

令和2年（ワ）第6225号 六ヶ所再処理工場運転差止請求事件

原告 岩田雅一 外210名

被告 日本原燃株式会社

準 備 書 面 （2）

令和3年3月31日

東京地方裁判所民事第37部合議C係 御中

被告訴訟代理人 弁護士 池田直樹



弁護士 長屋文裕



弁護士 坂本倫子



弁護士 大久保由美



弁護士 伊藤菜々子



弁護士 枝吉経



弁護士 増田剛



略語例

原子力基本法	原子力基本法（昭和30年法律第186号）
原子炉等規制法	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）
原子力規制委員会設置法	原子力規制委員会設置法（平成24年法律第47号）
再処理規則	使用済燃料の再処理の事業に関する規則（昭和46年総理府令第10号）
核燃料施設基本指針	核燃料施設安全審査基本指針（昭和55年2月7日原子力安全委員会決定）
再処理施設安全審査指針	再処理施設安全審査指針（昭和61年2月20日原子力安全委員会決定）
耐震設計審査指針（旧指針）	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）
新耐震設計審査指針	平成18年9月19日に改訂された耐震設計審査指針

再処理事業指定基準規則	再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則 (平成25年原子力規制委員会規則第27号)
再処理事業指定基準規則の解釈	再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年11月27日原管研発第131127号原子力規制委員会決定)
品質管理基準規則	原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)
線量告示	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)
線量目標値指針	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針(昭和50年5月13日原子力委員会決定)
本件再処理工場	被告の有する青森県上北郡六ヶ所村所在の再処理工場
本件再処理施設	本件再処理工場に係る原子炉等規制法で定める再処理施設
再処理事業所	本件再処理施設を設置する被告の事業所(本件指定申請をした当時の名称は六ヶ所事業所であり，平成4年

7月1日に六ヶ所再処理・廃棄物事業所と、平成6年7月1日に再処理事業所と、名称を順次変更した。）

本件指定申請 日本原燃サービス株式会社（当時）が平成元年3月30日付けで内閣総理大臣に対して行った再処理事業所における再処理の事業の指定の申請

本件指定 被告が平成4年12月24日付けで本件指定申請に対し内閣総理大臣から受けた再処理事業所における再処理の事業の指定

本件事業変更許可申請 被告が平成26年1月7日付けで原子力規制委員会に対して行った再処理事業所における再処理の事業の変更許可の申請

本件事業変更許可 被告が令和2年7月29日付けで本件事業変更許可申請に対し原子力規制委員会から受けた再処理事業所における再処理の事業の変更許可

東北地方太平洋沖地震 平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震

福島第一原子力発電所事故 東北地方太平洋沖地震に伴う津波に起因して生じた東京電力株式会社（当時）福島第一原子力発電所における事故

目 次

はじめに.....	11
第1章 本件再処理工場の安全確保の考え方	12
第2章 本件再処理施設に係る安全規制の策定の経緯と審査の経過	16
第1 安全規制の策定の経緯.....	16
1 本件指定がされた際の安全規制	16
(1) 再処理施設安全審査指針等の策定の経緯	17
(2) 再処理施設安全審査指針等の内容	18
2 安全規制の強化（新規制基準の策定）	19
(1) 福島第一原子力発電所事故の概要	20
(2) 再処理事業指定基準規則の制定の経緯	23
(3) 再処理事業指定基準規則の内容	31
第2 審査の経過.....	32
1 本件指定に係る安全審査の経過	32
2 新規制基準への適合に係る審査の経過	32
第3章 放射線とその影響.....	34
第1 放射線の基礎的事項.....	34
1 放射線，放射性物質及び放射能	34
2 放射線の単位.....	34
(1) 放射線を出す側の単位.....	34
(2) 放射線を受ける側の単位	34
3 放射線の種類と性質.....	35
(1) 放射線の種類.....	35
(2) 放射線の性質.....	36
4 自然の中の放射線等.....	36
第2 放射線の人体に及ぼす影響.....	37

1	放射線の被ばくの形態.....	37
2	放射線の種類による被ばくの影響	37
3	放射線の被ばくによる影響（確定的影響と確率的影響）	38
	（1） 確定的影響.....	38
	（2） 確率的影響.....	39
4	公衆の被ばく線量限度.....	39
	（1） 国際放射線防護委員会の勧告	39
	（2） 線量告示等.....	40
第4章	本件再処理工場の施設の概要	42
第1	使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設	42
1	使用済燃料の受入れ施設.....	43
2	使用済燃料の貯蔵施設.....	43
第2	再処理設備本体.....	43
1	せん断処理施設.....	43
	（1） 燃料供給設備.....	44
	（2） せん断処理設備.....	44
2	溶解施設.....	44
	（1） 溶解設備.....	44
	（2） 清澄・計量設備.....	45
3	分離施設.....	45
	（1） 分離設備.....	45
	（2） 分配設備.....	46
	（3） 分離建屋一時貯留処理設備	46
4	精製施設.....	46
	（1） ウラン精製設備.....	47
	（2） プルトニウム精製設備.....	47

(3) 精製建屋一時貯留処理設備	48
5 脱硝施設	48
(1) ウラン脱硝設備	48
(2) ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	48
6 酸及び溶媒の回収施設	49
(1) 酸回収設備	49
(2) 溶媒回収設備	49
第3 製品貯蔵施設	49
1 ウラン酸化物貯蔵設備	50
2 ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備	50
第4 計測制御系統施設	50
第5 放射性廃棄物の廃棄施設	51
1 気体廃棄物の廃棄施設	51
2 液体廃棄物の廃棄施設	52
3 固体廃棄物の廃棄施設	52
第6 放射線管理施設	53
第7 その他再処理設備の附属施設	53
第5章 本件再処理工場の平常運転時の被ばく低減に係る安全対策	55
第1 平常運転時の被ばく低減に係る安全対策	55
1 平常運転時の被ばく低減に係る安全対策の考え方	55
2 遮蔽に係る対策	56
3 放射性廃棄物の放出管理に係る対策	57
(1) 気体廃棄物の放出管理	57
(2) 液体廃棄物の放出管理	59
4 放射線監視に係る対策	59
第2 平常運転時の被ばくの線量評価	61

1	平常運転時の被ばくの線量評価の考え方	61
2	本件再処理工場における平常運転時の被ばくの線量評価	61
第3	原子力規制委員会から受けた確認	64
第6章	本件再処理工場の事故防止対策	65
第1	臨界防止に係る対策.....	65
1	臨界防止に係る対策の考え方	66
	(1) 臨界防止の必要性.....	66
	(2) 臨界の仕組み.....	66
	(3) 臨界防止の方法.....	67
	(4) 臨界事故に対する考慮.....	68
2	本件再処理工場における臨界防止に係る対策	68
	(1) 臨界防止.....	69
	(2) 臨界の拡大防止.....	73
	(3) 臨界事故に対する考慮.....	73
	(4) 臨界防止に係る対策の信頼性の確保	74
	(5) 臨界防止に係る対策の対象としない機器への液移送	74
第2	閉じ込めの機能に係る対策.....	75
1	閉じ込めの機能に係る対策の考え方	75
2	本件再処理工場における閉じ込めの機能に係る対策	76
	(1) 放射性物質の漏えい防止	76
	(2) セル等による閉じ込め.....	78
	(3) 気体廃棄物の廃棄施設による閉じ込め	79
	(4) 閉じ込めの機能に係る対策の信頼性の確保	80
第3	冷却のための対策.....	81
1	冷却のための対策の考え方.....	81
2	本件再処理工場における冷却のための対策	82

(1)	使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設	82
(2)	再処理設備本体及び液体廃棄物の廃棄施設	84
(3)	固体廃棄物の廃棄施設	84
第4	火災等による損傷の防止に係る対策	85
1	火災等による損傷の防止に係る対策の考え方	85
2	本件再処理工場における火災等による損傷の防止に係る対策	86
(1)	火災及び爆発の発生防止	86
(2)	火災及び爆発の拡大防止	89
(3)	火災及び爆発の影響軽減	90
(4)	火災等による損傷の防止の強化	92
第5	溢水等による損傷の防止に係る対策	93
1	溢水等による損傷の防止に係る対策の考え方	93
2	本件再処理工場における溢水等による損傷の防止に係る対策	93
第6	電源に係る対策	94
1	電源に係る対策の考え方	94
2	本件再処理工場における電源に係る対策	94
(1)	外部電源系統	94
(2)	非常用所内電源設備	95
(3)	電源に係る対策の強化	95
第7	安全評価	96
1	安全評価の考え方	96
2	本件再処理工場における安全評価	96
(1)	運転時の異常な過渡変化	96
(2)	設計基準事故	98
第8	原子力規制委員会から受けた確認	99
第7章	本件再処理工場の重大事故等への措置	100

第1	重大事故等対策等.....	100
1	重大事故等対策等の考え方.....	100
2	本件再処理工場における重大事故等対策等	101
	(1) 概要.....	101
	(2) 臨界事故.....	103
	(3) 冷却機能の喪失による蒸発乾固	106
	(4) 放射線分解により発生する水素による爆発	110
	(5) 有機溶媒等による火災又は爆発	113
	(6) 使用済燃料の著しい損傷	115
	(7) 放射性物質の漏えい.....	118
第2	手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備等	118
第3	有効性評価.....	119
1	有効性評価の考え方.....	119
2	本件再処理工場における有効性評価	119
第4	原子力規制委員会から受けた確認	120
第8章	大規模な自然災害等への対処	121
第9章	安全対策の実効性を確保するための品質管理体制の整備	124

はじめに

被告は、本件再処理工場において、放射性物質の有する危険性を顕在化させないことを基本としてその安全を確保しているところ、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて原子力の利用等に係る安全規制が強化されて新規制基準が定められたことを受けて、平成26年1月7日に本件事業変更許可申請を行い、令和2年7月29日に原子力規制委員会から本件事業変更許可を受け、これを通じて本件再処理施設が新規制基準に適合する旨の判断が示されている。原告らは、それでもなお、本件再処理工場の運転によって各個の原告の生命、身体に被害が及ぶような差し迫った具体的危険性が存することを主張立証しない限り、原告らの請求が認容される余地はない。(答弁書25, 26, 46ページ)

そこで、まず、本件再処理工場の安全確保の考え方を述べた上で(後記本準備書面第1章)、本件再処理施設に係る安全規制の策定の経緯と審査の経過(後記同第2章)、放射線とその影響(後記同第3章)、本件再処理工場の施設の概要(後記同第4章)をそれぞれ説明した後に、本件再処理工場の安全対策等について述べる(後記同第5章ないし第9章、令和3年3月31日付け準備書面(3)(以下「被告準備書面(3)」という。))。

第1章 本件再処理工場の安全確保の考え方

本件再処理工場は、国内の原子力発電所で生じる使用済燃料を、物理的、化学的方法により処理し、ウラン（注1）及びプルトニウム（注2）を分離し回収して再利用に資することを目的とし、併せて使用済燃料に含まれる不要な核分裂生成物（注3）等を安定な放射性廃棄物（注4）にして適切に管理し貯蔵することを目的とした施設であり（答弁書30ページ）、本件再処理工場内には、使用済燃料、硝酸ウラン溶液（注5）、硝酸プルトニウム溶液（注6）、ウラン酸化物粉末、ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末（以下「MOX粉末」という。）、高レベル放射性液体廃棄物（以下「高レベル廃液」という。）、ガラス固化体（注7）等の放射性物質が存在する。したがって、被告は、本件再処理工場において、このような放射性物質の有する危険性を顕在化させないことを基本としてその安全を確保している。

具体的には、被告は、本件再処理工場を位置させるに当たり基本的立地条件につき安全確保上支障がないことを確認している。その上で、本件再処理工場において、安全機能（注8）（これには、本準備書面で述べる、遮蔽機能、放射性廃棄物の放出管理機能、放射線監視機能、臨界防止機能、閉じ込めの機能、冷却機能、火災等による損傷の防止機能等が含まれる。）を有する施設（注8）（このうち、特に公衆の安全確保の観点から設けるものを安全上重要な施設（注9）という。）を設け、施設の故障、誤作動又は誤操作といった本件再処理工場内の事象（内部事象）に起因してその安全機能が損なわれないよう安全対策（これを「事故防止対策」という。）を講じている。これとは別に、地震等の自然現象や外部からの人為事象（故意によるものを除く。）といった本件再処理工場外の事象（外部事象）に対しては、安全機能を有する施設のうち耐震上重要な施設（耐震重要施設（注10））について地震による損傷の防止を図るなど、外部事象に起因してその安全機能が損なわれないよう安全対策を講じている。

すなわち、被告は、本件再処理工場を位置させるに当たり、事故の誘因を排除し、災害の拡大を防止する観点から、立地地点及びその周辺における基本的立地条件（地

盤，地震，津波等の自然環境，航空機事故等による飛来物等の社会環境）を検討し，その安全確保上支障がないことを確認している。そして，耐震重要施設につき基準地震動（注1 1）による地震力（注1 2）に対して安全機能が損なわれるおそれがないようにするなど，地震等の自然現象を含む外部事象に対する安全対策を講じている（被告準備書面（3））。

他方で，被告は，本件再処理工場の平常運転に際しては放射性物質を限定された区域に閉じ込めることができるように対策を講じているが，環境に放出せざるを得ない一定程度の放射線（注1 3）及び放射性物質について，これらにより公衆の受ける線量が線量告示（乙第2 3号証）に定める線量限度を超えないように，放射線に対する遮蔽を設け（遮蔽に係る対策），放射性廃棄物の放出を管理し（放射性廃棄物の放出管理に係る対策），放出する放射性物質の濃度及び量を監視する（放射線監視に係る対策）などの平常運転時の被ばく低減に係る安全対策を講じている。そして，これらの対策に係る設計の妥当性を確認するために，平常運転時に環境に放出する放射線及び放射性物質により公衆の受ける線量を評価している。（後記第5章）

また，被告は，本件再処理工場において事故防止対策を講じる際には深層防護（注1 4）の考え方を適切に採り入れている。ここに深層防護とは，複数の連続かつ独立した障壁の組み合わせによって，一つの障壁が機能しなくても，次の障壁が独立して有効に機能することをいうとされており，本件再処理工場においては，異常の発生が防止されること（異常発生防止），仮に異常が発生したとしてもその波及，拡大が抑制されること（異常拡大防止），更に異常が拡大するとしてもその影響が緩和されること（事故影響緩和）といった深層防護の考え方を適切に採り入れており，これにより確実に事故の防止等を図ることができる。被告の講じている事故防止対策のうち，本件再処理工場の安全機能の観点から特に重要な対策は以下のとおりである。①本件再処理工場は原子力施設ではあるが，核分裂性物質における核分裂連鎖反応（注1 5）を安定的に制御しながら臨界（注1 5）を維持し，その核分裂連鎖反応により発生するエネルギーを熱エネルギーとして取り出し発電に利用する原

子力発電所とは異なり、常に未臨界の状態を保ちながら使用済燃料を物理的、化学的方法により処理するという特徴を有しており（答弁書30ページ）、臨界に伴って生じる大量のエネルギー、放射線及び核分裂生成物による危険が生じることを避けるため、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止するための対策を講じ、万一臨界事故が発生したとしても、未臨界にするための対策を講じている（臨界防止に係る対策）。②また、被告は、本件再処理工場の各施設に分散して存在する、様々な性状の放射性物質を、同工場内の限定された区域に適切に閉じ込めることができるように対策を講じている（閉じ込めの機能に係る対策）。さらに、この閉じ込めの機能等が損なわれないように、③内包する溶液や廃液が放射性物質の崩壊熱（注16）により沸騰するおそれのある機器等については冷却のための対策を講じるとともに（冷却のための対策）、④本件再処理工場において使用する有機溶媒（注17）による火災等による損傷の防止に係る対策を講じている（火災等による損傷の防止に係る対策）。そして、被告は、念のため、事故防止対策の設計の基本方針に深層防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために、運転時の異常な過渡変化（注18）及び設計基準事故（注19）を選定して、解析及び評価（安全評価）している。（後記第6章）

以上の地震等の外部事象に対する安全対策や事故防止対策にもかかわらず、本件再処理工場において安全上重要な施設がその安全機能を喪失し、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生する場合に備えて、被告は、重大事故の発生を防止し、その拡大を防止するとともに、その影響を緩和して本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止すべく、重大事故等対処設備（注20）を設けて安全対策を講じ、手順書の整備等を行う。そして、これらの重大事故等への措置が重大事故に対し有効に機能することを確認（有効性評価）している（この有効性評価により確認されている安全対策を、以下「重大事故等対策」という）。この重大事故等対策は、深層防護の考え方によれば、事故防止対策として想定された

障壁の次の段階の障壁に相当するものである。(後記第7章)

加えて、被告は、本件再処理工場において、重大事故を超えるような大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備えた対処を講じる(後記第8章)。

そして、被告は、以上に述べた本件再処理工場の安全対策の実効性を確保すべく、保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を整備する(後記第9章)。

第2章 本件再処理施設に係る安全規制の策定の経緯と審査の経過

被告は、本件再処理工場において、前記第1章で述べた考え方に基づきその安全を確保しているところ、この安全確保は新規制基準を踏まえたものであり、令和2年7月29日に原子力規制委員会から本件事業変更許可を受け、これを通じて本件再処理施設が新規制基準に適合している旨の判断が示されている。そこで、以下では、本件再処理施設に係る新規制基準の策定の経緯（後記第1）、新規制基準への適合に係る審査の経過（後記第2）につき、それぞれ、本件指定がされた際の安全規制の策定の経緯、本件指定に係る安全審査の経過にも言及した上で説明する。

第1 安全規制の策定の経緯

1 本件指定がされた際の安全規制

答弁書17ページにおいて述べたとおり、被告が内閣総理大臣から本件指定を受けた当時の原子炉等規制法（平成10年法律第62号による改正前のもの、以下本項において同じ。）においては、同法44条1項に基づく事業指定の申請が、「その事業を適確に遂行するに足る技術的能力（中略）があること」（同法44条の2第1項3号）、「再処理施設の位置、構造及び設備が（中略）災害の防止上支障がないものであること」（同項4号）等の基準に適合していると認めるときでなければ指定をしてはならないとされ（同項）、事業指定をする場合において、同項3号（技術的能力に係る部分に限る。）及び同項4号の適用については原子力安全委員会（当時。以下同じ。）（注21）の意見を聴き、これを十分に尊重してしなければならないとされていた（同条3項）。原子力安全委員会は、同条1項3号（技術的能力に係る部分に限る。）及び同項4号に定める要件に適合しているか否かの審査（安全審査）において、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）、再処理規則等のほか、原子力安全委員会の定めた、核

燃料施設基本指針（乙第24号証）、再処理施設安全審査指針（甲第29号証）及び耐震設計審査指針（甲第21号証）等に照らしてこれを行ってきた。

（1）再処理施設安全審査指針等の策定の経緯

原子力安全委員会は、昭和53年10月、原子力の安全確保体制を強化する目的をもって、原子力委員会の機能のうち安全規制を独立して担当するものとして総理府に設置された組織である。原子力安全委員会は、委員5人をもって組織され（原子力委員会及び原子力安全委員会設置法（昭和30年法律第188号。平成11年法律第102号による改正前のもの、以下同じ。）14条1項）、委員長は委員の互選によって定められ（同法15条1項）、委員は両議院の同意を得て内閣総理大臣が任命することとされていた（同法22条、5条1項）。

原子力安全委員会は、主務大臣の諮問に応じて、個々の原子力施設の安全性に関する事項について審議し、あるいは、原子力施設の安全に係る指針を制定するなど、原子力の安全行政の基本に関わる活動を行うものとされていた。この職務を的確に遂行することを目的として、再処理施設やウラン燃料の加工施設等の核燃料施設に関しては、核燃料物質に係る安全性に関する事項を調査審議する核燃料安全専門審査会や、核燃料施設の安全に関する技術基準を策定するなどの重要な事項を調査審議する核燃料安全基準専門部会が置かれた（同法19条、原子力安全委員会専門部会運営規程（昭和53年10月25日原子力安全委員会決定）1条）。このうち核燃料安全専門審査会は、審査委員で構成され、審査委員は、学識経験のある者等のうちから内閣総理大臣が任命することとされ（原子力委員会及び原子力安全委員会設置法20条、17条1項）、核燃料安全基準専門部会は、原子力安全委員会委員又は専門委員で構成され、専門委員は、学識経験のある者等のうちから内閣総理大臣が任命することとされた（原子力安全委員会専門部会運営規程1条1項、原子力委員会及び原子力安全委員会設置

法施行令（昭和31年政令第4号。平成12年政令第140号による改正前のもの）8条，3条1項，2項）。

以上のとおり，核燃料施設の安全に関する技術基準について核燃料安全基準専門部会において策定作業が進められ，その検討内容を原子力安全委員会が審議した上で，核燃料施設に共通の安全審査の基本的考え方を示すものとして核燃料施設基本指針が，再処理施設の特徴を踏まえた安全審査上重要な基本事項を取りまとめたものとして再処理施設安全審査指針が，それぞれ定められた。

原子炉施設に関しても同様に，原子炉（注22）に係る安全性に関する事項を調査審議する原子炉安全専門審査会や，原子炉の安全に関する技術基準を策定するなどの重要な事項を調査審議する原子炉安全基準専門部会が置かれ，耐震設計審査指針等の基準が定められた。

（2）再処理施設安全審査指針等の内容

核燃料施設は，再処理施設，ウラン燃料の加工施設等多種多様な施設があり（答弁書23ページ），そこでは，核燃料物質が，工程毎に性状，形態を変化させつつ，工程間を移動していくことが一般的であり，各工程を通じて核燃料物質が臨界に達しないための対策，放射性物質を閉じ込めるための対策等が必要とされる。核燃料施設基本指針は，このような性質を有する施設である核燃料施設の安全審査に際し，統一的観点からの評価が可能となるよう，核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方が取りまとめられたものである（乙第24号証まえがき）。

そして，各核燃料施設については，核燃料施設基本指針に定めるところを基本とし，その特質に応じた個別の安全審査指針を整備するものとされた（乙第24号証716ページ）。これを踏まえて再処理施設安全審査指針に関する調査審議が行われ，軽水炉（注22）の使用済燃料をピューレックス法（注23）によって処理する再処理施設を対象に，東海再処理工場

の建設，運転等に係る経験及び関係機関における各種の研究成果の蓄積並びに諸外国におけるピューレックス法による再処理に伴って得られた技術的知見等を参考とし，策定当時計画中であった本件再処理工場を念頭に置いて再処理施設安全審査指針が定められた（甲第29号証まえがき）。

再処理施設安全審査指針においては，再処理施設の基本的立地条件（指針1），地震等の自然現象に対する考慮（指針13，14），放射線遮蔽（指針5），放射性廃棄物の放出管理（指針7），平常時の線量評価（指針2），臨界安全（指針10ないし12），閉じ込めの機能（指針4），使用済燃料の貯蔵等における冷却機能の確保（指針8），火災・爆発に対する考慮（指針15），安全評価（指針3）等，安全審査上重要と考えられる基本事項が取りまとめられた。なお，基準地震動の策定，耐震設計方針等については，耐震設計審査指針のそれぞれの該当項目を適用することとされた（指針13）。

2 安全規制の強化（新規制基準の策定）

福島第一原子力発電所事故を契機として，平成24年，原子力規制委員会設置法が制定され，原子力規制委員会が設置されたほか，同法により原子炉等規制法が一部改正され（この改正を以下「本件改正」という。），原子力の利用等に係る安全規制が強化された（答弁書19ページ）。再処理の事業の指定についてみれば，再処理事業者の技術的能力に係る基準を定める同法44条の2第1項2号が「重大事故（中略）の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の再処理の事業を適確に遂行するに足りる技術的能力があること」とされるとともに，使用済燃料等による災害の防止に係る基準を定める同項4号が「再処理施設の位置，構造及び設備が（中略）災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」等とされた。原子力規制委員会は，同号の委任を受けて，核燃料施設に共通した核燃料施設基本指針に相当する規

則は制定せず、再処理施設に係る再処理事業指定基準規則を制定することとし、ほかにその解釈を示すものとして再処理事業指定基準規則の解釈（乙第25号証）を定め、また、線量告示（乙第23号証）等の告示や、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（平成25年6月19日原管地発第1306192号原子力規制委員会決定、甲第28号証）等の内規等（これらを総称して「新規制基準」という。）を示した（答弁書21, 22ページ）。なお、平成29年法律第15号により、再処理施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備が事業指定の段階から求められることとなり、再処理の事業の指定の基準に、再処理施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであることが追加され（原子炉等規制法44条の2第1項5号、44条2項9号）、原子力規制委員会は、同号等の委任を受けて、品質管理基準規則を制定した（答弁書21ページ）。

以下では、福島第一原子力発電所事故の概要（後記（1））、同事故の発生を踏まえた再処理事業指定基準規則の制定の経緯（後記（2））、再処理事業指定基準規則の内容（後記（3））についてそれぞれ説明する。

（1）福島第一原子力発電所事故の概要

ア 福島第一原子力発電所事故の経過

平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震が発生し、原子炉が運転中であった東京電力株式会社（当時。以下同じ。）福島第一原子力発電所1ないし3号機では、この地震動を検知して、原子炉が正常に自動停止した。また、地震による送電鉄塔の倒壊等により同発電所の外部電源が失われたことから直ちに、各号機の非常用ディーゼル発電機が作動し、原子炉は正常に冷却されていた。

ところが、同発電所では、津波が襲来し、海に近いタービン建屋等の1階及び地下階に設置されていた非常用ディーゼル発電機等が建屋の浸

水とほぼ同時に水没又は被水し、作動していた非常用ディーゼル発電機が停止したため、交流電源（注24）を供給するすべての設備の機能を喪失（全交流動力電源喪失（注25））するに至った。また、海側に設置されていた冷却用のポンプ類（海水ポンプ）も、津波により浸水し、海水を使用して原子炉施設を冷却するすべての設備の機能（海水冷却機能）を喪失した。加えて、監視、制御等に用いられる直流電源（注24）も津波によりそのほとんどが機能を喪失し、津波襲来後も機能を維持していた同発電所3号機の直流電源も最終的には枯渇した。

この結果、地震発生時に運転中であった同発電所1ないし3号機においては、炉心（注26）の冷却機能（炉心冷却機能）を失って圧力容器（注27）へ注水できない事態が一定時間継続し、原子炉の水位が低下して燃料が露出し、最終的には炉心損傷（炉心溶融）に至り、溶融した炉心は格納容器（注28）の下部に落下した。その過程で、大量の水素が発生し、その水素が格納容器の外の原子炉建屋内に漏えいし、同1、3号機の原子炉建屋で水素爆発が発生し、また、同3号機で発生した水素が同4号機の原子炉建屋内に流入し、同号機の原子炉建屋においても水素爆発が発生した。これらの結果、原子炉内の放射性物質が管理放出によることなく環境中に異常に放出され、周辺環境を汚染することとなった。（別紙図2-1）（乙第2号証81ページ、乙第26号証42ないし44ページ）

イ 事故原因に関する調査・分析

福島第一原子力発電所事故については、平成23年6月には、政府が原子力安全に関する国際原子力機関（International Atomic Energy Agency：IAEA）（注29）閣僚会議に対する報告書を取りまとめ、平成24年には、国会、政府、民間、東京電力株式会社にそれぞれ設置された4つの事故調査委員会が事故調査報告書を取りまとめた。また、原

子力安全・保安院（当時）（注30）も事故分析を行い、同年3月に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」と題する報告書を取りまとめた（甲第2号証，乙第26号証45ページ）。これらの報告書のうち，東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）による報告書が，「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」としているものの，その余の報告書はいずれも，地震動によって福島第一原子力発電所の重要機器に機能を損なうような破損が生じたことを認めておらず，津波によって全交流電源及び直流電源を喪失し，原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことを事故の直接的原因としている（乙第27号証4，15ページ）。

平成26年3月には，一般社団法人日本原子力学会が上記報告書を参考に最終報告書を取りまとめ，東北地方太平洋沖地震の地震動による福島第一原子力発電所の安全機能への影響は特段発生していなかったと判断している（乙第28号証192ページ）。

さらに，同年10月には，原子力規制委員会も，「国会事故調査報告書において未解明問題として，規制機関に対し実証的な調査が求められている事項」（乙第29号証2ページ）について中間報告書を取りまとめ，福島第一原子力発電所1号機における非常用交流電源系統の機能喪失等は，津波の影響によるものであるとしている（乙第29号証15，16ページ）。

これらに示されたとおり，福島第一原子力発電所事故は，津波によって，安全上重要な設備である非常用ディーゼル発電機や炉心冷却機能を有する施設が複数同時に機能喪失したことがその直接的原因であり，その後，海水冷却機能も喪失し，その結果，炉心損傷に至るとともに水素爆発が発生するなどして放射性物質が異常に放出されるに至ったものである。

(2) 再処理事業指定基準規則の制定の経緯

ア 再処理事業指定基準規則の制定の経緯の概要

再処理事業指定基準規則の制定に当たっては、地震及び津波を除く分野については、原子力規制委員会に設置された核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム（以下「核燃料施設等基準検討チーム」という。）において、地震及び津波の分野については、原子力安全委員会に設置された原子力安全基準・指針専門部会の地震・津波関連指針等検討小委員会（以下「地震等検討小委員会」という。）の検討を引き継ぐ形で原子力規制委員会に設置された発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム（以下「地震等基準検討チーム」という。）において、それぞれ、関係分野の学識経験者の有する最新の専門技術的知見に基づく意見等が集約され、安全規制の見直しが行われた。

以下、地震及び津波の分野の基準も含めてその制定の経緯について説明する。

イ 地震及び津波を除く分野の基準の策定の経緯

(ア) 核燃料施設等基準検討チームの構成等

核燃料施設等基準検討チームにおける検討は、原子力規制委員会の委員が主催することとされていたため、同委員会からは、核燃料の事故時の挙動に精通する更田豊志委員（当時）が担当委員として参加した。また、中立的な立場から複数の外部専門家を関与させるため、シビアアクシデント（注31）解析等、関係分野の専門技術的知見を有する学識経験者5名も同チームに参加した。さらに、独立行政法人原子力安全基盤機構（当時。現在は原子力規制庁に統合されている。）において技術参与等の地位にある者及び独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター（当時）において燃料サイクル安全研究ユニット長等の地位にある者についても、その中立性の確認が行われた上

で、同チームに参加した。(乙第30号証, 乙第31号証の1, 2, 乙第32号証の2)

なお、核燃料施設等の新規制基準の策定に当たっては、透明性・中立性を確保するため、原則として、核燃料施設等基準検討チームの議事、資料及び議事録を公開するとともに、外部有識者に対しては、利益相反の可能性を考慮して電気事業者等との関係に関する情報の申告を要求し、当該情報も公開している(乙第31号証の1, 2)。

(イ) 核燃料施設等基準検討チームにおける検討の経緯

核燃料施設等基準検討チームにおいては、平成25年4月15日から同年10月24日までの間、再処理施設を含む核燃料施設等の新規制基準の策定のため、学識経験者らの参加の下、合計20回の会合が開催され、再処理施設については17回(20回の会合中、第2回、第5回及び第7回の各会合を除くもの)にわたって議論がなされた(乙第31号証の1)。

その際、同検討チームにおいては、再処理施設で取り扱われる核燃料物質の形態や施設の構造等を考慮しつつ、原子力規制委員会に設置された発電用軽水型原子炉施設の新規制基準検討チームにおいて平成24年10月25日から平成25年6月3日までの間に行われた議論やこれに基づく整理等も踏まえて検討が行われた(乙第32号証ないし乙第49号証(各枝番号を含む。))。

(ウ) 核燃料施設等基準検討チームにおける検討の概要

a 安全機能を有する施設に係る規制の検討の概要

再処理施設の特徴としては、①事故が複数の工程で多種多様な形態で発生する可能性があり、取り扱う核燃料物質の種類、量、その状態等が様々で複数の工程に広く分布することから、再処理の工程に応じて潜在的危険性に差があること(乙第32号証の3・2ペー

ジ), ②原子炉施設のように大量の放射性物質の核分裂連鎖反応が行われて高温・高圧の環境下にあるのではなく, 温度や圧力等の変化が緩やかであるため, 相対的に事故進展が緩やかであること (乙第32号証の3・2ページ, 乙第32号証の4・6ページ), ③多種多様な事象進展シナリオが考えられ, 原子炉施設のように「燃料の熔融あるいは著しい損傷」といった特定の事象にのみ着目して安全性の評価を行うことは適切ではないこと (乙第32号証の3・2ページ) 等が挙げられる。

核燃料施設等基準検討チームにおいては, このような再処理施設の特徴を踏まえ, 安全規制のうち安全機能を有する施設に係る部分については, 再処理施設安全審査指針の内容を基に検討され (乙第32号証の3, 4), 再処理施設安全審査指針は, 再処理施設の上記特徴を踏まえた規制内容及び水準であり, 考え方として適切であることが確認された (乙第32号証の4・20, 23, 24ページ)。その一方で, 福島第一原子力発電所事故の教訓や最新の専門技術的知見を反映した原子炉施設の新規制基準の議論とその成果について, 再処理施設の特徴を考慮しつつ活用するため, 考慮すべき自然現象として火山等を明確化し, 審査において火災対策等を厳格化するなど, 一部の分野で要求事項の明確化や審査の厳格化が図られることとされた。

b 重大事故等対処施設に係る規制の検討の概要

福島第一原子力発電所事故以前の安全規制においては, 重大事故等への措置が法令上の規制対象とされていなかったが, 原子炉等規制法の改正 (本件改正) により, 重大事故等も考慮した規制を新たに行うものとされた。

そこで, 核燃料施設等基準検討チームにおいては, この点につい

て重点的な検討を行うこととし、再処理施設に関する事故防止対策に係る規制及び海外の事例（特に、我が国における再処理施設はフランスの技術を基礎としているため、フランスにおけるシビアアクシデントに関する規制上の扱いや補完的安全評価（いわゆるストレステスト）の実績等）等を参考に検討が進められた（乙第32号証の3・4ページ、乙第33号証の2・11、15ページ、乙第34号証の2）。また、核燃料施設等基準検討チームは、再処理施設における重大事故を想定し、重大事故に至る事故の例を選定した上、重大事故の発生防止対策、重大事故が発生した場合の拡大防止対策、異常な水準の放射性物質の放出防止対策、これらの対策に関する設備に係る要求事項及び重大事故等対策の有効性評価の考え方等についても検討した（乙第32号証ないし乙第35号証、乙第37号証ないし乙第39号証、乙第41号証、乙第42号証（各枝番号を含む。))。

c 核燃料施設等基準検討チームによる基準案の取りまとめ

核燃料施設等基準検討チームは、以上の検討結果に加えて、意見募集（いわゆるパブリックコメント）の結果も踏まえ、基準案を取りまとめた（乙第47号証、乙第48号証（各枝番号を含む。))。

ウ 地震及び津波の分野の基準の策定の経緯

(ア) 核燃料施設等基準検討チームにおける検討の概要

核燃料施設等基準検討チームにおいては、その第1回会合で、再処理事業指定基準規則における地震及び津波に関する規則については、原子炉施設の地震及び津波に関する新基準案を採用するものとされた（乙第32号証の4・26ページ）。ここでいう「新基準案」とは、原子炉施設に係る新規制基準であ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年原子力規制委

員会規則第5号)及び同規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号原子力規制委員会決定,甲第27号証)のうちの地震及び津波に関する規定に相当するものをいい,これらについては,原子力規制委員会発足前の原子力安全委員会の時代から検討されていたものである。

そこで,以下においては,原子力安全委員会における検討について説明した上で(後記(イ)),原子力規制委員会における検討について説明する(後記(ウ))。

(イ) 原子力安全委員会における検討

a 地震等検討小委員会の設置及び検討の経緯

福島第一原子力発電所事故以前において,原子力安全委員会は,平成18年9月に耐震設計審査指針を改訂しており(改訂後の指針が新耐震設計審査指針である。甲第23号証),同指針は,当時の地質学,地形学,地震学,地盤工学,建築工学及び機械工学等の専門家らにより検討されたものであった(乙第50号証)。

その後,平成23年3月に東北地方太平洋沖地震が発生し,福島第一原子力発電所において津波を原因とした事故が発生した。そこで,原子力安全委員会の原子力安全基準・指針専門部会においては,同事故の教訓を踏まえ,新耐震設計審査指針の検討時よりも津波に関する専門家の割合を増やして地震等検討小委員会を設置した(乙第51号証)。

そして,地震等検討小委員会においては,平成23年7月12日から平成24年2月29日までの間,合計14回の会合が開催された(乙第52号証ないし乙第66号証(各枝番号を含む。))。

b 地震等検討小委員会における検討の概要

地震等検討小委員会においては,東北地方太平洋沖地震及びこれ

に伴う津波の分析に加えて、東北電力株式会社女川原子力発電所、福島第一原子力発電所、東京電力株式会社福島第二原子力発電所及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所で観測された地震や津波の観測記録等の分析を行うとともに、福島第一原子力発電所事故の教訓を整理したほか、新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価によって得られた経験及び知見を整理した（乙第66号証の2，乙第67号証）。また、地震等検討小委員会においては、想定を上回る地震動又は津波が発生したことを踏まえて、「残余のリスク」（注32）に係る事項についても検討を加えた（乙第53号証の2・2ページ，乙第66号証の2・5，6，10ページ）。さらに、地震調査研究推進本部（文部科学省），中央防災会議（内閣府），国土交通省等の他機関における東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波についての検討結果に加えて、公益社団法人土木学会における検討状況，世界の津波の事例及びIAEAやアメリカの原子力規制機関等による福島第一原子力発電所事故に関連した調査報告書も踏まえて検討を行った（乙第54号証の2，3，乙第58号証の2，乙第66号証の2，乙第67号証）。

以上の検討を踏まえ、地震等検討小委員会は、新耐震設計審査指針の改訂案や、耐震や耐津波に関する安全審査で用いるための審査の手引きの改訂案を取りまとめ、原子力安全基準・指針専門部会は、平成24年3月、これらの改訂案を原子力安全委員会に対して報告した（乙第68号証）。

（ウ）原子力規制委員会における検討

a 地震等基準検討チームの構成及び検討の経緯

原子力規制委員会に設置された地震等基準検討チームにおける検討は、原子力規制委員会の委員が主催することとされていたため、

公益社団法人日本地震学会元会長の島崎邦彦委員長代理（当時）が担当委員として参加した。また、同チームには、耐震指針等の報告書の検討に参画した専門家のほか、東北地方太平洋沖地震以降、耐震関係の様々な見直しの場に参画し、基準の策定に貢献した専門家の中から地震、津波及び地盤等の関係分野の専門技術的知見を有する学識経験者6名が選抜され、検討内容に応じて、地質学、地形学、地震、津波及び建築に関する外部有識者が、中立性の確認が行われた上で、同チームに参加した（乙第69号証、乙第70号証、乙第71号証の1）。

地震等基準検討チームにおいては、平成24年11月19日から平成25年6月6日までの間、原子炉施設の地震・津波に関する新規基準策定のため、学識経験者らの参加の下、合計13回の会合が開催された（乙第70号証ないし乙第83号証（各枝番号を含む。））。

b 地震等基準検討チームにおける検討の概要

地震等基準検討チームは、原子力安全委員会の地震等検討小委員会が取りまとめた新耐震設計審査指針の改訂案のうち、地震及び津波に関する安全設計方針として求めている各要件については、新たに策定する基準においても重要な構成要素になるものと評価するとともに、基準骨子案を策定するに当たっては、同改訂案の安全設計方針の各要件について改めて分類・整理し、必要な見直しを行った上で基準骨子案の構成要素とする方針を示した（乙第71号証の1ないし3）。

そして、地震等基準検討チームは、この検討方針に基づき、地震及び津波について、IAEA安全基準、アメリカ、フランス及びドイツの各規制内容のほか、福島第一原子力発電所事故を踏まえた各

事故調査委員会による主な指摘事項のうち耐震関係基準の内容に関するものを整理し、これらと新耐震設計審査指針とを比較した上で、国や地域等の特性に配慮しつつ、我が国の規制として適切な内容を検討した（乙第71号証ないし乙第83号証（各枝番号を含む。））。また、地震等基準検討チームは、原子炉施設における安全対策への取組みの実態を確認するため、電気事業者に対するヒアリングを実施するとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波を受けた東北電力株式会社女川原子力発電所の現地調査を実施し、これらの結果も踏まえ、安全審査の高度化を図るべき事項についての検討を進めた（乙第76号証の1ないし6）。

地震等基準検討チームは、以上の検討結果に加えて、意見募集の結果も踏まえ、基準案を取りまとめた（乙第79号証、乙第82号証、乙第83号証（各枝番号を含む。））。

エ 再処理事業指定基準規則の制定

原子力規制委員会は、以上の検討を経て、意見募集の結果も踏まえ、再処理事業指定基準規則を制定した（乙第84号証の1、2）。

オ 小括

以上のとおり、再処理事業指定基準規則は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震及び津波を除く分野については、原子力規制委員会の発足後において関係分野の学識経験者の専門技術的知見に基づく意見等を集約し、地震及び津波の分野については、原子力規制委員会の発足前後を通じて同様に関係分野の学識経験者の専門技術的知見に基づく意見等を集約し、制定されたものである。このように、再処理事業指定基準規則は、関係分野の学識経験者の有する最新の専門技術的知見に基づく意見等が集約されて制定されたものであるから、現在の科学技術水準を踏まえた合理的なものであるといえることができる。

(3) 再処理事業指定基準規則の内容

以上のような検討を経て制定された再処理事業指定基準規則のうち、安全機能を有する施設に係る規制（同規則第2章）については、前記（2）イ（ウ）aのとおり、再処理施設安全審査指針が再処理施設の特徴を踏まえた規制内容及び水準となっており、遮蔽等（再処理事業指定基準規則3条）、放射性廃棄物の廃棄施設（同規則21条）、臨界防止（同規則2条）、閉じ込めの機能（同規則4条）、使用済燃料の貯蔵施設等（同規則17条）、安全評価（同規則16条）等については再処理施設安全審査指針と同等の要求をすることとされた。他方、福島第一原子力発電所事故において、津波という共通要因（注33）に起因して安全上重要な設備が複数同時に機能喪失したことから、再処理施設の安全性をより確実なものとするべく、共通要因に起因する設備の故障が、津波に限らず、地震等の自然現象と外部からの人為事象（故意によるものを除く。）といった再処理施設外の事象（外部事象）による故障（再処理事業指定基準規則7条ないし9条）、及び、溢水（注34）、化学薬品の漏えいといったその原因が再処理施設内にある事象（内部事象）による故障（同規則11、12条）と幅広くとらえられ、かつ、共通要因に起因する設備の故障の防止がより厳格に求められることとされたほか、火災等による損傷の防止についても、不燃性材料等を使用すること、及び火災等により臨界防止等の機能を損なわないことに関する規定が明確化された（同規則5条）。

また、重大事故等対処施設（注20）に係る規制（同規則第3章）については、前記（2）イ（ウ）bのとおり、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて新たに定められ、安全上重要な施設がその安全機能を喪失し、重大事故等が発生する場合に備えて、重大事故の発生防止、拡大防止及び放射性物質の異常な水準の放出防止のための措置を講じることを求めることとされた。

加えて、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる再処理施設の大規模な損壊への対処が新たに要求されることとされた（同規則 33 条 3 項 4 号）（乙第 84 号証の 1 参考資料 3・3 ページ）。

再処理事業指定基準規則における上記各規定及びそれに基づく安全対策等の考え方はそれぞれ関係箇所において述べるが（後記第 5 章ないし第 8 章）、再処理事業指定基準規則を含む新規制基準は、I A E A による総合規制評価サービス（I R R S）において、「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた」と評価されている（乙第 26 号証 138 ページ）。

第 2 審査の経過

1 本件指定に係る安全審査の経過

日本原燃サービス株式会社（当時）は、平成元年 3 月 30 日、原子炉等規制法（平成 10 年法律第 62 号による改正前のもの）44 条 1 項に基づき、本件再処理施設（再処理事業所）に係る再処理の事業の指定の申請（本件指定申請）を行った。被告は、平成 4 年 12 月 24 日、内閣総理大臣から、本件指定申請につき再処理の事業の指定（本件指定）を受けた（中央省庁等改革関係法施行法（平成 11 年法律第 160 号）1301 条により、内閣総理大臣がした本件指定は、同法による改正後の原子炉等規制法に基づき経済産業大臣がした指定とみなされ、さらに、原子力規制委員会設置法附則 3 条 1 項により、本件改正後の原子炉等規制法に基づき原子力規制委員会がした指定とみなされている。）。

2 新規制基準への適合に係る審査の経過

被告は、新規制基準が定められたことを受けて、本件再処理工場の設計等の一部見直し、平成 26 年 1 月 7 日、原子炉等規制法 44 条の 4 第 1 項（平

成29年法律第15号による改正前のもの)に基づき、再処理の事業の変更許可の申請(本件事業変更許可申請)を行った(乙第85号証)。

原子力規制委員会は、約6年4か月にわたり、専門性を有する担当委員や原子力規制庁職員等が出席する審査会合を113回開き、現地調査を5回行い、また、原子力規制庁がヒアリングを約600回行った。審査会合は、原則として一般傍聴及びインターネット中継により公開され、資料や議事録もウェブサイト等において公開され、ヒアリングについても、資料や議事概要がウェブサイト等で随時公開された(乙第16号証)。原子力規制委員会は、令和2年5月13日、本件事業変更許可申請につき、同条3項において準用する同法44条の2第1項各号のいずれにも適合しているものと認め、審査の結果の案(以下「審査書案」という。)を取りまとめ、原子力委員会及び経済産業大臣の意見を聴き、併せて、同月14日から同年6月12日までの期間、審査書案に対する科学的・技術的意見の募集を行った(乙第13号証)。そして、審査書案につき、寄せられた574件の意見を踏まえて一部修正した上で、令和2年7月29日の第18回原子力規制委員会会合において了承し、同日、本件事業変更許可申請について再処理の事業の変更の許可(本件事業変更許可)をした(乙第14号証、乙第86号証)。

このように、本件再処理施設は、原子力規制委員会により公開の場で行われた慎重な審査を経て、新規制基準への適合が確認されている。

第3章 放射線とその影響

被告は、本件再処理工場の運転時、事故時には放射線及び放射性物質を一定程度環境に放出せざるを得ないことに鑑み、本件再処理工場における安全対策等を述べるに先立って、放射線の基礎的事項（後記第1）及び放射線の人体に及ぼす影響（後記第2）について説明する。

第1 放射線の基礎的事項

1 放射線、放射性物質及び放射能

原子の中には、その原子がエネルギー的に安定なものもあるが、原子が高いエネルギーを持ち、不安定な状態のものもある。そうした原子は、時間の経過とともに、原子核が高速の粒子線や電磁波を放出して安定な状態に変化する（崩壊（注16））。このようなときに放出される粒子線や電磁波を放射線という。そして、このような原子（放射性同位体）を含んだ物質、すなわち放射線を出す物質を放射性物質という。例えば、地殻を構成している岩石が放射線を出すとき、この岩石を放射性物質という。放射性物質の放射線を出す能力を放射能（注13）という。（乙第2号証45ないし47ページ）

2 放射線の単位

放射線に関する単位は、放射線を出す側の単位と受ける側の単位に大別できる。

（1）放射線を出す側の単位

放射線を出す側の単位には、放射能の強さの単位であるベクレル(Bq)を用いる。

（2）放射線を受ける側の単位

放射線を受ける側の単位には、グレイ(Gy)とシーベルト(Sv)とがある。

放射線の通った所の物質は、放射線のエネルギーを吸収する。この吸収

線量（注35）の単位にはGyを用いる。

吸収線量が同じでも、放射線の種類によって人体への影響の大きさは変わるため、吸収線量に、放射線の種類毎の人体への影響に応じて定められた係数（放射線加重係数（注36））を乗じた線量を考える。これが等価線量（注37）であり、その単位にはSvを用いる。

さらに、臓器や組織によって放射線の感受性が異なるため、等価線量に、臓器や組織毎の感受性に応じて定められた係数（組織加重係数（注38））を乗じ、それらを足し合わせて全身への影響を表す。この線量が実効線量（注39）である。実効線量は、放射線防護における被ばく管理のために考案されたものであり、その単位にはSvを用いる。日常生活等で受ける放射線の量については、Svの1000分の1であるミリシーベルト（mSv）、Svの100万分の1であるマイクロシーベルト（ μ Sv）で表すことが多い。（別紙図3-1）（乙第2号証47、48ページ、乙第6号証1ないし3、34ないし39ページ）

3 放射線の種類と性質

（1）放射線の種類

放射線には、アルファ線（ α 線）、ベータ線（ β 線）、中性子線等の粒子線と、ガンマ線（ γ 線）、エックス線（X線）等の波長の非常に短い電磁波とがある。

アルファ線は、原子核から陽子2個と中性子（注40）2個（アルファ粒子。ヘリウムの原子核に相当する。）が高速で飛び出したものである。ベータ線は、原子核から飛び出した電子である。中性子線は、原子核から飛び出した中性子である。ガンマ線及びエックス線は、電磁波であり、原子核から放出されるものをガンマ線といい、原子核の外で発生するものをエックス線と呼ぶが、両者のエネルギーが等しい限りその性質に違いはない。

（別紙図3-2）

(2) 放射線の性質

放射線には物質を通り抜ける力（透過力）があるが、その大きさは、放射線の種類により異なり、それぞれの透過力に応じた物質によって遮蔽することができる。

アルファ線は透過力が弱く、空気中を数 cm しか透過しないため、紙 1 枚で遮蔽することができる。ベータ線は、空気中を数 m しか透過せず、紙は透過するが、アルミニウム等の薄い金属板で遮蔽することができる。ガンマ線やエックス線は、アルファ線やベータ線よりも透過力が強く、空気中を数十 m 透過し、紙や薄い金属板も透過するが、鉛や鉄の厚い板で遮蔽することができる。中性子線は、高速度であれば大きな透過力を持つが、質量がほぼ同じである陽子（水素の原子核）と衝突する場合に最も効果的に減速され、透過力が弱くなるため、水やコンクリート等の水素を含む物質で遮蔽することができる。（別紙図 3-3）（乙第 2 号証 46 ページ，乙第 6 号証 20，21 ページ）

4 自然の中の放射線等

自然界には、宇宙線と呼ばれる宇宙からの放射線、岩石や土砂の中に含まれる放射性物質から放出される放射線等が存在し、飲食物にも天然の放射性物質が含まれる。

このような自然放射線の被ばくによる一人当たりの線量は、世界の平均で年間約 2.4 mSv 、我が国の平均で年間約 2.1 mSv である。我が国における自然放射線の被ばくによる線量の内訳は、宇宙線によるものが約 0.3 mSv 、大地からの放射線によるものが約 0.33 mSv 、摂取した飲食物からの放射線によるものが約 0.99 mSv 、土壌、建材等から発生し、空気中に含まれるラドン（注 4 1）等によるものが約 0.48 mSv である。

この自然放射線の被ばくは、標高又は地域によってかなりの差異がある。宇宙線による放射線についていえば、標高が高いほど放射線の影響を強く受

けるため、東京都では1時間当たり約 $0.08 \mu\text{Sv}$ 以下であるのに対し、富士山頂では1時間当たり約 $0.1 \mu\text{Sv}$ 、東京、ニューヨーク間を飛行する航空機内では1時間当たり約 $7.4 \mu\text{Sv}$ の放射線を受ける（乙第6号証65ページ）。大地からの放射線については、我が国では年間約 0.33mSv であるのに対し、イランのラムサールでの年間約 4.7mSv 、インドのケララでの年間約 9.2mSv 等、我が国よりも数十倍高い線量の被ばくをする地域がある（乙第6号証68ページ）。また、大地からの放射線については、国内においても差異があり、都道府県別の平均値が最も高い岐阜県（年間約 0.52mSv ）と最も低い神奈川県（年間約 0.12mSv ）との間には年間約 0.4mSv の差異がある。

自然放射線による被ばく以外にも、医療用の人工放射線に被ばくすることがある。例えば、胸部エックス線検査は1回当たり約 0.06mSv 、エックス線CT検査は1回当たり約5ないし 30mSv の被ばくをもたらす。

放射線からの影響は、同じ種類、エネルギー、量の放射線が人体の同じ部位に当たったのであれば、自然放射線によるものでも人工放射線によるものでも違いがない。（別紙図3-4）（乙第2号証51、52ページ、乙第6号証64ないし79ページ、乙第87号証）

第2 放射線の人体に及ぼす影響

1 放射線の被ばくの形態

放射線の被ばくは、体外に存在する放射性物質が発する放射線による被ばく（外部被ばく）と、飲食物の摂取又は空気の吸入に伴って体内に取り込まれた放射性物質が発する放射線による被ばく（内部被ばく）とに分けられる。外部被ばくと内部被ばくとの違いは、放射線を発するものが体外にあるか、体内にあるかの違いであり、人体が放射線を受けるという点では同じである。

2 放射線の種類による被ばくの影響

被ばくの影響は、放射線の種類によって異なる。

外部被ばくに関しては、透過力が極めて弱いアルファ線は、皮膚表面の死んだ細胞の層である角質層で遮蔽されるため、被ばくの影響が現れることはない。アルファ線に次いで透過力が弱いベータ線も、角質層は通過するが、体内の臓器や組織には到達しない。ベータ線を出す放射性物質が大量にかつ長期間にわたり体表面に付着した場合には、ベータ線が皮膚の放射線感受性の高い細胞に影響を及ぼし、紅斑（注4 2）や脱毛等の症状を引き起こす場合もあるが、こうした被ばくは非常にまれである。透過力の強いガンマ線及びエックス線は、皮膚のみならず体内の臓器や組織にまで影響を及ぼすため、外部被ばくで問題となるのは主にガンマ線、エックス線である。

これに対し、内部被ばくでは、体内に取り込んだ放射性物質から放出される放射線のエネルギーが直接体内の臓器や組織に吸収される。体内に取り込まれた放射性物質の挙動は、セシウム等のように体内に一様に分布し被ばくをさせるものもあれば、甲状腺に蓄積するヨウ素や骨に蓄積するストロンチウムのように特定の臓器に蓄積して当該臓器を被ばくさせるものがある。人体に取り込まれた放射性物質は、いつまでも体内に残り続けるわけではなく、時間と共に放射性物質の放射能がその半減期（注4 3）に応じて減少したり（物理学的半減期（注4 3））、体の排泄機構により体外に排出されたりする（生物学的半減期（注4 3））。（別紙図3-5）（乙第2号証46, 49, 53, 54ページ, 乙第6号証24ないし27ページ）

3 放射線の被ばくによる影響（確定的影響と確率的影響）

放射線の被ばくによって人体に現れる影響は、確定的影響と確率的影響とに分けられる（別紙図3-6）（乙第2号証49, 50ページ, 乙第6号証82ないし84ページ）。

（1）確定的影響

確定的影響は、障害毎に存在するしきい線量（しきい値）を超えて被ば

くした場合に現れる影響である。すなわち、しきい線量とは、その影響が発生し始める最低の被ばく線量であり、しきい線量を超え、被ばく線量が増えると影響の発生率は急激に増加する。確定的影響の例としては、皮膚の紅斑、造血系の機能低下、白内障等がある。

したがって、確定的影響は、個人の被ばく線量をしきい線量以下に抑えることにより発生を防ぐことができる。

(2) 確率的影響

確率的影響は、低い線量でも発生の可能性がゼロではないと考えられ、被ばく線量の増加と共に発生確率が直線的に増加するとされている影響である。確率的影響の例としては、遺伝性影響とがんとがある。遺伝性影響については、ショウジョウバエを用いた動物実験で突然変異が起きることが発見されているが、人については公益財団法人放射線影響研究所が行っている広島及び長崎の原爆被爆者の子に対する疫学調査でも有意な影響は認められていない(乙第6号証105, 106ページ, 乙第88号証)。また、がんについては、広島及び長崎における疫学調査の結果、100 mSvより低い線量域では、放射線以外のがんの要因が多数存在することなどから、放射線による影響は確認されていない(乙第2号証50ページ)。

もっとも、確率的影響については、しきい線量が存在しないとの保守的な仮定をして、被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つよう管理することにより、その発生確率を低減している。

4 公衆の被ばく線量限度

(1) 国際放射線防護委員会の勧告

国際放射線防護委員会 (ICRP, International Commission on Radiological Protection) は、専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際的組織であり、長年にわたって放射線防護の基本的な枠組みと防護基準を勧告しており、その一環として、人の健康等を防護することを

目的として、しきい線量がある確定的影響を防止するとともに、確率的影響のリスクを合理的に達成できる限り低く保つようにするというALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方の下、公衆の被ばくの線量限度等に関する勧告を行ってきている。

ICRPの1990年勧告 (ICRP Publication 60) (以下「ICRP 1990年勧告」という。)(乙第89号証)は、確率的影響につき低線量域でも線量とリスクとの間には直線的な関係性があると仮定した「直線しきい値なしモデル(LNTモデル)」を採用した上で、場所による被ばく線量の変動の範囲については社会的に容認できないとはいえず、非常に変動しやすいラドンの被ばくを除けば、自然放射線の線量が年間約1mSvであり、海拔の高いところ及びある地域では少なくともこの2倍であること、年間5mSvの被ばくを継続した場合であっても年齢別死亡率の変化が非常に小さいことを考慮し、公衆の被ばくの線量限度を年間1mSvと勧告し、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもあるものとしている。(乙第2号証55, 56ページ, 乙第6号証157ないし167ページ, 乙第89号証55, 56ページ)

(2) 線量告示等

我が国では、ICRP 1990年勧告を取り入れ、線量告示2条(乙第23号証)において、再処理施設等の周辺監視区域(注44)外での公衆の受ける線量限度を、実効線量で年間1mSvと定めている(乙第6号証168ページ)。

また、線量目標値指針(乙第90号証)において、ICRPのALARAの考え方の下、発電用軽水炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う公衆の受ける線量を合理的に達成できる限り低く保つようにするための線量目標値を、実効線量で年間50μSvと定めており、

再処理事業指定基準規則の解釈 2 1 条部分の 3 項（乙第 2 5 号証）において、これを参考にするとしている。

再処理事業指定基準規則 1 6 条は、安全機能を有する施設は、設計基準事故時において、工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであることとの要件を満たさなければならないものとしている（同条 2 号）。再処理事業指定基準規則の解釈 1 6 条部分（乙第 2 5 号証）は設計基準事故に対する設計の妥当性を評価するに当たっての判断基準を「公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」とし、これについては、ICRP 1 9 9 0 年勧告における運転時及び停止時についての「特殊な状況」に係る被ばくの考え方を発生頻度の低い事故の場合にも適用することとして、公衆の受ける線量の評価値が発生事故当たり実効線量で 5 m S v を超えなければリスクは小さいと判断するとしている（2 項 5 号， 7 号）。

第4章 本件再処理工場の施設の概要

本件再処理工場では、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設において、原子力発電所から輸送された使用済燃料集合体を受け入れ、燃料貯蔵プールにおいて貯蔵及び冷却する。そして、せん断処理施設において受け入れた使用済燃料集合体を小片にせん断し（せん断した小片を、以下「燃料せん断片」という。）、溶解施設において燃料せん断片から燃料部分を硝酸で溶かした後、分離施設において、ウラン及びプルトニウムと核分裂生成物とに分離し、次いで前者をウランとプルトニウムとに分離する。それぞれ、精製施設において精製度を高めた後、脱硝施設において、硝酸分を取り除き、ウラン酸化物粉末又はMOX粉末にして製品とし、製品貯蔵施設において各製品を貯蔵する。放射性廃棄物の廃棄施設において、分離施設で分離した核分裂生成物をガラス原料と共に熔融し、冷やし、固めてガラス固化体とし、安定的に貯蔵する（乙第3号証13、14ページ、乙第4号証5、6ページ）。

本件再処理工場のこれらの主要な施設の概要は別紙図4-1のとおりであり、これらの施設を収納している建物及び構築物の配置図は別紙図4-2のとおりである。

本件再処理工場の主要な施設の概要は答弁書28ないし30ページで述べたところであるが、以下では、本件再処理工場の安全対策を述べるに当たり、主要な施設を含む各施設及びこれを構成する各設備の概要について改めて説明する。

第1 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、使用済燃料の受入れ施設及び使用済燃料の貯蔵施設で構成し、使用済燃料の受入れ施設は、使用済燃料輸送容器管理建屋（別紙図4-2の①）及び使用済燃料受入れ・貯蔵建屋（同②）に収納し、使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料受入れ・貯蔵建屋に収納す

る。使用済燃料の受入れ施設は使用済燃料受入れ設備で構成し、使用済燃料の貯蔵施設は使用済燃料貯蔵設備で構成する（乙第 85 号証 112, 113 ページ）。使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の概要は、別紙図 4-3 のとおりである（乙第 4 号証 7, 8 ページ）。

1 使用済燃料の受入れ施設

使用済燃料受入れ設備においては、使用済燃料輸送容器（キャスク）に収納された状態で搬入される使用済燃料集合体を受け入れた後、燃料取出しピット水中で燃料取出し装置を用いてキャスクから使用済燃料集合体を取り出し、燃料仮置きラックに仮置きする（乙第 85 号証 6-3-7 ないし 6-3-11 ページ）。

2 使用済燃料の貯蔵施設

使用済燃料貯蔵設備においては、使用済燃料集合体を、燃料取扱装置を用いて燃料貯蔵プール内の燃料貯蔵ラックに収納し、貯蔵及び冷却する。燃料貯蔵プールには、貯蔵中の使用済燃料から発生する崩壊熱の除去等のためプール水浄化・冷却設備を設けるとともに、補給水設備を設けている。その後、使用済燃料集合体を燃料貯蔵ラックから取り出し、バスケット搬送機に装荷し、せん断処理施設に送り出す。送り出す前には、使用済燃料集合体からチャンネルボックス（注 45）及びバーナブルポイズン（注 46）を取り外し、これらを固体廃棄物（注 47）の廃棄施設の低レベル固体廃棄物処理設備へ移送する（乙第 85 号証 6-3-12 ないし 6-3-17 ページ）。

第 2 再処理設備本体

本件再処理工場の再処理設備本体は、せん断処理施設、溶解施設、分離施設、精製施設、脱硝施設並びに酸及び溶媒の回収施設で構成する（乙第 85 号証 6-4-1 ページ）。

1 せん断処理施設

せん断処理施設は、前処理建屋（別紙図4-2の③）に収納し、燃料供給設備及びせん断処理設備で構成する（乙第85号証134ページ）。せん断処理施設の概要は、別紙図4-4のとおりである（乙第4号証9,10ページ）。

（1）燃料供給設備

燃料供給設備においては、使用済燃料貯蔵設備から受け入れた使用済燃料集合体を、燃料横転クレーンで横転させ、水平にしてせん断処理設備へ供給する（乙第85号証6-4-7,6-4-8ページ）。

（2）せん断処理設備

せん断処理設備においては、使用済燃料集合体（燃料棒の長さ約4m）をせん断機に供給し、その燃料部分を溶解しやすいように3ないし4cmに細かくせん断する。燃料せん断片は溶解施設の溶解設備の溶解槽へ、燃料集合体末端片（注48）（End Piece。以下「エンドピース」という。）は溶解施設の溶解設備のエンドピース酸洗浄槽へ、それぞれ移送する（乙第85号証6-4-9ないし6-4-11ページ）。

2 溶解施設

溶解施設は、せん断処理施設と同じく前処理建屋（別紙図4-2の③）に収納し、溶解設備及び清澄・計量設備で構成する（乙第85号証137,138ページ）。溶解施設の概要は、別紙図4-4のとおりである（乙第4号証9,10ページ）。

（1）溶解設備

溶解設備においては、溶解槽でせん断機から受け入れた燃料せん断片の燃料部分を硝酸により溶解し、よう素追出し槽でその溶解液（ウラン、プルトニウム及び核分裂生成物が含まれている硝酸溶液）の中に残留するよう素を気体廃棄物の廃棄施設のせん断処理・溶解廃ガス処理設備へ追い出し、溶解液は清澄・計量設備の清澄機へ移送する。なお、溶解後に残った燃料被覆管（注49）せん断片（注48）（Hull。以下「ハル」という。）

は、ハル洗浄槽において洗浄し、エンドピース酸洗浄槽及びエンドピース水洗浄槽において洗浄したエンドピースと共に、ドラム（1000ℓ容器）に詰め、専用の運搬容器に収納し、固体廃棄物の廃棄施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備へ移送する（乙第85号証6-4-28ないし6-4-34ページ）。

（2）清澄・計量設備

清澄・計量設備においては、溶解設備から受け入れた溶解液から不溶解残渣（溶解せずに残る粒子のことをいい、ルテニウム（注50）、パラジウム、モリブデン等が主な成分である。）を清澄機で分離除去し、計量・調整槽でその溶解液についてウラン及びプルトニウムの同位体（注51）組成の確認等をした後、分離施設の分離設備へ移送する。なお、分離した不溶解残渣は、洗浄後、液体廃棄物の廃棄施設の高レベル廃液処理設備へ移送する（乙第85号証6-4-35ないし6-4-40ページ）。

3 分離施設

分離施設は、分離建屋（別紙図4-2の④）に収納し、分離設備、分配設備及び分離建屋一時貯留処理設備で構成する（乙第85号証152ページ）。分離設備、分配設備の概要は、それぞれ別紙図4-5、4-6のとおりである（乙第4号証11、12ページ）。

（1）分離設備

分離設備においては、清澄・計量設備から受け入れた溶解液から、抽出塔で、TBP（りん酸三ブチル：tributyl phosphate の略）（注17）をn-ドデカン（normal-dodecane）（注17）で約30%に希釈した有機溶媒を用いて、ウラン及びプルトニウムを抽出し、大部分の核分裂生成物と分離する。さらに、抽出したウラン及びプルトニウムを含む有機溶媒を、第1洗浄塔及び第2洗浄塔に移送し、硝酸を用いて洗浄し、同伴する少量の核分裂生成物を除去する。また、抽出塔からの核分裂生成物を含む抽出廃

液は、T B P 洗浄塔へ移送し、同伴する T B P を除去した後、液体廃棄物の廃棄施設の高レベル廃液処理設備へ移送する（乙第 8 5 号証 6 - 4 - 9 5 ないし 6 - 4 - 1 0 0 ページ）。

（2）分配設備

分配設備においては、分離設備から受け入れたウラン及びプルトニウムを含む有機溶媒を、プルトニウム分配塔で、硝酸ウラナス（注 5 2）を含む硝酸溶液を用いて、ウランを含む有機溶媒と硝酸プルトニウム溶液とに分離する。

このうちウランを含む有機溶媒は、プルトニウム洗浄器で、残っている微量のプルトニウムを除去した後、ウラン逆抽出器へ移送する。ウラン逆抽出器では、ウランを有機溶媒から逆抽出（濃度の薄い硝酸を用いて硝酸溶液中に抽出することをいう。）し、硝酸ウラニル溶液にする。硝酸ウラニル溶液は、ウラン溶液 T B P 洗浄器で T B P を除去し、さらにウラン濃縮缶で濃縮した後、精製施設のウラン精製設備へ移送する。

他方、硝酸プルトニウム溶液は、ウラン洗浄塔で残っている微量のウランを、プルトニウム溶液 T B P 洗浄器で T B P を、それぞれ除去した後、精製施設のプルトニウム精製設備へ移送する（乙第 8 5 号証 6 - 4 - 1 0 1 ないし 6 - 4 - 1 0 6 ページ）。

（3）分離建屋一時貯留処理設備

分離建屋一時貯留処理設備においては、分離設備、分配設備、酸及び溶媒の回収施設の溶媒回収設備等の工程停止や定期事業者検査等の際に、放射性物質を含んだ溶液を一時的に貯めておき、工程の再起動の際にこれを改めて処理するために工程に戻す（乙第 8 5 号証 6 - 4 - 1 0 7 ないし 6 - 4 - 1 1 4 ページ）。

4 精製施設

精製施設は、精製建屋（別紙図 4 - 2 の⑤）に収納し、ウラン精製設備、

プルトニウム精製設備及び精製建屋一時貯留処理設備で構成する（乙第85号証158, 159ページ）。ウラン精製設備，プルトニウム精製設備の概要は，それぞれ別紙図4-7, 4-8のとおりである（乙第4号証13, 14ページ）。

(1) ウラン精製設備

ウラン精製設備においては，分配設備から受け入れた硝酸ウラニル溶液を抽出器に供給し，抽出器で有機溶媒を用いてウランを抽出する。抽出したウランを含む有機溶媒は，核分裂生成物洗浄器で残っている微量の核分裂生成物等を除去し，逆抽出器に移送してウランを逆抽出し，硝酸ウラニル溶液にする。この硝酸ウラニル溶液は，ウラン溶液TBP洗浄器でTBPを除去した後，ウラン濃縮缶で濃縮し，濃縮液を脱硝施設のウラン脱硝設備及びウラン・プルトニウム混合脱硝設備へ移送する（乙第85号証6-4-139ないし6-4-144ページ）。

(2) プルトニウム精製設備

プルトニウム精製設備においては，分配設備から受け入れた硝酸プルトニウム溶液について，第1酸化塔で NO_x （窒素酸化物）を用いてプルトニウムを酸化し，第1脱ガス塔で同溶液中に溶存している NO_x を追い出した後，抽出塔に供給し，抽出塔で有機溶媒を用いてプルトニウムを抽出する。抽出されたプルトニウムを含む有機溶媒は，核分裂生成物洗浄塔へ移送して同伴する微量の核分裂生成物の除去を行った後，逆抽出塔へ移送してプルトニウムを逆抽出する。逆抽出塔からの硝酸プルトニウム溶液は，ウラン洗浄塔で微量のウランを除去した後，補助油水分離槽で有機溶媒を除去し，TBP洗浄器でTBPを除去する。TBP洗浄器からの硝酸プルトニウム溶液は，第2酸化塔で NO_x を用いてプルトニウムを酸化し，第2脱ガス塔で同溶液中に溶存している NO_x を追い出した後，油水分離槽で微量の有機溶媒を分離し，プルトニウム濃縮缶で濃縮し，濃縮液を，脱

脱施設のウラン・プルトニウム混合脱硝設備へ移送する。(乙第85号証6-4-151ないし6-4-160ページ)

(3) 精製建屋一時貯留処理設備

精製建屋一時貯留処理設備においては、分離建屋一時貯留処理設備と同様に、ウラン精製設備、プルトニウム精製設備、酸及び溶媒の回収施設の溶媒回収設備等の工程停止や定期事業者検査等の際に、放射性物質を含んだ溶液を一時的に貯めておき、工程の再起動の際にこれを改めて処理するために工程に戻す(乙第85号証6-4-169ないし6-4-173ページ)。

5 脱硝施設

脱硝施設は、ウラン脱硝建屋(別紙図4-2の⑥)及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋(同⑦)に収納し、ウラン脱硝設備及びウラン・プルトニウム混合脱硝設備で構成する(乙第85号証173, 174ページ)。脱硝施設の概要は、別紙図4-9のとおりである(乙第4号証15, 16ページ)。

(1) ウラン脱硝設備

ウラン脱硝設備においては、ウラン精製設備から受け入れた硝酸ウラニル溶液を、脱硝塔で脱硝処理(加熱して硝酸分を取り除くことをいう。)し、ウラン酸化物粉末とした後、製品貯蔵施設のウラン酸化物貯蔵容器に充てんし、製品貯蔵施設のウラン酸化物貯蔵設備へ移送する(乙第85号証6-4-236ないし6-4-239ページ)。

(2) ウラン・プルトニウム混合脱硝設備

ウラン・プルトニウム混合脱硝設備においては、ウラン精製設備から受け入れた硝酸ウラニル溶液とプルトニウム精製設備から受け入れた硝酸プルトニウム溶液とを、ウラン濃度及びプルトニウム濃度が等しくなるように混合槽で混合調整した後、脱硝装置で脱硝処理し、さらに、焙焼炉、還元炉(注53)で焙焼及び還元しMOX粉末とした後、製品貯蔵施設の

混合酸化物貯蔵容器に充てんし、製品貯蔵施設のウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備へ移送する（乙第 85 号証 6-4-247 ないし 6-4-254 ページ）。

6 酸及び溶媒の回収施設

酸及び溶媒の回収施設は、分離建屋（別紙図 4-2 の④）及び精製建屋（同⑤）に収納し、酸回収設備及び溶媒回収設備で構成する（乙第 4 号証 17 ページ，乙第 85 号証 177 ページ）。

（1）酸回収設備

酸回収設備においては、精製施設、脱硝施設、液体廃棄物の廃棄施設等で発生する使用済みの硝酸を、蒸発缶で蒸発し、精留塔で水を分離し硝酸を回収する。回収した硝酸は、可能な限り再処理の工程で再利用する。（乙第 85 号証 6-4-281 ないし 6-4-285 ページ）

（2）溶媒回収設備

溶媒回収設備においては、分離施設及び精製施設で発生する使用済みの有機溶媒を、洗浄器で、炭酸ナトリウム、水酸化ナトリウム等を用いて洗浄し、その中の溶媒の劣化物を除去する。また、洗浄された有機溶媒の一部は、更に、蒸発缶及び溶媒蒸留塔で蒸留処理して回収する。洗浄された有機溶媒及び蒸留処理して回収した有機溶媒は、可能な限り再処理の工程で再利用する。（乙第 85 号証 6-4-291 ないし 6-4-296 ページ）

第 3 製品貯蔵施設

製品貯蔵施設は、ウラン酸化物貯蔵建屋（別紙図 4-2 の⑧）及びウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋（同⑨）に収納し、ウラン酸化物貯蔵設備及びウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備で構成する（乙第 85 号証 181，182 ページ）。製品貯蔵施設の概要は、別紙図 4-9 のとおりである

(乙第4号証15, 16ページ)。

1 ウラン酸化物貯蔵設備

ウラン酸化物貯蔵設備においては、ウラン脱硝設備で生成した製品であるウラン酸化物粉末が充てんされたウラン酸化物貯蔵容器を受け入れ、貯蔵バスケットに収納した後、バスケット搬送台車等により貯蔵バスケット貯蔵エリア（貯蔵室）に搬送し、貯蔵する（乙第85号証6-5-5ないし6-5-7ページ）。その最大貯蔵能力は、4000 t・U（注54）である（乙第85号証183ページ）。

2 ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備

ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備においては、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備で生成した製品であるMOX粉末が充てんされた混合酸化物貯蔵容器を受け入れ、貯蔵台車等により貯蔵ホール（貯蔵室）に搬送し、貯蔵する（乙第85号証6-5-17ないし6-5-20ページ）。その最大貯蔵能力は、60 t・(U+Pu)（注54）である（乙第85号証183ページ）。

第4 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、計測制御設備（乙第85号証6-6-2ないし6-6-26ページ）、安全保護回路（注55）（乙第85号証6-6-78ないし6-6-87ページ）、制御室（中央制御室等）（乙第4号証23ページ、乙第85号証6-6-107ないし6-6-125ページ）等で構成する（乙第85号証6-6-1ページ）。

このうち、計測制御設備は、本件再処理工場の運転時、停止時及び事故時の監視及び制御を行うための設備であり、安全保護回路は、万一異常状態（運転時の異常な過渡変化、設計基準事故）が発生した場合にその異常状態を検知し、その拡大の防止又は事故の影響緩和をするための設備を速やかに、か

つ、自動的に作動させるための設備である（乙第85号証6-6-1ページ）。

第5 放射性廃棄物の廃棄施設

本件再処理工場においては、使用済燃料から有用なウラン及びプルトニウムを回収する一方、不要な核分裂生成物も取り出す。この核分裂生成物を主成分とする放射能の高い廃棄物である高レベル放射性廃棄物（注4）についても、それ以外の廃棄物である低レベル放射性廃棄物（注4）についても、気体、液体、固体に区別して処理する（乙第85号証6-7-1ページ）。

1 気体廃棄物の廃棄施設

気体廃棄物の廃棄施設は、せん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備、換気設備及び主排気筒で構成する（乙第4号証18ページ、乙第85号証252、253ページ）。

せん断処理・溶解廃ガス処理設備では、せん断処理設備のせん断機、溶解設備の溶解槽等から発生する気体廃棄物（注56）である廃ガス（注56）を凝縮器、NO_x吸収塔（注57）、高性能粒子フィルタ（注58）、よう素フィルタ（注59）等により処理し、そこに含まれる放射性物質を除去する（乙第85号証6-7-3ないし6-7-9ページ）。

塔槽類廃ガス処理設備では、各施設の放射性物質を収容する塔槽類から発生する気体廃棄物である廃ガスを廃ガス洗浄塔、凝縮器、高性能粒子フィルタ、よう素フィルタ等により処理し、そこに含まれる放射性物質を除去する（乙第85号証6-7-13ないし6-7-31ページ）。

高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備では、固体廃棄物の廃棄施設のガラス熔融炉から発生する気体廃棄物である廃ガスを廃ガス洗浄器、凝縮器、ルテニウム吸着塔（注60）、高性能粒子フィルタ、よう素フィルタ等により処理し、そこに含まれる放射性物質を除去する（乙第85号証6-7-35ないし6-7-42ページ）。

そして、これらの廃ガスを、放射線管理施設の放射線監視設備等で放射性物質の濃度及び量を監視しながら主排気筒等から放出する。

2 液体廃棄物の廃棄施設

液体廃棄物の廃棄施設は、高レベル廃液処理設備及び低レベル廃液処理設備で構成する（乙第4号証19，20ページ，乙第85号証299，300ページ）。

液体廃棄物の廃棄施設では、液体廃棄物（注61）を、高レベル放射性液体廃棄物（高レベル廃液）とそれ以外の低レベル放射性液体廃棄物（以下「低レベル廃液」という。）とに分類した上で、処理する。

高レベル廃液処理設備においては、分離設備で発生する抽出廃液等の高レベル廃液について、高レベル廃液濃縮設備（高レベル廃液濃縮缶等）でその性状に応じて蒸発処理等をした後、高レベル廃液貯蔵設備（高レベル濃縮廃液貯槽等）で一時貯蔵する。一時貯蔵後の高レベル廃液は、高レベル廃液ガラス固化設備へ移送する（乙第4号証20ページ，乙第85号証6-7-308ないし6-7-329ページ）。

低レベル廃液処理設備においては、各施設で発生する低レベル廃液について、その性状に応じて蒸発，ろ過，脱塩等の処理を行って低レベル濃縮廃液等にする。その処理後の排水は、放射線管理施設の放射線監視設備等で放射性物質の濃度及び量を確認した後、海洋放出口から放出する（乙第4号証19ページ，乙第85号証6-7-330ないし6-7-339ページ）。

3 固体廃棄物の廃棄施設

固体廃棄物の廃棄施設は、高レベル廃液ガラス固化設備，ガラス固化体貯蔵設備，低レベル固体廃棄物処理設備及び低レベル固体廃棄物貯蔵設備で構成する（乙第4号証21ページ，乙第85号証303ないし305ページ）。

高レベル廃液ガラス固化設備においては、液体廃棄物の廃棄施設から受け入れた高レベル廃液を、ガラス熔融炉でガラス原料と共に熔融し、ステンレ

ス鋼製の容器（キャニスター）に入れ、冷やし、固めてガラス固化体にする。
ガラス固化体は、各種検査を実施した後にガラス固化体貯蔵設備で貯蔵する。

（乙第 85 号証 6-7-355 ないし 6-7-379 ページ）

低レベル固体廃棄物処理設備においては、液体廃棄物の廃棄施設から受け入れた低レベル濃縮廃液、各施設から受け入れた、廃溶媒（注 6 2）、雑固体（注 4 7）、チャンネルボックス及びバーナブルポイズンについて、それぞれの性状に応じて乾燥、熱分解、焼却等の処置を施した後又はそのまま、ドラム缶等に詰め、低レベル固体廃棄物貯蔵設備に移送する（乙第 85 号証 6-7-380 ないし 6-7-392 ページ）。低レベル固体廃棄物貯蔵設備においては、低レベル固体廃棄物（低レベル固体廃棄物処理設備から受け入れた各処理物のほか、各施設から受け入れた廃樹脂、廃スラッジ、ハル・エンドピース等）を貯蔵する（乙第 85 号証 6-7-393 ないし 6-7-403 ページ）。

第 6 放射線管理施設

放射線管理施設は、試料分析関係設備（放出管理分析設備、環境試料測定設備等）、放射線監視設備（屋内モニタリング設備、屋外モニタリング設備（排気モニタリング設備、排水モニタリング設備、環境モニタリング設備）等）等で構成する（乙第 85 号証 310, 311, 6-8-1 ないし 6-8-18 ページ）。

第 7 その他再処理設備の附属施設

再処理設備の附属施設は、電気設備（乙第 85 号証 340 ないし 374, 6-9-2 ないし 6-9-36 ページ）、圧縮空気設備（安全圧縮空気系等）（乙第 85 号証 375 ないし 396, 6-9-161 ないし 6-9-165 ページ）、給水処理設備（乙第 85 号証 396 ないし 402, 6-9-307

ないし6-9-310ページ), 冷却水設備(安全冷却水系等)(乙第85号証403ないし414, 6-9-341ないし6-9-347ページ), 分析設備(乙第4号証23ページ, 乙第85号証419, 6-9-562ないし6-9-569ページ), 火災防護設備(火災感知設備, 消火設備等)(乙第85号証420, 421, 6-9-587ないし6-9-600ページ), 緊急時対策所(乙第85号証444ないし446, 6-9-700ないし6-9-703ページ)等で構成する。

第5章 本件再処理工場の平常運転時の被ばく低減に係る安全対策

被告は、本件再処理工場において平常運転時の被ばく低減に係る安全対策を講じており、同対策として設けている安全上重要な施設については、使用条件等に対して適切に余裕を設けるとともに、排風機等の動的機器については、多重性（注63）又は多様性（注64）及び独立性（注65）を持たせることにより安全機能が同時に喪失されないように配慮することなどをもって、その安全機能が確実に達成されるように設計している（乙第85号証41, 42, 58ないし60, 62ページ）。

以下では、平常運転時の被ばく低減に係る安全対策を述べた上で（後記第1）、平常運転時に環境に放出される放射線及び放射性物質により公衆の受ける線量の評価について述べ（後記第2）、最後に、同対策について原子力規制委員会から確認がされていることを述べる（後記第3）。

第1 平常運転時の被ばく低減に係る安全対策

1 平常運転時の被ばく低減に係る安全対策の考え方

本件再処理工場の平常運転に際しては、後記第6章第2で述べるとおり放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるように対策が講じられているが、一定程度の放射線を、壁等を透過させて環境に放出せざるを得ず、また、気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれる一定程度の放射性物質を環境に放出せざるを得ない。

そのため、本件再処理工場において、平常運転時に環境に放出する放射線（直接線（注66）及びスカイシャイン線（注66））について、これにより公衆の受ける線量が線量告示（乙第23号証）に定める線量限度を超えないようにすべく、遮蔽その他適切な措置を講じるとともに（遮蔽に係る対策。再処理事業指定基準規則3条）、環境に放出する放射性物質について、これにより公衆の受ける線量が、線量告示に定める線量限度を超えないことはもと

より、線量目標値指針に定める線量目標値を超えないようにすべく、気体廃棄物についてはその放射性物質をフィルタ等によって低減させ、液体廃棄物についてはその放射性物質を蒸発、ろ過等により低減させ、その後それぞれ十分な拡散効果（注67）を有する排気筒、海洋放出口から放出し（放射性廃棄物の放出管理に係る対策。再処理事業指定基準規則の解釈4条部分の2項3号③④（乙第25号証）、再処理事業指定基準規則21条）、放出する気体廃棄物、液体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を監視する（放射線監視に係る対策。同規則24条）などの平常運転時の被ばく低減に係る安全対策を講じるものとされている。

2 遮蔽に係る対策

被告は、本件再処理工場において、放射性物質を系統及び機器に収納し、これをセル（注68）、グローブボックス（注69）又はこれらと同等の閉じ込めの機能を有する施設（以下「セル等」という。）に収納し、更には建屋に収納して放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるように対策を講じているところ（後記第6章第2）、前記1で述べた考え方を踏まえて、本件再処理工場からの放射線（直接線及びスカイシャイン線）により公衆の受ける線量が線量告示に定める線量限度を超えないようにすべく、それぞれ取り扱う放射性物質の種類（使用済燃料（固体）、高レベル廃液（液体）、ガラス固化体（固体）等）、量及びその移動を考慮し、以下のとおり放射線に対する遮蔽を設けている（別紙図5-1）（乙第85号証12、13、6-1-17ないし6-1-23、6-1-884ないし6-1-886ページ）。

① セル遮蔽

セル遮蔽は、セル、貯蔵室等を構成する構築物であり、セル内、貯蔵室内等の放射性物質を内包する機器等からの放射線を低減するためのものであり、主要部はコンクリート壁等の遮蔽体で構成する。

② 補助遮蔽

補助遮蔽は、設備、機器周りの遮蔽で放射性物質を内包する機器等からの放射線を低減するためのものであり、コンクリート壁、水、鉛板、鉄板等の遮蔽体で構成する。

③ 外部遮蔽

外部遮蔽は、建物外壁等を構成する構築物であり、建物又は施設の外側及び周辺監視区域外への放射線を低減するためのものであり、主要部はコンクリート壁等の遮蔽体で構成する。

例えば、使用済燃料を貯蔵する燃料貯蔵プール（前記第4章第1・2）は、厚さ約1.5 m以上のコンクリート製とし（セル遮蔽）、十分な深さ（使用済燃料集合体の頂部から約6.9 m）に水を満たし（補助遮蔽）、更に、これを収納する建屋を厚さ約1.0 m以上のコンクリート製としている（外部遮蔽）（乙第85号証6-1-24ページ）。

また、高レベル廃液貯蔵設備（前記第4章第5・2）の高レベル濃縮廃液貯槽は、その収納するセルを厚さ約1.5 m以上のコンクリート製とし（セル遮蔽）、更に、これを収納する建屋を厚さ約1.0 m以上のコンクリート製としている（外部遮蔽）（乙第85号証6-1-26ページ）。

さらに、ガラス固化体貯蔵設備（前記第4章第5・3）については、その貯蔵区域を厚さ約1.7 m以上のコンクリート製として天井及び床には約4 cmの鉄板を設け（セル遮蔽）、更に、これを収納する建屋を厚さ約0.2 m以上のコンクリート製としている（外部遮蔽）（乙第85号証6-1-26、6-1-27ページ）。

3 放射性廃棄物の放出管理に係る対策

(1) 気体廃棄物の放出管理

被告は、本件再処理工場において、①せん断処理設備のせん断機（前記第4章第2・1（2））及び溶解設備の溶解槽（前記第4章第2・2（1））

等、②各施設の放射性物質を収容する塔槽類、③固体廃棄物の廃棄施設のガラス溶融炉（前記第4章第5・3）から発生する気体廃棄物である廃ガスを、主として①せん断処理・溶解廃ガス処理設備、②塔槽類廃ガス処理設備及び③高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備（前記第4章第5・1）において適切に処理し、放射性物質を除去した上で、十分な拡散効果を有する主排気筒及び北換気筒から、後記4のとおり放射性物質の濃度及び量を監視しながら放出するようにしている（別紙図5-2, 5-3）（乙第4号証18ページ）。

上記各設備における気体廃棄物である廃ガスに含まれる放射性物質の除去は、以下のように行う。すなわち、廃ガス洗浄塔又は廃ガス洗浄器で廃ガスを洗浄して放射性物質を除去し（但し、①せん断処理・溶解廃ガス処理設備では、廃ガス洗浄塔等に代わりNO_x吸収塔を設けており、使用済燃料を溶解する時に発生したNO_xを吸収するとともに、放射性物質を除去する。）、凝縮器で冷却することにより廃ガス中に含まれる水分を除去する。そして、これらの処理で除去しきれなかった粒子状の放射性物質は、高性能粒子フィルタで除去する。また、気体状のよう素は、水による洗浄や粒子フィルタでは除去できないため、銀を含んだ吸着材を充てんさせたよう素フィルタでよう化銀にして捕集する。廃ガス中に含まれる放射性物質のうち、高性能粒子フィルタでは捕集可能な放射性物質の99.9%以上を、よう素フィルタではよう素の90%以上をそれぞれ除去できるようにしている。

なお、上記に加えて、高レベル廃液のガラス固化の工程ではルテニウムの発生量が多いため、③高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備にはルテニウム吸着塔を設け、シリカゲルに吸着させることにより、揮発性（注70）のルテニウム（以下、「揮発性ルテニウム」という。）を除去している。

また、廃ガスを放出する主排気筒の排気口は地上から約150m、北換

気筒の排気口は地上から約75mの高さを有するものとし、それぞれ放出する廃ガスに対し十分な拡散効果を有するようにしている。(乙第85号証65, 6-1-949, 6-1-950, 6-7-2ないし6-7-45, 6-7-71, 6-7-72ページ)

(2) 液体廃棄物の放出管理

被告は、本件再処理工場において、酸回収設備(前記第4章第2・6(1))で硝酸を回収する工程で発生する回収水等の、液体廃棄物のうちの低レベル廃液につき、その性状に応じて蒸発装置、ろ過装置、脱塩装置等において蒸発、ろ過、脱塩等の適切な処理をし放射性物質を除去した上で、後記4のとおり放射性物質の濃度及び量を確認した後、十分な拡散効果を有する海洋放出口から海洋に放出するようにしている(別紙図5-2, 5-4)(乙第4号証19ページ)。

上記の処理により、液体廃棄物に含まれる放射性物質を除去して、その量を、蒸発装置では50分の1以下、ろ過装置では100分の1以下、脱塩装置では100分の1以下に、それぞれ減少させることができるようにしている(乙第85号証6-7-336ページ)。

また、液体廃棄物を放出する海洋放出口は、汀線から沖合約3km、水深約47mの地点において、海洋放出管を海底から約3m立ち上げた所である水深約44mに位置させ、放出する液体廃棄物に対し十分な拡散効果を有するようにしている(乙第85号証65, 303, 6-1-950, 6-7-330ないし6-7-339, 7-5-52ページ)。

4 放射線監視に係る対策

被告は、本件再処理工場から放出する放射性物質の濃度及び量や、周辺監視区域境界付近における空間放射線量率(注71)等を監視し、測定している。

具体的には、本件再処理工場の主排気筒等から放出する気体廃棄物である

廃ガス中の放射性物質の濃度及び量については、排気モニタリング設備（前記第4章第6）として設ける排気筒モニタ（注72）を用いて時々刻々連続して監視しているほか、排気サンプリング設備を用いて放出する廃ガスの一部を連続的に捕集して定期的に回収して、放出管理分析設備（前記第4章第6）で試料の分析、放射能測定等を行い、放出管理目標値（注73）を超える放出がないことを確認している。

本件再処理工場の海洋放出口から海洋に放出する液体廃棄物については、排水モニタリング設備（前記第4章第6）として設ける排水サンプリング設備を用いて液体廃棄物の一部を放出前に採取し、放出管理分析設備で試料の分析、放射能測定等を行い、放出管理目標値を超える放出がないことを確認の上、排水モニタ（注74）を用いて放出の異常の有無を確認し、放出している。

そして、被告は、環境モニタリング設備（前記第4章第6）としてモニタリングポストを9基設置し、周辺監視区域境界付近の空間放射線量率を連続して監視するとともに、本件再処理工場周辺の土壌、農・畜産物、河川水、海産物等についても定期的に採取し、環境試料測定設備（前記第4章第6）で試料の分析、放射能測定等を行い、本件再処理工場から放出する気体廃棄物及び液体廃棄物が周辺の環境に影響を与えていないことを確認している。

（乙第85号証66，67，6-1-957ないし960，6-8-10ないし6-8-12，7-5-2，7-5-3ページ）

なお、上記放出管理目標値は、本件事業変更許可申請において、使用済燃料が装荷されていた原子炉の停止時からの期間（以下「冷却期間」という。）の管理を変更することとしたことに伴い変更し、本件事業変更許可を得ている。すなわち、従前、使用済燃料を本件再処理工場に受け入れるまでの冷却期間を1年以上、せん断処理するまでの冷却期間を4年以上としていたが、燃料貯蔵プールの容量3000t・U_{PF}（注75）のうち、600t・U_{PF}

未満は冷却期間4年以上12年未満の使用済燃料を、それ以外は冷却期間12年以上の使用済燃料をそれぞれ貯蔵することとなるようその受入れを管理し、また、受入れ後燃料貯蔵プールにおいて更に貯蔵し15年以上の冷却期間が経過した使用済燃料のみをせん断処理施設でせん断することとなるよう管理することとした（答弁書27、28ページ、乙第15号証、乙第85号証1、2ページ）。使用済燃料は、冷却期間が長くなるほど放射能が小さくなるため、上記の冷却期間の管理の変更に伴い、放出管理目標値もより厳しい値に変更している（乙第85号証510ないし512ページ）。

第2 平常運転時の被ばくの線量評価

1 平常運転時の被ばくの線量評価の考え方

本件再処理工場においては前記第1で述べたとおり平常運転時の被ばく低減に係る安全対策が講じられているが、平常運転時の被ばく低減に係る遮蔽、放射性廃棄物の放出管理に係る設計の妥当性を確認するために、平常運転時に環境に放出される放射線及び放射性物質により公衆の受ける線量を評価し、これが線量告示に定める線量限度を超えないことを確認するとともに、環境に放出される放射性物質により公衆の受ける線量が、線量目標値指針（乙第90号証）に定める線量目標値を超えないことを確認するものとされている（再処理事業指定基準規則の解釈21条部分の2項、3項（乙第25号証））。

2 本件再処理工場における平常運転時の被ばくの線量評価

被告は、前記1で述べた考え方を踏まえて、遮蔽に係る設計の妥当性を確認するために本件再処理工場からの放射線に起因する線量の評価を、放射性廃棄物の放出管理に係る設計の妥当性を確認するために気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に起因する線量の評価を、それぞれ保守的に行っている（別紙図5-5）（乙第85号証7-5-1ないし7-5-9ページ）。

まず、気体廃棄物の放出に起因する線量の評価については、本件再処理工場の年間最大再処理能力の使用済燃料（800 t・U_{pr}）（乙第85号証4ページ）を処理して、気体廃棄物を放出することを仮定した上で、各被ばく経路（①放射性雲（注76）からの外部被ばく、②呼吸摂取による内部被ばく、③地表沈着による外部被ばく、④農・畜産物摂取による内部被ばく）による実効線量を、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）を準用し、かつ、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（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）を参考に、それぞれ計算して算出している。この際、①放射性雲からの外部被ばく、②呼吸摂取による内部被ばく及び③地表沈着による外部被ばくについては、敷地境界（注44）外における人を対象に1地点において同時に被ばくするものとし、周辺監視区域境界外の各方位において、その地点毎にそれぞれの実効線量を加算し、その結果が最大となる地点に保守的に1年間居続けたとして、その実効線量を評価している。また、④農・畜産物摂取による内部被ばくについては、本件再処理工場周辺で収穫・飼育されたものを摂取し、現地での実際の食生活調査結果に基づき、敷地周辺において平均的な食生活を営む人を対象として実効線量を評価している。以上のようにして評価した経路毎の最大値（①ないし③については線量合計の最大値）について、同一人物が重複して被ばくすると保守的に仮定して評価し、これが年間約19 μSvであるとしている。（乙第85号証7-5-2ないし7-5-4、7-5-10ないし7-5-49ページ）

次に、液体廃棄物の放出に起因する線量の評価については、気体廃棄物の放出に起因する評価と同様、本件再処理工場の年間最大再処理能力の使用済燃料を処理して、液体廃棄物を放出することを仮定した上で、各被ばく経路（①海水面からの外部被ばく、②船体からの外部被ばく、③漁網からの外部被ばく、④海中作業での外部被ばく、⑤海産物摂取による内部被ばく）によ

る実効線量を、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（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）を参考に、それぞれ計算して算出している。この際、①ないし④の外部被ばくについては、本件再処理工場周辺の海域において、それぞれ実効線量が最大となる地点において評価し、各経路からの線量評価の合計値を評価している。また、⑤海産物摂取による内部被ばくについては、本件再処理工場周辺の海域で漁獲されたものを摂取し、現地での実際の食生活調査結果に基づき、敷地周辺において平均的な食生活を営む人を対象として実効線量を評価している。以上のようにして評価した経路毎の最大値について、同一人物が重複して被ばくすると保守的に仮定して評価し、これが年間約 $3.1 \mu\text{Sv}$ であるとしている。（乙第85号証7-5-2ないし7-5-4, 7-5-50ないし7-5-82ページ）

本件再処理工場からの放射線に起因する線量の評価については、敷地境界外において建物及び洞道からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量を計算方位毎に加算して、年間約 $6 \mu\text{Sv}$ であると評価している（別紙図5-6）（乙第85号証7-5-142ないし7-5-152ページ）。

なお、被告は、上記の各線量評価において、前記第1・4で述べた使用済燃料の冷却期間の管理の変更に伴う放射能の低減を考慮せず、変更前の冷却期間を条件として維持して、保守的に、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出量並びに放射線の線源を設定している（乙第85号証7-4-7ないし7-4-14, 7-4-32ないし7-4-35, 7-5-5ページ）。

以上のとおり、本件再処理工場において平常運転時に環境に放出する気体廃棄物及び液体廃棄物により公衆の受ける線量は、ある個人が各被ばく経路からの線量を重複して被ばくするおそれはないが、同一人物が重複して被ばくすると保守的に仮定して、実効線量で年間約 $22 \mu\text{Sv}$ （約 0.022mSv ）であると評価した。これに本件再処理工場からの放射線による線量評

価の結果（年間約 $6 \mu\text{Sv}$ ）を足し合わせても、線量告示に定める線量限度（実効線量で年間 1mSv ）をはるかに下回ることはもちろんのこと、線量目標値指針に定める線量目標値（実効線量で年間 $50 \mu\text{Sv}$ ）をも下回る。（乙第85号証7-5-156ページ）

前記第3章第2・4（1）で述べたとおり、ICRP1990年勧告は、被ばく線量の場所による変動の範囲については社会的に容認できないとはいえないとしており、我が国における大地からの自然放射線による実効線量の地域差の最も大きい値（年間約 0.4mSv ）も容認されているところ、上記平常運転時に環境に放出する実効線量の値（年間約 $22 \mu\text{Sv}$ （約 0.022mSv ））は、実効線量の上記の地域差の値と比べても十分に低い値であり、この点からしても容認されるものである。

第3 原子力規制委員会から受けた確認

被告は、本件事業変更許可を受けるに際し、原子力規制委員会から、本件再処理工場における平常運転時の被ばく低減に係る安全対策について再処理事業指定基準規則を満足していることの確認を受けている（乙第86号証11, 12, 130ないし132ページ）。

第6章 本件再処理工場の事故防止対策

被告は、本件再処理工場において事故防止対策を講じており、その際には、①異常の発生を防止する（異常発生防止）、②異常が発生したとしてもその波及、拡大を抑制する（異常拡大防止）、③更に異常が拡大するとしてもその影響を緩和する（事故影響緩和）という深層防護の考え方を適切に採り入れている。

被告が事故防止対策のために設けている安全上重要な施設については、前記第5章で述べたとおり、その安全機能が確実に達成されるように設計している（乙第85号証41、42、58ないし60、62ページ）。なお、前記第5章第1・4で述べたとおり使用済燃料の冷却期間の管理を変更したことに伴い、使用済燃料の持つ放射能や崩壊熱がより低減するが、事故防止に係る設計においては、変更前の冷却期間を条件として維持し、保守的なものとしている（乙第85号証42ページ）。

以下では、被告の講じている事故防止対策のうち、本件再処理工場の安全機能の観点から特に重要な、①臨界防止に係る対策（後記第1）、②閉じ込めの機能に係る対策（後記第2）、③冷却のための対策（後記第3）、④火災等による損傷の防止に係る対策（後記第4）について述べるとともに、新規規制基準を踏まえて新たに講じる⑤溢水や化学薬品の漏えいによる損傷の防止に係る対策（後記第5）についても述べ、加えて、⑥これらの対策がその機能を維持するために必要となる電力を供給する電源に係る対策についても述べる（後記第6）。そして、本件再処理工場の事故防止対策の設計の基本方針に深層防護の考え方が適切に採用されていることを確認するための安全評価について述べる（後記第7）。最後に、事故防止対策について原子力規制委員会から確認がされていることを述べる（後記第8）。

第1 臨界防止に係る対策

1 臨界防止に係る対策の考え方

(1) 臨界防止の必要性

臨界が発生すると、核分裂性物質における核分裂連鎖反応の結果として、大量のエネルギー、放射線及び核分裂生成物が発生し、放射線及び放射性物質が放出される可能性がある。原子力発電所が、このような核分裂連鎖反応を安定的に制御しながら臨界を維持し、その核分裂連鎖反応により発生するエネルギーを熱エネルギーとして取り出し発電に利用するものであるのに対し、本件再処理工場は、常に未臨界の状態を保ちながら使用済燃料を物理的、化学的方法により処理するという特徴を有しており、臨界に伴って生じる大量のエネルギー、放射線及び核分裂生成物による危険が生じることを避けるため、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止するための適切な措置を講じ、万一臨界事故が発生したとしても、未臨界にするための措置を講じるものとされている（再処理事業指定基準規則2条）。

(2) 臨界の仕組み

臨界とは、核分裂連鎖反応が一定の割合で継続する状態をいう。核分裂連鎖反応とは、核分裂性物質が中性子を吸収して核分裂（注15）を起こすとき、エネルギーを発生するとともに新たに複数の中性子を放出し、他の核分裂性物質がこの放出された中性子の一部を吸収して次の核分裂を起こすと同時に中性子を放出し、更に他の核分裂性物質がこの放出された中性子の一部を吸収してまた次の核分裂を起こすというように核分裂が次から次へと連鎖的に起こる現象をいう。

核分裂により新たに放出される複数の中性子は、体系（機器等の限定された空間）の外へ漏れたり（中性子の漏れ）、核分裂性物質以外の物質に捕獲されて無くなってしまったりする（中性子の吸収効果）ため、核分裂により新たに放出される中性子のすべてが次の核分裂に寄与するわけでは

ない。

(3) 臨界防止の方法

本件再処理工場において臨界を防止するに当たっては、核燃料物質の取扱い上の一つの単位（以下「単一ユニット」という。）を定めて、各単一ユニット内において臨界を防止するための措置を講じることが重要であり、その上で、二つ以上の単一ユニット（これを「複数ユニット」という。）が存在する場合においても臨界を防止するための措置を講じる。

ア 単一ユニットの臨界の防止

前記（2）で述べた臨界の仕組みからすれば、単一ユニットにおける臨界の防止は、核分裂に寄与する中性子が核分裂性物質に吸収される割合を減らすこと、すなわち、中性子を体系の外へ漏えいさせること（中性子の漏れ）、中性子を核分裂性物質以外の物質に捕獲させること（中性子の吸収効果）等によって行われる（別紙図6-1）。

中性子の漏れにより臨界を防止する具体的な方法としては、核分裂性物質を内包する機器等の形状・寸法を制限し、容積に対する表面積の割合を増やすこと等によって、中性子の漏れを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法（①形状寸法管理）、核分裂性物質の質量を少なくすることによって、中性子の漏れを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法（②質量管理）がある。中性子の吸収効果等により臨界を防止する具体的な方法としては、溶液中の核分裂性物質の濃度を低くすることによって、中性子が核分裂性物質以外の物質に捕獲されることや体系の外へ漏れることを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法（③濃度管理）、ウラン又はプルトニウムの同位体のうち核分裂しやすいものの組成比を制限する方法（④同位体組成管理）、核分裂性物質を含んだ溶液に中性子吸収材（ガドリニウム（注77）等）を添加することなどにより、中性子を中性子吸収材に捕獲させることに

よって、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法（⑤中性子吸収材管理）といった方法がある。

そして、各方法において、核的制限値（注78）を、取り扱われる核燃料物質の物理的・化学的性状等を考慮して十分な安全裕度を見込んで設定し、この値を超えた機器等の製作、運転条件の設定をしないことにより、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止するものとされている（再処理事業指定基準規則の解釈2条部分の2項（乙第25号証））。

イ 複数ユニットの臨界の防止

複数ユニットにおいては、中性子の漏れにより臨界を防止する具体的な方法として単一ユニット相互間の適切な配置の維持があり、中性子の吸収効果により臨界を防止する具体的な方法として中性子遮蔽材の配置等がある。そして、これらの方法においても、十分な安全裕度を見込んで複数ユニットの核的制限値を設けるとともに、十分な構造強度を持つ構造材を使用することなどにより当該複数ユニットの核的制限値を維持し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止するものとされている（再処理事業指定基準規則の解釈2条部分の3項（乙第25号証））。

（4）臨界事故に対する考慮

万一臨界事故が発生したとしても、放射線検出器により直ちに感知し、臨界管理上重要な施設（注79）においては、中性子吸収材の注入等の未臨界にするための措置を講じるものとされている（再処理事業指定基準規則の解釈2条部分の4項（乙第25号証））。

2 本件再処理工場における臨界防止に係る対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、以下のとおり、臨界防止に係る対策を講じている（乙第85号証9ないし12、

6-1-6ないし6-1-16, 6-1-880ないし6-1-883ページ)。

(1) 臨界防止

被告は、単一ユニットについては、①形状寸法管理、②質量管理、③濃度管理、④同位体組成管理、⑤中性子吸収材管理を単独で又はこれらを組み合わせ、その際、取り扱う核燃料物質の物理的・化学的性状等を考慮した上で十分な安全裕度を見込んで核的制限値を設定して、臨界を防止している(別紙図6-2)。そして、プルトニウムを含む溶液を取り扱う機器のうち、本件再処理工場の運転時又は停止時に内包する溶液の濃度が未臨界濃度(注80)を上回ることを前提としている機器については、臨界を確実に防止する必要があることから、いかなる濃度の核燃料物質が当該機器に流入しても臨界を防止できるよう①形状寸法管理(これを「全濃度安全形状寸法管理」と呼んでいる。)を用い(別紙図6-2の橙色に塗った機器)、必要に応じて中性子吸収材(⑤中性子吸収材管理)を併用して対策を講じている。

また、複数ユニットについては、単一ユニット相互間の適切な配置を維持したり、単一ユニット相互の間に中性子吸収材を使用したり、又はこれらを組み合わせたりし、その際、十分な安全裕度を見込んで核的制限値を設定して臨界を防止している。

以上は、異常発生防止として機能するものであり(乙第85号証6-1-427ないし6-1-438ページ)、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界が防止されるよう十分な対策としている。以下においては、各施設に応じた臨界防止の方法につき特徴的なものを取り上げて述べる。

ア 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

使用済燃料の受入れ設備(前記第4章第1・1)では、使用済燃料集合体を一体ずつ使用済燃料輸送容器(キャスク)から取り出すことによ

り臨界を防止している(②質量管理)。また、同容器から取り出して使用済燃料集合体を仮置きする燃料仮置きラック、及び、使用済燃料集合体を収納する燃料貯蔵プール内の燃料貯蔵ラック(前記第4章第1・2)は、使用済燃料集合体の平均濃縮度(注81)に応じて相互間隔を適切に維持する設計としており(単一ユニット相互間の適切な配置の維持)、それぞれ最大容量まで収納した場合でも臨界が発生しないようにしている。(乙第85号証6-3-11, 6-3-15, 6-3-19, 6-3-66, 6-3-67ページ)

イ セン断処理施設

燃料供給設備(前記第4章第2・1(1))では使用済燃料集合体を1体ずつ燃料横転クレーンで横転させ、セン断処理設備(前記第4章第2・1(2))では使用済燃料集合体を1体ずつセン断機でセン断する構造とし、いずれも2体以上同時に取り扱うことを防止している(②質量管理)(乙第85号証6-4-7, 6-4-9, 6-4-13, 6-4-17, 6-4-18ページ)。

ウ 溶解施設

溶解設備の溶解槽(前記第4章第2・2(1))(別紙図6-3)については、前工程であるセン断処理設備のセン断機から溶解槽で受け入れる燃料セン断片の長さを一定に制限してその質量を制限し(②質量管理)、これにより溶解液の核分裂性物質の濃度も一定値を超えないようにする(③濃度管理)とともに、槽外へ中性子が漏えいしやすいよう、溶解槽の幅を薄くすることにより容積に対する表面積の割合を大きくし(①形状寸法管理)(このように濃度管理と形状寸法管理とを組み合わせた方法を「制限濃度安全形状寸法管理」と呼んでいる。)、加えて、燃焼度の低い使用済燃料集合体を溶解する際には中性子吸収材を併用している(⑤中性子吸収材管理)(乙第85号証6-4-29, 6-4-31, 6-4

－ 4 2 ページ)。

なお、ウラン 2 3 5 が 1. 9 w t % (注 8 2) 以下の硝酸ウラニル溶液では臨界になることがないことから、清澄・計量設備の計量・調整槽 (前記第 4 章第 2・2 (2)) においては、調整後の溶解液のウラン 2 3 5 の同位体組成比が上記より保守的に設定した値 (1. 6 w t %) 以下であることを確認すること (乙第 8 5 号証 6－4－3 9, 6－4－6 5 ページ) により、計量・調整槽より後の工程において硝酸ウラニル溶液のみを取り扱う機器については臨界防止に係る対策の対象としないこととしている。

エ 分離施設

分離設備の抽出塔、第 1 洗浄塔及び第 2 洗浄塔 (前記第 4 章第 2・3 (1)) は、ウラン及びプルトニウムと核分裂生成物とを分離する機器であり、プルトニウム溶液を取り扱うことから、細長い円筒状のパルスカラム (別紙図 6－4) (乙第 4 号証 1 2 ページ) の形状・寸法を制限し (①全濃度安全形状寸法管理)、かつ、中性子吸収材を併用している (⑤中性子吸収材管理)。

分配設備 (前記第 4 章第 2・3 (2)) のプルトニウム分配塔は、ウランを含む有機溶媒と硝酸プルトニウム溶液とに分離する機器であり、ウラン洗浄塔及びプルトニウム溶液 T B P 洗浄器は硝酸プルトニウム溶液からそれぞれウラン及び T B P を除去する機器であり、いずれもプルトニウム溶液を取り扱うことから、パルスカラム又はミキサ・セトラ (別紙図 6－5) (乙第 4 号証 1 4 ページ) の形状・寸法を制限し (①全濃度安全形状寸法管理)、かつ、中性子吸収材を併用している (⑤中性子吸収材管理)。

なお、分配設備のプルトニウム分配塔で分離されたウランを含む有機溶媒は、前記ウのとおりウラン 2 3 5 の同位体組成比が 1. 6 w t % 以

下であることを前提にしており、いかなるウラン濃度に対しても臨界にならないため、プルトニウム洗浄器においてプルトニウムの濃度を管理し(③濃度管理), それ以降の工程(ウラン逆抽出器, ウラン溶液TBP洗浄器, ウラン濃縮缶等の機器が存在する。)は臨界防止に係る対策の対象としないこととしている。(乙第85号証6-4-97, 6-4-102, 6-4-103, 6-4-116, 6-4-128, 6-4-129ページ)

オ 精製施設

プルトニウム精製設備の機器(抽出塔, 核分裂生成物洗浄塔, 逆抽出塔, プルトニウム濃縮缶等, 前記第4章第2・4(2))は, プルトニウム溶液を取り扱うことから, パルスカラム等の形状・寸法を制限し(①全濃度安全形状寸法管理), 必要に応じ, 中性子吸収材を併用している(⑤中性子吸収材管理)(乙第85号証6-4-154, 6-4-155, 6-4-162, 6-4-203, 6-4-204ページ)。

なお, ウラン精製設備では, 臨界になる余地がないことから, 同設備は, 臨界防止に係る対策の対象としないこととしている。

カ 脱硝施設

ウラン・プルトニウム混合脱硝設備(前記第4章第2・5(2))のプルトニウム溶液を内包する機器(混合槽等)は, 貯槽等の形状・寸法を制限し(①全濃度安全形状寸法管理), 必要に応じ, 中性子吸収材を併用している(⑤中性子吸収材管理)(乙第85号証6-4-269ページ)。

キ 製品貯蔵施設

ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備(前記第4章第3・2)では, 混合酸化物貯蔵容器1本ずつを貯蔵ホール(貯蔵室)1本に収納し(②質量管理), 混合酸化物貯蔵容器間の配置を適切に維持する設計としている(単一ユニット相互間の適切な配置の維持)(乙第85号証6-5

－ 28 ページ)。

(2) 臨界の拡大防止

被告は、前記(1)で述べたとおり臨界を防止するために十分な対策を講じているが、インターロック(注83)を設けるなどして、仮に運転員による誤操作、機器の故障又は誤動作により通常状態から逸脱するおそれが生じたとしても、設定した核的制限値を超えないようにすることにより、臨界を防止している(異常拡大防止)。

一例として溶解設備の溶解槽(前記第4章第2・2(1))について述べると、溶解槽ではせん断処理設備のせん断機から溶解槽に入る燃料せん断片の長さを一定に制限し(②質量管理)、これにより溶解液の核分裂性物質の濃度も一定値を超えないようにしている(③濃度管理)ところ、せん断機の燃料送出し長さに異常が発生し、そのため、溶解槽に所定の質量を超える燃料せん断片が入る可能性が生じた場合又は溶解液中の核分裂性物質の濃度が一定値を超えた場合には、せん断停止回路(インターロック)によりせん断機が自動で停止するようにしている(乙第85号証6-4-31, 6-6-78ページ)。

(3) 臨界事故に対する考慮

前記(1)、(2)で述べたとおり臨界を防止するために十分な対策を講じていることから、本件再処理工場で臨界が発生する可能性は極めて低いと考えられるが、被告は、万一臨界事故が発生した場合においても、未臨界に移行させるための対策を講じている(事故影響緩和)。

すなわち、前記(1)ウで述べたとおり臨界防止のために複数の方法を用いることにより臨界管理上重要な施設としている溶解槽については、臨界事故の発生を仮定し、万一臨界事故が発生した場合には、放射線検出器により直ちにこれを感知した上、未臨界に移行させるために、可溶性中性子吸収材緊急供給系及び安全保護回路としての可溶性中性子吸収材緊急

供給回路により可溶性中性子吸収材が溶解槽に自動で注入されるとともに、放射線検出器からの信号が安全保護回路としてのせん断停止回路にも送られ、せん断機が自動で停止するようにしている（別紙図6-6）（乙第85号証6-4-31, 6-4-34, 6-6-10ないし6-6-12, 6-6-83ページ）。

（4）臨界防止に係る対策の信頼性の確保

前記（2）、（3）で述べたせん断機を停止するためのせん断停止回路等は、単一故障を想定したとしても確実にせん断機を停止できるように多重化している（乙第85号証6-6-83ページ）。

また、前記（3）の放射線検出器、可溶性中性子吸収材緊急供給系の供給弁及び可溶性中性子吸収材緊急供給回路も、単一故障を想定したとしても確実に未臨界に移行できるよう、いずれも多重化している（乙第85号証6-6-83, 6-6-93, 8-3-39ページ）。

（5）臨界防止に係る対策の対象としない機器への液移送

前記（1）で述べた、臨界防止に係る対策の対象とする機器から同対策の対象としないこととする機器への液移送については、運転員の誤操作を防止するための施錠管理（注84）をした上で、複数の運転員による濃度分析を伴う回分操作（注85）によってこれを行うが、例外的に濃度分析をしないでする液移送（連続液移送（注85））を行う場合には放射線検出器により核分裂性物質の濃度が有意量以下であることを監視することとしている（異常発生防止又は異常拡大防止）（乙第85号証11, 6-1-8ページ）。

例えば、前記（1）エで述べたプルトニウム洗浄器においてプルトニウムの濃度を確認し、その後臨界防止に係る対策の対象としないこととする機器であるウラン逆抽出器に連続液移送をする際には、プルトニウム洗浄器において、放射線検出器により、ウラン逆抽出器へ移送する有機溶媒中

に含まれるプルトニウムの量を監視し、ウラン逆抽出器に有意量のプルトニウムが流出することを防止するため、この検出器の計数率高により警報を発するようにしている（別紙図6-2）（乙第85号証6-4-104ページ）。

第2 閉じ込めの機能に係る対策

1 閉じ込めの機能に係る対策の考え方

本件再処理工場では、各施設にそれぞれの特徴に応じた性状の放射性物質が分散して存在し（使用済燃料（固体）、高レベル廃液（液体）等）、殊に、その大部分の施設において放射性物質を密封していない状態で取り扱うことから、以下のとおり、放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めるものとされている（再処理事業指定基準規則4条、再処理事業指定基準規則の解釈4条部分（乙第25号証））。

①放射性物質を系統及び機器に収納し、当該系統及び機器は、放射性物質が漏えいし難い構造とし、また、使用する化学薬品等に対して適切な腐食対策を講じる。

②漏えいした場合に公衆への影響が特に大きい放射性物質（プルトニウムを含む溶液及び粉末並びに高レベル廃液）を内包する系統及び機器は、原則として、セル等に収納し、また、セル等は、仮に液体状の放射性物質が漏えいした場合には、その漏えいを感知し、漏えいの拡大を防止するとともに、漏えいした放射性物質を安全に移送し、処理することができるものとする。

③ a 漏えいした場合に公衆への影響が特に大きい放射性物質（プルトニウムを含む溶液及び高レベル廃液）を内包する系統及び機器等、 b これらを収納するセル等、 c 更にこれらを収納する建屋には、放射性物質が漏えいし難く、かつ、逆流し難い構造とした換気系統を設け、その機能により、原則として、常時負圧（注86）を保ち、それぞれの気圧を建屋、セル等、系統及

び機器の順に低くして、空気が建屋からセル等に、セル等から系統及び機器に流れるようにすることによって、放射性物質の系統及び機器、セル等、建屋への閉じ込めを図るとともに、当該換気系統には、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質を除去するための系統及び機器を設け、運転時に公衆の受ける線量を合理的に達成できる限り低くなるようにするのみならず、事故時においても、本件再処理工場全体として公衆に対して著しい放射線被ばくの危険を与えないようにする。

上記①及び②が静的に閉じ込めを図るものであるのに対し、③は動的に閉じ込めを図るものである。

2 本件再処理工場における閉じ込めの機能に係る対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、以下のとおり、閉じ込めの機能に係る対策を講じている（別紙図6-7）（乙第85号証13, 14, 6-1-119ないし6-1-125, 6-1-887ページ）。そして、以下の対策のうち後記（1）、並びに、（3）①系統及び機器の換気系統並びに②セル等の換気系統は、運転時に異常発生防止として機能するものであり、後記（2）及び（3）①ないし③の各換気系統は、事故時に事故影響緩和として機能するものである（乙第85号証6-1-427ないし6-1-438ページ）。このように、被告は、運転時においても、また事故時においても、放射性物質の閉じ込めの機能を確保するために十分な対策を講じている。

（1）放射性物質の漏えい防止

被告は、以下のとおり、各施設の特徴に応じて、放射性物質を系統及び機器に収納し、使用する化学薬品等に対して腐食対策を講じるなどして、当該系統及び機器からの放射性物質の漏えいを防止している。

ア 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料貯蔵設備において貯蔵する使用済燃料集合体は、燃料ペレ

ット（注 8 7）を燃料被覆管に密封した燃料棒の集合体であり（乙第 8 5 号証 6 - 3 - 2 ページ）、燃料ペレット、燃料被覆管のいずれも放射性物質の閉じ込めの機能を有している。さらに、被告は、冷却期間が経過し放射能が小さくなっている使用済燃料集合体を、その長さ約 4 m に対して十分な深さ（燃料貯蔵プール底面から約 1 1 m）を有する燃料貯蔵プール内の燃料貯蔵ラックに収納するところ（乙第 8 5 号証 6 - 3 - 2, 8 - 7 - 6 1 4 ページ）、この燃料貯蔵プールは、ステンレス鋼を内張りし、排水口を設けず、接続する配管が破損してもプール水が流出しないように逆止弁を設置することにより、放射性物質の同プールからの漏えいを防止している（乙第 8 5 号証 6 - 1 - 1 2 3, 6 - 3 - 1 4, 6 - 3 - 1 9 ページ）。

イ 再処理設備本体

再処理設備本体においては、使用済燃料集合体を物理的・化学的方法により処理してウラン及びプルトニウムを分離し回収し、液体状の放射性物質を密封されない状態で取り扱うから、被告は、再処理設備本体の各施設において、放射性物質を系統及び機器に収納した上で、当該系統及び機器から放射性物質が漏えいし難い構造としている。具体的には、当該系統及び機器について、使用する化学薬品、取り扱う放射性物質、圧力及び温度等の条件を考慮して、ステンレス鋼（例えば、放射性物質を含む硝酸溶液を取り扱う、分離設備の抽出塔（前記第 4 章第 2・3（1））、ジルコニウム（注 8 8）（例えば、常圧沸騰状態で比較的硝酸濃度の高い溶液を取り扱う、溶解設備の溶解槽（前記第 4 章第 2・2（1）））等の腐食し難い材料を使用するとともに、腐食代（予め材料の肉厚が腐食作用によって減少することを予想して付加する厚さ）を考慮し、また、接続部は溶接構造等とすることにより、当該系統及び機器から放射性物質が漏えいし難いものとしている。（乙第 8 5 号証 6 - 1 - 1 1 9, 6 -

1-120, 6-1-123, 6-4-5, 6-4-29, 6-4-42, 6-4-97, 6-4-103, 6-4-116, 6-4-141, 6-4-146, 6-4-155, 6-4-162, 6-4-238, 6-4-241, 6-4-250, 6-4-256, 6-4-283, 6-4-287, 6-4-293, 6-4-298 ページ)

ウ 放射性廃棄物の廃棄施設

(ア) 液体廃棄物の廃棄施設

高レベル廃液処理設備, 高レベル廃液貯蔵設備 (前記第4章第5・2) においては, 放射能の高い廃棄物である高レベル廃液を内包する機器 (高レベル濃縮廃液貯槽等) につき, 前記イと同様, 腐食し難いステンレス鋼等を使用し, 接液部 (常時液を内包している部分) は溶接構造等とすることにより, これらの機器から放射性物質が漏えいし難いものとしている (乙第85号証6-1-124, 6-7-313, 6-7-318, 6-7-324, 6-7-360, 6-7-368 ページ)。

(イ) 固体廃棄物の廃棄施設

高レベル廃液ガラス固化設備 (前記第4章第5・3) においては, 高レベル廃液をガラス原料と共に溶融しこれを容器 (キャニスター) に入れ, 冷やし固めてガラス固化体とするところ, 当該容器を腐食し難いステンレス鋼とし, ふた部は溶接構造とし, 当該容器から放射性物質が漏えいし難いものとしている (乙第85号証6-7-363, 6-7-364, 6-7-368 ページ)。

(2) セル等による閉じ込め

被告は, 漏えいした場合に公衆への影響が特に大きい放射性物質 (プルトニウムを含む溶液及び高レベル廃液) を内包する系統及び機器 (溶解槽, 高レベル濃縮廃液貯槽等) については, 前記(1)の対策にもかかわらず,

系統及び機器から放射性物質が漏えいした場合に備えて、系統及び機器をセル等に収納している（乙第85号証6-1-120ページ）。この放射性物質はセル等に閉じ込めることが重要であり、これが保持されるように、セル等の床にはステンレス鋼製の漏えい液受皿を設置するとともに、漏えい検知装置により漏えいが検知された場合には中央制御室において警報が発せられ、漏えい液の分析等を行った後に、スチームジェットポンプ（注89）、ポンプ又は自然の重力等により、漏えいした液の性状に応じて定めた移送先に移送して処理するようにし、セル等からの漏えいの拡大を防止している（乙第85号証6-1-120、6-4-29、6-4-30、6-4-97、6-4-155、6-4-238、6-4-250、6-4-283、6-4-294、6-7-313、6-7-324、6-7-360ページ）。

（3）気体廃棄物の廃棄施設による閉じ込め

被告は、①漏えいが発生した場合に公衆への影響が特に大きい放射性物質を内包する系統及び機器、②これらを収納するセル等、③更にこれらを収納する建屋には、それぞれ独立して換気システムを設けている。具体的には、①については、せん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備及び高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備（前記第4章第5・1）（乙第85号証6-7-3ないし6-7-45ページ）、②については各セル等の各換気設備（溶解槽セルの換気設備等）（乙第85号証6-7-133、6-7-134ページ）、③については各建屋換気設備（乙第85号証6-7-46ないし6-7-68ページ）である。各換気システムには排風機を設置しており、これにより、系統及び機器、セル等並びに建屋を原則として常時負圧に保ち、それぞれの気圧を建屋、セル等、系統及び機器の順に低くして、空気が建屋からセル等に、セル等から系統及び機器に向かって流れるようにし、もって、放射性物質の系統及び機器、セル等、建屋への閉

じ込めを図っている。各換気系統には、上記の負圧維持の機能に加えて、それぞれの機能に応じて廃ガス洗浄塔、高性能粒子フィルタ等を設けており、前記第5章第1・3（1）で述べたとおり、これらにより放射性物質を除去して主排気筒、北換気筒、低レベル廃棄物処理建屋換気筒から放出する。そのため、万一、放射性物質が系統及び機器からセル等へ漏えいし、セル等に漏えいした放射性物質が気相（注90）中に移行したとしても、各セル等の換気設備の高性能粒子フィルタ等により放射性物質を除去してその影響を最小限に抑えることができ、更にセル等の換気設備の排風機の故障等により放射性物質がセル等から建屋へ漏えいした場合にも、各建屋換気設備の高性能粒子フィルタにより放射性物質を除去してその影響を最小限に抑えることができる。（別紙図6-7）

（4）閉じ込めの機能に係る対策の信頼性の確保

被告は、前記（1）ないし（3）で述べた放射性物質の閉じ込めの機能に係る対策につき、以下のとおりその信頼性を確保している。

まず、漏えいした液の発熱量が大きく、沸騰に至るおそれのあるセル（溶解槽を収納するセル、高レベル濃縮廃液貯槽を収納するセル等）、漏えいした液に有機溶媒が含まれており引火点に達するおそれのあるセル（分離設備の抽出塔を収納するセル等）等については、前記（2）で述べた漏えい検知装置を多重化し、その単一故障を仮定してもセル等への閉じ込めを確保できるようにしている（乙第85号証6-1-120、6-4-30、6-4-97、6-7-324ページ）。また、漏えいした液の移送のためのスチームジェットポンプに蒸気を供給するボイラ等及びポンプは、多重化するとともに、非常用所内電源系統に接続されており、外部電源系統が喪失した場合であっても漏えいした液を移送できるようにしている（乙第85号証6-4-155、6-4-251、6-9-553ページ）。

また、前記（3）で述べた各換気系統においては、いずれも排風機を多

重化しており、排風機の単一故障を仮定しても閉じ込めの機能を確保できるようにし、また、排風機は非常用所内電源系統に接続されており、外部電源系統が喪失した場合であっても閉じ込めの機能を確保することができる。さらに、高性能粒子フィルタ等は、その健全性を監視することができ、かつ、多重化していることから、閉じ込めの機能を損なうことなく必要に応じて試験及び検査をし、その健全性を維持することができる（乙第85号証6-7-7、6-7-11、6-7-12、6-7-16ないし6-7-34、6-7-39、6-7-44、6-7-45、6-7-50ないし6-7-68ページ）。

第3 冷却のための対策

1 冷却のための対策の考え方

答弁書27ページで述べたとおり、放射性物質は、核種（注91）毎に崩壊による固有の半減期を有し、時間が経つにつれ放射能が減衰していく。そのため、使用済燃料は、冷却期間が長くなるほど放射能が小さくなり、崩壊熱も減少する性質を有している。したがって、本件再処理工場において一定の冷却期間を設けて受け入れる使用済燃料、せん断する使用済燃料の崩壊熱は、原子炉停止直後のそれと比較して減少しており、さらに、前記第5章第1・4で述べたとおり、本件事業変更許可申請において受入れ又はせん断する使用済燃料の冷却期間が長期となるよう管理を変更することとして本件事業変更許可を得ており、使用済燃料の崩壊熱はより減少している。

もともと、本件再処理工場で受け入れ、せん断する使用済燃料はなお崩壊熱を有することから、これにより前記第2で述べた閉じ込めの機能等が損なわれないよう、各施設の特徴に応じて冷却のための適切な措置を講じ、崩壊熱を除去しなければならない。例えば、使用済燃料貯蔵設備の燃料貯蔵プール（前記第4章第1・2）においては、使用済燃料の崩壊熱により同プール

内のプール水の温度が上昇し、沸騰により水位が低下すれば前記第2で述べた閉じ込めの機能及び前記第5章第1・2で述べた遮蔽機能が低下することから、閉じ込めの機能等が損なわれないよう、使用済燃料の冷却のための適切な措置を講じ、崩壊熱を除去するものとされている（再処理事業指定基準規則17条1項2号）。また、再処理設備本体の各機器（前記第4章第2）や高レベル廃液処理設備の高レベル濃縮廃液貯槽（前記第4章第5・2）等においては、内包する溶液や廃液が放射性物質の崩壊熱により沸騰し、溶液に含まれる放射性物質が蒸気と共に気相中に移行すれば前記第2で述べた閉じ込めの機能が低下することから、閉じ込めの機能が損なわれないよう、冷却のための適切な措置を講じ、崩壊熱を除去するものとされている（再処理事業指定基準規則15条1項、22条2号、他に、製品貯蔵施設の冷却につき同規則17条2項2号）。

2 本件再処理工場における冷却のための対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、以下のとおり、冷却のための対策を講じている（乙第85号証6-1-354、6-1-936、6-1-954ページ）。これは、異常発生防止として機能するものであり（乙第85号証6-1-435ページ）、それを担う機器に多重性を備えさせ、信頼性の高いものとしている。

(1) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

ア 使用済燃料の受入れ施設

被告は、使用済燃料受入れ設備（前記第4章第1・1）において、使用済燃料を収納している使用済燃料輸送容器（キャスク）を保管する使用済燃料収納使用済燃料輸送容器保管庫につき、冷却空気の流路を確保し、キャスクに収納された使用済燃料の崩壊熱を自然冷却により除去し、構造物の健全性を維持できるようにしている（乙第85号証61、6-1-936、6-3-4、6-3-7ページ）。

イ 使用済燃料の貯蔵施設

被告は、使用済燃料の崩壊熱による燃料貯蔵プール内のプール水の過度な温度上昇を防ぐため、プール水を、プール水浄化・冷却設備のプール水冷却系のポンプにより同系の熱交換器へ供給して安全冷却水系の水と熱交換して冷却し、安全冷却水系の水は冷却塔（空冷式）で除熱している。

プール水冷却系は2系列設け、両系列に対して熱交換器を計3基、ポンプを計3台設置して、多重性を確保している。通常は同系統を2系列とも運転し、燃料貯蔵プールに容量の3000 t・Uprの使用済燃料が貯蔵されている場合でも燃料貯蔵プール水温を50℃以下に維持するが、1系列のみを運転した場合であって、同様に3000 t・Uprの使用済燃料が貯蔵されているときでも、燃料貯蔵プール水温を65℃以下に保つことができるようにしている（乙第85号証61, 6-1-936, 6-3-4, 6-3-16, 6-3-19ページ）。また、上記の安全冷却水系についても2系列設け、それぞれに冷却塔を設置し、両系列に対してポンプを計3台設置して、多重性を確保している（乙第85号証6-9-345ないし6-9-367ページ）。

さらに、被告は、燃料貯蔵プール内のプール水が自然蒸発し、その水位が低下した場合等に備えて補給水設備を設けており、同設備により補給水槽に貯蔵した水を同プール内に補給することができるようにしている。この補給水設備のポンプも2台設けて多重性を確保している（乙第85号証6-3-17, 6-3-65, 8-7-611ページ）。

上記のプール水冷却系、安全冷却水系及び補給水設備はいずれも、非常用所内電源系統に接続されており、外部電源系統が喪失した場合であってもプール水を冷却し、又は水を補給して崩壊熱を除去できるようにしている（乙第85号証6-3-16, 6-3-17, 6-9-345

ページ)。(別紙図6-8)

(2) 再処理設備本体及び液体廃棄物の廃棄施設

被告は、再処理設備本体及び液体廃棄物の廃棄施設における、内包する溶液や廃液が放射性物質の崩壊熱により沸騰するおそれのある機器には、安全冷却水系により冷却水を供給して崩壊熱を除去している(乙第85号証6-4-5, 6-4-25, 6-4-43, 6-4-117, 6-4-149ページ)。

この安全冷却水系は、前記(1)で述べた使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用の安全冷却水系とは別に設けた再処理設備本体用の系であり、冷却塔、冷却水循環ポンプ、中間熱交換器、冷却コイル(注92)、冷却ジャケット(注92)等で構成され、中間熱交換器より冷却塔側で冷却水を循環させている系統を外部ループ、中間熱交換器より冷却コイル又は冷却ジャケット(以下「冷却コイル等」という。)側で冷却水を循環させている系統を内部ループという。内部ループの冷却水は、内部ループのポンプで各機器に設ける冷却コイル等へ供給され、機器を冷却する。その後、内部ループの冷却水は、中間熱交換器で外部ループの冷却水と熱交換され、外部ループの冷却水は冷却塔(空冷式)で除熱される。外部ループは2系列設けており、内部ループについても、取り扱う廃液の崩壊熱の大きい、高レベル廃液処理設備の高レベル濃縮廃液貯槽等においては2系列設けている。また、内部ループ、外部ループともに、各系列にポンプを2台ずつ備えて多重性を確保している。安全冷却水系は、非常用所内電源系統に接続されており、外部電源系統が喪失した場合であっても、冷却水を供給し、崩壊熱を除去できるようにしている。(別紙図6-9)(乙第85号証6-7-325, 6-9-345ないし6-9-347, 6-9-367, 6-9-368, 6-9-390ページ)

(3) 固体廃棄物の廃棄施設

ガラス固化体貯蔵設備においては、ガラス固化体を、その崩壊熱を除去するため、貯蔵ピットの収納管内にたて積みで収納し、収納管と通風管との間に冷却空気を流す構造としている。この冷却空気は、高さ約29m（高レベル廃液ガラス固化建屋）又は高さ約25m（第1ガラス固化体貯蔵建屋）の冷却空気入口シャフトから貯蔵ピットの下部に流入し、円環流路を上昇しながらガラス固化体から発生する崩壊熱を除去し、この崩壊熱を除去した空気は、十分な通風力を与える高さ約35mの冷却空気出口シャフト排気口から大気中へ放出する（乙第85号証6-7-373ページ）。

（別紙図6-10）

第4 火災等による損傷の防止に係る対策

1 火災等による損傷の防止に係る対策の考え方

本件再処理工場は、使用済燃料を物理的、化学的に処理することから、その工程において使用する化学薬品のうち可燃性物質又は熱的に不安定な物質（以下、併せて「可燃性物質等」という。）に着火源が加われば、火災及び爆発の発生するおそれがある。特に、①有機溶媒による火災、②TBPと硝酸等とが共存して形成した錯体（注93）の急激な分解反応、③硝酸プルトニウム溶液や有機溶媒等が放射線に当たり発生した水素による爆発、④せん断時に生じるジルコニウム等による火災及び爆発等が、放射性物質を内包する機器又はセル等で発生すれば、前記第2で述べた閉じ込めの機能等が損なわれるおそれがある。

そこで、本件再処理工場においては、可燃性物質等を使用し又は生成する系統及び機器は、化学的又は熱的な制限値を設け異常な温度上昇や水素の滞留を防止するなど火災及び爆発の発生を防止するものとされている。また、万一、火災が発生したとしても、その拡大を防止し、さらに、セル等に有機溶媒が漏えいした場合でもセル等における火災を防止するなどその影響を

軽減し、火災又は爆発が発生しても前記第2で述べた閉じ込めの機能等を損なわないようにするものとされている（再処理事業指定基準規則5条，再処理事業指定基準規則の解釈5条部分（乙第25号証））。

2 本件再処理工場における火災等による損傷の防止に係る対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて火災等による損傷の防止に係る対策を講じている（乙第85号証14ないし30，6-1-889ないし6-1-893ページ）。以下では、本件再処理工場特有の火災等による損傷の防止に係る対策を中心に述べた上で（後記（1）ないし（3）），火災等による損傷の防止に係る一般的な対策の新規制基準を踏まえた強化につき述べる（後記（4））。

（1）火災及び爆発の発生防止

被告は、以下のとおり可燃性物質等を火災及び爆発のおそれがない状態にするとともに、接地（注94）を施すなどして着火源を排除し、火災及び爆発の発生を防止している（異常発生防止）。

ア 有機溶媒による火災の発生防止

本件再処理工場の分離設備の抽出塔（前記第4章第2・3（1）），分配設備のウラン逆抽出器（前記第4章第2・3（2）），プルトニウム精製設備の抽出塔，逆抽出塔（前記第4章第2・4（2）），溶媒回収設備（前記第4章第2・6（2））等においては、有機溶媒を加熱するところ、有機溶媒は一定の温度に至ると引火し、火災を発生させる可能性があるため、化学的制限値として有機溶媒中のn-ドデカンの引火点（74℃）を設定し、有機溶媒の温度を同引火点未満に維持できるように監視している（乙第85号証6-1-135ページ）。

例えば、プルトニウム精製設備の逆抽出塔では、プルトニウムの逆抽出の効率を高めるため、逆抽出塔に供給する有機溶媒等を熱交換器で約90℃の温水を用いて約45℃に加熱しているが、逆抽出塔内の溶液の

温度を引火点（74℃）未満に維持できるように、逆抽出塔に供給する有機溶媒等の温度を監視し、その温度により熱交換器に供給する温水の流量を制御している（乙第85号証6-4-157ページ）。

イ TBP等の錯体の急激な分解反応の発生防止

本件再処理工場の分配設備のウラン濃縮缶（前記第4章第2・3（2））、プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮缶（前記第4章第2・4（2））、高レベル廃液処理設備の高レベル廃液濃縮缶（前記第4章第5・2）等に多量のTBP又はその分解生成物（以下「TBP等」と総称する。）が混入し、硝酸、硝酸ウラニル溶液又は硝酸プルトニウム溶液等と共存すると錯体を形成する。この錯体は、一定温度（135℃）以上に加熱された場合、急激な分解反応を生じる可能性がある（以下、この分解反応を「TBP等の錯体の急激な分解反応」という。これが発生する際には、TBP等の錯体は、赤色を呈することから、レッドオイルともいわれる。）。そこで、TBP等の錯体の急激な分解反応を防止するため、上記濃縮缶等に供給する溶液からTBP等を含む有機溶媒を分離してTBP等が当該濃縮缶等に混入しないようにし、また、熱的制限値として加熱蒸気最高温度（135℃）を設定し、上記濃縮缶等を加熱する加熱蒸気の温度がこれを超えないように監視している（乙第85号証6-1-136、6-1-137ページ）。

例えば、プルトニウム濃縮缶では、加熱蒸気によってその中の硝酸プルトニウム溶液を高温に加熱して濃縮度を高めているため、そこにTBP等を含む有機溶媒が混入し、かつ、温度制御等に失敗すると、TBP等の錯体の急激な分解反応が発生するおそれがある。そこで、プルトニウム濃縮缶への供給液にTBP等を含む有機溶媒が混入しないよう、前の工程（TBP洗浄器等）で上記溶液から有機溶媒を除去する。また、上記の加熱蒸気の温度が加熱蒸気最高温度（135℃）を超えないよう、

加熱蒸気の温度及び圧力を常時監視し、その温度高により警報を発するとともに、その圧力により加熱蒸気を発生させる一次蒸気の流量を制御し、加熱蒸気の温度を約130℃に制御している。(乙第85号証6-4-159, 6-4-163ページ)

ウ 放射線分解により発生する水素による爆発の発生防止

本件再処理工場内の硝酸プルトニウム溶液及び有機溶媒等は、放射線が当たると水素を発生させる(以下、こうして発生した水素を「放射線分解により発生する水素」という。)。水素は、ある濃度(常温常圧の空气中で4.0ないし75vol%) (注95)。以下、「可燃限界濃度」という。)に至ると、着火源があれば酸素等と反応して爆発するおそれがある。そのため、本件再処理工場では、発生する水素の濃度が可燃限界濃度に至るおそれのある機器のうち、可燃限界濃度に達するまでの時間余裕の小さい機器(プルトニウム精製設備(前記第4章第2・4(2))のプルトニウム濃縮液一時貯槽等)については、安全圧縮空気系から空気を常に供給し、水素を掃気すること(以下、これを行う機能を「水素掃気機能」という。)により機器内の水素の濃度を可燃限界濃度未満に維持できるようにしている(乙第85号証6-1-138ページ)。

上記の安全圧縮空気系は、空気圧縮機の単一故障を想定しても確実に継続して水素掃気機能を確保できるよう3台設けており、1台でも水素掃気に必要な圧縮空気量を供給する容量を確保している。また、非常用所内電源系統に接続されており、外部電源系統が喪失した場合でも、水素掃気機能が確保できるようにしている(乙第85号証6-9-164, 6-9-165ページ)。このように、掃気機能については、多重性を確保し、信頼性の高いものとしている。(別紙図6-11)

エ ジルコニウム等による火災及び爆発の発生防止

せん断処理設備のせん断機(前記第4章第2・1(2))では、使用済

燃料のせん断により発生するジルコニウム合金の粉末の大部分は粒径が十分に大きい（令和2年10月29日付け準備書面（1）20ページ）
ことに加えて、せん断時に生じるジルコニウム合金の粉末が希釈されることから、空気雰囲気（注96）でせん断を行っても、火災及び爆発のおそれはないが、せん断機から溶解槽側へ窒素ガスを吹き込むことにより、せん断粉末の蓄積を防止するとともに、せん断機内を不活性雰囲気（注97）にして、火災及び爆発の発生を防止している。（乙第85号証6-1-139, 6-4-10ページ）

（2）火災及び爆発の拡大防止

被告は、前記（1）の各対策を講じることによって火災及び爆発の発生を防止しているが、インターロックを設けるなどして、仮に運転員の誤操作、機器の故障又は誤動作により通常状態から逸脱するおそれが生じたとしても火災及び爆発への拡大を防止している（異常拡大防止）。

ア 有機溶媒による火災の拡大防止

前記（1）アで述べたとおり、プルトニウム精製設備の逆抽出塔においては、逆抽出塔内の有機溶媒の温度を引火点未満に維持できるように、逆抽出塔に供給する有機溶媒等の温度を監視し、その温度により供給する温水の流量を制御しているところ、それにもかかわらず、逆抽出塔内の有機溶媒等の温度が引火点を超えるおそれがある場合には、警報が発せられるとともに、安全保護回路としての加熱停止回路（インターロック）により加熱用の温水の供給が自動で停止するようにしている（別紙図6-12）（乙第85号証6-1-135, 6-4-157ページ）。

また、分離設備の抽出塔やプルトニウム精製設備の抽出塔では、仮に有機溶媒がセル等に漏えいした場合には、運転を停止し、機器内の有機溶媒は他の機器へ移送するとともに、セル等内の漏えい液受皿の有機溶媒が温度管理のされないまま、それに含まれた放射性物質の崩壊熱によ

り温度上昇し引火点（74℃）を超えることを防止するため、同受皿内の有機溶媒をスチームジェットポンプ（前記第2・2（2））等で速やかに回収する（乙第85号証6-4-155, 6-4-162, 8-1-46, 8-3-2ページ）。

イ TBP等の錯体の急激な分解反応の拡大防止

前記（1）イで述べたとおり、TBP等の錯体の急激な分解反応が発生する可能性のあるプルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮缶等につき、加熱蒸気の温度を加熱蒸気最高温度未満に維持できるように、その温度及び圧力を監視し、その温度高により警報を発するとともに、その圧力により加熱蒸気を発生させる一次蒸気の流量を制御しているところ、それにもかかわらず、加熱蒸気の温度が加熱蒸気最高温度を超えるおそれがある場合には、警報が発せられるとともに、安全保護回路としての加熱停止回路（インターロック）によりプルトニウム濃縮缶等への加熱蒸気の供給が自動で停止するようにしている（別紙図6-13）（乙第85号証6-1-136, 6-1-137ページ）。

ウ 信頼性の確保

前記ア、イで述べた加熱停止回路（インターロック）は、単一故障を想定したとしても確実に火災及び爆発の発生を防止できるように多重化している（乙第85号証6-6-80ページ）。また、これらが機能する設定値は、それぞれ有機溶媒の引火点（74℃）又はTBP等の錯体の急激な分解反応の開始温度の下限值（135℃）に対して、十分に保守性を見込んで設定している（乙第85号証6-6-90, 8-1-7ページ）。

（3）火災及び爆発の影響軽減

前記（1）、（2）のとおり火災及び爆発の発生を防止するために十分な対策を講じていることから、火災及び爆発が発生する可能性は極めて低い

と考えられるが、被告は、万一火災又は爆発が発生した場合に備えてその影響を軽減できるようにしている（事故影響緩和）。

ア セル等内での有機溶媒火災への対処

分離設備の抽出塔やプルトニウム精製設備の抽出塔では、有機溶媒がセル等に漏えいした場合、前記（２）アで述べた漏えい液回収を行った後のセル等内の漏えい液受皿には少量の有機溶媒しか残らず、その状態では有機溶媒の引火点（ 74°C ）を超えることはなく、また、セル等内には有機溶媒を加熱するような機器はなく、他方、セル等に収納する機器には接地を施して着火源とならないようにしているため、セル等内で有機溶媒による火災が発生することはない。それでも万一、セル等内で有機溶媒による火災が発生した場合を想定して、火災感知設備が火災の発生を検知した場合には、警報を発するとともに、中央制御室からの操作でガス消火設備から炭酸ガスをセル等内に噴射することにより消火できるようにしている（乙第85号証6-1-185ページ）。なお、このガス消火設備については、消火設備の使用により重大な二次災害（例えば、散水による臨界の発生又は汚染の拡大）を引き起こすことがないようにするため、これを採用している。

イ 閉じ込めの機能の維持

セル等内での有機溶媒火災や、機器内でのTBP等の錯体の急激な分解反応が発生した場合には、気体に同伴して換気系に取り込まれる放射性物質の量が増加するところ、火災時の熱影響等を考慮した場合においても換気系統（前者はセル換気設備及び建屋換気設備、後者は塔槽類廃ガス処理設備、前記第2・2（3））により放射性物質を除去した後、主排気筒から放出できるようにし、火災又は爆発が発生しても閉じ込めの機能（動的な閉じ込め）が損なわれないようにしている（乙第85号証6-1-135, 6-1-191, 6-1-192ページ）。

(4) 火災等による損傷の防止の強化

本件再処理工場においては、従来から、前記(1)ないし(3)で述べた本件再処理工場特有の火災等による損傷の防止に係る対策を十分講じるほか、燃料油、有機溶媒等の発火性又は引火性を有する物質等による火災等に対する一般的な対策をも講じてきた。被告は、前記第2章第1・2(3)で述べた新規制基準における規定の明確化(再処理事業指定基準規則の解釈5条部分の2項6号(乙第25号証)における不燃性材料等の使用、同項7号の臨界防止等の機能を損なわないこと)を踏まえて、新たに上記の一般的な対策の強化を図る。

具体的には、従来から安全上重要な施設の主要な構造材については可能な限り不燃性材料(ステンレス等)又は難燃性材料(難燃性ケーブル等)を使用してきたが(乙第85号証6-1-152, 6-1-153ページ)、新たに、非密封で放射性物質を取り扱うグローブボックス等であって万一の火災時に閉じ込めの機能を損なうおそれのあるものについては、不燃性材料又は難燃性材料を使用する(乙第85号証6-1-153ページ)(火災及び爆発の発生防止)。

次に、火災を早期に感知できるよう設置している火災感知設備につき、新たに煙感知器、熱感知器等の種類異なるものを組み合わせて設置し、これらを従来の火災感知設備と同様に、火災受信器盤により中央制御室等で適切に監視する(乙第85号証6-1-159ないし6-1-165ページ)。また、従来から設置している消火栓、消火器等の消火設備に加えて、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響等により人による消火活動が困難となる箇所に自動又は中央制御室等からの手動起動による固定式消火設備等を新たに設ける(乙第85号証6-1-165ないし6-1-176ページ)。(火災及び爆発の拡大防止)

さらに、被告は、火災及び爆発が発生したとしても、隣接し、安全上重

要な施設を設置する区域への影響を軽減するために、火災耐久試験で確認した3時間以上の耐火能力を有する耐火壁を設け、これにより上記の安全上重要な施設の有する臨界防止機能、閉じ込めの機能等を損なわないようにする。加えて、安全上重要な施設のうちその重要度と特徴を考慮して選定した最も重要な設備（安全冷却水系、安全圧縮空気系等）については、火災防護上の最重要設備とし、上記とは別の耐火壁等を設けて他系統と分離し、これにより同設備の有する閉じ込めの機能等を損なわないようにする。（乙第85号証6-1-181ないし6-1-186ページ）（火災及び爆発の影響軽減）

第5 溢水等による損傷の防止に係る対策

1 溢水等による損傷の防止に係る対策の考え方

前記第2章第1・2（3）で述べたとおり、新規制基準においては、共通要因に起因する設備の故障を広く防止する観点から、本件再処理工場内において、設置された機器及び配管の破損（地震を起因とするものを含む。）等により溢水や化学薬品の漏えいが発生した場合であっても、安全機能を有する施設がその安全機能を損なわないようにしなければならないとされている（再処理事業指定基準規則11条、12条）。

2 本件再処理工場における溢水等による損傷の防止に係る対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、新たに、溢水や化学薬品の漏えいによる影響評価を行い、それに基づき、溢水による損傷の防止に係る対策、化学薬品の漏えいによる損傷の防止に係る対策を講じる（乙第85号証54ないし57ページ）。

このうち、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水及び化学薬品の漏えいによる損傷の防止に係る対策に関しては、耐震重要度分類（注10）Bクラス、Cクラスに属する機器についても耐震対策工事を実施することに

より基準地震動による地震力に対し耐震性を確保するとともに、一定以上の規模の地震を検知した場合に自動で閉止する弁（緊急遮断弁）を配管に設けて、他の建屋からの当該配管の内包する水又は化学薬品の流入を早期に隔離することにより、安全上重要な施設が設置された建屋内の溢水量、化学薬品の漏えいの量を低減する。また、隣接する区画で溢水又は化学薬品の漏えいが発生したとしても、安全上重要な施設が設置された区画への水や化学薬品の流入が生じないように、壁、防水扉や堰等を設ける。（別紙図6-14）（乙第85号証6-1-705，6-1-712，6-1-713，6-1-734，6-1-738，6-1-739ページ）

第6 電源に係る対策

1 電源に係る対策の考え方

本件再処理工場においては、安全上重要な施設がその安全機能を維持するために必要となる電力を確保するため、電力系統に連系していなければならないが、接続する電線路のうち少なくとも2回線は受電可能なものであり、それにより電力系統に連系するものでなければならないが、また、電力系統がすべて喪失した場合に備えて非常用電源設備を設け、その多重性及び独立性を確保し、十分な容量を有するものとしなければならないとされている（再処理事業指定基準規則25条）。

2 本件再処理工場における電源に係る対策

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、以下のとおり電源に係る対策を講じ（後記（1），（2）），更に福島第一原子力発電所事故を踏まえてその対策を強化している（後記（3））（別紙図6-15）（乙第85号証67ないし69，6-9-2ないし6-9-41ページ）。

（1）外部電源系統

被告は、安全上重要な施設の安全機能を確保するための電源として、外

部電源系統を設けている。外部電源系統は、東北電力ネットワーク株式会社の電力系統の154キロボルト送電線2回線から受電開閉設備で受電し、本件再処理工場の安全上重要な施設へ給電している。(別紙図6-15)

(2) 非常用所内電源設備

被告は、外部電源系統がすべて喪失した場合に備えて、非常用所内電源設備として、非常用ディーゼル発電機、非常用蓄電池等を設けている。

このうち非常用ディーゼル発電機については、2系統(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用の第1非常用ディーゼル発電機、再処理設備本体用の第2非常用ディーゼル発電機それぞれが2台を有する。)を設けて多重性及び独立性を確保し、7日間の外部電源系統の喪失を仮定しても必要な電力を供給できるよう、7日間以上連続運転できる燃料を確保している。そのため、外部電源系統が喪失した場合、本件再処理工場の安全上重要な施設の主要な設備(安全冷却水系、換気設備等)は、いったん安全機能を喪失するが、非常用ディーゼル発電機が約15秒以内に自動起動し、安全上重要な施設へ順次給電することにより、速やかに通常状態に復旧し、安全機能を回復する。

また、非常用蓄電池については、外部電源系統が喪失し、かつ、非常用ディーゼル発電機も起動しない場合には、本件再処理工場の全交流動力電源が喪失し、安全上重要な施設の動的機器が停止するところ、短時間の全交流動力電源の喪失(約30分程度)となった場合においても、本件再処理工場の監視制御機能を確保することができるよう設けるものであり、多重性及び独立性を確保し、約2時間の電源を供給できる容量を有している。

(3) 電源に係る対策の強化

被告は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、前記(1)で述べた外部電源系統による受電を強化して、従来の東北電力ネットワーク株式会社からの送電2系統(同社の上北変電所及び六ヶ所変電所を介した送電)が

いずれも停止した場合でも、別のルートにより電力系統からの受電が可能となるよう、両変電所を介さなくても送電できる新たな回線を確保するとともに、新たな受電開閉設備を設置する（別紙図6-16の赤色で示した送電線及び開閉所）。

第7 安全評価

1 安全評価の考え方

本件再処理工場においては、前記第1ないし第6で述べたとおり、事故防止対策により、その安全性が確保されているところ、事故防止対策の設計の基本方針に深層防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために、本件再処理工場を異常な状態に導く可能性のある多数の事象を整理し、その中から、本件再処理工場の設計とその評価に当たって考慮すべきものとして、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定し、運転時の異常な過渡変化については異常発生防止に係る対策を考慮せずに異常拡大防止に係る対策が十分機能を発揮するか否かにつき、設計基準事故については異常発生防止に係る対策及び異常拡大防止に係る対策を考慮せずに事故影響緩和に係る対策が十分機能を発揮するか否かにつき解析を行い、判断基準を満たすことを評価するものとされている（再処理事業指定基準規則16条）。

2 本件再処理工場における安全評価

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、以下のとおり安全評価を行っている。なお、この際、前記第5章第1・4で述べた使用済燃料の冷却期間の管理の変更に伴う放射能の低減を考慮せず、変更前の冷却期間を条件として維持することにより、保守的に評価を行っている（乙第85号証517、518ページ）。

(1) 運転時の異常な過渡変化

まず、被告は、運転時の異常な過渡変化として、放射性物質の存在する

本件再処理工場内の工程毎に、運転時に予想される機器の単一故障等を起因として、本件再処理工場の運転状態（温度、圧力、流量その他の本件再処理工場の状態を示す事項）が大きく変動することなどにより安全設計上許容される範囲を超えるおそれがある事象を選定し、更にこのうち類似の事象については事象の進展が最も厳しい事象を選定することとした。具体的には、①プルトニウム精製設備の逆抽出塔（前記第4章第2・4（2））での逆抽出用液の流量低下による有機溶媒の温度異常上昇、②高レベル廃液処理設備の高レベル廃液濃縮缶（前記第4章第5・2）での一次蒸気の流量増大による加熱蒸気の温度異常上昇、③ウラン・プルトニウム混合脱硝設備の還元炉（前記第4章第2・5（2））での還元用窒素・水素混合ガス中の水素濃度異常上昇、④分配設備のプルトニウム分配塔、プルトニウム洗浄器（前記第4章第2・3（2））での還元剤の流量低下によるプルトニウム濃度異常上昇、⑤高レベル廃液処理設備の高レベル廃液濃縮缶凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大、⑥ウラン・プルトニウム脱硝設備の還元炉（前記第4章第2・5（2））の温度異常上昇及び⑦外部電源喪失の複数の事象を選定している（乙第85号証518、519、8-1-3ないし8-1-6ページ）。

被告は、このような事象に対して解析を行うに当たり、異常事象を速やかに収束させ、又はその拡大を防止することを主たる機能とする系統については、その機能別に異常状態の結果が最も厳しくなる動的機器の単一故障を仮定することなどの厳しい条件を設定している。

被告は、上記のように複数の事象を想定し、かつ厳しい条件を設定して評価を実施した。その結果、想定したいずれの事象においても、判断基準（本件再処理工場内の温度、濃度等がそれぞれの最大許容限度を超えず、仮に運転時の異常な過渡変化に伴って放射性物質の放出があっても、その放出量は平常運転時の線量評価の際に設定された年間の放出量（年間約2

2 μ S v) を十分下回り、運転状態を安全設計上許容される範囲内に維持できること) を満足し、運転時の異常な過渡変化に対し異常拡大防止に係る対策の設計が妥当であることを確認している(乙第85号証517ないし532, 8-1-3ないし8-1-8, 8-2-1ないし8-2-34ページ)。

(2) 設計基準事故

被告は、更に、設計基準事故として、発生頻度が前記(1)で評価した運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、本件再処理工場の各工程の機器毎に、本件再処理工場から多量の放射性物質の放出するおそれのある事象を選定し、更にこのうち類似の事象については敷地境界外の実効線量が最も大きい事象を選定することとした。具体的には、①プルトニウム精製設備(前記第4章第2・4(2))のセル内での有機溶媒火災、②プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮缶(前記第4章第2・4(2))でのTBP等の錯体の急激な分解反応、③溶解設備の溶解槽(前記第4章第2・2(1))における臨界、④高レベル廃液処理設備の高レベル廃液貯蔵設備(前記第4章第5・2)の配管からセルへの漏えい、⑤高レベル廃液ガラス固化設備(前記第4章第5・3)での熔融ガラスの漏えい、⑥使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設(前記第4章第1)での使用済燃料集合体の落下及び⑦短時間の全交流動力電源の喪失の複数の事象を選定している(乙第85号証533, 534, 8-1-9ないし8-1-12ページ)。

被告は、このような事象に対して解析を行うに当たり、①異常事象の結果を緩和することを主たる機能とする系統については、その機能別に異常事象の結果が最も厳しくなる動的機器の単一故障を仮定すること、②事象の影響を緩和するために必要な運転員の手動操作については、10分以上の適切な時間的余裕を考慮すること、③放射性物質の放出の低減に係る系

統及び機器の機能を期待する場合には、外部電源系統の喪失を仮定することなどの厳しい条件を設定している。

被告が上記のように複数の事象を想定し、かつ厳しい条件を設定して評価を実施した。その結果、想定したいずれの事象においても、判断基準（公衆に対して著しい放射線被ばくを与えないことであり、発生頻度が小さい事象については、公衆の受ける線量の評価値が発生事故当たり実効線量で5 mSvを超えないこと）を満足し、設計基準事故に対し事故影響緩和に係る対策の設計が妥当であることを確認している（乙第85号証533ないし556，8-1-9ないし8-1-12，8-3-1ないし8-3-109ページ）。

第8 原子力規制委員会から受けた確認

被告は、本件事業変更許可を受けるに際し、原子力規制委員会から、本件再処理工場における事故防止対策について、再処理事業指定基準規則を満足していることの確認を受けている（乙第86号証11ないし26，106ないし136ページ）。

第7章 本件再処理工場の重大事故等への措置

被告は、本件再処理工場において、地震等の外部事象に対する安全対策を講じ、他方で、十分な事故防止対策を講じており（被告準備書面（3）、前記第6章）、耐震重要施設や安全上重要な施設がその安全機能を喪失することは考えられないが、それにもかかわらず安全機能が失われ重大事故等が発生する場合に備えて新規制基準を踏まえた措置を新たに講じる。

以下では、被告が本件再処理工場において講じる重大事故等対策等（後記第1）、手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備等（後記第2）について述べた上で、重大事故等への措置が重大事故に対して有効に機能することの確認（有効性評価）について述べ（後記第3）、最後に、重大事故等への措置について原子力規制委員会から確認がされていることを述べる（後記第4）。

第1 重大事故等対策等

1 重大事故等対策等の考え方

重大事故とは、設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故であって、①セル内において発生する臨界事故（以下「臨界事故」という。）、②使用済燃料から分離された物であって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固（以下「冷却機能の喪失による蒸発乾固」という。）、③放射線分解により発生する水素によるセル内における爆発（以下「放射線分解により発生する水素による爆発」という。）、④セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発（上記③の放射線分解により発生する水素によるセル内における爆発を除く。以下「有機溶媒等による火災又は爆発」という。）、⑤使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷（以下「使用済燃料の著しい損傷」という。）、⑥放射性物質の漏えい（上記①ないし⑤のものを除く。）をいうとされている（再処理規則1条の3）。

本件再処理工場は、原子力発電所とは異なり未臨界の状態を維持していること、及び一定の冷却期間が経過した使用済燃料を受け入れて処理することから異常が生じた場合の事象の進展が比較的緩やかであり、セル外において比較的長い作業時間を確保できるという特徴を有している。これを踏まえて、まずは、上記各重大事故の発生を防止すること（再処理事業指定基準規則28条1項。以下「重大事故発生防止」という。）ができるようにし、次に各重大事故に至った場合であってもその拡大を防止するとともに、その影響を緩和して本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止すること（同条2項、3項。以下これらを併せて「重大事故拡大防止」という。）ができるよう、重大事故等対策を講じる。そのために備える重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合における使用条件の下で対処するために必要な機能が有効に発揮するものとしなければならないとされ（同規則33条1項2号）、また、常設の設備（常設重大事故等対処設備）と、柔軟性のある可搬型の設備（可搬型重大事故等対処設備）とを組み合わせ（同条2項、3項）（乙第26号証164ページ）、上記①ないし⑥の各重大事故に応じた設備を設け（同規則34条ないし39条）、かつ、各重大事故等への対処を確実にするための水の供給設備や電源設備等も設けなければならないとされている（同規則41条ないし47条）。このような重大事故等対策に係る重大事故等対処設備に加えて、使用済燃料貯蔵槽にはその水位が異常に低下した場合において同貯蔵槽内の使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和するためのスプレイ設備（注98）（同規則38条2項）、本件再処理工場の各建物には本件再処理工場外への放射性物質及び放射線の放出を抑制するための放出抑制設備（同規則40条）を、いずれも重大事故等対処設備として設けなければならないとされている。

2 本件再処理工場における重大事故等対策等

(1) 概要

被告は、本件再処理工場において、前記1で述べた考え方を踏まえて、新たに重大事故等対策等を講じる。

具体的には、本件再処理工場では複数の施設に多数の機器が存在することから、前記1で述べた設計上定める条件より厳しい条件として、外的事象については、①基準地震動を超える地震動の地震、②火山の影響（降下火砕物による非常用ディーゼル発電機等のフィルタの目詰まり等）、内的事象については、③放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）の移送配管の全周破断と漏えい液を回収するための系統の単一故障との同時発生（以下「配管の全周破断」という。）、④動的機器の多重故障（多重の誤作動、多重の誤操作を含む。）、⑤長時間の全交流動力電源の喪失を設定し、これらの条件の下における前記1で述べた各重大事故につき、その発生を仮定する機器を特定する。そして、各重大事故の発生を仮定する機器について、常設重大事故等対処設備と可搬型重大事故等対処設備とを組み合わせ、かつ、各重大事故に応じた重大事故等対処設備を設けるとともに、各重大事故等への対処を確実にするための貯水槽（第1貯水槽、第2貯水槽）、可搬型ポンプ（可搬型中型移送ポンプ、大型移送ポンプ車）、可搬型ホースや可搬型発電機を複数設けるなどして重大事故等対策を講じる。加えて、使用済燃料貯蔵設備にはスプレイ設備を設け、また、放出抑制設備（可搬型放水砲等）をも設ける。

重大事故等対策等に用いる重大事故等対処設備については、想定される重大事故等が発生した場合における温度、圧力、湿度、放射線及び荷重を考慮し、その機能を確実に発揮できるように設計する（乙第85号証74、77ページ）。

また、上記の重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備については、その機能と、常設重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能とが、共通要因によって同時に損なわれるおそれがない

よう、地震等の自然現象による影響等を考慮して常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管するとともに、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し又は他の設備の被害状況を把握するため、道路及び通路（アクセスルート）が確保できるようにする。（乙第85号証73ないし111，557ないし559，605ないし608，6-1-975ないし6-1-1065ページ）

なお、被告は、以上に述べた、再処理事業指定基準規則の規定を踏まえて設ける重大事故等対処設備に加えて、自主対策設備として共通電源車を複数台配置し、外部電源系統及び非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合に備えて安全機能を確保するために必要な電力を確保する（別紙図6-15）（乙第85号証8-5-11，8-添1-766ないし8-添1-782，8-添1-793ないし8-添1-802ページ）。

以下では、再処理規則に定める各重大事故につき、それぞれ、その発生を仮定する機器の特定と事故の特徴を述べた後に、重大事故等対策等の内容を述べる（後記（2）ないし（7））。

（2）臨界事故

被告は、本件再処理工場において、前記第6章第1で述べたとおり臨界防止に係る対策を講じており、その安全機能が喪失する可能性は考え難く、また、設計上定める条件より厳しい条件の下でも臨界事故が発生することは想定されないが、技術的な想定を超えて敢えて臨界事故の発生を仮定して、その発生する機器を特定し（後記ア）、事故の特徴（後記イ）を踏まえて、重大事故等対策を講じる（後記ウ）（乙第85号証627ないし631ページ）。

ア 重大事故の発生を仮定する機器の特定

前記（1）①ないし⑤の設計上定める条件より厳しい条件の下においても臨界事故の発生は想定されない。しかしながら、被告は、技術的な

想定を超えて敢えて、以下のとおり臨界事故が2建屋8機器でそれぞれ単独で発生することを仮定することとした。(乙第85号証609, 610ページ)

- ①溶解設備の溶解槽において、臨界防止、臨界の拡大防止に係る対策を講じているにもかかわらず、臨界事故が発生し、さらにその事故影響緩和として講じた可溶性中性子吸収材の自動注入及びせん断機の自動停止(前記第6章第1・2(3))に失敗した場合
- ②溶解槽以外の機器において、運転員の誤操作、機器の誤作動等を防止しているにもかかわらず、それらの管理が無効となり、核燃料物質が誤移送され、それによる核燃料物質の異常な集積を検知できない場合(溶解設備のエンドピース酸洗浄槽(前記第4章第2・2(1)), 精製建屋一時貯留処理設備(前記第4章第2・4(3))等)

イ 事故の特徴

臨界事故が発生した場合、核分裂生成物が新たに発生するとともに、溶液の急激な温度上昇により大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。また、核分裂連鎖反応に伴い放射線分解により発生する水素が通常より多量となり、水素爆発が連鎖して発生するおそれがある(乙第85号証627, 628ページ)。

ウ 重大事故等対策の内容

(ア) 可溶性中性子吸収材の供給

臨界事故が発生した場合には、速やかに未臨界に移行させるため、重大事故等対処設備として可溶性中性子吸収材の供給設備(前記ア①については代替可溶性中性子吸収材緊急供給系、同②については重大事故時可溶性中性子吸収材供給系)を設け、臨界事故の発生を仮定する機器に可溶性中性子吸収材を自動で供給できるようにする(重大事故拡大防止)(別紙図7-1)(乙第85号証138ないし145,

159ないし162, 6-4-177ないし6-4-183ページ)。

(イ) 核燃料物質の移送の停止

また、臨界事故の発生を仮定する機器につき、事故防止対策として講じているインターロック（前記第6章第1・2（2））の機能が喪失することを想定して、同インターロックとは異なる設備を重大事故等対処設備として設け、中央制御室からの運転員の操作により核燃料物質の移送を緊急停止させ、当該機器への核燃料物質の供給を防止することにより、臨界事故の拡大を防止する（重大事故拡大防止）（別紙図7-1）（乙第85号証138, 159ページ）。

(ウ) 水素掃気

臨界事故が発生した際には通常より多量の水素が発生することから、重大事故等対処設備として臨界事故時水素掃気系を設け、安全圧縮空気系（前記第6章第4・2（1）ウ）等からの空気供給に加えて、臨界事故の発生を仮定する機器に接続している配管に可搬型ホースを接続して一般圧縮空気系から空気を供給することにより、水素掃気を行い、当該機器内の水素濃度が可燃限界濃度未満になるようにする（重大事故拡大防止）（別紙図7-2）（乙第85号証629, 6-9-183ページ）。

(エ) 廃ガス貯留槽への導出

臨界事故が発生した場合に、本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するため、重大事故等対処設備として気体廃棄物の廃棄施設に廃ガス貯留設備を設ける。具体的には、臨界事故の発生後、廃ガス貯留設備の隔離弁が自動で開放され、その空気圧縮機が自動で起動して、放射性物質を含む気体を廃ガス貯留槽に導出するようにする。また、運転時に用いる換気系統（前記第6章第2・2（3）で述べた、せん断処理・溶解廃ガス処理設備（前記ア①, ②）, 精製

建屋の塔槽類廃ガス処理設備（同②）。以下、併せて「廃ガス処理設備」という。）の隔離弁により、同系統の流路が速やかに自動で遮断される。

そして、廃ガス貯留槽が所定の圧力に達した場合には、上記のとおり遮断した廃ガス処理設備の流路を開放し、臨界事故の発生を仮定する機器に残存する放射性物質を高性能粒子フィルタで低減した上、主排気筒から放出するようにする。（重大事故拡大防止）（別紙図7-3）（乙第85号証629, 630, 6-7-88ないし6-7-93ページ）

（オ）信頼性の確保

代替可溶性中性子吸収材緊急供給系及び重大事故時可溶性中性子吸収材供給系（前記（ア））の供給弁を、固着等の発生を考慮しても確実に可溶性中性子吸収材を機器に注入できるように多重化する（乙第85号証139, 160ページ）。

また、廃ガス貯留設備の隔離弁及び空気圧縮機（前記（エ））についても多重化する（乙第85号証6-7-94ページ）。

（3）冷却機能の喪失による蒸発乾固

被告は、本件再処理工場において、前記第6章第3・2（2）で述べたとおり、内包する溶液や廃液が放射性物質の崩壊熱により沸騰するおそれのある機器については安全冷却水系により冷却水を供給して崩壊熱を除去しており、この冷却機能が喪失する可能性は考え難いが、設計上定める条件より厳しい条件の下において冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生を仮定する機器を特定し（後記ア）、事故の特徴（後記イ）を踏まえて、重大事故等対策を講じる（後記ウ）（乙第85号証647ないし653ページ）。

ア 重大事故の発生を仮定する機器の特定

被告は、前記（１）のうち③（配管の全周破断）を除くその余の設計上定める条件より厳しい条件の下において、冷却機能の喪失による蒸発乾固が５建屋５３機器（高レベル濃縮廃液貯槽等）で同時に発生することを仮定することとした（乙第８５号証６１１，６１２ページ）。

イ 事故の特徴

安全冷却水系の冷却機能が喪失し、溶液が保有する放射性物質の崩壊熱により溶液の温度が上昇して沸騰に至ると、液相（注９０）中の気泡が液面で消失する際に発生する飛沫が放射性エアロゾル（注９９）として蒸気と共に気相中に移行することにより、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。また、ルテニウムを内包する溶液（高レベル濃縮廃液等）が沸騰の継続により濃縮され、その硝酸濃度が一定濃度となり、かつ、溶液の温度が約１２０℃以上に至ると、揮発性ルテニウムに変化し、気相中に移行することにより、大気中へ放出される放射性物質の量が更に増加することとなる。溶液の沸騰がさらに継続した場合には、やがて水分がなくなり、最終的には溶質（注１００）が析出（以下「乾燥・固化」という。）する。（別紙図７－４）（乙第８５号証６４７，６４８ページ）

ウ 重大事故等対策の内容

（ア）内部ループへの通水

被告は、まず溶液の沸騰を未然に防止するため、重大事故等対処設備として代替安全冷却水系を設け、溶液の冷却を行う。具体的には、水源として本件再処理工場の敷地内に貯水槽（第１貯水槽）を設け、そこから安全冷却水系の内部ループの接続口まで可搬型ホース及び可搬型中型移送ポンプを敷設、接続して冷却水を供給することにより、上記の内部ループ及び各機器の冷却コイル等を介して機器の冷却を行い、溶液が沸騰に至ることを防止する。（重大事故発生防止）（別紙

図7-5) (乙第85号証649, 650, 403ないし414ページ)

第1貯水槽については、重大事故等への対処に必要な水を供給できる容量として約2万m³を有する設計とし、更に大量の水が必要となる重大事故等への対処を継続させるために、敷地内の第2貯水槽(容量約2万m³)や、敷地外の二又川取水場所、尾駮沼取水場所から大型移送ポンプ車を用いて第1貯水槽に水を補給できるようにし、重大事故等への対処に必要な水を十分に確保する(乙第85号証861, 862, 6-9-312ないし6-9-317, 8-5-58, 8-添1-741ページ)。

(イ) 機器への注水

何らかの原因により前記(ア)の対策が機能せず、ルテニウムを内包する溶液(高レベル濃縮廃液等)が沸騰に至った場合には、沸騰の継続により液位が低下し、揮発性ルテニウムの発生及びその後の溶液の乾燥・固化に発展する可能性があるから、このような事態に発展することを防止するため、第1貯水槽から各機器(高レベル濃縮廃液貯槽等)の配管に設けた接続口まで可搬型ホース及び可搬型中型移送ポンプを敷設、接続して機器本体に直接冷却水を間欠的に供給することにより、溶液の液位低下を防止する(重大事故拡大防止)(別紙図7-6)(乙第85号証650, 651ページ)。

(ウ) セルへの導出等

冷却機能の喪失により溶液が沸騰した場合に、本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するため、重大事故等対処設備として代替換気設備を設ける。具体的には、安全冷却水系の冷却機能の喪失後、運転時に用いる換気系統(前記第6章第2・2(3)で述べた塔槽類廃ガス処理設備)の隔離弁により流路を遮断するととも

に、気相部に移行した放射性物質を各建屋の導出先セルに導出する。この導出先セルまでの経路上には凝縮器を設置し、これにより沸騰蒸気を凝縮させ放射性エアロゾルを低減する。また、導出先セルに移行した放射性エアロゾルは可搬型の高性能粒子フィルタで除去した上、代替換気設備の可搬型排風機等を用いて主排気筒から放出する（重大事故拡大防止）（別紙図7-7）（乙第85号証651ないし653，6-7-73ないし6-7-87ページ）。

（エ）冷却コイル等への通水

前記（イ）、（ウ）の対策により、溶液の液位低下の防止及び放射性物質のセルへの導出等をした後に、各機器の冷却コイル等へ冷却水を直接通水することにより溶液等の沸騰を完全に収束させる。具体的には、安全冷却水系に専用の接続口を設け、そこに接続した可搬型ホース等から冷却コイル等へ通水し、内部ループを経由することなく冷却コイル等内のみにおいて冷却水を循環させ、対象の機器を冷却し、これにより溶液の温度を低下させ、未沸騰状態にさせ、それを維持する（重大事故拡大防止）（別紙図7-8）（乙第85号証648，649ページ）。

（オ）信頼性の確保

内部ループへの通水（前記（ア））、機器への注水（前記（イ））及び冷却コイル等への通水（前記（エ））のための接続口は、複数箇所設け、互いに悪影響を及ぼさないように異なる区画に設置する。また機器への注水については、前記（イ）において予め選定した配管とは別に、機器に接続しているその他の配管からも注水できる構造となっていることから、機器毎に注水可能な予備の配管を予め選定する（乙第85号証8-7-127ページ）。

凝縮器（前記（ウ））についても、導出先セルまでの経路上に予備

を設ける（乙第85号証6-7-80ページ）。

さらに、可搬型中型移送ポンプ（前記（ア）ないし（エ））は、必要数6台に加え、予備7台の合計13台以上を確保する（乙第85号証6-9-358ページ）。

（4）放射線分解により発生する水素による爆発

被告は、本件再処理工場において、前記第6章第4・2・（1）ウで述べたとおり、放射線分解により発生する水素による爆発を防止するために安全圧縮空気系を設けて水素掃気機能を確保しており、この水素掃気機能が喪失する可能性は考え難いが、設計上定める条件より厳しい条件の下において当該機能の喪失による水素爆発の発生を仮定する機器を特定し（後記ア）、事故の特徴（後記イ）を踏まえて、重大事故等対策を講じる（後記ウ）（乙第85号証647ないし653ページ）。

ア 重大事故の発生を仮定する機器の特定

被告は、前記（1）のうち③（配管の全周破断）を除くその余の設計上定める条件より厳しい条件の下において、水素掃気機能の喪失による水素爆発が5建屋49の機器（高レベル濃縮廃液貯槽等）で同時に発生することを仮定することとした（乙第85号証612ないし614ページ）。

イ 事故の特徴

安全圧縮空気系による水素掃気機能が喪失した場合には、機器内の水素濃度が上昇し、水素爆発が発生するおそれがある。水素爆発が発生した場合には、水素爆発による圧力変動によって発生する飛沫が放射性エアロゾルとして気相中に移行することにより、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。また、水素爆発の規模によっては貯槽等や付属する配管等の破損が生じ、内包する放射性物質の漏えいが生じるおそれがある。そこで、圧力上昇が大きくなるような水素爆発を防止し、かつ、

貯槽等の健全性を維持する観点から、水素濃度をドライ換算(注101) 8 v o 1 %に抑えることが重要である(以下、この濃度を「未然防止濃度」という)。(乙第85号証670ないし672ページ)

ウ 重大事故等対策の内容

(ア) 可搬型空気圧縮機等による掃気

被告は、まず、水素爆発の発生を未然に防止するため、重大事故等対処設備として代替安全圧縮空気系を設け、予め選定した配管の接続口まで可搬型空気圧縮機、可搬型ホース等を敷設、接続して空気を供給することにより各機器内の水素濃度が未然防止濃度に至る前に水素掃気を行うことができるようにする。

また、機器内の水素濃度の上昇が速く、圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある機器(精製建屋のプルトニウム濃縮液一時貯槽等)については、可搬型空気圧縮機の接続までの時間を確保するため、圧縮空気自動供給系の空気貯槽若しくはボンベ又は機器圧縮空気自動供給ユニットのボンベを設置し、安全圧縮空気系による水素掃気機能が喪失した後、速やかに水素掃気を自動で開始する。(重大事故発生防止)(別紙図7-9)(乙第85号証672, 6-9-168ないし6-9-182ページ)

(イ) 異なる接続口からの掃気

何らかの原因により前記(ア)の対策がいずれも機能せず、水素爆発が発生した場合においても、再度の水素濃度上昇及び水素爆発が発生することがないように、前記(ア)において予め選定した配管とは別の配管に、可搬型空気圧縮機、可搬型ホース等を敷設、接続して水素掃気を行い、水素濃度を可燃限界濃度未満に維持する。

また、機器内の水素濃度の上昇が速く、圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある機器(精製建屋のプルトニウム濃縮液一時

貯槽等)については、可搬型空気圧縮機の接続までの時間を確保するため、圧縮空気手動供給ユニットのポンペを設置し、安全圧縮空気系による水素掃気機能が喪失した後、速やかに水素掃気を手動で開始する。(重大事故拡大防止)(別紙図7-10)(乙第85号証672, 6-9-173ページ)

(ウ) セルへの導出等

さらに、水素爆発が発生した場合に、本件再処理工場外への異常な水準の放出を防止するため、前記(3)ウ(ウ)で述べた代替換気設備を設ける。具体的には、安全圧縮空気系の水素掃気機能の喪失後、運転時に用いる換気系統(前記第6章第2・2(3)で述べた塔槽類廃ガス処理設備)の隔離弁により流路を遮断するとともに、気相部に移行した放射性物質を各建屋の導出先セルに導出する。なお、この導出先セル及びそこまでの経路は、冷却機能の喪失による蒸発乾固に係る対策(前記(3)ウ(ウ))と兼用するが、水素爆発に対する重大事故等対策においては、水素爆発に至る前であれば水素掃気の排気に含まれる放射性物質の濃度が運転時と同程度であることから、同経路上に高性能粒子フィルタを設置して放射性エアロゾルを除去する。さらに、導出先セルに移行した放射性エアロゾルは可搬型の高性能粒子フィルタで除去した上、代替換気設備の可搬型排風機等を用いて主排気筒から放出する。(重大事故拡大防止)(別紙図7-11)(乙第85号証652, 6-7-73ないし6-7-87ページ)

(エ) 信頼性の確保

前記(ア)、(イ)で述べた、予め選定した配管の接続口は複数箇所に設ける。また、これらの配管とは別に、各機器に接続する予備の配管を予め選定する(乙第85号証8-7-366ページ)。

さらに、可搬型空気圧縮機(前記(ア)、(イ))は、必要数3台

に加え、予備6台の合計9台以上を確保する（乙第85号証6-9-176ページ）。

(5) 有機溶媒等による火災又は爆発

被告は、本件再処理工場において、前記第6章第4・2で述べたとおり、有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒による火災及びTBP等の錯体の急激な分解反応）の発生、拡大を防止し、その影響を軽減しており、その機能が喪失する可能性は考え難く、また、設計上定める条件より厳しい条件の下においてもこれが発生することは想定されないが、技術的な想定を超えて取えてTBP等の錯体の急激な分解反応の発生を仮定し、その発生を仮定する機器を特定し（後記ア）、事故の特徴（後記イ）を踏まえて、重大事故等対策を講じる（後記ウ）（乙第85号証696ないし701ページ）。

ア 重大事故の発生を仮定する機器の特定

前記（1）①ないし⑤の設計上定める条件より厳しい条件の下においても有機溶媒等による火災又は爆発の発生は想定されない。しかしながら、被告は、技術的な想定を超えるものではあるが、動的機器の多重故障及び誤作動並びに運転員等の多重誤操作により、設計基準事故の想定を上回る有機溶媒が機器に混入するとともに、溶液の温度が上昇しているにもかかわらず加熱蒸気の供給が停止しない状況が継続した結果、TBP等の錯体の急激な分解反応が精製建屋のプルトニウム濃縮缶において発生することを仮定することとした。（乙第85号証614ないし616ページ）

イ 事故の特徴

TBP等の錯体の急激な分解反応の発生を仮定すると、その際の圧力上昇等により放射性エアロゾルの発生量が増加し、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。また、プルトニウム濃縮缶へのTBP等を

含む供給液の供給，及びプルトニウム濃縮缶の加熱が継続した場合，このT B P等の錯体の急激な分解反応が継続的に発生する。（乙第85号証696ないし698ページ）

ウ 重大事故等対策の内容

(ア) 供給液の供給停止，加熱の停止

T B P等の錯体の急激な分解反応の発生を検知した場合，速やかに分解反応を収束させ，その再発を防止するため，重大事故等対処設備として，プルトニウム濃縮缶へのT B P等を含む供給液の供給を自動で停止する回路（重大事故時供給停止回路）を設ける。また，重大事故時プルトニウム濃縮缶加熱停止設備を設け，プルトニウム濃縮缶を加熱するための蒸気発生器への蒸気の供給も手動で停止する。（重大事故拡大防止）（別紙図7-12）（乙第85号証162，699ページ，6-4-184ないし6-4-187ページ）

(イ) 廃ガス貯留槽への導出

T B P等の錯体の急激な分解反応が発生した場合に，本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するため，重大事故等対処設備として気体廃棄物の廃棄施設に廃ガス貯留設備を設ける。具体的には，T B P等の錯体の急激な分解反応が発生した後，廃ガス貯留設備の隔離弁が自動で開放され，その空気圧縮機が自動で起動して，放射性物質を含む気体を廃ガス貯留槽に導出するようにする。また，運転時に用いる換気系統（前記第6章第2・2（3）で述べた，精製建屋の塔槽類廃ガス処理設備）の流路を遮断するために，その隔離弁を速やかに自動で閉止するとともに，排風機も自動で停止する。

そして，廃ガス貯留槽が所定の圧力に達した場合，遮断した精製建屋の塔槽類廃ガス処理設備の流路を開放し，プルトニウム濃縮缶に残存する放射性物質を高性能粒子フィルタで低減した上で，主排気筒か

ら放出する（別紙図 7-13）（乙第 85 号証 6-7-88 ないし 6-7-93 ページ）。なお、廃ガス貯留設備は、臨界事故に係る対策（前記（2）ウ（エ））と兼用する。（重大事故拡大防止）

（ウ）信頼性の確保

前記（ア）で述べた、TBP 等の錯体の急激な分解反応を検知し、プルトニウム濃縮缶への供給液の供給を自動で停止する回路（重大事故時供給停止回路）は、多重化するが、それでもなお、万一供給液の供給自動停止が機能しなかった場合に備え、同回路の緊急停止系により、並行して手動による停止操作も行うようにする（乙第 85 号証 699, 6-6-389 ないし 6-6-394 ページ）。

また、前記（イ）の廃ガス貯留槽の隔離弁及び空気圧縮機につき多重化していることは臨界事故に係る対策（前記（2）ウ（オ））で述べたとおりである。

（6）使用済燃料の著しい損傷

被告は、本件再処理工場において、前記第 6 章第 3・2（1）イで述べたとおり、燃料貯蔵プール内のプール水を冷却しており、この冷却機能が喪失する可能性は考え難いが、前記（1）で述べた設計上定める条件より厳しい条件の下において使用済燃料の著しい損傷の発生を仮定する機器を特定し（後記ア）、事故の特徴（後記イ）を踏まえて、重大事故等対策等を講じる（後記ウ，エ）（乙第 85 号証 715 ないし 742 ページ）。

ア 重大事故の発生を仮定する機器の特定

使用済燃料の著しい損傷に至る可能性のある事故とは、①非常用の補給水系が故障して補給水の供給に失敗することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（想定事故 1）、②サイフォン効果（注 102）等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、貯蔵槽内の水位が低下する事故（想定事故 2）をい

うとされている（再処理事業指定基準規則の解釈 28 条部分の 1 項 3 号 ⑤（乙第 25 号証））。そこで、被告は、前記（1）で述べた設計上定める条件より厳しい条件の下で想定事故 1, 2 が発生するか否かを検討し、それぞれ、想定事故 1 については②火山及び⑤長時間の全交流動力電源の喪失の条件により、想定事故 2 については①地震により、使用済燃料受入れ・貯蔵建屋の燃料貯蔵プール、燃料仮置きピット及び燃料送出しピット（以下「燃料貯蔵プール等」という。）において発生することを仮定することとした。（乙第 85 号証 616 ないし 619 ページ）

イ 事故の特徴

想定事故 1 については、プール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、使用済燃料が有する崩壊熱により燃料貯蔵プール等の水の温度が上昇し、これが継続すると燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至り、補給水設備により水を補給できない場合には、燃料貯蔵プール等の水の沸騰及び蒸発が継続し、水位低下に伴う遮蔽機能の低下により、燃料貯蔵プール等の上部の線量率が上昇する。燃料貯蔵プール等の水の沸騰及び蒸発が続き水位が低下していく状態が継続すると、使用済燃料が露出し、使用済燃料の損傷に至る。

想定事故 2 については、燃料貯蔵プール等に接続するプール水冷却系の配管の破断から生じるサイフォン効果等による使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料取出しピット、燃料仮置きピット、燃料貯蔵プール、チャンネルボックス・バーナブルポイズン取扱いピット、燃料移送水路及び燃料送出しピット（以下「燃料貯蔵プール・ピット等」という。）からの水の小規模な漏えい、及びスロッシング（注 103）による燃料貯蔵プール・ピット等からの水の小規模な漏えいが、いずれも地震によって発生し、燃料貯蔵プール等の水位が低下する。この状態でプール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能喪失及び補給水設備による注水機能

が喪失している場合には、想定事故 1 と同様の経緯で、遮蔽機能の低下、放射線量の増加、ひいては使用済燃料の損傷に至る。（乙第 85 号証 715, 716 ページ）（別紙図 7-14）

ウ 重大事故等対策の内容

（ア）燃料貯蔵プール等への注水

被告は、前記イで述べた想定事故 1 又は想定事故 2 の発生による遮蔽機能の低下、放射線量の増加及び使用済燃料の損傷を防止するため、重大事故等対処設備として代替注水設備を設け、これにより燃料貯蔵プール等への注水を行い、水位を維持する。具体的には、水源として本件再処理工場内に設けた第 1 貯水槽から燃料貯蔵プール等まで可搬型ホース及び可搬型中型移送ポンプを敷設、接続し、燃料貯蔵プール等に直接注水する。（乙第 85 号証 717, 718, 6-3-22 ページ）

第 1 貯水槽につき重大事故等への対処に必要な水を供給できる容量とするほか、敷地内外の水源から第 1 貯水槽に水を補給できるようにし、重大事故等への対処に必要な水を十分に確保することは、前記（3）ウ（ア）で述べたとおりである。（重大事故拡大防止）（別紙図 7-15）

なお、想定事故 1 又は想定事故 2 が発生したとしても、燃料貯蔵プール等の水が沸騰するまでには十分な時間余裕があるため、上記の注水を行うことにより、使用済燃料の損傷を防止することが可能であり、放射性物質を大気中に放出することはない。

（イ）信頼性の確保

前記（ア）の可搬型中型移送ポンプは、必要数 1 台に加え、予備 2 台の合計 3 台以上を確保する（乙第 85 号証 6-3-25, 6-3-26 ページ）。

エ 燃料貯蔵プール等へのスプレイ

被告は、想定事故1及び想定事故2を超えて、燃料貯蔵プール等からの大量の水の漏えいその他の要因により燃料貯蔵プール等の水位が異常に低下した場合において、燃料貯蔵プール等内の使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し、本件再処理工場外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するため、重大事故等対処設備としてスプレイ設備を設け、これにより燃料貯蔵プール等へスプレイする。具体的には、第1貯水槽から燃料貯蔵プール等まで、大型移送ポンプ車、可搬型ホース及び可搬型スプレイヘッドを敷設、接続し、燃料貯蔵プール等に直接スプレイする。

(別紙図7-16)(乙第85号証129, 6-3-30ページ)

この大型移送ポンプ車は、必要数4台に加え、予備4台の合計8台以上を確保する(乙第85号証6-9-314ページ)。

また可搬型スプレイヘッドは、必要数12基に加え、予備12基の合計24基以上を確保する(乙第85号証6-3-33ページ)。

(7) 放射性物質の漏えい

被告は、放射性物質の漏えい(前記(1)ないし(6)の各重大事故を除く。)について、設計上定める条件より厳しい条件の下における発生する重大事故を検討したが、いずれも重大事故の発生は想定できないと評価し、そのための設備は設けないこととしている(乙第85号証108ページ)。

第2 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備等

前記第2章第1・2で述べたとおり、再処理事業者は、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を有しなければならない(原子炉等規制法44条の2第1項2号)。

被告は、重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、本件再処理工場等内で予め用意された手段(重大事故等対処設備、予備品、燃料等)によ

り、重大事故等発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにし、かつ、本件再処理工場外に予め用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）により、重大事故等発生後6日間までに外部からの支援を受けられるようにする。このため、事前に関係機関（他の原子力事業者、プラントメーカー等）と協議・合意の上、外部からの支援を受けられるよう計画を定める。

また、被告は、重大事故等時における事故の種類及び事故の進展に応じて的確、かつ、柔軟に対処できるように重大事故等発生時対応手順書を整備するとともに、必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。そして、被告は、本件再処理工場において重大事故等が発生したときに備えて、本件再処理工場内に夜間及び休日も常時164名を駐在させるなど体制を整備する。（乙第85号証560ないし590ページ）

第3 有効性評価

1 有効性評価の考え方

前記第1・1で述べた各重大事故について、重大事故の発生を防止するために必要な措置、重大事故の拡大を防止するために必要な措置がそれぞれ有効に機能することを確認するものとされている（有効性評価）。その際には、放射性物質を貯蔵等する施設が位置的に分散しているため、重大事故等が単独で発生する場合のみならず、同時に又は連鎖して発生する場合も想定し、判断基準を満たすことを評価するものとされている。（再処理事業指定基準規則28条1項、2項）

2 本件再処理工場における有効性評価

被告は、前記第1・2（2）ないし（6）で述べた各重大事故に対し重大事故発生防止に係る措置、重大事故拡大防止に係る措置が有効であることを確認し、判断基準（各重大事故につき、その発生を防止し、拡大を防止でき

ること、これに加えて、前記第1・2(2)ないし(5)の各重大事故については、放射性物質の放出量がセシウム137換算で100テラベクレル(TBq)を十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いことを満たすことを評価している(乙第85号証605ないし743ページ)。なお、その際には、前記第5章第1・4で述べた冷却期間の管理の変更に伴う放射能の低減を考慮して評価している(乙第85号証8-6-69ページ)。

さらに、被告は、地震により、冷却機能の喪失による蒸発乾固(前記第1・2(3))、放射線分解により発生する水素による爆発(前記第1・2(4))及び使用済燃料の著しい損傷(前記第1・2(6))の各重大事故が同時に発生することを想定した評価も行い、各建屋、各貯槽等での時間余裕に応じて上記各重大事故への対処の優先順位等を予め決め、必要な要員、燃料、電源等を確保していることから、上記各重大事故の同時発生への対処は可能であり、判断基準を満たすことを確認している。なお、被告は、各重大事故が発生した場合における圧力、温度、湿度、放射線等の変化及び高レベル廃液等の性状の変化が、その他の重大事故の発生の起因となり得るものかどうかを検討した結果、各重大事故の発生によりその他の重大事故が連鎖して発生することはないと確認している(乙第85号証744ないし755ページ)。

第4 原子力規制委員会から受けた確認

被告は、本件事業変更許可を受けるに際し、原子力規制委員会から、本件再処理工場における重大事故等への措置について、再処理事業指定基準規則を満足していることの確認を受けている(乙第86号証137ないし295ページ)。

第8章 大規模な自然災害等への対処

本件再処理工場において、前記第7章で述べた重大事故を超えるような大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備えて対処を講じなければならないとされている（再処理事業指定基準規則33条3項4号）。

そこで、被告は、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備えて、公衆を放射線被ばくの危険から守ることを最大の目的とし、手順書を整備するとともに、当該手順書に従って活動を行うための体制並びに設備及び資機材を整備する（乙第85号証591ないし604、8-5-324ないし8-5-355ページ）。

まず、大規模損壊では、重大事故等の発生時と比べて本件再処理工場が受ける影響及び被害の程度が大きく、被害の範囲も不確定であるから、放射線及び放射性物質の放出の低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策等において整備する手順書等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するよう手順書を整備する。特に、①大規模な火災が発生した場合の消火活動、②使用済燃料の著しい損傷を緩和するための対策、③放射線及び放射性物質の放出を低減するための対策については、以下のとおり手順を整備する。

すなわち、①大規模な火災が発生した場合には、優先順位の高い火災から順次消火活動を行う。被告は、大規模な火災として、大型航空機の衝突に伴う航空機燃料火災を想定しており、その発見後速やかに、放出抑制設備としての可搬型放水砲（乙第85号証429ないし435、6-9-655ないし6-9-662ページ）等を用いた泡消火又は放水による消火活動に加え、消防車等を用いた延焼防止のための泡消火や放水による消火等を実施する。

（別紙図8-1）（乙第85号証597、8-5-336ないし8-5-3

38 ページ)

また、②燃料貯蔵プール等が損壊し、大規模に水が漏えいすることを想定し、使用済燃料の著しい損傷の緩和のため、可搬型スプレイヘッダ等を用いた使用済燃料へのスプレイや可搬型放水砲等を用いた建物への放水等により、使用済燃料の著しい損傷への緩和措置を行う（別紙図7-16）（乙第85号証597、6-3-30ないし6-3-43、8-5-338、8-5-339ページ）。

さらに、③大規模損壊の発生に伴い、建物の著しい損傷等によって広範囲に機能が喪失した場合を想定し、重大事故等対策の手順から適切なものを臨機応変に選択し又は組み合わせることにより、事故への緩和措置を行う。また、これらの手順では対策が有効に機能しなかった場合を想定し、本件再処理工場外への放射線及び放射性物質の放出を抑制するため、可搬型放水砲等を用いて建物への放水を行う（別紙図8-2）。

大規模損壊の発生に備えた体制については、重大事故等対策等における体制を基本とし、要員の被災等によって体制が部分的に機能しない場合においても流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する。大規模損壊に特有の事項としては、本件再処理工場の損傷等により遮蔽機能が喪失した場合には、損傷箇所を復旧するまでの間長期にわたって放射線が本件再処理工場外へ放出されることを防止するため、クレーンを用いて遮蔽体を設置する。これについては、予め協力会社と支援協定を締結し、支援体制を確立する。（別紙図8-3）（乙第85号証597、598、8-5-339ないし8-5-345ページ）

さらに、大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材については、重大事故等対処設備や重大事故等発生時に用いる資機材を使用することを基本とする。そして、可搬型重大事故等対処設備につき、大規模な自然災害や故意による大型航空機の衝突等も考慮して、これらへの対処に必要な機能が、事故

防止対策に係る安全機能及び常設重大事故等対処設備の機能と同時に損なわれるおそれがないよう、事故防止対策に係る設備若しくは常設重大事故等対処設備のある建屋内又はその近傍に加えて、当該建屋の外壁から100m以上離隔距離を確保した場所にも、それぞれ対処に必要な数量を保管する。当該建屋内又はその近傍に可搬型重大事故等対処設備を保管しない場合については、当該建屋外壁から100m以上離隔距離を確保した複数の場所にそれぞれ必要な数量を保管する。（乙第85号証602，603，8-5-353，8-5-354ページ）

そして、被告は、本件事業変更許可を受けるに際し、原子力規制委員会から、上記大規模損壊への対処について再処理事業指定基準規則を満足していることの確認を受けている（乙第86号証296ないし300ページ）。

第9章 安全対策の実効性を確保するための品質管理体制の整備

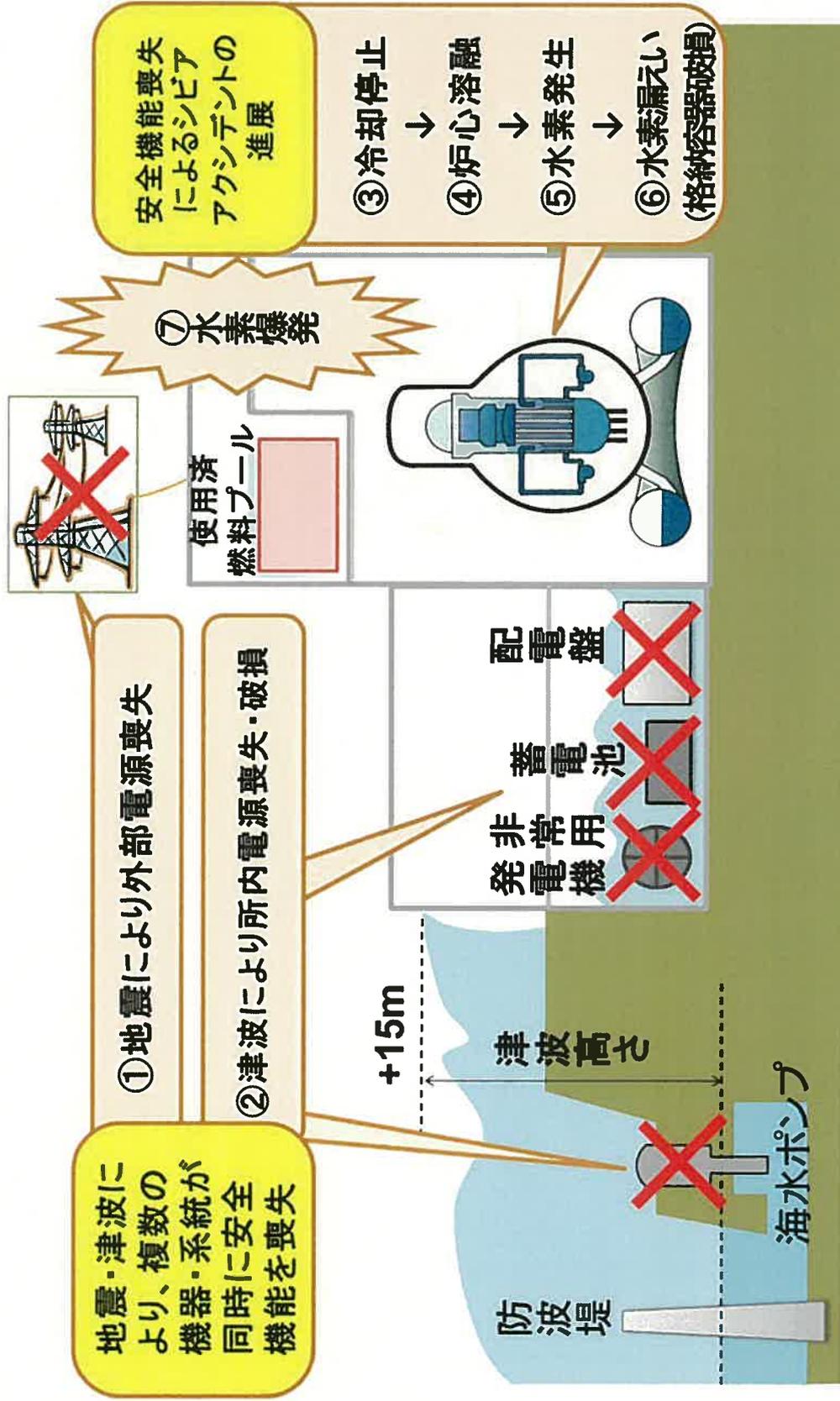
前記第2章第1・2で述べたとおり、再処理事業者は、使用済燃料等による災害の防止（原子炉等規制法44条の2第1項4号）を図るだけでなく、災害の防止に係る対策の実効性を確保するために、再処理施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質管理基準規則に沿うよう整備しなければならない（同項5号、44条2項9号）。

そこで、被告は、本件再処理工場の保安のための業務として行われる一切の活動（保安活動）の計画、実施、評価及び改善に関し、自らの組織の管理監督を行うための仕組み（品質マネジメントシステム）を品質マニュアル、手順書等を作成して確立し、これを実施するとともに、その実効性を維持するためその改善を継続的に行う。また、被告は、本件再処理工場の安全を確実なものにするために、個別業務の実施に必要な技能及び経験等を有する者を要員とし、当該要員の力量を確保するため教育訓練等を行う。さらに、要求事項に適合しない事象が生じた場合当該事象の本件再処理工場の安全に及ぼす影響に応じて適切な是正処置を講じるとともに、必要な未然防止処置を実施する。（乙第85号証756ないし784ページ）

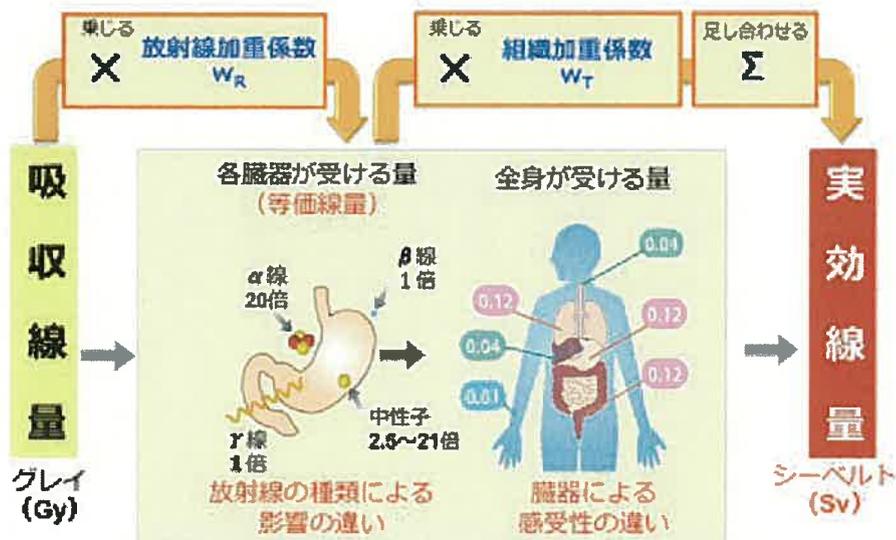
そして、被告は、本件事業変更許可を受けるに際し、原子力規制委員会から、上記品質管理体制について、品質管理基準規則を満足していることの確認を受けている（乙第86号証4ないし10ページ）。

以 上

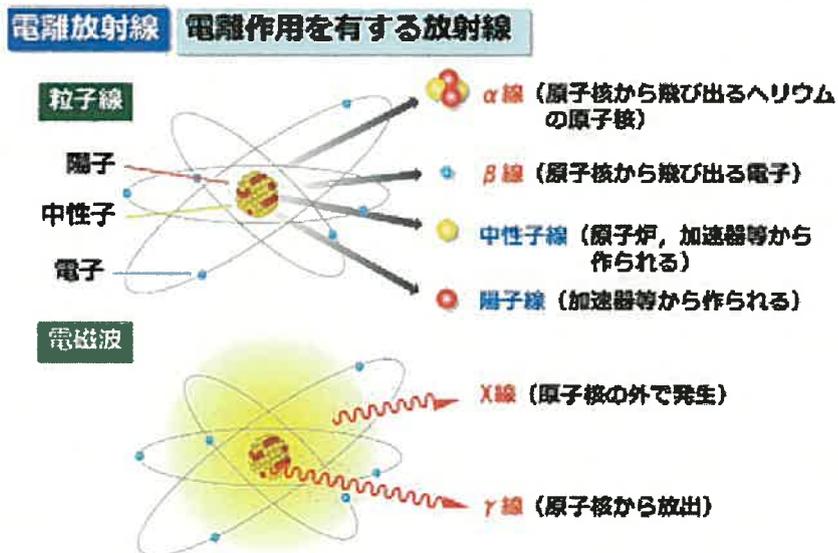
別紙図 2-1 福島第一原子力発電所事故の経過の概要 (乙第26号証44ページより)



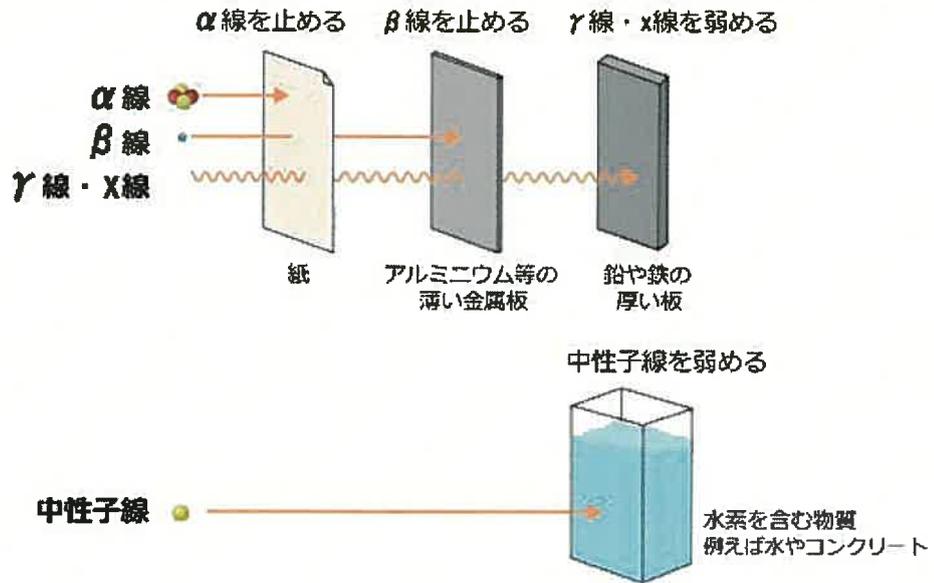
別紙図 3-1 等価線量, 実効線量 (乙第6号証37ページより)



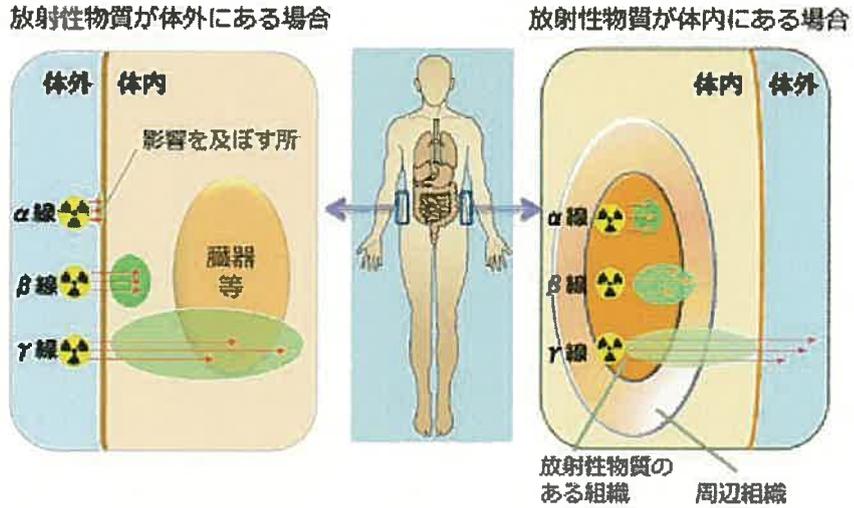
別紙図 3-2 放射線の種類 (乙第6号証15ページより)



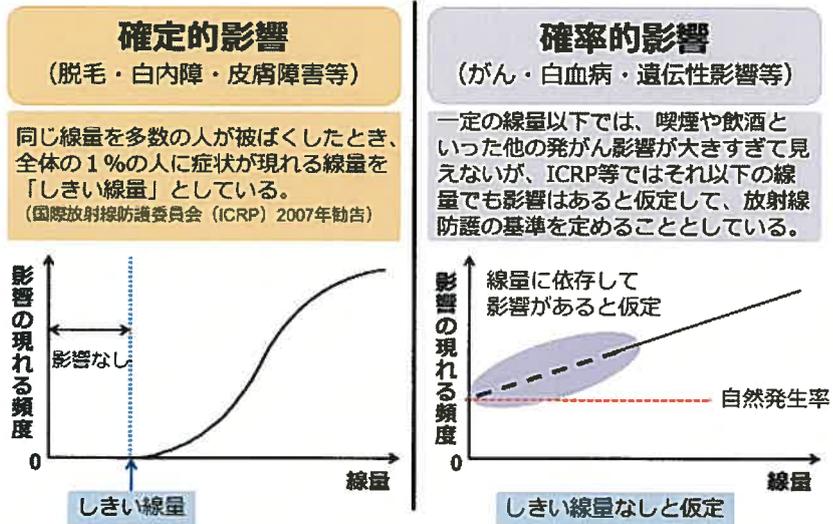
放射線は、いろいろな物質で遮ることができます



別紙図 3-5 外部被ばくと内部被ばくによる影響 (乙第6号証22ページより)

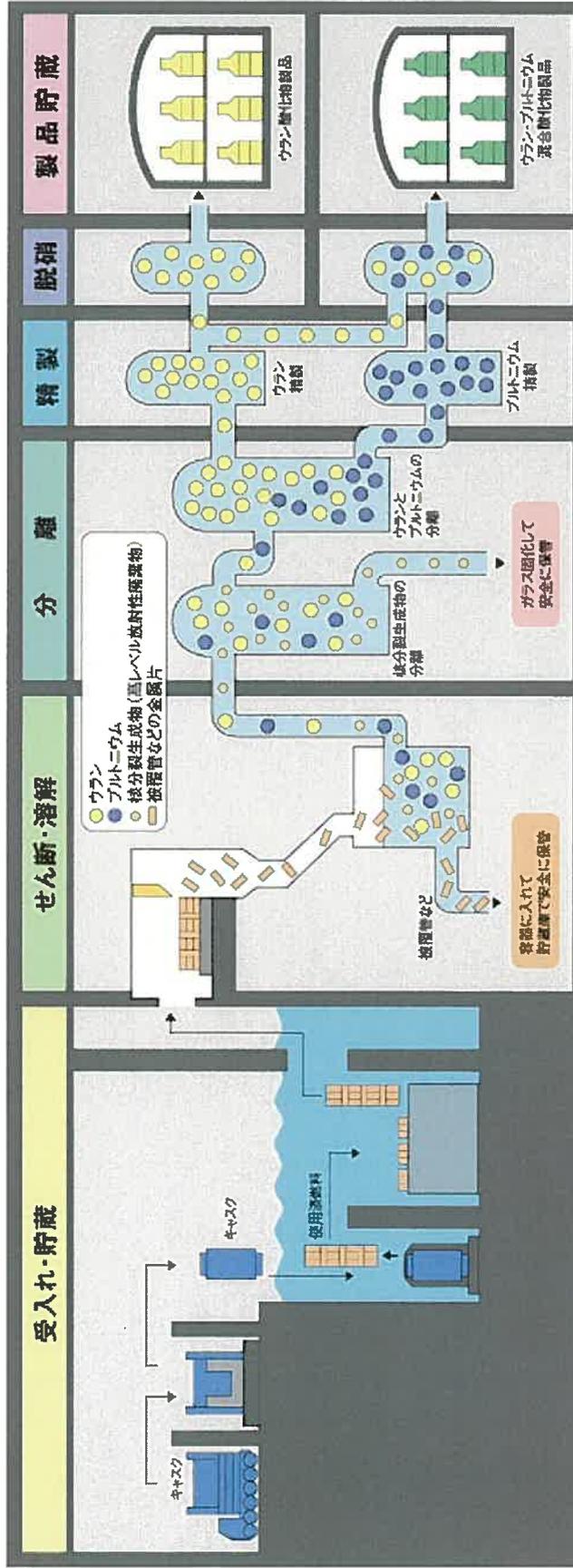


別紙図 3-6 確定的影響と確率的影響 (乙第6号証84ページより)

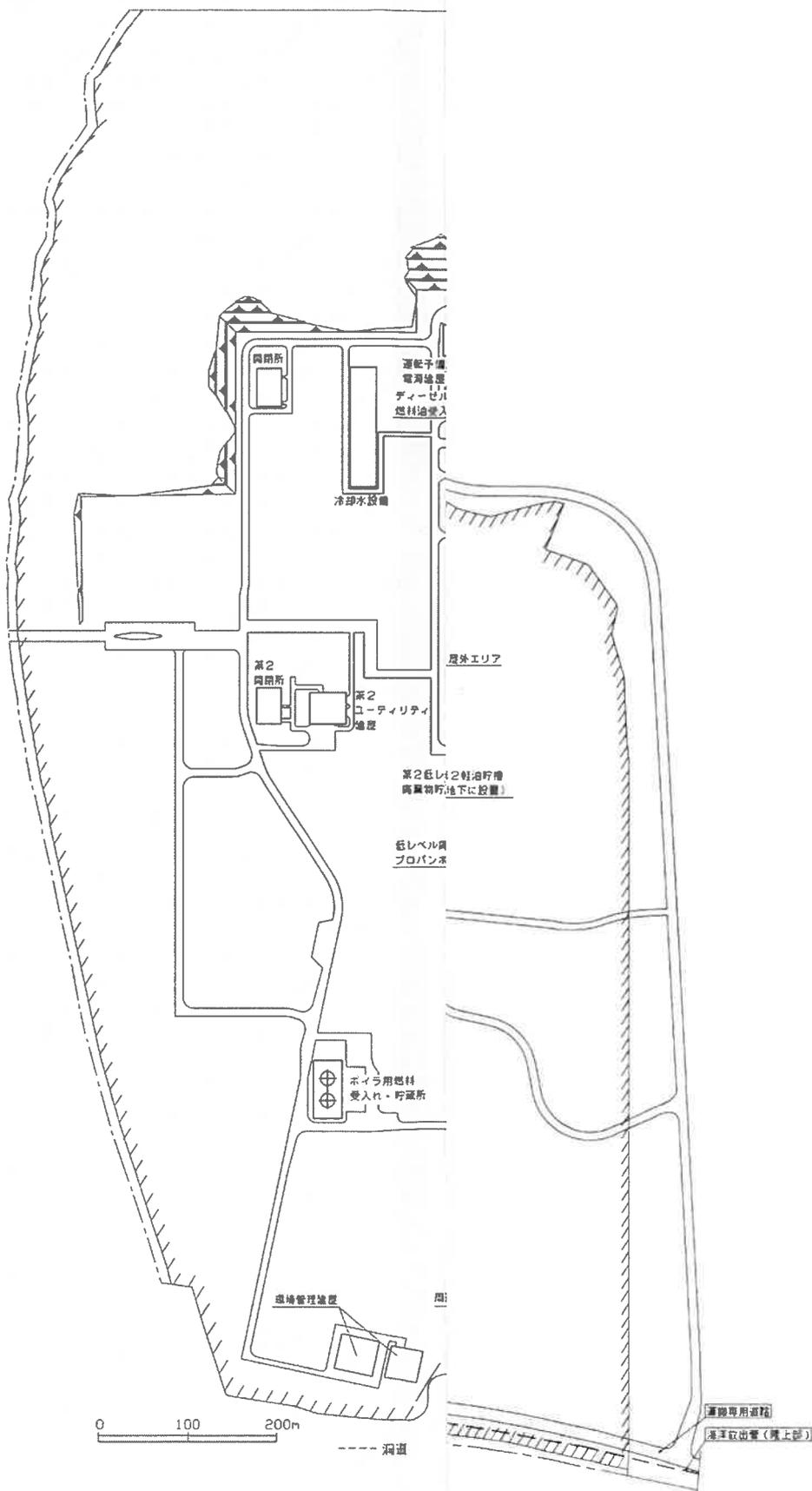


第4章関係

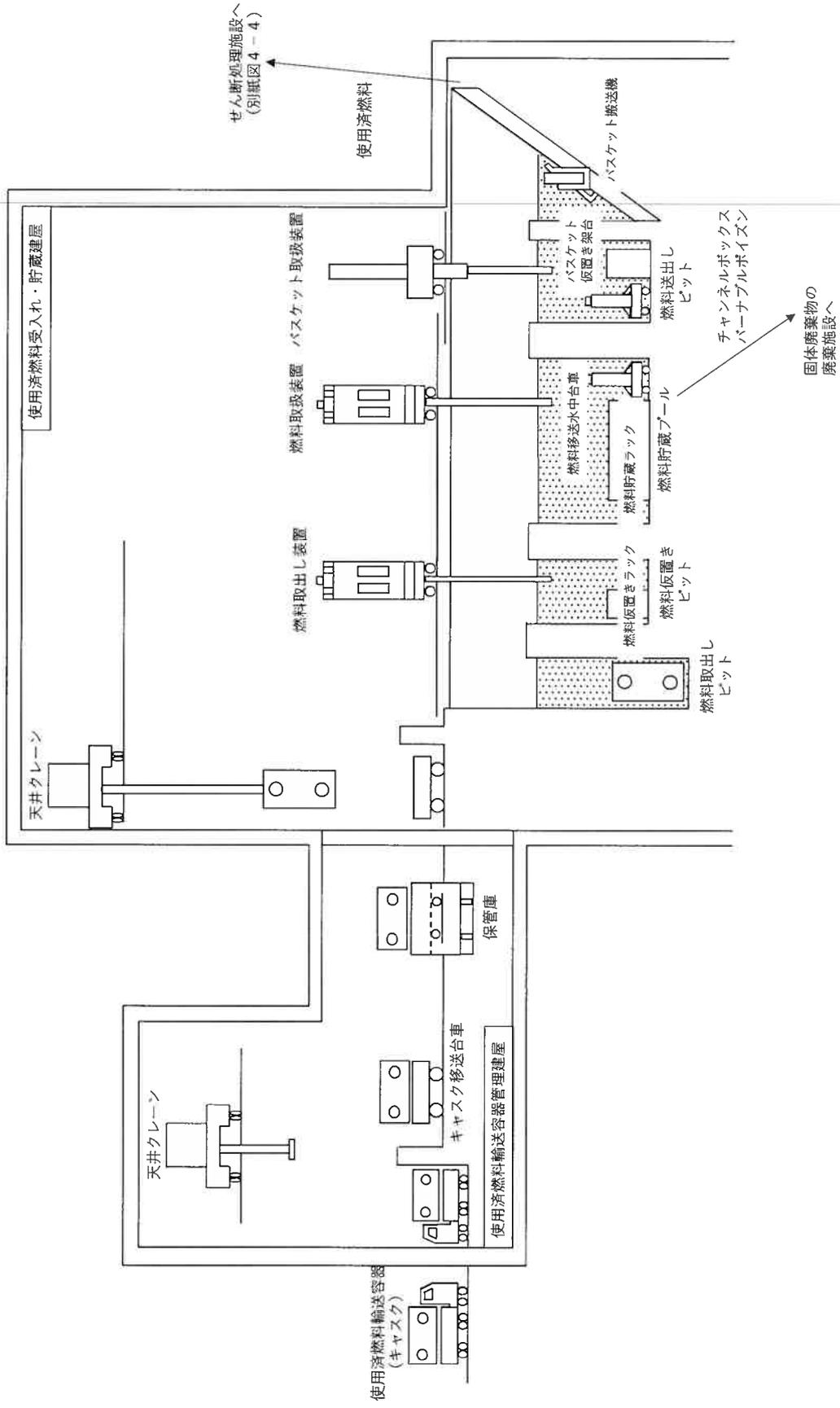
別紙図 4-1 本件再処理工場の主要な施設の概要（乙第3号証13, 14ページより（答弁書の別紙図4を再掲））



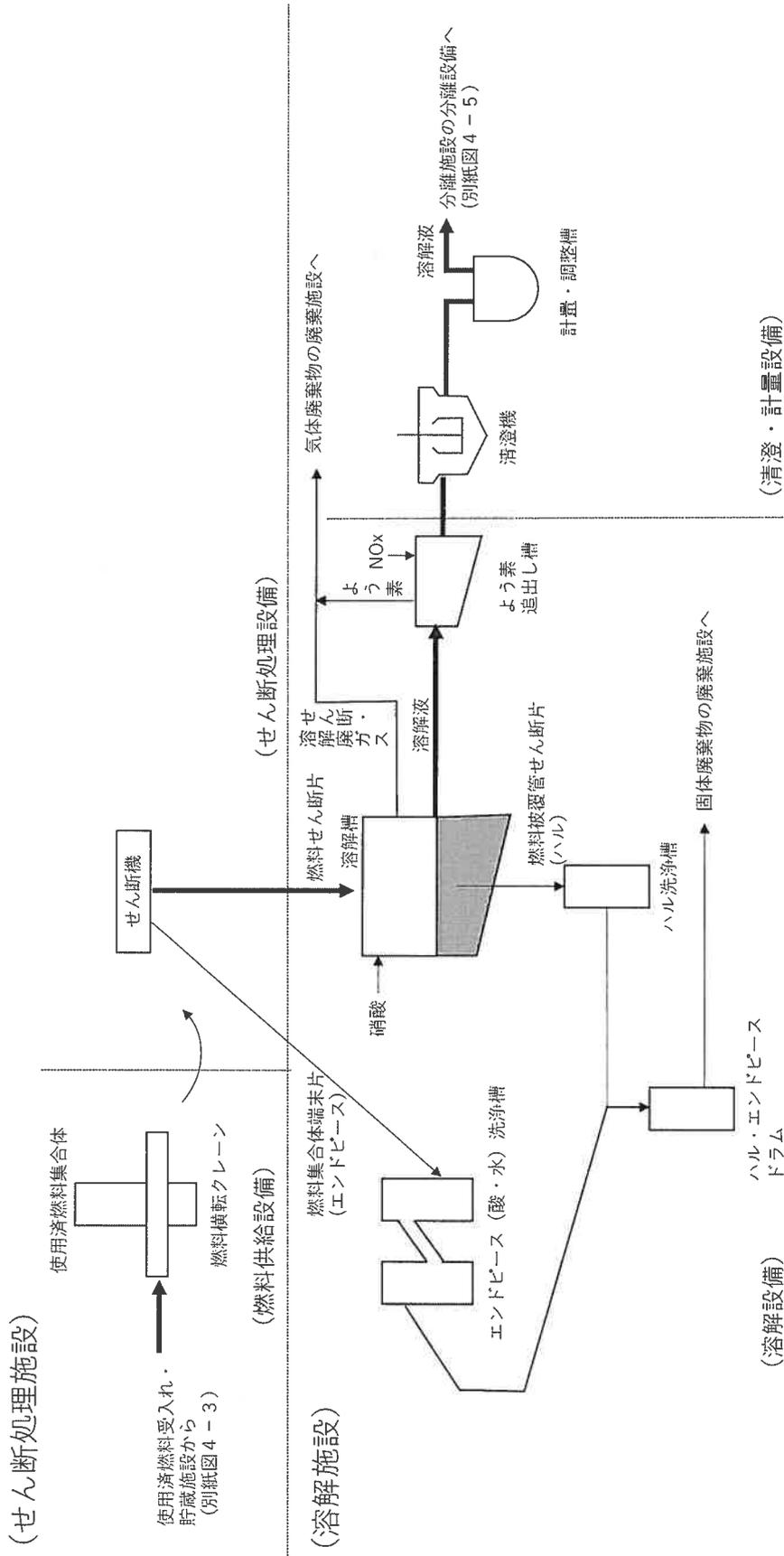
別紙図 4-2 本件再処理工場の主要な建物



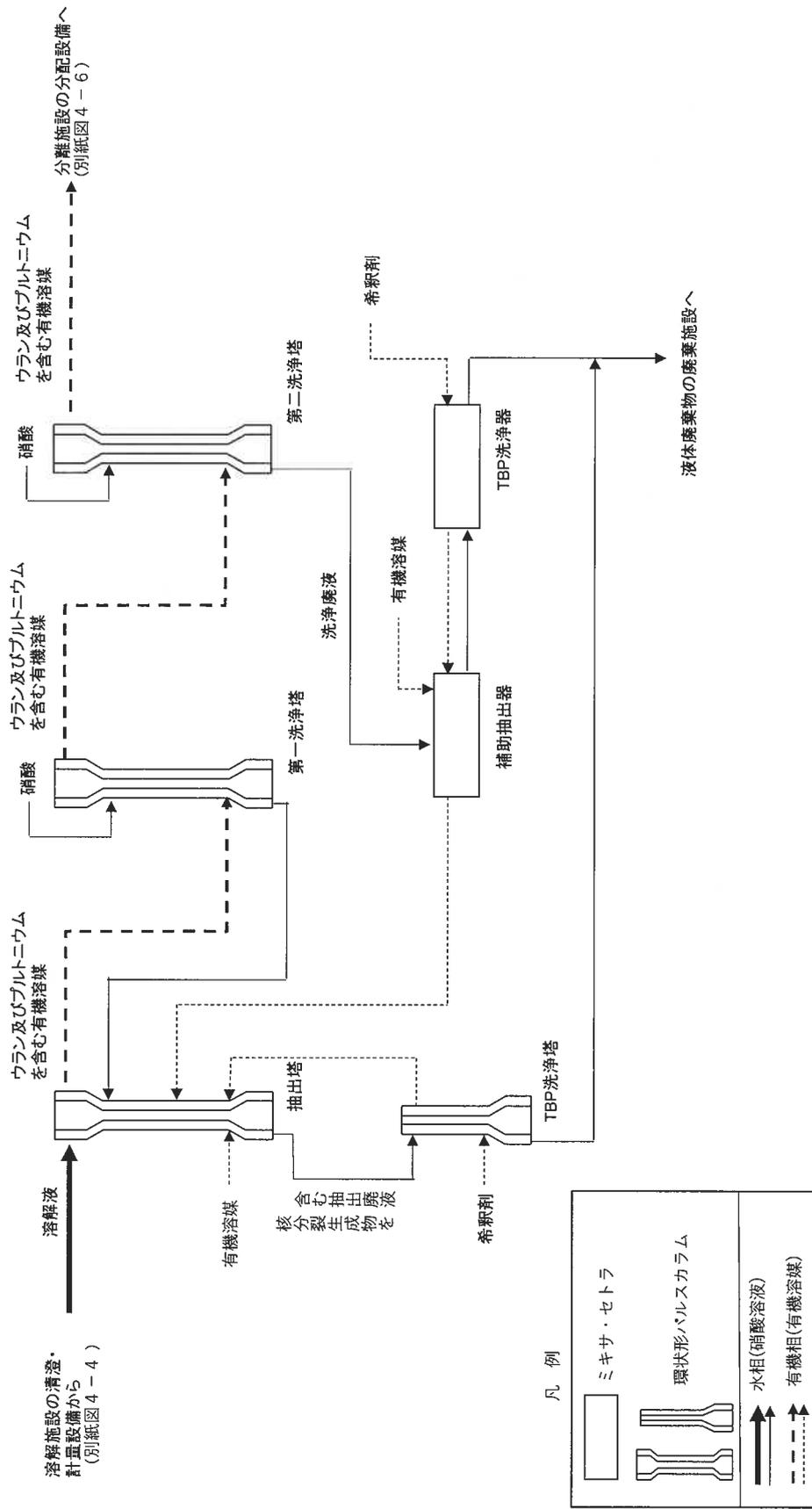
別紙図 4-3 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の概要図



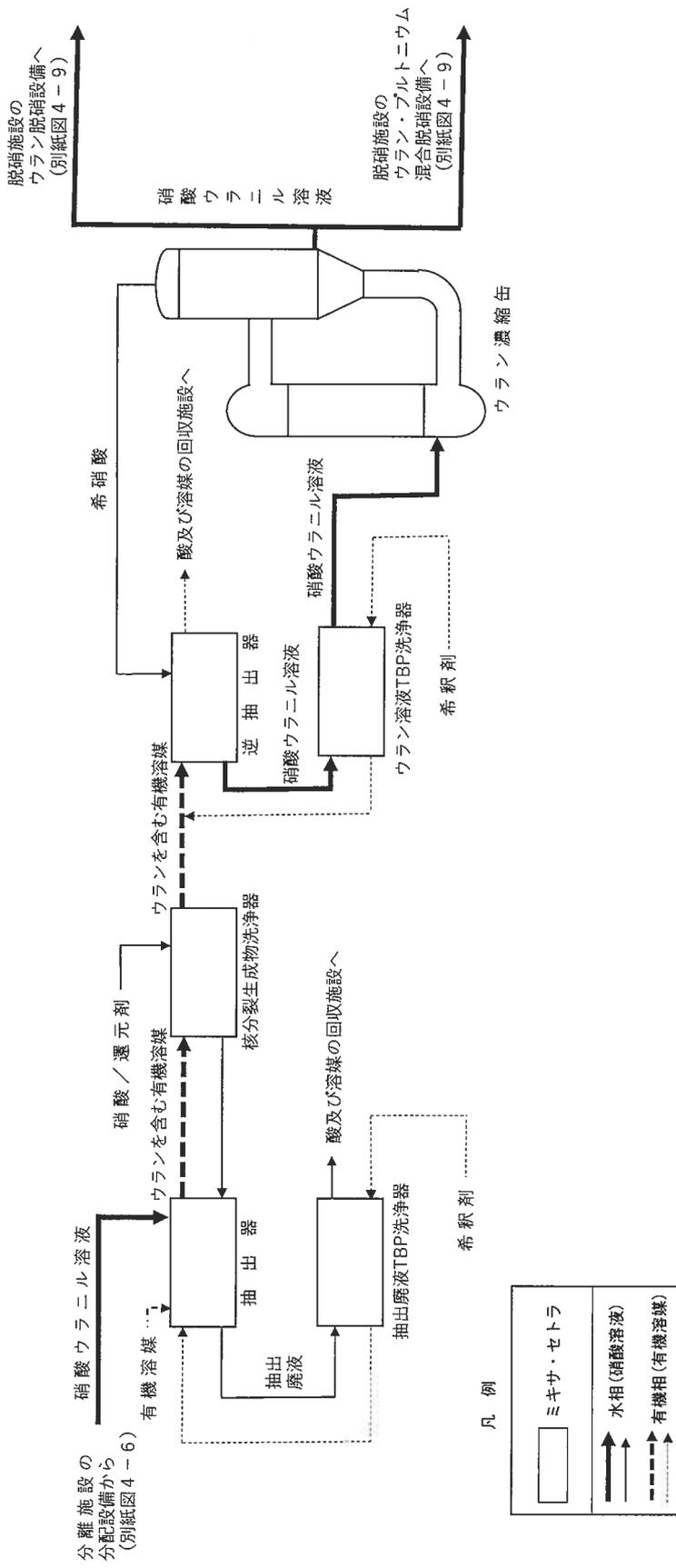
別紙図 4-4 セン断処理施設及び溶解施設の概要図



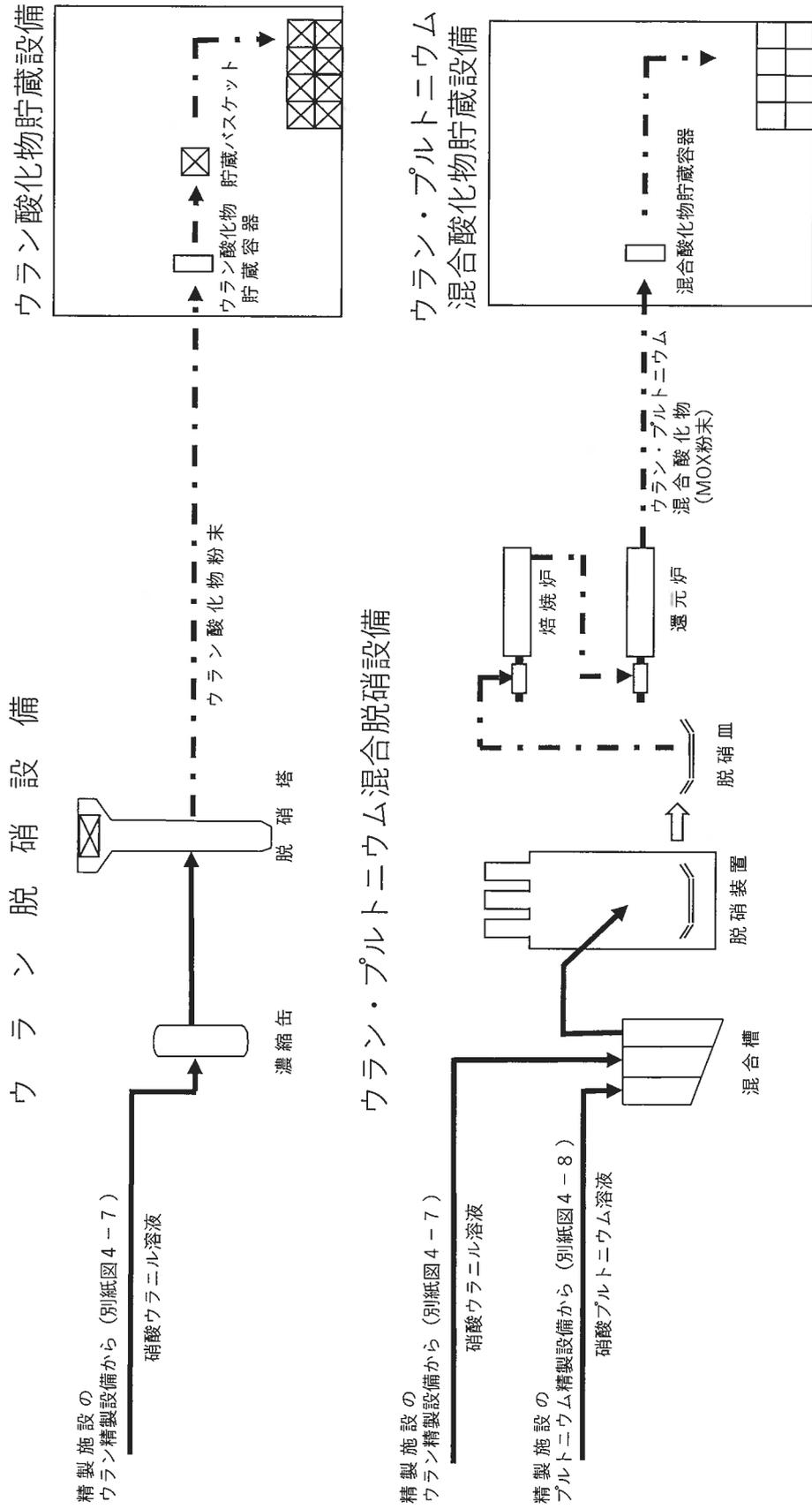
別紙図 4-5 分離施設の分離設備の概要図



別紙図 4-7 精製施設のウラン精製設備の概要図

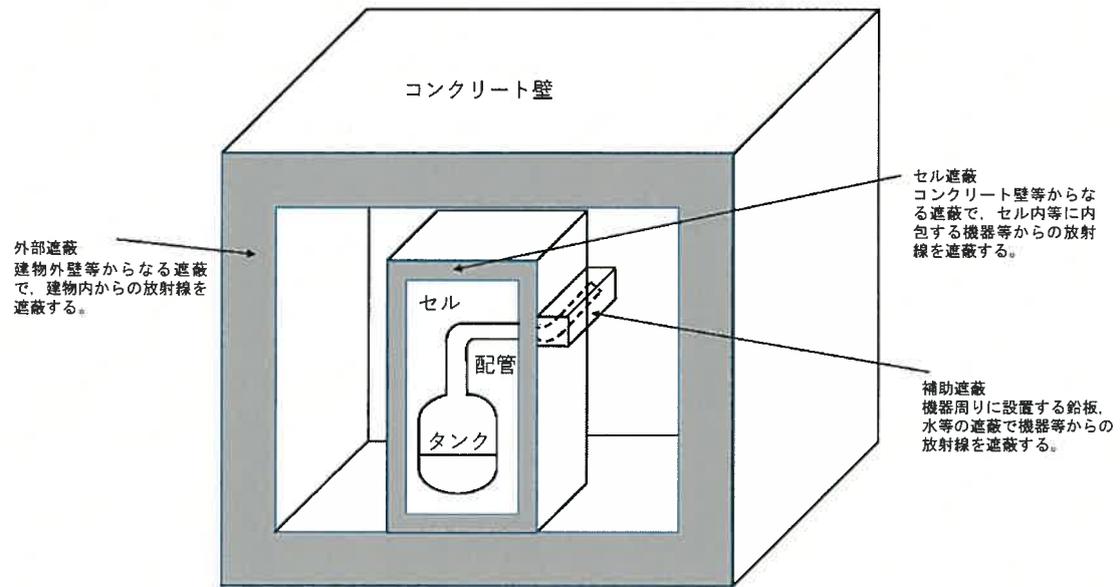


別紙図 4-9 脱硝施設・製品貯蔵施設の概要図

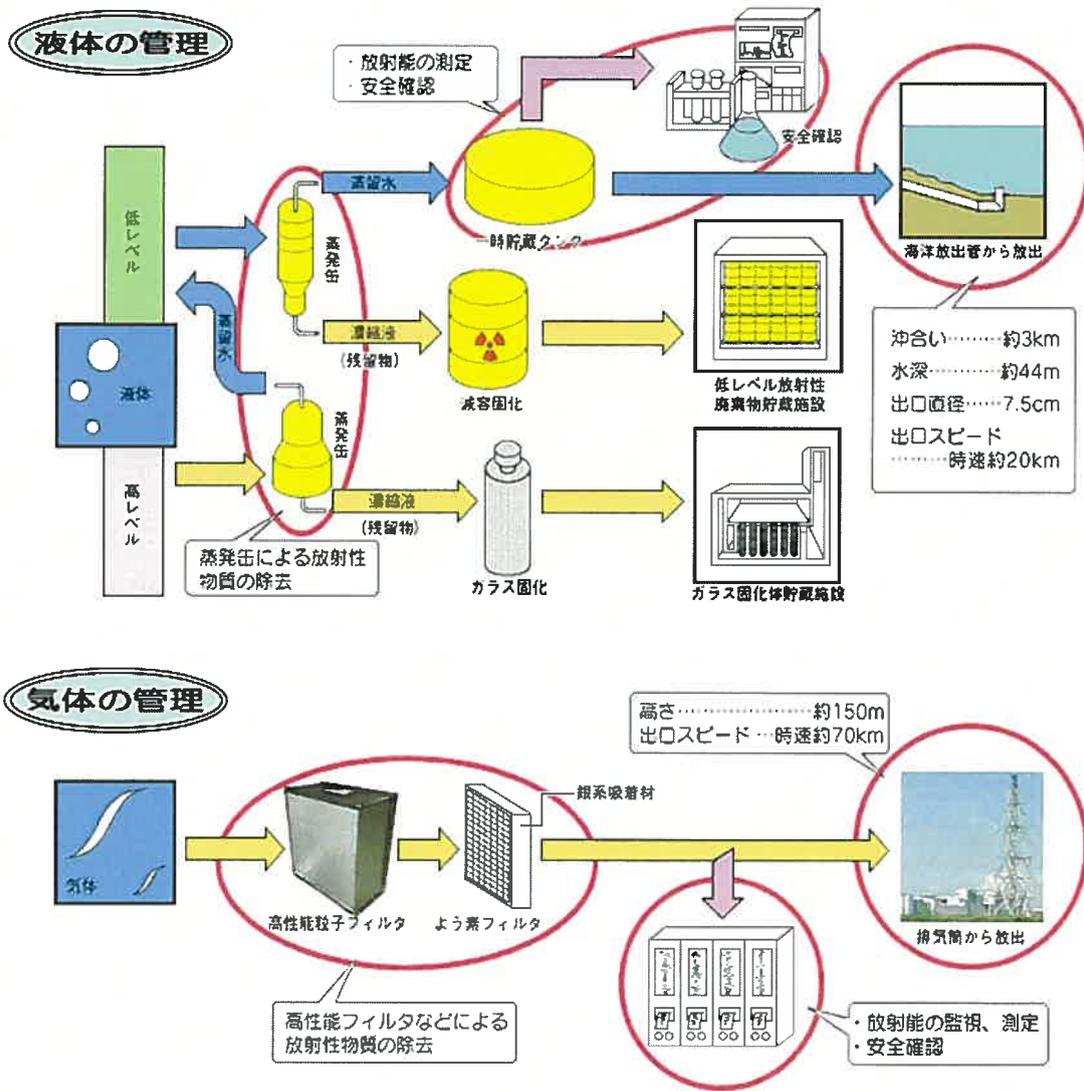


第5章関係

別紙図 5-1 遮蔽



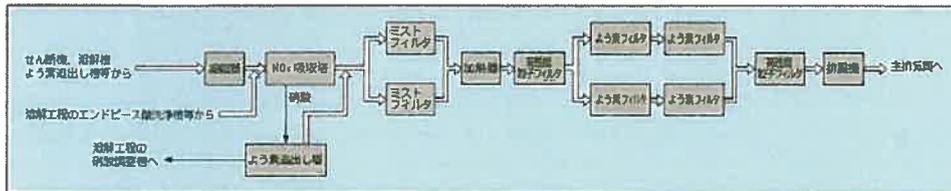
別紙図 5-2 放射性廃棄物の放出管理



別紙図 5-3 気体廃棄物の放出管理 (乙第4号証18ページより)

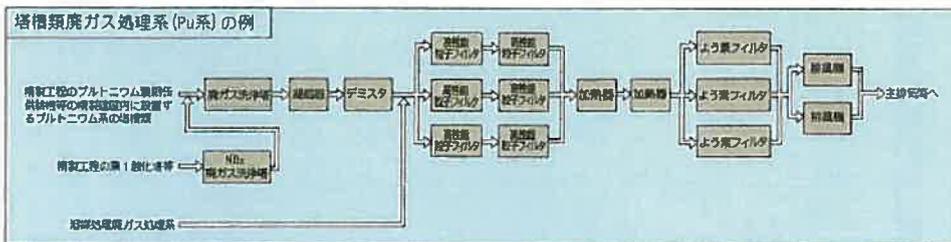
気体廃棄物は、その処理する廃ガスの性状により、主として以下の3設備において処理されます。

(1) せん断処理・溶解廃ガス処理設備



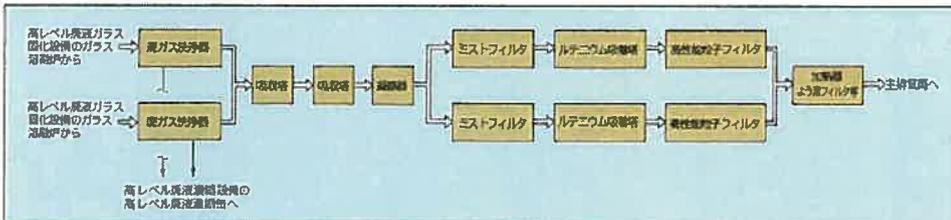
せん断工程のせん断機及び溶解工程の溶解槽、よう素追出し槽等から発生する廃ガスは、凝縮器で冷却された後、NOx吸収塔での窒素酸化物 (NOx) の回収及び放射性物質の除去、ミストフィルタでのろ過、加熱器での加熱、高性能粒子フィルタでのろ過、及びよう素フィルタでのよう素の除去の組み合わせにより処理されます。
NOx吸収塔で回収された硝酸は、よう素追出し塔において残留よう素を追い出した後、溶解槽で再使用されます。

(2) 塔槽類廃ガス処理設備



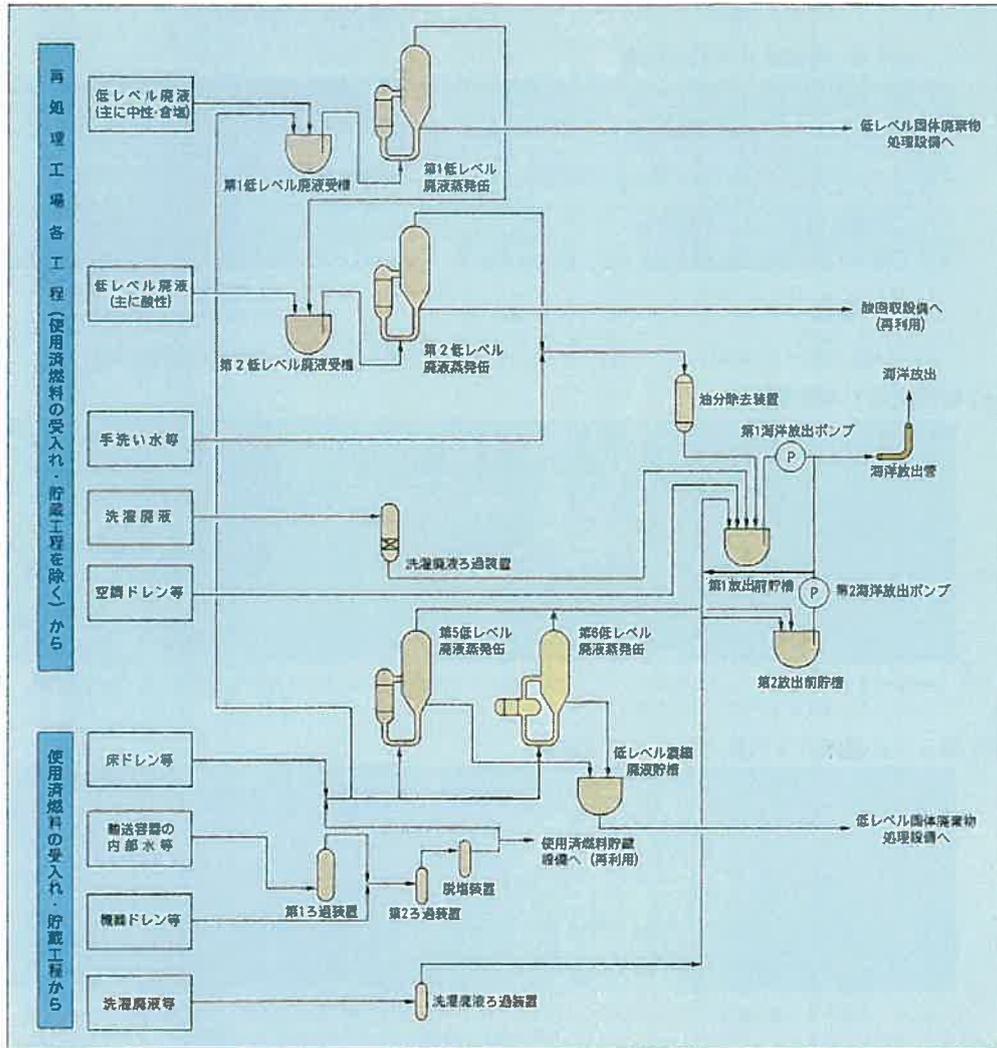
各建屋の塔槽類の廃ガスは、高性能粒子フィルタのほか廃ガスの性状に応じて、廃ガス洗浄塔、凝縮器、デミスタ、加熱器、よう素フィルタ等の組み合わせにより処理されます。

(3) 高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備



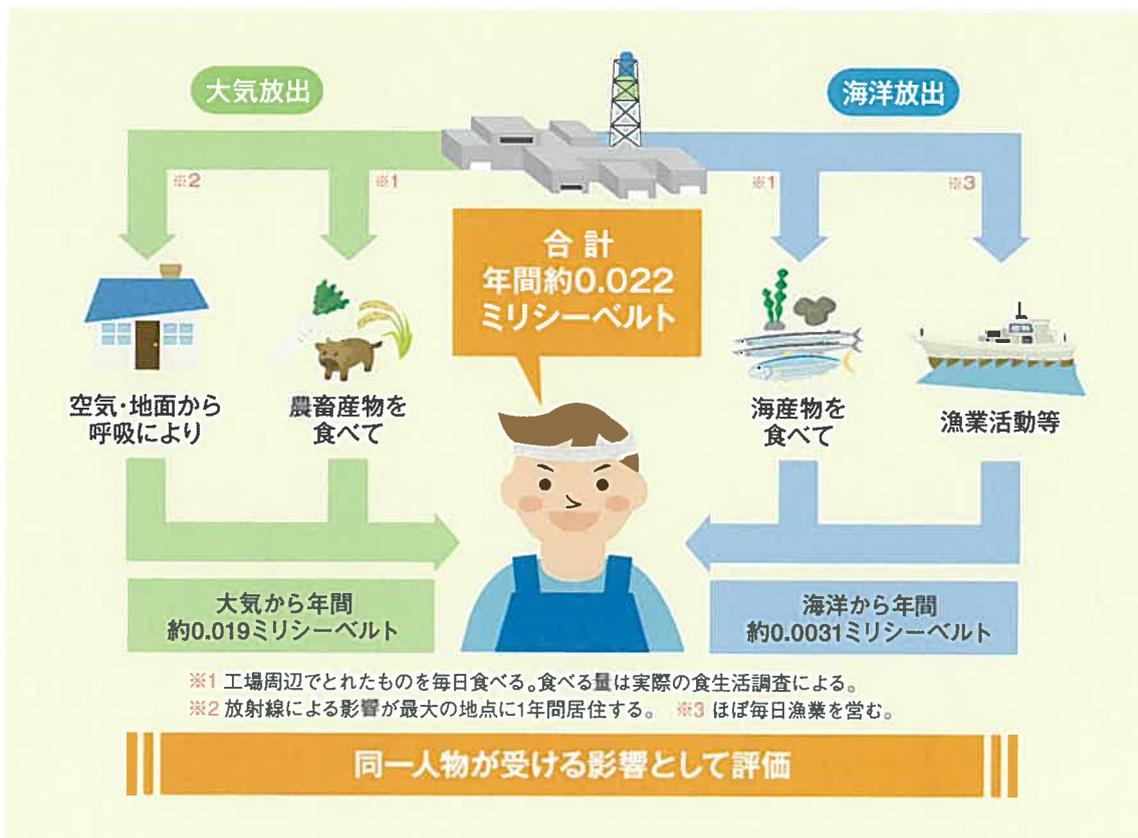
高レベル廃液ガラス固化設備のガラス溶融炉から発生する廃ガスは、廃ガス洗浄器での洗浄・冷却、吸収塔での洗浄、凝縮器での冷却、ミストフィルタでのろ過、ルテニウム吸着塔での揮発性ルテニウムの除去、高性能粒子フィルタでのろ過、加熱器での加熱、及びよう素フィルタでのよう素の除去を組み合わせで処理されます。
なお、廃ガス洗浄器からの洗浄廃液は、高レベル廃液濃縮設備の高レベル廃液濃縮槽に戻され処理されます。

別紙図 5-4 液体廃棄物の放出管理 (乙第4号証19ページより)

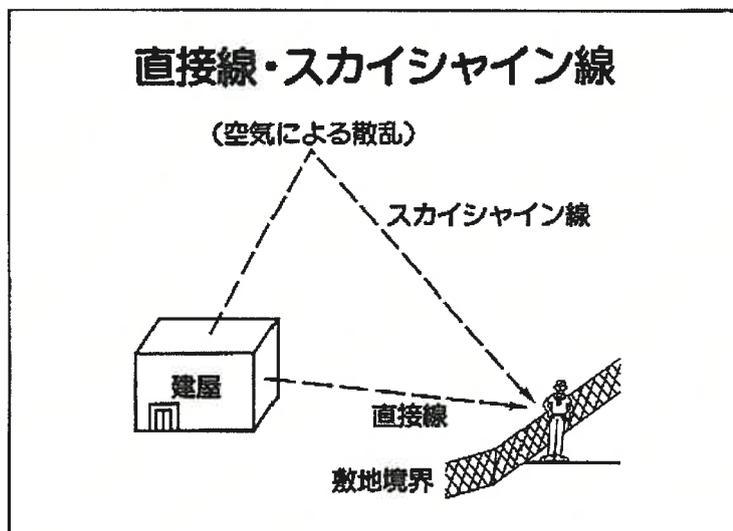


低レベル廃液は、その性状（酸性か中性か、塩（Na）を含むか否か等）に応じて分類され、低レベル廃液蒸発缶やろ過装置等により処理されます。処理後の排水は、放射性物質の濃度やPH等を測定し、基準値以下であることを確認した後、海洋へ放出されます。

別紙図 5-5 平常運転時被ばくの線量評価

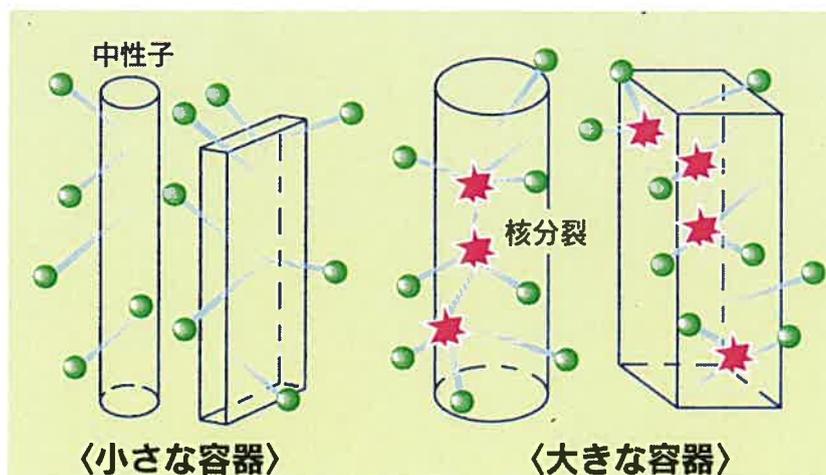


別紙図 5-6 本件再処理工場からの放射線



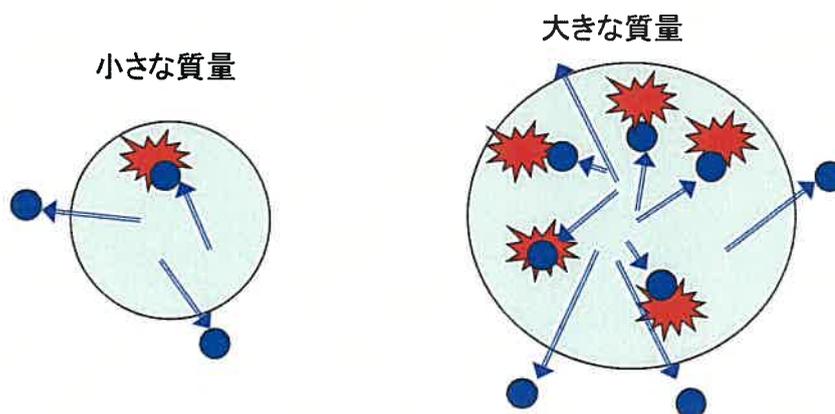
①形状寸法管理

- 核分裂性物質を内包する機器等の形状・寸法を制限し、容積に対する表面積の割合を増やすこと等によって、中性子の漏れを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法



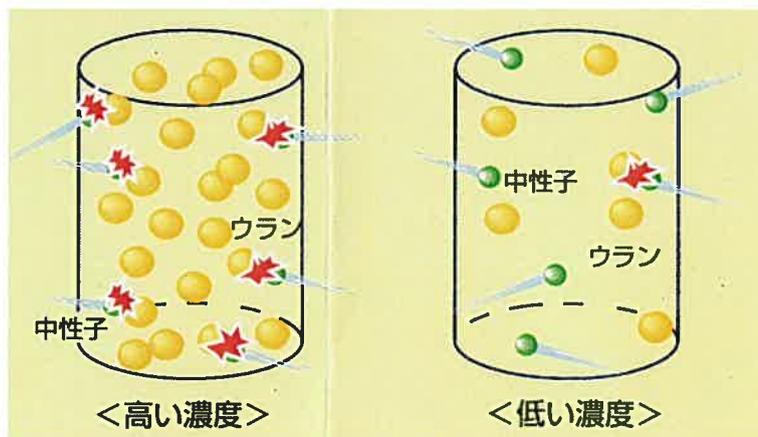
②質量管理

- 核分裂性物質の質量を少なくすることによって、中性子の漏れを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法



③濃度管理

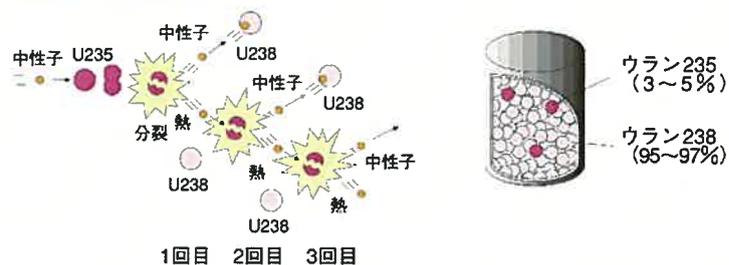
- 溶液中の核分裂性物質の濃度を低くすることによって、中性子が核分裂性物質以外の物質に捕獲されることや体系の外へ漏れることを増加させ、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法



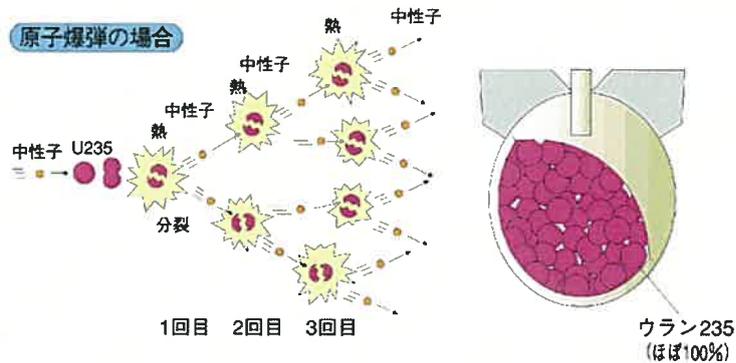
④同位体組成管理

- ウラン又はプルトニウムの同位体のうち核分裂しやすいもの(ウラン235, プルトニウム239等)の組成比を制限する方法

原子力発電の場合



原子爆弾の場合

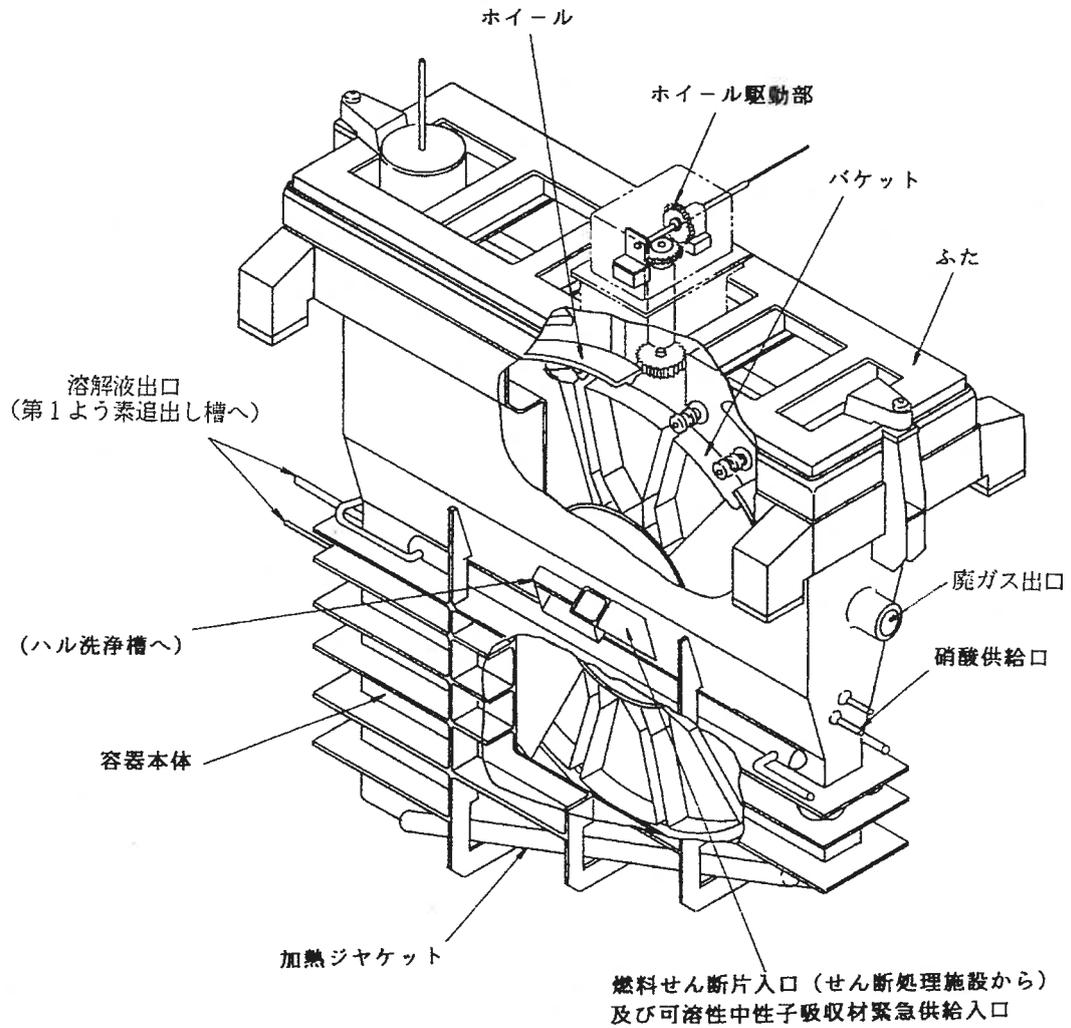


⑤中性子吸収材管理

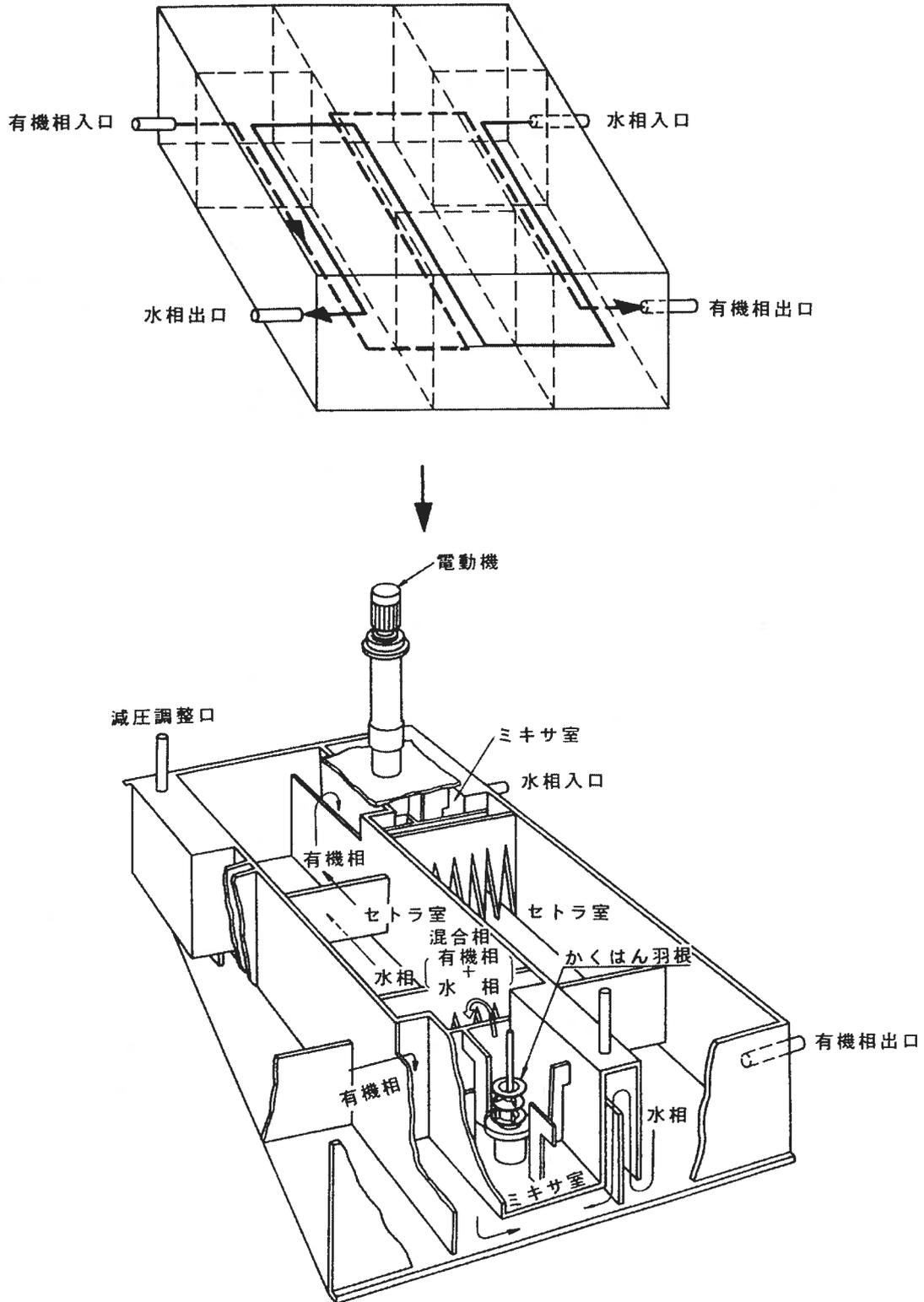
- ・核分裂性物質を含んだ溶液に中性子吸収材（ホウ素（ボロン）、ガドリニウム等）を添加することなどにより、中性子を中性子吸収材に捕獲させることによって、核分裂に寄与する中性子の割合を減らす方法



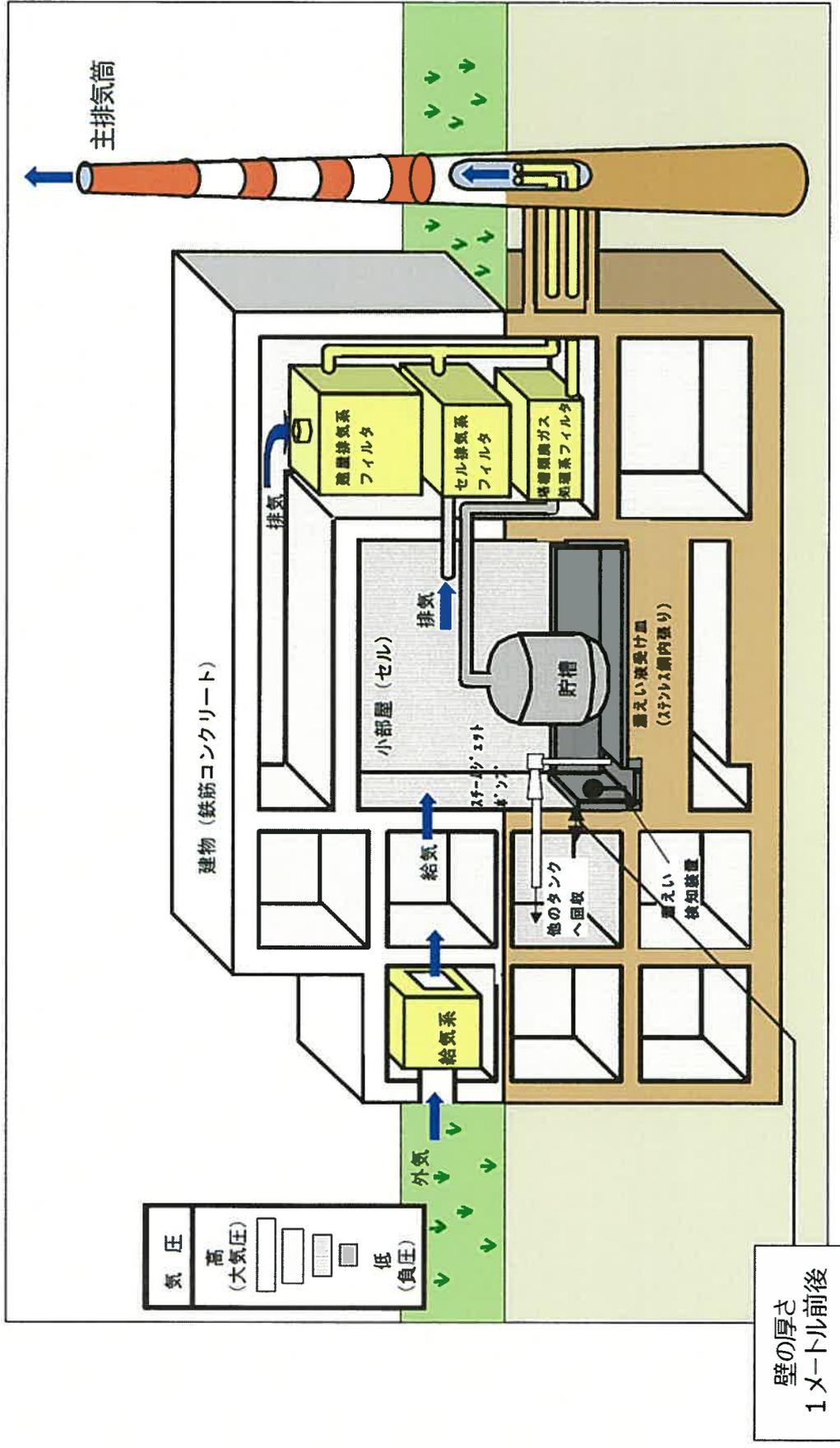
別紙図 6-3 溶解槽の概要図 (乙第85号証6-4-81ページより)



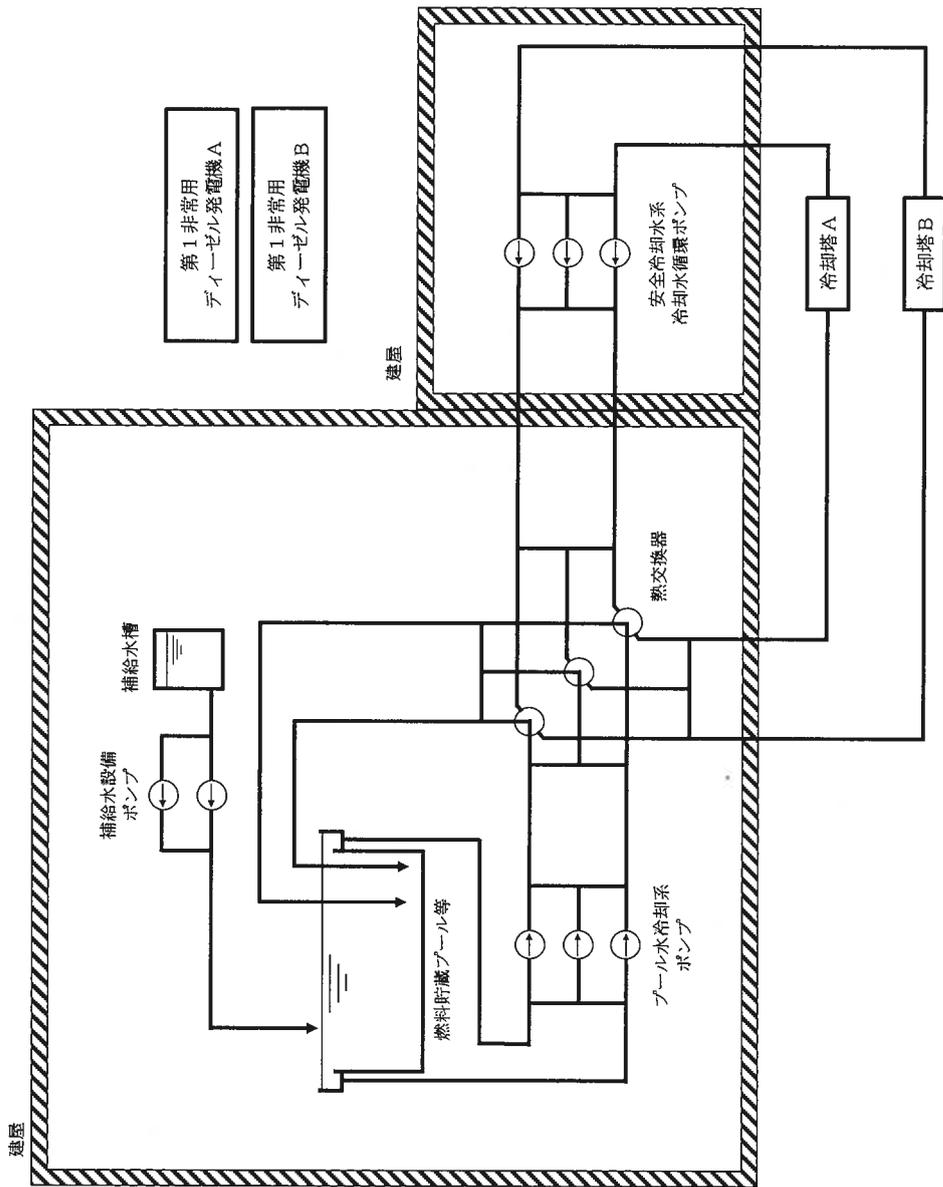
別紙図 6-5 ミキサ・セトラの概要図 (乙第85号証6-4-220ページより)



別紙図 6-7 本件再処理工場における閉じ込めの機能に係る対策の概要図

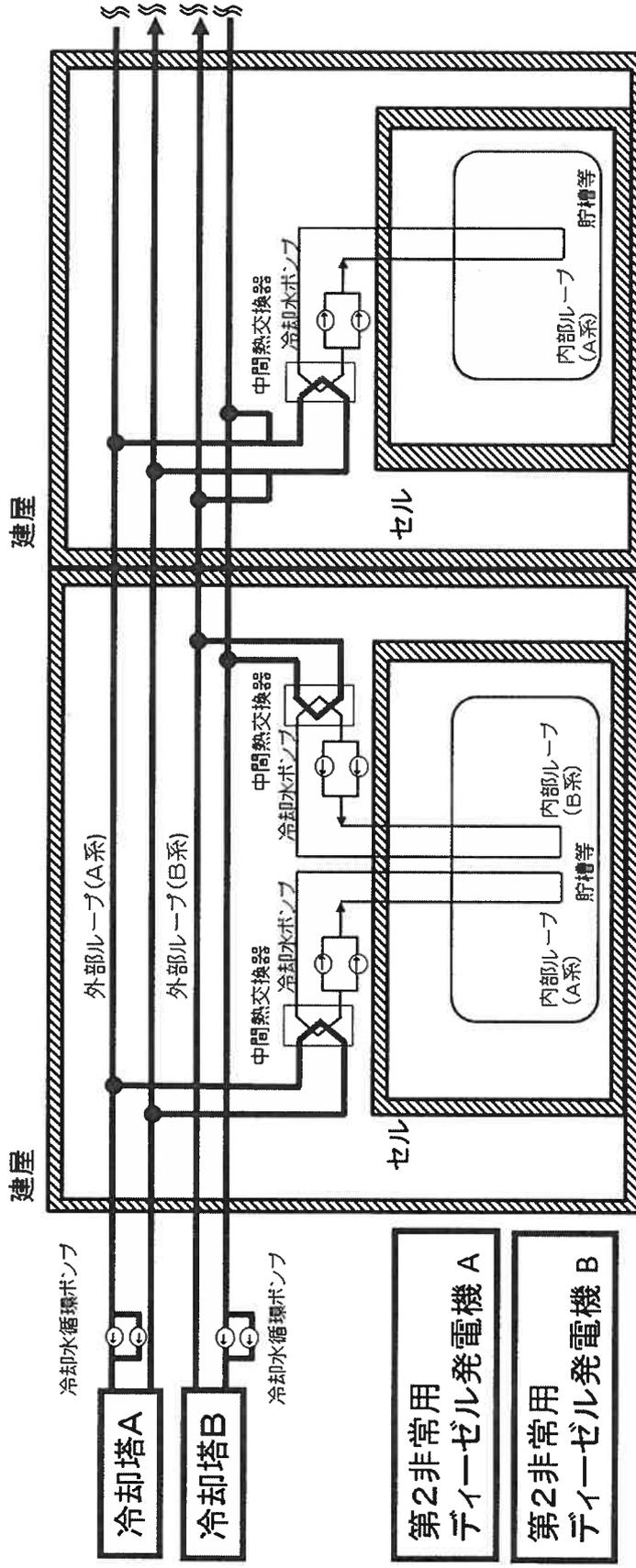


別紙図 6-8 プール水冷却系及び安全冷却系並びに補給水設備の概要図 (乙第 85 号証 8-7-703 ページより)



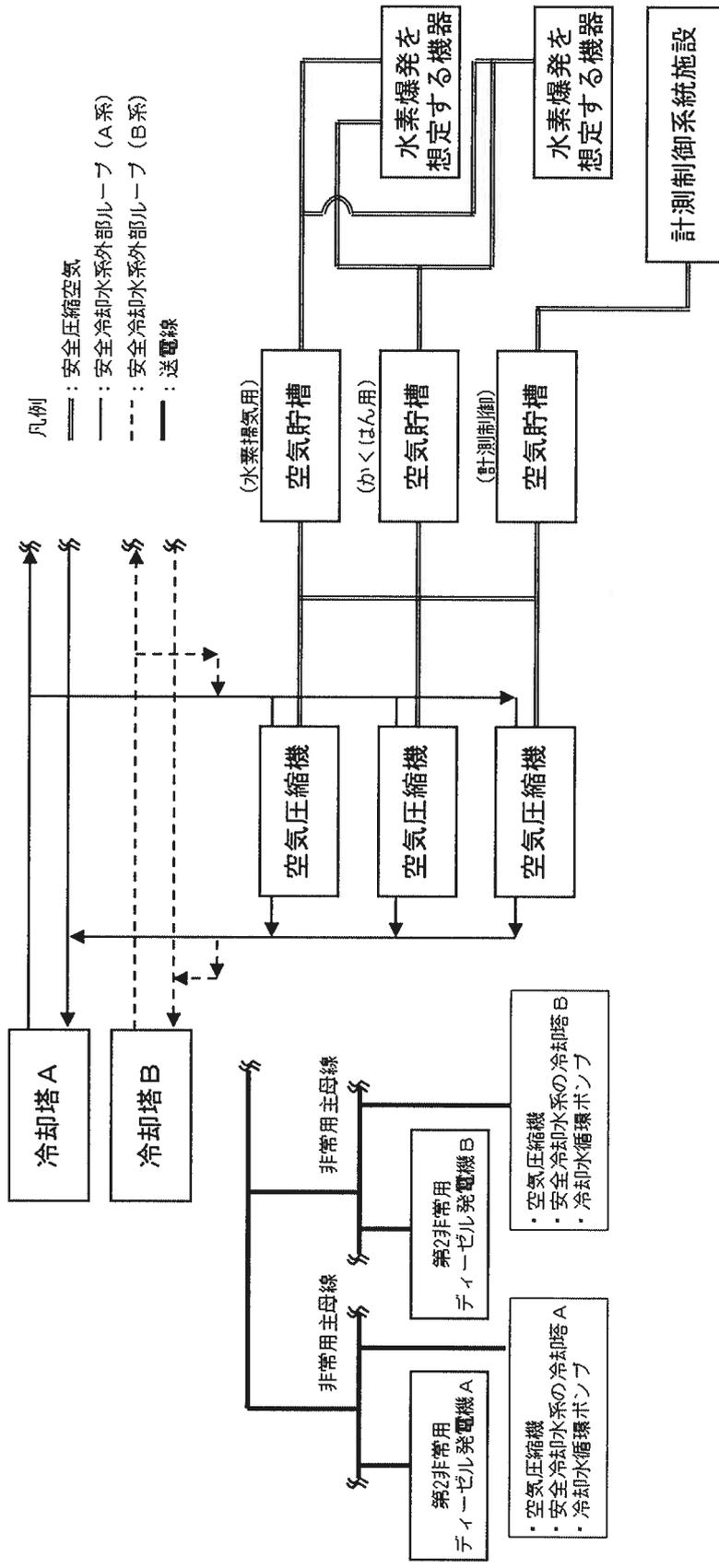
※略記号は別紙図 6-17 の例による。

別紙図 6-9 再処理設備本体用の安全冷却水系の概要図 (乙第 8 5 号証 8-7-327 ページより)

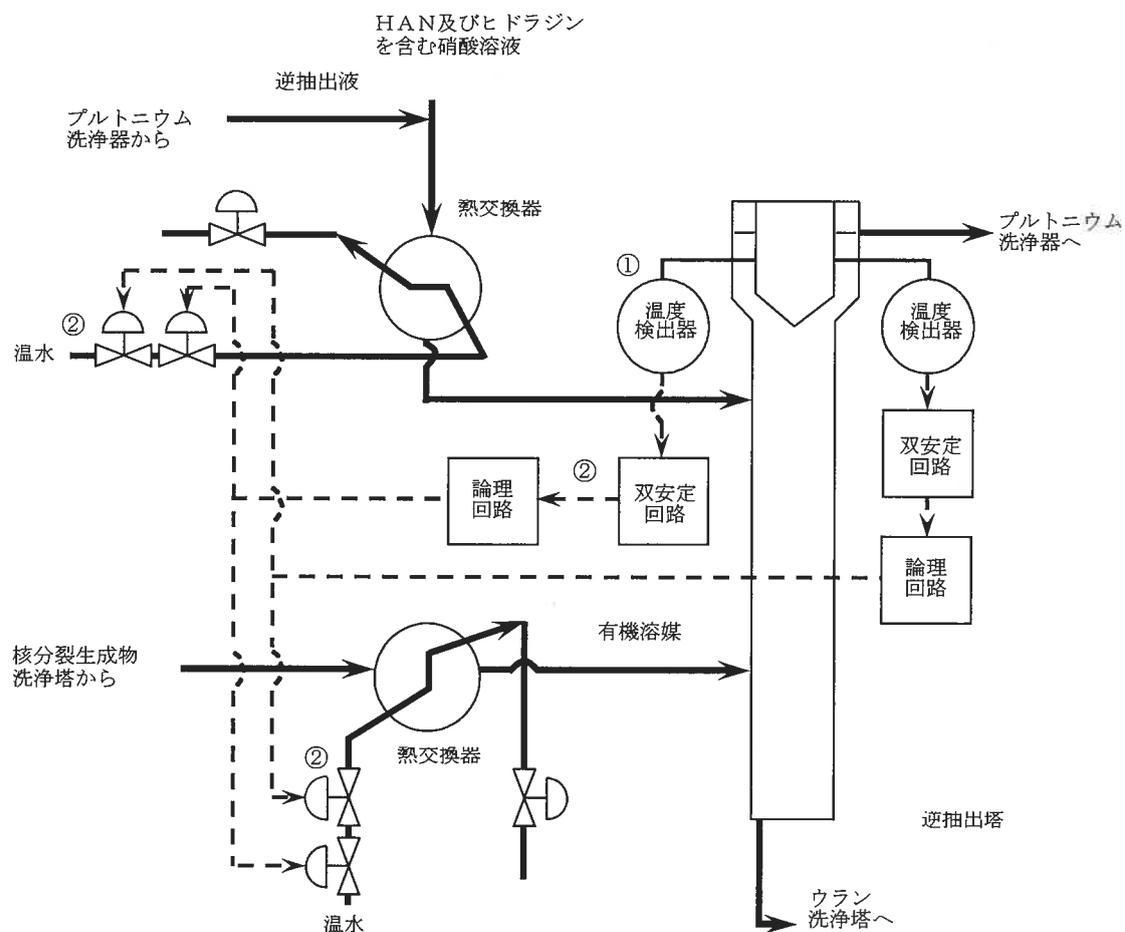


※略記号は別紙図 6-17 の例による。

別紙図 6-1-1 安全圧縮空気系の概要図



別紙図 6-12 プルトニウム精製設備の逆抽出塔の加熱停止回路の概要図
 (乙第85号証6-6-94ページに被告において一部加筆)

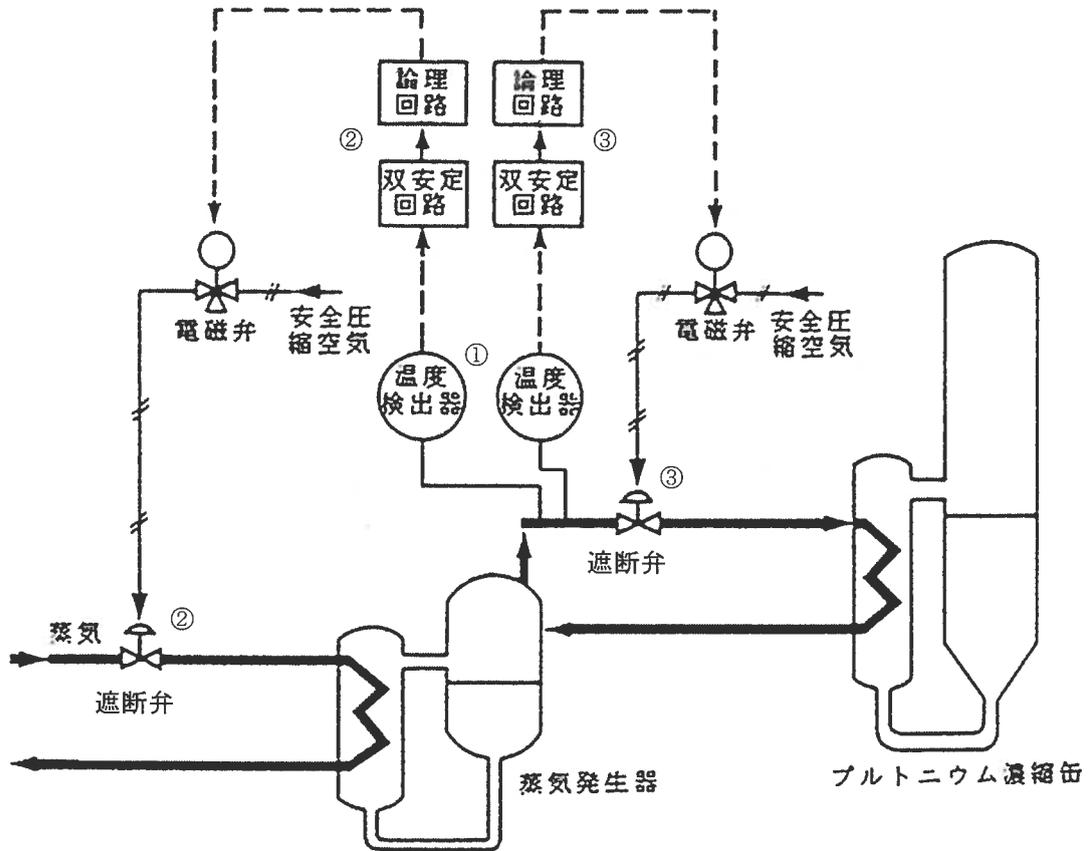


①温度検出器により「逆抽出塔内の溶液温度高」を検知する。

②①の信号を受けて、加熱停止回路（インターロック）により有機溶媒及び逆抽出液等を加熱する加熱用の温水の供給弁が閉となり、温水が自動で停止する。

※略記号は別紙図 6-17 の例による。

別紙図 6-13 プルトニウム濃縮缶の加熱停止の概要図（乙第85号証6-6-96ページに被告において一部加筆）



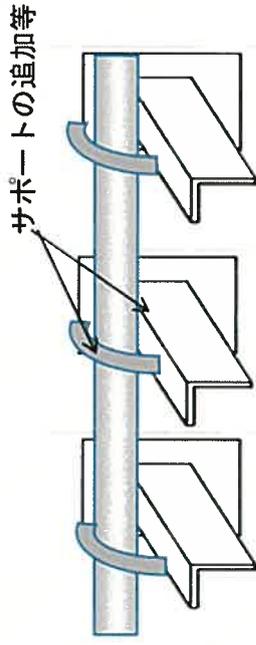
- ①温度検出器により「プルトニウム濃縮缶への加熱蒸気温度高」を検知する。
- ②①の信号を受けて、加熱停止回路（インターロック）により蒸気発生器への一次蒸気配管の遮断弁が閉となり、加熱が自動で停止する。
- ③①の信号を受けて、加熱停止回路（インターロック）によりプルトニウム濃縮缶への加熱蒸気配管の遮断弁が閉となり、加熱が自動で停止する。

※略記号は別紙図 6-17の例による。

別紙図 6-1-4 本件再処理工場における溢水等による損傷の防止に係る対策の概要図

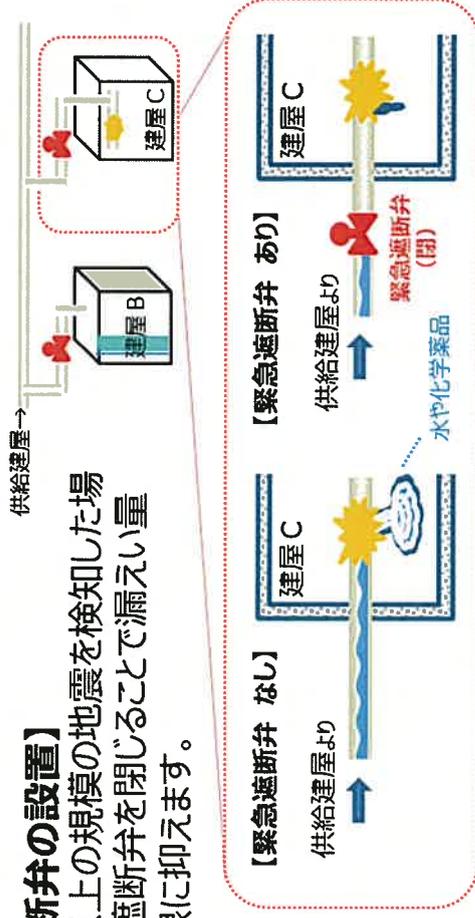
【耐震性の強化】

水や化学薬品が通る配管や機器の耐震性を強化します。



【緊急遮断弁の設置】

一定以上の規模の地震を検知した場合緊急遮断弁を閉じることで漏えい量を最小限に抑えます。



【堰や防水扉の設置】

水等を堰き止めます。

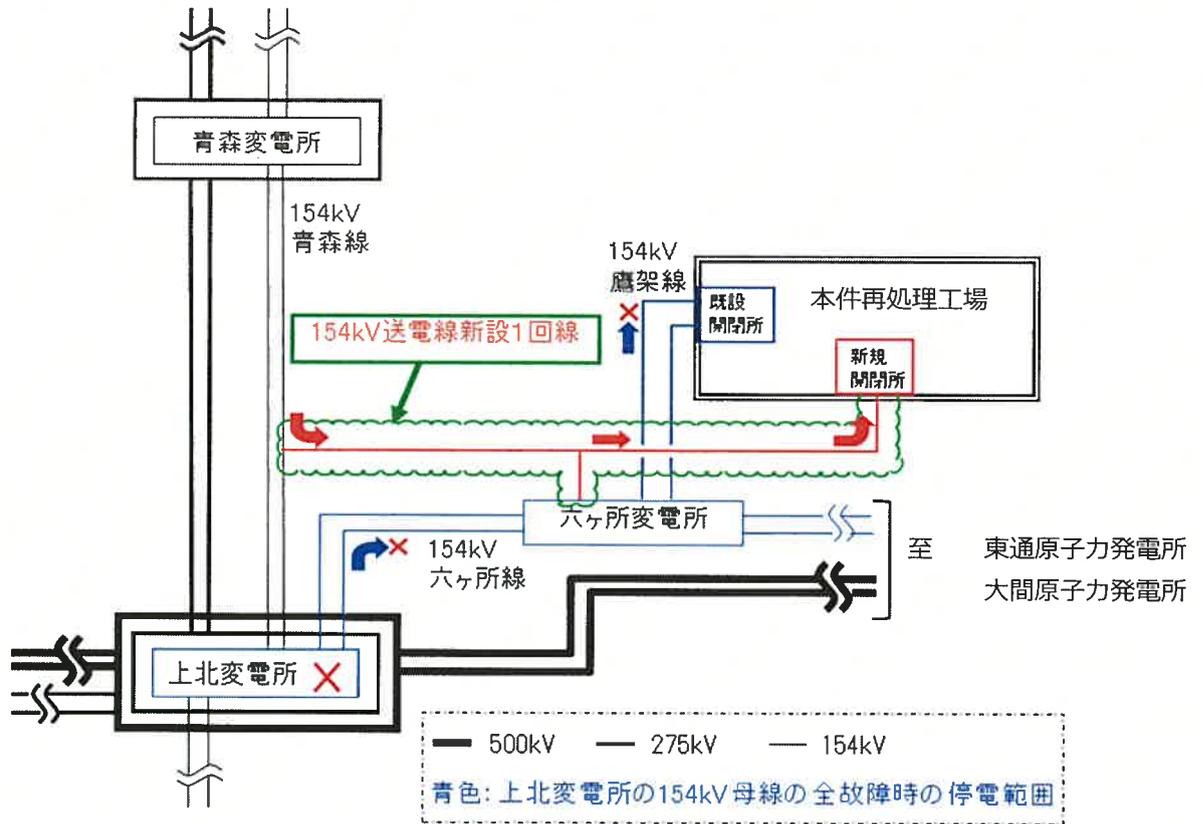


別紙図 6-15 電源に係る対策の概要図



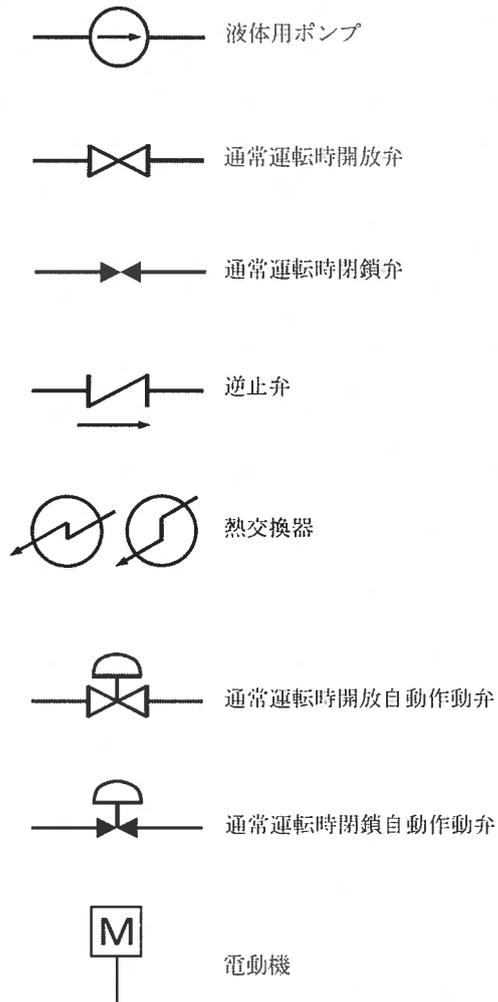
- ①東北電力ネットワーク株式会社の電力系統の154キロボルト送電線3回線から受電することができる。
- 従来の2回線（上北変電所及び六ヶ所変電所を介した送電）が停止した場合でも、別のルートにより電力系統からの受電が可能となるよう、両変電所を介さなくても送電できる新たな回線を確保するとともに、新たな開閉所を設置する（別紙図6-16）。
- ②①の外部電源系統が喪失した場合、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用の第1非常用ディーゼル発電機、再処理設備本体用の第2非常用ディーゼル発電機の各2台が自動起動し、安全上重要な施設へ順次給電を開始する。
- ③自主対策設備として共通電源車を複数台配置し、外部電源系統及び非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合でも安全機能を確保するために必要な電力を供給する。

別紙図 6-16 外部電源系統に係る対策の強化の概要図



別紙図 6-17 略記号一覧図 (乙第85号証6-1ページより)

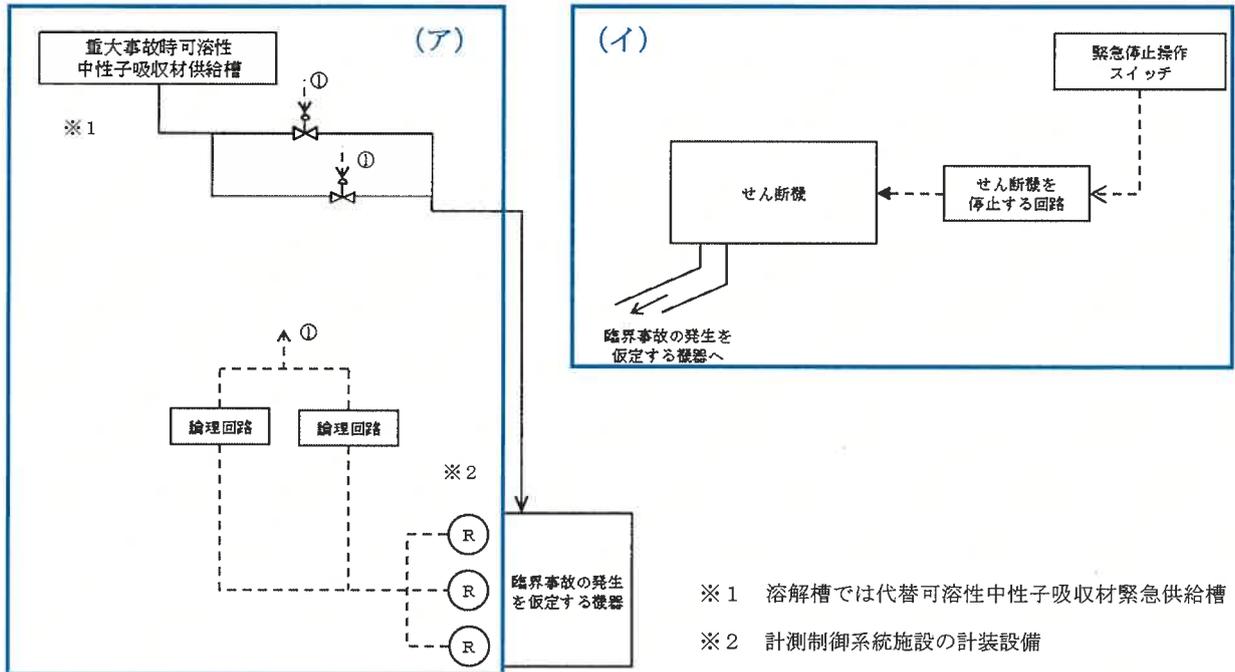
本章(第6章)において掲載する系統概要図(別紙図6-6, 別紙図6-8, 別紙図6-9, 別紙図6-12, 別紙図6-13)中の略記号の記載は, 以下の例による。



第7章関係

別紙図 7-1 前処理建屋における臨界事故への対応（可溶性中性子吸収材の供給と核燃料物質の移送の停止）

（乙85号証6-6-387ページに被告において一部加筆）

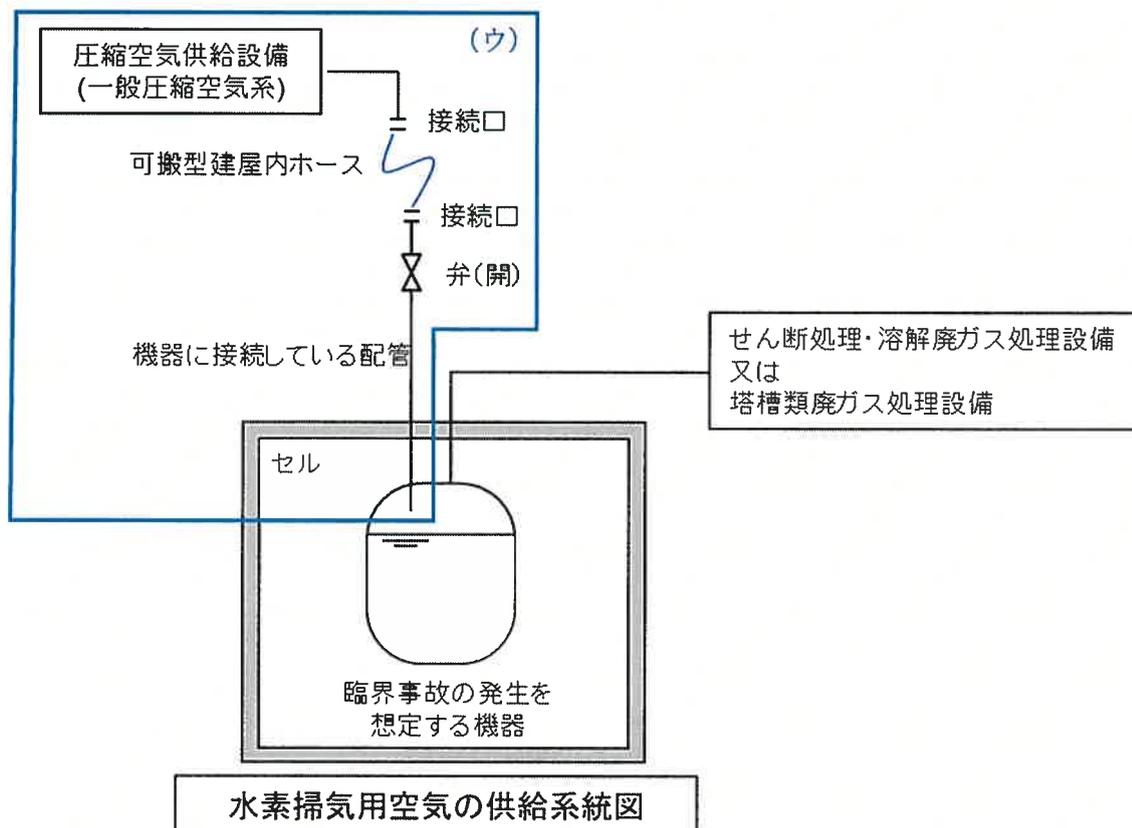


※略記号は別紙図 7-17 の例による

(ア) 臨界事故が発生した場合には、速やかに未臨界に移行させるため、臨界事故の発生を仮定する機器に可溶性中性子吸収材を自動で供給する。

(イ) 臨界事故の発生を仮定する機器につき、事故防止対策として講じているインターロック（別紙図6-6）の機能が喪失することを想定して、同インターロックとは異なる設備を設け、中央制御室からの運転員の操作により核燃料物質の移送を緊急停止させ、当該機器への核燃料物質の供給を防止することにより、臨界事故の拡大を防止する。

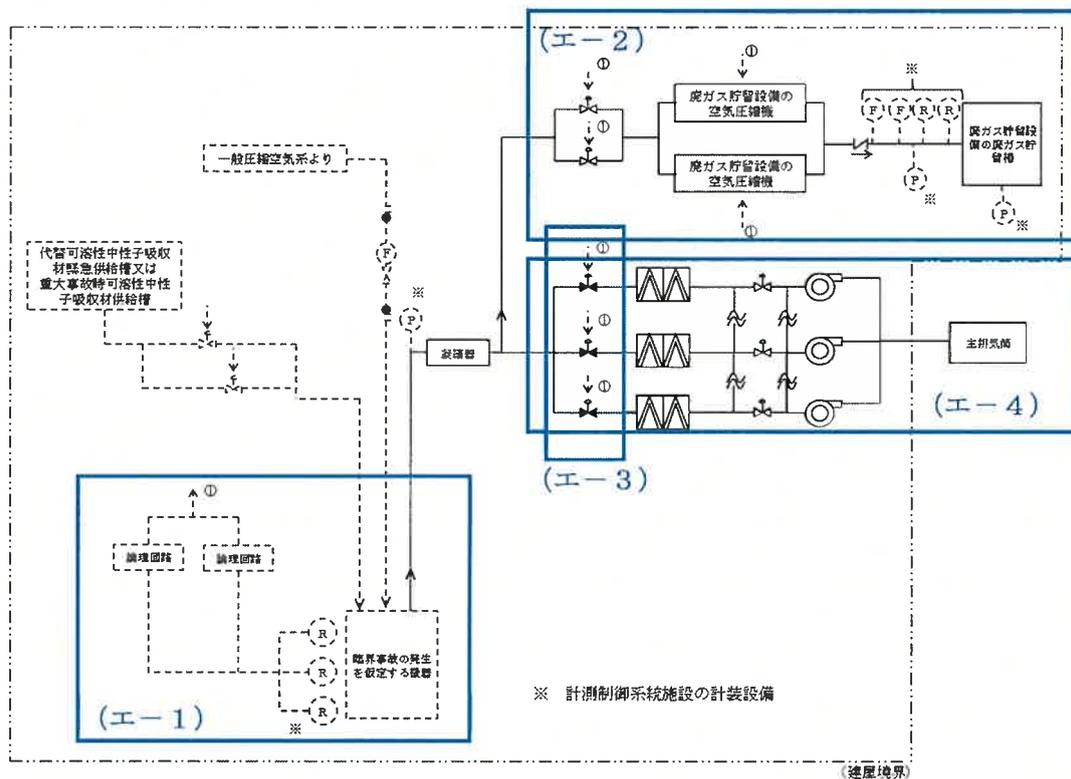
別紙図 7-2 臨界事故への対応（水素掃気）



(ウ) 臨界事故の発生を仮定する機器に接続している配管に可搬型ホースを接続して一般圧縮空気系から空気を供給することにより、水素掃気を行い、当該機器内の水素濃度が可燃限界濃度未満になるようにする。

別紙図 7-3 前処理建屋における臨界事故への対応（廃ガス貯留槽への導出）

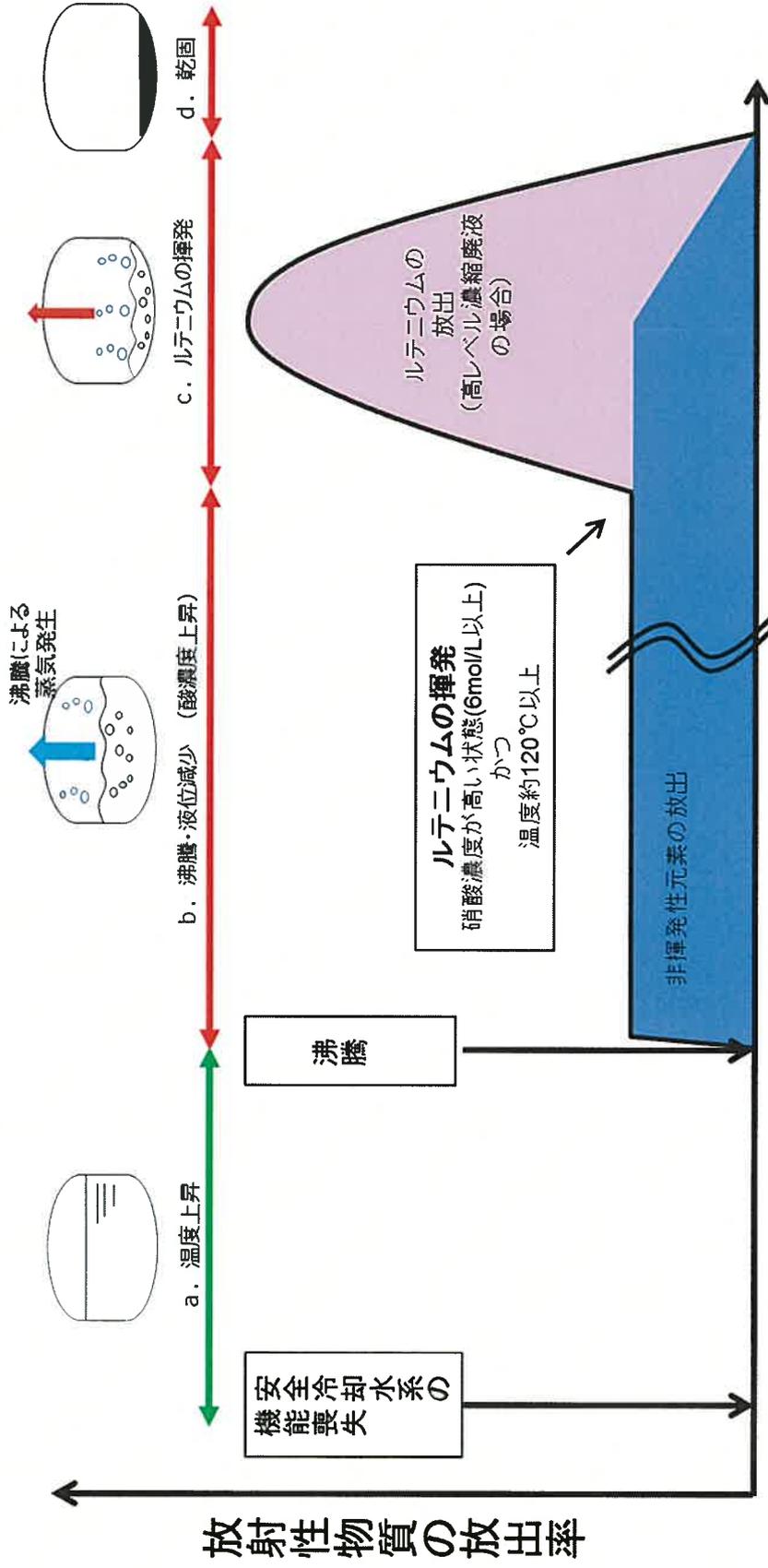
（乙85号証6-7-297ページに被告において一部加筆）



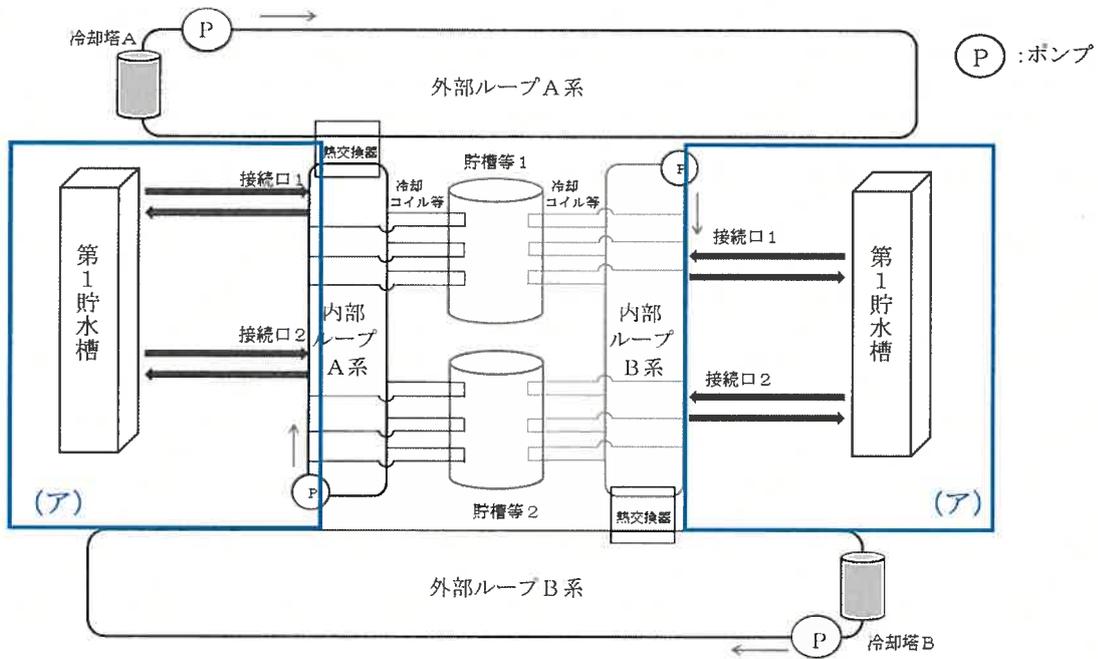
※略記号は別紙図 7-17 の例による。

- (エ-1) 臨界事故の発生を仮定する機器における臨界事故の発生を，臨界検知用放射線検出器により検知した場合，信号（図中の①）が各設備（下記エ-2 及びエ-3）に送られる。
- (エ-2) 廃ガス貯留設備の隔離弁が自動で開放され，その空気圧縮機が自動で起動して，放射性物質を含む気体を廃ガス貯留槽に導出する。
- (エ-3) 廃ガス処理設備の隔離弁により，流路が速やかに自動で遮断される。
- (エ-4) 廃ガス貯留槽が所定の圧力に達した場合には，遮断した廃ガス処理設備の流路を開放し，臨界事故の発生を仮定する機器に残存する放射性物質を高性能粒子フィルタで低減した上で，主排気筒から放出する。

別紙図 7-4 冷却機能の喪失による蒸発乾固の特徴

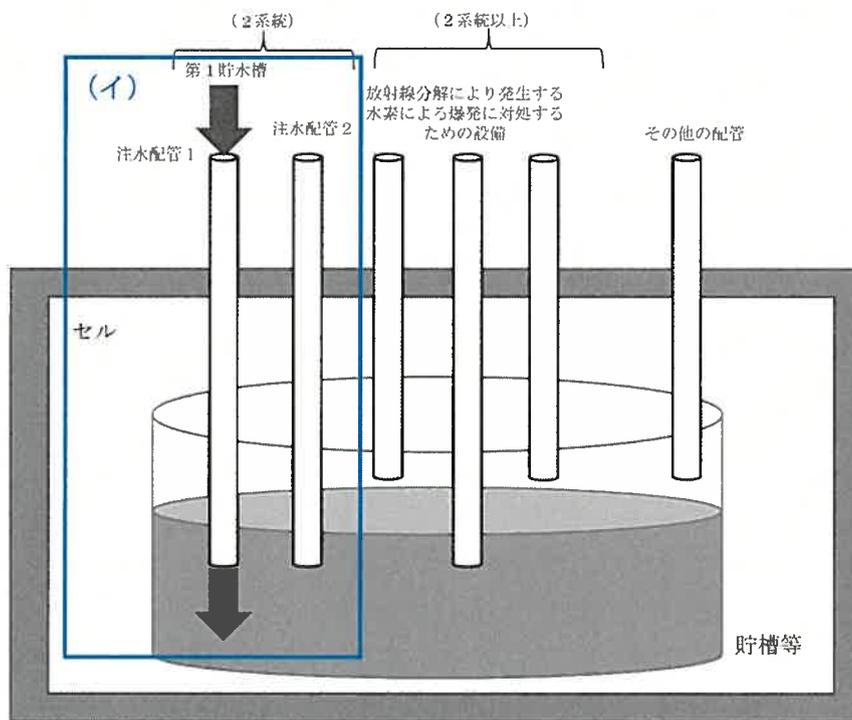


別紙図 7-5 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対応（内部ループへの通水）
 （乙第85号証8-7-293ページに被告において一部加筆）



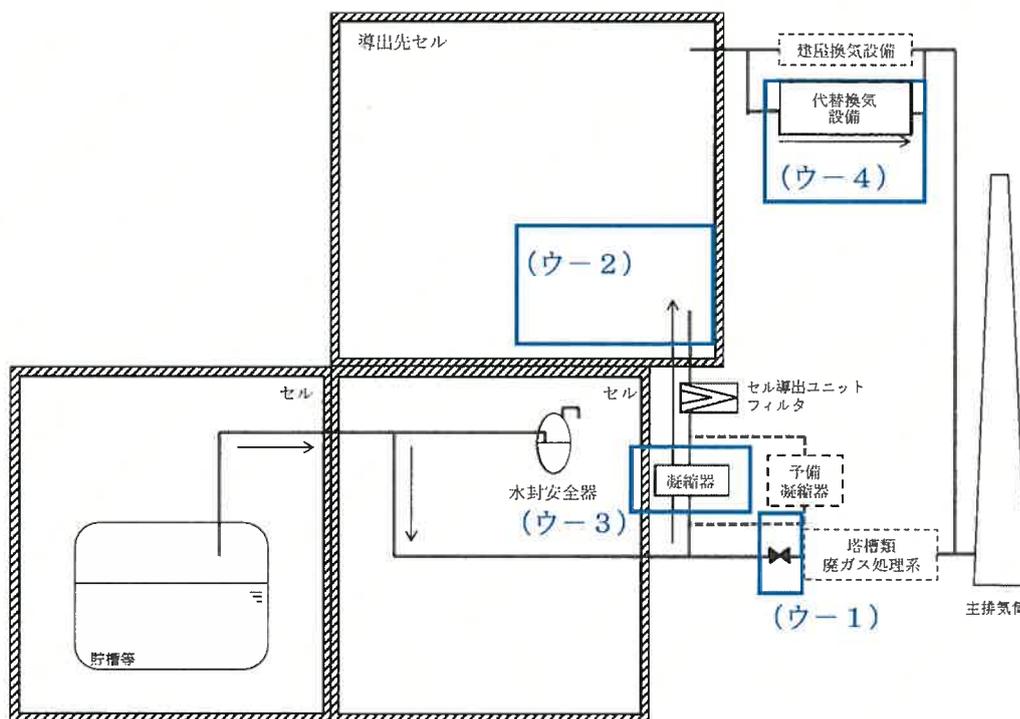
(ア) 第1貯水槽から安全冷却水系の内部ループの接続口まで可搬型ホース及び可搬型中型移送ポンプを敷設、接続して冷却水を供給することにより、内部ループ及び各機器の冷却コイル等を介して機器の冷却を行い、溶液が沸騰に至ることを防止する。

別紙図 7-6 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対応（機器への注水）
 （乙第85号証8-7-294ページに被告において一部加筆）



(イ) 第1貯水槽から各機器（高レベル濃縮廃液貯槽等）の配管に設けた接続口まで可搬型ホース及び可搬型中型移送ポンプを敷設，接続して機器本体に直接冷却水を間欠的に供給することにより，溶液の液位低下を防止する。

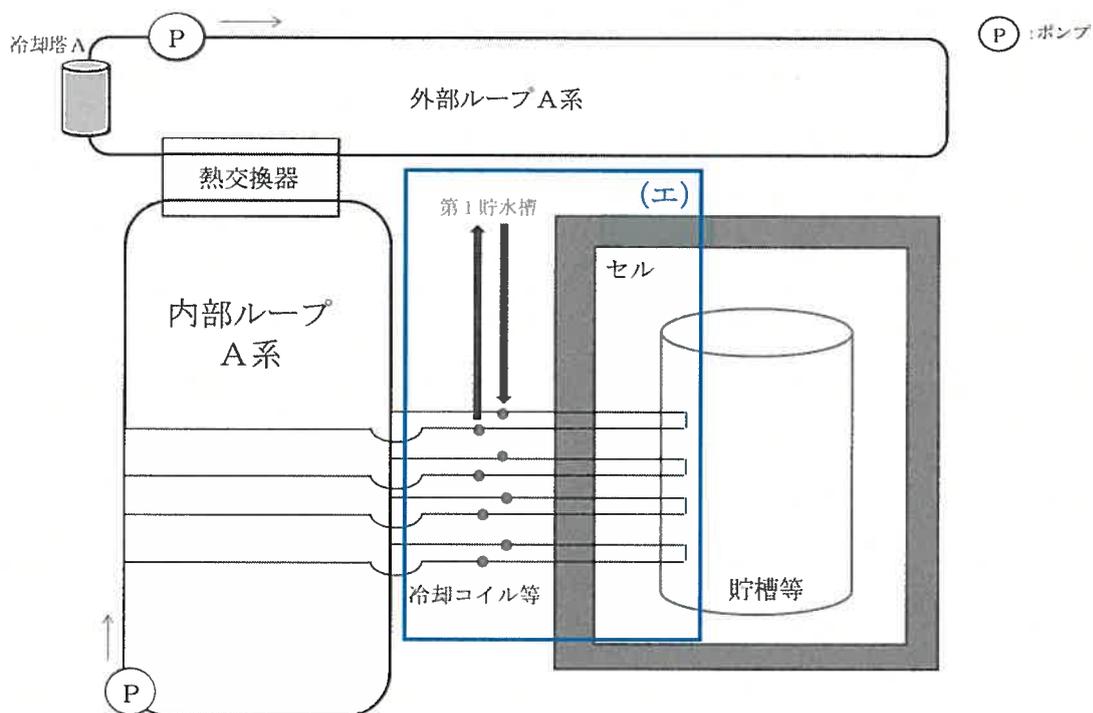
別紙図 7-7 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対応（セルへの導出等）
 （乙第85号証8-7-296ページに被告において一部加筆）



※略記号は別紙図 7-17 の例による。

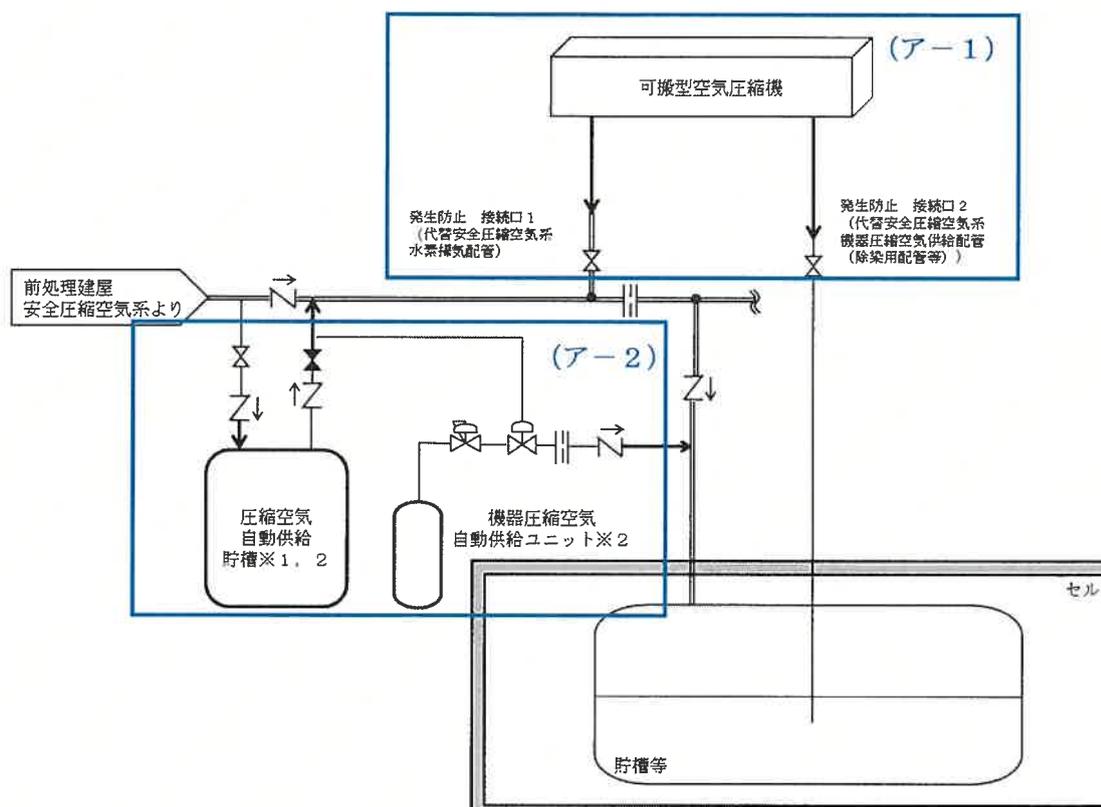
- (ウ-1) 安全冷却水系の冷却機能の喪失後、塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁により流路を遮断する。
- (ウ-2) 気相部に移行した放射性物質を各建屋の導出先セルに導出する。
- (ウ-3) この導出先セルまでの経路上には凝縮器を設置し、これにより沸騰蒸気を凝縮させ放射性エアロゾルを低減する。
- (ウ-4) 導出先セルに移行した放射性エアロゾルは、代替換気設備の可搬型の高性能粒子フィルタで除去した上、同設備の可搬型排風機等を用いて主排気筒から放出する。

別紙図 7-8 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対応 (冷却コイル等への通水)
 (乙85号証8-7-295ページに被告において一部加筆)



(エ) 可搬型ホース等により冷却コイル等へ冷却水を通水し、内部ループを経由することなく冷却コイル等内のみにおいて冷却水を循環させ、対象の機器を冷却し、これにより溶液の温度を低下させ、未沸騰状態にさせ、それを維持する。

別紙図 7-9 放射線分解により発生する水素による爆発への対応（可搬型空気圧縮機等による掃気）（乙第85号証8-7-500ページに被告において一部加筆）



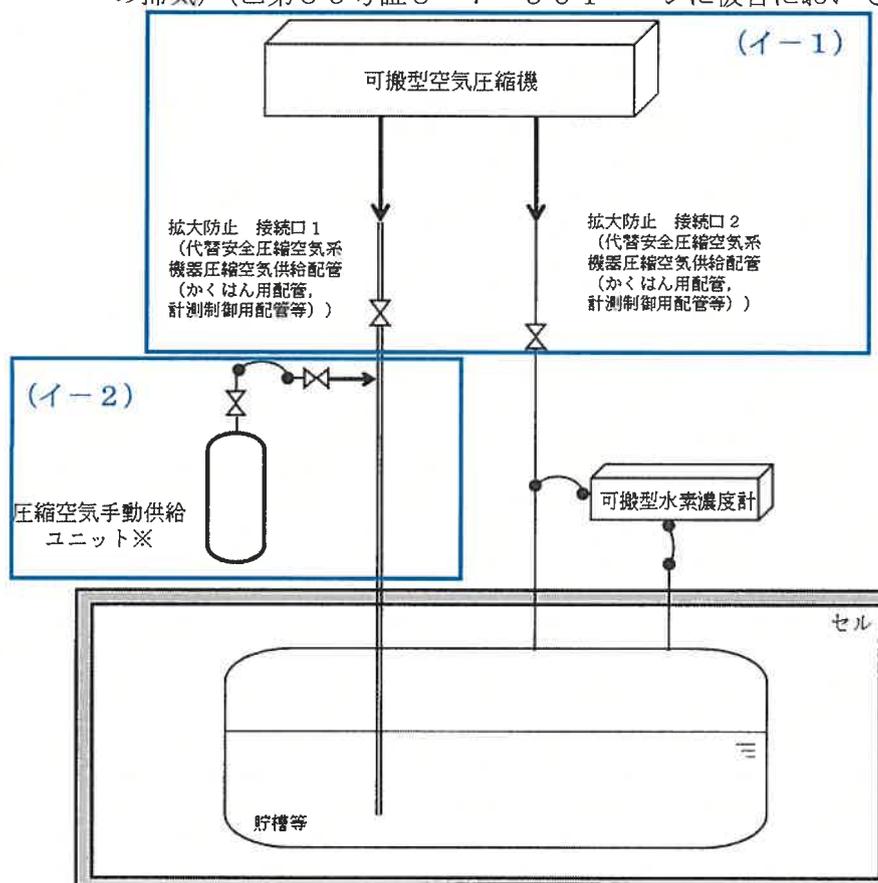
※1 分離建屋，精製建屋に設置。ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋は圧縮空気自動供給ユニット。
 ※2 可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある機器に設置。

※略記号は別紙図 7-17 の例による。

(A-1) 可搬型空気圧縮機から専用の配管に可搬型ホース等を敷設，接続して空気を供給することにより各機器内の水素濃度が未然防止濃度に至る前に水素掃気を行う。

(A-2) 機器内の水素濃度の上昇が速く，圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある機器（精製建屋のプルトニウム濃縮液一時貯槽等）については，可搬型空気圧縮機の接続までの時間を確保するため，圧縮空気自動供給系の空気貯槽若しくはポンペ又は機器圧縮空気自動供給ユニットのポンペを設置し，安全圧縮空気系による水素掃気機能が喪失した後，速やかに水素掃気を自動で開始する。

別紙図 7-10 放射線分解により発生する水素による爆発への対応（異なる接続口からの掃気）（乙第85号証8-7-501ページに被告において一部加筆）



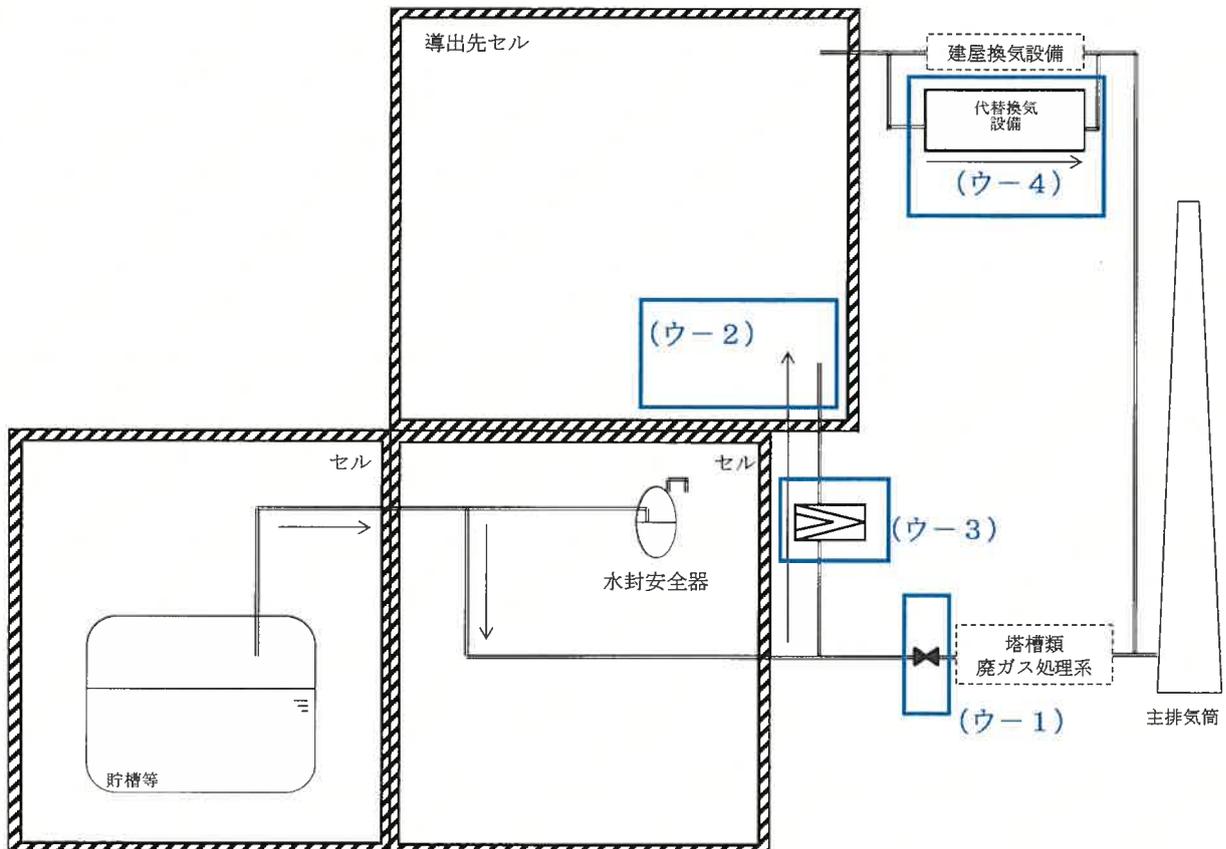
- ※
- ・分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋に設置
 - ・可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある機器に設置
 - ・空気ポンプ及びホースを用いて、手動で弁を操作することにより圧縮空気を供給する設備

※略記号は別紙図 7-17 の例による。

(イ-1) 水素爆発が発生した場合においても、再度の水素濃度上昇及び水素爆発が発生することがないように、別紙図7-9のアー1で用いる2本の配管とは別の配管に、可搬型空気圧縮機、可搬型ホース等を敷設、接続して水素掃気を行い、水素濃度を可燃限界濃度未満に維持する。

(イ-2) 機器内の水素濃度の上昇が速く、圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある機器（精製建屋のプルトニウム濃縮液一時貯槽等）については、可搬型空気圧縮機の接続までの時間を確保するため、圧縮空気手動供給ユニットのポンペを設置し、安全圧縮空気系による水素掃気機能が喪失した後、速やかに水素掃気を手動で開始する。

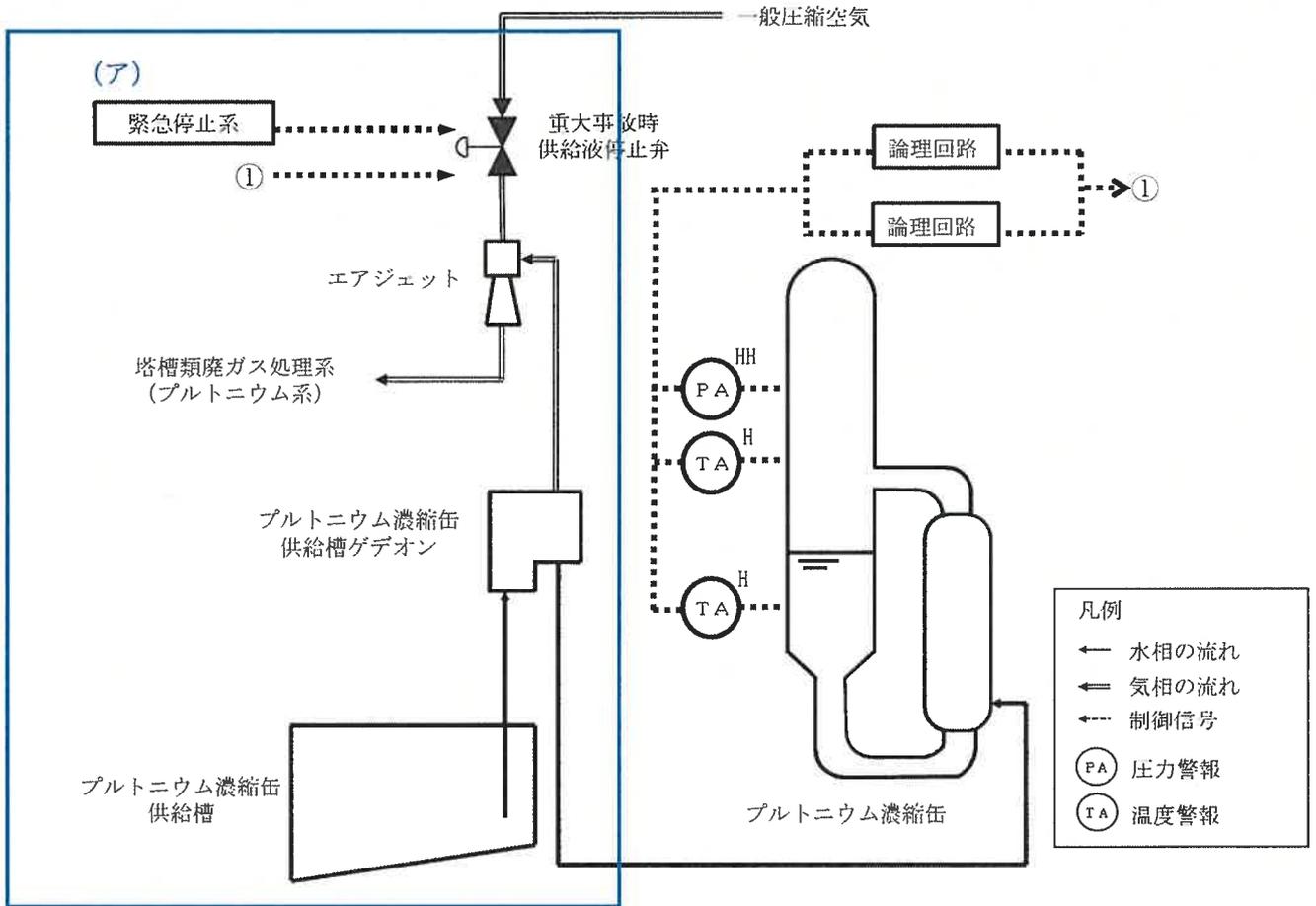
別紙図 7-1-1 放射線分解により発生する水素による爆発への対応（セルへの導出等）
 （乙第85号証8-7-502ページに被告において一部加筆）



※略記号は別紙図 7-1-7 の例による。

- (ウ-1) 安全圧縮空気系の水素掃気機能の喪失後、塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁により流路を遮断する。
- (ウ-2) 気相部に移行した放射性物質を各建屋の導出先セルに導出する。
- (ウ-3) 水素爆発に至る前であれば水素掃気の排気に含まれる放射性物質の濃度が運転時と同程度であることから、同経路上に高性能粒子フィルタを設置して放射性エアロゾルを除去する。
- (ウ-4) 導出先セルに移行した放射性エアロゾルは、代替換気設備の可搬型の高性能粒子フィルタで除去した上、同設備の可搬型排風機等を用いて主排気筒から放出する。

別紙図 7-12 有機溶媒等による火災又は爆発への対応（供給液の供給停止）（乙第 8 5 号証 6-6-400 ページに被告において一部加筆）

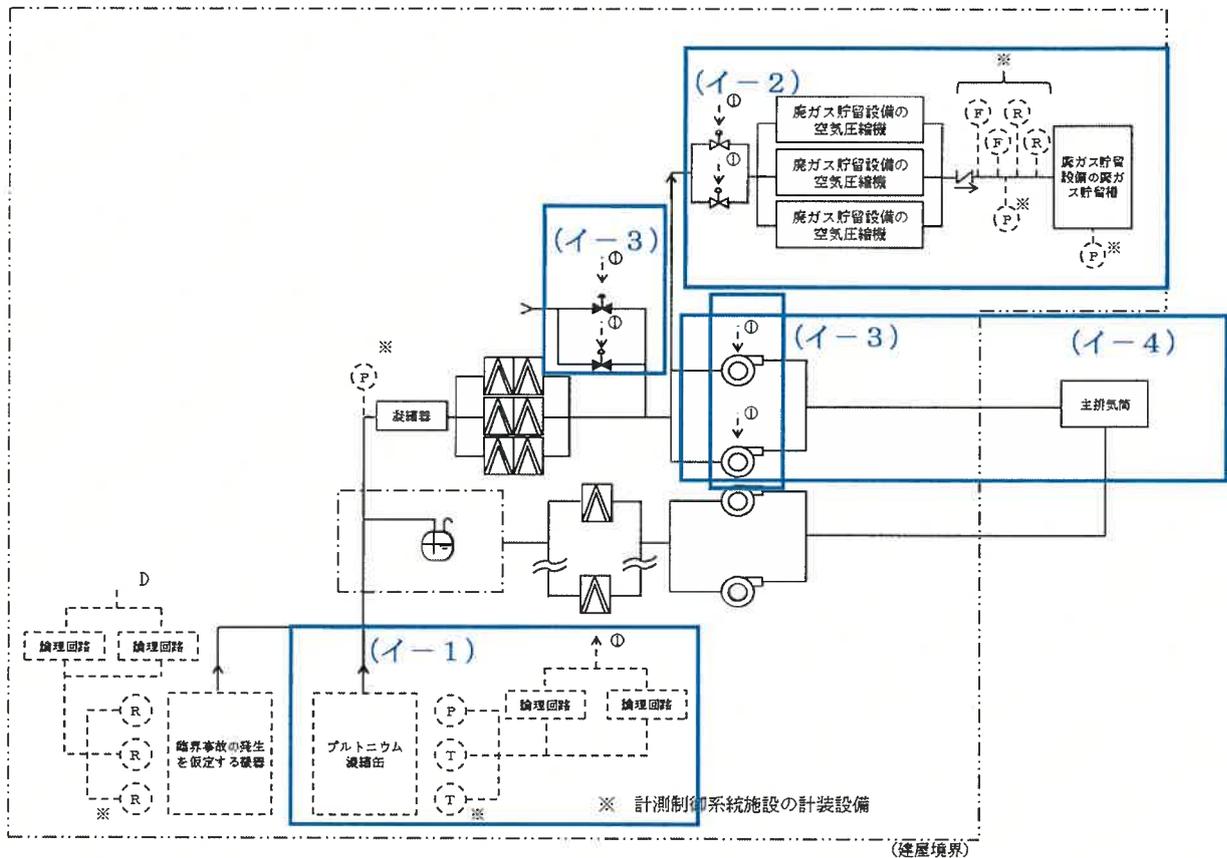


※上記凡例以外の略記号は別紙図 7-17 の例による。

(ア) TBP等の錯体の急激な分解反応の発生を検知した場合には、速やかに分解反応を収束させ、その再発を防止するため、プルトニウム濃縮缶へのTBP等を含む供給液の供給を自動で停止する。

※万一供給液の供給自動停止が機能しなかった場合に備え、重大事故時供給停止回路の緊急停止系により、並行して手動による停止操作も行う。

別紙図 7-13 有機溶媒等による火災又は爆発への対応（廃ガス貯留槽への導出）
 （乙第85号証8-7-601ページに被告において一部加筆）



※略記号は別紙図 7-17 の例による。

(イ-1) プルトニウム濃縮缶における T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生を、分解反応検知機器により検知した場合、信号 (図中の①) が各設備 (下記イ-2 及びイ-3) に送られる。

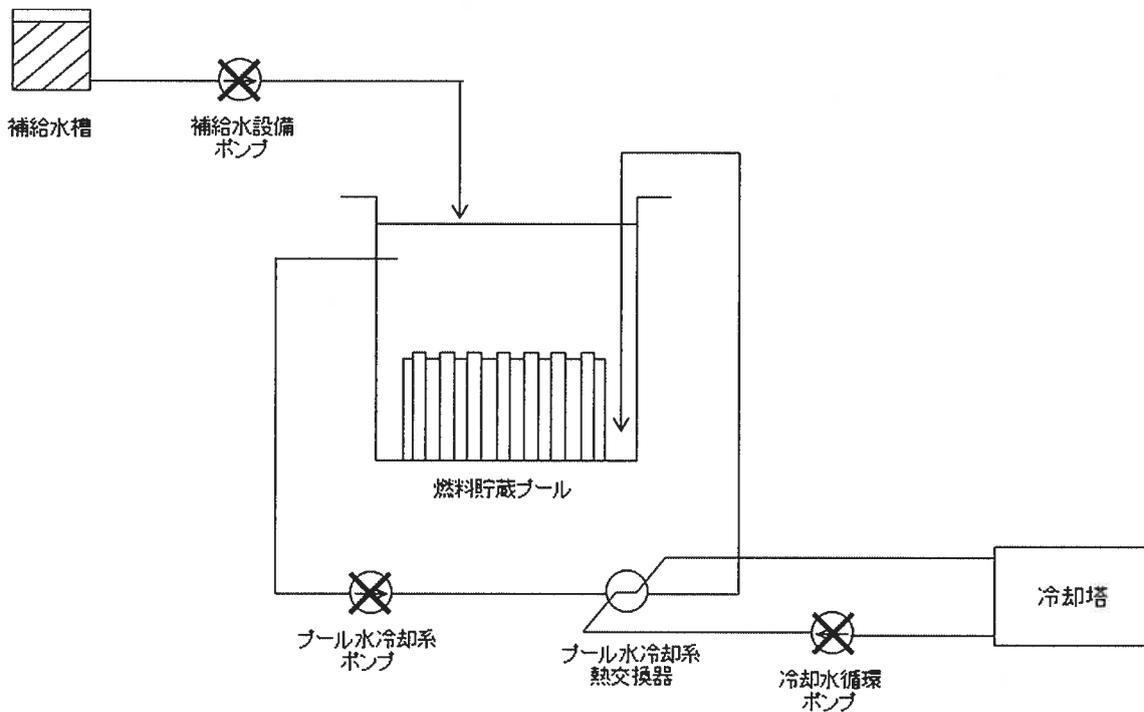
(イ-2) 廃ガス貯留設備の隔離弁が自動で開放され、その空気圧縮機が自動で起動して、放射性物質を含む気体を廃ガス貯留槽に導出する。

(イ-3) 精製建屋の塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断するために、その隔離弁を速やかに自動で閉止するとともに、排風機も自動で停止する。

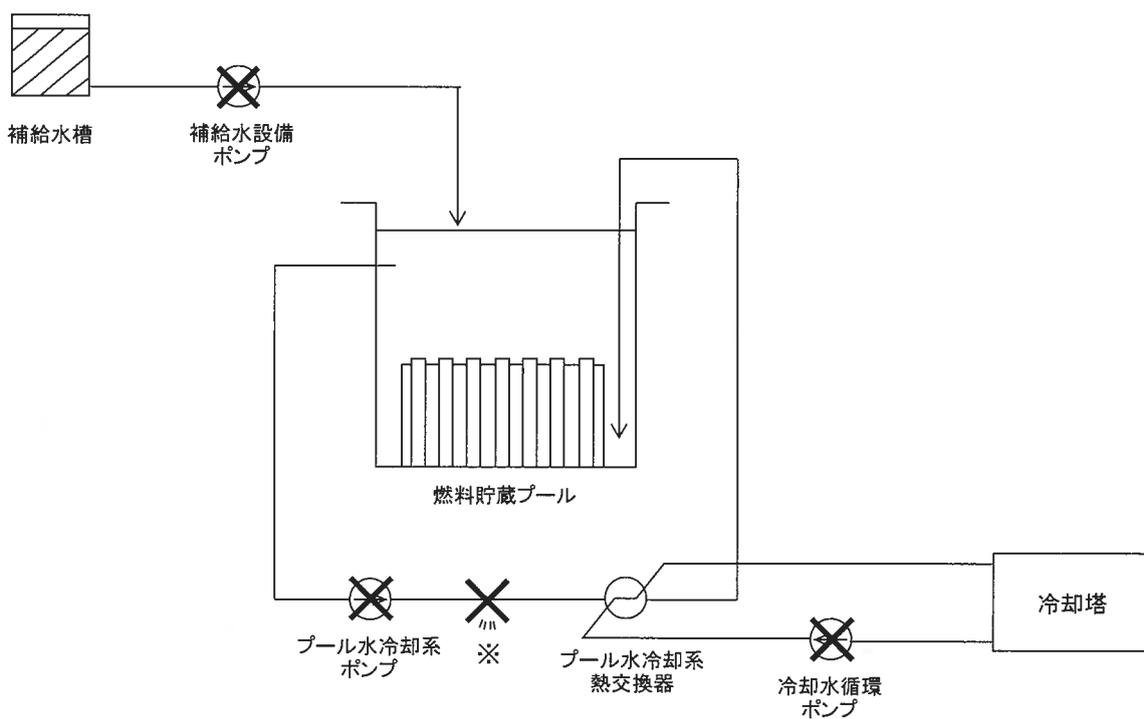
(イ-4) 廃ガス貯留槽が所定の圧力に達した場合、遮断した精製建屋の塔槽類廃ガス処理設備の流路を開放し、プルトニウム濃縮缶に残存する放射性物質を高性能粒子フィルタで低減した上で、主排気筒から放出する。

別紙図 7-14 想定事故1及び想定事故2の概要図

●想定事故1

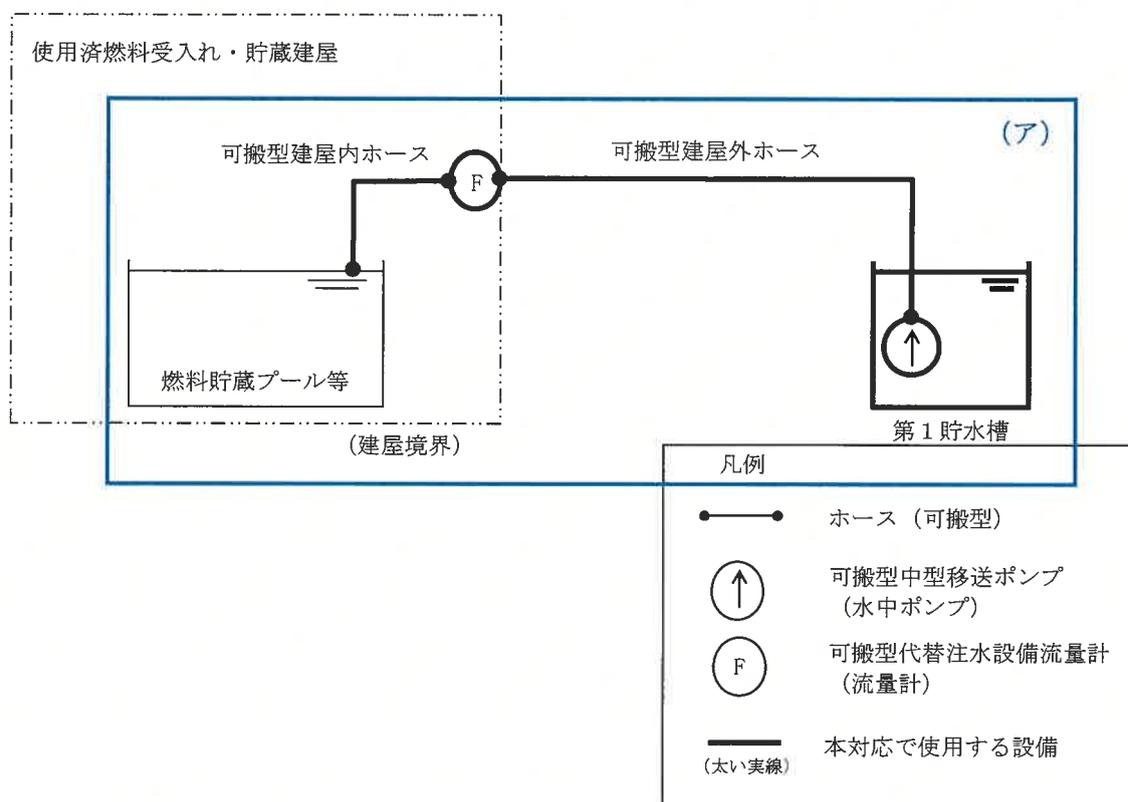


●想定事故2



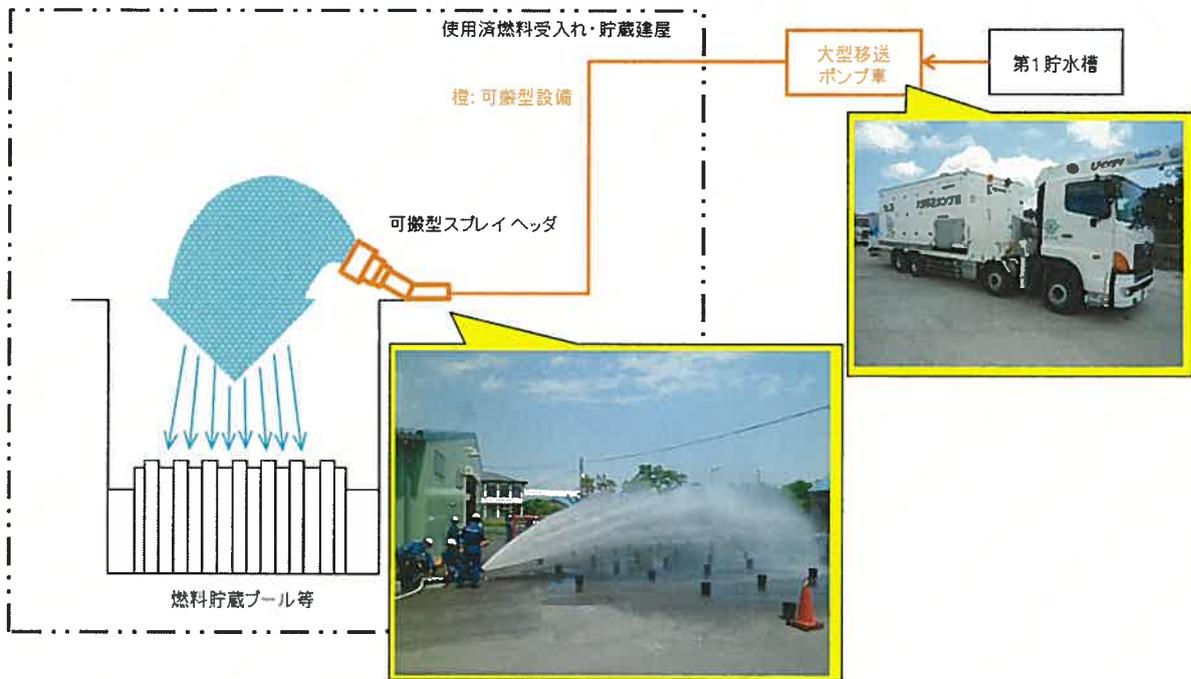
※サイフォン効果等及びスロッシングによる小規模な水の漏えい

別紙図 7-15 使用済燃料の著しい損傷への対応（燃料貯蔵プール等への注水）
 （乙第85号証8-7-679ページに被告において一部加筆）



(ア) 第1貯水槽から燃料貯蔵プール等まで可搬型ホース（可搬型建屋内ホース，可搬型建屋外ホース）及び可搬型中型移送ポンプ等を敷設，接続し，燃料貯蔵プール等に直接注水する。

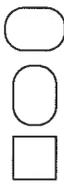
別紙図 7-16 使用済燃料の著しい損傷への対応（燃料貯蔵プール等へのスプレイ）



別紙図 7-1-7 略記号一覧図

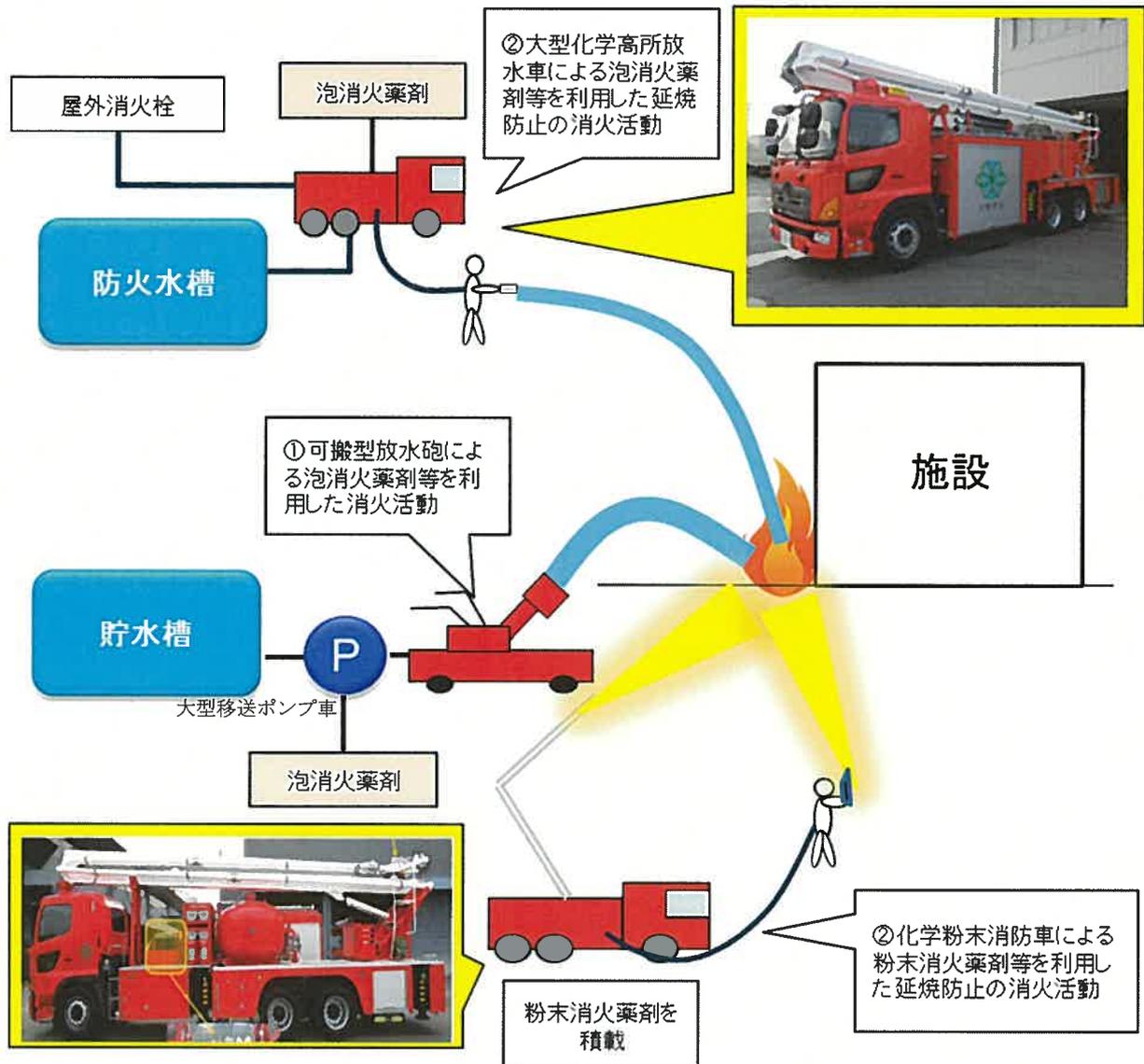
(乙第85号証6-2, 6-3ページより)

本章(第7章)において掲載する系統概要図(別紙図7-1, 別紙図7-3, 別紙図7-7, 別紙図7-9ないし別紙図7-13)中の略記号の記載は、以下の例による。

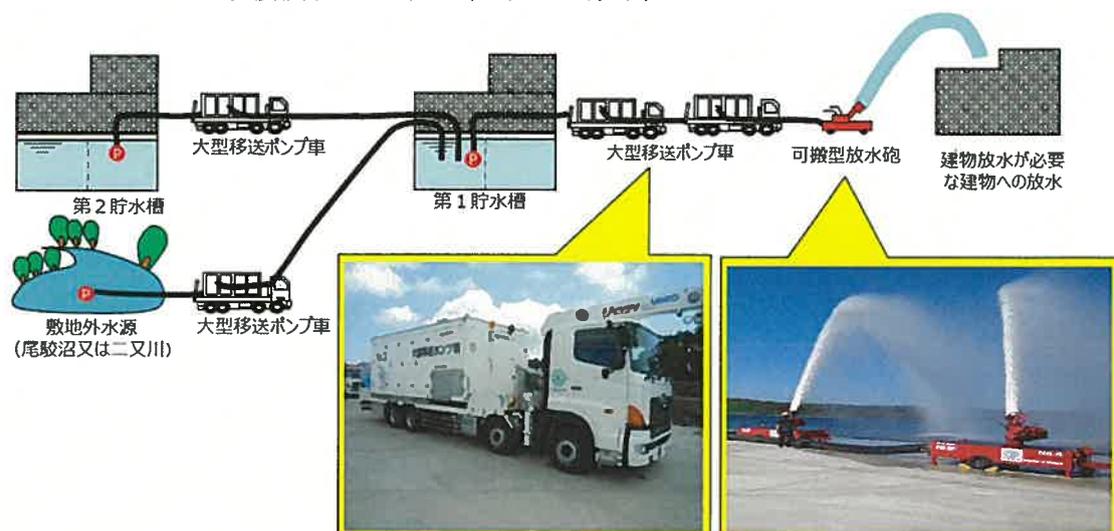
	送・排風機		圧力計		槽, 濃縮缶, ホット		自動弁(閉)
	高性能粒子フィルタ		流量計		可搬型と取り合う常設設備の接続口		自動弁(開)
	粒子フィルタ		温度計		可搬型と可搬型の接続金具		配管, ダクト, 通路(常設)
	プレフィルタ		濃度計		水中ポンプ		ホース, ダクト, ケーブル(可搬型)
	ダンパ(閉)		水位計		スプレイヘッド		重大事故等対処施設
	ダンパ(開)	 <small>(中性子線用の場合: (Rⁿ))</small>	モニタ		外気取入口		重大事故等対処施設のうち設計基準対処施設と兼用するもの
	逆止ダンパ		手動弁(閉)		外気放出口		本設備以外の設備
	逆止弁		手動弁(開)				本凡例に記載がない機器

第8章関係

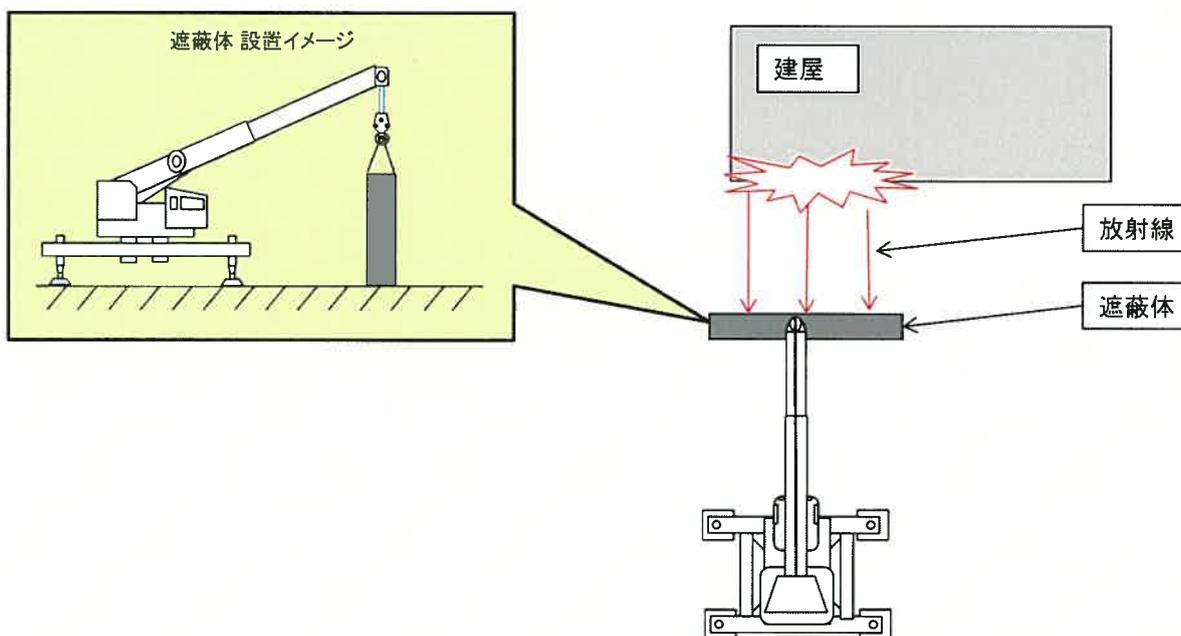
別紙図 8-1 大規模損壊への対処（航空機衝突による燃料火災の消火活動）



別紙図 8-2 大規模損壊への対処（建物への放水）



別紙図 8-3 大規模損壊への対処（クレーンによる遮蔽体の設置）



語句注

(注1) ウラン

ウランとは、原子番号92の元素をいう。ウランは、ラジウム、トリウム等と並んで天然に存在する放射性元素の一つである。天然のウランは、ウラン235、ウラン238等の同位体(注51)の混合物であり、その存在比はそれぞれ約0.7%、約99.3%等である。

(注2) プルトニウム

プルトニウムとは、原子番号94の元素をいう。プルトニウムは、一般的には天然に存在しない放射性元素の一つであり、主として原子炉(注22)内において、ウラン238が中性子(注40)を捕獲した後、放射線を放出して崩壊(注16)することによって生じる。

(注3) 核分裂生成物

核分裂生成物とは、原子核の核分裂の結果生ずる核種(注91)及びこれら核種の一連の崩壊によって生ずる核種の総称をいう。

(注4) 放射性廃棄物、高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物

放射性廃棄物とは、使用済燃料の再処理の際に取り出した、核分裂生成物を主成分とする放射能(注13)の高い廃棄物である「高レベル放射性廃棄物」と、原子力発電所や核燃料施設等の原子力施設で発生する廃棄物のうち、高レベル放射性廃棄物を除く廃棄物である「低レベル放射性廃棄物」とをいう。

高レベル放射性廃棄物は、その放射能レベルが低下するには長い時間がかかり、その間、人間の生活環境から隔離する必要があるため、我が国においては、これをガラス固化体(注7)にして貯蔵した後、最終的には地下300m以深の安定

した地層に処分する方針としている。

低レベル放射性廃棄物は、放射能のレベル等によって分類され、その分類に応じて適切に埋設処分される。

(注5) 硝酸ウラニル溶液

硝酸ウラニル溶液とは、ウランを含む硝酸溶液をいう。

(注6) 硝酸プルトニウム溶液

硝酸プルトニウム溶液とは、プルトニウムを含む硝酸溶液をいう。

(注7) ガラス固化体

ガラス固化体とは、使用済燃料を再処理した際に生じる放射能の高い廃液（高レベル放射性液体廃棄物（高レベル廃液））を、ガラス溶融炉の中で、ガラス原料と共に溶融し、ステンレス鋼製の容器（キャニスター）に入れ、冷やし、固めたものをいう。

(注8) 安全機能，安全機能を有する施設

安全機能とは、再処理施設の運転時，停止時，運転時の異常な過渡変化（注18）時又は設計基準事故（注19）時において，再処理施設の安全性を確保するために必要な機能をいう（再処理事業指定基準規則1条2項3号）。本件再処理工場における安全機能には，遮蔽機能，放射性廃棄物の放出管理機能，放射線監視機能（以上本準備書面第5章参照），臨界防止機能，閉じ込めの機能，冷却機能，火災等による損傷の防止機能（以上同第6章参照）等が含まれる。

安全機能を有する施設とは，再処理施設のうち，安全機能を有するものをいう（再処理事業指定基準規則1条2項4号）。再処理事業指定基準規則第2章は，安全機能を有する施設について規定している。

(注9) 安全上重要な施設

安全上重要な施設とは、安全機能を有する施設のうち、その機能の喪失により、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがあるもの及び設計基準事故時に公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止するため、放射性物質又は放射線が再処理施設を設置する工場等外へ放出されることを抑制し、又は防止するものをいう（再処理事業指定基準規則1条2項5号）。安全上重要な施設は、それが果たす安全機能の性質に応じて、異常発生防止系（Prevention System（PS））。その機能の喪失により、再処理施設を異常状態に陥れ、もって公衆等に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。）と異常影響緩和系（Mitigation System（MS））。再処理施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって公衆等に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの。）とに分類される（再処理事業指定基準規則の解釈1条部分の2項）。

本件再処理工場においては、遮蔽機能との関係では遮蔽機能を有する設備が（乙第85号証6-1-429、6-1-431、6-1-433、6-1-436ページ）、放射性廃棄物の放出管理機能及び閉じ込めの機能との関係では放射性物質を内包する各系統及び機器、これらを収納しているセル（注68）等、気体廃棄物の廃棄施設等が（同号証6-1-427ないし6-1-431ページ）、放射線監視機能との関係では主排気筒の排気筒モニタ（注72）が（同号証6-1-436ページ）、臨界防止機能との関係では全濃度安全形状寸法管理をしている機器等が（同号証6-1-432ページ）、冷却機能との関係ではプール水冷却系、安全冷却水系、補給水設備等が（同号証6-1-435ページ）、火災等による損傷の防止機能との関係では安全圧縮空気系等が（同号証6-1-431ページ）、それぞれ安全上重要な施設に当たる。

(注10) 耐震重要施設，耐震重要度分類

耐震重要施設とは，安全機能を有する施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいとされている施設であり（再処理事業指定基準規則6条1項），具体的には，耐震重要度分類がSクラスの施設をいう。本件再処理工場においては，①その破損等により臨界（注15）事故を起こすおそれのある施設，②使用済燃料貯蔵設備の燃料貯蔵プール・ピット等，③a 高レベル放射性液体廃棄物（高レベル廃液）を内包する系統及び機器のうち安全上重要な施設（固体廃棄物の廃棄施設のガラス熔融炉等），b プルトニウムを含む溶液を内包する系統及び機器のうち安全上重要な施設（溶解設備の溶解槽等），c a，bを収納するセル等，d a，b，cに関連する施設で放射性物質の外部への放出を抑制するための施設（換気設備のうち安全上重要な施設等），④安全冷却水系，プール水冷却系，補給水設備，⑤安全圧縮空気系等が，それぞれ耐震重要施設に当たる（乙第85号証6-1-244ないし6-1-246ページ）。

耐震重要度分類とは，各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（耐震重要度）に応じた分類をいう。各施設は，Sクラスのほか，Bクラス，Cクラスに分類される（再処理事業指定基準規則の解釈別記2の2）。

(注11) 基準地震動

基準地震動とは，原子力発電所，再処理工場等の耐震設計に用いるために策定する地震動をいう。

(注12) 地震力

地震力とは，地震動により建物・構築物及び機器・配管系に作用する力をいう。

(注13) 放射線，放射能

放射線とは、崩壊、核分裂（注15）等によって放出される粒子線又は電磁波をいう。粒子線には、崩壊する際に原子核から放出されるアルファ線、ベータ線、核分裂の際に放出される中性子線等がある。電磁波には崩壊する際に原子核から放出されるガンマ線、人工的に原子核の外で発生させるエックス線等がある。

放射能とは、放射性物質が放射線を放出する能力のことをいう。放射能を表す単位にはベクレル（Bq）が用いられる。1 Bqは、1秒間に1個原子核が崩壊する量をいう。

（注14）深層防護

深層防護とは、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、各々の障壁が独立して有効に機能することを求めるものである。これにより、一つの障壁が万一機能しなくても、次の障壁が機能することとなる。

（注15）核分裂、核分裂連鎖反応、臨界

核分裂とは、ウランやプルトニウム等の重い元素の原子核が複数の原子核に分裂し、エネルギーや中性子線等の放射線を放出することをいう。

核分裂連鎖反応とは、核分裂性物質が中性子を吸収して核分裂を起こすとき、エネルギーを放出するとともに新たに複数の中性子を放出し、他の核分裂性物質がこの放出された中性子の一部を吸収して次の核分裂を起こすと同時に中性子を放出し、更に他の核分裂性物質がこの放出された中性子の一部を吸収してまた次の核分裂を起こすというように核分裂が次から次へ連鎖的に起こる現象をいう。

臨界とは、核分裂連鎖反応が一定の割合で継続する状態をいう。

（注16）崩壊、崩壊熱

崩壊とは、原子が高いエネルギーを持つ不安定な状態から、時間の経過とともに

に原子核から高速の粒子や電磁波を放出して安定な状態に変化することをいう。

崩壊熱とは、放射性物質が崩壊して、放射線を出すときに発生する熱のことをいう。

(注17) 有機溶媒, TBP, n-ドデカン

有機溶媒とは、有機性の溶媒をいう。本件再処理工場では、ウランとプルトニウムの抽出剤として、TBP（りん酸三ブチル：tributyl phosphate の略）をn-ドデカン（normal-dodecane）で約30%に希釈した有機溶媒を用いている。

TBPは、水に難溶の無色の液体である。金属元素の溶媒抽出に多く用いられ、再処理で重用されている。

n-ドデカンは、パラフィン炭化水素に属し、水に不溶の液体である。ドデカンには幾つかの異性体が存在するが、炭素原子が直鎖状のものをn-ドデカンという。

(注18) 運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化とは、運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には温度、圧力、流量その他の再処理施設の状態を示す事項が安全設計上許容される範囲を超えるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象をいう

（再処理事業指定基準規則1条2項1号）。被告は、本件再処理工場の設計の基本方針において、深層防護のうち異常拡大防止の考え方が適切に採用されていることを確認するために、運転時の異常な過渡変化を選定し、異常発生防止に係る対策を考慮せずに異常拡大防止に係る対策が十分機能を発揮するか否かにつき解析を行い、判断基準を満たすことを確認している。

(注19) 設計基準事故

設計基準事故とは、発生頻度が「運転時の異常な過渡変化」より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には再処理施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象をいう（再処理事業指定基準規則1条2項2号）。被告は、本件再処理工場の設計の基本方針において、深層防護のうち事故影響緩和の考え方が適切に採用されていることを確認するために、設計基準事故を選定し、異常発生防止に係る対策及び異常拡大防止に係る対策を考慮せずに事故影響緩和に係る対策が十分機能を発揮するか否かにつき解析を行い、判断基準を満たすことを確認している。

(注20) 重大事故等対処施設、重大事故等対処設備

重大事故等対処施設とは、重大事故等に対処するための機能を有する施設をいう（再処理事業指定基準規則1条2項6号）。再処理事業指定基準規則第3章は、重大事故等対処施設について規定している。

重大事故等対処設備とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう（同項7号）。

(注21) 原子力安全委員会

原子力安全委員会とは、昭和53年10月、原子力の安全確保体制を強化する目的をもって、原子力委員会の機能のうち、安全規制を独立して担当するものとして総理府に設置された（中央省庁等改革関係法施行法（平成11年法律第160号）により、平成13年1月6日以降は内閣府に設置されるものとされた。）組織をいう。原子力安全委員会は、原子力の研究、開発及び利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項について企画、審議し及び決定する権限を有していた。また、原子力安全委員会の下には、原子炉安全専門審査会、核燃料安全専門審査会をはじめとする各種の専門部会等が組織され、調査・審議が行われていた。

なお、原子力安全委員会は、原子力規制委員会の設置に伴い、平成24年9月19日をもって廃止された（原子力規制委員会設置法附則13条）。

（注22）原子炉，軽水炉

原子力発電所で用いられる原子炉とは、核分裂性物質における核分裂連鎖反応を安定的に制御しながら臨界を維持し、その核分裂連鎖反応により発生するエネルギーを熱エネルギーとして取り出す装置をいう。

原子炉を構成する基本的な要素は、①核分裂を起こしてエネルギーを発生させる燃料、②核分裂によって発生する高速中性子を次の核分裂を起こしやすい熱中性子の速度にまで減速させるための減速材、③核分裂で発生するエネルギーを熱エネルギーとして外部に取り出すための冷却材、④核分裂により発生する中性子を捕獲して中性子の数を調整することにより核分裂連鎖反応を安定的に制御するための制御材等である。

軽水炉とは、原子炉のうち、減速材及び冷却材としていずれにも軽水（通常の水）を用いるものをいう。軽水炉型原子炉には、原子炉の中で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送る沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor）と、原子炉の中で冷却材に高圧をかけ、その沸騰を抑えることによって高温の水を作り、それを蒸気発生器に導き、そこで高温の水の持つ熱エネルギーにより別の冷却材を蒸気に変えてタービンに送る加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）とがある。

（注23）ピューレックス法

ピューレックス法とは、使用済燃料を硝酸で溶解し、その溶解液を有機溶媒と接触させ、有機溶媒への抽出のされやすさの差を利用して、ウラン、プルトニウム及び核分裂生成物を分離する使用済燃料の再処理の方法をいう。世界各国で既に40年以上の実績を有し、確立された商業技術となっている。

(注24) 交流電源, 直流電源

交流電源とは, 時間によって電流や電圧の大きさ及び向きが変化する交流の電力を供給する電源をいう。一般に, 交流電源は, ポンプ等の機器に供給する。

直流電源とは, 交流電源に対して時間によらず電流や電圧の大きさ及び向きが一定である直流の電力を供給する電源をいう。一般に, 直流電源は, 監視, 計測, 制御系の機器に供給する。

(注25) 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失とは, 外部電源系統及び交流(動力)電源である非常用ディーゼル発電機からの電力供給がすべて喪失した状態をいう。全交流動力電源喪失が発生すると, 安全上重要な施設のうち動的機器の安全機能が維持できなくなる。

(注26) 炉心

炉心とは, 原子炉の出力を担う燃料集合体と, 原子炉の出力調整や停止等を担う制御棒から構成される部分のことをいう。

(注27) (原子炉) 圧力容器

(原子炉) 圧力容器とは, 原子力発電所に設けられる, 高温・高圧に耐えられる縦置き円筒形の容器をいい, その内部に, 燃料集合体, 制御棒, 冷却材等が収納される。

(注28) (原子炉) 格納容器

(原子炉) 格納容器とは, 原子力発電所に設けられる, 圧力容器やポンプ等の重要な機器を格納する気密性の高い構造物をいう。

(注29) 国際原子力機関 (IAEA: International Atomic Energy Agency)

国際原子力機関 (IAEA: International Atomic Energy Agency) とは、原子力の平和的利用を促進するとともに、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止することを目的として設置された国際機関をいう。昭和31年(1956年)、国際連合本部において開催された会議において IAEA 憲章草案が採択され、その翌年に同憲章が所要の批准数を得て発効し、IAEAが発足した。

IAEAは、人々の健康を守るため、及び生命や財産に対する危険を最小限に抑えるために安全基準を策定又は採択する権限を与えられており、安全原則 (Safety Fundamentals: 基本的な安全の目的と、放射線防護と安全の原則を示し、安全要件のための基礎を提示するもの。)、安全要件 (General Safety Requirements, Specific Safety Requirements: 人と環境の防護を確保するために満たされなければならない要件を制定するもの。)、安全指針 (General Safety Guides, Specific Safety Guides: 安全要件を遵守する方法についての推奨や手引きを提示するもの。) といった各種の国際的な安全基準・指針を作成している。

(注30) 原子力安全・保安院

原子力安全・保安院とは、平成13年1月、原子力その他のエネルギーに係る安全及び産業保安の確保を図るため、経済産業省設置法(平成11年法律第99号)に基づき経済産業省の外局である資源エネルギー庁に設置された組織をいう。同院は、本院(経済産業研究所を含む。)、原子力保安検査官事務所及び産業保安監督部で構成され、それぞれ次の役割を担っていた。

原子力安全・保安院は、原子力安全委員会とともに原子力の安全確保についてダブルチェックを行う。原子力保安検査官事務所は、原子炉施設、核燃料施設に設置され、原子力保安検査官及び原子力防災専門官が常駐し、それぞれの施設に

対する安全規制と防災対策を行う。産業保安監督部は、原子力発電所を除く電力、都市ガス、火薬類、高圧ガス、鉱山等に関する安全確保を目的にして、監督・検査等を実施する。

なお、原子力安全・保安院が担っていた原子力安全に係る規制事務は、原子力規制委員会の事務局として平成24年9月19日に発足した原子力規制庁に移管され、それに伴い同院は廃止された。

(注31) シビアアクシデント

シビアアクシデントとは、設計基準事故を超える事象をいう。

(注32) 残余のリスク

残余のリスクとは、策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすことのリスクをいう。

新耐震設計審査指針には、地震学的見地から、基準地震動 S_s を上回る強さの地震動が発生する可能性は否定できず、「残余のリスク」が存在すること、したがって、「残余のリスク」の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであることが明記された。新規制基準においては、「残余のリスク」の概念が継承され、地震動の年超過確率（1年間にある値を超過する確率を表すもの。）を適切に参照することが求められている（再処理事業指定基準規則の解釈別記2の6四）。

(注33) 共通要因

共通要因とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供

給される電力，空気，油，冷却水等による影響因子及び地震，溢水（注 3 4），火災等の影響をいう（再処理事業指定基準規則の解釈 1 条部分の 4 項）。

（注 3 4）溢水

（再処理施設内における）溢水とは，再処理施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）による漏水，消火活動における消火栓等からの消火水の放水，燃料貯蔵プール・ピット等のスロッシング（注 1 0 3）による漏水等が原因で，流体が系統外に放出されることをいう（再処理事業指定基準規則の解釈 1 1 条部分の 1 項）。

（注 3 5）吸収線量

吸収線量とは，放射線を受けた単位質量の物質が放射線のエネルギーを吸収する量をいう。単位にはグレイ（G y）が用いられる。

（注 3 6）放射線加重係数

放射線加重係数とは，放射線の種類による人体への影響の違いを考慮するために，吸収線量に乗じる係数をいう。

（注 3 7）等価線量

等価線量とは，臓器や組織毎の吸収線量に，放射線の種類による人体への影響を考慮するための放射線加重係数を乗じて導き出される値をいう。人の臓器や組織が個々に受ける放射線の影響を表す。単位にはシーベルト（S v）が用いられる。

（注 3 8）組織加重係数

組織加重係数とは，臓器や組織による放射線の感受性の違いを考慮するために，

等価線量に乗じる係数をいう。

(注39) 実効線量

実効線量とは、臓器や組織毎の等価線量に、臓器や組織による放射線の感受性の違いを考慮するための組織加重係数を乗じ、これらを足し合わせた値をいう。組織加重係数の合計は1になるように決められているため、実効線量は、全身の臓器や組織の等価線量について重み付け平均を採ったものと考えることができる。単位にはシーベルト (Sv) が用いられる。

(注40) 中性子

中性子とは、陽子とともに原子核を構成している粒子をいう。なお、高速中性子とは、核分裂等によって発生する速度の速い中性子をいい、熱中性子とは、高速中性子が減速材等の原子核と衝突することによって運動エネルギーを失い速度が遅くなった中性子をいう。

(注41) ラドン

ラドンとは、原子番号86の元素をいう。ラドンは、地下に広く存在するラジウム(原子番号88の元素をいう。)がアルファ崩壊することにより発生する放射線の希ガスである。

(注42) 紅斑

紅斑とは、放射線照射による皮膚の障害の一つであり、血管の拡張、真皮の炎症が原因となって、皮膚が赤色に変化することをいう。ベータ線を出す放射性物質が大量に体表面に付着し、長く放置された場合に、皮膚の放射線感受性の高い基底細胞や毛根細胞に影響を及ぼし、紅斑が生じることがある。

(注43) 半減期，物理学的半減期，生物学的半減期

一般に，半減期とは，放射性物質の放射能が，崩壊により初期の値の半分になるまでに要する時間のことをいう。

体内に取り込まれた放射性物質については，その放射能が崩壊により半減するのに要する時間を物理学的半減期といい，代謝により半減するのに要する時間を生物学的半減期という。

(注44) 敷地境界，周辺監視区域

敷地境界とは，本件再処理工場の敷地として被告が本件事業変更許可申請において示した範囲と，他の土地との境界をいう。別紙図4-2においては一点鎖線で示されており，その一部は下記周辺監視区域境界と重なっている。

周辺監視区域とは，本準備書面においては，本件再処理工場の敷地のうち，管理区域（再処理規則1条2項2号）の周辺に設けられた区域であり，当該区域の外側のいかなる場所においても，その場所における線量が原子力規制委員会の定める線量限度を超えるおそれのないものをいう（同規則1条2項4号）。別紙図4-2においては，斜線で囲われた範囲として示されている。周辺監視区域内においては，人の居住を禁止し，かつ，業務上立ち入る者以外の立入りを制限することとされている（同規則9条1項3号）。

(注45) チャンネルボックス

チャンネルボックスとは，発電用原子炉のうち沸騰水型原子炉（BWR）の燃料集合体の側面を囲むように取り付けられている金属（ジルコニウム合金）製の角管（約13cm角，長さ約4m）をいう。

(注46) バーナブルポイズン

バーナブルポイズンとは，発電用原子炉のうち加圧水型原子炉（PWR）の燃

燃料集合体の一部に挿入されている金属（ステンレス等）製の棒（直径約1 cm、長さ約4 m）と、それを燃料集合体上部から支持している金属（ステンレス製）の支持物とから構成されるものをいう。金属製の棒の中には、中性子を捕獲するホウ素等を含む物質が収納されている。

原子燃料の反応度は、運転期間が経過するにつれて低下していくが、バーナブルポイズンが中性子を捕獲する（核分裂を抑制する）能力も同様に低減していくため、当該燃料集合体の出力を運転初期から終期を通じて一定程度に保つことができる。

（注47） 固体廃棄物， 雑固体

固体廃棄物とは、固体状の放射性廃棄物をいう。本件再処理工場から発生する固体廃棄物としては、ガラス固化体、低レベル濃縮廃液の乾燥処理物及び固化体、廃溶媒（注62）の熱分解生成物、廃樹脂、廃スラッジ、ハル・エンドピース（注48）、チャンネルボックス、バーナブルポイズンのほか、管理区域で発生する紙、布、フィルタ及びポンプ等（これらを総称して雑固体という。）がある。

（注48） 燃料集合体末端片（End Piece エンドピース）、 燃料被覆管せん断片（Hull ハル）

燃料集合体末端片（End Piece エンドピース）とは、使用済燃料集合体をせん断処理時に発生する使用済燃料集合体の上端部及び下端部のことをいう。

燃料被覆管せん断片（Hull ハル）とは、使用済燃料集合体のせん断処理による小片（燃料せん断片）の燃料部分を溶解した後に残った燃料被覆管（注49）のことをいう。

（注49） 燃料被覆管

燃料被覆管とは、燃料ペレット（注87）を収納するジルコニウム合金（ジル

カロイ)製の管をいう。燃料被覆管は、燃料ペレットの位置を保持して形状を維持する機能のほか燃料ペレットから一部漏出する核分裂生成物を閉じ込める機能を有する。

(注50) ルテニウム

ルテニウムとは、原子番号44の元素をいう。ルテニウムは核分裂生成物の一つである。

(注51) 同位体

同位体とは、同一元素に属する(すなわち同じ原子番号をもつ)原子の間で質量数が異なる原子を互いに同位体であるという。

原子は、陽子、中性子からなる原子核と核外電子とから構成されており、原子番号は、このうちの陽子の数(これは、通常、核外電子数に等しい。)をもって表示されるが、原子番号の同じ原子であっても中性子の数の異なるものが何種類か存在しており、これらが互いに同位体と呼ばれる。原子の質量数は、基本的には、陽子と中性子の数で決まることから、同位体により質量数が異なることになり、同位体を表示する場合には、通常、質量数(陽子数と中性子数との和)をもって示すこととなる。例えば、ウラン238は質量数が238(陽子数92, 中性子数146)の、ウラン235は質量数が235(陽子数92, 中性子数143)の、ウランの同位体である。

(注52) 硝酸ウラナス

硝酸ウラナス($U(NO_3)_4$)とは、硝酸ウラニル($UO_2(NO_3)_2$)が水素と化学反応することで還元されたものをいう。本件再処理工場においては、ウラン精製設備において一部取り出した硝酸ウラニル溶液を、ウラナス製造器において水素によって還元させることで製造されており、プルトニウムの還元剤とし

て用いられる。

(注53) 焙焼炉，還元炉

焙焼炉，還元炉とは，ウラン・プルトニウム混合脱硝設備において，焙焼及び還元を行う加熱炉をそれぞれ焙焼炉，還元炉という。

焙焼とは，マイクロ波加熱方式の脱硝装置で得られたウラン・プルトニウム混合脱硝粉体 ($UO_3 \cdot PuO_2$) を，空気雰囲気 (注96) 中で約 $800^\circ C$ で1ないし2時間加熱処理する ($U_3O_8 \cdot PuO_2$) ことをいう。還元とは，これをさらに還元用窒素・水素混合ガス雰囲気中で約 $800^\circ C$ で1ないし2時間加熱処理する ($UO_2 \cdot PuO_2$) ことをいう。

(注54) $t \cdot U$ ， $t \cdot (U + Pu)$

$t \cdot U$ とは，ウラン化合物を金属ウランの重量 (トン) に換算した値をいう。

$t \cdot (U + Pu)$ とは，ウラン・プルトニウム混合酸化物を金属ウラン及び金属プルトニウムの合計の重量 (トン) に換算した値をいう。

(注55) 安全保護回路

安全保護回路とは，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生した場合において，これらの異常を検知し，これらの核的制限値 (注78)，熱的制限値及び化学的制限値を超えないようにするための設備，並びに火災，爆発その他の再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたときに，これらを抑制し，又は防止するための設備の作動を速やかに，かつ自動で開始させるための回路をいう (再処理事業指定基準規則19条)。

(注56) 気体廃棄物，廃ガス

気体廃棄物とは，気体状の放射性廃棄物をいう。本件再処理工場から発生する

気体廃棄物としては、溶解施設の溶解槽等、各施設の塔槽類及び固体廃棄物の廃棄施設のガラス溶融炉から生じる廃ガス、並びに換気設備及び冷却空気出口シャフトからの排気がある。

このうち廃ガスとは、本件再処理工場の各施設の放射性物質を内包する系統及び機器から発生する気体廃棄物をいう。

(注57) NO_x 吸収塔

NO_x 吸収塔とは、廃ガス中のNO_x（窒素酸化物）を回収するとともに、廃ガス中の放射性エアロゾル（注99）を除去するための機器をいう。

(注58) 高性能粒子フィルタ

高性能粒子フィルタとは、廃ガス中の放射性エアロゾルを吸着して除去するためのフィルタ（粒子フィルタ）のうち、除去効率の高いものをいう。本件再処理工場においては除去効率99.9%以上のものを設けている。一般に、ガラス繊維を用いたフィルタが使用される。

(注59) よう素フィルタ

よう素フィルタとは、廃ガス中に含まれる放射性よう素を吸着して除去するためのフィルタをいう。一般に、よう素と反応し安定な化合物を作る銀を含んだ吸着材を充てんしたものが使用される。

(注60) ルテニウム吸着塔

ルテニウム吸着塔とは、廃ガス中に含まれる揮発性（注70）ルテニウムを除去するための装置をいう。高レベル廃液中のルテニウムは、ガラス溶融炉中で揮発性を有する化合物（揮発性ルテニウム）となり、一部が廃ガス中に含まれるため、これをシリカゲルの吸着材を充てんしたルテニウム吸着塔で除去する。

(注6 1) 液体廃棄物

液体廃棄物とは、液体状の放射性廃棄物をいう。本件再処理工場から発生する液体廃棄物としては、分離施設から発生する抽出廃液、溶解施設から発生する不溶解残渣廃液、分離施設の洗浄により発生するアルカリ洗浄廃液、酸及び溶媒の回収施設等から発生する廃溶媒、各施設から発生する低レベル廃液等がある。

(注6 2) 廃溶媒

廃溶媒とは、ウラン及びプルトニウムの抽出剤として用いる有機溶媒が、放射線又は化学損傷により劣化したもの（劣化生成物）をいう。

本件再処理工場で用いる有機溶媒の劣化生成物としては、TBP（りん酸三ブチル）の分解生成物であるりん酸二ブチル（DBP）、りん酸一ブチル（MBP）等がある。

廃溶媒は、低レベル固体廃棄物処理設備において熱分解され、最終的には固体廃棄物の一種である熱分解生成物となり、低レベル固体廃棄物貯蔵設備において貯蔵される。

(注6 3) 多重性

多重性とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する2以上の系統又は機器が同一の再処理施設に存在することをいう（再処理事業指定基準規則1条2項8号）。

(注6 4) 多様性

多様性とは、同一の機能を有する2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を

発生させることとなる要因をいう。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう(再処理事業指定基準規則1条2項10号)。

(注65) 独立性

独立性とは、2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう(再処理事業指定基準規則1条2項9号)。

(注66) 直接線，スカイシャイン線

直接線とは、放射性物質を取り扱う施設の壁を透過して、施設周辺に直接到達する放射線をいう。

スカイシャイン線とは、放射性物質を取り扱う施設の天井等を透過して上空に出た放射線が、大気中で散乱されて再び地上に降り注ぐ放射線をいう。

(注67) 拡散効果

拡散効果とは、ある濃度の物質が空間的に広がって、移動可能な範囲の空間の中で均一の濃度に近づく現象(拡散)を生じさせる効果をいう。

例えば、煙突から排出するガスの拡散効果は、煙突の高さ、排出するガスの温度、排出速度等によって変わり、一般に、煙突が高くなるほど、大気での拡散時間が長くなり、排出されたガスが着地するまでの距離が遠くなることから、着地点での濃度が低くなる。

(注68) セル

セルとは、プルトニウムを含む溶液及び粉末並びに高レベル廃液を内包する系統及び機器を収納する、鉄筋コンクリート等の壁で囲われた小部屋をいう。

(注 6 9) グローブボックス

グローブボックスとは、放射性物質による室内の汚染を防止するために、放射性物質の取扱作業を密封した状態で行うための箱をいう。通常グローブボックス内の圧力は室内圧に対して負圧（注 8 6）にしてある。作業はグローブボックス外からボックスに取り付けられたグローブを介して行う。

(注 7 0) 揮発性

揮発性とは、固体が昇華しやすい性質、又は液体が蒸発しやすい性質をいう。

(注 7 1) 空間放射線量率

空間放射線量率とは、空間放射線から空気が吸収するエネルギーの量を 1 時間当たりに換算した量のことであり、単位には、一般に「nGy/h（ナノグレイ毎時）」が用いられる。

空間放射線とは空間を飛び交っている放射線のことをいい、宇宙からの放射線や大地や大気からの放射線等がある。空間放射線を連続測定することにより、施設から環境への影響があった場合速やかに検知することができる。通常測定されているのは主に大地等からの放射線で、地質の違い等により地域で差がある。また同じ場所であっても気象条件等により変動する。

(注 7 2) 排気筒モニタ

排気筒モニタとは、2 系統のガスモニタ（放射性希ガスの放射能レベルを測定する機器）で構成され、主排気筒等に設置し、主排気筒等から放出される放射性希ガスを連続して監視し、制御室にてその結果を表示及び記録するとともに、放射能レベルが予め設定した値を超えたときは警報を発する装置をいう。

(注73) 放出管理目標値

放出管理目標値とは、平常運転時に環境に放出される放射線及び放射性物質により公衆の受ける線量が線量告示に定める線量限度を超えないようにするとともに、環境に放出される放射性物質による公衆の受ける線量が線量目標値指針に定める線量目標値を下回るようにするために定めた、代表的な核種の放出量の目標値をいう。

放射性廃棄物の放出に関して、線量目標値指針の線量目標値の考え方に準じて、線量告示で定める規制値である線量限度とは別に、公衆の受ける線量を低く保つための目標値として設定している。

(注74) 排水モニタ

排水モニタとは、放射線測定器で構成され、海洋放出管に設置し、海洋放出口から放出される液体廃棄物の放射能レベルを連続して監視し、制御室にてその結果を表示及び記録するとともに、放射能レベルが予め設定した値を超えたときは警報を発する装置をいう。

(注75) $t \cdot U_{Pr}$

$t \cdot U_{Pr}$ とは、照射前金属ウラン重量換算であり、ウラン燃料の重量（トン）の基準をいう。ウラン燃料は、原子炉で燃焼すると重量が減ってくることから、照射前の重量を用いる。

(注76) 放射性雲

放射性雲とは、大気中に放出された気体状あるいは微粒子状の放射性物質を含む気体の流れをいう。放射性雲はプルームともいう。

(注77) ガドリニウム

ガドリニウムとは、原子番号64の元素をいう。中性子捕獲断面積が大きいため、再処理施設において臨界を防止する中性子吸収材として用いられている。

(注78) 核的制限値

核的制限値とは、臨界管理を行う体系（機器等の限定された空間）の未臨界確保のために設定する値をいう。

例えば、核燃料物質を取り扱う施設、設備においては、これらに含まれる核分裂性物質が放出する中性子によって臨界状態が生じないように管理するため、核分裂性物質を内包する機器等の形状・寸法あるいは核分裂性物質の濃度、同位体組成割合等に対して制限値を設けている。この値は、具体的な機器等の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実にを行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器等の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。

(注79) 臨界管理上重要な施設

臨界管理上重要な施設とは、核燃料物質を含む溶液を取り扱う施設であって、核燃料物質の濃度管理及び同位体組成管理並びに可溶性中性子吸収材の濃度管理（中性子吸収材管理）が行われている施設をいう。本件再処理工場においては、溶解施設の溶解設備の溶解槽を臨界管理上重要な施設としている。

(注80) 未臨界濃度

未臨界濃度とは、中性子が体系外に漏れないと想定した場合においても、ある核分裂により放出された中性子の数とその前の核分裂により放出された中性子の数を下回るため核分裂連鎖反応が持続しない濃度をいう。機器に内包される溶液中の核分裂性物質の濃度が未臨界濃度を上回ると、核分裂連鎖反応が持続して臨界に至るおそれがあるとの考えに立って、臨界防止の方法として、溶液中の核分

裂性物質の濃度を未臨界濃度以下に制限する（濃度管理）、中性子の体系外への漏れ又は捕獲を促す（形状寸法管理、中性子吸収材管理）などの対策を講じる。

（注 8 1）平均濃縮度

平均濃縮度とは、使用済燃料集合体 1 体に残存するウラン 2 3 5 の濃縮率の平均をいう。

（注 8 2）w t %（重量パーセント）

w t %（重量パーセント）とは、濃度等の物質の混合の割合を重量で示す単位をいう。ある物質の全重量中に目的の成分が占める重量を百分率で示した値である。

（注 8 3）インターロック

本件再処理工場においてインターロックとは、運転員による誤操作、機器の故障又は誤動作等により施設の状態が通常状態から逸脱するおそれがある場合に、施設を自動停止又は自動切換え等を行うことにより施設を安定、安全状態に移行させるなどの安全確保の仕組みをいう。

（注 8 4）施錠管理

施錠管理とは、臨界防止の方法として、運転員がある操作を行うに当たり、責任者が保管する鍵を用いて開錠しない限り、当該操作を物理的に行うことができないようにするために、制御室の操作盤等を施錠する管理方法をいう。誤操作を防止する必要性が高い箇所に講じられる。

（注 8 5）回分操作、連続液移送

回分操作とは、機器へ溶液を移送し、濃度分析等を行った後、他の機器へ移送

する一連の操作をいう。

これに対して、濃度分析を行わずに次の工程の機器へ溶液を移送することを連続液移送という。

(注 8 6) 負圧

負圧とは、一般に、容器の内部の圧力が外部（大気圧）よりも低い状態をいう。放射性物質は、他の一般的な物質同様、圧力が高い方から低い方へ流れるため、本件再処理工場においては、それぞれの気圧を建屋、セル等、系統及び機器の順に低くし、負圧に保つことにより、運転時及び異常時に放射性物質が外部に漏えいすることを防止する。

(注 8 7) 燃料ペレット

燃料ペレットとは、粉末状の二酸化ウラン、MOX粉末等を円筒形のセラミック状に堅く焼き固めたものをいう。これを金属（ジルコニウム合金）製の被覆管に収納したものが燃料棒である。

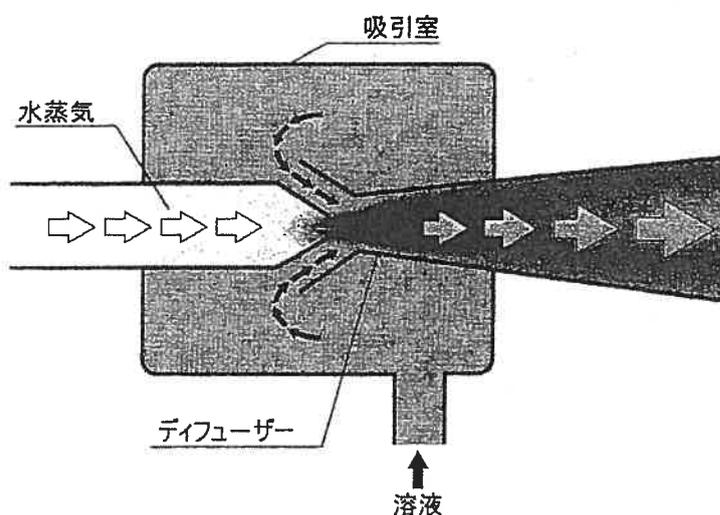
(注 8 8) ジルコニウム

ジルコニウムとは、原子番号40の元素をいう。優れた耐食性を有しているため原子炉においては燃料被覆管、本件再処理工場においては硝酸濃度の高い溶液を取り扱う溶解設備の溶解槽等で用いられる。

(注 8 9) スチームジェットポンプ

スチームジェットポンプとは、蒸気を駆動源とした溶液（液体）を移送するための装置をいう。水蒸気をノズルから吸引室に噴出させ、真空を発生させることにより溶液を吸引し、ディフューザー一部で水蒸気とともに溶液を送り出すことができる。可動部分がなく機械的故障がないため、保守の困難な場所での溶液（液

体)の移送装置として使用される。



(注90) 気相, 液相

一般的には、物質の状態として固体・液体・気体の三相があるが、このうち液体のことを液相といい、気体のことを気相という。

本準備書面では、液相とは貯槽等に内包する溶液(液体)をいい、気相とは貯槽等内で溶液と接触している空間部分をいう。

(注91) 核種

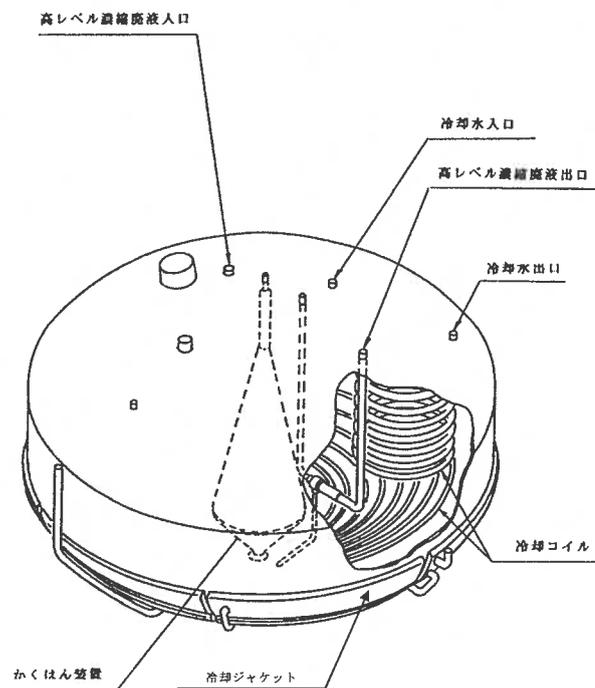
核種とは、質量数及び原子番号によって定まる原子又は原子核の種類をいう。放射性的原子又は原子核は、放射性核種と呼ばれる。

(注92) 冷却コイル, 冷却ジャケット

冷却コイルとは、機器の内部から溶液を冷却することを目的として、安全冷却水系の内部ループから分岐された配管を、機器内の溶液に浸かるようにらせん形状(コイル型)に設けたものをいう。冷却コイル内を冷却水が循環することにより、機器内の溶液を冷却する。

冷却ジャケットとは、機器の外部から溶液を冷却することを目的として、内部ループの冷却水が流れる薄い槽を機器の外表面を覆うように設けたものをいう。

冷却コイルと同様に、冷却ジャケット内を冷却水が循環することにより、機器内の溶液を外部から冷却する。



(乙第85号証6-7-352ページに被告において一部加筆)

(注93) 錯体

錯体とは、金属等の中心原子に他の原子等が結合して形成する原子集団をいう。本件再処理工場で用いるTBP等から生成される錯体は、135℃以上に加熱された場合に急激に分解反応を起こすことがある。

(注94) 接地

接地とは、電気装置の一部の静電位を大地の電位と等しく保つ、過大電流が電気装置に入ることを避けるなどの目的で、その電気装置を大地に接続させることをいう。本件再処理工場においては、静電気の発生のおそれのある機器に接地を施すことにより、静電気による火花（着火源）を排除している。

(注95) v o l % (容積パーセント)

v o l % (容積パーセント) とは、濃度等の物質の混合の割合を容積で示す単位をいう。同じ圧力、温度の下におけるある物質の全体積中に目的の成分が占める体積を百分率で示した値である。

(注96) 空気雰囲気

空気雰囲気とは、空間が空気で満たされた状態をいう。

(注97) 不活性雰囲気

不活性雰囲気とは、空間が窒素やアルゴン等の化学的反応性が低い気体（不活性気体）で満たされた状態をいう。

(注98) スプレイ設備

スプレイ設備とは、燃料貯蔵プール等から大規模に水が漏えいすることを想定し、使用済燃料の著しい損傷の緩和のために使用済燃料全体に水をかける（スプレイする）ための設備をいう。

(注99) 放射性エアロゾル

放射性エアロゾルとは、気体中に浮遊する微小な放射性物質を含んだ液体又は固体の粒子と周囲の気体との混合体をいう。

(注100) 溶質

溶質とは、溶液中に溶解した物質をいう。

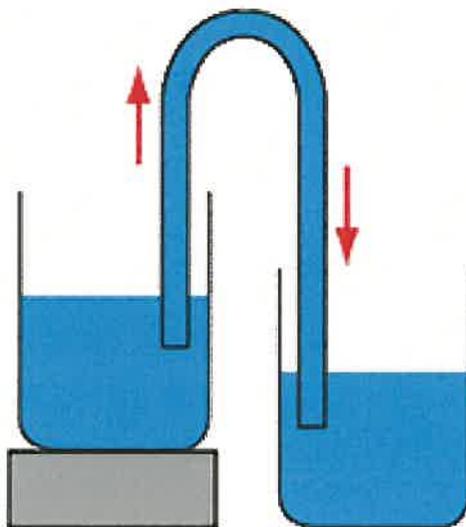
(注101) ドライ換算

ドライ換算とは、気体中に含まれている水蒸気を考慮しない状態における相対

的な濃度を求めることをいう。例えば、機器内が、水蒸気50%、水素1%、窒素40%、酸素9%という状態であった場合、これをドライ条件に換算すると、水蒸気0%、水素2%、窒素80%、酸素18%となる。

(注102) サイフォン効果

サイフォン効果とは、曲管（サイフォン）を用いて、液体を途中で出発地より高い地点に上げてから低所の目的地に導くことにより、液体が出発地から目的地（低所）へ移動する現象をいう。出発地が目的地よりも高い位置にある場合、出発地の位置エネルギーは目的地の位置エネルギーよりも高くなる。密閉されていない容器において曲管が液体で満たされているときには、位置エネルギーの差分が運動エネルギーとなり、液体は目的地へ移動する。



(注103) スロッシング

スロッシングとは、液体を入れた容器を振動させた場合に、容器内部の液体が大きく揺れ動く現象をいう。

スロッシングについては、地震時に、石油タンク等の平置き円筒型タンク等において発生したスロッシングにより、タンク内の液体が溢れたり、液体がタンクの天板に衝突してタンクが破損したりするなどの被害が報告されている。