

「第3.4.2.1表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びI-131等価量への換算係数」及び「第3.4.4.1表 核分裂生成物による γ 線エネルギーのエネルギー範囲別区分」は3号炉に同じ。

第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

流出係数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度 (°C)	951	984	878
	942	979	881
局所的な最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.3	0.4	0.3
	0.3	0.4	0.3
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下
	0.3以下	0.3以下	0.3以下

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

第3.2.1.2表 大破断解析結果（低温側配管スプリット破断、
流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

燃料被覆管最高温度	984°C
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置	バーストせず
局所的な最大ジルコニウム－水反応量	0.4%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

第3.2.1.3表 小破断解析結果

項 目	液 相 部 破 断			気相部破断
	30.5	25.4	20.3	
破 断 配 管 口 径 (cm)	30.5	25.4	20.3	13.0
燃 料 被 覆 管 最 高 温 度 (°C)	676	684	378	炉心露出 せ ず
	652	670	455	炉心露出 せ ず
局所的な最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—
	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

第 3.3.1.1 表 制御棒飛び出し解析結果 (高温零出力)

項目	ケース	サイクル 初期	サイクル 末期
燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO ₂)		282	358
ピーク出力部燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO ₂)		211	336
ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値 (kJ/kg・UO ₂)	燃焼度 25,000MWd/t 未満	132	258
	燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	101	205
	燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	98	205
	燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	該当燃焼度の ペレットなし	151

第3.4.1.1表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される
希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目	評 価 結 果
希ガスの放出量（ γ 線エネルギー0.5MeV換算）	約 2.2×10^{14} Bq
実 効 線 量	約0.089 mSv

第3.4.2.2表 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I-131	2.84	8.06d	9.13×10^4	2.22×10^{13}	3.16×10^{18}	1.58×10^{14}
I-132	4.21	2.28h	3.26×10^4	7.92×10^{12}	4.69×10^{18}	2.34×10^{14}
I-133	6.77	20.8h	1.51×10^5	3.67×10^{13}	7.54×10^{18}	3.77×10^{14}
I-134	7.61	52.6min	2.01×10^4	4.88×10^{12}	8.47×10^{18}	4.23×10^{14}
I-135	6.41	6.61h	8.20×10^4	1.99×10^{13}	7.14×10^{18}	3.57×10^{14}
合計	—	—	3.77×10^5	9.16×10^{13}	3.10×10^{19}	1.55×10^{15}

第3.4.2.3表 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)		γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.67×10^4	8.35×10^1	2.03×10^{10}	5.90×10^{17}	2.95×10^{11}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	8.08×10^4	2.57×10^4	6.24×10^{12}	1.46×10^{18}	4.64×10^{13}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.32×10^5	3.22×10^3	7.82×10^{11}	5.34×10^{16}	2.35×10^{10}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.64×10^4	7.36×10^4	1.79×10^{13}	2.83×10^{18}	4.49×10^{14}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.38×10^5	5.39×10^5	1.31×10^{14}	3.99×10^{18}	1.55×10^{15}
Xe-131m	0.04	11.9 d	0.020	1.35×10^5	5.41×10^3	1.32×10^{12}	4.43×10^{16}	1.77×10^{11}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.39×10^5	1.16×10^4	2.83×10^{12}	2.13×10^{17}	1.79×10^{12}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	1.08×10^7	9.68×10^5	2.35×10^{14}	7.54×10^{18}	6.78×10^{13}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	2.30×10^4	1.99×10^4	4.83×10^{12}	1.18×10^{18}	1.02×10^{14}
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	2.51×10^5	1.26×10^5	3.05×10^{13}	7.39×10^{18}	3.69×10^{14}
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	2.24×10^4	5.30×10^4	1.29×10^{13}	6.99×10^{18}	1.65×10^{15}
合計	—	—	—	1.23×10^7	1.82×10^6	4.43×10^{14}	3.23×10^{19}	4.25×10^{15}

第3.4.2.4表 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よ う 素 (I-131等価量-小児実効線量換算係数)	約 1.3×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.4×10^{14} Bq
実 効 線 量		約0.24 mSv

第3.4.3.1表 燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よ う 素 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	約 8.4×10^{10} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 6.2×10^{12} Bq
実 効 線 量		約0.039 mSv

第3.4.4.2表 原子炉冷却材喪失（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果	
放 出 量	よ う 素 (I-131等価量-小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 7.7×10^{10} Bq
		地 上 放 出	約 1.5×10^{11} Bq
		合 計	約 2.3×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 4.2×10^{13} Bq
		地 上 放 出	約 2.6×10^{12} Bq
		合 計	約 4.5×10^{13} Bq
実 効 線 量*		約0.095 mSv	

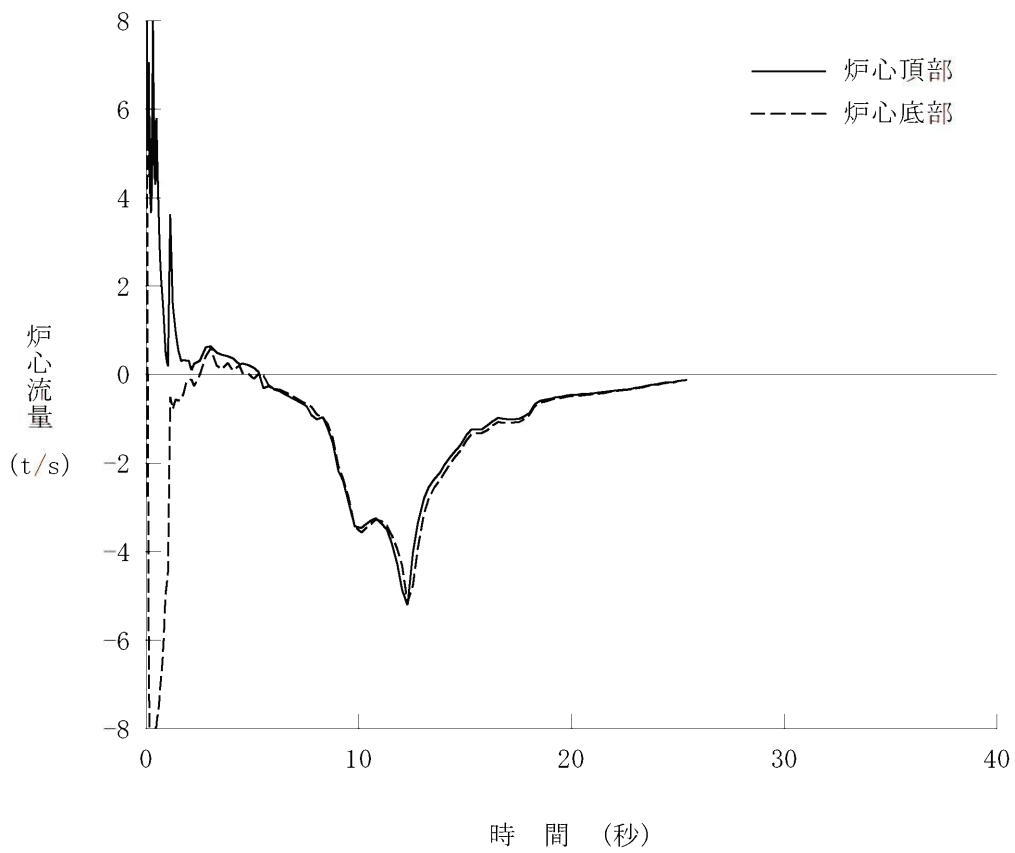
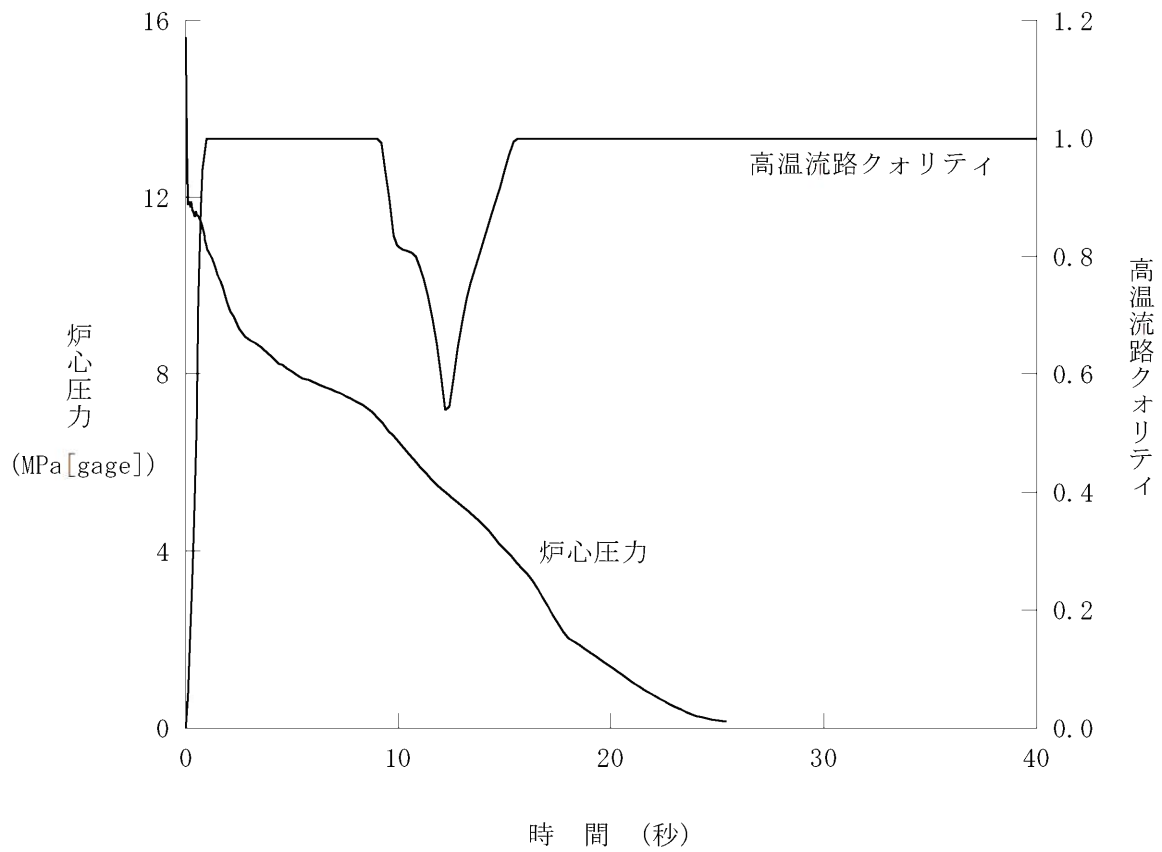
*実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0014mSv）を含む。

第3.4.5.1表 制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の
量及び敷地等境界外における最大の実効線量

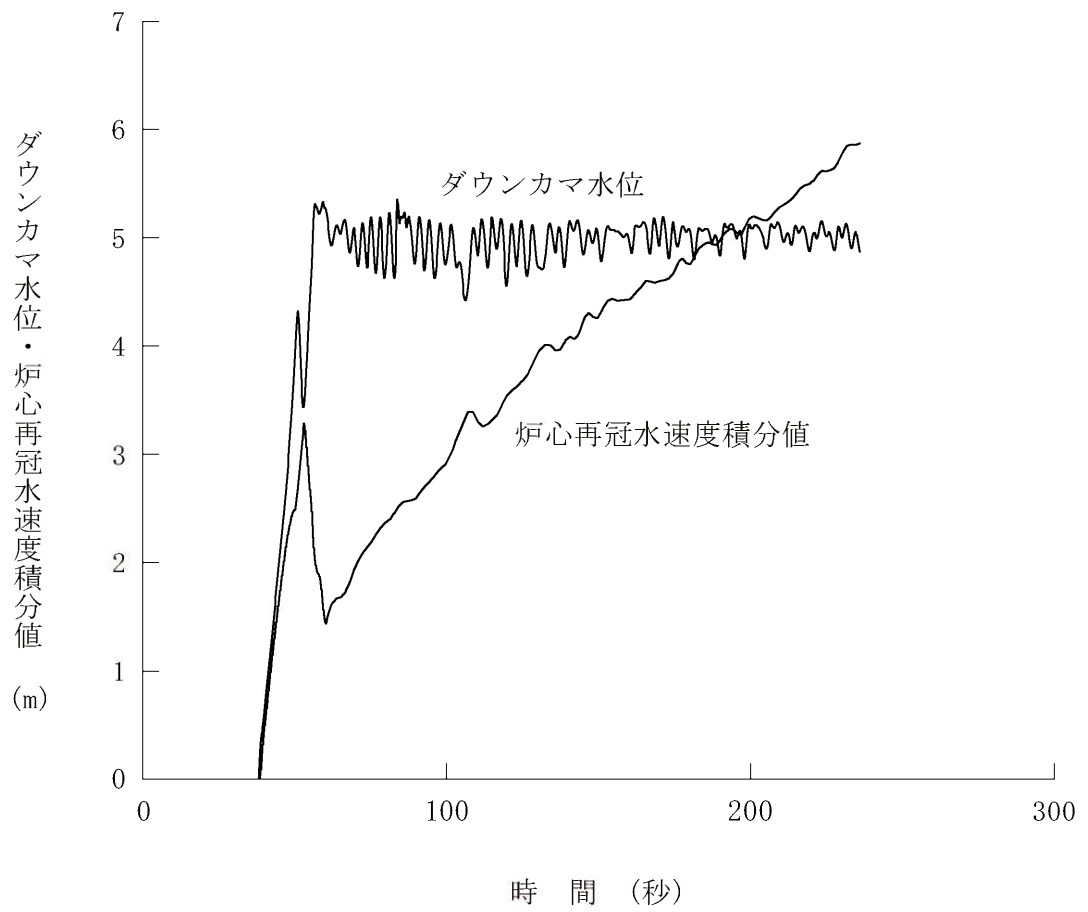
評 価 項 目		評 価 結 果	
放 出 量	よ う 素 (I - 1 3 1 等 価 量 - 小 児 実 効 線 量 係 数 換 算)	排気筒放出	約 4.9×10^{10} Bq
		地 上 放 出	約 5.1×10^{10} Bq
		合 計	約 1.0×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線 エ ネ ル ギ 0.5MeV 換 算)	排気筒放出	約 1.4×10^{13} Bq
		地 上 放 出	約 8.3×10^{11} Bq
		合 計	約 1.5×10^{13} Bq
実 効 線 量*		約 0.031 mSv	

*実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.00042mSv）を含む。

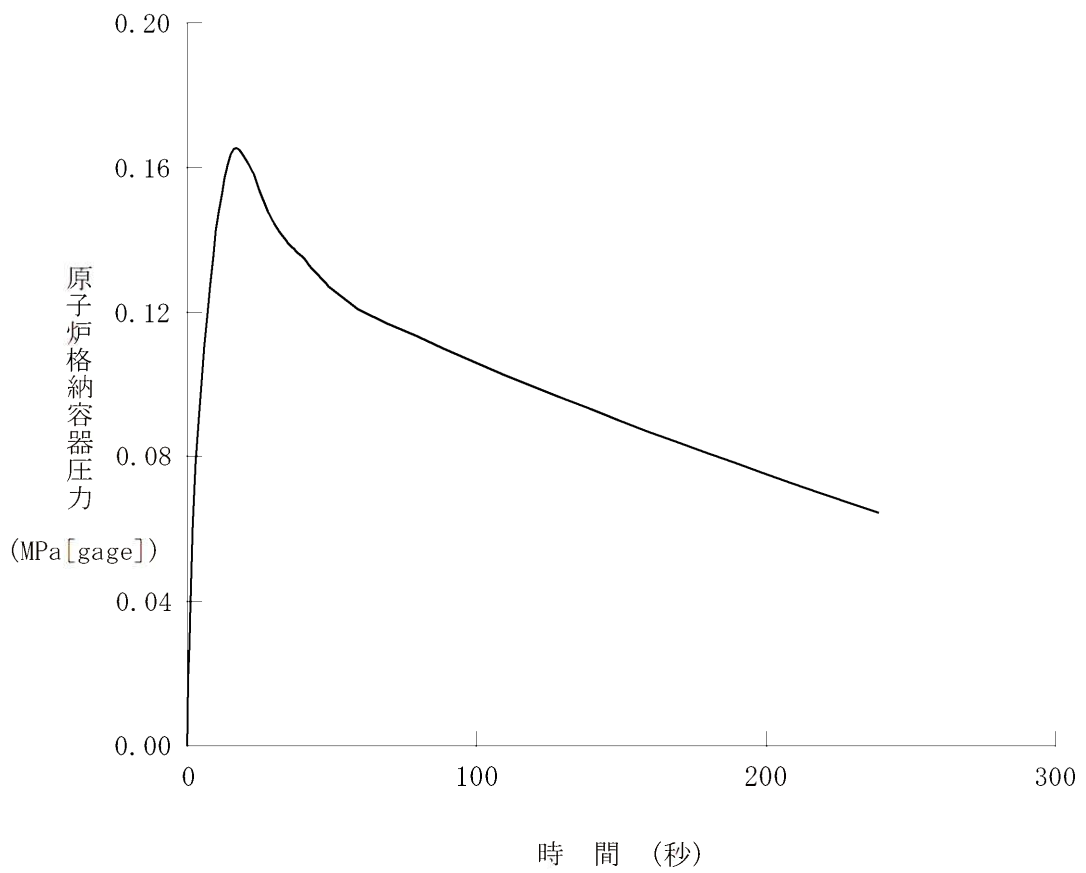
「第3.4.1.1図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程」は3号炉に同じ。



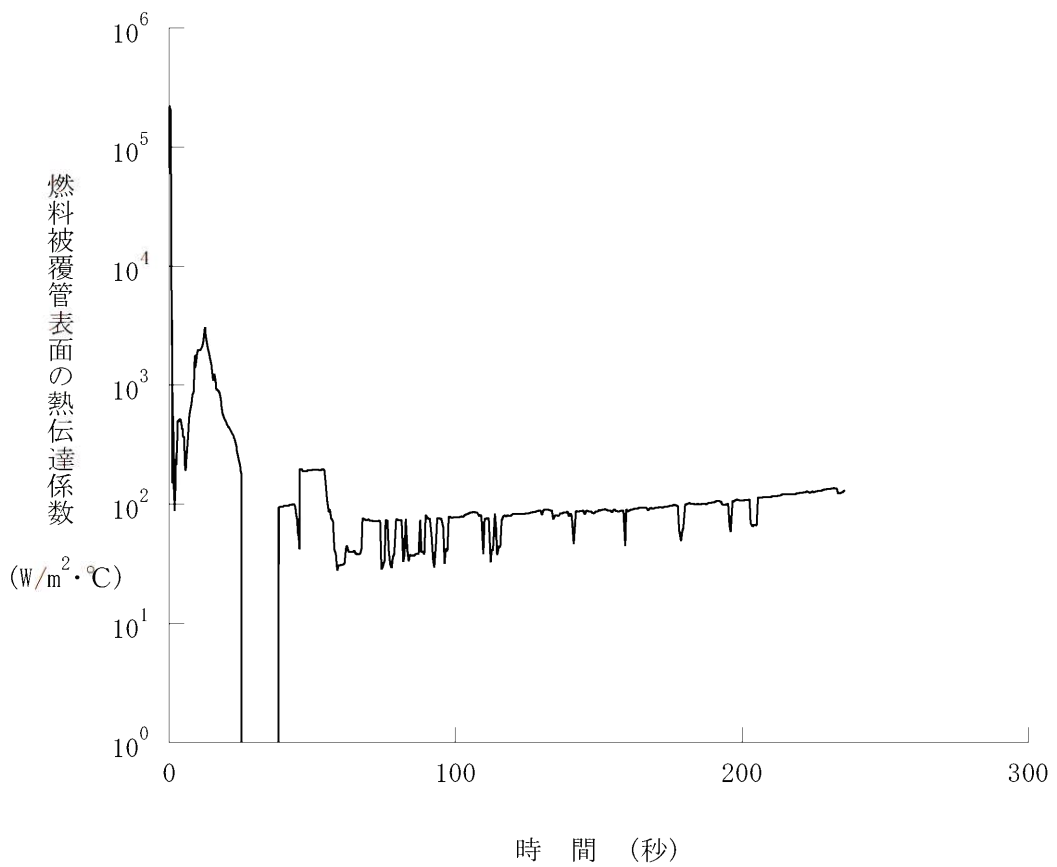
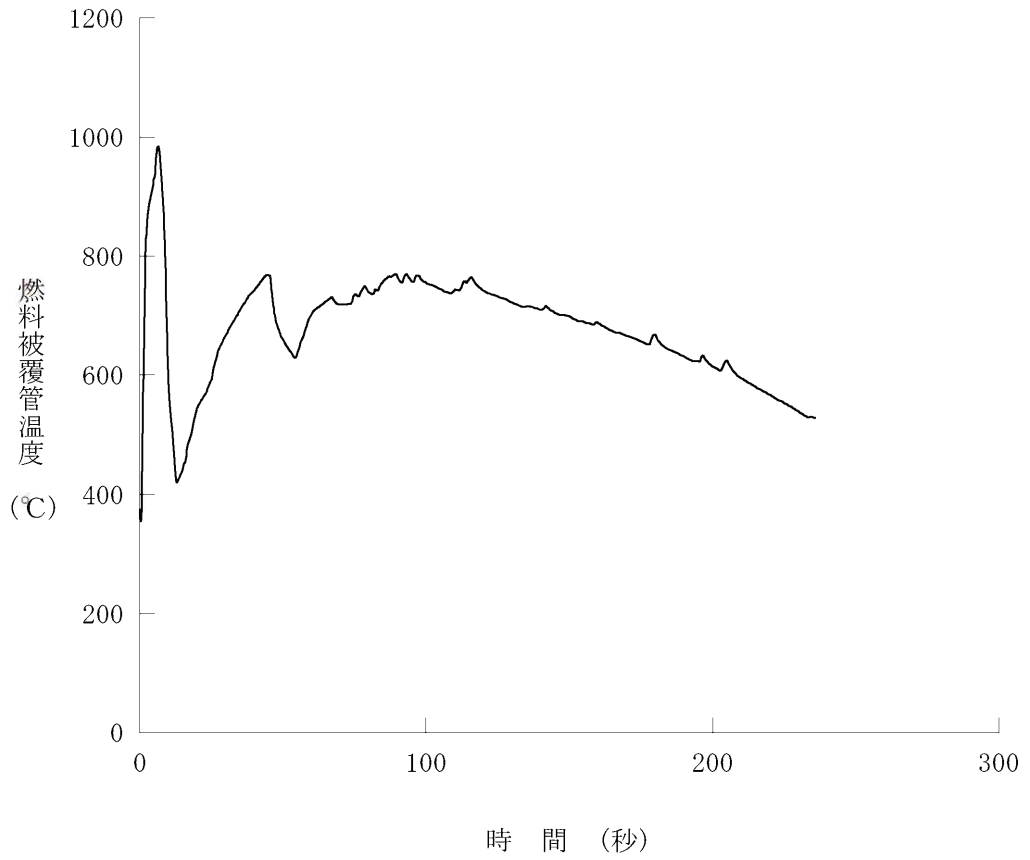
第3.2.1.1図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(1)



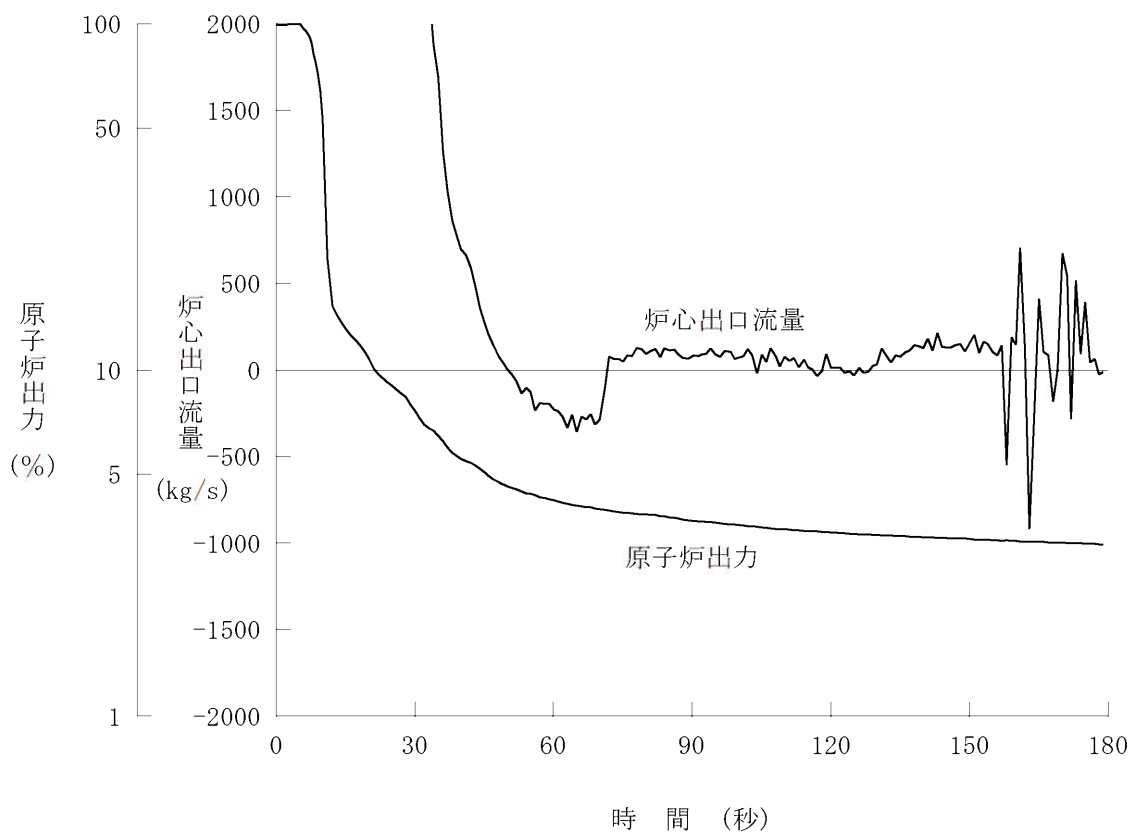
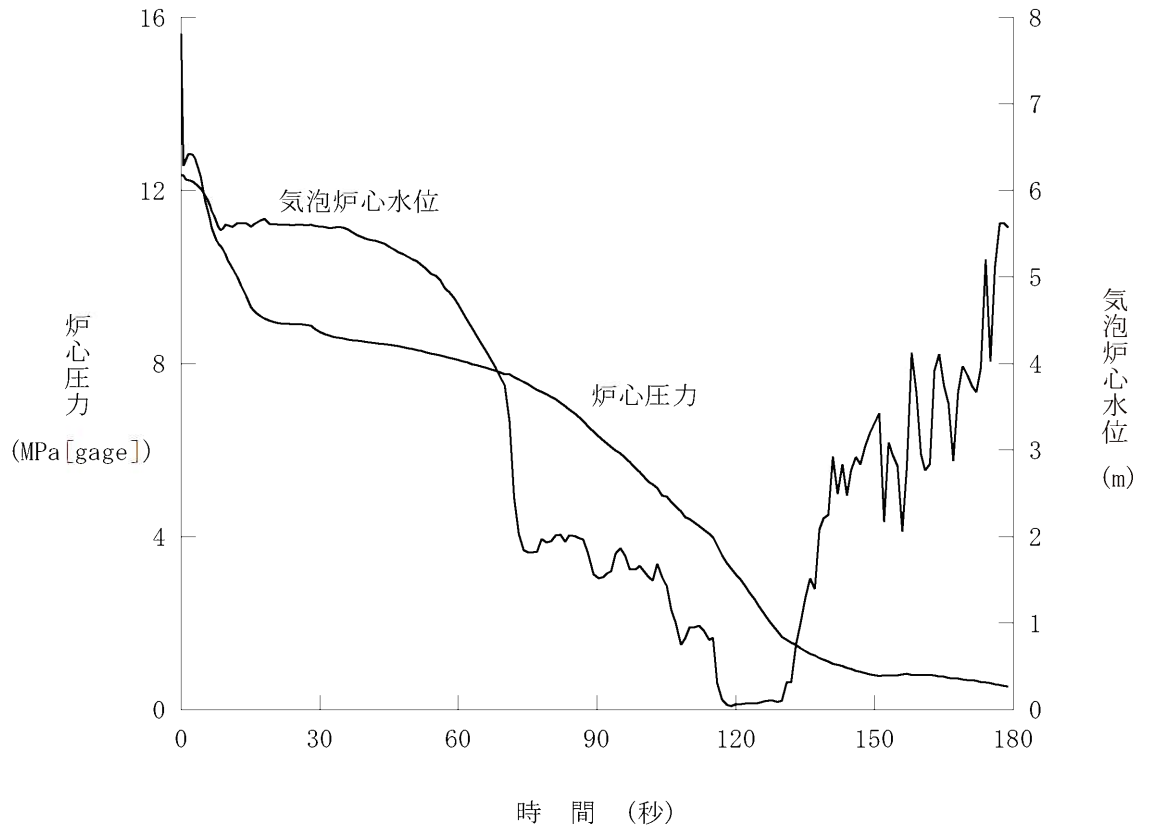
第3.2.1.2図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(2)



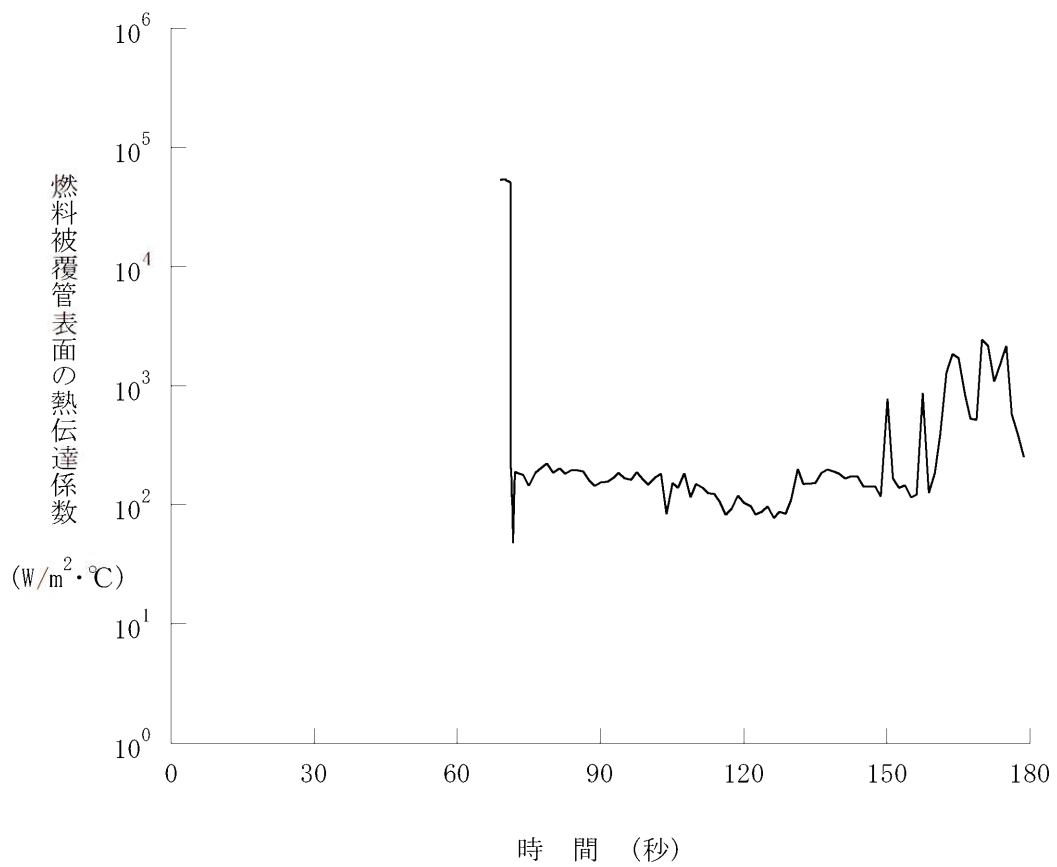
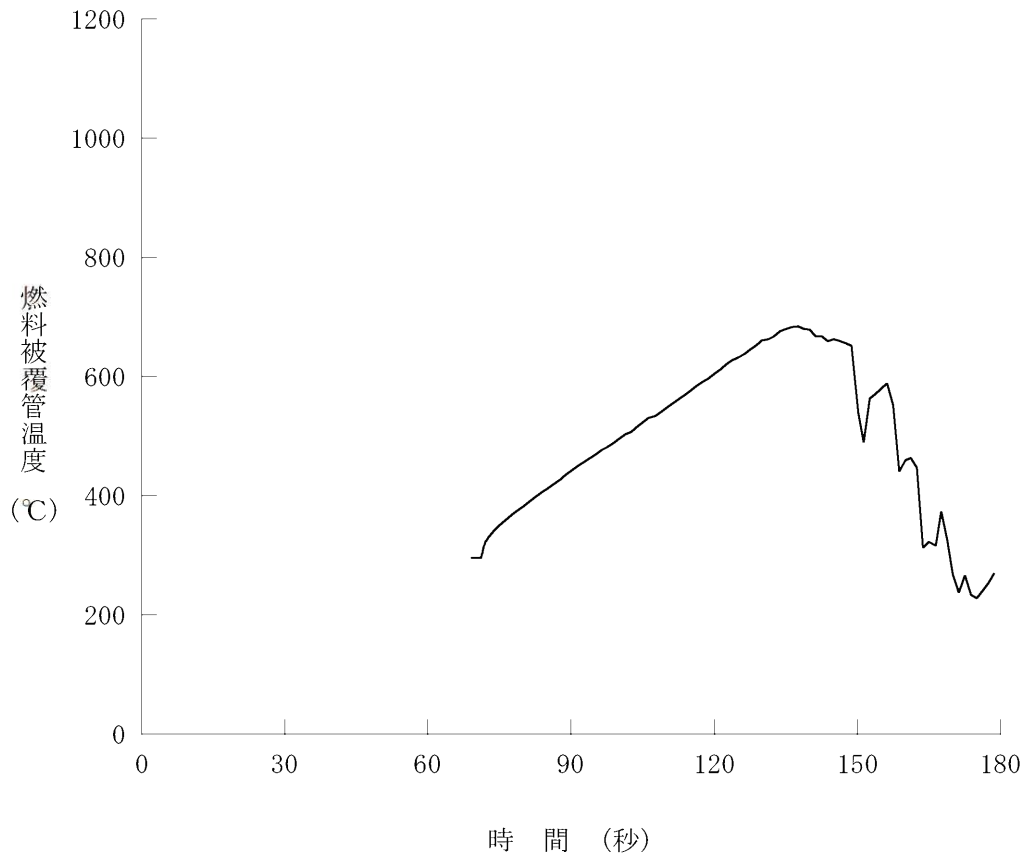
第3.2.1.3図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(3)



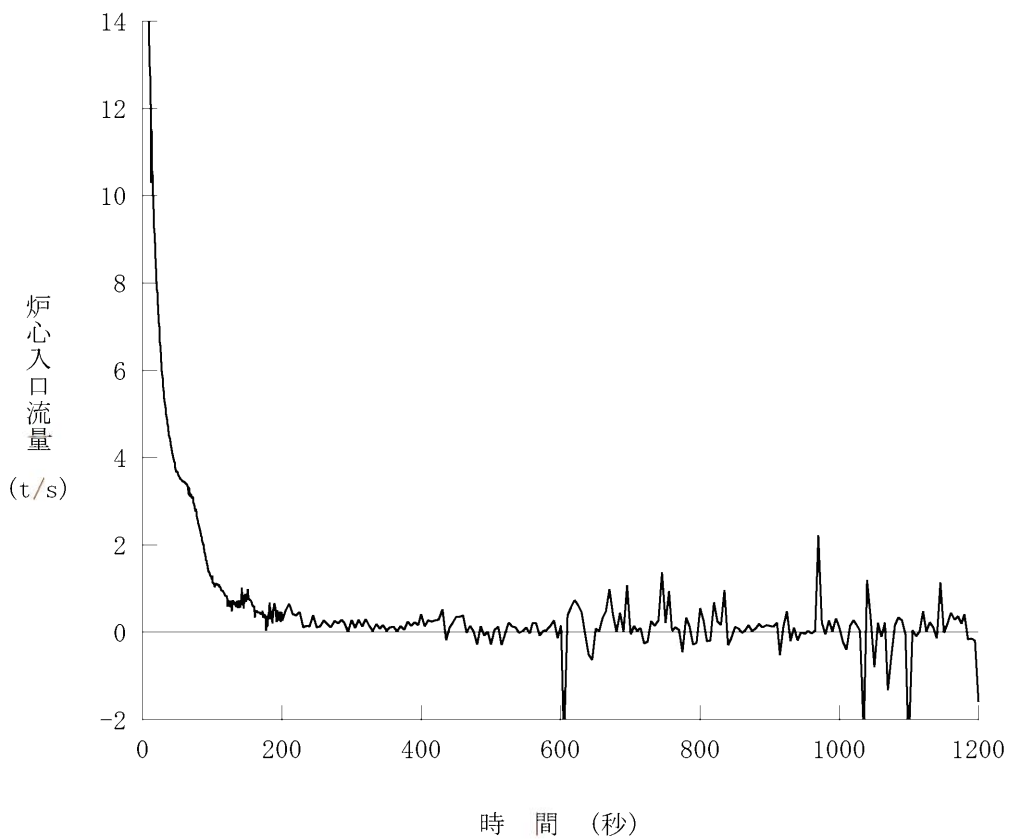
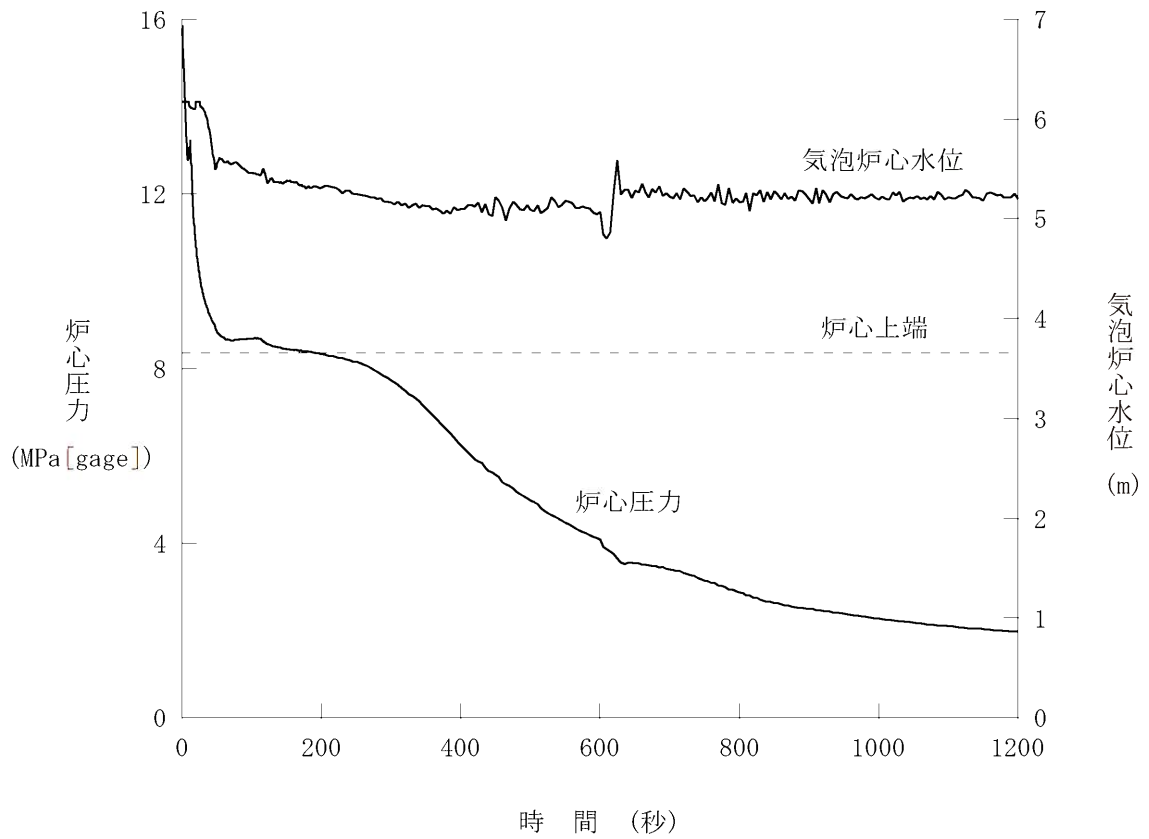
第3.2.1.4図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(4)



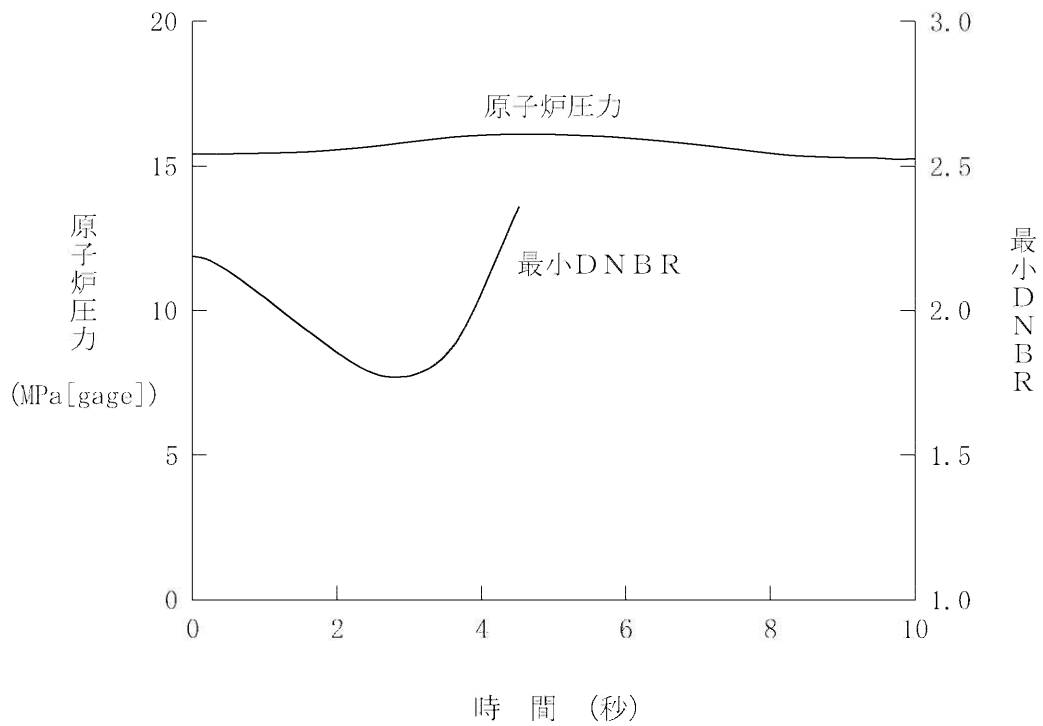
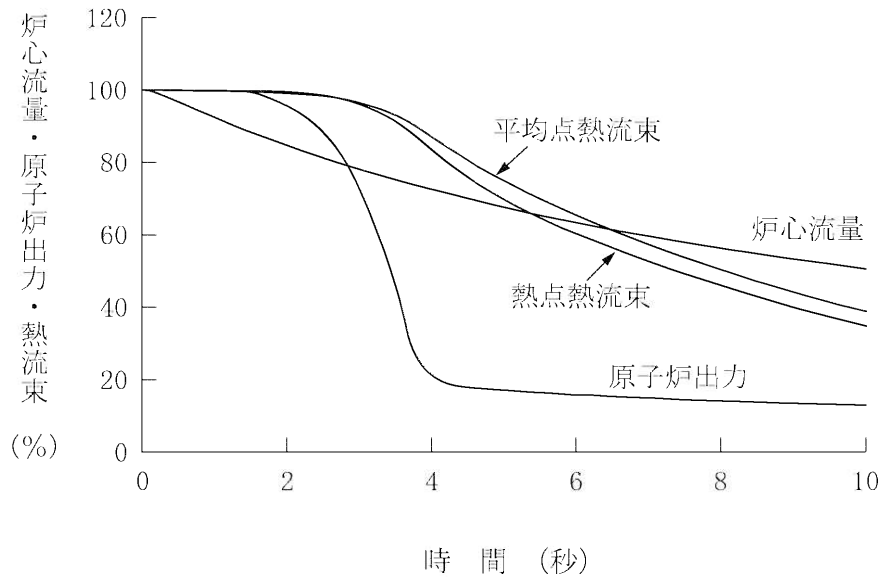
第3.2.1.5図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(1)—液相部破断



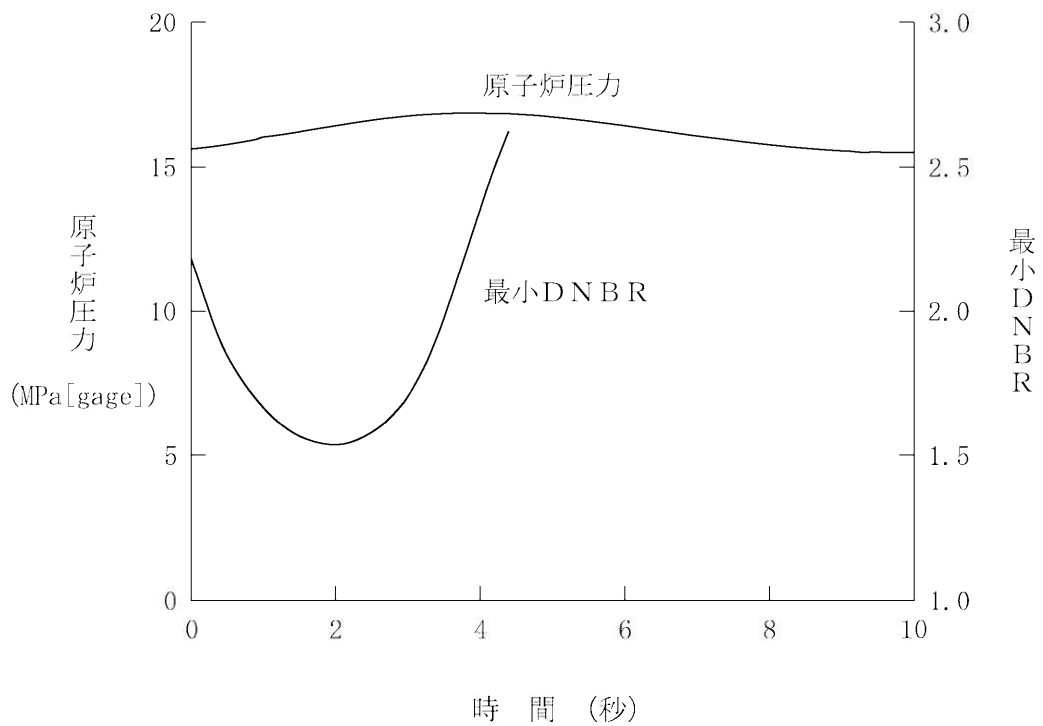
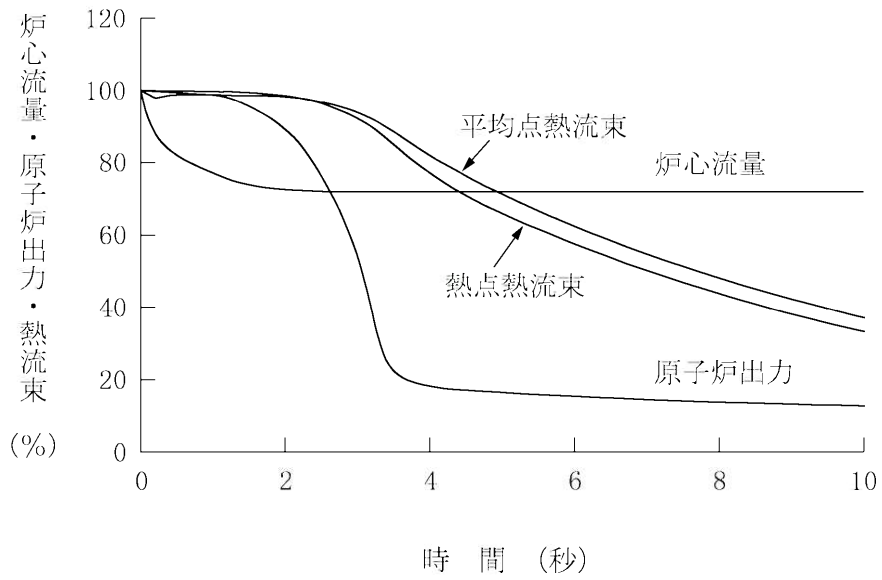
第3.2.1.6図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断



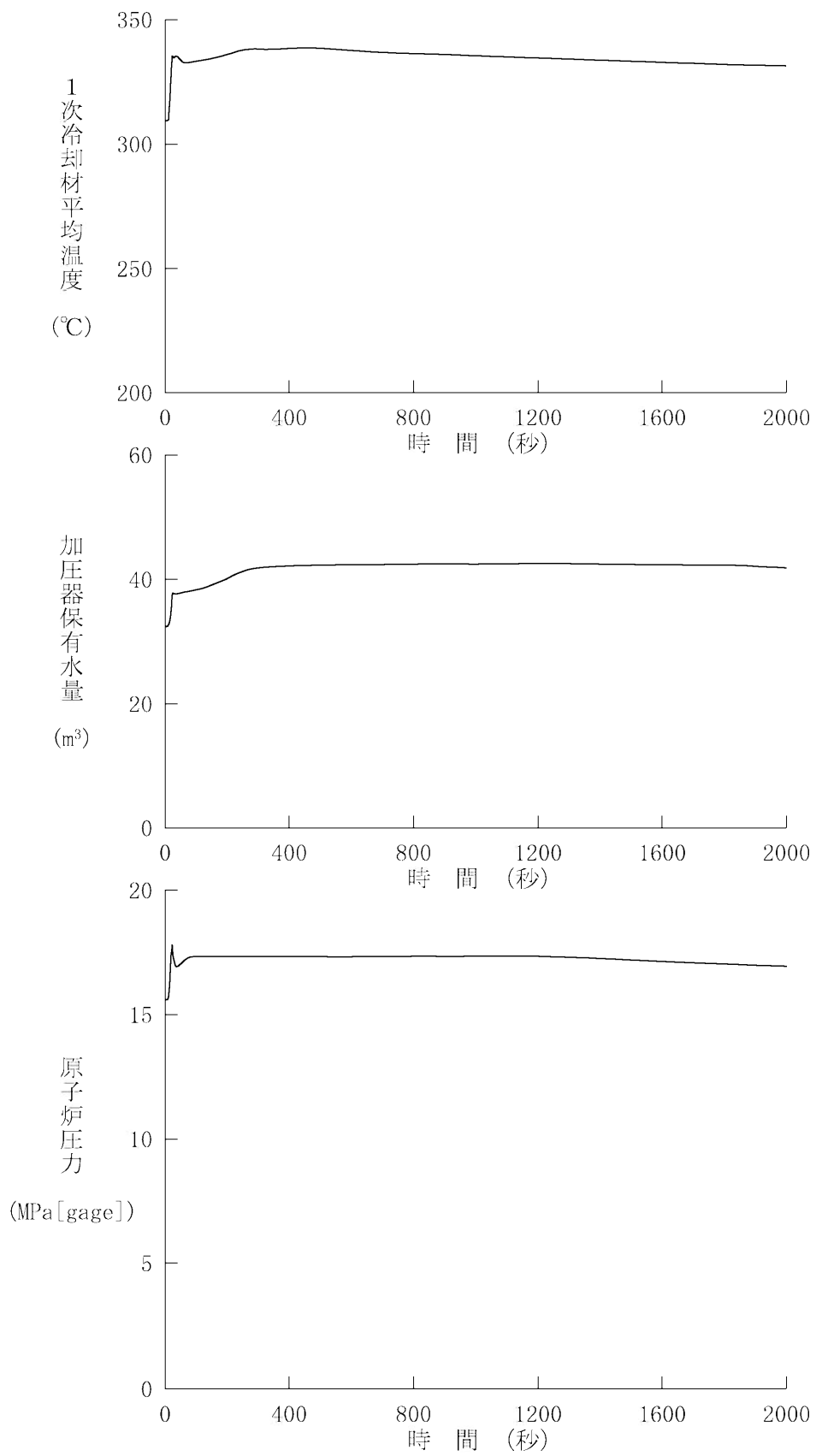
第3.2.1.7図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(3)—気相部破断



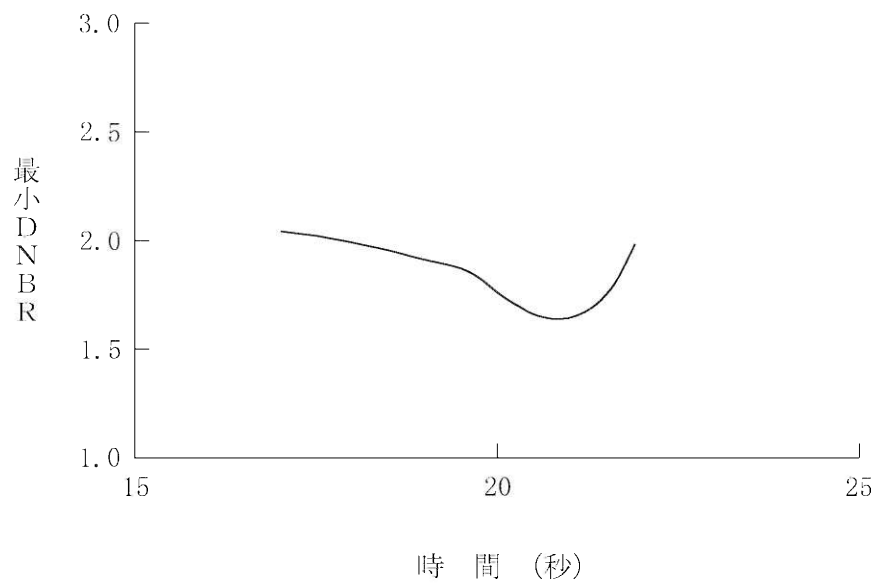
第3.2.2.1図 原子炉冷却材流量の喪失



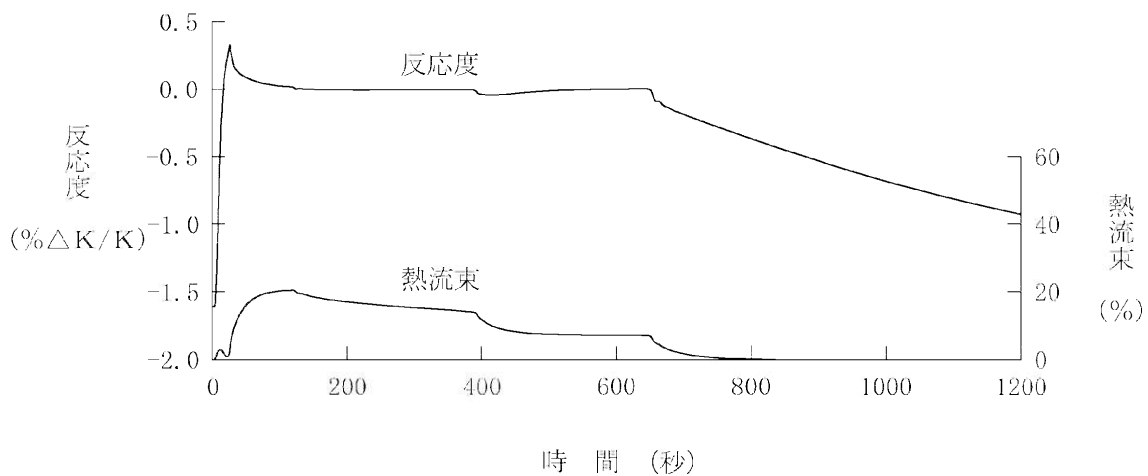
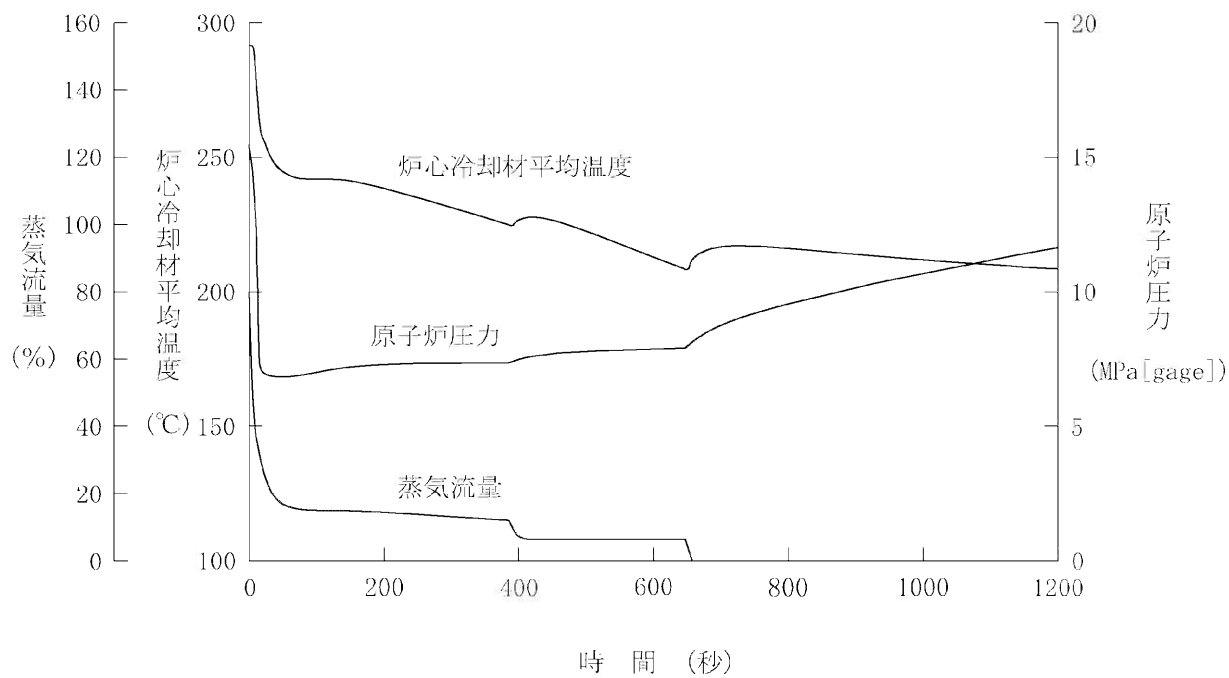
第3.2.3.1図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



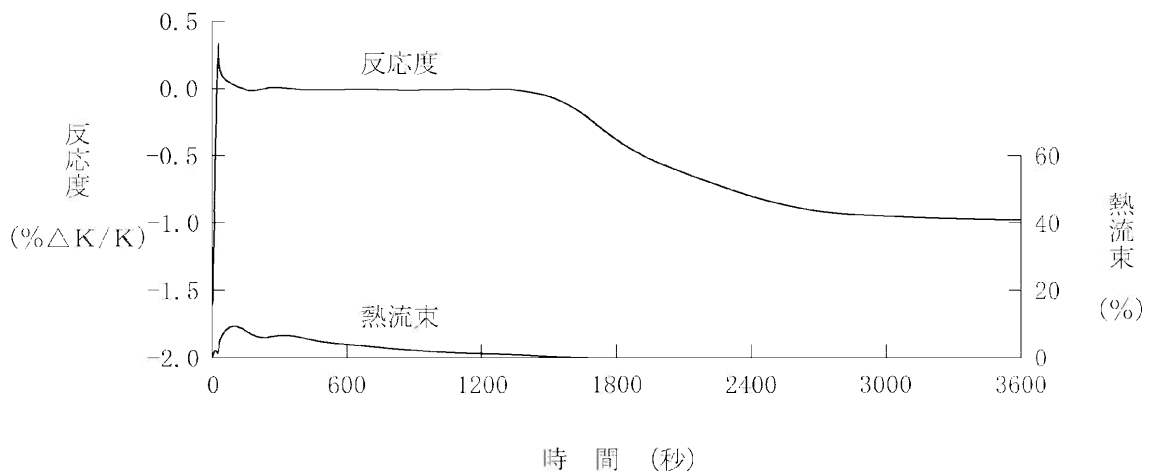
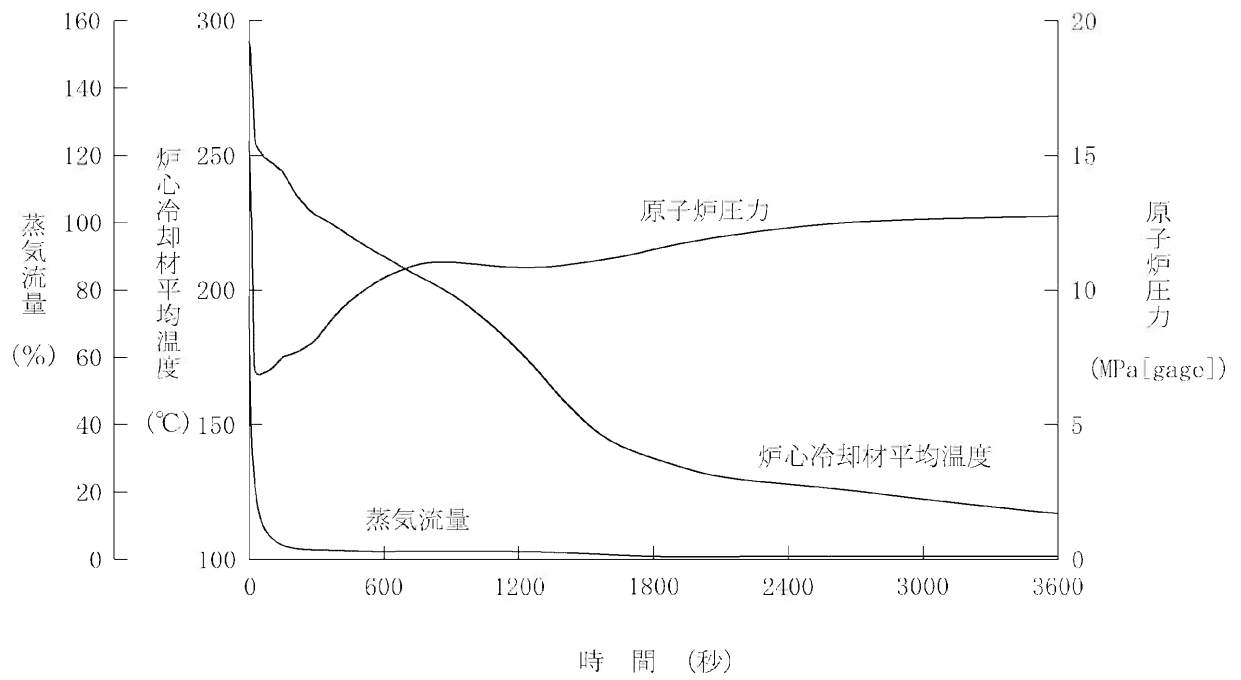
第3.2.4.1図 主給水管破断(1)



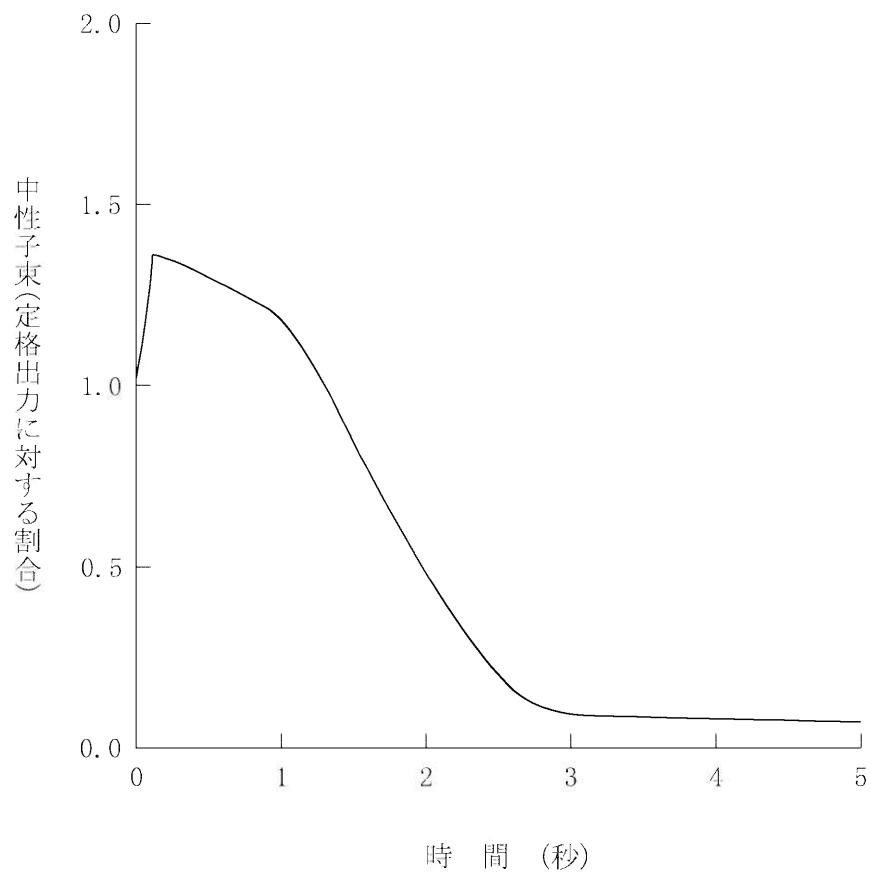
第3.2.4.2図 主給水管破断(2)



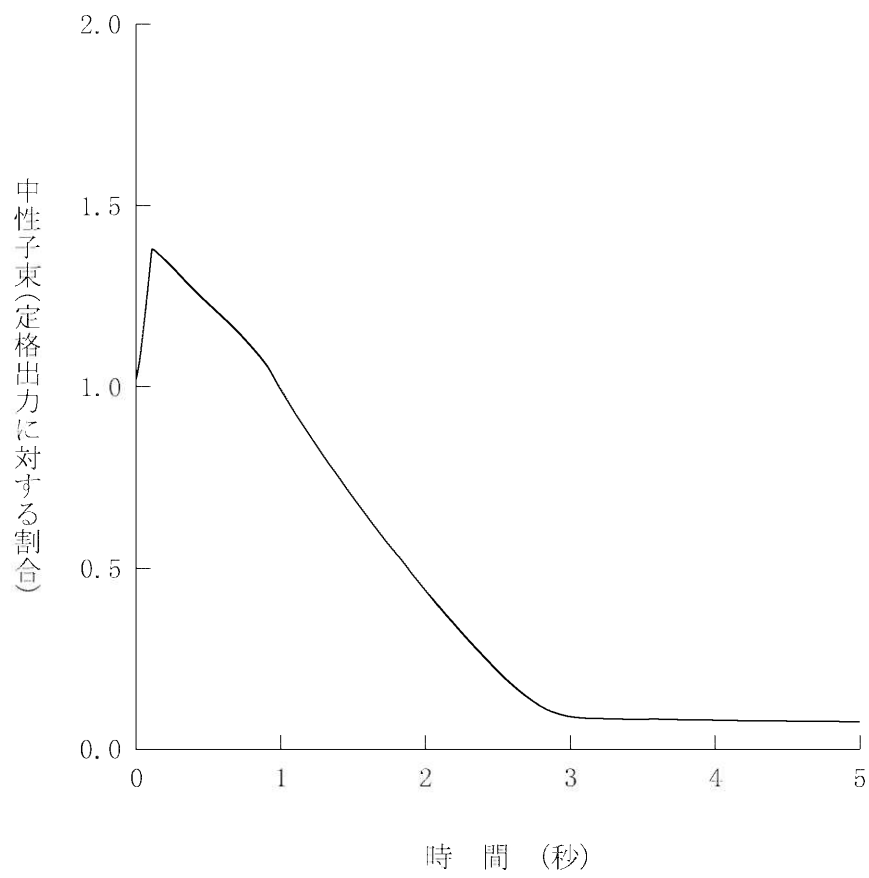
第3.2.5.1図 主蒸気管破断一ケースA (外部電源あり)



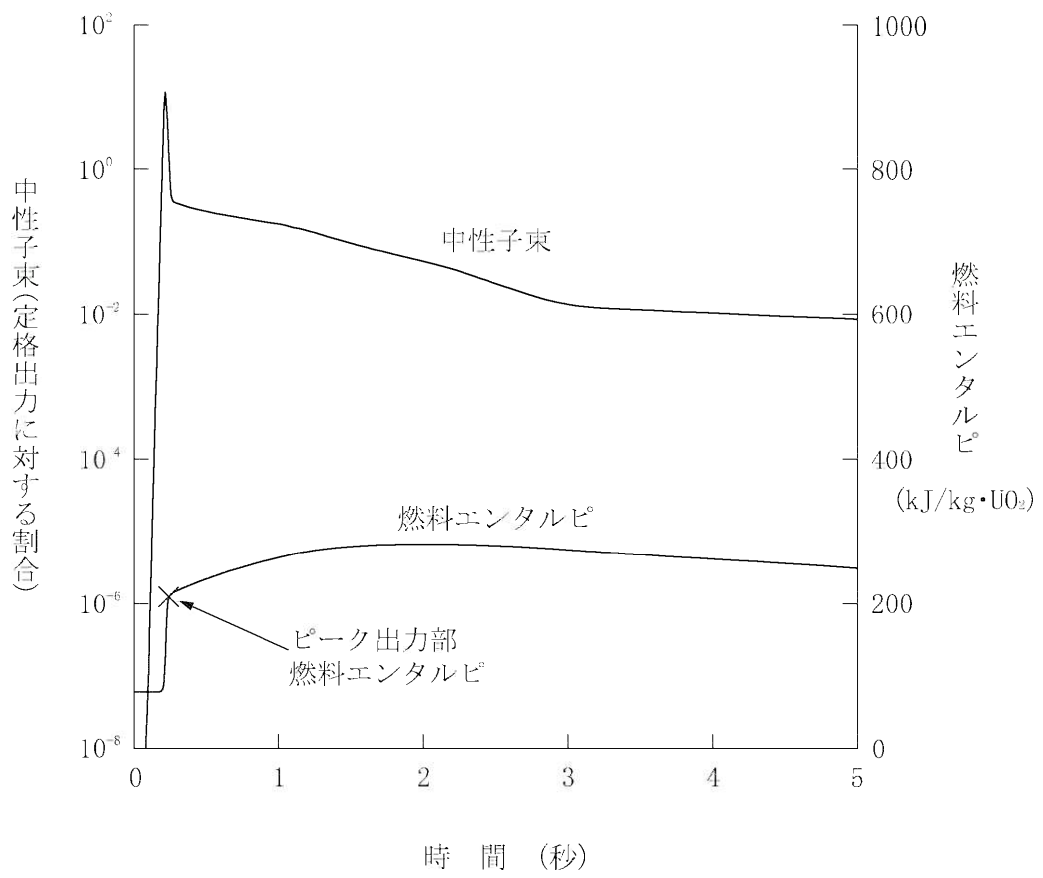
第3.2.5.2図 主蒸気管破断－ケースB（外部電源なし）



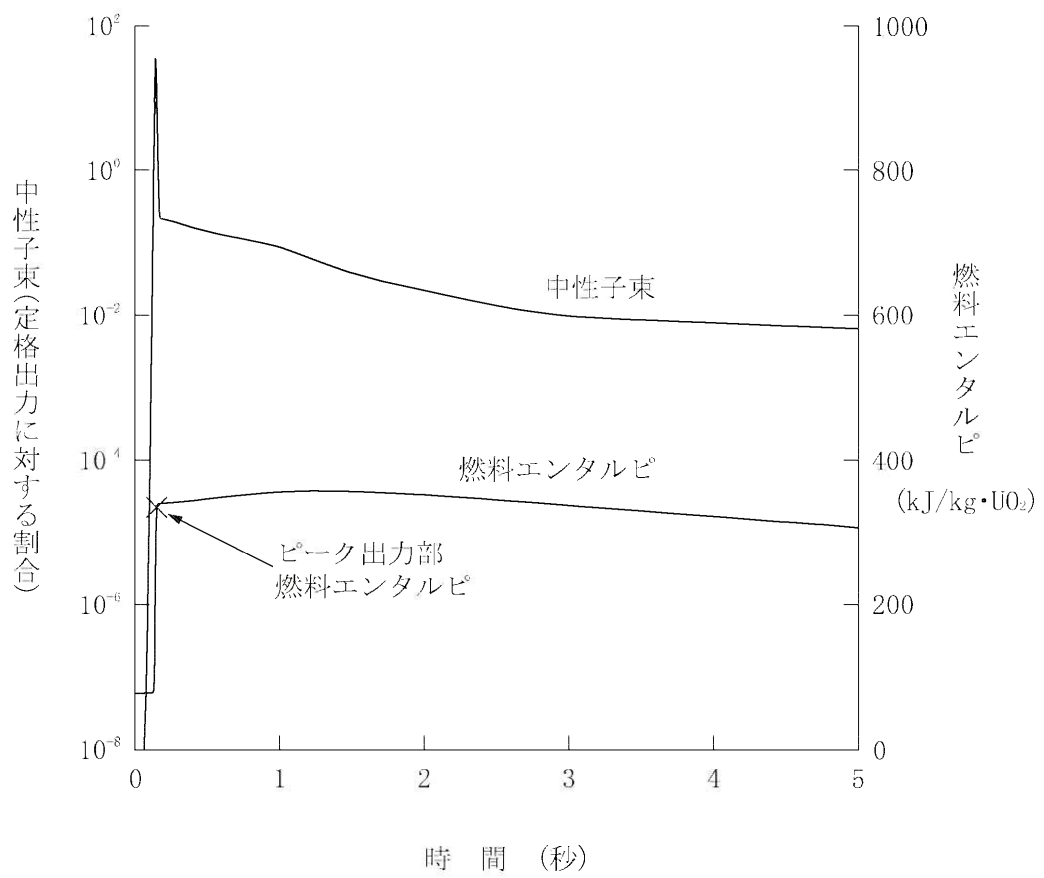
第3.3.1.1図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



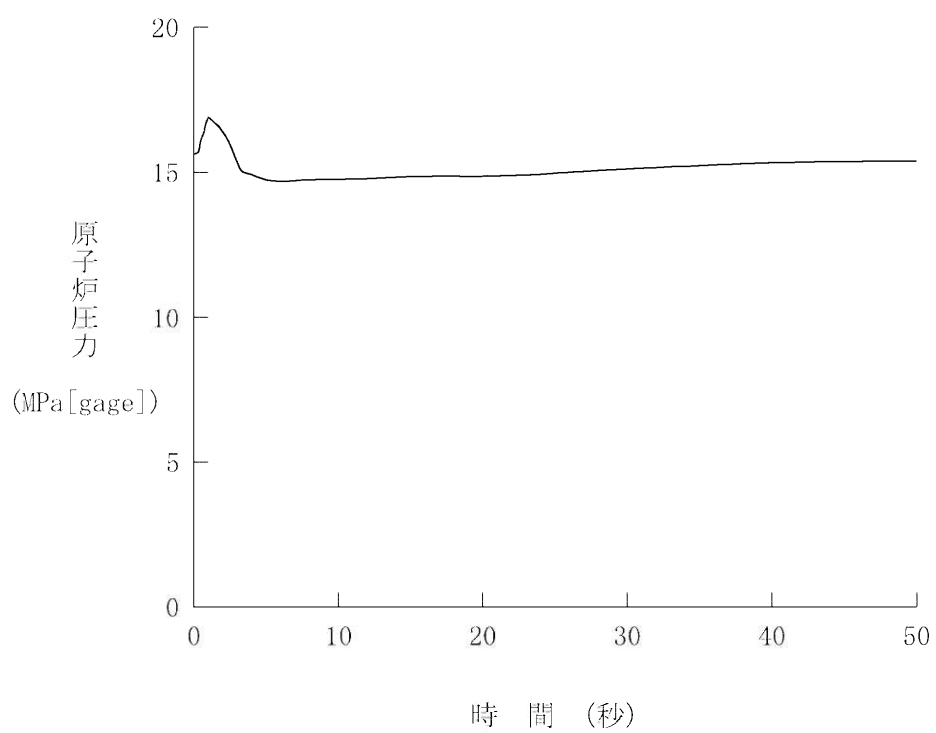
第3.3.1.2図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



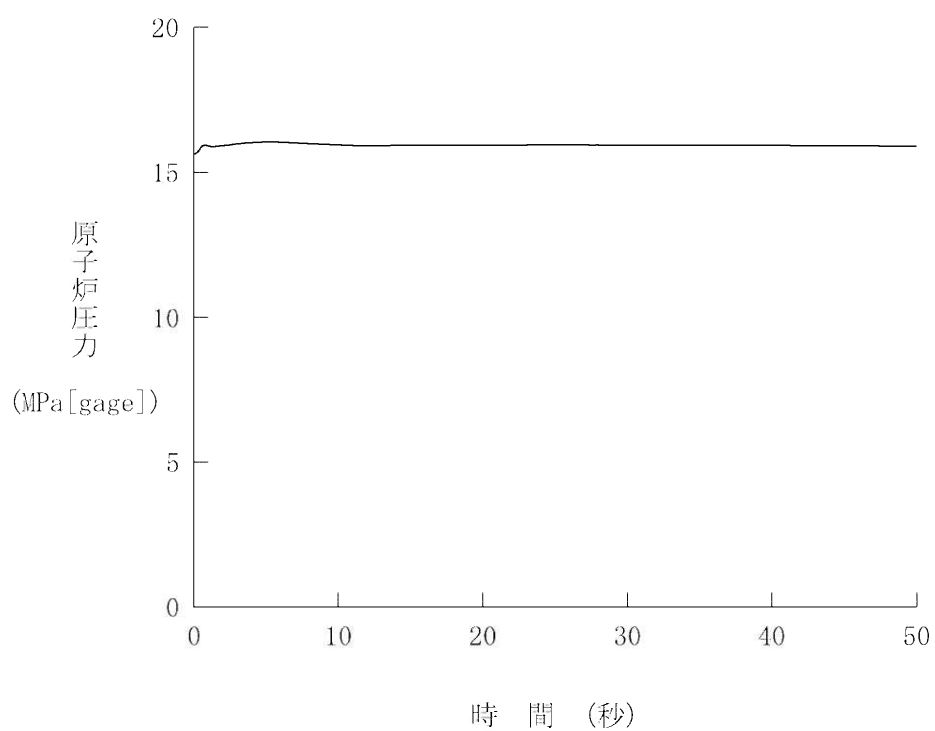
第3.3.1.3図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



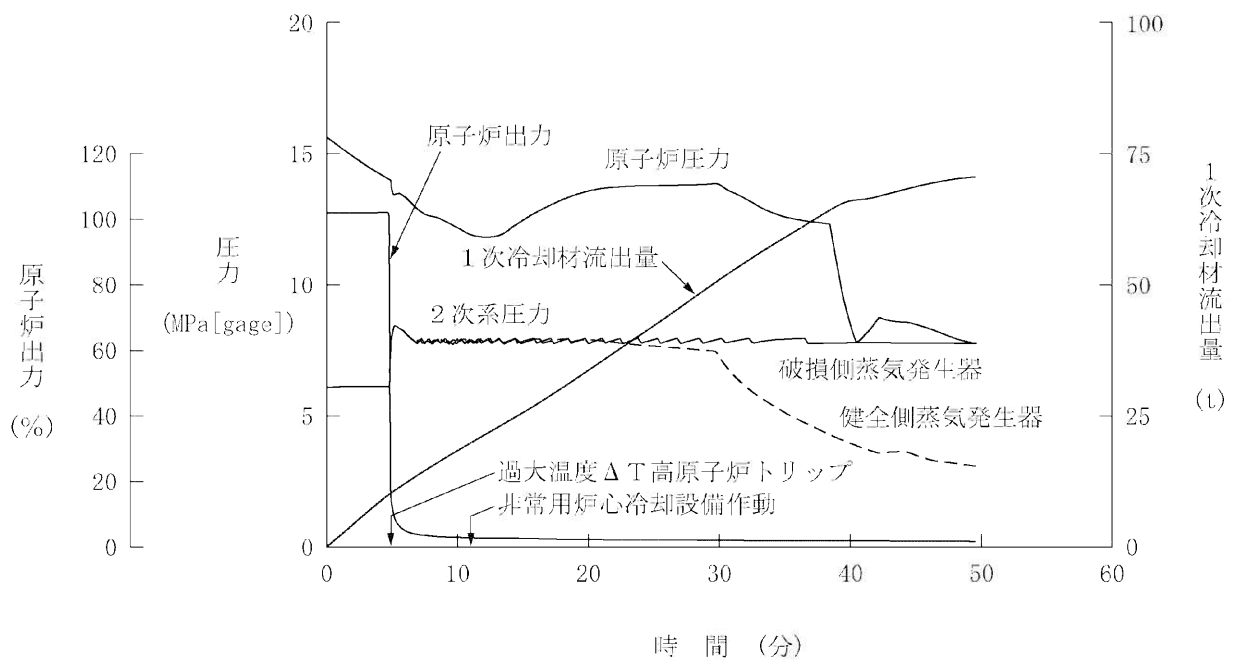
第3.3.1.4図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力



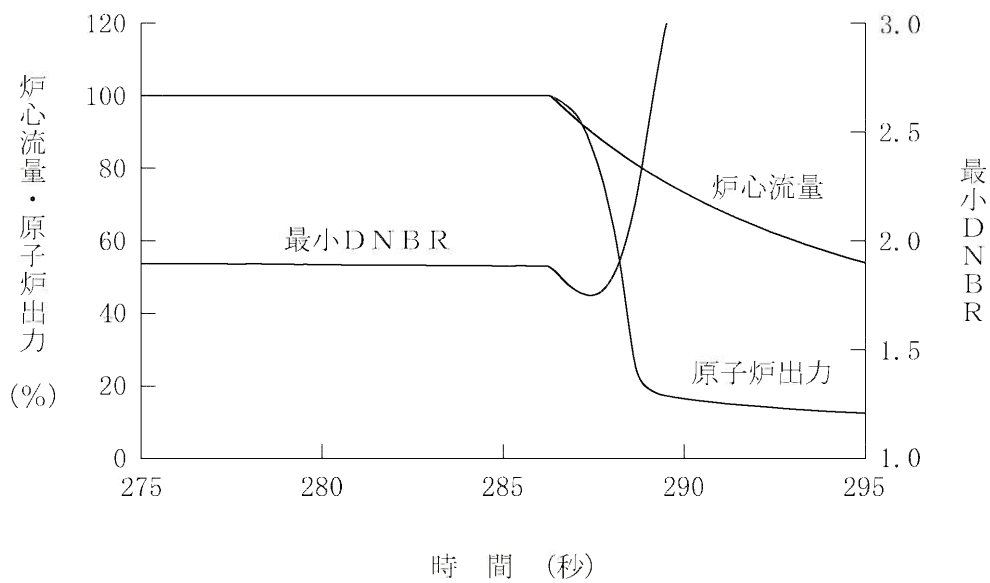
第3.3.1.5図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力ー圧力解析



第3.3.1.6図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力ー圧力解析

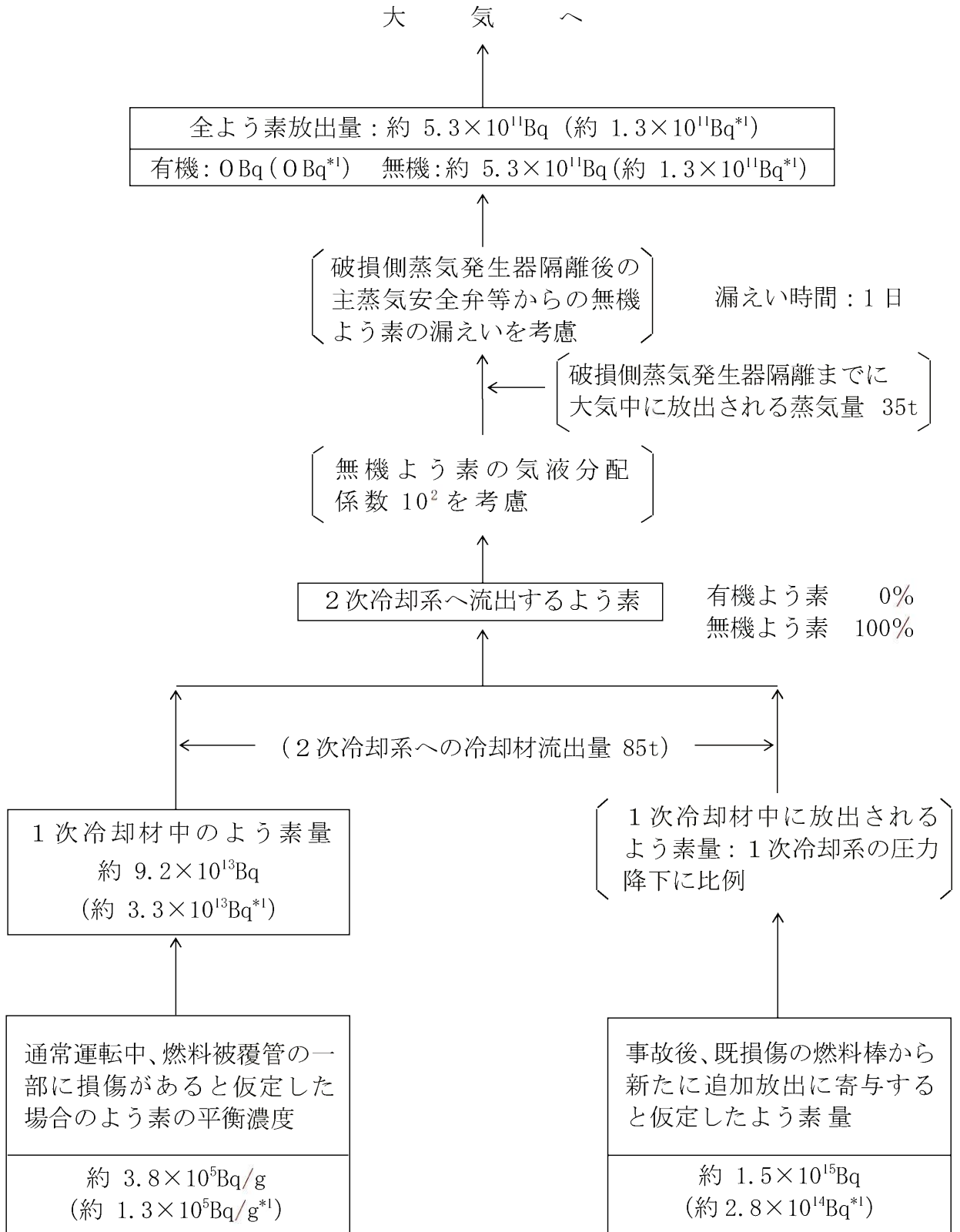


第3.4.2.1図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



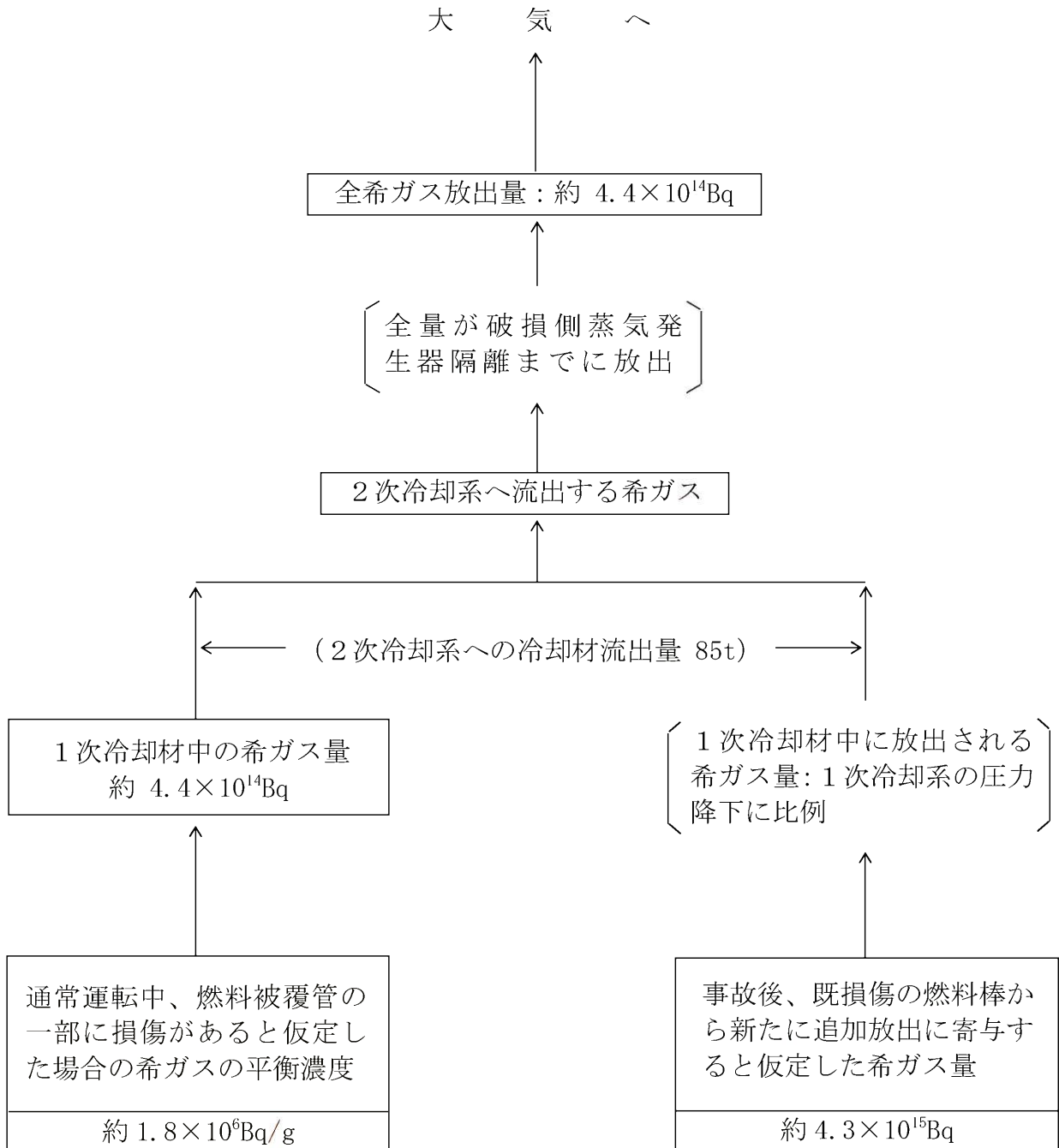
第3.4.2.2図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

単位：Bq $\left(\begin{array}{l} *1 \text{ I-131等価量-} \\ \text{小児実効線量係数換算} \end{array} \right)$



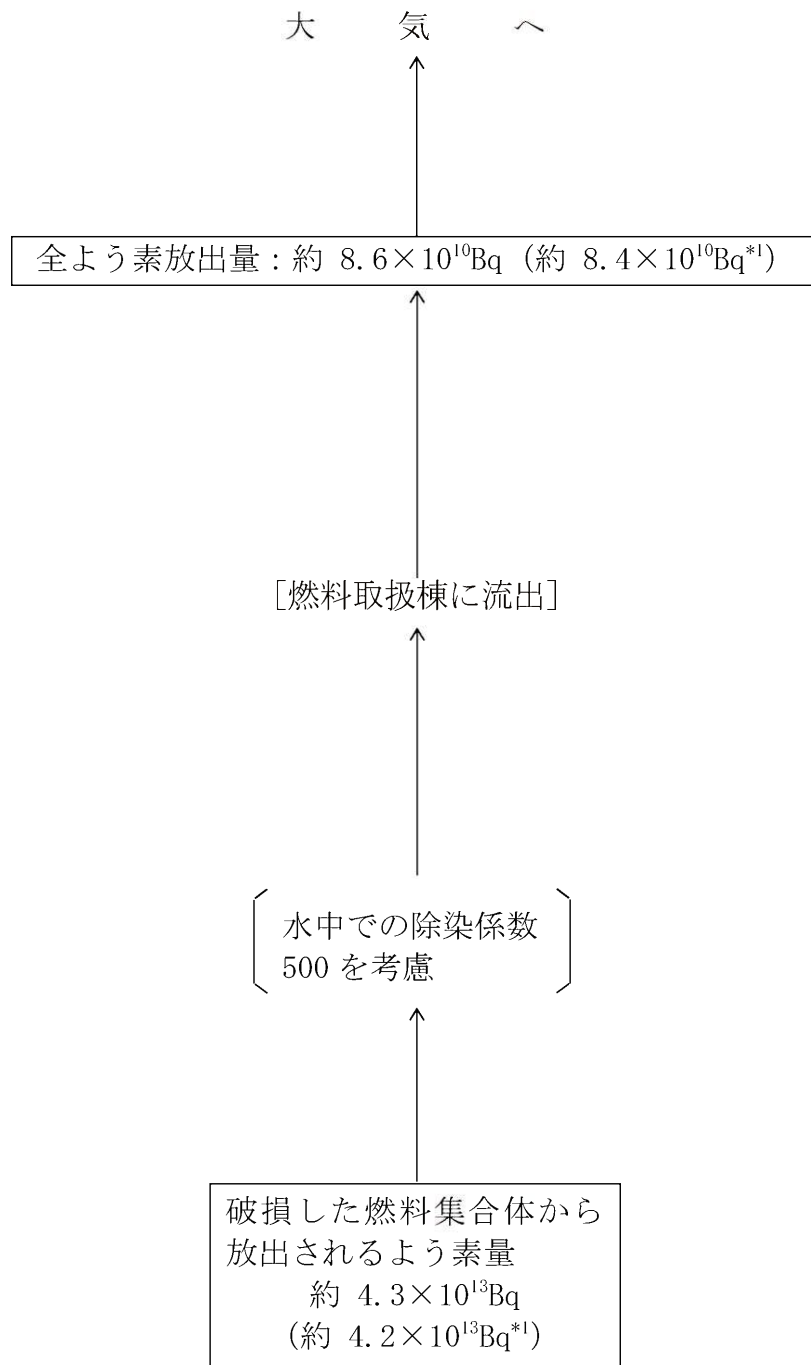
第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



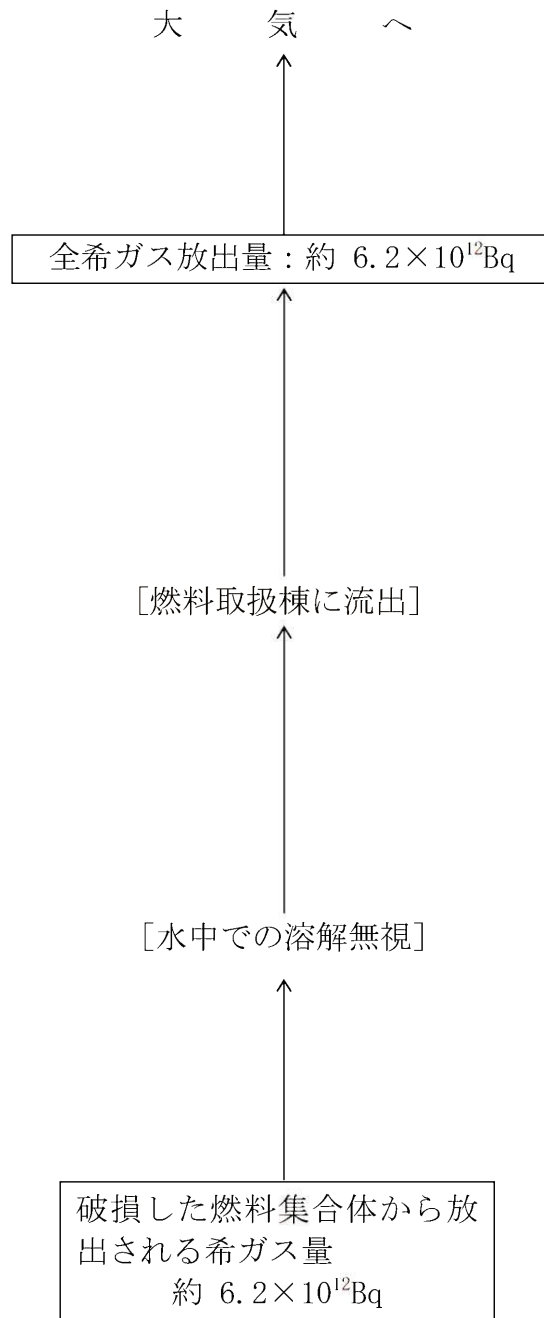
第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq（*1 I-131等価量）
小児実効線量係数換算



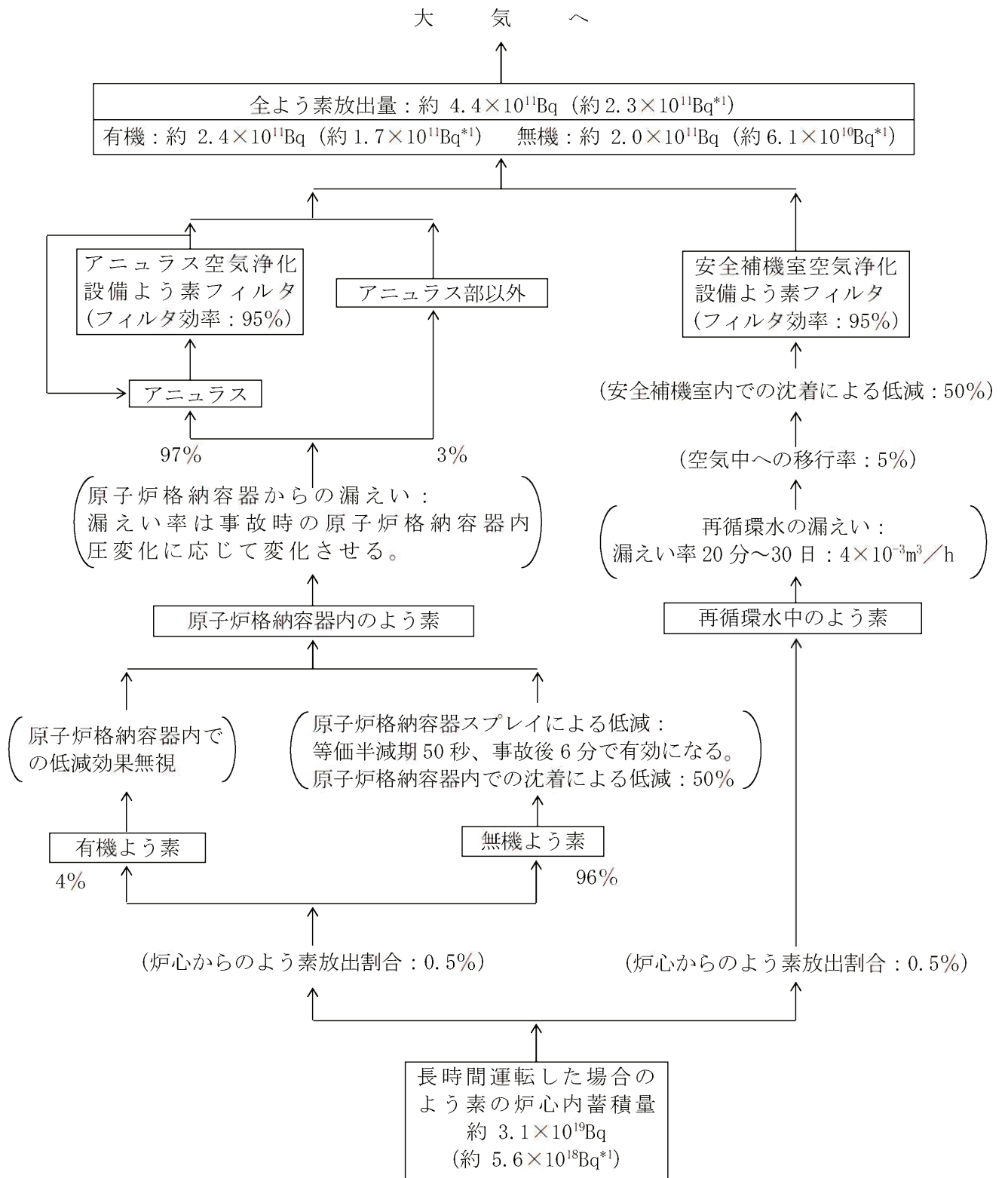
第 3. 4. 3. 1 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



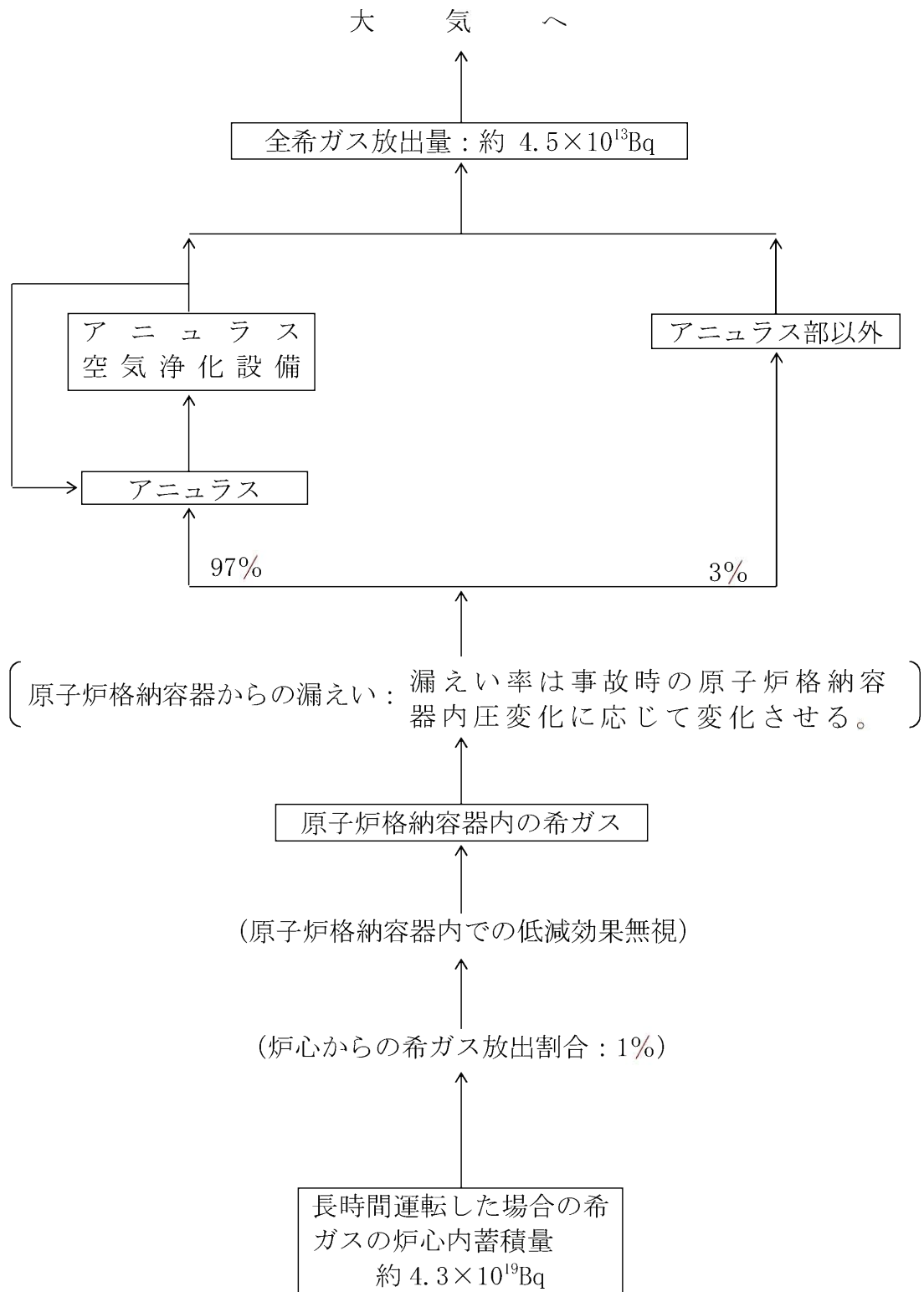
第 3.4.3.2 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq (*1 I-131 等価量-)
小児実効線量係数換算)



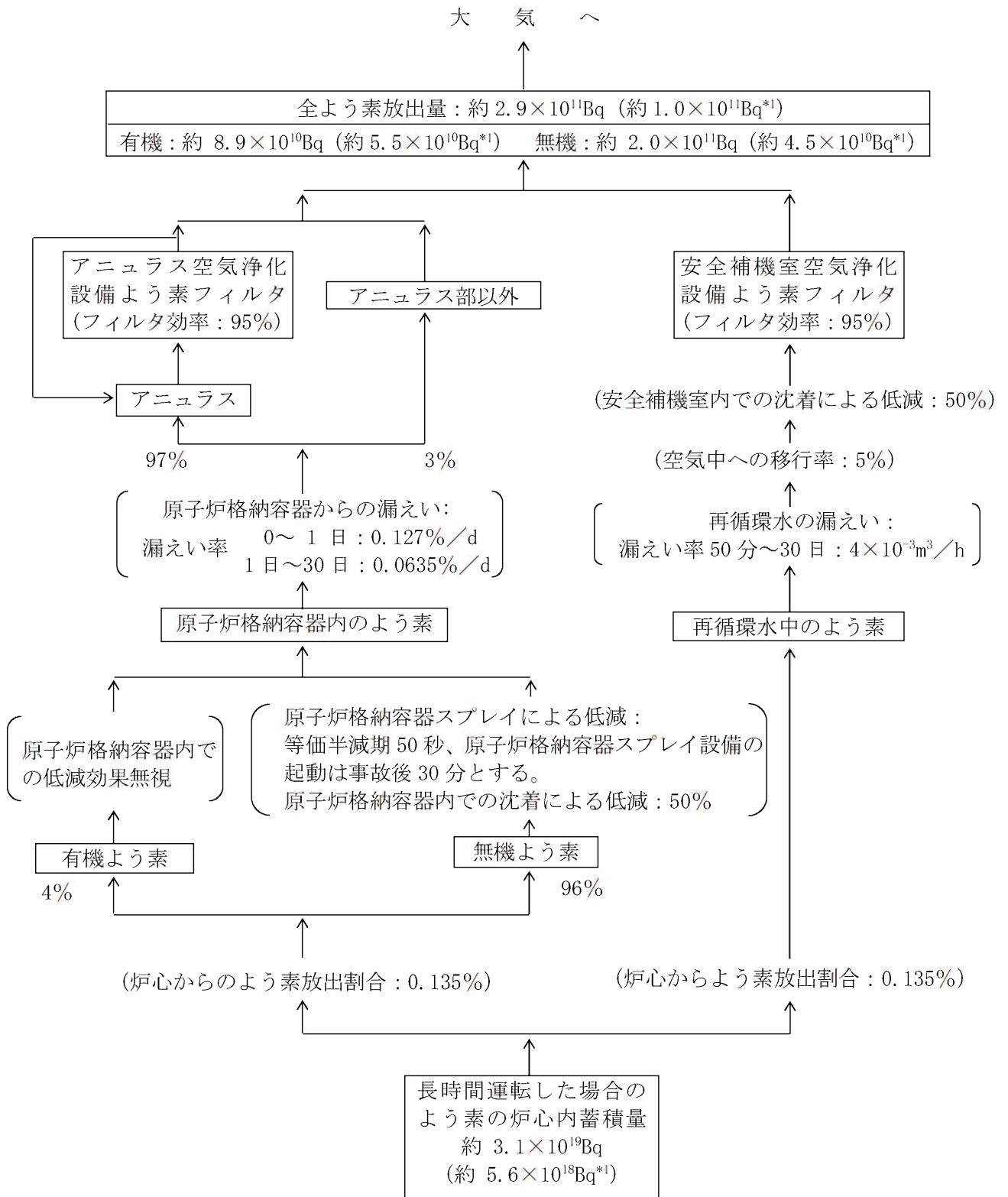
第3.4.4.1図 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



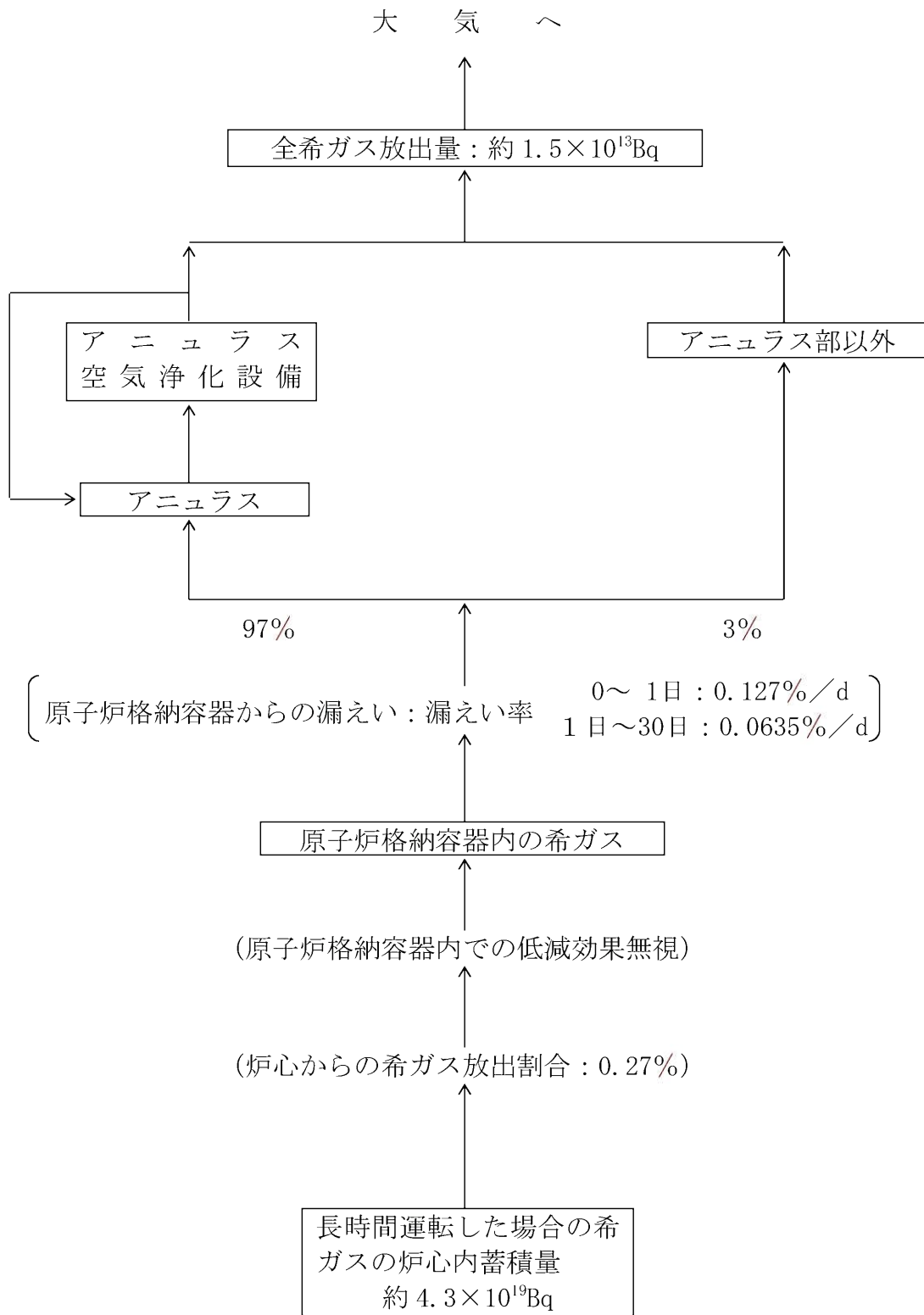
第3.4.4.2図 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq (*1 I-131 等価量 -
小児実効線量係数換算)

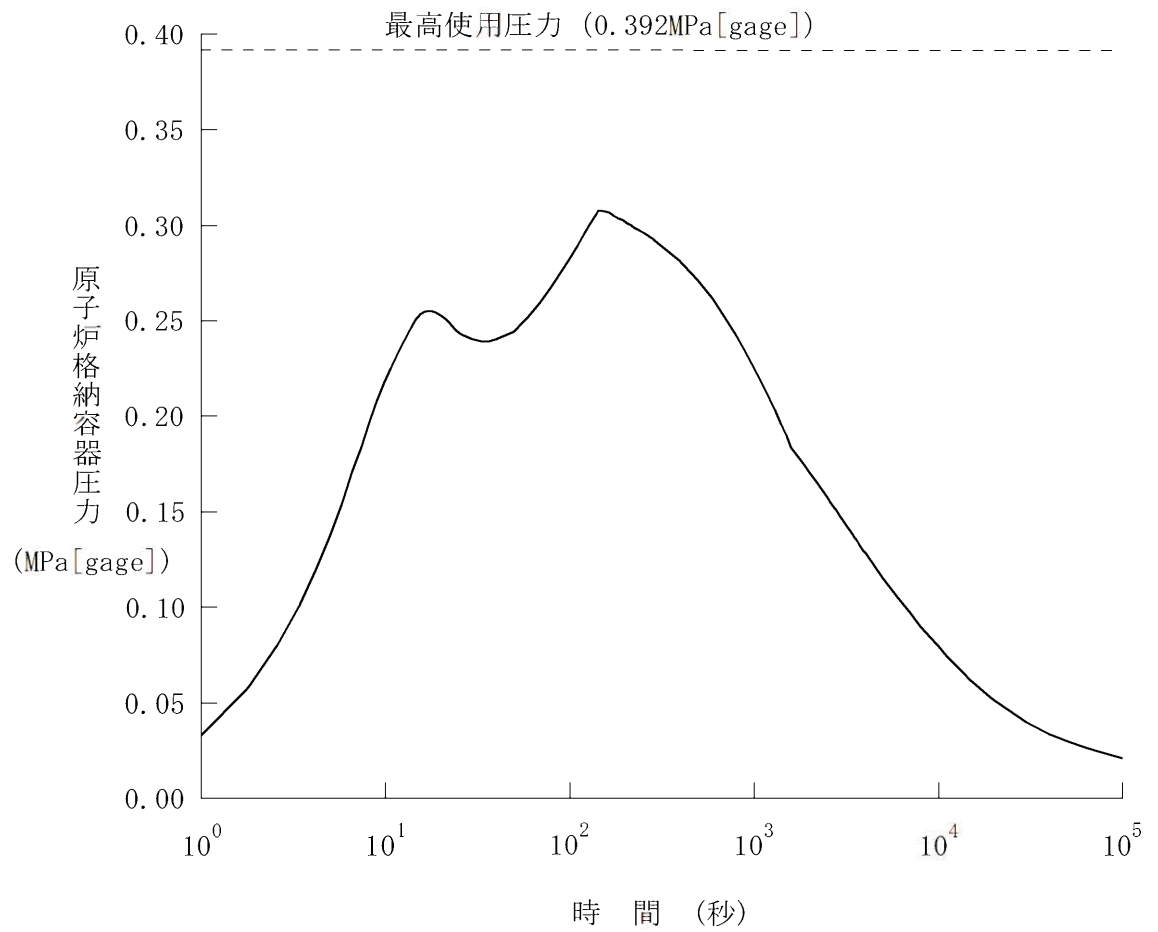


第3.4.5.1図 制御棒飛び出し時のよう素の大气放出過程

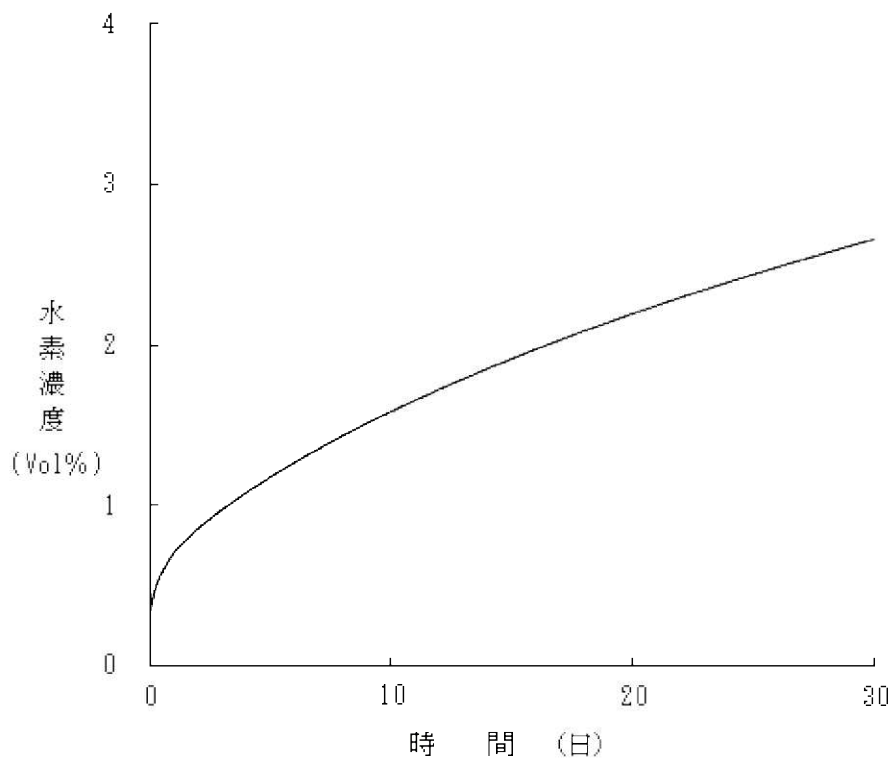
単位：Bq (γ 線エネルギー
0.5MeV換算)



第3.4.5.2図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



第3.5.1.1図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



第3.5.2.1図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器内の水素濃度評価

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
3号炉に同じ。

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.1.2 全交流動力電源喪失

7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(2) 必要な資源の評価

a. 水 源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約 $1,960\text{m}^3$ を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピット枯渇までの水量約 $1,020\text{m}^3$ の使用を考慮し、事象発生後約16.5時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水ピットに補給する。

7.1.5 原子炉停止機能喪失

7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

(2) 必要な資源の評価

a. 水 源

復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピットが枯渇するまでの水量約1,020m³の使用を考慮し、事象発生後約16.5時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生の約18時間後から使用可能となるため、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.5時間は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水（八田浦貯水池）又は海水補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水ピットへの補給は不要である。

なお、本重要事故シーケンスにおいては、外部電源の喪失を想定しておらず、復水ピット枯渇から余熱除去による炉心冷却開始までの約1.5時間は、常設設備により復水ピットへの補給が可能となる。

7.2 重大事故

3号炉に同じ。

- 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
3号炉に同じ。

- 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
3号炉に同じ。

7.5 必要な要員及び資源の評価

7.5.3 重大事故等対策の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

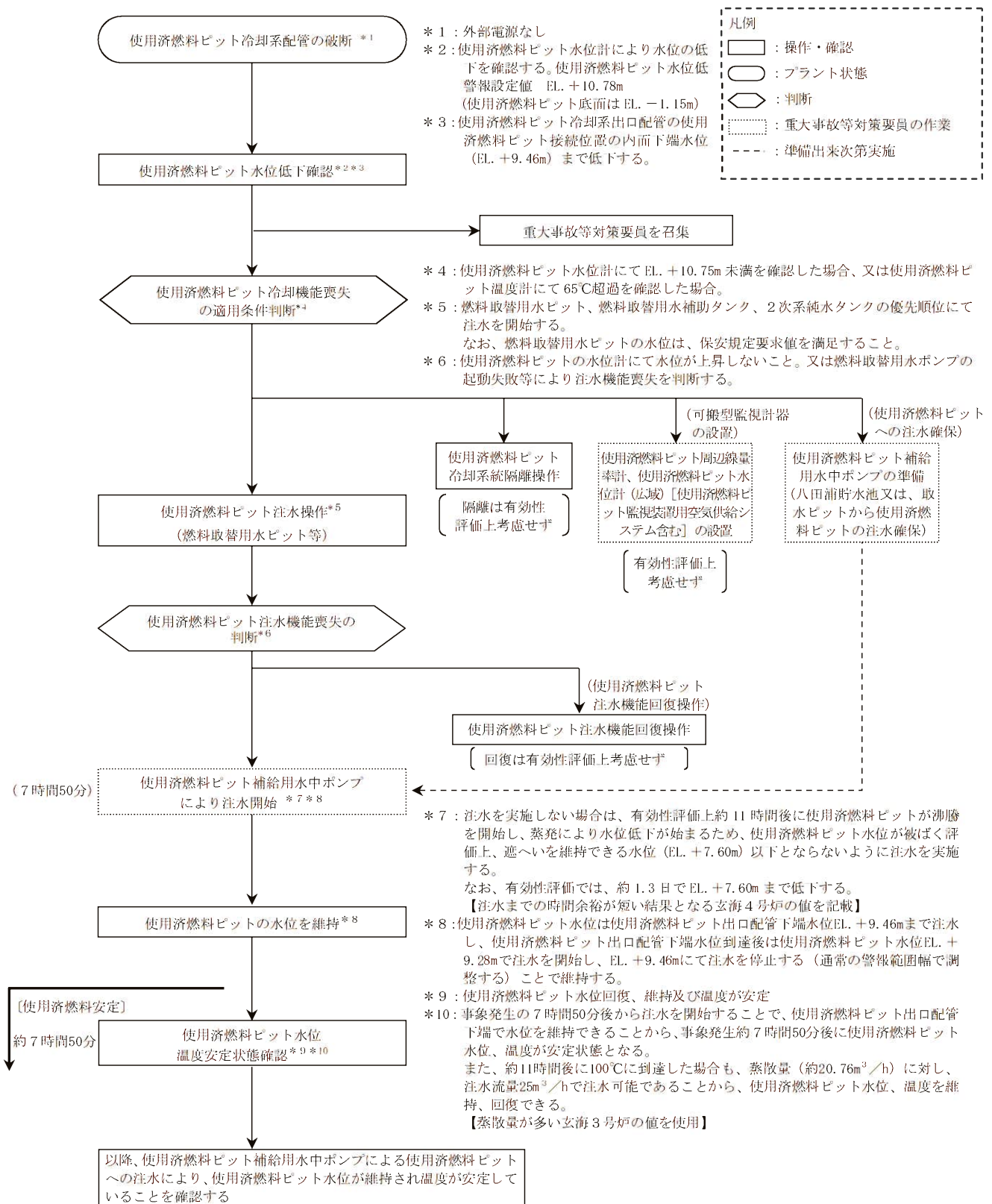
b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水ピットを水源とし、復水ピット枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約 1,020m³が使用可能であり、事象発生から約 16.5 時間の注水継続が可能である。以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

「第 7.3.1.2 表 主要評価条件（想定事故 1）」、「第 7.3.2.2 表 主要評価条件（想定事故 2）」及び「第 7.4.4.2 表 主要評価条件（反応度の誤投入）」は 3 号炉に同じ。

「第 7.2.1.1.30 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移」、第 7.2.1.1.31 図 Cs-137 の大気放出過程」、「第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果」、「第 7.3.2.4 図 「想定事故 2」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果」、「第 7.4.4.2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）」、「第 7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）」及び「第 7.4.4.4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果」は 3 号炉に同じ。



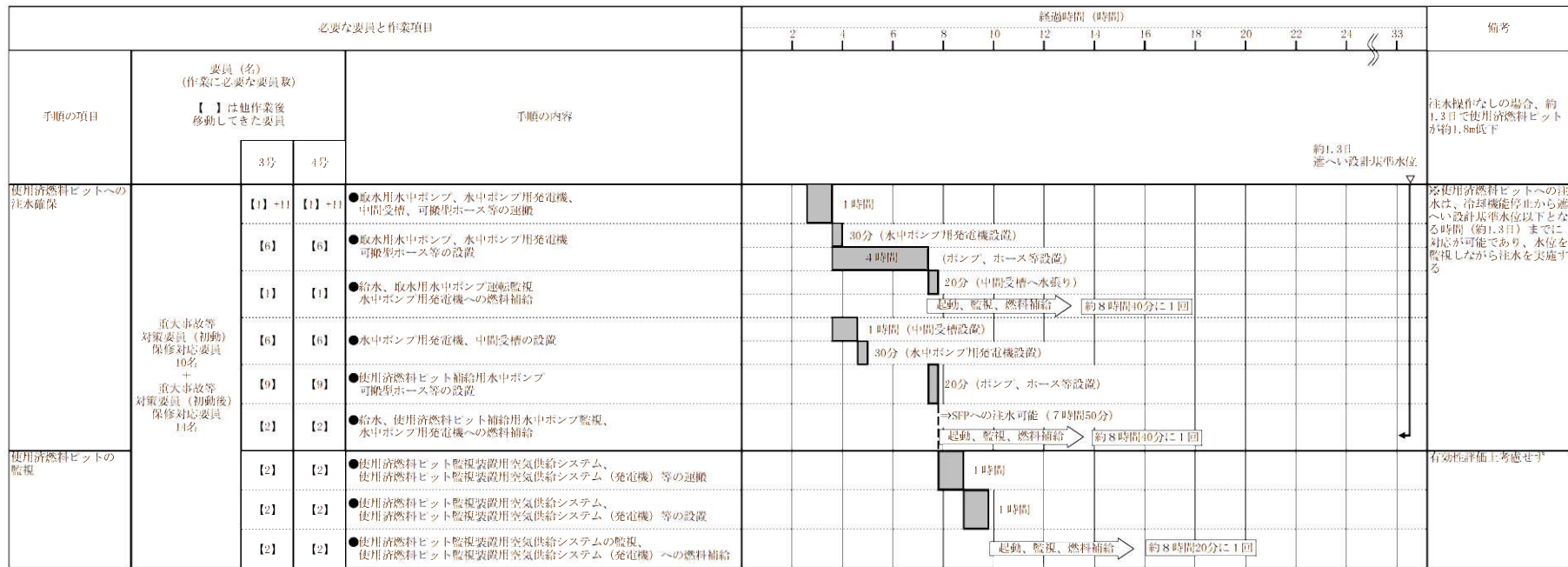
第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要
 (「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、
 使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)		経過時間(日)		備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容																		
			3号	4号																
			7時発生 ▼ フラット状況判断所 使用済燃料ピット冷却配管の破断 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時50分 使用済燃料ピット抽込用水中ポンプによる注水開始 約11時 濃縮開始 (注水なしの場合) 約7時間50分以降 使用済燃料安定 約1.3日 達へい設計基準水位 (注水なしの場合)																	
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	1 1	1 1																
状況判断	運転員	—	—	—	10分															
使用済燃料ピット冷却系統隔離操作	運転員 A	1	1	1	適宜実施														有効性評価上考慮せず*	
	運転員 B、C	2	2	2	適宜実施															
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	1	20分															有効性評価上考慮せず*
					20分															
					20分															
使用済燃料ピット周辺線量率計等設置	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	1	1	1	90分														有効性評価上考慮せず*	
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	【1】	【1】	【1】	適宜実施														有効性評価上考慮せず*	
					適宜実施															
	運転員 D	【1】	【1】	【1】	適宜実施															
					適宜実施															

*各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時作業本部要員(指揮者等)は4名であり、全体出陣、連絡連絡等を行う。

第 7.3.2.3 図 「想定事故2」の作業と所要時間(1/2)

(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)



燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間 (2 / 2)

(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)

添 付 書 類 十 一

変更後における発電用原子炉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に関する説明書

1. 概要

当社は、原子力の安全を確保するため、玄海原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉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に関する事項」及び「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及び同解釈」に基づく品質マネジメントシステムを構築し、「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」に品質マネジメントシステム計画を定めている。

この品質マネジメントシステム計画に従い、発電用原子炉設置変更許可申請（以下「設置許可」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等については、次のとおりである。

2. 基本方針

(1) 実施した設計活動に係る品質管理の実績

「実施した設計活動に係る品質管理の実績」として、設置許可に際して実施した設計の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、実施する各段階について「3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」に、設計活動に係る品質管理の方法について「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理について「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に記載する。

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、第 11.1 表に示す。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」として、設置許可以降に実施する工事等の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、設計、工事及び検査について「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、設計及び工事の計画（以下

「設工認」という。)に基づき、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）（以下「技術基準規則」という。）への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の維持管理について「3.4.8 適合性確認対象設備の施設管理」に記載する。

(3) 設置許可に係る設計、工事等以外の品質保証活動

設置許可に係る設計、その後の工事等の活動以外の品質保証活動は、品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

具体的には、責任と権限（品質マネジメントシステム計画「5.5 責任、権限及び情報の伝達」）、原子力の安全の確保の重視（品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」）、必要な要員の力量管理を含む資源の管理（品質マネジメントシステム計画「6 資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（品質マネジメントシステム計画「8 評価及び改善」）等の必要な管理を実施する。

3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織

設計及びその後の工事等の活動に係る保安活動は、品質マネジメントシステム計画に示す役割分担の下、本店組織及び発電所組織で構成する体制で、以下のとおり実施する。

設計及びその後の工事等の活動を主管する組織の長は、担当する保安活動について、責任と権限を持つ。

3.1.1 設置許可に係る設計に関する組織

設置許可に係る設計は、第11.2表に示す主管組織のうち、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が設計を主管する組織として実施する。

3.1.2 その後の工事等の活動に係る組織

設置許可に係る設計を踏まえた、設工認における設計、工事及び検査は、「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が実施する。

これらの主管組織については、設工認に係る設計に際して、品質マネジメントシステム計画に基づき策定する計画にて決定する。

3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

3.2.1 設置許可に係る設計に対するグレード分けの適用

設置許可に係る設計は、品質マネジメントシステムにおいて、「原子炉設置変更許可申請のための設計」として管理する。

3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

設置許可に係る設計の流れを第11.1図に示すとともに、設計の各段階及び品質マネジメントシステム計画との関係を第11.3表に示す。

設計を主管する組織の長は、設計の各段階におけるレビューを、第11.3表に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。このレビューについては、原子力部門で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法

設計を主管する組織の長は、設置許可に係る設計を実施するための計画を策定し、この計画に基づき設計を以下のとおり実施する。

なお、これらの設計を委託する場合には、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に従い管理を実施する。

3.3.1 設置許可に係る設計に用いる情報の明確化

「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で作成する設置許可に係る設計を実施するための計画にて、設置許可に係る設計に用いる情報を明確にする。

3.3.2 設置許可に係る設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

設置許可に係る設計を以下のとおり実施する。

(1) 設計の実施

発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）を作成するために、設計 0 として、「原子炉設置変更許可申請のための設計」を実施する。なお、設置許可申請書の作成に必要な基本設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算等による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(2) 設置許可申請書の作成

「(1) 設計の実施」で行った設計 0 の結果及びその他の必要な情報を整理し、設置許可申請書を作成する。

(3) 設計の結果に係る情報に対する検証

「(1) 設計の実施」で実施した設計 0 の結果について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(4) 設置許可申請書の承認

「(3) 設計の結果に係る情報に対する検証」を経た、設置許可申請書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.3 設計における変更

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

3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法

原子力部門は、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で実施した、設置許可に係る設計を踏まえ、その後の工事等の活動として次の保安活動を実施する。

- (1) 設工認のための設計
- (2) 設工認に基づく設備の具体的な設計
- (3) 設備の具体的な設計を踏まえた工事
- (4) 使用前事業者検査
- (5) 適合性確認対象設備の施設管理

また、これらの活動を調達する場合は、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認のための設計の計画

設工認に基づき、適合性確認対象設備に対する設計を実施するための設計開発計画を策定し、この計画に基づき設計を実施する。

3.4.2 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.4.3 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計対象として、技術基準規則の各条文へ対応する適合性確認対象設備を選定する。

3.4.4 設工認における設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。また、設計の変更が必要となった

場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

(1) 設計（設計 1、2）の実施

- a. 設計 1 として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、基本設計方針を明確化する。
- b. 設計 2 として、設計 1 で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

(2) 設計の結果に係る情報に対する審査及び検証

設計 1、2 の結果について、当該設備の設計に関する専門家を含めたレビュー及び原設計者以外の者に検証を実施させる。

(3) 設工認申請（届出）書の作成、承認

設工認における設計の結果に係る情報を基に、設工認申請（届出）書を作成し、原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.4.5 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施

設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計 3）を実施する。

3.4.6 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

設計 3 の結果に基づき、設備を設置するための工事を実施する。

3.4.7 使用前事業者検査

適合性確認対象設備が設工認のとおりに行われていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画（検査時期等の管理を含む。）し、工事を主管する組織から

の独立性を確保した検査体制のもと、検査要領書に従い実施する。

3.4.8 適合性確認対象設備の施設管理

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

3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務を調達する場合は、品質マネジメントシステム計画に基づく調達管理を以下のとおり実施する。

3.5.1 供給者の技術的評価

供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.5.2 供給者の選定

設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じたグレードに従い調達要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.5.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.5.3 調達製品の調達管理

調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けを適用し、以下の管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、品質マネジメントシステム計画に基づく調達要求事項を含めた調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(2) 調達製品の管理

調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納

入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。また、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.5.4 受注者品質保証監査

供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.6.1 設計並びにその後の工事等の活動における文書及び記録の管理

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6.2 識別管理及びトレーサビリティ

原子力部門は、その後の工事等の活動に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。

(1) 計測器の管理

その後の工事等の活動で使用する計測器については、品質マネジメントシステムに従った、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、品質マネジメントシステムに従った管理を実施する。

第 11.1 表 本申請に係る設計の実績

段階	設計プロセス	主管組織				インプット	アウトプット
		原子力 技術 部門	安全・ 品質保 証部門	原子力 管理 部門	原子力 建設 部門		
3.3.1	設置許可における設計に用いる情報の明確化	○	○	○	○	法令・規制要求事項等	主要工事業務計画
3.3.2(1)	設計の実施						
	本文五号	○◆	—	○	—	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	本文五号
	本文九号	—	○◆	—	—	既設置許可申請書 設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	本文九号
	本文十号	◆	○◆	—	—	既設置許可申請書 設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	本文十号
	添付書類六	◆	○	—	—	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	添付書類六
	添付資料八	○◆	○◆	○	○	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	添付資料八
添付資料九	—	○◆	—	—	既設置許可申請書 設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	添付資料九	

段階	設計プロセス	主管組織				インプット	アウトプット
		原子力 技術 部門	安全・ 品質保 証部門	原子力 管理 部門	原子力 建設 部門		
3.3.2(1)	設計の実施						
	添付資料十	◆	○◆	—	—	既設置許可申請書 設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書 設計資料（社内決定文書）	添付資料十
3.3.2(3)	設計の結果に係 る情報に対する 検証	○	○	○	○	設置許可申請書	設置許可申請書 設置許可申請書チェックシート
		○	○	—	—	委託実施報告書	委託実施報告書 委託業務の検証（チェックシート）

星取の凡例：○設計の実施箇所、◆設計の実施に際して調達を行った箇所

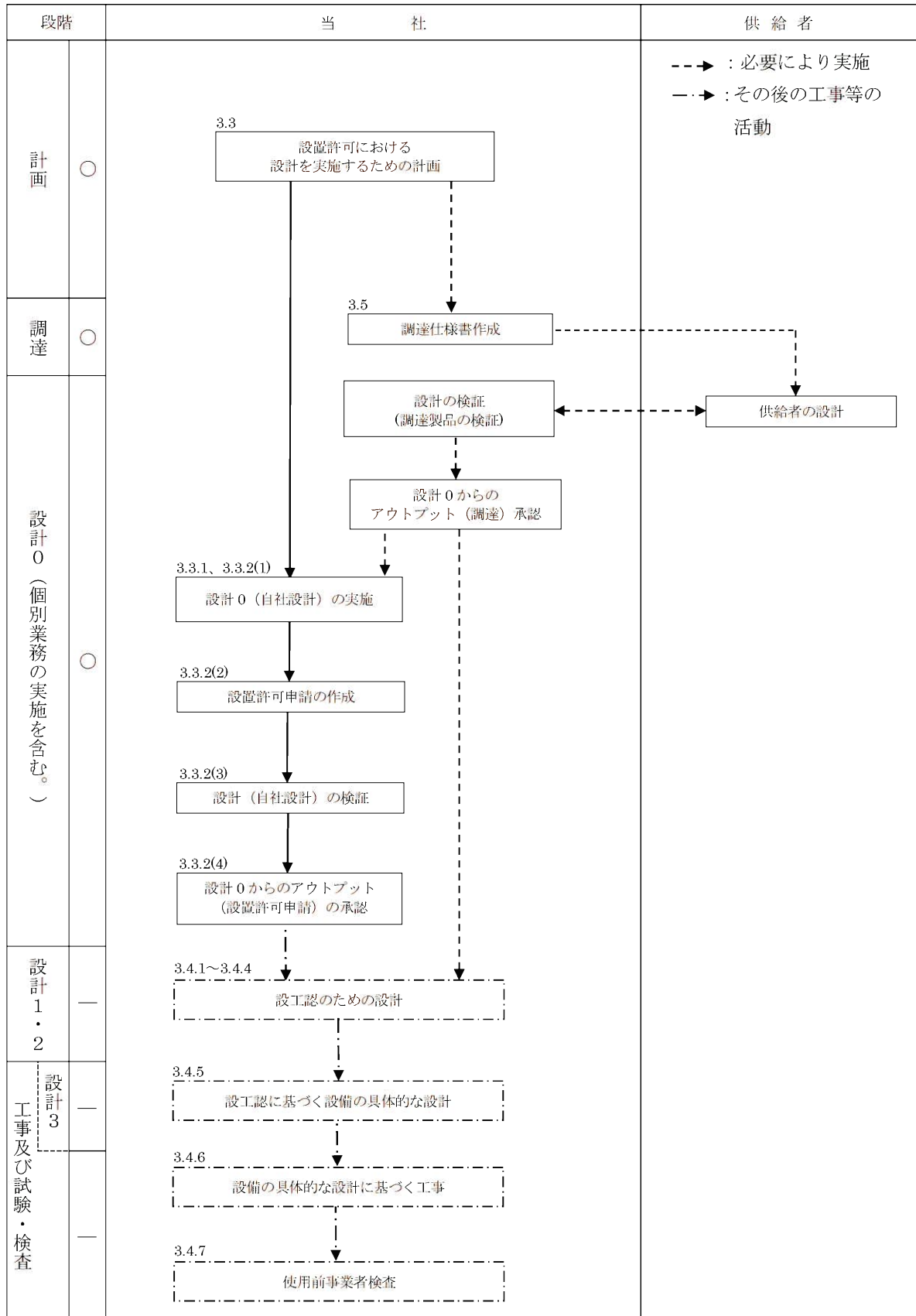
第 11.2 表 設置許可に係る設計の実施体制

項番号	プロセス	主管組織
3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	原子力技術部門 安全・品質保証部門 原子力管理部門 原子力建設部門
3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	原子力技術部門 安全・品質保証部門

第 11.3 表 設置許可に係る設計の各段階

各段階		品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 設置許可申請並びにこれに付随する基本設計を実施するための計画の策定
	3.3.1	設置許可における設計に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設置許可申請並びにこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1)	設計の実施	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 設置許可申請のための設計の実施
	3.3.2(3) ※	設計の結果に係る情報に対する検証	7.3.5 設計開発の検証 設置許可申請書並びにこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更管理 設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	7.4 調達 設置許可に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」のうち、品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目。設置許可に係る設計では、設計開発の検証が設計開発レビューを兼ねる。



第 11.1 図 設置許可における設計に係る当社の基本的な活動