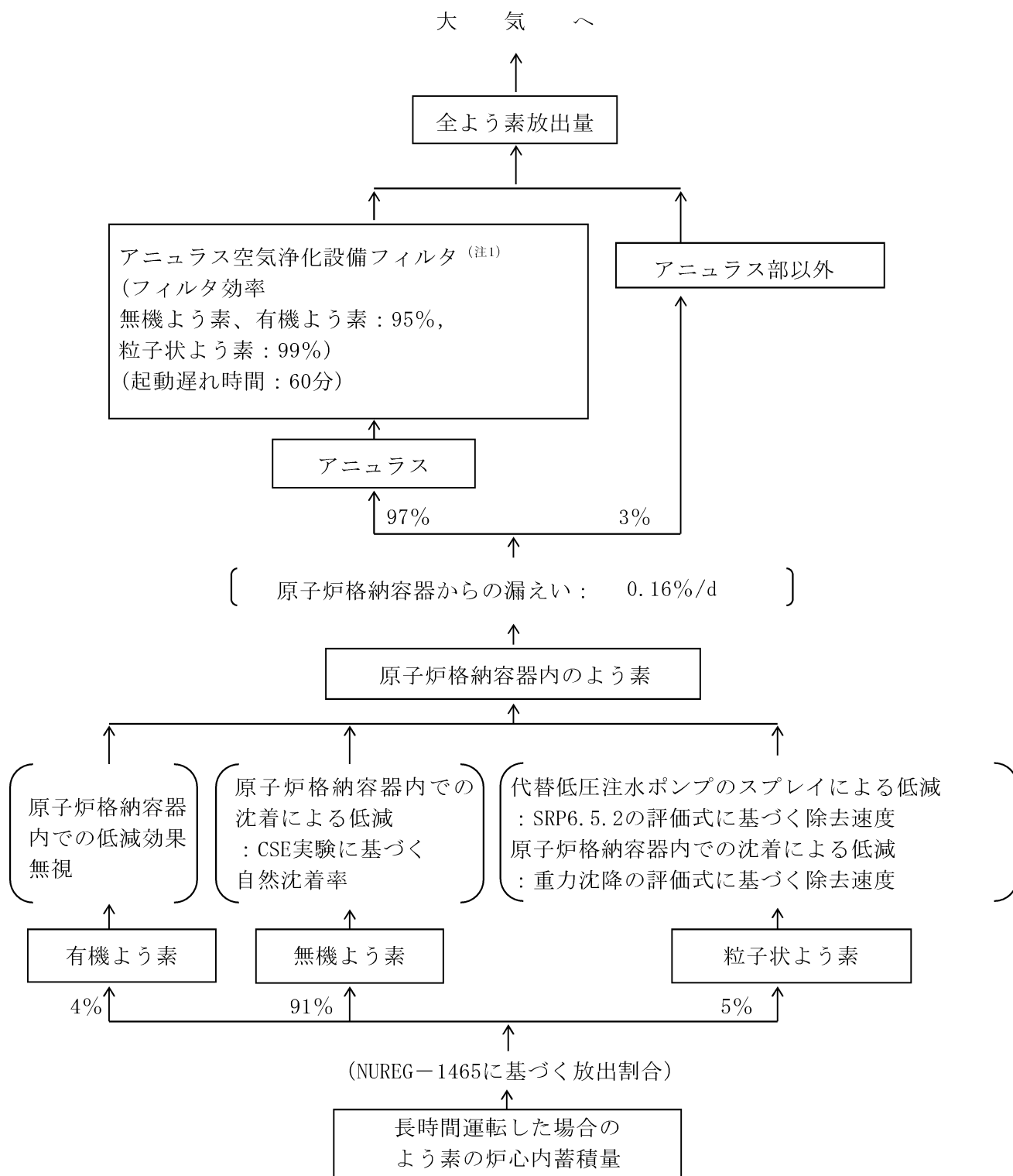
z, z' : 鉛直方向の距離

第4-1-1-1-9図 クラウドシャインガンマ線量計算の概要



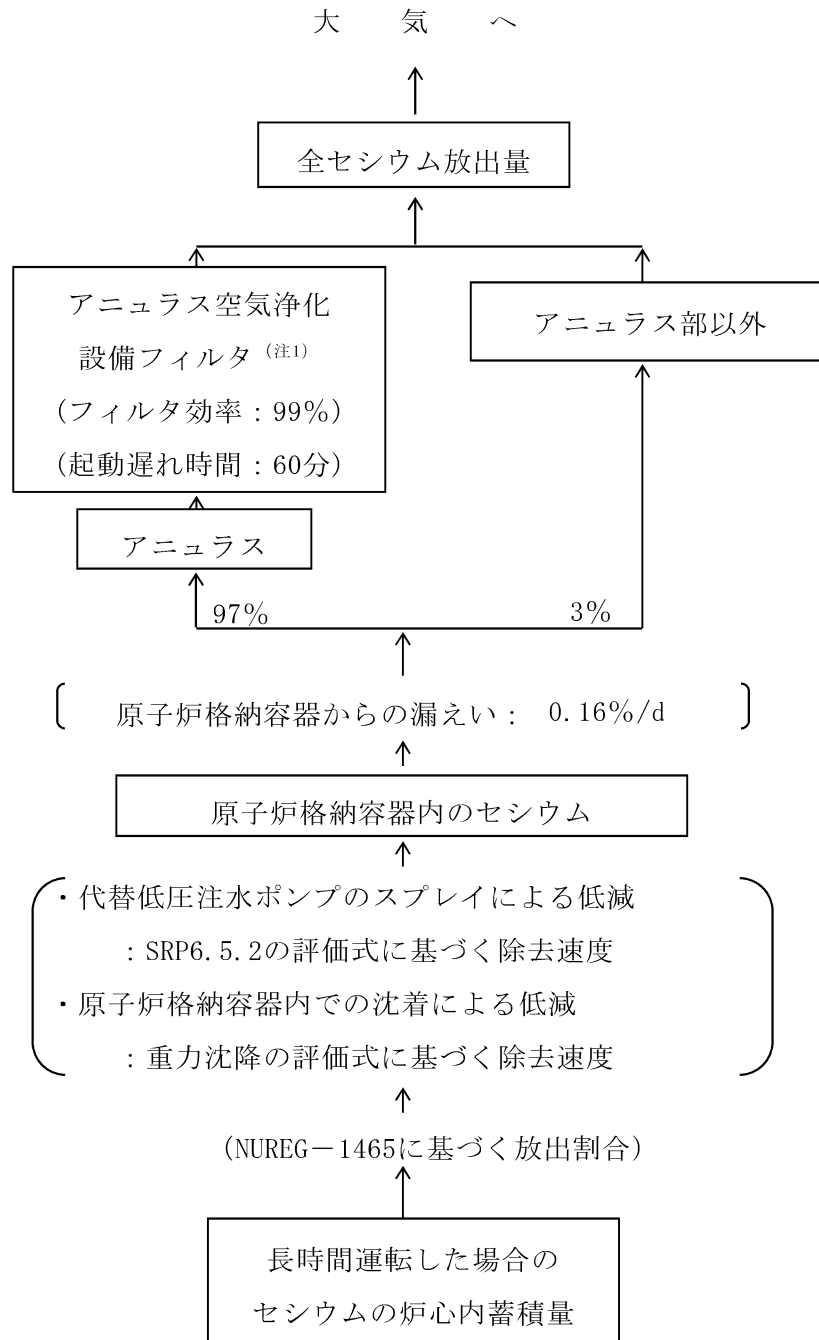
第4-1-1-2-1図 重大事故等時の希ガスの大気放出過程
 (1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大気に放出するとして評価
 1・2号機はアニュラス空気再循環設備



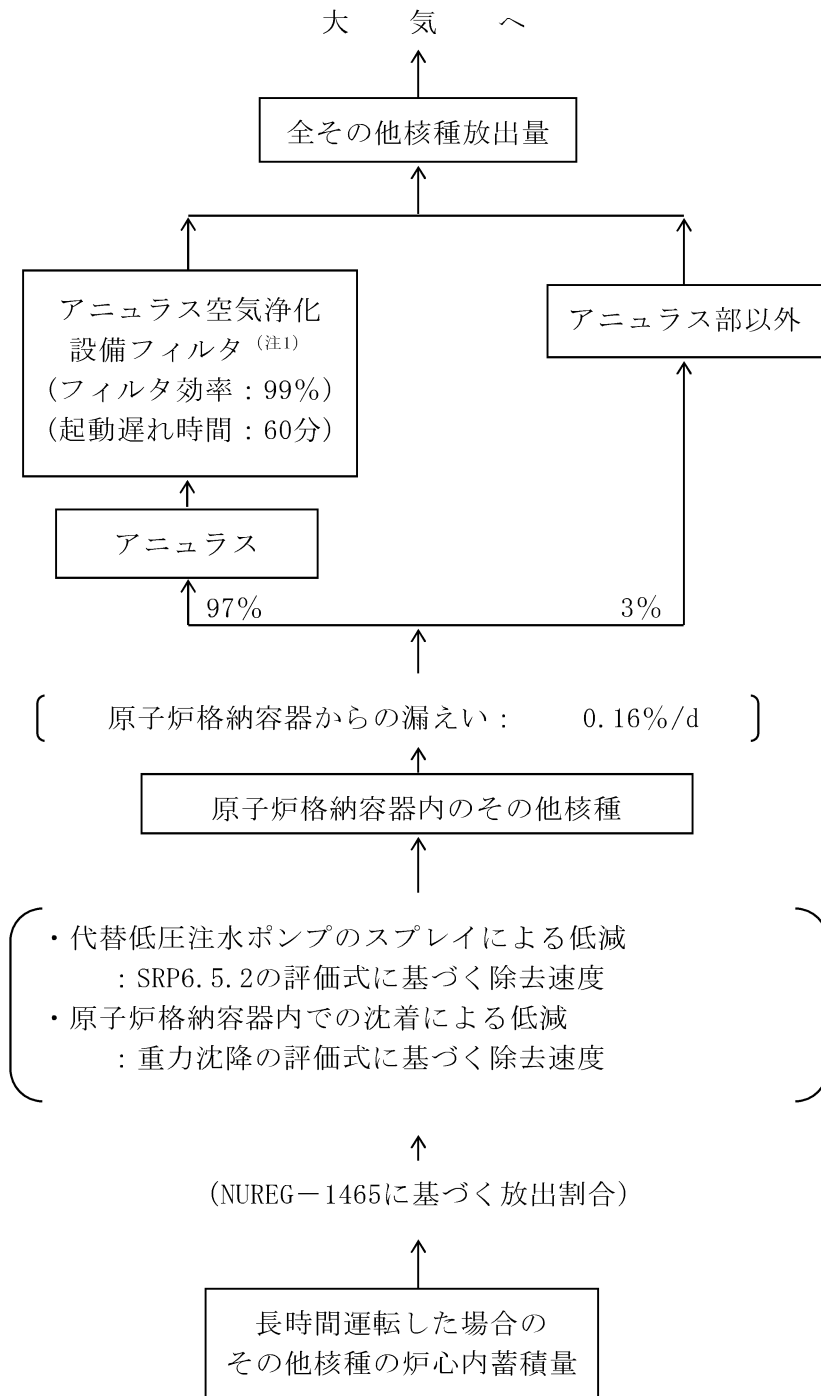
第4-1-1-2-2図 重大事故等時のよう素の大气放出過程
(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大気に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



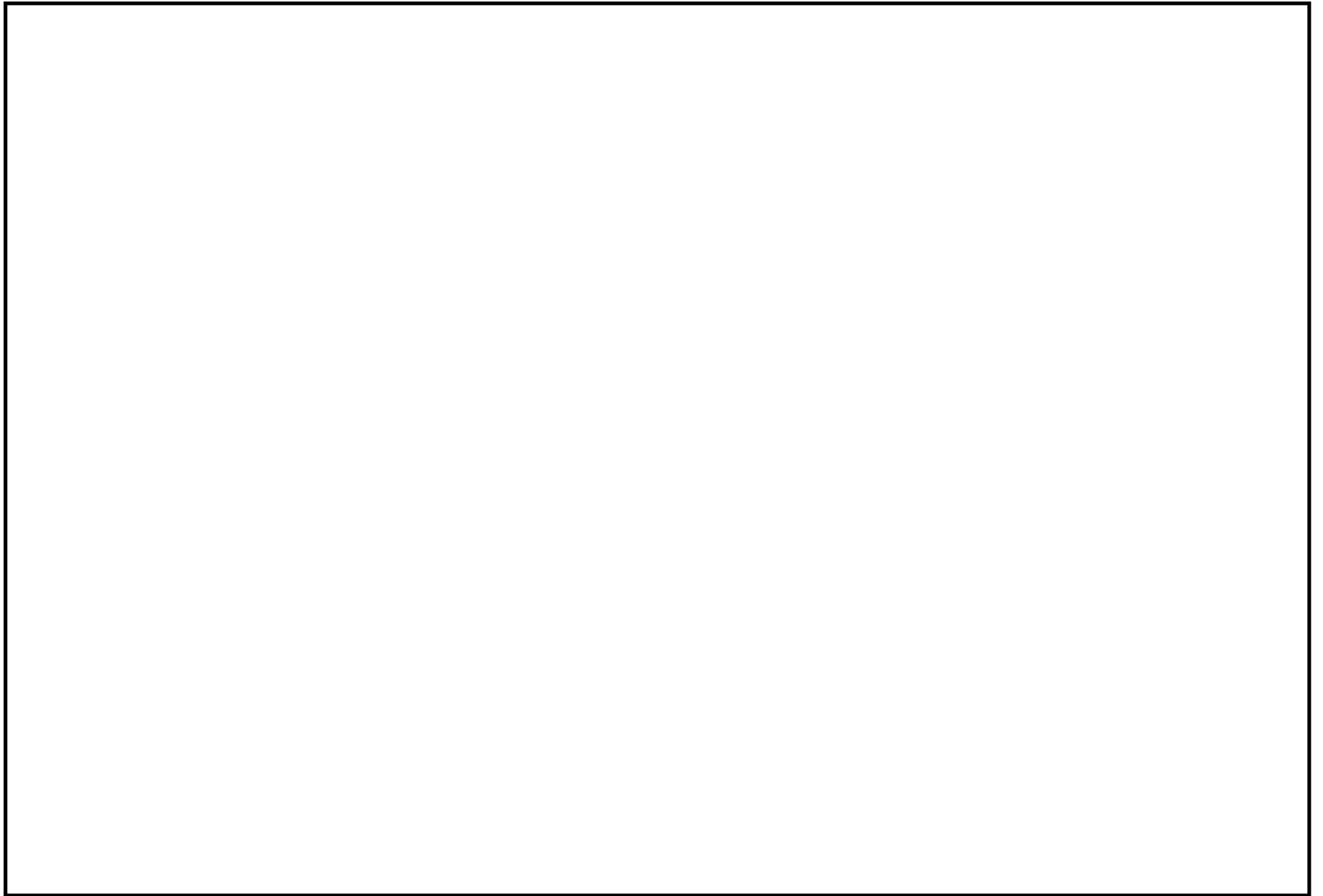
第4-1-1-2-3図 重大事故等時のセシウムの大気放出過程
(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大気に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ

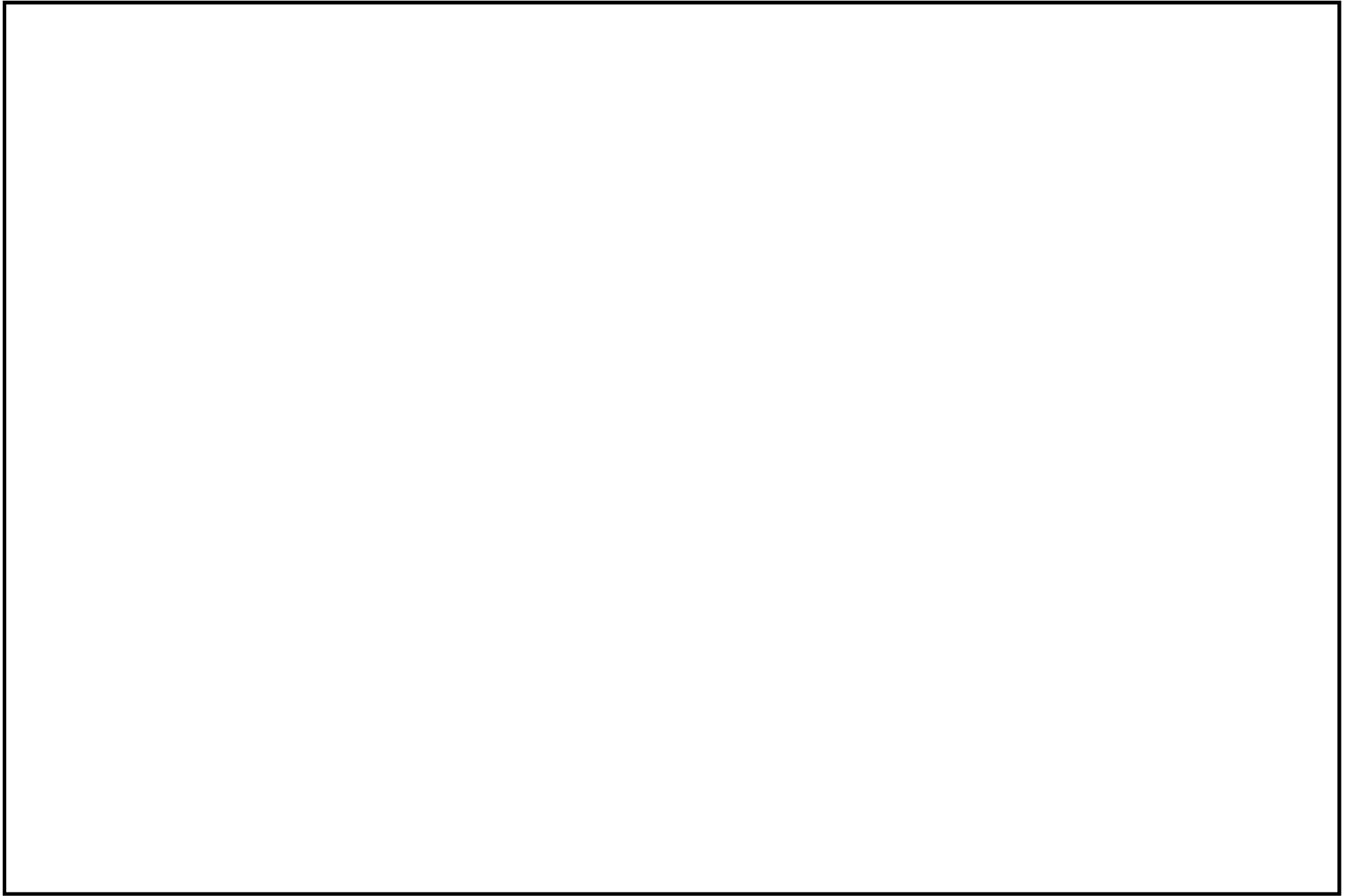


第4-1-1-2-4図 重大事故等時のその他核種の大気放出過程
(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

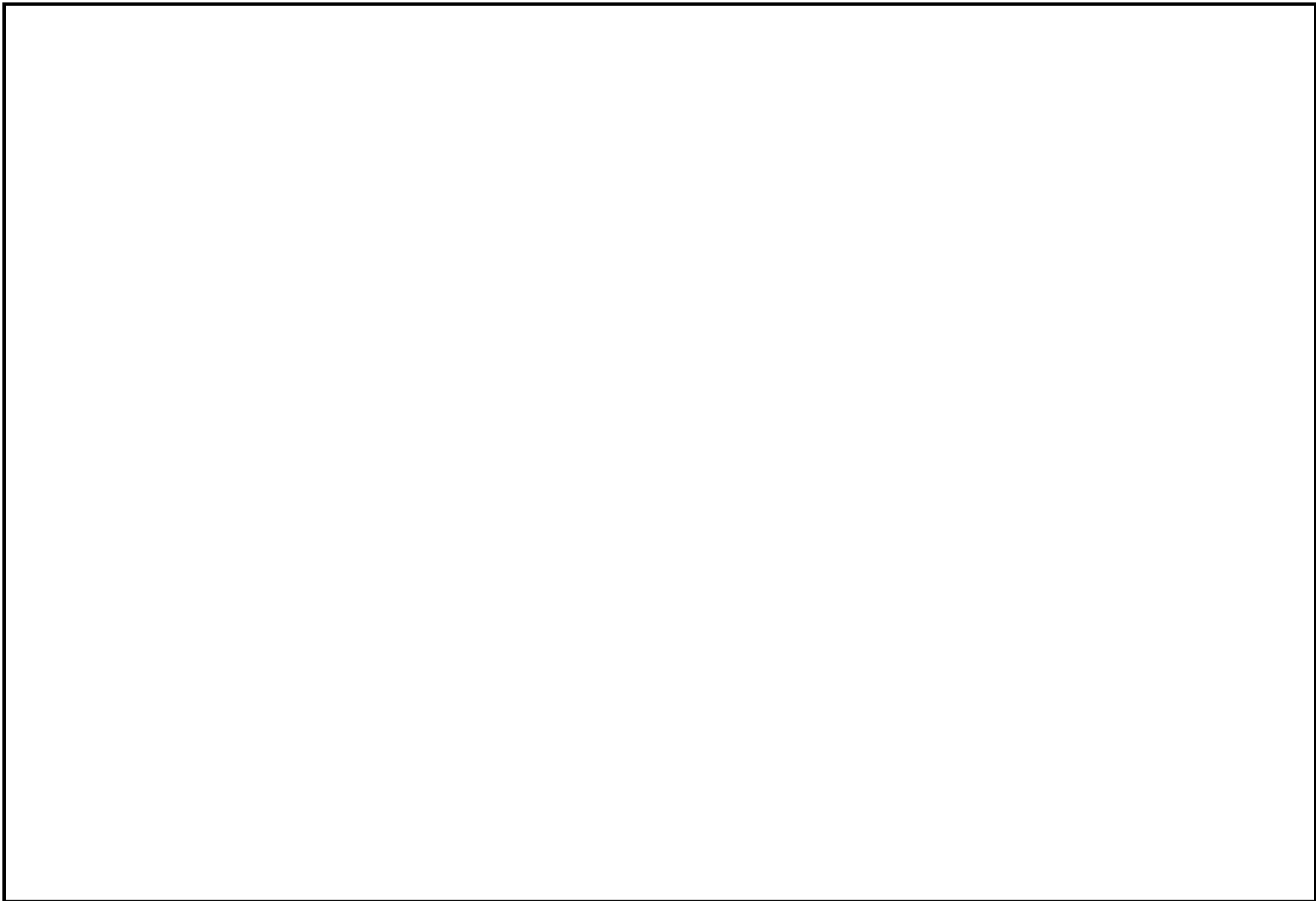
(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大気に放出するとして評価
3・4号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



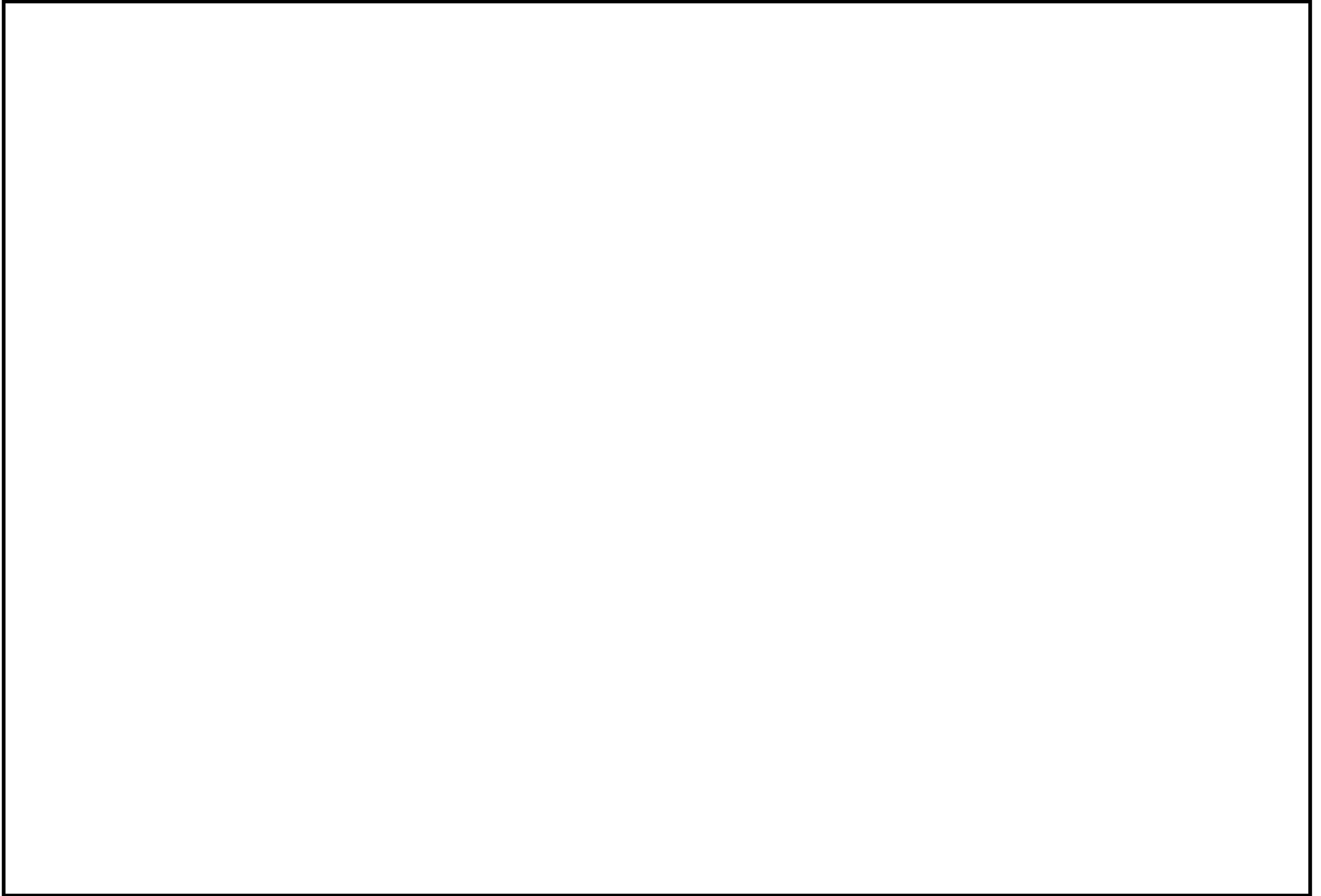
第 4-1-1-2-5 図 直接ガンマ線量の計算モデル（中央制御室の重大事故等時）



第 4-1-1-2-6 図 スカイシャインガンマ線量の計算モデル（中央制御室の重大事故等時）

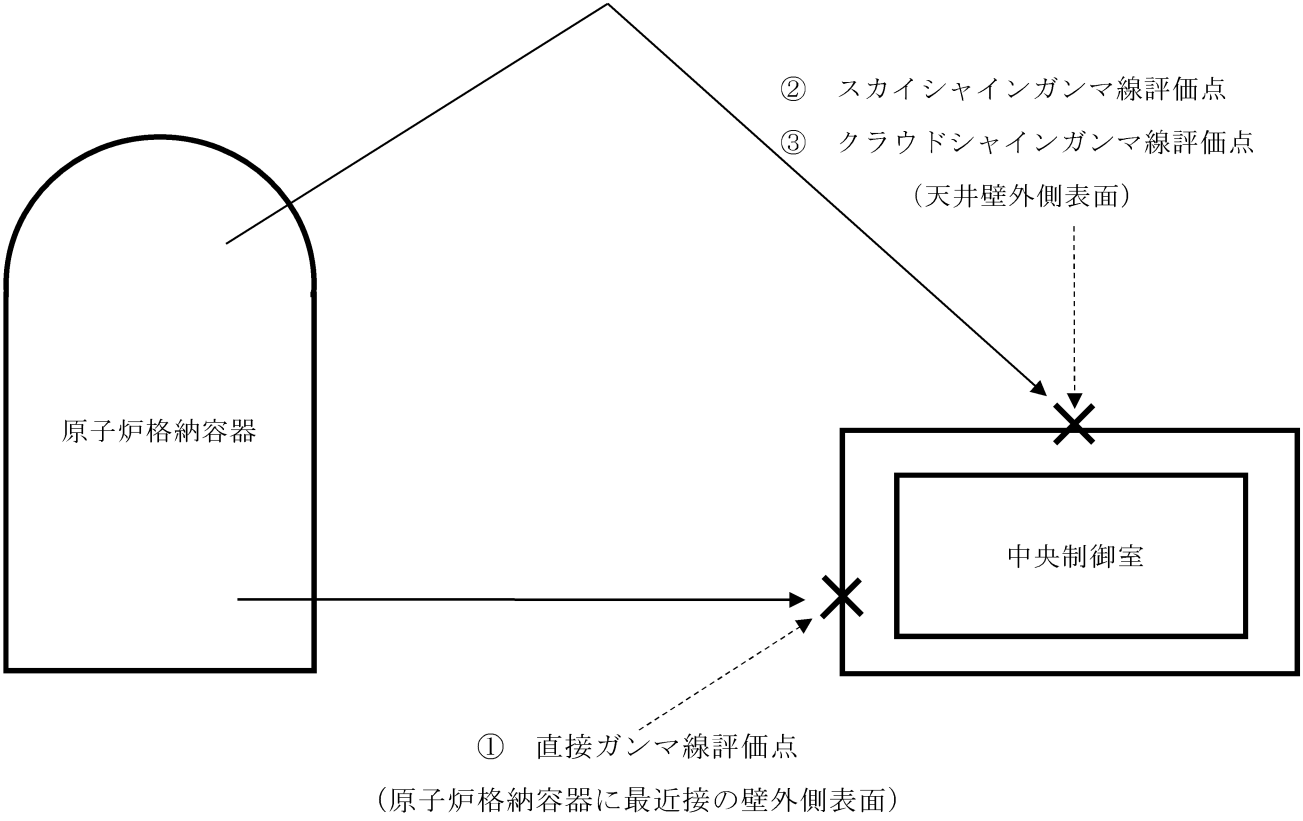


第 4-1-1-2-7 図 直接ガンマ線量の計算モデル（中央制御室の重大事故等時）



第 4-1-1-2-8 図 スカイシャインガンマ線量の計算モデル（中央制御室の重大事故等時）

【凡例】
 → : 放射線源（原子炉格納容器）からの放射線



第4-2-1-2-1図 中央制御室遮蔽の熱除去検討における温度上昇の評価点

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	T4-別紙-1
2. 解析コードの概要	T4-別紙-2
2.1 ORIGEN2 Ver. 2.1	T4-別紙-2
2.2 QAD-CGGP2R Ver. 1.04	T4-別紙-4
2.3 SCATTERING Ver. 90m	T4-別紙-6

1. はじめに

本資料は、資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ORIGEN2 Ver. 2.1

2.1.1 ORIGEN2 Ver. 2.1の概要

対象：居住性に係る被ばく評価（中央制御室）

項目 \ コード名	ORIGEN2
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（ORNL）
開発時期	1980年
使用したバージョン	Ver. 2.1（AUG 1, 1991）
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するためにORNLで開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいてJENDL3.2核データセットに基づくORIGEN2用ライブラリORLIBJ32が作成され、1999年に公開されている。崩壊熱評価には本ライブラリを使用した。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>ORIGEN2 Ver. 2.1は、使用済燃料貯蔵槽の崩壊熱評価に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORIGEN2コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から崩壊熱等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は燃料組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条

	<p>件が与えられれば崩壊熱評価は可能であり、ORIGEN2コードは設計基準事象及び設計拡張事象における崩壊熱評価に適用可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国原子力学会（ANS）のNuclear Technology vol.62（1983年9月）の「ORIGEN2:A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials」において、ANS標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウム等の組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・ 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発されたORLIBJ32ライブラリについては、「JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32」JAERI-Data/Code 99-003（1999.2）において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・ 三菱重工業（株）においては「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改4（平成25年7月）において、照射後試験により得られたアクチニド生成量実測値とORIGEN2コードによる計算値の比較により崩壊熱誤差を評価し、ORIGEN2コードによるアクチニド崩壊熱計算値を1.2倍することで実測値が包絡されることの確認を行っている。 ・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・ 本設計及び工事の計画における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	--

2.2 QAD-CGGP2R Ver. 1.04

2.2.1 QAD-CGGP2R Ver. 1.04の概要

対象：生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽）

項目	コード名 QAD-CGGP2R
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び日本原子力研究開発機構
開発時期	1967年
使用したバージョン	Ver. 1.04
使用目的	遮蔽計算 (中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算)
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分法解析コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取り入れにあわせて、実効線量率等を計算できるように改良したバージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球等の3次元形状で模擬した計算体系でガンマ線の実効線量率及び空気カーマ率等を点減衰核積分法により計算することができる。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>QAD-CGGP2R Ver. 1.04は、点減衰核積分法による中央制御室の事故時直接ガンマ線量計算に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、通常運転時、設計基準事故時及び重大事故等時における線量評価に適用可能である。

- ・ JRR-4散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団、1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値とQADコードによる計算値を比較し、実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。
- ・ 上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値とQADコードによる計算値を比較している。
- ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の中央制御室遮蔽等の遮蔽体透過後の線量率を計算する。
- ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算は上記妥当性確認内容と合致している。
- ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、通常運転時の補助遮蔽のための点減衰核積分コードとしてSPANコード及びQADコードが挙げられている。また、事故時の外部遮蔽及び中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮蔽のための点減衰核積分コードとしてSPAN-SLABコードが挙げられている。
- ・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。
- ・ 本設計及び工事の計画における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。

2.3 SCATTERING Ver. 90m

2.3.1 SCATTERING Ver. 90mの概要

対象：生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽）

項目	コード名
	SCATTERING
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び三菱重工業株式会社
開発時期	1974年
使用したバージョン	Ver. 90m
使用目的	遮蔽計算 (中央制御室における事故時スカイシャインガンマ線量計算)
コードの概要	点減衰核積分法を使用した1回散乱近似法によるスカイシャインガンマ線量の解析コードであり、ガンマ線が空気中で散乱を受けた後、観測点に到達する散乱線量(スカイシャインガンマ線量)を計算する。また、点減衰核積分法により、直接ガンマ線も計算する。
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p>SCATTERING Ver. 90mは、点減衰核積分法による設計基準事故時又は重大事故等時における中央制御室の事故時スカイシャインガンマ線量計算に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ➤ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、通常運転時、設計基準事故時及び重大事故等時における線量評価に適用可能である。 <p>ガンマ線スカイシャインについて、米国Radiation Research Associates (RRA) が1977年に米国カンザス州立大学において⁶⁰Co線源を用いたベンチマーク試験を実施している。</p>

	<ul style="list-style-type: none">・ このRRAでの実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。・ 詳細は、「SCATTERINGコードの概要」MAPI-1021改7（平成14年、三菱重工業（株））に示されていることを確認している。・ 上記妥当性確認では、横壁よりも天井が薄い形状で、スカイシャインガンマ線量が比較的多い体系での実験による測定値と、SCATTERINGコードによる計算値を比較している。・ 今回の中央制御室における事故時スカイシャインガンマ線量評価は、C/Vを線源とし、C/Vを囲む外部遮蔽円筒部（側壁）は十分な遮蔽があり、C/Vを囲む外部遮蔽ドーム部（天井）は遮蔽が側壁より薄い上記妥当性確認における実験体系と同様の体系である。・ 今回の中央制御室における事故時スカイシャインガンマ線量評価は、上記妥当性確認内容と合致している。・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、事故時の外部遮蔽及び中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮蔽のための点減衰核積分コードとして、SPAN-SLABコードが挙げられている。・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。・ 本設計及び工事の計画における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	---

資料4 中央制御室の居住性に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T4-添4-1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針	T4-添4-1
2.1 基本方針	T4-添4-1
2.2 適用基準及び適用規格等	T4-添4-2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	T4-添4-5
4. 中央制御室の居住性評価	T4-添4-5
4.1 線量評価	T4-添4-5
4.2 中央制御室の居住性評価のまとめ	T4-添4-25
別添 中央制御室空調装置のフィルタ除去性能の維持について	
別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要	

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第74条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき、中央制御室（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。））の居住性について、居住性を確保するための基本方針、防護措置及びその有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

今回の申請は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、重大事故等時における中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えないことについて設計するものであり、今回の申請においてはそれ以外の変更は行わない。

2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

- (1) 重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、換気設備（中央制御室空調装置（3号機設備、3・4号機共用（以下同じ。）））及び生体遮蔽装置（3号機設備、中央制御室遮蔽（3・4号機共用（以下同じ。）））により居住性を確保する。

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計（3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））及び二酸化炭素濃度計（3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））により、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。また、計測制御系統施設の可搬型照明（SA）（3号機設備、3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））により、重大事故等時に必要な照明を確保する。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明（SA）及びアニュラス空気浄化設備は、代替電源設備から給電できる設計とする。

これら、居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

重大事故等時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下

「審査ガイド」という。)を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成29年4月5日原規技発第1704051号）
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成29年11月29日原規技発第1711293号）
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法（内規）
- ・ 鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則（平成16年9月27日経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日経済産業省令第32号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622-2009) 平成21年6月23日制定
- ・ 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 第37条の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の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306193号）
- ・ 被曝計算に用いる放射線エネルギーについて（原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日）
- ・ Compilation of Fission Product Yields NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallections Nuclear Center, 1974
- ・ Fundamental Aspects of Reactor Shielding(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1959)

- SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer
(W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gills, WAPD-TM-235, February 1962)
- Table of Isotopes, Sixth Edition
(C. M. Lederer, et al. John Wiley & Sons, Inc., 1968)
- X-ray Attenuation Coefficients From 10 keV to 100 MeV (G. W. Grodstein, NBS-583, April 1957)
- スプレイによるよう素除去効果 MAPI-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年
- チャコールフィルタのよう素除去効果 MAPI-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年
- 空気調和・衛生工学便覧 第14版 (H22.2月)
- 事故時の格納容器漏洩率 MAPI-1060 改1 三菱重工業、平成12年
- ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995
- ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996
- 空気調和・衛生工学規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- 米国 Regulatory Guide 1.52 Revision 4 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, September 2012
- 米国材料試験協会規格 ASTM E741-00(2006)
- 審査ガイド
- JENDL-3.2に基づく ORIGEN2用ライブラリ : ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999年2月))
- BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970
- L. Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995
- NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)
- 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”, February 1994
- 米国 NUREG/CR-6547 “DOSFAC2 User’s Guide”, December 1997
- 米国 Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating

Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

- 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

重大事故等時において、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えない設計とする。

4. 中央制御室の居住性評価

4.1 線量評価

4.1.1 評価方針

重大事故等時の中央制御室の居住性評価に当たって、共通となる評価手順及び評価条件を本項において示す。

(1) 評価の概要

重大事故等時の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

被ばく評価上は、設計値又は結果が厳しくなるように設計値に余裕を見込んだ値等の条件を設定する。放射性物質の炉心内蓄積量、原子炉格納容器内の線源強度及び大気中への放出量は、3・4号機及び1・2号機でそれぞれ共通の評価条件とする。また、中央制御室の位置、遮蔽構造、換気設備等の評価条件は、3・4号機で共通である。

具体的な手順は以下のとおり。居住性に係る被ばく評価の手順を第4-1-1-1図に示す。

- a. 評価事象は、重大事故等時について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。

f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

イ. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。

ロ. 前項c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。

ハ. 前項c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室空調装置の室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

イ. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。

ロ. 前項c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。

g. 前項f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。中央制御室内での3・4号機原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、各計算条件が3・4号機共通であり、3・4号機からの線量は共通のものを用いる。また、1・2号機の当該被ばく経路からの被ばくについては、2号機を代表として1号機にも共通の計算条件及び線量を用いる。

(2) 評価事象の選定

重大事故等時において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。

「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」第37条の「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の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。また、重大事故等時の評価においては、1・2・3・4号機の同時被災を想定する。

中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力

が高く維持される事象である、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故とし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失の重畳を考慮する。1・2号機においても、想定する事故シーケンスは同じである。

炉心損傷の時間が早い事象は、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）が起動し、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）のフィルタによる放出量低減効果が有効になる前に放射性物質が放出されるため、放射性物質の放出量が大きくなる。

格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象は、代替格納容器スプレイに期待することから、原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質が、格納容器スプレイよりも除去されにくくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。さらに、格納容器スプレイに成功する事象と比較すると、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貫通部等からの漏えい率が大きくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。

また、敷地内に1・2・3・4号機が存在するため、1・2・3・4号機同時に事故が発生するものとし、評価期間は、解釈に従い、事故後7日間とする。

重大事故等時の評価事象に係る条件を第4-1-1-1表に示す。

(3) 被ばく経路の選定

重大事故等時においては、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれること等により、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交代に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとに対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展及び運転員の交代要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを第4-1-1-2図及び第4-1-1-3図に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失等の放射性物質の原子炉格納容器内放出事故において、

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グラウンドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、本評価においては、グラウンドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、重大事故等時においては、格納容器破損防止対策が有効に機能している場合を想定しており、その大気中への放出量においては、中央制御室遮蔽による遮蔽効果により有意な線量とはならないため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。

(4) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算に当たっては、被ばく経路ごとに結果が厳しくなるように条件を設定する。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視し、大気中へ放出された放射性物質による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる大気中への放射性物質の放出を考慮することとする。

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布については、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

大気中への放出量の計算は、重大事故等時において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員への被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事故発生直前まで、3・4号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期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。3・4号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-2表に示す。

1・2号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期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1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。1・2号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-3表に示す。

重大事故等時の評価で使用する3・4号機の炉心内蓄積量は、MOX燃料装荷炉心(炉心の3/4にウラン燃料、1/4にMOX燃料を装荷した炉心)がウラン燃料装荷炉心より厳しい結果を与えることから、MOX燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-4表に示す。

重大事故等時の評価で使用する1・2号機の炉心内蓄積量は、ウラン燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-5表に示す。

また、ORIGEN2 Ver. 2.1コードについては、「JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32」(JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月))において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2 Ver. 2.1による計算値の比較を実施している。

なお、評価に用いる解析コードORIGEN2 Ver. 2.1の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

b. 評価の対象とする放射性核種

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。また、炉心損傷を想定していることを踏まえた粒子状放射性物質も含めた放射性核種

を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 原子炉格納容器内の線源強度の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①の計算については、重大事故等時には審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

(6) 大気拡散の計算

発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を計算する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が、大気を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻iの相対濃度 (s/m^3)

δ_i^d : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 ($\delta_i^d = 1$)

時刻iで、風向が評価対象外の場合 ($\delta_i^d = 0$)

(排気筒放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} U_i}$$

ここで、

U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)

\sum_{yi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の*y*方向の拡がりのパラメータ (m)

\sum_{zi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の*z*方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{yi} : 時刻*i*の濃度の*y*方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻*i*の濃度の*z*方向の拡がりパラメータ (m)

A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数 (—)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとする。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求まる条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_I/Q)E \mu_\alpha \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_{-\infty}^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ここで、

D/Q : 評価点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)

(K_I/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数 (注1)

$$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_α : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (注1) (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (注1) (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (注1) (—)

$\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度 (Bq/m³)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」

昭和51年9月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

b. 気象データ

2006年1月～2006年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2001年1月～2005年12月、2007年1月～2011年12月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は、以下のとおりとする。

(a) 中央制御室内滞在時

換気設備による外気を取入れを遮断するため、室内へ放射性物質が直接流入するものとする。その上で、評価期間中は外気を遮断することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表点とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、第4-1-1-4図に示すとおり、入退域の経路及び移動手段の観点から以下の3点を選定する。

イ. 正門

周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い正門とする。

ロ. 事務所入口

正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い事務所入口とする。

ハ. 中央制御室入口

事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い中央制御室入口とする。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉格納容器を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉格納容器の影響を受けて拡散すること、及び原子炉格納容器の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉格納容器の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- (c) 原子炉格納容器の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉格納容器を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは原子炉格納容器の風向に垂直な面での幅とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の

風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉格納容器に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉格納容器+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、評価点が中央制御室内の場合において、3号機は5方位(WNW, NW, NNW, N, NNE)、4号機は5方位(NE, ENE, E, ESE, SE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となり、評価点が正門の場合において、3号機は1方位(E)、4号機は2方位(E, ESE)、1号機は2方位(ESE, E)、2号機は1方位(ESE)となり、評価点が事務所入口の場合において、3号機は2方位(ENE, E)、4号機は2方位(E, ESE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は2方位(W, W)となり、評価点が中央制御室入口の場合において、3号機は5方位(NW, NNW, N, NNE, NE)、4号機は3方位(ENE, E, ESE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となる。評価対象方位とする風向の選定を、第4-1-1-5図～第4-1-1-8図に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として、原子炉格納容器の風向に対して垂直な建屋投影面積を厳しめに、3・4号機は3,200m²、1・2号機は3,500m²とする。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2^(注1)とする。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%^(注1)に当たる値を用いる。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

3・4号機及び1・2号機の大気拡散計算条件をそれぞれ第4-1-1-6表及び第4-1-1-7表に示す。

(7) 線量計算

線量計算に当たっては、交代要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、以下のとおり、入退域の経路及び移動手段の観点から3点を選定し、評価点ごとに入退域1回当たりの評価時間を設定する。

・ 正門

周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在するものとする。

・ 事務所入口

正門から事務所までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在するものとする。

・ 中央制御室入口

事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路①

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

(b) 被ばく経路②

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

(c) 被ばく経路③

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室空調装置等を考慮した評価を実施する。中央制御室空調装置の系統構成の概要を第4-1-1-9図に、処理対象となるバウンダリの概

要を第4-1-1-10図に示す。

$$\frac{dM^k(t)}{dt} = -\lambda^k M^k(t) - \frac{G+\alpha}{V} M^k(t) + (1-E^k) \frac{G}{V} M^k(t) + \alpha S^k(t)$$

$M^k(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質kの量 (Bq)

V : 中央制御室バウンダリ体積 (m³)

E^k : 中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率 (-)

G : 中央制御室非常用循環設備のフィルタ流量 (m³/s)

λ^k : 放射性物質kの崩壊定数 (1/s)

α : 中央制御室への空気流入量 (m³/s)

$S^k(t)$: 時刻tにおける流入する放射性物質kの濃度 (Bq/m³)

(ロ) 事故時運転

中央制御室空調装置の事故時運転は、外気取込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより低減する運転モードである。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に5,100m³とする。また、ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外し、4,700m³とする。

(ニ) フィルタ除去効率

- i. 中央制御室空調装置のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- ii. 中央制御室空調装置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。

(ホ) 中央制御室非常用循環設備フィルタ流量

中央制御室非常用循環ファンの起動により、流量は設計上期待できる値として200m³/minとする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として0.5回/hとする。

重大事故等時の中央制御室内放射性物質濃度計算条件を第4-1-1-8表に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射性物質濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばくを計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

$$I_{D\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \cdot \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E_\gamma \cdot A_{CT}(t)}{0.5} dt$$

ここで、

$I_{D\gamma}$: 時刻Tまでのガンマ線による線量 (mSv)

K : 線量率換算係数 ((mSv/s)/(γ/cm²/s))

A、 α_1 、 α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (－)
(空气中0.5MeVガンマ線)^(注1)

μ : 線減衰係数 (cm⁻¹) (空气中0.5MeVガンマ線)

R_0 : 半球の半径

$$R_0 = \left(\frac{3}{2} \cdot \frac{V}{\pi} \right)^{1/3} \times 100 \quad (\text{cm})$$

V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積 (m³)

E_γ : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

$A_{CT}(t)$: 中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm³)

上記のうち、Kについては、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1959)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/cm²・s))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)及び「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)に基づく空気カーマから実効線量への換算係数(mSv/Gy)を乗じることで算出され単位換算した値を、 μ については、「X-ray Attenuation Coefficients from 10 keV to 100 MeV」(G. W. Grodstein, NBS-583, April 1957)に基づく質量減衰係数(cm²/g)に空気の比重(g/cm³)を乗じることで算出される値を用いる。

(注1) 「SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」
(W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gillis, WAPD-TM-235, February
1962)

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

$$I_{DI} = \int_0^T H_{\infty} \cdot B \cdot E_I \cdot A_{CT}(t) \cdot 1.0 \times 10^6 dt$$
$$= H_{\infty} \cdot B \cdot \int_0^T A_{CTI}(t) \cdot 1.0 \times 10^6 dt$$

ここで、

I_{DI} : 時刻Tまでの吸入摂取による内部被ばく線量 (mSv)
 H_{∞} : I-131の吸入摂取による線量換算係数 (mSv/Bq) ^(注1)
 E_I : I-131等価量への換算係数 (-) ^(注1)
 B : 呼吸率 (m^3/s) ^(注2)
 $A_{CT}(t)$: 中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm³)
 $A_{CTI}(t)$: 中央制御室内放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/cm³)

(注1) ・ ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995
・ ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996

(注2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」
平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日
一部改訂

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

評価期間中に原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤

イ. 外部被ばく

$$D_{C2} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_{\gamma} \cdot 1,000$$

ここで、

D_{C2} : 入退域時のクラウドからの外部被ばく線量 (mSv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

(1Sv=1Gyとする)^(注1)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

Q_{γ} : 環境への積算放出放射エネルギー (Bq)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

ロ. 内部被ばく

$$H_I = B \cdot H_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_I$$

ここで、

H_I : 吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (mSv)

B : 呼吸率 (m^3/s)^(注1)

H_{∞} : I-131の吸入摂取による線量換算係数 (mSv/Bq)^(注2)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : 環境への積算放出放射エネルギー (Bq) (I-131等価量)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

(注2) ・ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

・ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996

線量計算条件を第4-1-1-9表に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

被ばく経路①については、3・4号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制

御室までの距離が同じであり、3号機からの線量と4号機からの線量が同じであることから、3・4号機は共通の線量を用いる。また、1・2号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が近いのは2号機であり、被ばく評価上厳しいため、2号機の線量を1・2号機共通の線量とし、1・2号機の線量の合算に当たって、2号機の線量を2倍する。

被ばく経路②、③及び⑤については、大気拡散の効果を考慮して号機ごとにそれぞれ線量を計算し、被ばく経路④については、評価距離が異なることから、号機ごとにそれぞれ線量を計算する。

線量の合算に当たって、重大事故等時における評価については、1・2・3・4号機それぞれ①～⑤の経路における線量を計算し、各号機の線量を足し合わせた合計値を判断基準と比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

重大事故等時における線量評価においては、共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気放出過程を第4-1-2-1図～第4-1-2-4図に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

a. 3・4号機

- (a) 炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、NUREG-1465^(注1)の炉心内蓄積量に対する割合を基に設定する。NUREG-1465のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損し熔融炉心が炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価事象も対象に含まれる。また、NUREG-1465と本評価の事象進展解析の炉心熔融開始及び原子炉容器破損のタイミングはほぼ同じであり、原子炉格納容器内への放射性物質の放出が大きい初期の事象進展に大きな差はない。なお、本評価においては、NUREG-1465のソースタームに基づく炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器外への放出割合は、保守的な放射性物質の原子炉格納容器内の沈着率、スプレイによる除去効果、原子炉格納容器からの漏えい率及び大気中への放出過程の設定を前提としており、事象進展解析に基づく評価より保守的な結果を与える。

(注1) L. Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995

- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、粒子状よう素は5%、無機（元素状）よう素は91%、有機よう素は4%とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は 9.0×10^{-4} (1/s)とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 6.46×10^{-3} (1/時)とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイは、起動遅れ時間に余裕を見込み事故後60分で起動するものとし、スプレイによるエアロゾルの除去効果を期待する。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/dとする。
- (g) 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。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,360\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $250\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気浄化設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで78分とし、こ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大気中へ全量放出され、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) 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。

大気中への放出量評価条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-2-1表に示す。

また、上記条件により評価した3・4号機の結果を第4-1-2-2表に示す。

b. 1・2号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質については、前項a.に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合については、前項a.に同

じ。

- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は、前項a.に同じ。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 5.76×10^{-3} （1/時）とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイに係る評価条件は、前項a.に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、前項a.に同じ。
- (g) 原子炉格納容器からの漏えいに係る評価条件は、前項a.に同じ。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,900\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気再循環設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $113\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気再循環設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで106分とし、こ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大気中へ全量放出され、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気再循環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。

大気中への放出量評価条件の詳細について、1・2号機の条件を第4-1-2-3表に示す。

また、上記条件により評価した1・2号機の結果を第4-1-2-4表に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるよう、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、地上放出時は地上とする。また、放出エネルギーは保守的な結果となるよう考慮しないと仮定する。

大気拡散条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-2-5表に、1・2号機

の条件を第4-1-2-6表に示す。

また、これらの条件による3・4号機の相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-2-7表に、1・2号機の相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-2-8表に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態は、平常時に通常勤務をする運転員が事故時に交代要員に加わることを考慮して5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在期間として49時間、入退域の回数を10回とし、事故後7日間の積算線量をこれらの割合で配分して実効線量を評価する。運転員交代考慮条件を第4-1-2-9表に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調装置等の効果を考慮した評価を実施する。中央制御室空調装置等の条件を第4-1-2-10表に示す。

イ. 中央制御室非常用循環ファンの起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失並びに電源回復操作及び現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後300分）を考慮し、流量200m³/minの中央制御室非常用循環ファン1台の起動を想定する。

ロ. 炉心損傷が予想される状態となった場合、炉心損傷の徴候が見られた場合又は発電所対策本部長が必要と判断した場合は、全面マスクを着用するため、評価期間中マスクを着用しているものとして評価する。このとき、マスクの除染係数は50とする。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

評価期間中に原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

また、グランドシャインガンマ線については、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)^(注1)の4倍の値である1.2cm/sを用い、以下のとおり地表沈着量を算出し線量を計算する。

$$\frac{dAG_i(t)}{dt} = VG \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i(t) - \lambda_i \cdot AG_i(t)$$

ここで、

$AG_i(t)$: 時刻t, 核種iの地表面沈着量 (Bq/m²)

VG : 沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

$Q_i(t)$: 時刻t, 核種iの放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種iの崩壊定数 (1/s)

地表沈着量を基にグランドシャインガンマ線量は以下の式にて計算する。

$$DDG(T) = \int_0^T \sum_i KG_i \cdot AG_i(t) dt$$

ここで、

DDG(T) : 時刻Tまでのグランドシャインガンマ線量 (Sv)

KG_i : 核種iの線量率換算係数 ((Sv/s) / (Bq/m²))^(注2)

地表面への沈着速度の条件を第4-1-2-11表に示す。

(注1) 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters” , February 1994

(注2) 米国 NUREG/CR-6547 “DOSFAC2 User’s Guide” , December 1997

(4) 被ばく評価結果

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を第4-1-2-12

表～第4-1-2-15表に示す。1・2・3・4号機の被ばく評価結果は実効線量でそれぞれ約6.4mSv、約6.1mSv、約6.5mSv、約4.5mSv、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約24mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えない。

4.2 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価を行い、その結果、重大事故等時において1・2・3・4号機の同時被災時を考慮しても判断基準を満足していることを確認したことから、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

第4-1-1-1表 評価事象に係る条件（1・2・3・4号機共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
事故の評価期間	重大事故等時 事故後7日間	解釈に基づき評価 期間を設定	解釈 1b)④判断基準は、運転員の 実効線量が7日間で100mSvを 超えないこと。
評価事象	重大事故等時 大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗 全交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能の喪失を 考慮する	炉心損傷が早く、 また、原子炉格納 容器内の圧力が高 く維持される事象 であることから、 中央制御室の運転 員の被ばくの観点 から結果が最も厳 しくなる事故シー ケンスとして選定	解釈 1b)① 設置許可基準規則第 37条の想定する格納容器破損 モードのうち、原子炉制御室 の運転員の被ばくの観点から 結果が最も厳しくなる事故収 束に成功した事故シーケンス を想定すること。

第4-1-1-2表 炉心内蓄積量計算条件（3・4号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。 審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	3	同上	

第4-1-1-3表 炉心内蓄積量計算条件（1・2号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,432MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。 審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	4	同上	

第4-1-1-4表 炉心内蓄積量（3・4号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 3.0×10^{19}
よう素類	約 3.1×10^{19}
Cs類	約 1.2×10^{19}
Te類	約 1.9×10^{19}
Ba類	約 1.8×10^{19}
Ru類	約 3.6×10^{19}
Ce類	約 6.6×10^{19}
La類	約 6.6×10^{19}

第4-1-1-5表 炉心内蓄積量（1・2号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 2.9×10^{19}
よう素類	約 2.9×10^{19}
Cs類	約 1.2×10^{19}
Te類	約 1.8×10^{19}
Ba類	約 1.8×10^{19}
Ru類	約 3.2×10^{19}
Ce類	約 6.1×10^{19}
La類	約 6.3×10^{19}

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（1/4）

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 ^(注1) を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。 審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	高浜発電所における1年間の気象資料（2006.1～2006.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。 審査ガイド 4.2.(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。 審査ガイド 4.2.(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（2/4）

項目	評価条件	選定理由	備考									
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>									
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="991 1265 1428 1406"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）</td> </tr> <tr> <td>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2.(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）										
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋										

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（3/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 -</p>
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号機：5方位 4号機：5方位</p> <p>【入退域時】 3号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は5方位 4号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は3方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i) ～ iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（4/4）

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投影面積	3,200m ²	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（1/4）

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 ^(注1) を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。 審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	高浜発電所における1年間の気象資料（2006.1～2006.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。 審査ガイド 4.2.(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。 審査ガイド 4.2.(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（2/4）

項目	評価条件	選定理由	備考									
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.2.(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>									
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定</p> <p>また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="991 1265 1428 1406"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）</td> </tr> <tr> <td>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド</p> <p>4.2.(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋（建屋影響がある場合） 原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で(表)）										
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び 原子炉建屋										

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（3/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 —</p>
着目方位	<p>【中央制御室内】 1号機：2方位 2号機：1方位</p> <p>【入退域時】 1号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は2方位 2号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は1方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i) ～ iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（4/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	3,500m ²	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

第4-1-1-8表 中央制御室内放射性物質濃度計算条件（3・4号機共通）（1/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
<p>事故時におけるフィルタを通した外気取込み</p>	<p>評価において考慮せず</p>	<p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 b)中央制御室内に直接、流入すること 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p>
<p>中央制御室非常用循環設備処理空間容積</p>	<p>5,100m³</p>	<p>中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7) a) 中央制御室内への取込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</p>
<p>外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積</p>	<p>4,700m³</p>	<p>同上</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.4 (3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</p>

第4-1-1-8表 中央制御室内放射性物質濃度計算条件 (3・4号機共通) (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	重大事故等時 95%	設計上期待できる値を設定 (試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定)	審査ガイド 4.2(1)a. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用循環設備微粒子フィルタによる除去効率	重大事故等時 99%	同上	同上
中央制御室非常用循環設備フィルタ流量	200m ³ /min	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(7) a) 中央制御室内への取込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法 (内規) 7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。 審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第4-1-1-9表 線量計算条件 (3・4号機共通)

項目	評価条件	設定理由	備考
線量 換算 係数	<p>重大事故等時 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す)</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>上記以外の核種はICRP Publication 71 (注1), 72 (注2) に基づく</p>	ICRP Publication 71 (注1), 72 (注2) に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針 (注3) に基づく	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による 運転員の内部被ばく線量 は、次のとおり計算する。</p> $H_1 = \int_0^T RH_\infty C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率 (成人活動 時) H_∞ : よう素 (I- 131) 吸入摂取時 の成人の実効線 量への換算係数 (Sv/Bq) C₁(t) : 時刻tにおける中 央制御室内の放 射能濃度 (I- 131 等 価 量) (Bq/m³) T : 計算期間 (30日間)</p>

(注1) ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

(注2) ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996

(注3) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (原子力安全委員会)

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（重大事故等時）（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 ^{（注1）} 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 ^{（注2）} のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験 ^{（注3）} に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着率	6.46×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 ^{（注4）} に基づき設定	同上

（注1）米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

（注2）米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

（注3）BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” , February 1970

（注4）NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）
（重大事故等時）（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約49分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ49分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.35 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.042 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注1) に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,360m ³	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	250m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定（ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む））	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” March 2007

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（重大事故等時）（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
アンユラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アンユラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：95%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	同上

第4-1-2-2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（3・4号機共通）

（事故後7日間積算）（重大事故等時）

評価項目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 5.2×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 7.6×10^{15}
よう素	gross値	約 2.4×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.1×10^{13}
セシウム	gross値	約 3.1×10^{13}
上記以外の核種	gross値	約 7.1×10^{13}

第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（重大事故等時）（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 ^(注1) 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 ^(注2) のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験 ^(注3) に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着率	5.76×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 ^(注4) に基づき設定	同上

(注1) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

(注2) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

(注3) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” , February 1970

(注4) NUPEC 「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）
（重大事故等時）（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約50分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ約50分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.25 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.029 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注1) に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,900m ³	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気再循環設備ファン流量	113m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定（ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む））	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” March 2007

第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（重大事故等時）（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
アンユラス負圧達成時間	106分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間46分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアンユラス空気再循環設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アンユラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アンユラス空気再循環設備よう素フィルタによる除去効率	0~106分：0% 106分～：95%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アンユラス空気再循環設備微粒子フィルタによる除去効率	0~106分：0% 106分～：99%	設計上期待できる値を設定 （試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	同上

第4-1-2-4表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（1・2号機共通）

（事故後7日間積算）（重大事故等時）

評価項目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 4.9×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 7.6×10^{15}
よう素	gross値	約 2.8×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.5×10^{13}
セシウム	gross値	約 4.7×10^{13}
上記以外の核種	gross値	約 1.1×10^{14}

第4-1-2-5表 大気拡散評価条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 80m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-2-6表 大気拡散評価条件（1・2号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 81m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-2-7表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3・4号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 1.2×10^{-3} 排気筒放出： 6.0×10^{-4}	地上放出： 5.5×10^{-18} 排気筒放出： 9.1×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出： 8.7×10^{-5} 排気筒放出： 4.4×10^{-5}	地上放出： 8.0×10^{-19} 排気筒放出： 4.6×10^{-19}
		事務所入口	地上放出： 3.9×10^{-4} 排気筒放出： 2.0×10^{-4}	地上放出： 2.0×10^{-18} 排気筒放出： 3.9×10^{-19}
		中央制御室入口	地上放出： 1.0×10^{-3} 排気筒放出： 5.0×10^{-4}	地上放出： 4.6×10^{-18} 排気筒放出： 1.1×10^{-18}
4号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 7.8×10^{-4} 排気筒放出： 3.9×10^{-4}	地上放出： 3.7×10^{-18} 排気筒放出： 6.5×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出： 1.8×10^{-4} 排気筒放出： 9.1×10^{-5}	地上放出： 1.4×10^{-18} 排気筒放出： 6.9×10^{-19}
		事務所入口	地上放出： 4.5×10^{-4} 排気筒放出： 2.2×10^{-4}	地上放出： 2.4×10^{-18} 排気筒放出： 5.2×10^{-19}
		中央制御室入口	地上放出： 5.8×10^{-4} 排気筒放出： 2.9×10^{-4}	地上放出： 2.8×10^{-18} 排気筒放出： 7.1×10^{-19}

第4-1-2-8表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1・2号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
1号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : 6.1×10^{-4} 排気筒放出 : 3.0×10^{-4}	地上放出 : 3.6×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
	入退域時	正門	地上放出 : 3.4×10^{-4} 排気筒放出 : 1.7×10^{-4}	地上放出 : 2.0×10^{-18} 排気筒放出 : 7.9×10^{-19}
		事務所入口	地上放出 : 6.8×10^{-4} 排気筒放出 : 3.4×10^{-4}	地上放出 : 4.2×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
		中央制御室入口	地上放出 : 6.2×10^{-4} 排気筒放出 : 3.1×10^{-4}	地上放出 : 3.7×10^{-18} 排気筒放出 : 1.4×10^{-18}
2号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : 4.5×10^{-4} 排気筒放出 : 2.2×10^{-4}	地上放出 : 2.8×10^{-18} 排気筒放出 : 6.8×10^{-19}
	入退域時	正門	地上放出 : 2.1×10^{-4} 排気筒放出 : 1.1×10^{-4}	地上放出 : 1.4×10^{-18} 排気筒放出 : 5.5×10^{-19}
		事務所入口	地上放出 : 7.4×10^{-4} 排気筒放出 : 3.7×10^{-4}	地上放出 : 4.5×10^{-18} 排気筒放出 : 1.1×10^{-18}
		中央制御室入口	地上放出 : 4.6×10^{-4} 排気筒放出 : 2.3×10^{-4}	地上放出 : 2.8×10^{-18} 排気筒放出 : 9.1×10^{-19}

第4-1-2-9表 運転員交代考慮条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間	49時間	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間として設定	—
入退域	回数： 10回 滞在時間： 入退域1回当たり、入退域の経路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の入退域回数として設定 入退域の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までを評価対象としている。 正門に3分とは、周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在することとして評価する。 事務所入口に3分とは、正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在することとして評価する。 中央制御室入口に5分とは、事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在することとして評価する。	—

第4-1-2-10表 中央制御室空調装置等条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効率遅れ時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間300分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作を想定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
マスクによる除染係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値	—

第4-1-2-11表 地表面への沈着速度の条件（1・2・3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
地表面への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針 ^(注1) を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

(注1) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

(注2) 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters” , February 1994

第4-1-2-12表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（3号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{-3}	—	約 2.7×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.2×10^{-3}	—	約 4.2×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.4×10^0	約 1.9×10^0	約 4.3×10^0
	小 計（①+②+③）	約 2.4×10^0	約 1.9×10^0	約 4.3×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 9.6×10^{-1}	—	約 9.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.2×10^0	約 7.3×10^{-2}	約 1.3×10^0
	小 計（④+⑤）	約 2.2×10^0	約 7.3×10^{-2}	約 2.2×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.6	約 1.9	約 6.5 ^{（注1）}

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-13表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（4号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{-3}	—	約 2.7×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.9×10^{-3}	—	約 2.9×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.5×10^0	約 1.2×10^0	約 2.7×10^0
	小 計（①+②+③）	約 1.5×10^0	約 1.2×10^0	約 2.7×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 7.0×10^{-1}	—	約 7.0×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 5.5×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}
	小 計（④+⑤）	約 1.6×10^0	約 5.5×10^{-2}	約 1.7×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.2	約 1.3	約 4.5 ^{（注1）}

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-14表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（1号機発災時）

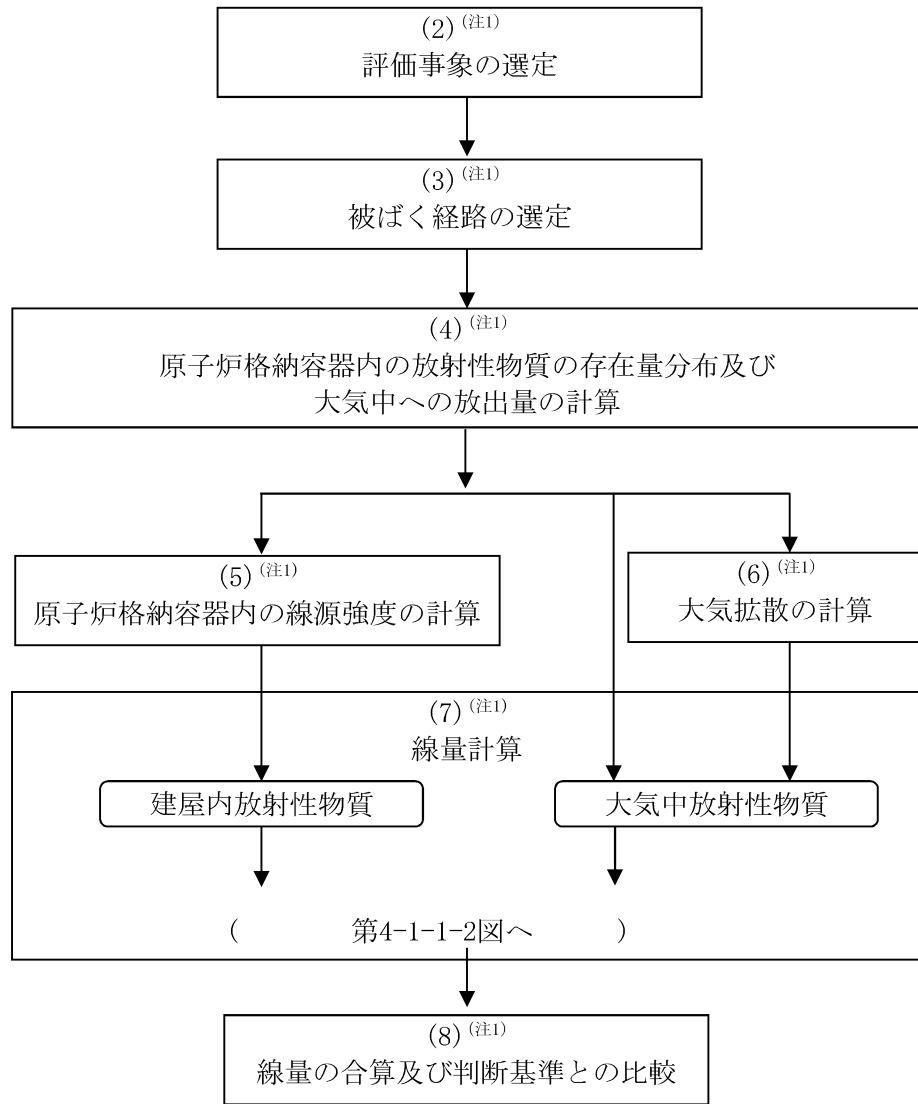
被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.5×10^{-4}	—	約 1.5×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.7×10^{-3}	—	約 4.7×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.2×10^0	約 1.3×10^0	約 2.5×10^0
	小 計（①+②+③）	約 1.2×10^0	約 1.3×10^0	約 2.5×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0×10^0	—	約 2.0×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.8×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.9×10^0
	小 計（④+⑤）	約 3.8×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 3.9×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.0	約 1.3	約 6.4 ^(注1)

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-15表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（2号機発災時）

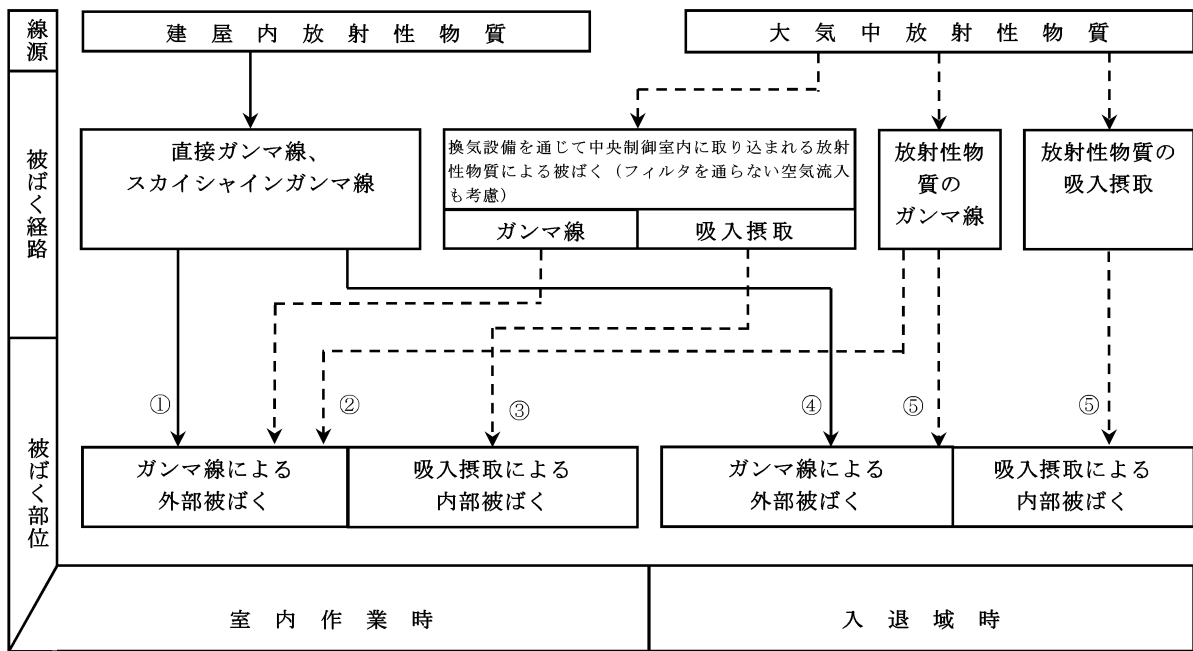
被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.5×10^{-4}	—	約 1.5×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-3}	—	約 3.2×10^{-3}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.9×10^0
	小 計（①+②+③）	約 9.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.9×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^0	—	約 2.7×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^0	約 6.6×10^{-2}	約 1.5×10^0
	小 計（④+⑤）	約 4.2×10^0	約 6.6×10^{-2}	約 4.2×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.1	約 1.0	約 6.1 ^(注1)

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値



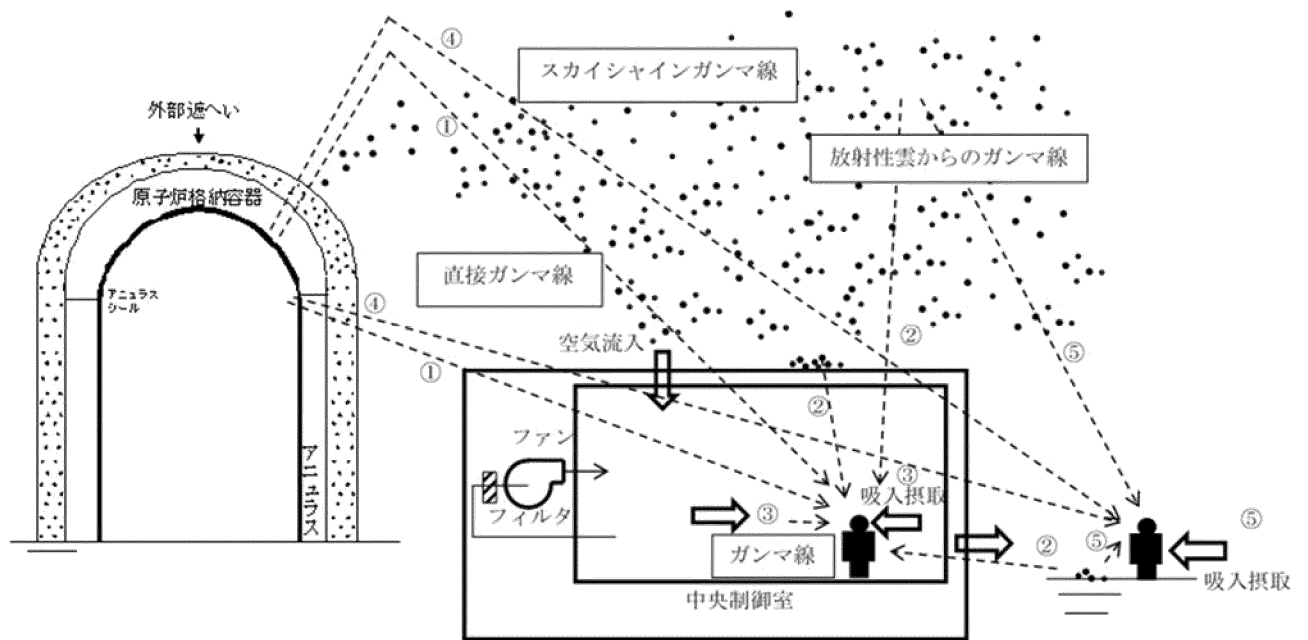
(注1) 「4.1.1評価方針」の項番号を示す。

第4-1-1-1図 居住性に係る被ばく評価の手順



第4-1-1-2図 中央制御室等の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退域時の被ばく	④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

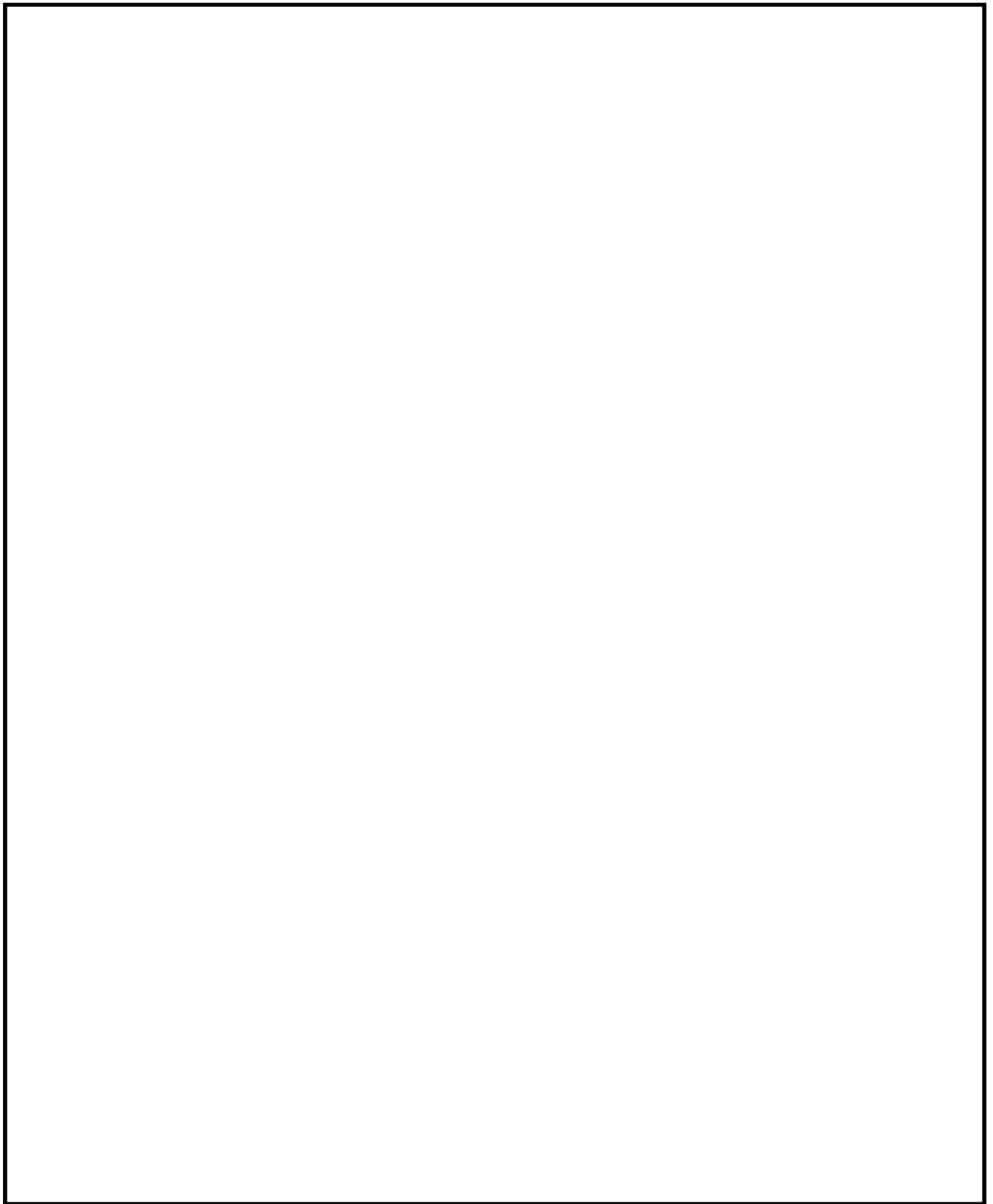


(注1) 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価においては、保守的に放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

第4-1-1-3図 被ばく経路イメージ



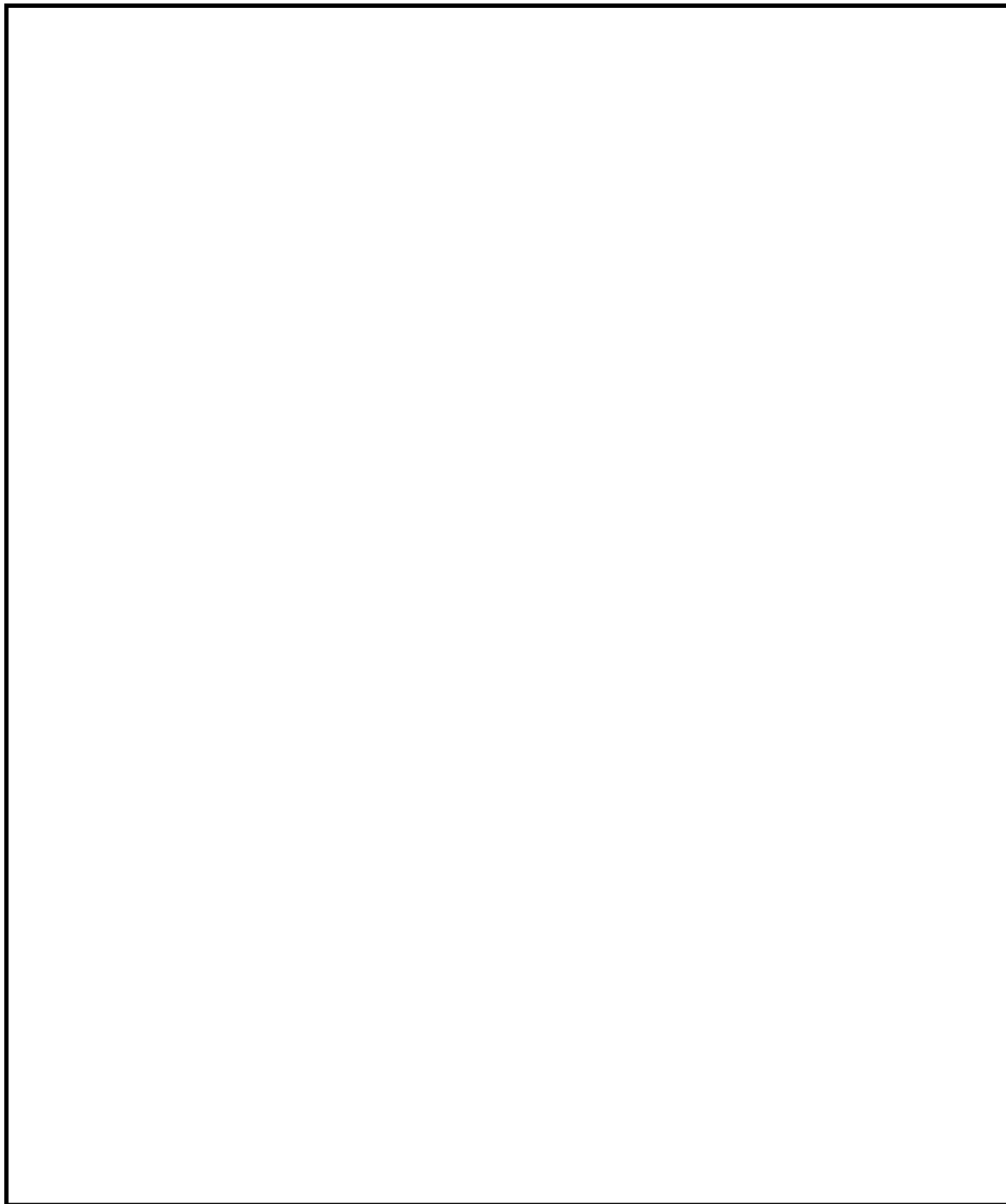
第4-1-1-4図 入退域時の評価点



第4-1-1-5図 室内作業時の評価対象とする風向（評価点：中央制御室）^(注2)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

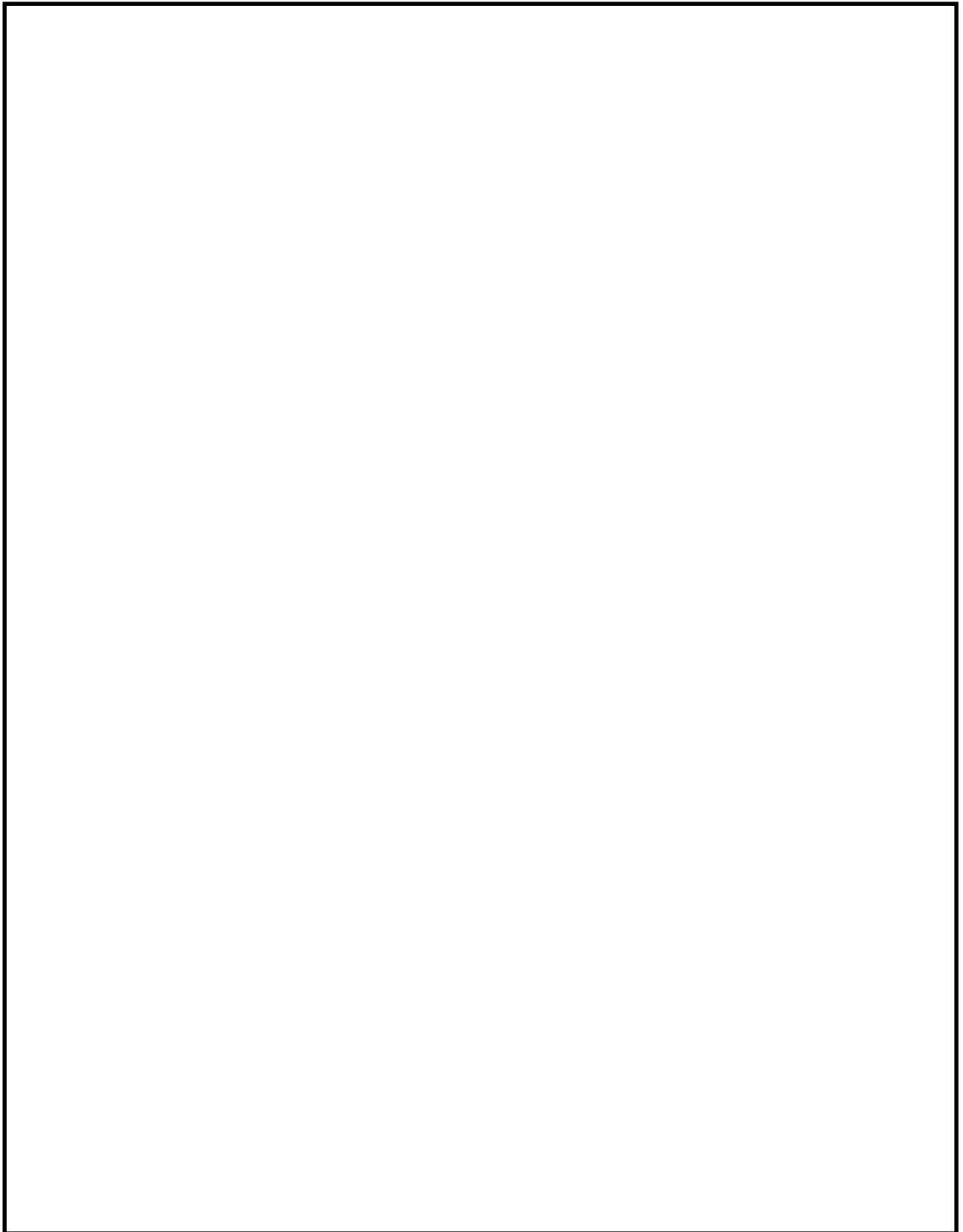
(注2) ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180° 向きが異なる。



第4-1-1-6図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：正門）^(注2)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

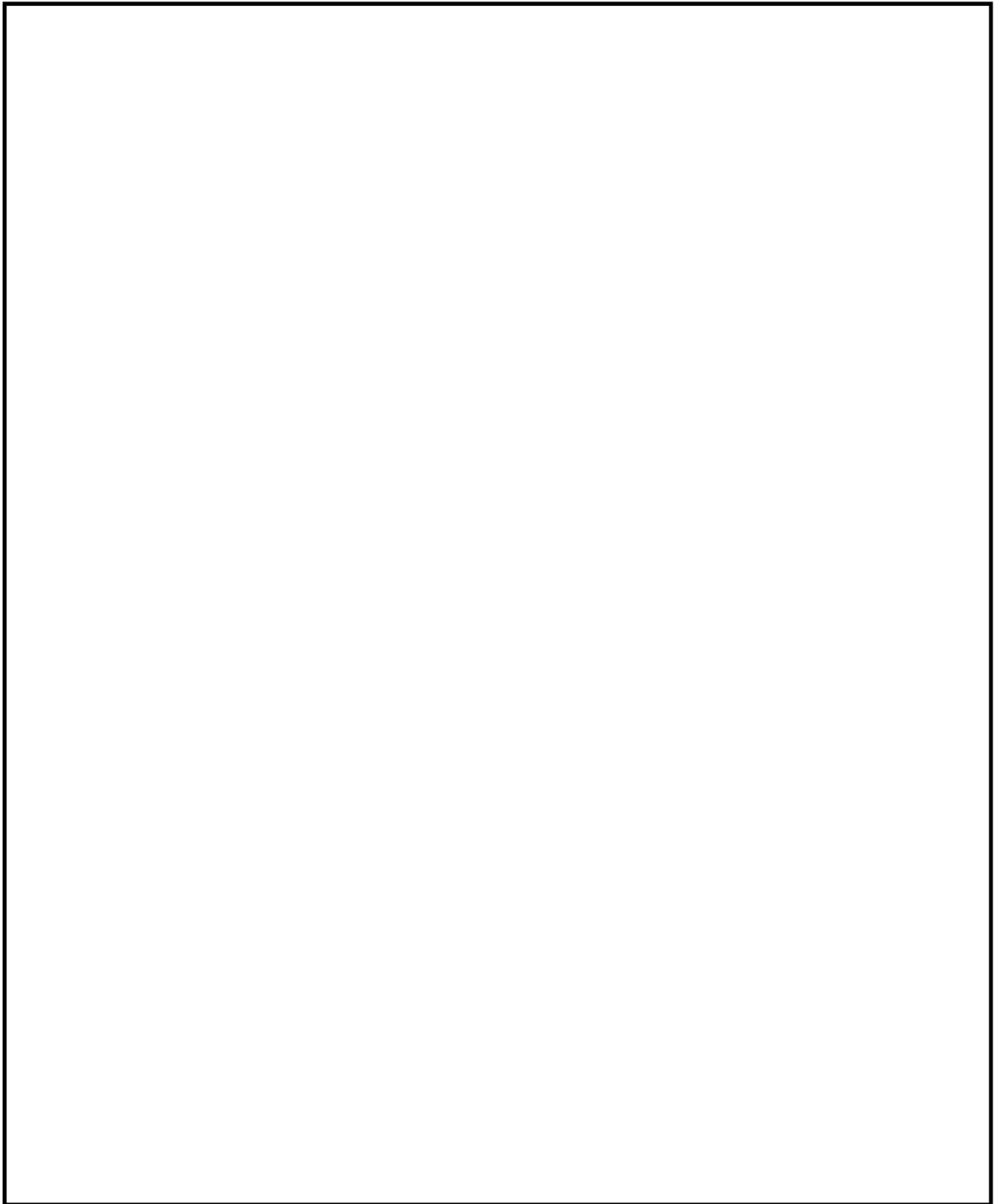
(注2) ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180° 向きが異なる。



第4-1-1-7図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：事務所入口）^{（注2）}

（注1）Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

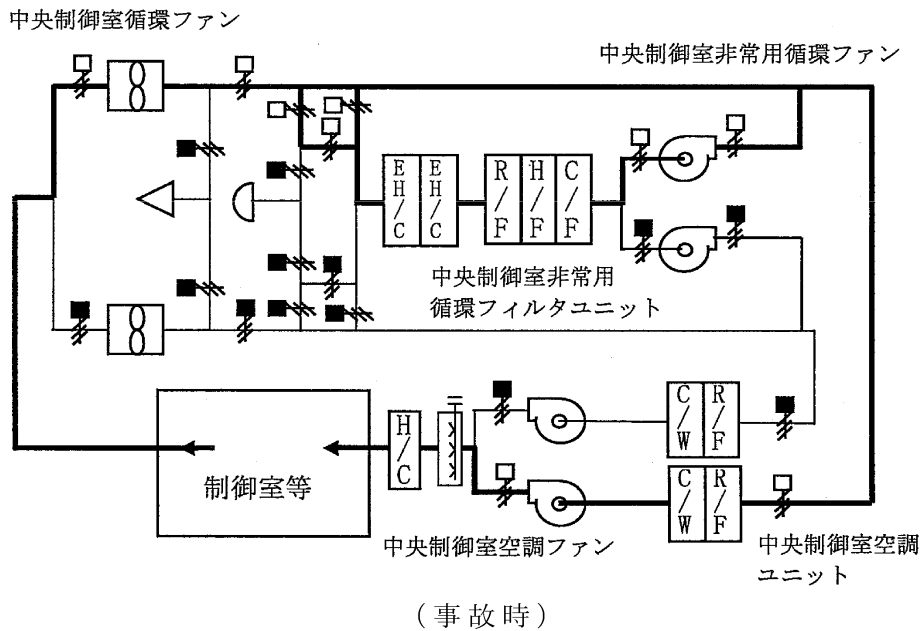
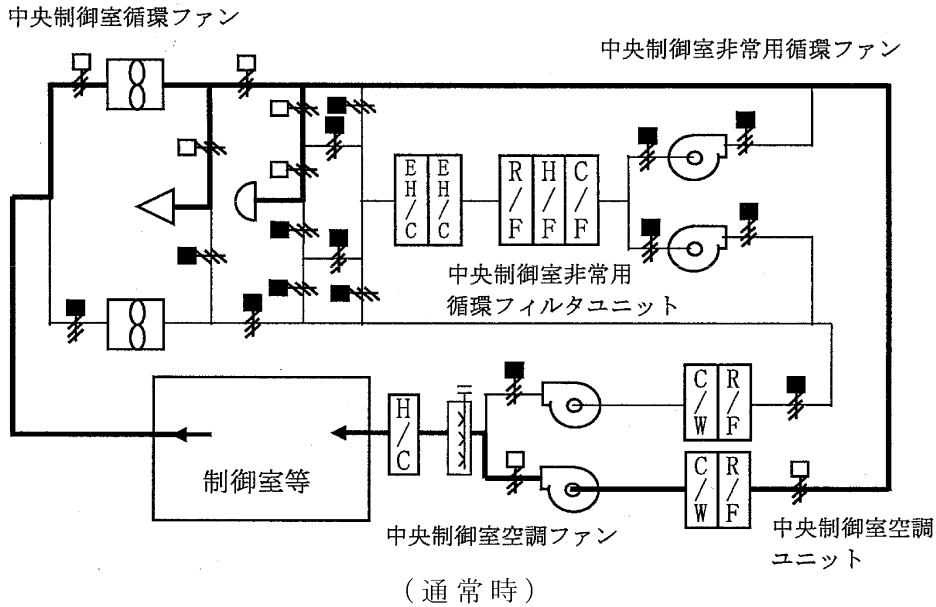
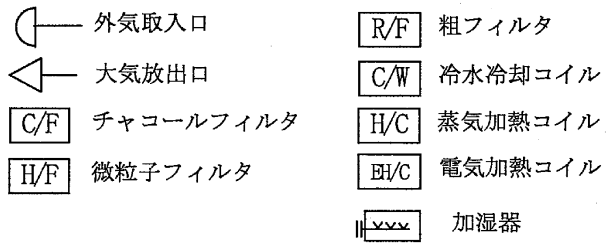
（注2）ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180° 向きが異なる。



第4-1-1-8図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：中央制御室入口）^{（注2）}

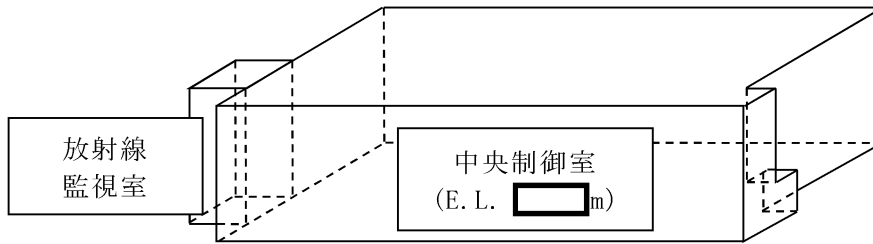
（注1）Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

（注2）ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180°向きが異なる。



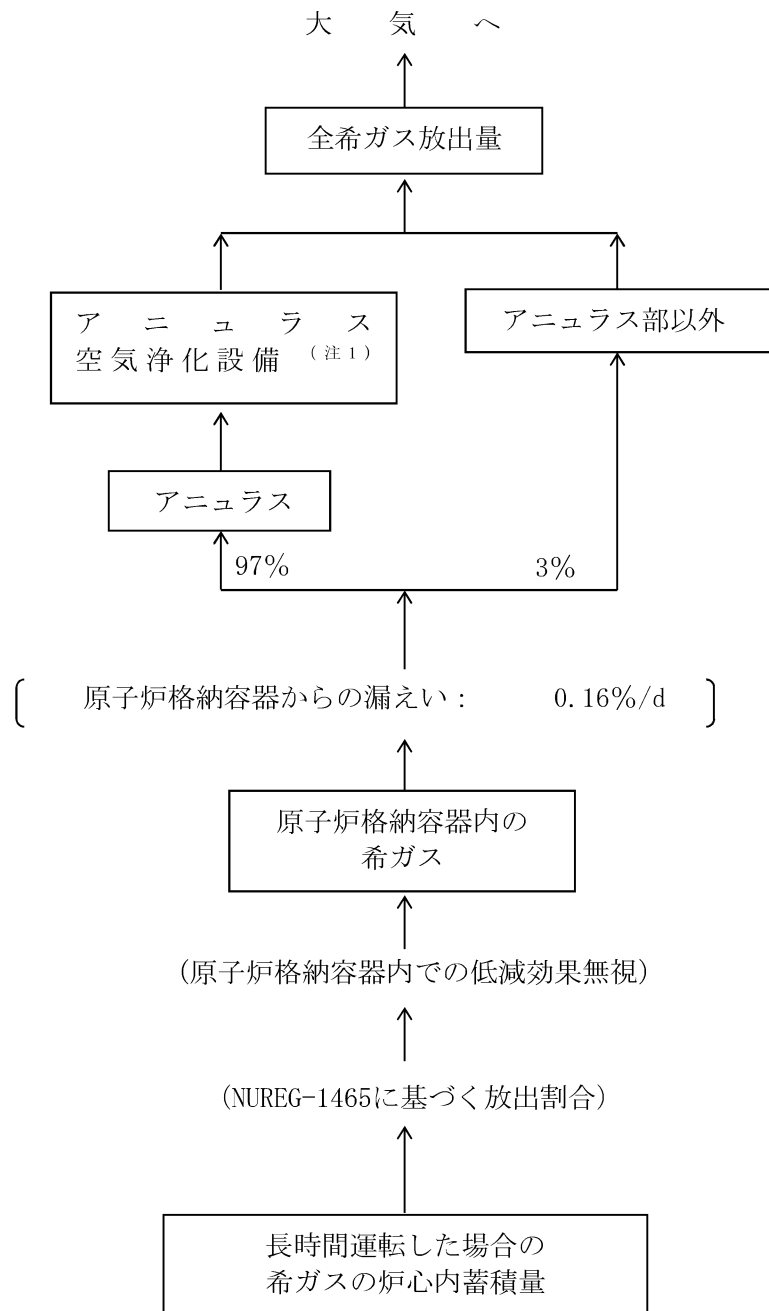
(注1) 上記は3号機の中央制御室空調装置の概要図を示す。4号機も同じ

第4-1-1-9図 中央制御室空調装置の系統構成の概要



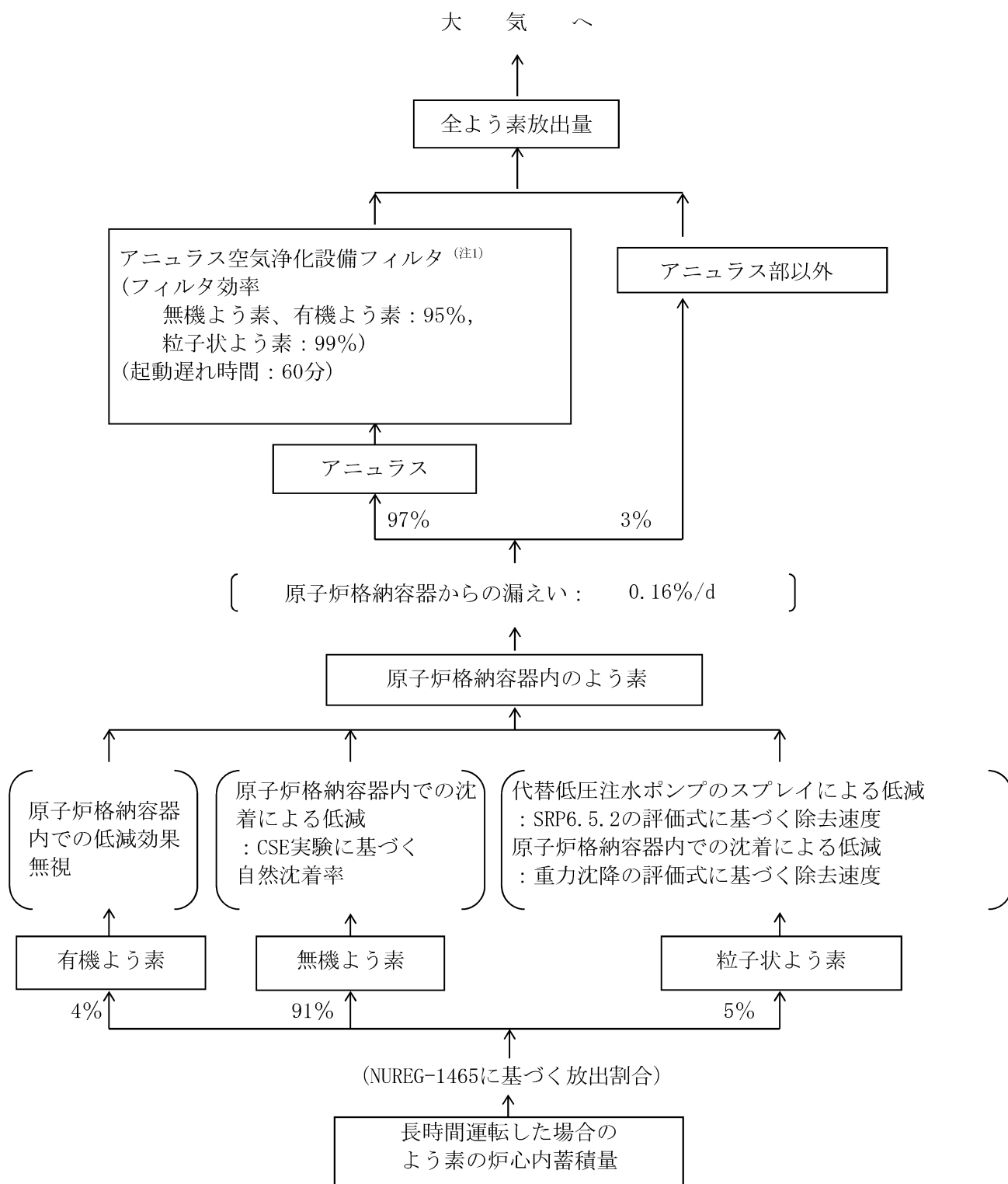
第4-1-1-10図 中央制御室空調装置の処理対象となる

バウンダリの概要



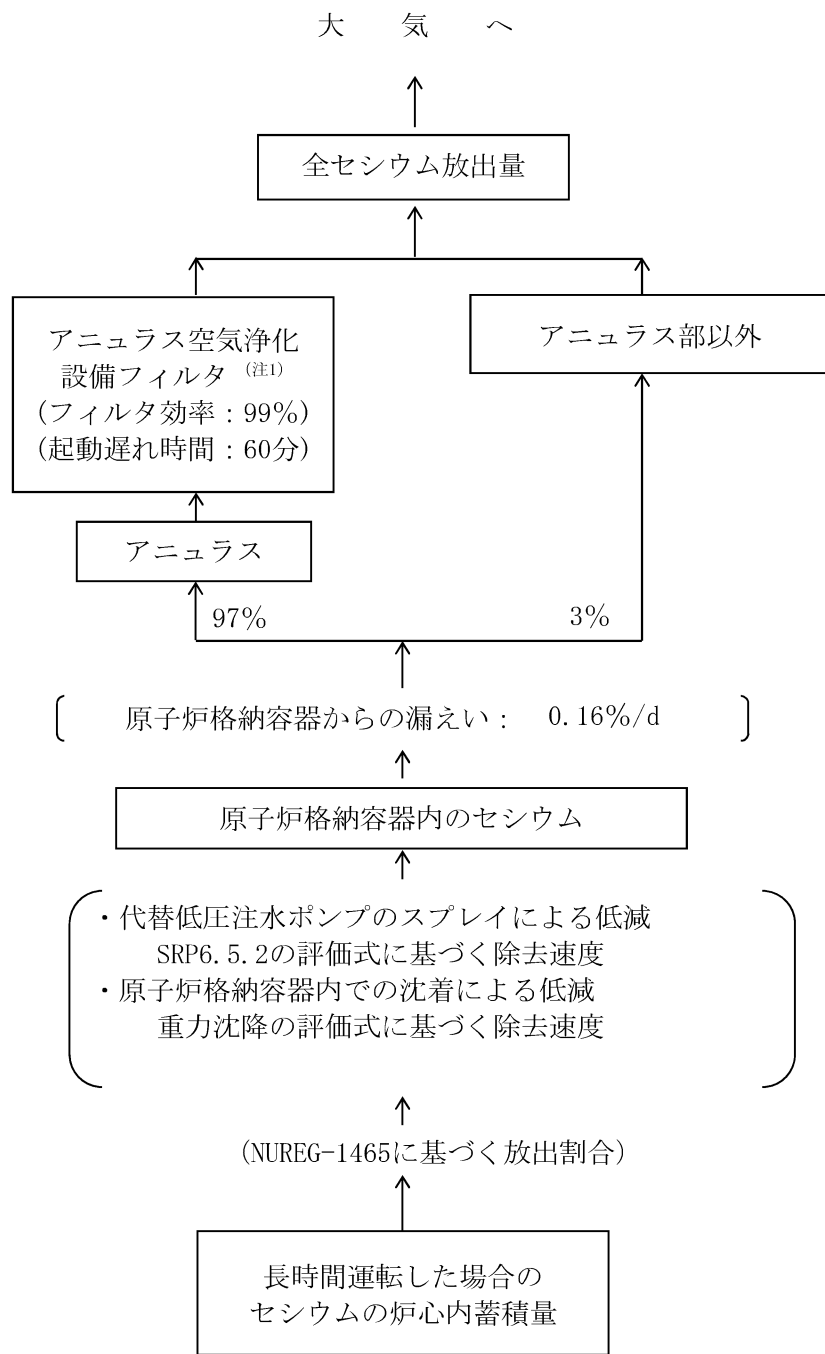
第4-1-2-1図 重大事故等時の希ガスの大気放出過程
(1・2・3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備



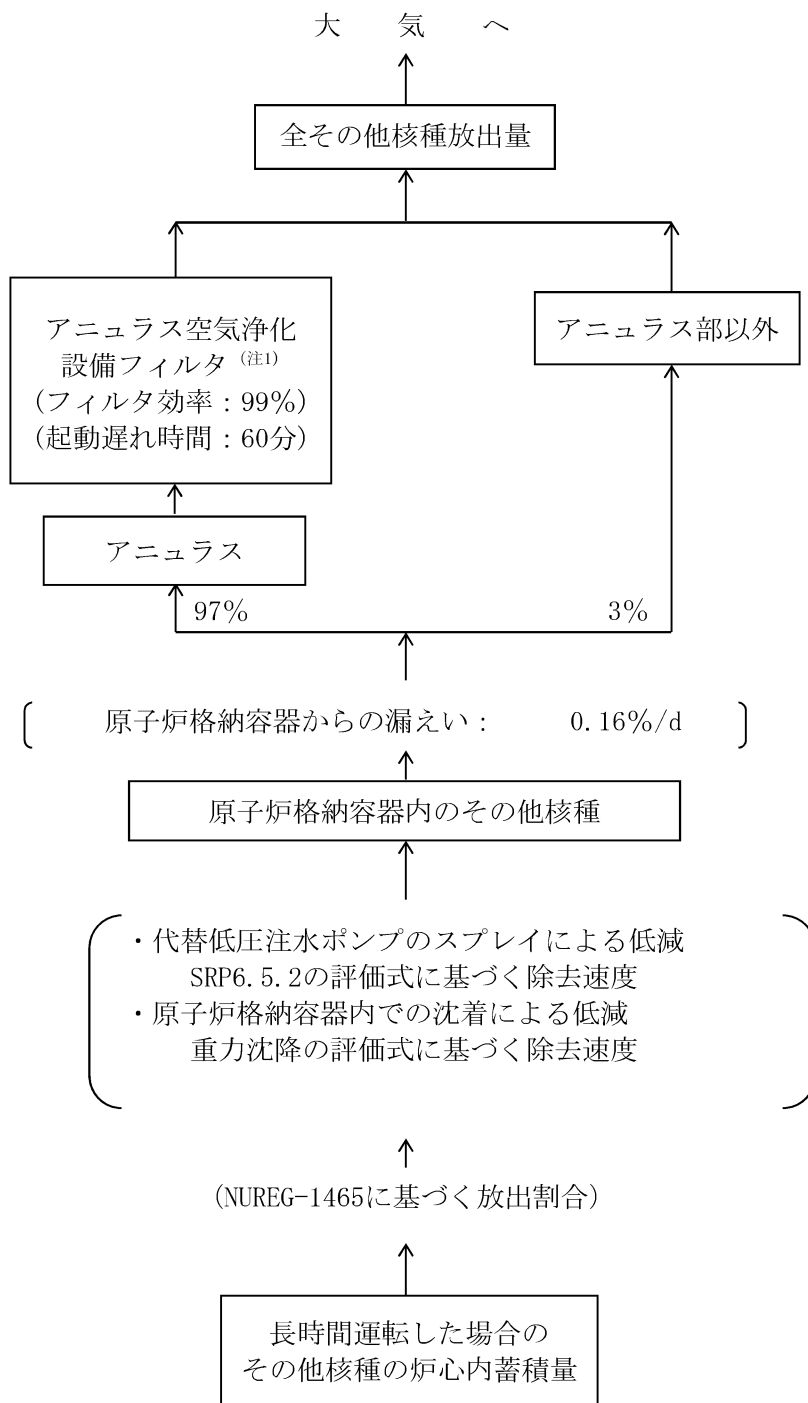
第4-1-2-2図 重大事故等時のよう素の大气放出過程
(1・2・3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大气に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



第4-1-2-3図 重大事故等時のセシウムの大気放出過程
(1・2・3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間(3・4号機は78分、1・2号機は106分)までは直接大気に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



第4-1-2-4図 重大事故等時のその他核種の大気放出過程
(1・2・3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価
1・2号機はアニュラス空気再循環設備

中央制御室空調装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室空調装置のフィルタである中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設置場所において想定される微粒子及びよう素に対し、除去効率（性能）を維持できるよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。

1. フィルタ捕集量

中央制御室空調装置の微粒子フィルタは、原子炉格納容器から離れた場所に設置する。

中央制御室空調装置の設置場所における微粒子フィルタのフィルタ捕集量は、第1表に示す炉心内蓄積質量及び第1図及び第2図に示す過程による評価の結果、微粒子（エアロゾル）量は約0.2g、よう素量は約14mgである。

中央制御室空調装置の微粒子フィルタ保持容量は約5.2kg、よう素フィルタ吸着容量は約990g^(注1)であることから、中央制御室空調装置の設置場所における微粒子及びよう素を十分に捕集できる。

中央制御室非常用循環フィルタユニットの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を第2表に示す。

(注1) よう素吸着能力は、米国R.G.1.52 (Regulatory Guide 1.52 Revision 4 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, September 2012) より活性炭1g当たり2.5mgである。中央制御室空調装置のよう素フィルタの充てん量は、約396kgであることから、吸着容量は、約990g(2.5mg/g×396kg)である。

第1表 (1/2) 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む) (3・4号機共通)

核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約 1.8×10^1 (約 1.7×10^1)
Cs類	約 2.5×10^2
Te類	約 4.6×10^1
Ba類	約 1.7×10^2
Ru類	約 7.1×10^2
Ce類	約 8.2×10^2
La類	約 7.1×10^2
合計	約 2.7×10^3

第1表 (2/2) 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む) (1・2号機共通)

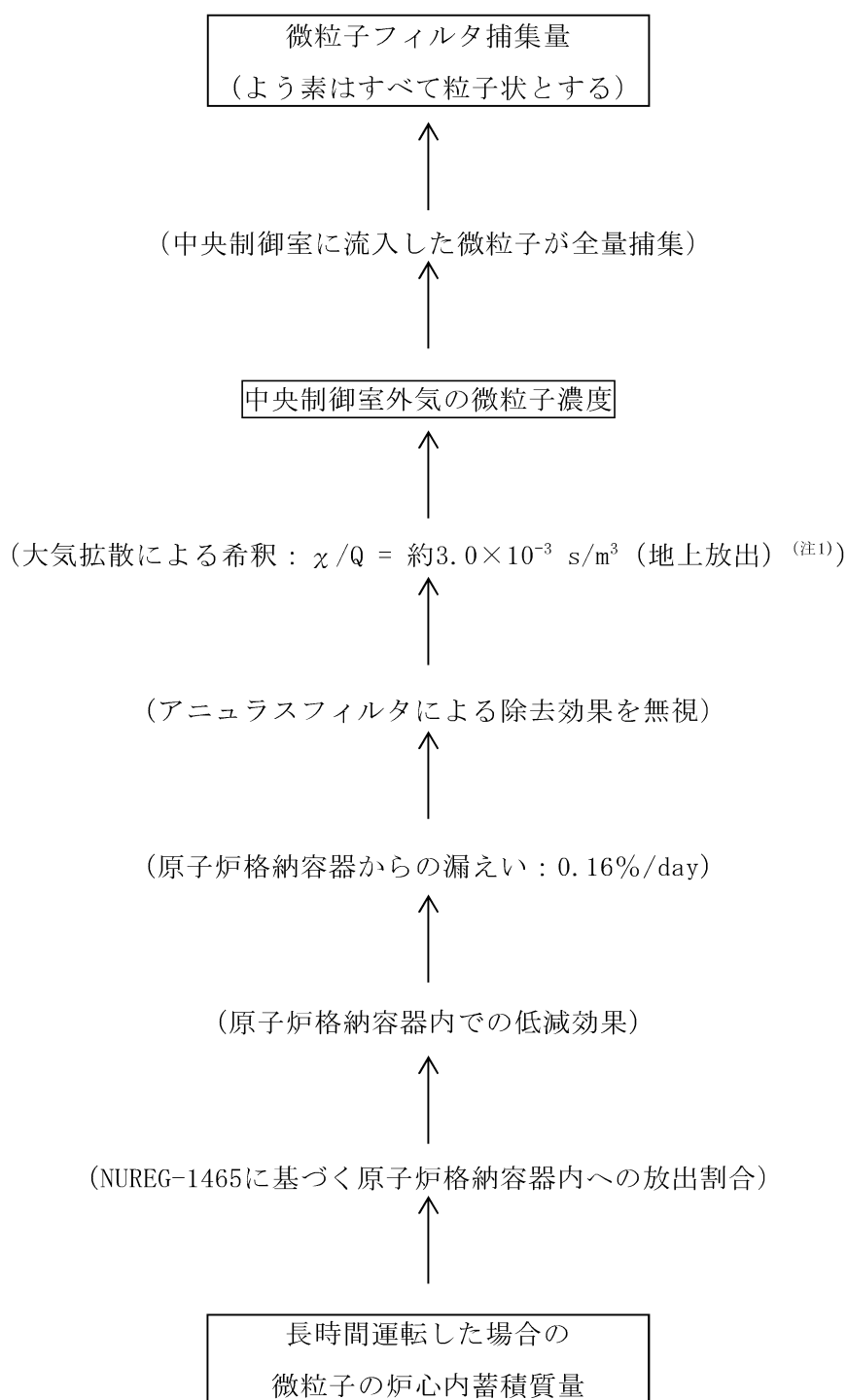
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約 1.9×10^1 (約 1.8×10^1)
Cs類	約 2.9×10^2
Te類	約 5.2×10^1
Ba類	約 2.1×10^2
Ru類	約 7.7×10^2
Ce類	約 1.1×10^3
La類	約 1.1×10^3
合計	約 3.5×10^3

第2表 中央制御室非常用循環フィルタユニットの捕集量
並びに保持容量及び吸着量

	捕集量 ^(注1)	保持容量／吸着容量 ^(注2)
微粒子	約0.2g	約5.2kg
よう素	約14mg	約990g

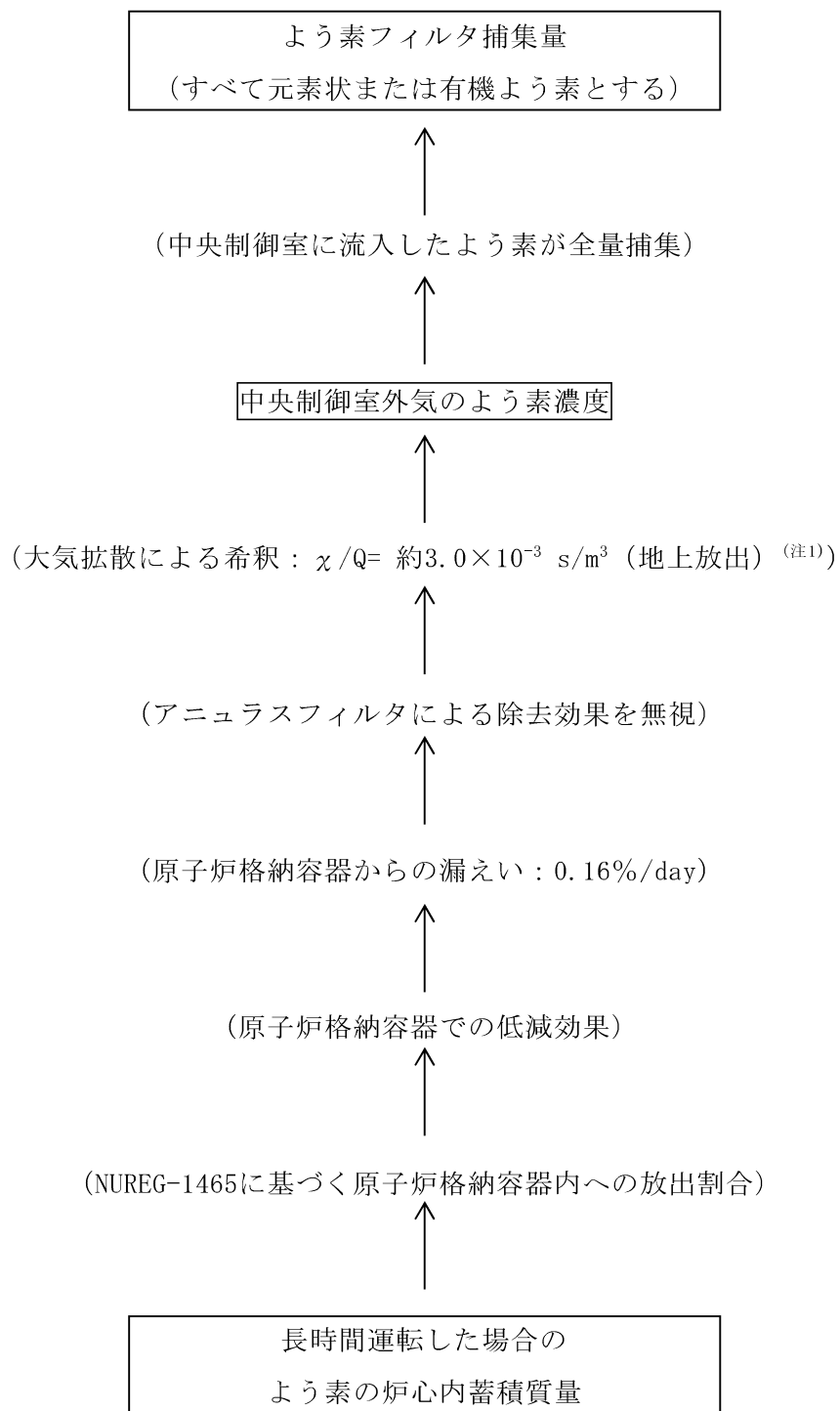
(注1) 第1表に示す炉心内蓄積質量及び第1図及び第2図に示す過程による捕集量

(注2) 中央制御室非常用循環フィルタユニットの保持容量（微粒子）及び吸着容量（よう素）



(注1) : 捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する
記載値は1号～4号の χ/Q の合計値

第1図 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



(注1) : 捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する
記載値は 1 号～ 4 号の χ/Q の合計値

第2図 中央制御室換気空調装置のよう素フィルタ捕集量評価の過程

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	T4-別紙-1
2. 解析コードの概要	T4-別紙-2
2.1 ORIGEN2 Ver. 2.1	T4-別紙-2

1. はじめに

本資料は、資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ORIGEN2 Ver. 2.1

本解析コードの概要については、資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) 添付図面

目 次

<放射線管理施設>

- ・放射線管理施設に係る機器の配置を明示した図面
(生体遮蔽装置)

屋外

【第1図】

設計及び工事計画認可申請	第1図
高 浜 発 電 所 第 4 号 機	
放射線管理施設に係る機器の 配置を明示した図面 (生体遮蔽装置) 屋外	
関 西 電 力 株 式 会 社	