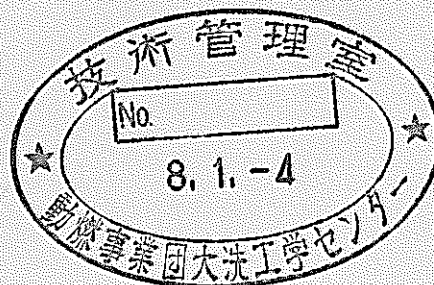


「常陽」MK-III計画に係る安全評価

(5. ナトリウム燃焼解析)

1995年9月



動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

「常陽」MK-III計画に係る安全評価

(5. ナトリウム燃焼解析)

島川佳郎*

要 旨

本資料は、「常陽」MK-III計画に係る安全評価の一環として実施したナトリウム燃焼解析についてまとめたものである。

本解析では、「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析を参考とし、「常陽」のプラント設計上の特質を考慮して解析事象を選定するとともに、各事象の事故想定、解析モデル及び解析条件の設定等を行った。なお、解析にはナトリウム燃焼解析コード「ASSCOPS」を使用した。

本解析の結果を以下にまとめる。

- (1) 1次冷却材漏えい事象では、格納容器の圧力及び温度が制限値を超えることはないものの、ライナ及びコンクリートの温度上昇が激しく、広い範囲で損傷を受けることが予想される。したがって、格納容器の健全性を確認するには至らなかった。
- (2) 2次冷却材漏えい事象でも、ライナ及びコンクリートの温度上昇による損傷が予想される。

*1 大洗工学センター 実験炉部技術課

目 次

1. 緒言
2. 解析事象
3. 事故想定
4. 解析モデル及び解析条件
5. 解析結果及び評価
6. 結言
7. 謝辞
8. 参考文献

付録－A 従来のナトリウム燃焼解析

付録－B 被ばく評価

表リスト

第2-1表	事故想定の概要（「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析）
第2-2表	主要な解析結果（「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析）
第3.1-1表	事故想定の概要
第3.2-1表	「1次冷却材漏えい事故」時のナトリウム漏えい量
第4.1-1表	解析モデル及び解析条件の概要
第4.3-1表	格納容器内の室の構造データ
第4.3-2表	格納容器内の室とセルとの対応
第4.3-3表	格納容器内のセルの体積及び面積
第4.3-4表	格納容器内床下雰囲気漏えい率試験の試験結果
第4.5-1表	1次冷却材中の ^{24}Na 放射能濃度の評価結果
第5.1-1表	主要な解析結果（1次冷却材漏えい事象）
第5.1-2表	主要な解析結果（2次冷却材漏えい事象）
第5.2-1表	主要なサーベイ解析結果
第5.3-1表	主要な解析結果及び対応する制限値

（付録-B）

第B.2-1表	核分裂収率及び半減期
第B.2-2表	炉内線源強度
第B.3-1表	核分裂生成物の大気中への放出量の計算結果
第B.4-1表	相対濃度及び相対線量
第B.4-2表	周辺公衆の受ける線量当量の評価結果

図リスト

- 第 3. 2-1 図 1 次冷却系の構成及び各部寸法
- 第 3. 2-2 図 1 次冷却系の整定液位（ホットレグ配管破損時）
- 第 3. 2-3 図 1 次冷却系の整定液位（コールドレグ配管破損時）
- 第 3. 2-4 図 ナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度
（1 次冷却材漏えい事故：ホットレグ配管破損時）
- 第 3. 2-5 図 ナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度
（1 次冷却材漏えい事故：コールドレグ配管破損時）
- 第 3. 3-1 図 1 次オーバフロー系の構成
- 第 3. 3-2 図 ナトリウムの漏えい量及び漏えい率
（オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故）
- 第 3. 4-1 図 1 次冷却材純化系の構成
- 第 3. 4-2 図 ナトリウムの漏えい量及び漏えい率
（コールドトラップからのナトリウム漏えい事故）
- 第 3. 5-1 図 1 次ナトリウム充填ドレン系の構成
- 第 3. 6-1 図 2 次冷却系の構成
- 第 4. 3-1 図 格納容器内の構造の概略
- 第 4. 3-2 図 1 次冷却材漏えい事象のセルモデル
- 第 4. 4-1 図 2 次冷却材漏えい事象のセルモデル
- 第 5. 1-1 図 解析結果（1 次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損））
- 第 5. 1-2 図 解析結果（1 次冷却材漏えい事故（コールドレグ配管破損））
- 第 5. 1-3 図 解析結果（オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故）
- 第 5. 1-4 図 解析結果（コールドトラップからのナトリウム漏えい事故）
- 第 5. 1-5 図 解析結果（ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故）
- 第 5. 1-6 図 解析結果（2 次冷却材漏えい事故）
- 第 5. 2-1 図 サーベイ解析結果（ライナ・コンクリート間ギャップの影響）
- 第 5. 2-2 図 サーベイ解析結果（雰囲気透明度の影響）
- 第 5. 2-3 図 サーベイ解析結果（スプレイ燃焼室での貯留の効果）

（付録-A）

- 第 A. 4-1 図 従来のナトリウム燃焼解析結果
（原子炉停止中における 1 次冷却系破損事故）
- 第 A. 4-2 図 従来のナトリウム燃焼解析結果（仮想事故）

(付録－B)

- 第B. 3－1 図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損))
- 第B. 3－2 図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損))
- 第B. 3－3 図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故)
- 第B. 3－4 図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)
- 第B. 3－5 図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)
- 第B. 3－6 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損))
- 第B. 3－7 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損))
- 第B. 3－8 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故)
- 第B. 3－9 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)
- 第B. 3－10 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)

1. 緒 言

高速実験炉「常陽」では、照射効率の向上、各種試験能力の拡充等を目指して、炉心及び冷却系の高性能化を図るMK-Ⅲ計画を進めている。本資料は、MK-Ⅲ計画に係る安全評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類10）の一環として実施したナトリウム燃焼解析についてまとめたものである。

本解析の位置付けを明確にするために、まず、現状の「常陽」の安全評価⁽¹⁾でナトリウムの漏えい及び燃焼を伴う事象がどのように解析・評価されているかについて簡単に触れておく。

現状の「常陽」の安全評価では、「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」及び「仮想事故（炉心溶融再臨界事故）」の2事象について、ナトリウム燃焼解析を実施しており⁽²⁾、その結果、格納容器の圧力及び温度は制限値を超えないので、格納容器の健全性は確保されると評価している（詳細は付録-A参照）。これらのナトリウム燃焼解析は、「常陽」の原子炉出力を当初の50MWtから第2期原子炉出力（MK-I炉心）の75MWt及び照射用炉心（MK-II炉心）の100MWtに上昇させるのに際して実施したものである。なお、MK-II炉心からMK-Ⅲ炉心への改造により原子炉出力は100MWtから140MWtに上昇するが、改造の前で、これらのナトリウム燃焼解析に係わる諸条件が大きく変わることはないので、MK-Ⅲ改造後の安全評価でも、基本的には従来解析・評価を踏襲するものとし、設置変更許可申請書に記載する解析結果も従来そのままとしている。

しかしながら、これらのナトリウム燃焼解析は、1970年代に実施されたものであって、その後の原型炉「もんじゅ」の設計等を通じて培われた解析手法の進展を反映したものではない。そこで、MK-Ⅲ炉心への改造を機に、MK-Ⅲ計画に係る「常陽」の安全評価のバックアップとする目的で、最新の解析手法に基づくナトリウム燃焼解析を実施することとした。

本解析では、「もんじゅ」の安全評価⁽³⁾におけるナトリウム燃焼解析を参考とし、「常陽」のプラント設計上の特質を考慮して解析事象を選定した。また、それぞれの事象について事故想定を定め、ナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度を設定するとともに、燃焼モデル、セルモデル等の解析モデル及びそれらに関連する解析条件を設定した。

なお、本解析では、ナトリウム燃焼解析コード「ASSCOPS」を使用した。本コードは、「もんじゅ」の安全評価に使用されたスプレイ燃焼解析コード「SPRAY-II」⁽⁴⁾とプール燃焼解析コード「SOFIRE-MII」⁽⁴⁾を結合し、スプレイ燃焼とプール燃焼が同時に一つの体系で進行している現象を解析するコードであり、解析モデル等の妥当性については種々の試験解析により十分な検証が行われている^{(5)・(6)・(7)・(8)}。

本資料の記載内容は次のとおりである。

第2章では、「もんじゅ」の安全評価を参考とし、「常陽」のプラント設計上の特質を考慮して選定した解析事象についてまとめた。

第3章では、選定した解析事象の起因事象想定、単一故障想定などの事故想定について記し、各事象に対して設定したナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度についてまとめた。また、第4章では、各事象に対して設定した燃焼モデル、セルモデル等の解析モデル及びそれらに関連する解析条件についてまとめた。なお、これらの事故想定、解析モデル及び解析条件の設定に当たっては、保守的に厳しい解析結果が得られるよう配慮した。

第5章では、各事象の解析結果及びその評価結果をまとめた。また、いくつかの不確定要素に着目して実施したサーベイ解析の結果もここに併せて示した。

なお、付録-Aでは、設置変更許可申請書に記載している従来のナトリウム燃焼解析の概要についてまとめた。また、付録-Bでは、本解析の結果に基づく被ばく評価の結果についてまとめた。

2. 解析事象

「もんじゅ」の安全評価では、ナトリウムの漏えい及び燃焼を伴う各種事故として下記の5事象を選定している。

- (1) 「1次冷却材漏えい事故」
- (2) 「1次ナトリウム補助設備漏えい事故」
 - ① 「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」
 - ② 「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」
 - ③ 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」
- (3) 「2次冷却材漏えい事故」

なお、「1次冷却材漏えい事故」についてはホットレグ配管破損とコールドレグ配管破損の2ケースについて、また、「2次冷却材漏えい事故」については2次主冷却系配管室での漏えいと過熱器室での漏えいの2ケースについて、それぞれ解析を実施している。

「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析における事故想定概要を第2-1表にまとめた。また、主要な解析結果を第2-2表にまとめた。これらの事象は、基本的には「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽⁹⁾に例示されている事象に沿って選定されたものと考えられるが、第2-1表及び第2-2表から読み取れるように、格納容器の健全性、核分裂生成物の大気中への放出量といった評価すべき項目に照らして、事象の包絡性を考慮の上、解析結果が最も厳しくなる代表事象として選定されていることがわかる。

各事象の評価の着目点と事象の代表性は以下に示すとおりである。

(a) 「1次冷却材漏えい事故」

本事象は、原子炉運転中（ナトリウム温度レベルが高い）の1次冷却材漏えい事象のうち、ナトリウム漏えい量が最大となる事象であり、格納容器の圧力及び温度が高くなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性がある。

(b) 「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」

本事象は、原子炉運転中の1次ナトリウム補助設備漏えい事象のうち、ナトリウム漏えい量が最大となる事象であり、格納容器の圧力及び温度が高くなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性がある。

(c) 「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」

本事象は、コールドトラップに蓄積されたよう素がナトリウムの漏えいに伴って放出されるので、1次冷却材漏えい事象のうち、核分裂生成物（よう

素)の大気中への放出量が多くなる可能性がある。

(d) 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」

本事象は、格納容器内床下が通常の空気雰囲気には置換される原子炉停止中の1次冷却材漏えい事象のうち、ナトリウム漏えい量が最大となる事象であり、ナトリウムの燃焼量が増加して、格納容器の圧力及び温度が高くなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性がある。

(e) 「2次冷却材漏えい事故」

本事象は、原子炉運転中の2次冷却材漏えい事象のうち、ナトリウム漏えい量が最大となる事象であり、原子炉補助建物の圧力及び温度が高くなる可能性がある。

「常陽」の1次冷却系及び2次冷却系の基本的な系統・機器の構成は「もんじゅ」とほぼ同じであることから、「常陽」のナトリウム燃焼解析における解析事象も、「もんじゅ」と同様の考え方で選定できると考えられる。したがって、本解析においても、格納容器等の健全性や核分裂生成物の大気中への放出量の観点から、解析結果が最も厳しくなる可能性の高い代表事象として、「1次冷却材漏えい事故」、「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」、「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」及び「2次冷却材漏えい事故」の5事象を選定することとする。

なお、「もんじゅ」の安全評価では、各種事故に加えて、技術的には起こるとは考えられない事象（いわゆる5項事象）である「1次主冷却系配管大口径破損事象」及び「1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」についてもナトリウム燃焼解析を行っている。しかしながら、「常陽」の安全評価では、特に5項事象を想定しないこととしているので、本解析は上記の5事象の各種事故の解析に限定した。

第2-1表 事故想定概要（「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析）

項目	1次冷却材漏えい事故		1次ナトリウム補助設備漏えい事故			2次冷却材漏えい事故	
	ホットレグ 配管破損	コールドレグ 配管破損	オーバーフロー系からの ナトリウム漏えい事故	コールドトラップから のナトリウム漏えい事故	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	2次主冷却系配管室 での漏えい	過熱器室 での漏えい
起 因 事 象 想 定	中間熱交換器入口部配管 の1/4D _t 破損。	主循環ポンプ出口部配管 の1/4D _t 破損。	オーバーフロー系配管（汲 み上げポンプAライン） の破断。	純化系配管（汲み上げポ ンプBライン）の破断。	ダンプタンク底部の 破損。	中間熱交換器出口部配管 の1/4D _t 破損。	過熱器入口部配管の 1/4D _t 破損。
単 一 故 障 想 定	オーバーフロー系ポンプ1 台の10分間の手動停止 遅れ。	オーバーフロー系ポンプ1 台の10分間の手動停止 遅れ。	オーバーフロータンク出口 の弁の閉失敗。	オーバーフロータンク出口 の弁の閉失敗。	記 載 な し	記 載 な し	記 載 な し
ナトリウム漏えい量	160 m ³	210 m ³	70 m ³	70 m ³	200 m ³	150 m ³	95 m ³
ナトリウム漏えい温度	531℃ (事故発生直後)	399℃ (事故発生直後)	531℃	531℃	200℃	507℃	507℃
原子炉の運転状態	運 転 中	運 転 中	運 転 中	運 転 中	停 止 中	運 転 中	運 転 中
ナトリウム燃焼室の 酸素濃度	3v/o (窒素雰囲気)	3v/o (窒素雰囲気)	3v/o (窒素雰囲気)	3v/o (窒素雰囲気)	21v/o (空気雰囲気)	21v/o (空気雰囲気)	21v/o (空気雰囲気)
ナトリウム燃焼モデル	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	プ ー ル 燃 焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼

第2-2表 主要な解析結果（「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析）

項目	1次冷却材漏えい事故		1次ナトリウム補助設備漏えい事故			2次冷却材漏えい事故		
	ホットレグ 配管破損	コールドレグ 配管破損	オーバフロー系からの ナトリウム漏えい事故	コールドトラップから のナトリウム漏えい事故	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	2次主冷却系配管室 での漏えい	過熱器室 での漏えい	
ナトリウム燃焼量	約2.3 t	約2.5 t	約1.6 t	約0.7 t	約4.2 t	記載なし	記載なし	
格納容器内圧上昇	約0.037 kg/cm ²	約0.038 kg/cm ²	約0.019 kg/cm ²	約0.030 kg/cm ²	約0.004 kg/cm ²	—	—	
格納容器床上・床下圧力差	約0.73 kg/cm ²	約0.70 kg/cm ²	約0.43 kg/cm ²	約0.47 kg/cm ²	約0.14 kg/cm ²	約0.22 kg/cm ² (注2)	約0.07 kg/cm ² (注2)	
漏えい 発生室	雰囲気 最高温度	約380℃	約340℃	記載なし	記載なし	—	約430℃	約560℃
	床ライナ 最高温度	約470℃	約430℃	記載なし	記載なし	—	約460℃	約520℃
	床コンクリート 最高温度	約120℃	約130℃	記載なし	記載なし	—	記載なし	記載なし
ナトリウム 貯留室	雰囲気 最高温度	約280℃	約280℃	約250℃	約210℃	約180℃	約250℃	—
	床ライナ 最高温度	約410℃	約390℃	約480℃	約480℃	約290℃	約480℃	—
	床コンクリート 最高温度	約110℃	約110℃	記載なし	記載なし	記載なし	約130℃	—
大気中に 放出される 核分裂生成 物の量	よう素	0.017 Ci	0.017 Ci	0.010 Ci	0.026 Ci	0.0080 Ci	—	—
	希ガス	88 Ci	87 Ci	64 Ci	61 Ci	0.023 Ci	—	—
敷地境界外 での最大の 被ばく線量	小児甲状腺の 被ばく線量	0.13 mrem	0.13 mrem	0.078 mrem	0.20 mrem	0.061 mrem	—	—
	ガンマ線による 全身被ばく線量	2.6 mrem	2.6 mrem	1.7 mrem	1.3 mrem	0.020 mrem	—	—

(注1) 本表記載の数値は「もんじゅ」の原子炉設置許可申請書に記載の数値または図面による。

(注2) 漏えい発生室の内圧上昇を示す。

3. 事故想定

3. 1 概要

本章では、第2章で選定した代表事象について、起因事象想定、単一故障想定などの事故想定を定め、各事象のナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度を設定する。第3. 1-1表に各事象の事故想定の詳細をまとめた。

なお、各事象の事故想定の設定に当たっては、実際よりも厳しい解析結果が得られるように、ナトリウムの漏えい量及び漏えい率が大きくなるよう、また、ナトリウム漏えい温度が高くなるよう配慮した。

第3.1-1表 事故想定 の 概要

項 目	1 次 冷 却 材 漏 え い 事 故		オーバフロー系からの ナトリウム漏えい事故	コールドトラップから のナトリウム漏えい事故	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	2 次 冷 却 材 漏 え い 事 故
	ホ ッ ト レ グ 配 管 破 損	コ ー ル ド レ グ 配 管 破 損				
起 因 事 象 想 定	原子炉容器と主中間熱交換器の間の1次冷却系主配管の下降部で、接続するドレン系統の小口径配管が破断。	1次冷却系主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管の下降部で、接続するドレン系統の小口径配管が破断。	1次オーバフロー系の汲上ラインの配管が逆止弁部 出口部で破断。	1次冷却材純化系の汲上ラインの配管が電磁ポンプ出口部で破断。	1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンク1基の破断。	2次系配管室における2次冷却系主配管の破断。
単 一 故 障 想 定	1次オーバフロー系の電磁ポンプ停止失敗。	1次オーバフロー系の電磁ポンプ停止失敗。	1次オーバフロー系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動。	1次冷却材純化系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動。	格納容器内床下の早期隔離失敗。	2次冷却材純化系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動。
ナトリウム漏えい量	5 0 m ³	4 5 m ³	2 5 m ³	1 8 m ³	8 0 m ³	4 0 t
ナトリウム漏えい率	0 ≤ t ≤ 120秒 : 60kg/s 120 < t ≤ 1330秒 : 30kg/s	0 ≤ t ≤ 120秒 : 80kg/s 120 < t ≤ 1110秒 : 30kg/s	0 ≤ t ≤ 195秒 : 70kg/s 195 < t ≤ 375秒 : 40kg/s	0 ≤ t ≤ 231秒 : 65kg/s	瞬 時 全 量 漏 え い	瞬 時 全 量 漏 え い
ナトリウム漏えい温度	0 ≤ t ≤ 1330秒 : 502℃	0 ≤ t ≤ 60秒 : 352℃ 60 < t ≤ 1110秒 : 502℃	0 ≤ t ≤ 375秒 : 502℃	0 ≤ t ≤ 231秒 : 502℃	2 5 0 ℃	3 7 0 ℃

3. 2 1次冷却材漏えい事故

(1) 起因事象想定

本事象は、原子炉運転中の1次冷却材漏えい事象のうちナトリウムの漏えい量が最大となり、格納容器の圧力及び温度が厳しくなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性がある事象として評価を行うものとする。本事象では1次冷却系主配管の破損を想定し、ホットレグ配管破損（ナトリウム漏えい温度が高い）及びコールドレグ配管破損（ナトリウム漏えい率が高い）の2ケースについて解析を行う。

なお、1次冷却系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管としているので、1次冷却系主配管の内管破損を想定しても、漏えいしたナトリウムは二重壁内に保持され、ナトリウムの燃焼が生じることはない。そこで、過度に保守的な想定ではあるが、本解析では、1次冷却系主配管の外管によるナトリウムの保持機能に期待しないものとした。すなわち、1次冷却系主配管の内管破損と同時に外管も破損することとし、漏えいしたナトリウムが直ちに格納容器内床下に放出され、ナトリウムの燃焼が生じるものとする。

本解析では、配管の破損箇所及び破損形態を次のように想定することとする。

(a) 配管の破損箇所

ナトリウムの漏えい率及び漏えい量が大きくなるよう、1次冷却系主配管内の冷却材圧力が最も高くなる箇所を破損箇所として想定する。したがって、ホットレグ配管破損の場合、原子炉容器と主中間熱交換器の間の1次冷却系主配管の下降部を、コールドレグ配管破損の場合、1次冷却系主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管の下降部を破損箇所とする（第3.2-2図及び第3.2-3図参照）。

なお、これらの破損箇所に対応する室は、ホットレグ配管破損の場合は格納容器内の主中間熱交換器室（A）（R-201）、コールドレグ配管破損の場合は格納容器内のダクトスペース（R-106）である。

(b) 配管の破損形態

配管の破損形態として、1次冷却系主配管の割れ状の破損（ $(1/4)Dt$ 破損）または1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管の破断が考えられるが、それぞれの場合の破損口面積が下記のとおりであることから、解析ではナトリウム漏えい率が大きくなるよう、破損口面積が大きい後者を想定する。

- ① 1次冷却系主配管の割れ状の破損
 - ・ ホットレグ配管破損 : $1.207 \times 10^{-3} \text{m}^2$ (20B配管)
 - ・ コールドレグ配管破損 : $0.518 \times 10^{-3} \text{m}^2$ (12B配管)
- ② 1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管の破断
 - ・ ホットレグ配管破損 : $2.248 \times 10^{-3} \text{m}^2$ (2B配管)
 - ・ コールドレグ配管破損 : $2.248 \times 10^{-3} \text{m}^2$ (2B配管)

(2) 単一故障想定

1次オーバフロー系は、オーバフロータンク内のナトリウムを汲上ラインの電磁ポンプにより原子炉容器に常時汲み上げている。そのため、1次冷却系主配管の破損が生じた場合には、電磁ポンプを停止してナトリウムの汲み上げを止めないとナトリウム漏えい量が増加する恐れがある。

実際に1次冷却系主配管の破損が生じた場合には、運転員の操作による当該電磁ポンプの停止が期待できるが、本解析では、「1次オーバフロー系の電磁ポンプ停止失敗」を単一故障として想定し、オーバフロータンク内ナトリウムの全量が原子炉容器に汲み上げられ、ナトリウム漏えい量に加算されるものとする。なお、原子炉運転中、オーバフロータンク内には約 17m^3 のナトリウムが存在するが、保守的に 18m^3 のナトリウムがナトリウム漏えい量に加算されるものと想定する。

(3) ナトリウム漏えい量

以上のような起因事象及び単一故障を想定すると、破損口からのナトリウム漏えいは1次冷却系がサイフォンブレイクし、各液面の液位が整定するまで継続することとなる。定格出力運転状態から各液面の液位が整定した状態に至るまでの間のナトリウム漏えい量を、以下に示す計算条件に基づき計算するものとする。

- (a) 1次冷却系の構成及び各部寸法は第3.2-1図に示すとおりとする。
- (b) 1次冷却系の定格出力運転時における各液面の液位及び断面積は次のとおりとする。なお、下記の断面積は機器の内部構造物の存在を無視して求めた最大値である。
 - ① 原子炉容器 : GL-6.100m、 10.178m^2
 - ② 主中間熱交換器 : GL-6.640m、 2.378m^2 (1基分)
 - ③ 1次冷却系主循環ポンプ
: GL-6.300m、 1.131m^2 (1基分)
 - ④ P O F C : GL-8.050m、 0.196m^2 (1基分)
- (c) ナトリウムの漏えいにより原子炉容器の液位は低下し、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ設定値に達して原子炉は自動停止し、1次冷却系

主循環ポンプの主電動機は停止するものとする。また、1次冷却系のサイフォンブレイクに伴い、ポニーモータも停止するものとする。

- (d) ナトリウム漏えい終了時の1次冷却系の整定液位は、第3.2-2図及び第3.2-3図に示すとおりとし、同図の整定液位と(b)に示す定格出力運転時の液位から、ナトリウム漏えい量を計算するものとする。なお、POFCまわりの小口径配管内のナトリウムは無視する。
- (e) ナトリウム漏えい中、オーバフロー系による原子炉容器へのナトリウムの汲み上げが継続するものとし、汲み上げ量は保守的にオーバフロータンク内ナトリウムの最大量を包絡する 18 m^3 とする。

以上の計算条件に基づく計算結果を第3.2-1表に示す。同表に示すように、ナトリウム漏えい量は、ホットレグ配管破損の場合 45.329 m^3 となり、コールドレグ配管破損の場合 42.064 m^3 となる。解析ではこれらを保守側にまらめて、ホットレグ配管破損の場合 50 m^3 、コールドレグ配管破損の場合 45 m^3 とする。

(4) ナトリウム漏えい率

ナトリウム漏えい率は下記の式に基づき計算する。

$$G = CA [2g\rho_{NA}(P_{IN} - P_{OT})]^{1/2}$$

$$P_{IN} = P_{CG} + (L_{RV} - L_{BR})\rho_{NA} + P_{PP} - \Delta P_{PB}$$

ここで、G	: ナトリウム漏えい率	[kg/s]
P_{IN}	: 破損口内側圧力	[kg/m ²]
P_{OT}	: 破損口外側圧力	[kg/m ²]
P_{CG}	: 原子炉容器カバーガス圧力	[kg/m ²]
P_{PP}	: 1次冷却系主循環ポンプの揚程	[kg/m ²]
ΔP_{PB}	: 1次冷却系主循環ポンプと破損口 の間の圧力損失	[kg/m ²]
L_{RV}	: 原子炉容器液位	[m]
L_{BR}	: 破損口高さ	[m]
A	: 破損口断面積	[m ²]
C	: オリフィス流量係数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
ρ_{NA}	: ナトリウム密度	[kg/m ³]

なお、上記の式に関連して、以下の事柄を仮定する。

(a) 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉の自動停止に伴い、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止してポニーモータ運転に引継がれるものとする。したがって、1次冷却系主循環ポンプの揚程 (P_{PP}) は、原子炉スクラム後、ポニーモータへの引継ぎ時間 (t_{PM}) の前後で次のように変更する。

① $t \leq t_{PM}$: 70.0 mNa (1次冷却系主循環ポンプの最大揚程である60 mNaを包絡する値)

② $t > t_{PM}$: 1.5 mNa (ポニーモータの最大揚程)

なお、ポニーモータへの引継ぎ時間は、ナトリウム漏えい率の計算結果に基づき設定する(後述)。

(b) 1次冷却系主循環ポンプと破損口間の圧力損失 (ΔP_{PB}) は、ホットレグ配管破損時におけるポニーモータ引継ぎ前についてのみ考慮することとし、当該区間の圧力損失は、炉心部のみの圧力損失である $3.1 \times 10^4 \text{ kg/m}^2$ に等しいものとする。

ホットレグ配管破損及びコールドレグ配管破損のそれぞれについて、ポニーモータへの引継ぎ前及び引継ぎ後のナトリウム漏えい率を計算する。

—ホットレグ配管破損—

上記の式において、

$$\begin{aligned} P_{OT} &= 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\ P_{CG} &= 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\ P_{PP} &= 6.077 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (70 mNa)} \\ \Delta P_{PB} &= 3.100 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\ L_{RV} &= GL - 6100 \\ L_{BR} &= GL - 13539 \\ A &= 2.248 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \\ C &= 1.0 \\ \rho_{NA} &= 868.2 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 350^\circ\text{C)} \end{aligned}$$

として計算すると、ポニーモータ引継ぎ前におけるナトリウム漏えい率は、55.89 kg/sとなる。また、ポニーモータ引継ぎ後は、

$$\begin{aligned} P_{PP} &= 0.130 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (1.5 mNa)} \\ \Delta P_{PB} &= 0.0 \text{ kg/m}^2 \end{aligned}$$

となるので、ナトリウム漏えい率は26.00 kg/sとなる。ただし、解析ではこれらを保守側にまるめて、ポニーモータ引継ぎ前において60 kg/s、ポニーモータ引継ぎ後において30 kg/sとする。

－コールドレグ配管破損－

上記の式において、

$$\begin{aligned}
 P_{OT} &= 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{CG} &= 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{PP} &= 6.077 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (70 mNa)} \\
 \Delta P_{PB} &= 0.0 \text{ kg/m}^2 \\
 L_{RV} &= GL - 6100 \\
 L_{BR} &= GL - 12442 \\
 A &= 2.248 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \\
 C &= 1.0 \\
 \rho_{NA} &= 868.2 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 350^\circ\text{C)}
 \end{aligned}$$

として計算すると、ポニーモータ引継ぎ前におけるナトリウム漏えい率は、75.55 kg/sとなる。また、ポニーモータ引継ぎ後は、

$$\begin{aligned}
 P_{PP} &= 0.130 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (1.5 mNa)} \\
 \Delta P_{PB} &= 0.0 \text{ kg/m}^2
 \end{aligned}$$

となるので、ナトリウム漏えい率は24.37 kg/sとなる。ただし、解析ではこれらを保守側にまらめて、ポニーモータ引継ぎ前において80 kg/s、ポニーモータ引継ぎ後において30 kg/sとする。

なお、ポニーモータへの引継ぎ時間 (t_{PM}) は、

- ① 事象発生から原子炉スクラムに至るまでの時間。
- ② 原子炉スクラム後、1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止し、1次冷却材流量がポニーモータ流量まで低下するのに要する時間。

の和であると考え、保守的にこれが最大となる時間を定めることとする。

原子炉容器等の液位が「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ設定値である-140 mmまで低下するのに要する時間は、1次冷却系の液面断面面積の合計を17.588 m² (最大値)とし、ナトリウム漏えい率をホットレグ配管破損時の60 kg/sとして計算すると約36秒である。また、1次冷却材流量がポニーモータ流量まで低下するのに要する時間は、1ループのポニーモータが引継ぎに失敗する場合でも約80秒である。

したがって、これらの時間の和を保守側にまらめて、ポニーモータへの引継ぎ時間は事象発生後120秒とする。

(5) ナトリウム漏えい温度

ナトリウム漏えい温度は、ホットレグ配管破損及びコールドレグ配管破損のそれぞれについて、以下に示すように設定することとする。

(a) ホットレグ配管破損時

ホットレグ配管が破損すると、まず、ホットレグ側の高温のナトリウムが漏えいするが、その後、コールドレグ側の低温のナトリウムも加わるので、ナトリウム漏えい温度は徐々に低下すると考えられる。しかしながら、解析では保守的に、ナトリウム漏えい温度をMK-Ⅲ炉心の安全解析における1次冷却系ホットレグ温度初期値である502℃とする。

(b) コールドレグ配管破損時

コールドレグ配管が破損すると、まず、コールドレグ側の低温のナトリウムが漏えいするが、その後、ホットレグ側の高温のナトリウムも加わるので、ナトリウム漏えい温度は徐々に上昇すると考えられる。したがって、解析では、

- ① 事象発生から原子炉スクラムに至るまでの時間。
- ② 原子炉スクラム後、コールドレグ側の低温のナトリウムが破損口からすべて流出するのに要する時間。

の和（最小値）を定め、事象発生からこの時間まで、ナトリウム漏えい温度はMK-Ⅲ炉心の安全解析における1次冷却系コールドレグ温度初期値である352℃とみなせるものとし、それ以降のナトリウム漏えい温度は502℃に上昇することとする。

1次冷却系の液面断面積の合計を10.178 m²（原子炉容器のみ）、ナトリウム漏えい率をコールドレグ配管破損時の80 kg/sとし、さらに「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ設定値を-100 mmとすると、原子炉スクラムに至るまでの時間は約11秒と計算される。また、破損口の上流側にあるコールドレグ側のナトリウムインベントリを8.13 m³（主中間熱交換器1次側出口プレナム：3.95 m³、配管内：4.18 m³）とし、この低温のナトリウムが破損口から80 kg/sで流出するものとする、それに要する時間は約85秒と計算される。

これらの時間の和は約96秒であるが、解析では、ナトリウム漏えい温度が352℃とみなせる時間を保守的に60秒とした。

第3.2-4図及び第3.2-5図に、ホットレグ配管破損時及びコールドレグ配管破損時のナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度をまとめて示す。

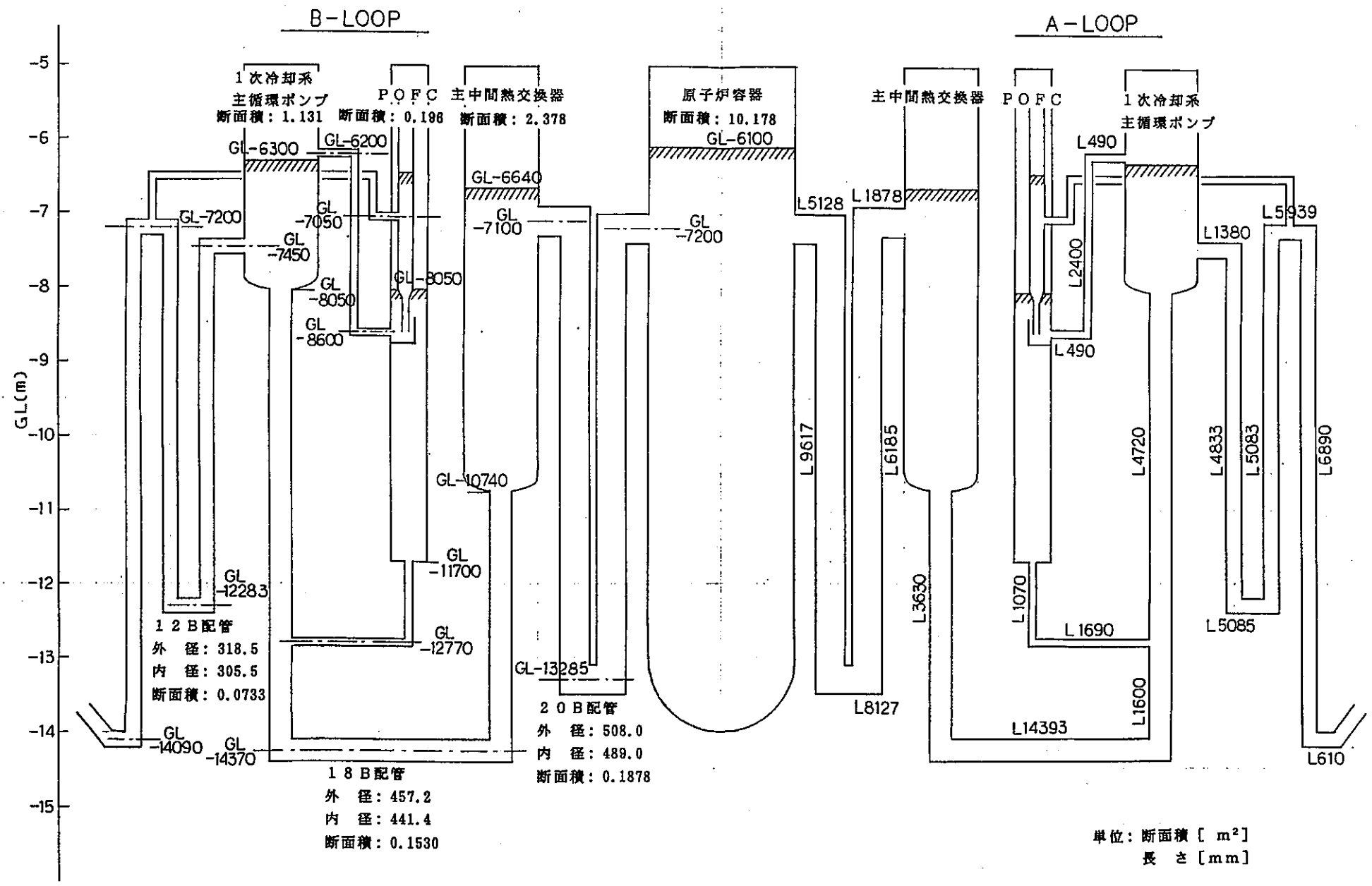
第3. 2-1表 「1次冷却材漏えい事故」時のナトリウム漏えい量

ホットレグ配管破損

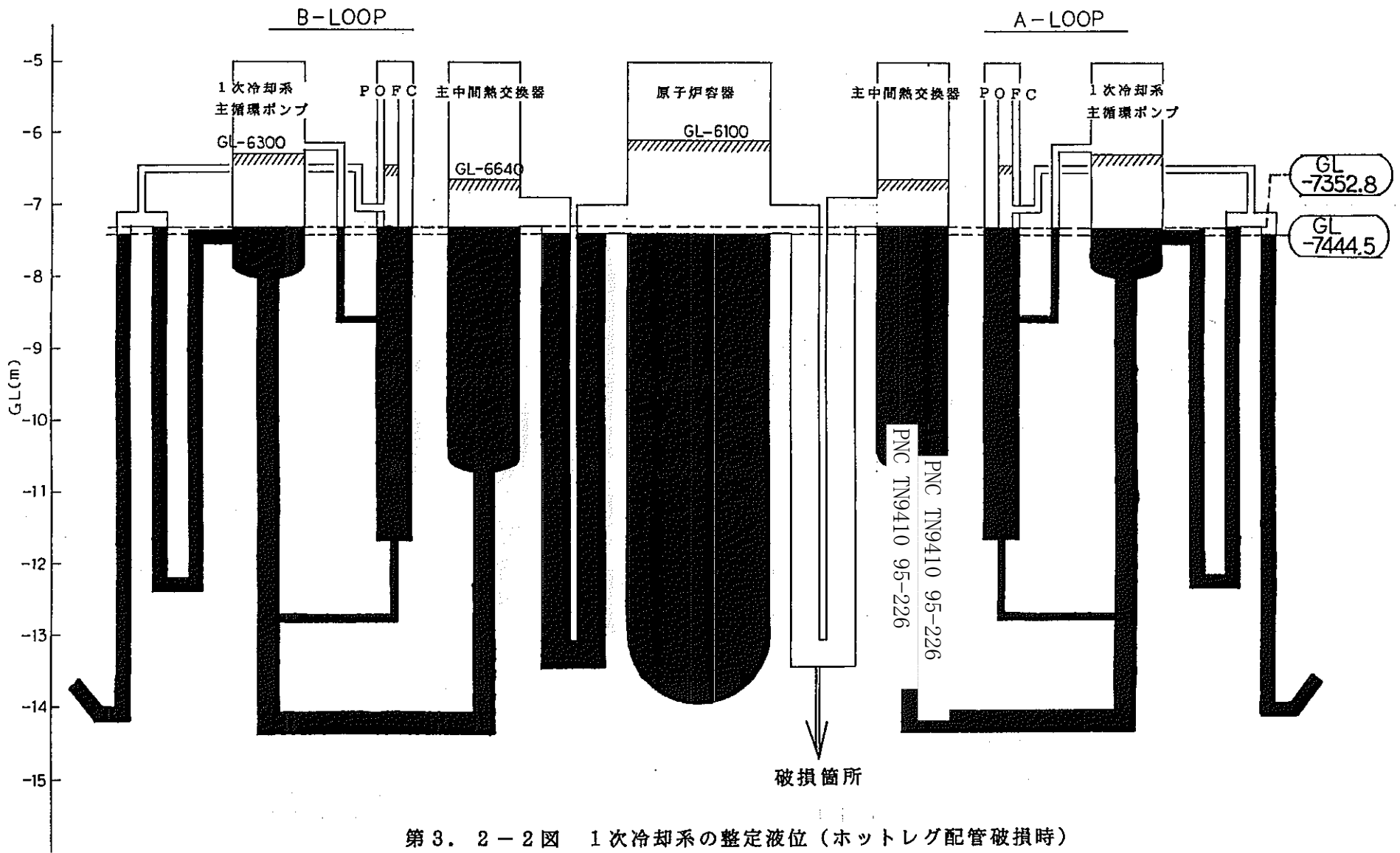
原子炉容器	: 13.684 m ³
1次冷却系 (Aループ)	
・主中間熱交換器	: 1.695 m ³
・1次冷却系主循環ポンプ	: 1.191 m ³
・POFC	: -0.137 m ³
・主配管 (原子炉容器～主中間熱交換器)	: 5.810 m ³
・主配管 (1次冷却系主循環ポンプ～原子炉容器)	: 0.464 m ³
1次冷却系 (Bループ)	
・主中間熱交換器	: 1.695 m ³
・1次冷却系主循環ポンプ	: 1.191 m ³
・POFC	: -0.137 m ³
・主配管 (原子炉容器～主中間熱交換器)	: 1.409 m ³
・主配管 (1次冷却系主循環ポンプ～原子炉容器)	: 0.464 m ³
オーバフロータンク	: 18.000 m ³
合計	: 45.329 m ³

コールドレグ配管破損

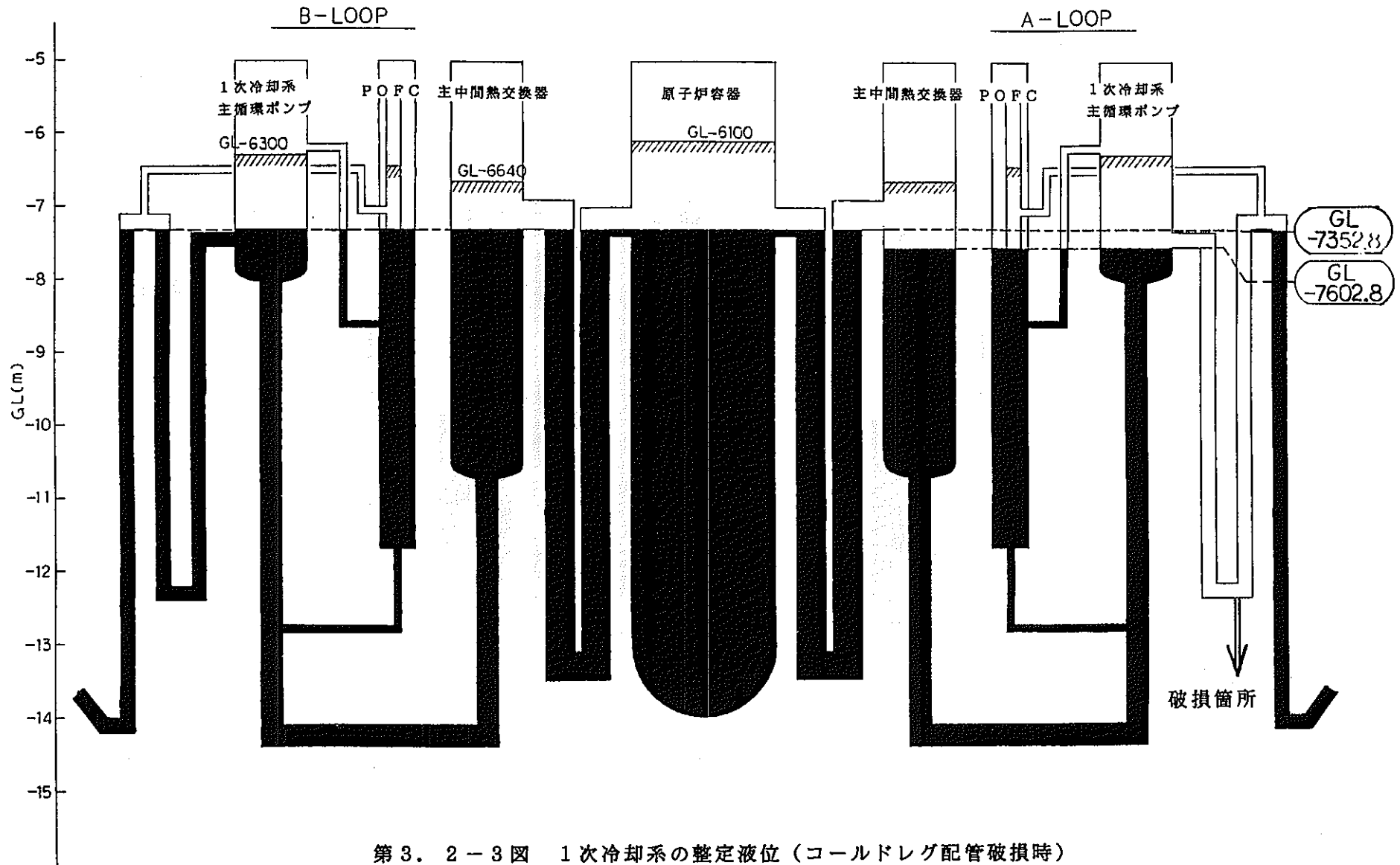
原子炉容器	: 12.751 m ³
1次冷却系 (Aループ)	
・主中間熱交換器	: 2.290 m ³
・1次冷却系主循環ポンプ	: 1.473 m ³
・POFC	: -0.088 m ³
・主配管 (原子炉容器～主中間熱交換器)	: 1.392 m ³
・主配管 (1次冷却系主循環ポンプ～原子炉容器)	: 1.647 m ³
1次冷却系 (Bループ)	
・主中間熱交換器	: 1.695 m ³
・1次冷却系主循環ポンプ	: 1.191 m ³
・POFC	: -0.137 m ³
・主配管 (原子炉容器～主中間熱交換器)	: 1.392 m ³
・主配管 (1次冷却系主循環ポンプ～原子炉容器)	: 0.458 m ³
オーバフロータンク	: 18.000 m ³
合計	: 42.064 m ³

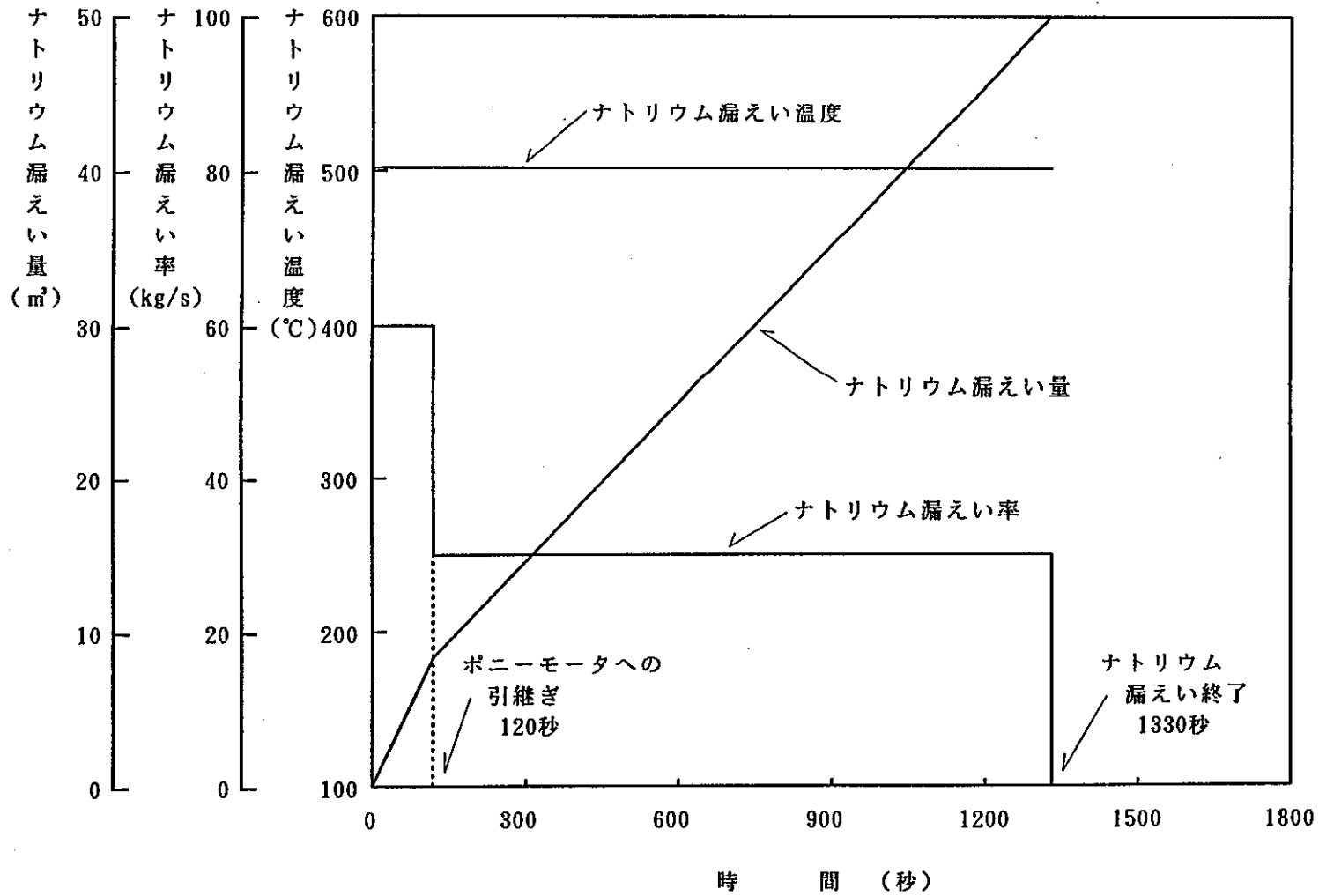


第 3. 2 - 1 図 1 次冷却系の構成及び各部寸法

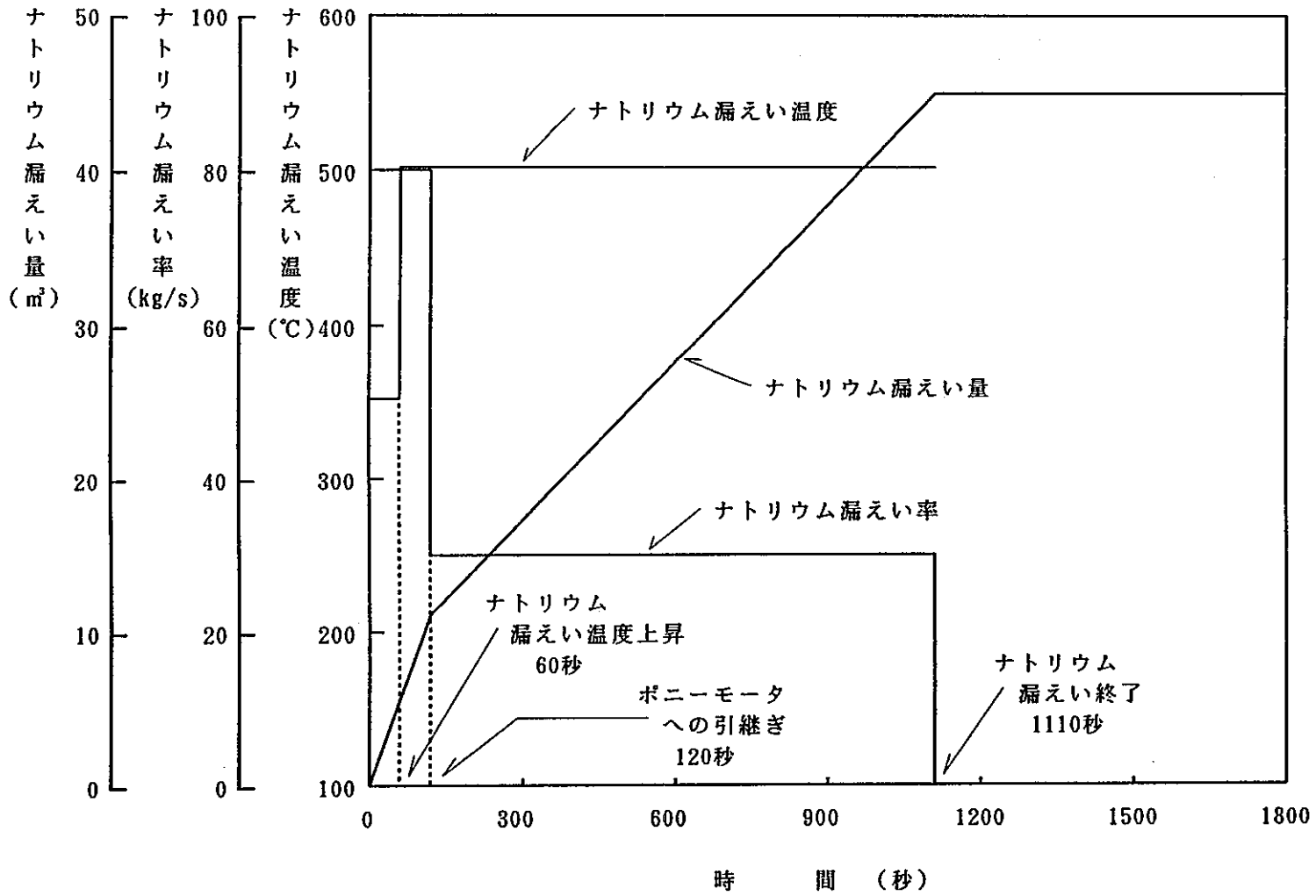


第3. 2-2図 1次冷却系の整定液位 (ホットレグ配管破損時)





第3.2-4図 ナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度
 (1次冷却材漏えい事故：ホットレグ配管破損時)



第3.2-5図 ナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度
(1次冷却材漏えい事故：コールドレグ配管破損時)

3. 3 オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故

(1) 起因事象想定

本事象は、原子炉運転中の1次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏えい事象のうちナトリウム漏えい量が最大となり、格納容器の圧力及び温度が厳しくなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性がある事象として評価を行うものとする。

1次オーバフロー系の構成を第3.3-1図に示す。1次オーバフロー系の汲上ラインには電磁ポンプ、逆止弁、電磁流量計等が設置されており、オーバフロータンク内のナトリウムを原子炉容器に $12\text{ m}^3/\text{h}$ で常時汲み上げている。一方、原子炉容器内のナトリウムは、その液位がGL-6100より高くなるとオーバフローし、戻りラインを通じてオーバフロータンクに戻される。オーバフロータンクの容量は 23 m^3 （原子炉運転中は約 17 m^3 ）であり、1次冷却材純化系の汲上ライン及び戻りラインとも接続している。

本事象では、1次オーバフロー系の汲上ラインにおける、逆止弁出口部の配管のギロチン破損を想定する。ここで、破損箇所を汲上ライン上に想定するのは、オーバフロータンクからの電磁ポンプによるナトリウムの汲み出しと、原子炉容器からのナトリウムの逆流の両方を考慮することにより、ナトリウムの漏えい量及び漏えい率を大きくするためである。また、破損箇所を逆止弁出口部に特定するのは、逆止弁による原子炉容器からのナトリウムの逆流停止の効果を期待せず、かつ、最も低い位置での破損を想定することにより、ナトリウム漏えい率を大きくするためである。なお、本破損箇所に対応する室は、格納容器内のダクトスペース（R-106）である。

以上のような破損箇所及び破損形態を想定すると、本事象は次のように推移する。

- (a) オーバフロータンク内のナトリウムはすべて電磁ポンプにより汲み出される。ただし、電磁流量計の流量低信号により電磁ポンプを停止する「電磁ポンプ停止インタロック」が作動すれば、オーバフロータンクからの汲み出しによるナトリウム漏えい量は大幅に少なくなる。
- (b) 原子炉容器からのナトリウムの逆流は、原子炉容器内のナトリウム液位が汲上ノズル下端高さに低下するまで継続する。ただし、その過程で、「炉内ナトリウム液位低」により原子炉が自動停止するとともに1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止して原子炉容器のナトリウム液位は低下するので、逆流による漏えい量は少なくなる。
- (c) オーバフロータンクは1次冷却材純化系の汲上ライン及び戻りラインとも接続しているので、1次冷却材純化系内のナトリウムがオーバフロータンクを經由して破損口から漏えいする恐れがある。ただし、1次冷却材純化系の

「電磁ポンプ停止インタロック」が作動すれば、オーバフロータンク内のナトリウムがすべて汲み出された時点で1次冷却材純化系の電磁ポンプは停止するので、1次冷却材純化系内のナトリウムにより漏えい量が増加することはない。

(2) 単一故障想定

上記の事象推移より、ナトリウムの漏えい量及び漏えい率を大きくする単一故障として、「1次オーバフロー系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動」を想定することとする。すなわち、本インタロックによる電磁ポンプの停止に失敗して21 mNaの揚程で運転が継続され、オーバフロータンク内のナトリウムがすべて汲み出されるものとする。また、本単一故障想定に加えて、原子炉容器からのナトリウムの逆流による漏えい量及び漏えい率を大きくするため、原子炉の自動停止後にも1次冷却系主循環ポンプの運転が継続されるものとする。

(3) ナトリウム漏えい量

以上のような起因事象及び単一故障を想定すると、ナトリウム漏えい量はオーバフロータンクからの汲み出し、原子炉容器からの逆流のそれぞれについて次のように計算される。

(a) オーバフロータンクからの汲み出し

原子炉運転中のオーバフロータンクの容量は約17 m³である。1次オーバフロー系の汲上ライン及び戻りラインの配管内のナトリウム約0.5 m³も含め、オーバフロータンクからの汲み出し量を18 m³とする。

(b) 原子炉容器からの逆流

1次冷却系の全液面断面積の最大値を17,588 m²とし(3.2節参照)、全液面の液位が、定格出力運転時の原子炉容器液位(GL-6100)と汲上ノズル下端(GL-6461.2)との差に相当する0.3612 mほど低下するものとする、原子炉容器から逆流するナトリウムの量は6,353 m³と計算される。解析ではこれを保守側にまらめて7 m³とする。

(4) ナトリウム漏えい率

(a) オーバフロータンクからの汲み出し

オーバフロータンクからの汲み出しによるナトリウム漏えい率は、下記の式に基づき計算する。

$$G_{OF} = CA [2g\rho_{NA}(P_{IN}-P_{OT})]^{1/2}$$

$$P_{IN} = P_{CG} + P_{EP} + (L_{OF} - L_{BR})\rho_{NA}$$

ここで、 G_{OF} : オーバフロータンクからの汲み出し
によるナトリウム漏えい率 [kg/s]

P_{IN} : 破損口内側圧力 [kg/m²]

P_{OT} : 破損口外側圧力 [kg/m²]

P_{CG} : オーバフロータンクカバーガス圧力 [kg/m²]

P_{EP} : 電磁ポンプの揚程 [kg/m²]

L_{OF} : オーバフロータンク液位 [m]

L_{BR} : 破損口高さ [m]

A : 破損口断面積 [m²]

C : オリフィス流量係数 [-]

g : 重力加速度 [m/s²]

ρ_{NA} : ナトリウム密度 [kg/m³]

上記の式において、

$$P_{OT} = 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2$$

$$P_{CG} = 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2$$

$$P_{EP} = 1.747 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (21 mNa)}$$

$$L_{OF} = GL - 18900 \text{ (オーバフロータンク上面高さ)}$$

$$L_{BR} = GL - 18080$$

$$A = 2.248 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \text{ (2B配管)}$$

$$C = 1.0$$

$$\rho_{NA} = 831.8 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 502^\circ\text{C)}$$

として計算すると、ナトリウム漏えい率は37.30 kg/sとなる。解析ではこれを保守側にまらめて40 kg/sとする。

(b) 原子炉容器からの逆流

原子炉容器からの逆流によるナトリウム漏えい率は、下記の式に基づき計算する。

$$G_{RV} = CA [2g\rho_{NA}(P_{IN}-P_{OT})]^{1/2}$$

$$P_{IN} = P_{CG} + (L_{RV} - L_{BR})\rho_{NA}$$

ここで、 G_{RV}	: 原子炉容器からの逆流による ナトリウム漏えい率	[kg/s]
P_{IN}	: 破損口内側圧力	[kg/m ²]
P_{OT}	: 破損口外側圧力	[kg/m ²]
P_{CG}	: 原子炉容器カバーガス圧力	[kg/m ²]
L_{RV}	: 原子炉容器液位	[m]
L_{BR}	: 破損口高さ	[m]
A	: 破損口断面積	[m ²]
C	: オリフィス流量係数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
ρ_{NA}	: ナトリウム密度	[kg/m ³]

上記の式において、

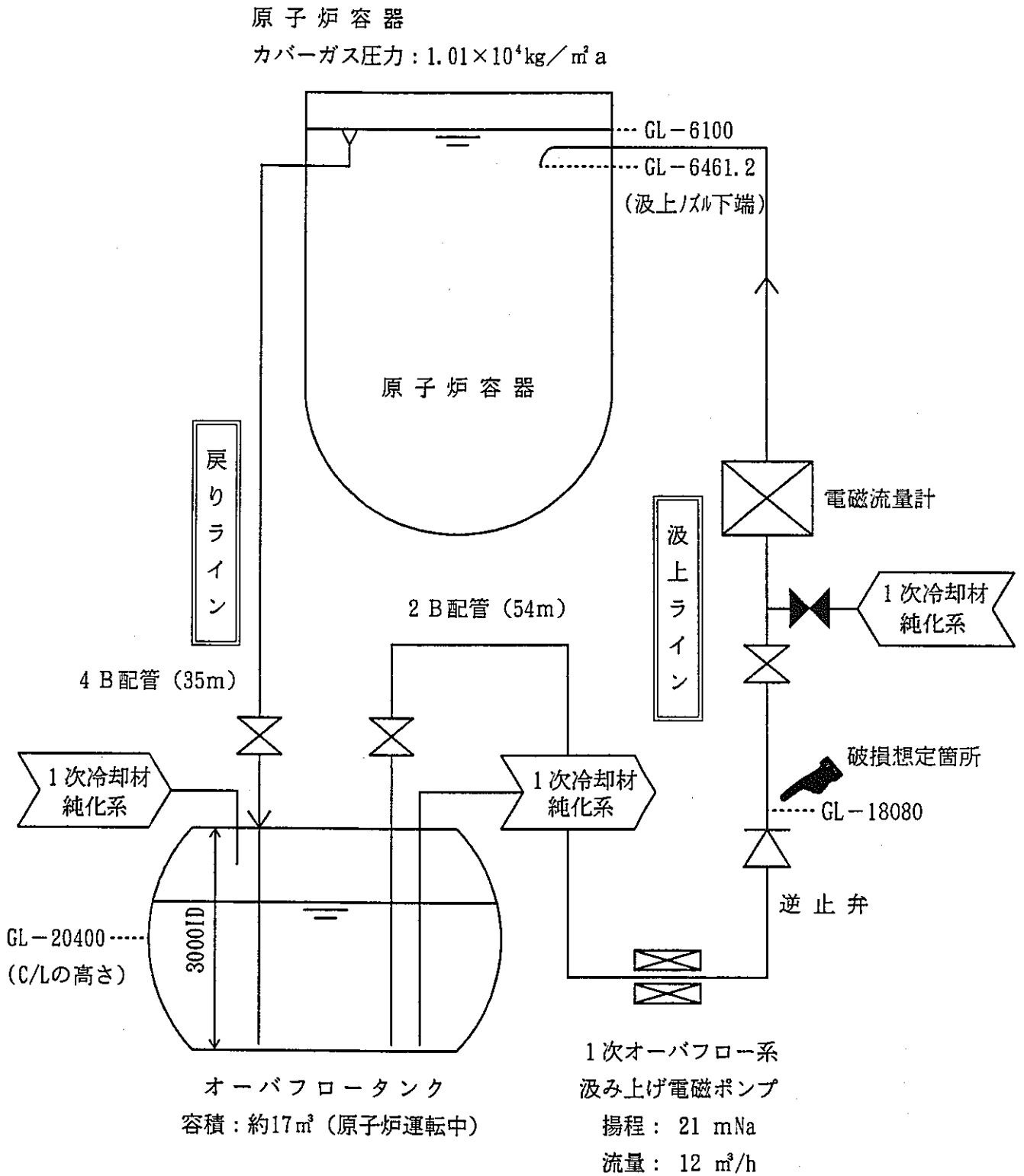
$$\begin{aligned}
 P_{OT} &= 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{CG} &= 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 L_{RV} &= GL - 6100 \text{ (原子炉容器初期液位)} \\
 L_{BR} &= GL - 18080 \\
 A &= 2.248 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \text{ (2B配管)} \\
 C &= 1.0 \\
 \rho_{NA} &= 831.8 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 502^\circ\text{C)}
 \end{aligned}$$

として計算すると、ナトリウム漏えい率は28.80 kg/sとなる。解析ではこれを保守側にまらめて30 kg/sとする。

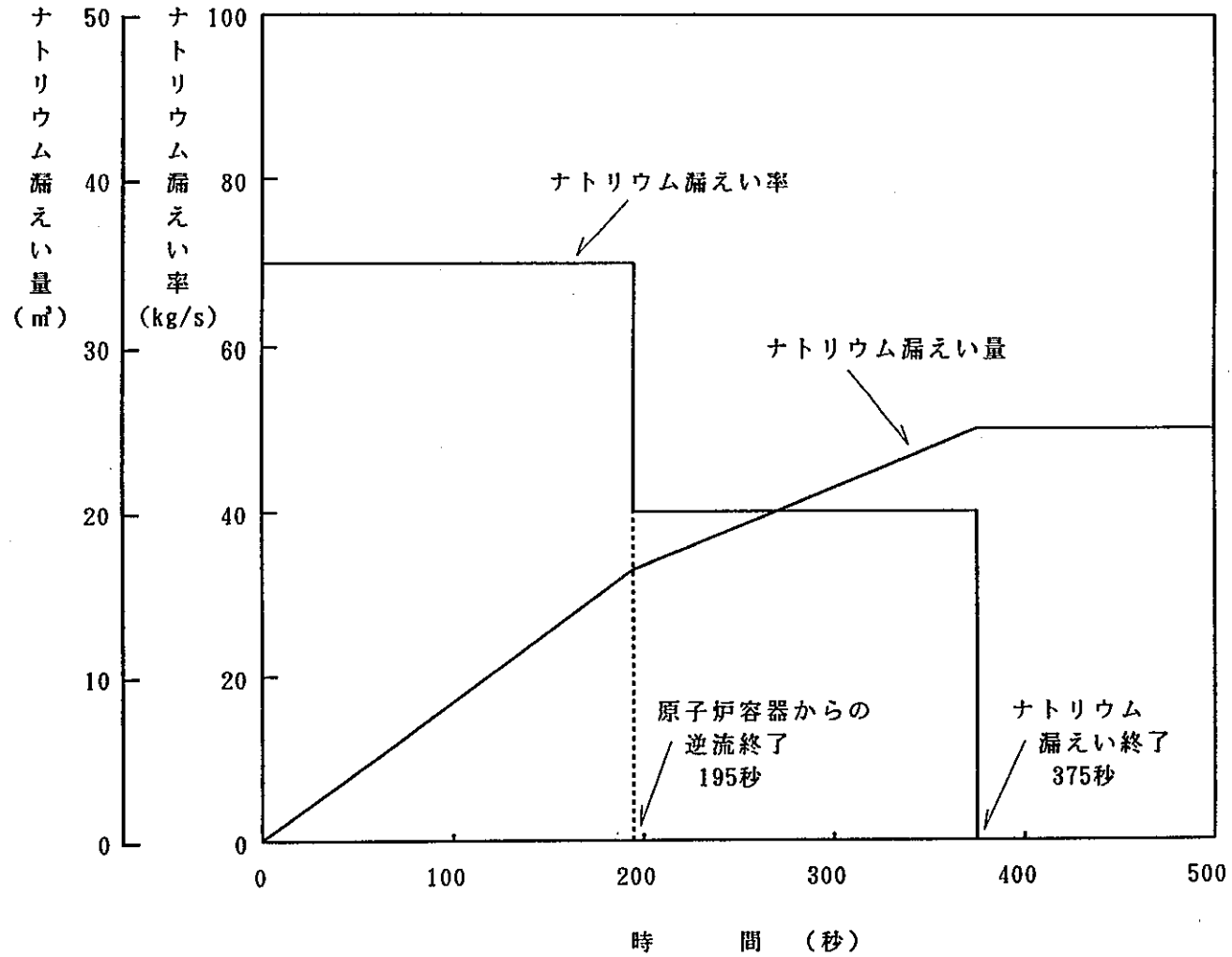
(5) ナトリウム漏えい温度

ナトリウム漏えい温度は、MK-III炉心の安全解析における1次冷却系ホットレグ温度初期値である502℃とする。

第3.3-2図にオーバフロータンクからの汲み出し及び原子炉容器からの逆流によるナトリウムの漏えい量及び漏えい率を合算して示す。同図に示すように、原子炉容器からの逆流が終了する195秒までのナトリウム漏えい率は70 kg/sであり、195秒以降、オーバフロータンクからの汲み出しが終了する375秒までのナトリウム漏えい率は40 kg/sである。また、ナトリウム漏えい量の合計は25 m³に達する。



第 3.3 - 1 図 1 次オーバーフロー系の構成



第3.3-2図 ナトリウムの漏えい量及び漏えい率
(オーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故)

3. 4 コールドトラップからのナトリウム漏えい事故

(1) 起因事象想定

本事象は、1次冷却材漏えい事象のうち、核分裂生成物（よう素）の大気中への放出量が最大となる可能性がある事象として評価を行うものとする。

1次冷却材純化系の構成を第3.4-1図に示す。1次冷却材純化系の汲上ラインには電磁ポンプ、電磁流量計等が設置されており、オーバフロータンク内のナトリウムを10 t/h でコールドトラップに送り込んでいる。なお、コールドトラップは2基設置されているが、そのうちの1基は予備である。コールドトラップを通過したナトリウムは、戻りラインを通じてオーバフロータンクに戻される。原子炉運転中のオーバフロータンクの容量は約17 m³ であり、1次オーバフロー系の汲上ライン及び戻りラインとも接続している。

本事象では、1次冷却材純化系の汲上ラインにおける、電磁ポンプ出口部の配管がギロチン破損し、コールドトラップに蓄積されていたすべての核分裂生成物（よう素）が、漏えいナトリウム中に混入して流出することを想定する。破損箇所を汲上ライン上の電磁ポンプ出口部と想定すると、電磁ポンプによりオーバフロータンク内のナトリウムが汲み出されるほか、1次冷却材純化系からナトリウムが逆流することが考えられる。しかしながら、両者を比較すると1次冷却材純化系からの逆流量は相対的に小さいと考えられるため、本解析ではこれを無視し、電磁ポンプ出口部タンク内のナトリウムの汲み出しのみを考えることとする。ここで、破損箇所を電磁ポンプ出口部とするのは、最も低い位置での破損を想定することにより、ナトリウム漏えい率を大きくするためである。なお、本破損箇所に対応する室は、格納容器内のダクトスペース（R-106）である。

以上のような破損箇所及び破損形態を想定すると、本事象は次のように推移する。

- (a) オーバフロータンク内のナトリウムはすべて電磁ポンプにより汲み出される。ただし、電磁流量計の流量低信号により電磁ポンプを停止する「電磁ポンプ停止インタロック」が作動すれば、オーバフロータンクからの汲み出しによるナトリウム漏えい量は大幅に少なくなる。
- (b) オーバフロータンクは1次オーバフロー系の汲上ライン及び戻りラインとも接続しているので、1次オーバフロー系内のナトリウムがオーバフロータンクを経由して破損口から漏えいする恐れがある。ただし、1次オーバフロー系の「電磁ポンプ停止インタロック」が作動すれば、オーバフロータンク内のナトリウムがすべて汲み出された時点で1次オーバフロー系の電磁ポンプは停止するので、1次オーバフロー系内のナトリウムにより漏えい量が増加することはない。

(2) 単一故障想定

上記の事象推移より、ナトリウムの漏えい量及び漏えい率を大きくする単一故障として、「1次冷却材純化系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動」を想定することとする。すなわち、本インタロックによる電磁ポンプの停止に失敗して50 mNaの揚程で運転が継続され、オーバフロータンク内のナトリウムがすべて汲み出されるものとする。

(3) ナトリウム漏えい量

以上のような起因事象想定及び単一故障想定より、ナトリウム漏えい量は原子炉運転中のオーバフロータンクの容量である約17 m³を包絡する18 m³とする。

(4) ナトリウム漏えい率

ナトリウム漏えい率は下記の式に基づき計算する。なお、この式は「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」における、オーバフロータンクからの汲み出しによるナトリウム漏えい率の計算式と同じものである。

$$G_{OF} = CA [2g\rho_{NA}(P_{IN}-P_{OT})]^{1/2}$$

$$P_{IN} = P_{CG} + P_{EP} + (L_{OF} - L_{BR})\rho_{NA}$$

ここで、 G_{OF}	: オーバフロータンクからの汲み出しによるナトリウム漏えい率	[kg/s]
P_{IN}	: 破損口内側圧力	[kg/m ²]
P_{OT}	: 破損口外側圧力	[kg/m ²]
P_{CG}	: オーバフロータンクカバーガス圧力	[kg/m ²]
P_{EP}	: 電磁ポンプの揚程	[kg/m ²]
L_{OF}	: オーバフロータンク液位	[m]
L_{BR}	: 破損口高さ	[m]
A	: 破損口断面積	[m ²]
C	: オリフィス流量係数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
ρ_{NA}	: ナトリウム密度	[kg/m ³]

上記の式において、

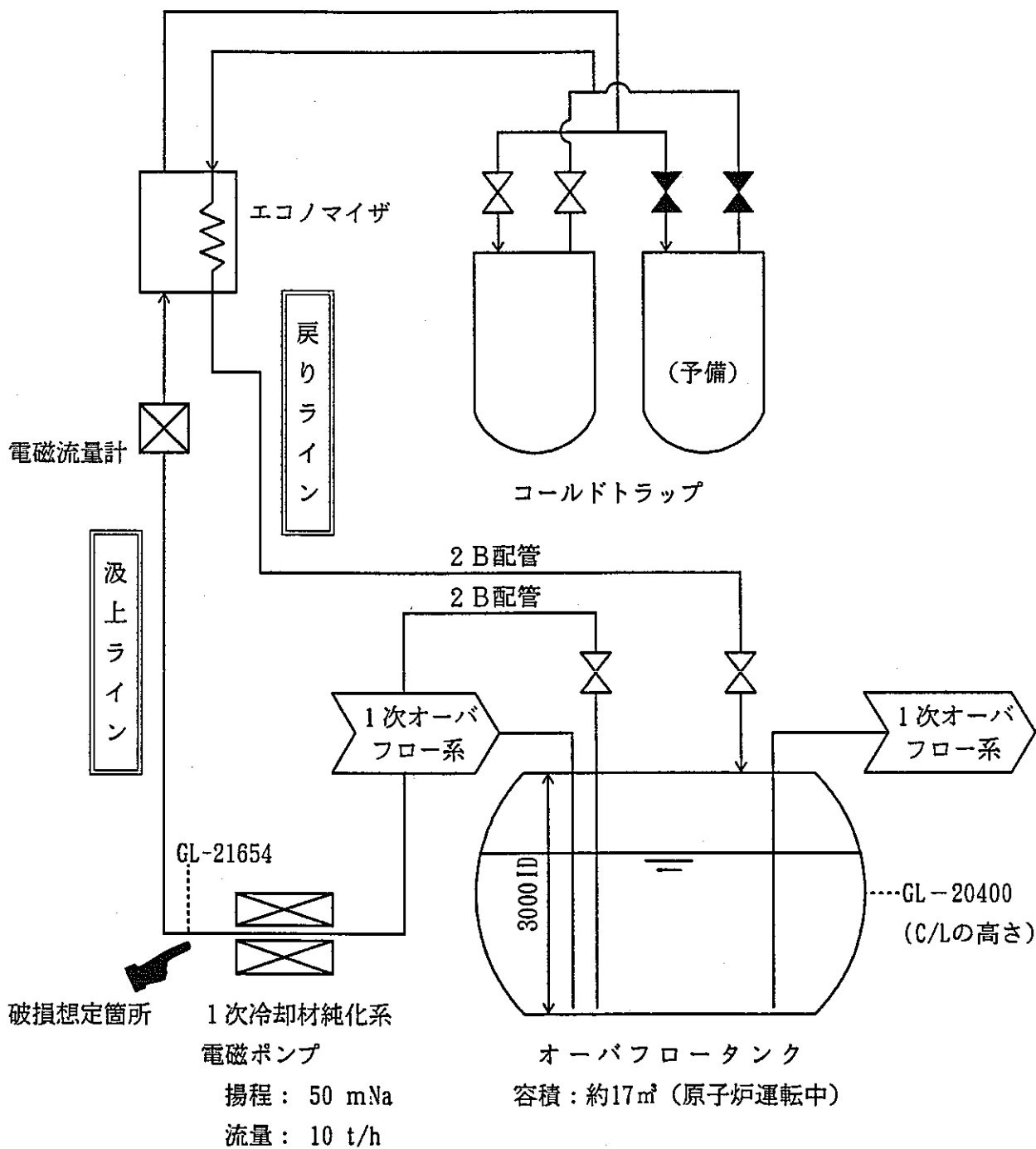
$$\begin{aligned}
 P_{OT} &= 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{CG} &= 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{EP} &= 4.159 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \text{ (50 mNa)} \\
 L_{OF} &= GL - 18900 \text{ (オーバフロータンク上面高さ)} \\
 L_{BR} &= GL - 21654 \\
 A &= 2.248 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \text{ (2B配管)} \\
 C &= 1.0 \\
 \rho_{NA} &= 831.8 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 502^\circ\text{C)}
 \end{aligned}$$

として計算すると、ナトリウム漏えい率は60.20 kg/sとなる。解析ではこれを保守側にまらめて65 kg/sとする。

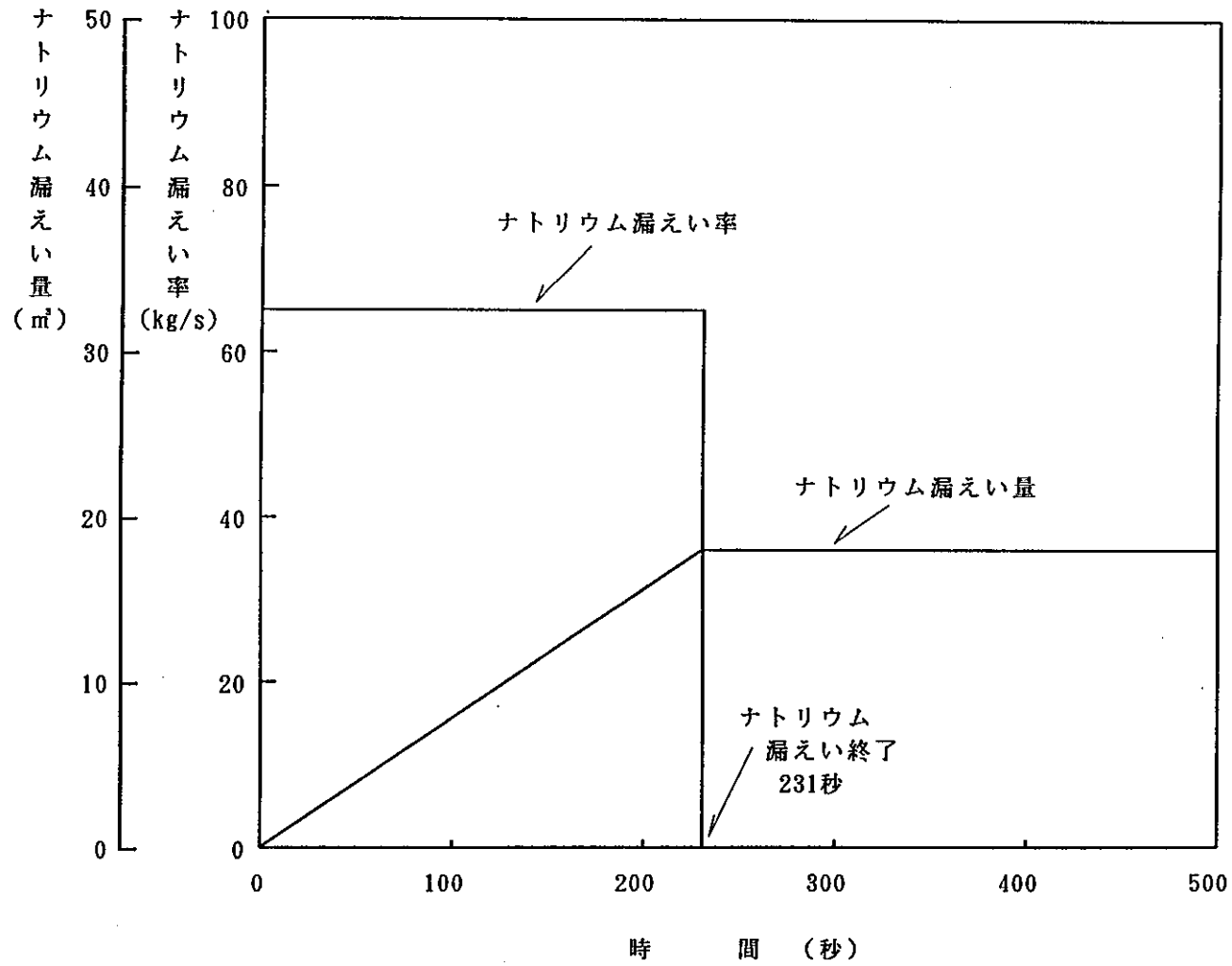
(5) ナトリウム漏えい温度

ナトリウム漏えい温度は、MK-III炉心の安全解析における1次冷却系ホットレグ温度初期値である502℃とする。

第3.4-2図にナトリウムの漏えい量及び漏えい率をまとめて示す。



第3.4-1図 1次冷却材純化系の構成



第3.4-2図 ナトリウムの漏えい量及び漏えい率
(コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)

3. 5 ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故

(1) 起因事象想定

本事象は、格納容器内床下が通常の空気雰囲気置換される原子炉停止中における1次冷却材漏えい事象のうちナトリウムの漏えい量が最大となり、ナトリウムの燃焼量が増加して、格納容器の圧力及び温度が激しくなるとともに、核分裂生成物の大気中への放出量が多くなる可能性のある事象として評価を行うものとする。

1次ナトリウム充填ドレン系の構成を第3.5-1図に示す。1次ナトリウム充填ドレン系にはダンプタンクA及びBの2基のタンクがあり、各タンクの容量は89 m³（1次冷却材の最大ドレン量は約70 m³）である。

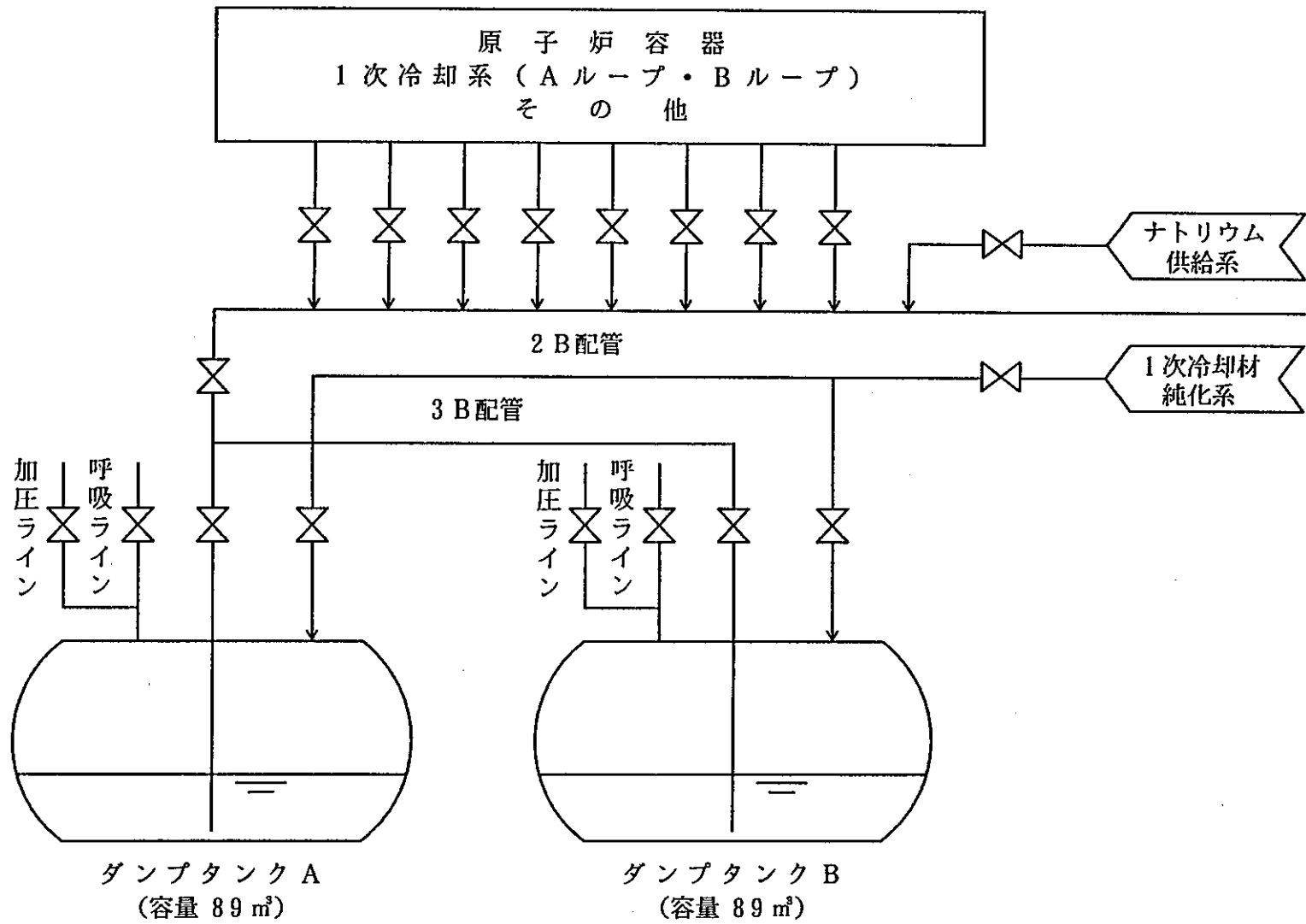
本事象では、1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンク1基が破損することを想定する。破損箇所はナトリウム漏えい量が最大となるようダンプタンクの底部とし、破損形態は問わず保守的にダンプタンク内のナトリウムの全量が瞬時に漏えいするものとする。ナトリウム漏えい量は保守的に80 m³とし、ナトリウム漏えい温度は1次冷却材のドレン開始時の温度である250℃とする。なお、本事象においてダンプタンクが破損する室は、格納容器内のダンプタンク室(B)(R-104)とする。

(2) 単一故障想定

本事象は、漏えいしたナトリウムが格納容器内床下にプール状に広がり燃焼する事象なので、ナトリウム漏えい量よりもむしろ酸素供給量の多寡が問題となる。本事象で想定しているような、原子炉が停止され格納容器内床下が通常の空気雰囲気置換されている状態では、格納容器内の床上・床下間のハッチは解放され、かつ、床上・床下とも空調が作動しているので、酸素が無限に供給される状況にある。

しかしながら、実際にダンプタンクからのナトリウム漏えいが生じた場合は、ナトリウム漏えい検出器またはダンプタンクの液面計からの信号により直ちに検出されるので、運転員等の操作により格納容器内の床上・床下間のハッチが閉鎖されるとともに格納容器が隔離され、事故発生後早い時点で酸素の供給を遮断することができる。なお、格納容器の隔離に関しては、このような「手動アイソレーション」のほか、原子炉保護系の「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上放射能レベル高」信号も期待できる。

以上のことから、本事象では、酸素供給量を大きくする単一故障として「格納容器内床下の早期隔離失敗」を想定し、事故発生10分後に、格納容器内の床上・床下間のハッチが閉鎖されるとともに格納容器が隔離されるものとする。



第 3.5 - 1 図 1次ナトリウム充填ドレン系の構成

3. 6 2次冷却材漏えい事故

(1) 起因事象想定

本事象は、原子炉運転中の2次冷却材漏えい事象のうちナトリウムの漏えい量が最大となり、建物の圧力及び温度が激しくなる可能性のある事象として評価を行うものとする。

本事象は、2次冷却系の配管・機器が設置されている格納容器内、原子炉附属建物内及び主冷却機建物内で発生する可能性があるが、本解析では主冷却機建物内の2次系配管室(A)(S-303)における配管破損を想定するものとする。また、配管の破損箇所や破損形態は問わず、保守的に、2次冷却系のAループ内のナトリウムの全量が瞬時に漏えいするものとする。

2次系配管室(A)でナトリウム漏えいが生じると、漏えいしたナトリウムは床面ライナ上に流出して燃焼するが、最終的には連通管を通じてナトリウム溜室(A)に導かれ貯留される。2次冷却材は放射性物質を含まないのでナトリウムの燃焼に伴う被ばくの問題はなく、建物の健全性のみが問題となる。主冷却機建物は構造上外気に対して解放されており、ナトリウムが燃焼しても雰囲気圧力が大きく上昇することはないので、その健全性に関して着目すべき点は、2次系配管室及びナトリウム溜室の構造材(ライナ、コンクリート等)の温度上昇であると考えられる。

したがって、本事象では、次のような2段階の解析を行うものとする。

(a) 2次系配管室でのナトリウム燃焼解析

漏えいしたナトリウムは2次系配管室の床面ライナ上に瞬時にプール状に溜り燃焼するものとする。ここで、2次系配管室は外気に対して解放されているので、室内は通常の空気雰囲気とする。なお、漏えいしたナトリウムは連通管を通じてナトリウム溜室に導かれるので、その全量が流出した時点で2次系配管室での燃焼は終了するものとする。

(b) ナトリウム溜室でのナトリウム燃焼解析

2次系配管室での燃焼により温度上昇したナトリウムの全量がナトリウム溜室に瞬時にプール状に溜り燃焼するものとする。なお、外部からの酸素の供給はないものとし、酸素濃度の低下に伴って、ナトリウム溜室での燃焼は鎮火に向かうものとする。

なお、本事象において、漏えいが生じる場所を2次系配管室とするのは次の理由による。

- ① 格納容器内は原子炉運転中、床下を低酸素濃度の窒素雰囲気気置換しているため、通常の空気雰囲気である原子炉附属建物内及び主冷却機建物内に比べ、大規模なナトリウムの燃焼が生じにくい。
- ② 2次系配管室には2次冷却系の配管・機器の多くの部分が設置されているため、漏えいの発生する確率が比較的高いと考えられる。
- ③ 2次系配管室は床面積が大きく、かつ、床面が低い位置にあるため、ナトリウムプールの面積が大きくなるとともに、その燃焼継続時間（ナトリウム溜室への流出が終了するまでの時間）が長くなり、厳しい解析結果を与える。

(2) 単一故障想定

2次冷却系の構成を第3.6-1図に示す。2次冷却系のダンプタンク内のナトリウムは、2次冷却材純化系を経由して、常時2次冷却系に汲み上げられているが、ダンプタンクの液位低下により自動的に2次冷却材純化系の電磁ポンプを停止するインタロックが設けられている。

そこで、単一故障として、「2次冷却材純化系の電磁ポンプ停止インタロックの不作動」を想定し、ダンプタンク内のナトリウムの全量が2次系配管室への漏えいに加算されるものとする。

(3) ナトリウム漏えい量

以上のような起因事象及び単一故障を想定すると、ナトリウム漏えい量は2次冷却系の1ループ内及びダンプタンク内に存在するナトリウムの合計として、下記のように39tと計算される。解析ではこれを保守側にまらめて、40tとする。

① 主冷却器（2基分）	:	4.6 t
② 主中間熱交換器（1基分）	:	5.25 t
③ オーバフロータンク（1基分）	:	3.2 t
④ 2次冷却系（1ループ分）	:	18.55 t
⑤ 2次冷却材純化系	:	1.9 t
⑥ ダンプタンク	:	5.5 t
<hr/>		
合計	:	39.0 t

(4) ナトリウム漏えい温度

原子炉運転中の2次冷却系の温度条件を考慮して、漏えいした40 tのナトリウムのうち、下記の①～③の計14.21 tが2次冷却系のホットレグ温度に等しい470℃であるものとし、のこりの25.79 tがコールドレグ温度に等しい300℃であるものとする。

① 主冷却器内ナトリウム	(1/2)	:	2.3 t
② 主中間熱交換器内ナトリウム	(1/2)	:	2.63 t
③ 2次冷却系内ナトリウム	(1/2)	:	9.28 t
合計			: 14.21 t

ナトリウム漏えい温度はこれらの混合平均温度に等しいものとして計算すると、約360℃となる。解析ではこれを保守側にまらめて370℃とする。

(5) 2次系配管室での燃焼継続時間

本解析では、2次系配管室に漏えいしたナトリウムは連通管を通じてナトリウム溜室に導かれ、ナトリウムプールの全量が流出した時点で2次系配管室での燃焼は終了するものとした。2次系配管室での燃焼継続時間は、ナトリウム漏えい量(40 t)をナトリウム溜室への流出流量で除することにより求めることとする。

ナトリウム溜室への流出流量を下記の式に基づき計算する。

$$G = A [2g(L_1 - L_2 - \Delta L) \rho_{NA}^2]^{1/2}$$

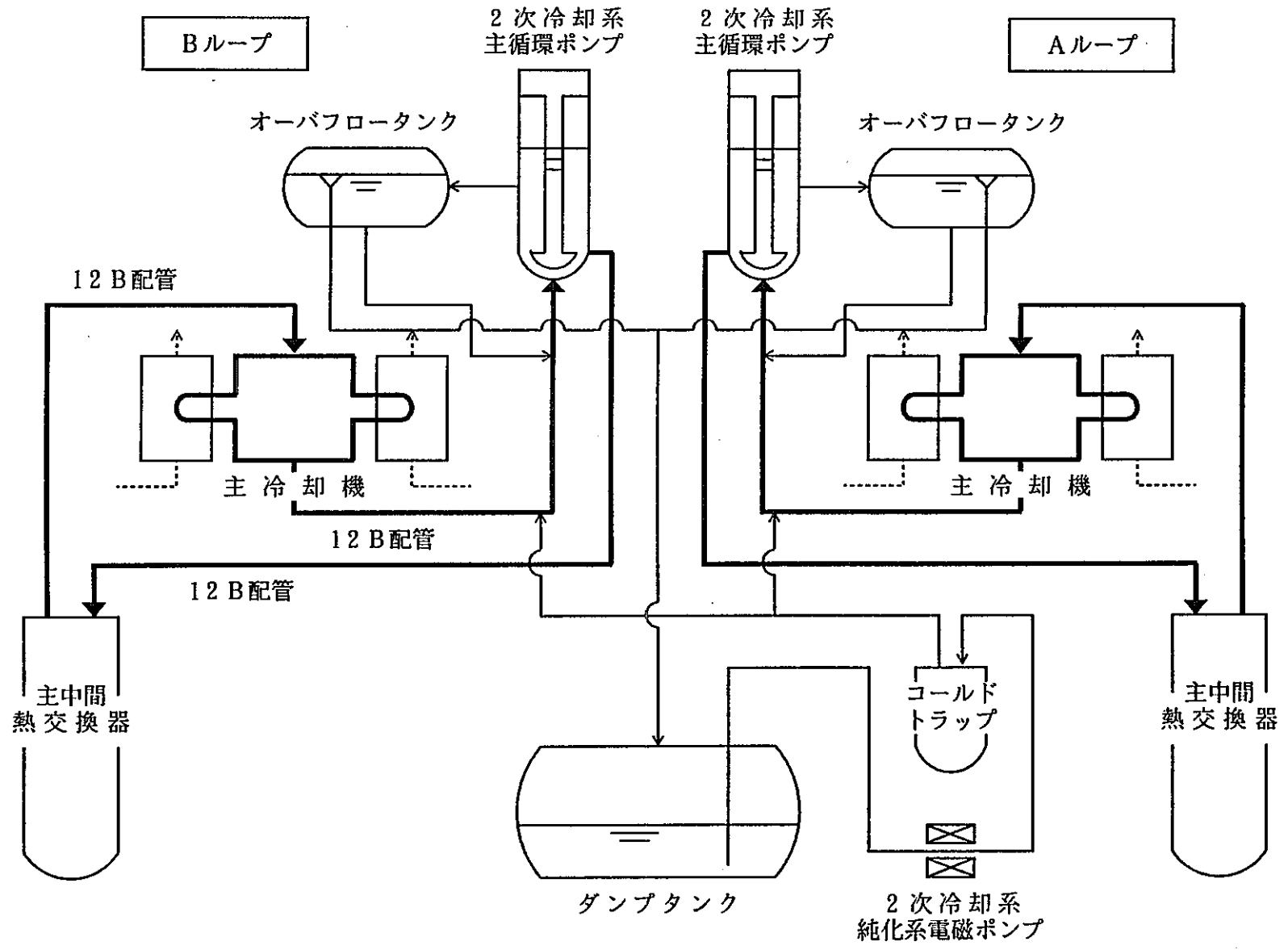
ここで、G	: ナトリウム溜室への流出流量	[kg/s]
L ₁	: 床面高さ(2次系配管室)	[m]
L ₂	: 床面高さ(ナトリウム溜室)	[m]
ΔL	: ナトリウム溜室の最大液位	[m]
A	: 連通管の断面積	[m ²]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
ρ _{NA}	: ナトリウム密度	[kg/m ³]

上記の式において、

$$\begin{aligned} L_1 &= GL - 3800 \\ L_2 &= GL - 7300 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\Delta L &= 1.3 \text{ m} \\ &\quad (\text{床面積約 } 39 \text{ m}^2 \text{ の室内に } 40 \text{ t が漏えい}) \\ A &= 8.709 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \\ &\quad (\phi : 114.3 \text{ mm}, t : 4.5 \text{ mm}) \\ \rho_{\text{NA}} &= 839.5 \text{ kg/m}^3 \text{ (at } 470 \text{ }^\circ\text{C)}\end{aligned}$$

として計算すると、ナトリウム溜室への流出流量の最小値は 48 kg/s となる。
したがって、2次系配管室での燃焼継続時間の最大値は 833 秒と計算される。



第3.6-1図 2次冷却系の構成

4. 解析モデル及び解析条件

4. 1 概要

本章では、第3章で設定した事故想定を踏まえ、代表事象のそれぞれについて、燃焼モデル、セルモデル等の解析モデル及びそれらに関連する解析条件を設定する。第4.1-1表に各事象の解析モデル及び解析条件の概要をまとめた。

なお、各事象の解析モデル及び解析条件の設定に当たっては、実際よりも厳しい保守側の解析結果が得られるよう配慮した。

第4.1-1表 解析モデル及び解析条件の概要

項目	1次冷却材漏えい事故		オーバーフロー系からの ナトリウム漏えい事故	コールドトラップから のナトリウム漏えい事故	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	2次冷却材 漏えい事故	
	ホットレグ 配管破損	コールドレグ 配管破損					
燃焼モデル	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	スプレイ燃焼 + プール燃焼	プール燃焼	プール燃焼	
スプレイ領域の体積	90.3 m ³	63.5 m ³	63.5 m ³	63.5 m ³	—	—	
プールの面積	163.6 m ²	163.6 m ²	163.6 m ²	163.6 m ²	92.5 m ²	87.8 m ² /41.8 m ²	
酸初期濃度値	格納容器内床下	4 w/o	4 w/o	4 w/o	4 w/o	21 v/o	21 v/o / 21 v/o
	格納容器内床上	21 v/o	21 v/o	21 v/o	21 v/o	21 v/o	—
温初期度値	格納容器内床下	60℃	60℃	60℃	60℃	40℃	40℃/40℃
	格納容器内床上	40℃	40℃	40℃	40℃	40℃	—
格納容器内床下セル間通気モデル	圧力均衡モデル	圧力均衡モデル	圧力均衡モデル	圧力均衡モデル	圧力均衡モデル	圧力均衡モデル	—
格納容器内床上・床下通気率	200%/day at 100 mMAq	200%/day at 100 mMAq	200%/day at 100 mMAq	200%/day at 100 mMAq	200%/day at 100 mMAq (事故発生後10分間は) 無限大とする	—	

(注) 「2次冷却材漏えい事故」は、(2次系配管室/ナトリウム溜室)の値をそれぞれ示す。

4. 2 燃焼モデル

(1) ナトリウム燃焼モデル

(a) [スプレイ燃焼+プール燃焼] モデル

「1次冷却材漏えい事故」、「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」及び「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」では、以下に示すような[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルを用いてナトリウム燃焼解析を行うこととする。

[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルでは、まず、漏えいしたナトリウムがジェット状に噴出し、天井に衝突した後、液滴化して雰囲気中の残留酸素及び湿分と反応しながら漏えい発生室の床に落下する。その後、ナトリウム貯留室でプール状に貯留され、プール表面で雰囲気中の残留酸素及び湿分と反応する。なお、本解析では、漏えい発生室の床に落下したナトリウム温度がそのままナトリウム貯留室へ送られるものと仮定する。すなわち、漏えい発生室からナトリウム貯留室までの移送中の床面との熱交換等によるナトリウムの冷却を、保守的に考慮しないこととする。

本解析では、ナトリウムジェットが天井に衝突する際の衝突円直径は10 feet (3.048 m)とし、スプレイ領域は漏えい発生室の体積の1/3となるような円錐台形状とする。また、スプレイの初期粒径は0.18 in (4.572 mm)とする。これらはAIの実験⁽¹⁰⁾で得られた知見に基づく保守的な値であり、「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析でも使用されているものである。このように仮定すると、各事象におけるスプレイ領域の体積は次のとおりとなる。

① 「1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損)」

本事象では、主中間熱交換器室(A)(R-201)で漏えいが生じる。

この室の実効体積は271.0 m³、高さは6.5 mであり、スプレイ領域の体積は90.3 m³となる。なお、スプレイの頂角は0.3381 radである。

② その他の事象

「1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損)」、「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」及び「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」では、ダクトスペース(R-106)で漏えいが生じる。

この室の実効体積は190.5 m³、高さは5.3 mであり、スプレイ領域の体積は63.5 m³となる。なお、スプレイの頂角は0.3100 radである。

また、本解析では、ナトリウムがプール状に貯留される際、格納容器内の最下層の全域（R-101～R-109）に広がるものとし、ナトリウムプールの面積を 163.6 m^2 とする。

(b) [プール燃焼] モデル

「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」及び「2次冷却材漏えい事故」では、漏えいしたナトリウムが直ちに漏えい発生室でプール状に貯留され、プール表面で雰囲気中の酸素及び湿分と反応する[プール燃焼]モデルを用いてナトリウム燃焼解析を行うこととする。各事象におけるナトリウムプールの面積は次のとおりである。

① 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」

本事象では、ダンプタンク室（B）（R-104）で漏えいが生じる。

ダンプタンク室にはナトリウム漏えい対策として「せき」が設置されているので、ナトリウムは格納容器内の最下層の全域に広がらない。ダンプタンク室（B）に 80 m^3 のナトリウムが漏えいした場合、ダンプタンク室（A）（R-103）とオーバフロータンク室（R-105）に広がり、ナトリウムプールの面積は 92.5 m^2 となる。

② 「2次冷却材漏えい事故」

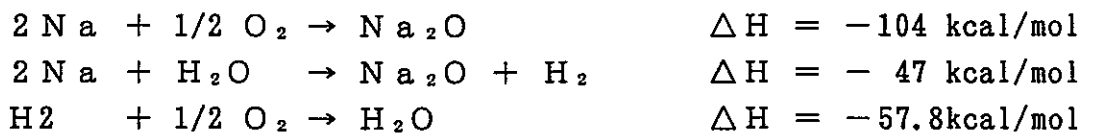
本事象では、2次系配管室で漏えいが生じ、その後、漏えいしたナトリウムはナトリウム溜室に貯留される。2次系配管室（A）（S-303）及びナトリウム溜室（A）（S-217）でのナトリウムプールの面積は、それぞれ、 87.8 m^2 及び 41.8 m^2 である。

なお、本解析では、「2次冷却材漏えい事故」のナトリウム燃焼モデルを[プール燃焼]モデルとしたが、配管の破損箇所及び破損形態によっては、[スプレー燃焼+プール燃焼]モデルを用いるべきであることに注意する必要がある。なお、その場合の解析結果は、本解析よりもさらに厳しくなると考えられる。

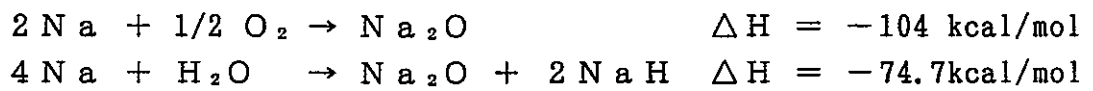
(2) ナトリウムと雰囲気ガスとの反応式

漏えいしたナトリウムと反応する雰囲気ガス中の物質は、酸素と水（湿分）であるものとする。また、流出過程（スプレー燃焼）では反応速度について、また、貯留過程（プール燃焼）では反応による発熱量についてそれぞれ保守側となるよう、反応式を次のとおりとする。

(a) 流出過程 (スプレィ燃焼)



(b) 貯留過程 (プール燃焼)



4. 3 セルモデル（1次冷却材漏えい事象）

（1）セルの定義

格納容器内の構造の概略を第4. 3-1図に示す。同図に示すように、格納容器内の操作床面下は地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の4層構造となっている。このうち、原子炉運転中に低酸素濃度の窒素雰囲気気置換される部分（この部分を格納容器内床下と称する）は、地下中2階及び地下2階のすべての室、地下中1階及び地下1階の一部の室であり、これらの各室には、床面、壁面及び天井の全面に炭素鋼製のライナが設置されている。

1次冷却材漏えい事象では、第4. 3-2図に示すように格納容器内をセル1～セル3の3つのセルに分割して扱うものとする。それぞれのセルの定義を以下に示す。

なお、格納容器内の室の構造データを第4. 3-1表に、また、これらのセルと格納容器内の室との対応を第4. 3-2表にまとめた。

（a）セル1

セル1は、地下2階のすべての室及び地下中2階のプラグニング計室（R-202）と定義する。ここで、プラグニング計室をセル1に含めたのは、同室と地下2階の間に明確な仕切りがないためである。

セル1は、漏えいしたナトリウムがプール状に貯留して燃焼するセルであり、原子炉運転中は低酸素濃度の窒素雰囲気気置換されている。以下、セル1をナトリウム貯留室と呼ぶこととする。

（b）セル2

セル2は、地下中2階のプラグニング計室を除くすべての室及び地下1階と地下中1階の一部の室（R-302、R-303、R-305、R-402、R-404、R-405、RP-U（炉容器ポット））と定義する。

セル2は、漏えいしたナトリウムがジェット状に噴出して燃焼するセルであり、原子炉運転中、低酸素濃度の窒素雰囲気気置換されている格納容器内床下のうち、セル1を除くすべての部分である。[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルを用いる事象では、以下、セル2を漏えい発生室と呼ぶこととする。

なお、「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」以外の[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルを用いる事象で、実際に漏えいが生じる室は、セル1に相当するダクトスペース（R-106）であるが、本解析では、スプレイ燃焼をより厳しく評価するよう、これらの事象の漏えい発生室をすべてセル2に統一することとする。

(c) セル3

セル3は、地下1階と地下中1階の一部の室（R-301、R-304、R-401、R-403、R-406～R-412、PR-U（炉上部ピット））及び操作床面以上のすべての室と定義する。

セル3は、原子炉運転中に通常の空気雰囲気である格納容器内床上の部分、すなわち、格納容器内のセル1及びセル2を除くすべての部分である。

(2) セルの構造

各セルの体積及び面積（床面、壁面及び天井）は、第4.3-2表に示すセルと室との対応に沿って、第4.3-1表に示す格納容器内の各室の実効体積データ（室内の機器の体積を差し引いた体積）及び面積データを、室の実際の形状に則して加算することにより求める。

ただし、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」では、「4.2 燃焼モデル」で述べたように、ナトリウムプール面積を 92.5 m^2 としているので、セル1の床面の面積を 92.5 m^2 とし、各室の面積データを加算して求められる 163.6 m^2 との差分をセル1の天井の面積に追加するものとする。第4.3-3表に各セルの体積及び面積をまとめた。

また、各セルの床面、壁面及び天井の厚さはすべて 1.5 m とする。これは、記載の格納容器内の各室の平均的な厚さとして定めるものである。なお、セルの床面、壁面及び天井は厚さ方向に多分割（20分割）しているが、厚さ方向の温度分布の変化を詳細に解析できるよう、温度勾配が大きくなると考えられる内側を密に、温度勾配が小さいと考えられる外側を粗に分割している。また、セル1及びセル2では床面、壁面及び天井の第1メッシュでライナを模擬し、その材質を炭素鋼、その板厚を 4.5 mm とする。

(3) セルの通気条件

(a) 格納容器内床下セル間の通気

格納容器内床下のセル1とセル2の間の通気モデルとして、下記の2つのモデルが考えられる。

- ① 圧力均衡モデル : セル1とセル2の雰囲気ガスの圧力が常に均衡する。
- ② 対流モデル : セル1とセル2の雰囲気ガス温度差により自然対流が生じガスの行き来が起こる。

本解析では、スプレイ燃焼時の急激な圧力上昇を保守的に評価するよう、圧力均衡モデルを用いることとする。

(b) 格納容器内床下・床上間の通気

格納容器内床下・床上間の通気率は、昭和51年6月及び昭和52年7月に実施された格納容器内床下雰囲気漏えい率試験の試験結果（第4.3-4表参照）に基づき、本試験の結果を包絡する保守的な値として200%/day（差圧100mmAq）とする。また、通気率は床下・床上間の差圧の平方根に比例して変化するものとする。

なお、本通気率は、床下・床上間の差圧が100mmAqのとき、1日あたりセル2の体積の2倍のガスが床下・床上間を流れることを示している。また、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」では、事故発生10分後に床上・床下間のハッチが閉鎖されるので、事故発生後10分間の通気率は無限大とする。

(4) セルの雰囲気条件

原子炉運転中及び原子炉停止中の格納容器内床下、格納容器内床上及び格納容器外の初期雰囲気条件を以下にまとめる。なお、これらは原子炉設置変更許可申請書添付書類8の記載値、格納容器内雰囲気調整系（空気及び窒素）の運転実績、先行炉の計算例等を勘案して定めたものである。

(a) 格納容器内床下（セル1及びセル2）

- | | | |
|-------------|------------------------------|----------|
| ① ガス圧力 | : 大気圧力（最高値）+ 50 mmAq（原子炉運転中） | |
| | : 大気圧力（最高値） | （原子炉停止中） |
| ② ガス及び構造材温度 | : 60℃ | （原子炉運転中） |
| | : 40℃ | （原子炉停止中） |
| ③ 酸素濃度 | : 4%（重量比） | （原子炉運転中） |
| | : 21%（体積比） | （原子炉停止中） |
| ④ 水蒸気濃度 | : 20℃における飽和水蒸気濃度とする。 | |

(b) 格納容器内床上（セル3）

- | | | |
|-------------|------------------------------|----------|
| ① ガス圧力 | : 大気圧力（最高値）+ 25 mmAq（原子炉運転中） | |
| | : 大気圧力（最高値） | （原子炉停止中） |
| ② ガス及び構造材温度 | : 40℃ | |
| ③ 酸素濃度 | : 21%（体積比） | |
| ④ 水蒸気濃度 | : 20℃における飽和水蒸気濃度とする。 | |

(c) 格納容器外

- | | |
|-------------|----------------------------|
| ① 大気圧力（最高値） | : 1.075 kg/cm ² |
| ② 大気温度（最高値） | : 40℃ |
| ③ 酸素濃度 | : 21%（体積比） |

第4.3-1表 格納容器内の室の構造データ

室番号	室名称	面積 (m ²)			高さ (m)	実効体積 (m ³)
		床面	壁面	天井		
R-101	ダクトスペース4	10.7	47.5	6.0	4.7	91.3
R-102	遮蔽コンクリート冷却系室	14.3	54.2	14.3	4.7	353.4
R-103	ダンプタンク室(A)	32.8	182.3	32.8	7.8	221.3
R-104	ダンプタンク室(B)	32.8	178.4	32.8	7.8	257.2
R-105	オーバフロータンク室	26.9	93.2	26.9	4.7	148.9
R-106	ダクトスペース3	19.8	91.4	19.8	5.3	190.5
R-107	ダクトスペース5	7.5	55.9	7.5	5.3	85.4
R-108	ダクトスペース2	9.4	80.8	9.4	5.3	258.1
R-109	ダクトスペース1	9.4	92.2	9.4	5.3	184.0
R-201	主中間熱交換器室(A)	25.2	119.3	26.3	6.5	271.0
R-202	プラグイング計室	32.2	104.5	32.2	4.4	394.3
R-203	コールドトラップ室	32.2	103.6	32.2	4.4	632.9
R-204	主中間熱交換器室(B)	31.2	118.3	22.7	6.5	291.1
R-205	主循環ポンプ室(B)	18.4	113.6	18.4	6.5	368.4
R-206	主循環ポンプ室(A)	18.4	117.8	18.4	6.5	360.9
R-301	ダクトスペース	8.1	31.4	8.1	2.7	29.7
R-302	主中間熱交換器室(A)	10.4	40.5	10.0	2.7	45.7
R-303	バルブ操作室(東)	31.2	66.7	31.2	2.7	166.6
R-304	バルブ操作室(西)	8.1	28.8	8.1	2.7	43.6
R-305	主中間熱交換器室(B)	6.8	40.5	10.8	2.7	41.7
R-401	ダクトスペース	13.8	44.2	13.8	3.4	83.1
R-402	主中間熱交換器上釜室(A)	1.4	33.0	9.9	2.5	43.6
R-403	ダクトスペース	9.4	54.8	9.4	4.1	142.5
R-404	2次主配管室(A)	29.9	172.1	29.9	4.1	195.3
R-405	2次主配管室(B)	24.0	85.0	24.0	4.1	201.0
R-406	機器ピット室	14.3	87.5	14.3	4.1	155.3
R-407	カバーガス法FFD室	3.8	25.8	3.8	2.3	37.9
R-408	主中間熱交換器上釜室(B)	4.4	34.0	10.8	3.5	20.4
R-409	FFD前室	8.5	21.1	8.5	2.3	48.7
R-410	主循環ポンプ上釜室(B)	18.6	50.0	18.6	2.5	84.0
R-411	—	2.8	14.2	2.8	2.5	18.6
R-412	主循環ポンプ上釜室(A)	18.2	34.2	18.2	2.5	84.9
R-501	操作室	286.2	425.9	286.2	10.6	6455.4
R-601	コントロールセンタエリア	71.9	105.9	71.9	5.0	357.8
R-701	クレーン階	615.8	—	—	14.0	5743.6
RP-U	炉容器ポット	40.7	210.4	20.3	9.3	370.9
RP-U	炉上部ピット	60.7	106.7	18.5	3.5	192.6

第4.3-2表 格納容器内の室とセルとの対応

	セル1	セル2	セル3
地下2階	R-101~109		
地下中2階	R-202	R-201 R-203~206	
地下1階		R-302~303 R-305	R-301 R-304
地下中1階		R-402 R-404~405	R-401 R-403 R-406~412
操作床面上			R-501 R-601 R-701
その他		RP-U (炉容器ポット)	RP-U (炉上部ピット)

(注) 室の名称は第4.3-1表参照。

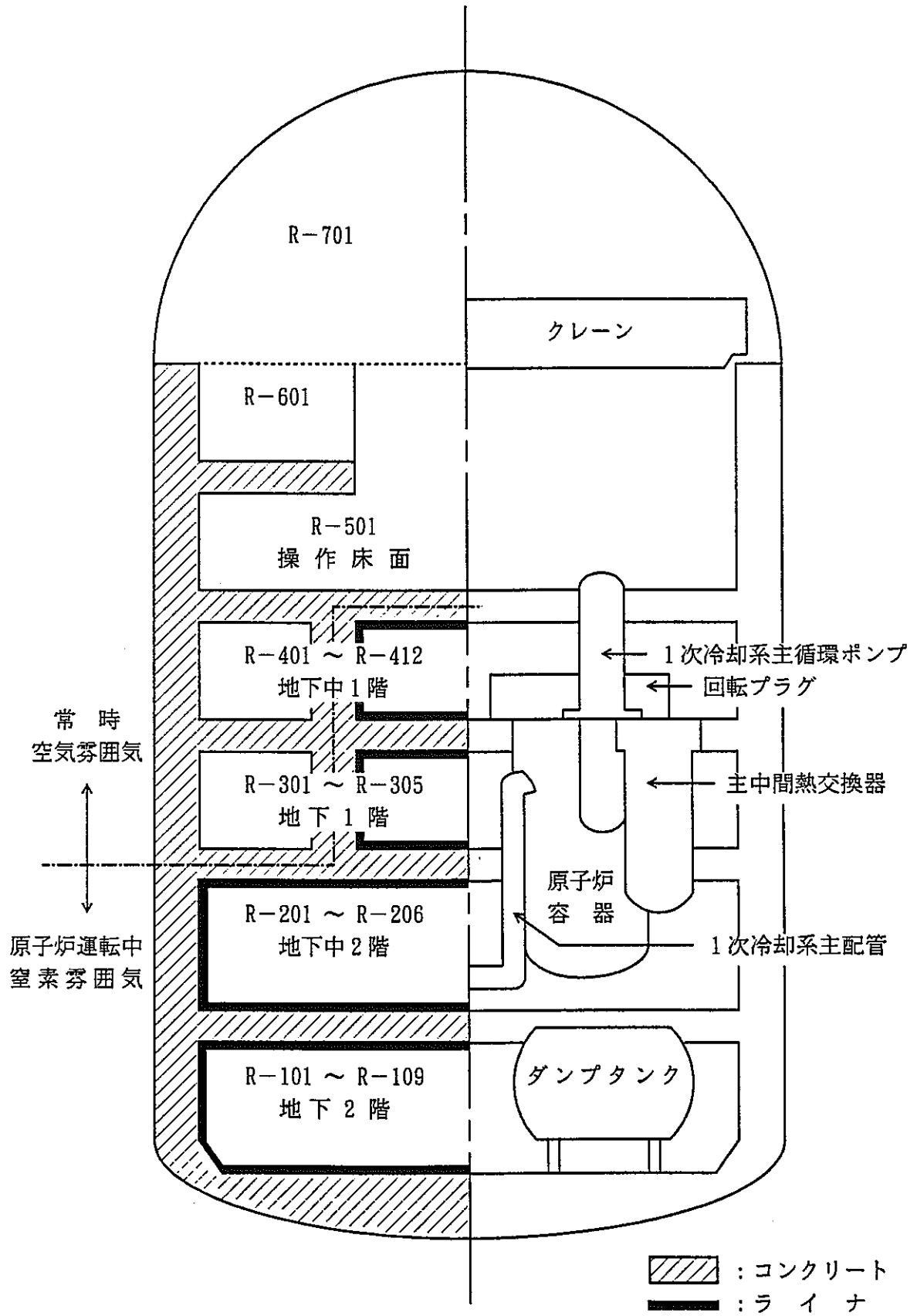
第4.3-3表 格納容器内のセルの体積及び面積

項目		セル1	セル2	セル3
体積 (m^3)		2184.4	2989.1	13498.1
面積 (m^2)	天井	161.6	254.1	504.7
	壁面	980.4	1220.8	1066.5
	床面	163.6	269.8	1154.2

(注) 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」では、天井及び床面の面積をそれぞれ232.7 m^2 及び92.5 m^2 とする。

第4.3-4表 格納容器内床下雰囲気漏えい率試験の試験結果

床上／床下雰囲気差圧 (mmAq)	床下雰囲気漏えい率 (%/day)		
	昭和51年6月18日	昭和52年7月26日	
		第1回	第2回
25	29.49	39	39
50	39.32	60	74
100	73.72	92	92



(注) 機器は概略の位置関係のみ示す。

第 4.3 - 1 図 格納容器内の構造の概略

4. 4 セルモデル（2次冷却材漏えい事象）

（1）セルの定義

「2次冷却材漏えい事故」では、第3章で述べたとおり、事故発生後833秒までは2次系配管室（A）でのナトリウム燃焼を解析し、事故発生後833秒以降はナトリウム溜室（A）でのナトリウム燃焼を解析する。そこで、本事象の解析では、第4.4-1図に示すようなセルモデルを設定することとする。

すなわち、漏えいが発生する2次系配管室及び漏えいしたナトリウムが貯留されるナトリウム溜室をそれぞれひとつのセルとしてモデル化し、これらのセルに連結するセルを計算の都合上ダミーとして設けることとする。

（2）セルの構造

2次系配管室及びナトリウム溜室に対応するセルの体積は、室の構造データに基づき、実効体積データ（室内の機器の体積を除いた体積）からさらにナトリウムプールの体積を差し引いた値として、それぞれ293.1 m³及び77.6 m³とした。また、これらのセルの面積（床面、壁面及び天井）も、室の構造データに基づき第4.4-1図に示すとおり定めた。

さらに、これらのセルの床面、壁面及び天井の厚さはすべて0.3 m程度であるものとした。なお、1次冷却材漏えい事象のセルモデルと同様、これらのセルの床面、壁面及び天井は厚さ方向に多分割（15分割）している。また、床面、壁面及び天井の第1メッシュでライナを模擬し、その材質を炭素鋼、その板厚を4.5 mmとした。

（3）セルの通気条件

ナトリウム溜室は外部との通気はないものとする。

（4）セルの雰囲気条件

2次系配管室及びナトリウム溜室の初期雰囲気条件は次のとおりとする。

- ① ガス圧力 : 1.075 kg/cm²（大気圧力の最高値）
- ② ガス及び構造材温度 : 40℃
- ③ 酸素濃度 : 21%（体積比）

4. 5 その他

(1) 床面、壁面及び天井の表面熱伝達率

セル内の雰囲気ガスと床面、壁面及び天井との表面熱伝達率は、床面及び天井については水平平板に関する実験式、壁面については垂直平板に関する実験式を用いて計算する。

$$\textcircled{1} \text{ 水平平板} : Nu = 0.14 (Gr \cdot Pr)^{1/3}$$

$$\textcircled{2} \text{ 垂直平板} : Nu = 0.129 (Gr \cdot Pr)^{1/3}$$

(2) ライナ・コンクリート間のギャップ熱伝達率

格納容器内床下等に設置されているライナは、構造上、コンクリートの上に載っているのみなので、ライナとコンクリートとの間にはある程度のギャップが存在し、ライナからコンクリートに熱が伝わる際の熱抵抗として作用する。

本解析では、ライナとコンクリートが密着しているものと仮定し、ギャップの熱抵抗を零とする。したがって、本解析では、ギャップの熱抵抗を実際に即して定めた場合に比べ、コンクリート温度が幾分高めに計算されることとなる（一方、ライナ温度は幾分低めに計算される）。

(3) 雰囲気ガスの透明度と輻射係数

ナトリウムの燃焼が生じているセルではナトリウムエアロゾルが発生し、雰囲気の透明度が低下する。雰囲気ガスの透明度が低下するとナトリウムプールからの輻射熱が雰囲気ガスに吸収されやすくなるので、一般的には雰囲気圧力及び雰囲気温度が高くなる傾向がある（一方、構造材温度は低くなる）。

本解析では雰囲気ガスを完全不透明と仮定し、ナトリウムプールからの輻射熱がすべて雰囲気ガスに吸収されるものとする。なお、輻射係数はナトリウムプール表面について0.65、炭素鋼表面について0.8、コンクリート表面について0.94とし、セルの床面、壁面及び天井について、第4.3-2図及び第4.4-1図に示すように定める。

(4) ガンマ線源による発熱量

1次冷却材の漏えいする事故では、漏えいしたナトリウムの温度が高くなるよう、漏えいナトリウム中及び機器配管内ナトリウム中のガンマ線源（放射化ナトリウム、微量核分裂生成物（FP）、微量腐食生成物（CP））による発熱量を考慮することとする。ガンマ線源による発熱量は次の仮定に基づき設定する。

- (a) これらのガンマ線源を ^{24}Na で代表させる。MK-Ⅲ炉心の1次冷却材の誘導放射能(^{24}Na)の発熱強度は、原子炉まわりの遮蔽計算⁽¹¹⁾における ^{24}Na 放射能濃度の評価結果(第4.5-1表参照)を保守的に1.1倍した、 31mCi/g ($=547.6\text{kcal/m}^3\text{Na/h}$)を基に算出することとする。
- (b) これらのガンマ線源は、 ^{24}Na の半減期(15.4時間)により時間的に減衰するものとする。

第4.5-1表 1次冷却材中の²⁴Na放射能濃度の評価結果

炉心	放射能濃度 (mCi/g)		備考
	評価値	実測値	
MK-I 炉心	20	15	
MK-II 炉心	36	31	
MK-III 炉心	28.2	—	ラック内燃料なし
	27.9	—	ラック内燃料あり

出典： PNC ZJ9124 92-002 「『常陽』高性能炉心の炉体まわりの遮へい計算」

5. 解析結果及び評価

5. 1 解析結果

第3章で設定した事故想定、第4章で設定した解析モデル及び解析条件に基づいて実施した解析の結果を第5. 1-1図～第5. 1-6図に示す。また、主要な解析結果を第5. 1-1表及び第5. 1-2表にまとめて示す。

(1) 1次冷却材漏えい事象

1次冷却材漏えい事象のうち、「1次冷却材漏えい事故」、「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」及び「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」の3事象は、いずれも[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルによる解析を行う事象であり、圧力、温度等の主要なプロセス量の過渡応答は基本的に似通ったものとなった。これらの事象の最高圧力、最高温度等の解析結果に第5. 1-1表に示すような差が見られるのは、主としてナトリウムの漏えい量、漏えい率及び漏えい温度の想定がケースごとに異なるためである。これらの3事象における過渡応答は概略次のとおりである。

漏えい発生室(セル2)でスプレイ状に噴出したナトリウムは、残存酸素及び湿分と反応してスプレイ燃焼を生じ、ナトリウムの顕熱及びスプレイ燃焼による燃焼熱が雰囲気(セル2)に伝えられ、漏えい発生室の雰囲気温度(図には示していない)及び圧力(図中、格納容器内床下圧力)は急上昇する。しかしながら、漏えい発生室の雰囲気温度及び圧力は、残存酸素及び湿分が消費し尽くされる事故発生後35～55秒の時点でピークを打ったのち低下に転じ、さらにナトリウム漏えいの終了とともに大きく低下する。

漏えい発生室で燃焼し、その後、ナトリウム貯留室(セル1)でプール状に貯留したナトリウムは、プール表面で残存酸素及び湿分と反応してプール燃焼を生じる。プール燃焼による燃焼熱及びナトリウムの顕熱はナトリウム貯留室の雰囲気(セル1)に伝えられるほか、床ライナ、床コンクリート等へと伝えられる。ナトリウム貯留室のナトリウムプールの温度は、事故発生後120～170秒の時点で最高温度に達するが、残存酸素及び湿分の減少、床コンクリート等への熱移行により徐々に低下する。ナトリウム貯留室の雰囲気温度(図中、格納容器内床下雰囲気温度)及び床ライナ温度はナトリウムプール温度に比較的速やかに追従するが、床コンクリート深部の温度応答はきわめて緩慢であり、深さ20cmの位置で床コンクリート温度がピークに達するのは、事故発生後6～8時間の時点である。

一方、1次冷却材漏えい事象のうち、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」は[プール燃焼]モデルによる解析を行う事象であり、圧力、温度等

の主要なプロセス量の過渡応答は他の1次冷却材漏えい事象と幾分異なったものとなる。

本事象では、ナトリウム貯留室（セル1）で漏えいし、プール状に貯留したナトリウムは、プール表面で酸素及び湿分と反応してプール燃焼を生じる。本事象の過渡応答は、基本的には他の1次冷却材漏えい事象（[スプレイ燃焼+プール燃焼]モデルによる解析を行う事象）のナトリウム貯留室での過渡応答と同様に推移する。

ただし、本事象では格納容器内床下を通常の空気雰囲気とし、かつ、事故発生後10分間は格納容器内床上・床下間が解放（通気率無限大）されていると仮定しているため、他の1次冷却材漏えい事象に比べて、ナトリウム燃焼量が多くなるとともに、ナトリウムプール温度、ナトリウム貯留室の床ライナ温度及び床コンクリート温度も高くなる。また、ナトリウム貯留室の圧力（図中、格納容器内床下圧力）は、格納容器内床上・床下間のハッチが閉鎖される事故発生後10分以降、酸素濃度の減少に伴って徐々に低下し、最終的には0.2 kg/cm²程度の負圧となる。

なお、1次冷却材漏えい事象では、いずれの事象においても格納容器内床上（セル3）における圧力及び雰囲気温度の変化は僅かである。

以上、1次冷却材漏えい事象の解析の結果、格納容器内の圧力及び雰囲気温度は「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」で最高となり、それぞれ下記のとおりとなった。

- | | |
|----------------|-------------------------------|
| ① 格納容器内床上圧力 | : 1. 133 kg/cm ² a |
| ② 格納容器内床下圧力 | : 1. 805 kg/cm ² a |
| ③ 格納容器内床上雰囲気温度 | : 44℃ |
| ④ 格納容器内床下雰囲気温度 | : 487℃ |

また、格納容器内の床ライナ温度及び床コンクリート温度、ナトリウム燃焼量は「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」で最高となり、それぞれ下記のとおりとなった。

- | | |
|-------------|------------------|
| ① 床ライナ温度 | : 516℃ |
| ② 床コンクリート温度 | : 514℃（コンクリート表面） |
| | : 473℃（深さ1cm） |
| ③ ナトリウム燃焼量 | : 4135 kg |

（2）2次冷却材漏えい事象

2次冷却材漏えい事象（「2次冷却材漏えい事故」）は、1次冷却材漏えい事象の「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」と同様、[プール燃焼]モデルによる解析を行う事象である。

本事象では、漏えいしたナトリウムは事故発生後833秒までは2次系配管室で、また、事故発生後833秒以降はナトリウム溜室でプール状に貯留し、

プール表面で酸素及び湿分と反応してプール燃焼を生じる。本事象の過渡応答は、基本的には1次冷却材漏えい事象のナトリウム貯留室での過渡応答と同様に推移する。ただし、2次系配管室は外気に対して解放されているので、2次系配管室における酸素及び湿分はほとんど減少せず、ナトリウムの燃焼が終了する事故発生後833秒までナトリウムプール温度は上昇を続ける。

以上、2次冷却材漏えい事象の解析の結果、ナトリウム燃焼量は外気に対して解放されていると仮定した2次系配管室で多くなり、644kgとなった。また、最高圧力及び最高温度は外気と遮断されていると仮定したナトリウム溜室で高くなり、雰囲気最高圧力及び最高温度は、それぞれ1.855kg/cm²a及び354℃、床ライナ及び床コンクリート（深さ1cm）の最高温度は、それぞれ491℃及び445℃となった。

第5.1-1表 主要な解析結果（1次冷却材漏えい事象）

項 目			1次冷却材漏えい事故		オーバフロー系からの ナトリウム漏えい事故	コールドトラップからの ナトリウム漏えい事故	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	
			ホットレグ 配管破損	コールドレグ 配管破損				
格納容器内床上	圧 力	初期値	1.078 kg/cm ² a	1.078 kg/cm ² a	1.078 kg/cm ² a	1.078 kg/cm ² a	1.075 kg/cm ² a	
		最大値	1.133 kg/cm ² a	1.130 kg/cm ² a	1.115 kg/cm ² a	1.111 kg/cm ² a	1.075 kg/cm ² a	
	雰囲気温度	初期値	40℃	40℃	40℃	40℃	40℃	
		最大値	44℃	44℃	42℃	42℃	40℃	
格納容器内床下	圧 力	初期値	1.080 kg/cm ² a	1.080 kg/cm ² a	1.080 kg/cm ² a	1.080 kg/cm ² a	1.075 kg/cm ² a	
		最大値	1.805 kg/cm ² a	1.737 kg/cm ² a	1.713 kg/cm ² a	1.735 kg/cm ² a	0.891 kg/cm ² a	
	漏えい発生室	雰囲気温度	初期値	60℃	60℃	60℃	60℃	—
			最大値	487℃	451℃	409℃	424℃	—
		床ライナ温度	初期値	60℃	60℃	60℃	60℃	—
			最大値	106℃	104℃	84℃	79℃	—
	ナトリウム貯留室	雰囲気温度	初期値	60℃	60℃	60℃	60℃	40℃
			最大値	199℃	197℃	198℃	197℃	174℃
		床ライナ温度	初期値	60℃	60℃	60℃	60℃	40℃
			最大値	478℃	458℃	492℃	490℃	516℃
		床コンクリート温度	初期値	60℃	60℃	60℃	60℃	40℃
			最大値	462℃/357℃	443℃/350℃	478℃/357℃	477℃/351℃	514℃/473℃
	ナトリウム燃焼量	スプレイ燃焼		698 kg	667 kg	516 kg	472 kg	—
		プール燃焼		938 kg	899 kg	887 kg	894 kg	4135 kg
合 計		1636 kg	1566 kg	1403 kg	1366 kg	4135 kg		

(注1) 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」の格納容器内床下圧力は最小値を示している。

(注2) ナトリウム貯留室の床コンクリート温度は、〔コンクリート表面の値/深さ1cmでの値〕を示す。

(注3) ナトリウム燃焼量はナトリウム凍結までの値を示す。

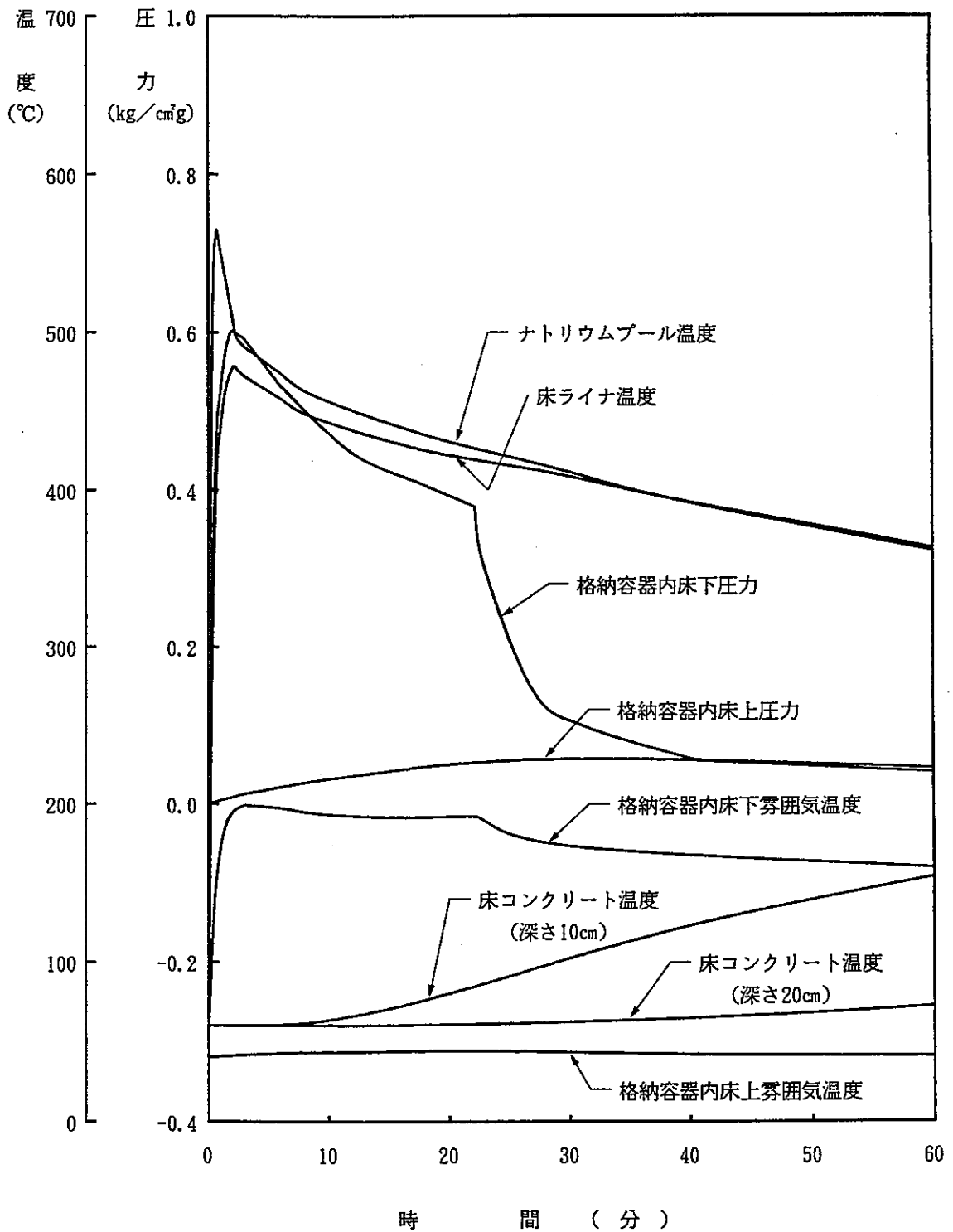
第 5.1 - 2 表 主要な解析結果（2次冷却材漏えい事象）

項 目		2 次 冷 却 材 漏 え い 事 故	
		2 次 系 配 管 室	ナ ト リ ウ ム 溜 室
雰 囲 気 圧 力	初 期 値	1.075 kg/cm ² a	1.075 kg/cm ² a
	最 大 値	1.090 kg/cm ² a	1.855 kg/cm ² a
雰 囲 気 温 度	初 期 値	40℃	40℃
	最 大 値	229℃	354℃
床 ラ イ ナ 温 度	初 期 値	40℃	40℃
	最 大 値	334℃	491℃
床 コ ン ク リ ー ト 温 度	初 期 値	40℃	40℃
	最 大 値	330℃	489℃/445℃
ナ ト リ ウ ム 燃 焼 量 (プ ー ル 燃 焼 量)		644 kg	81 kg

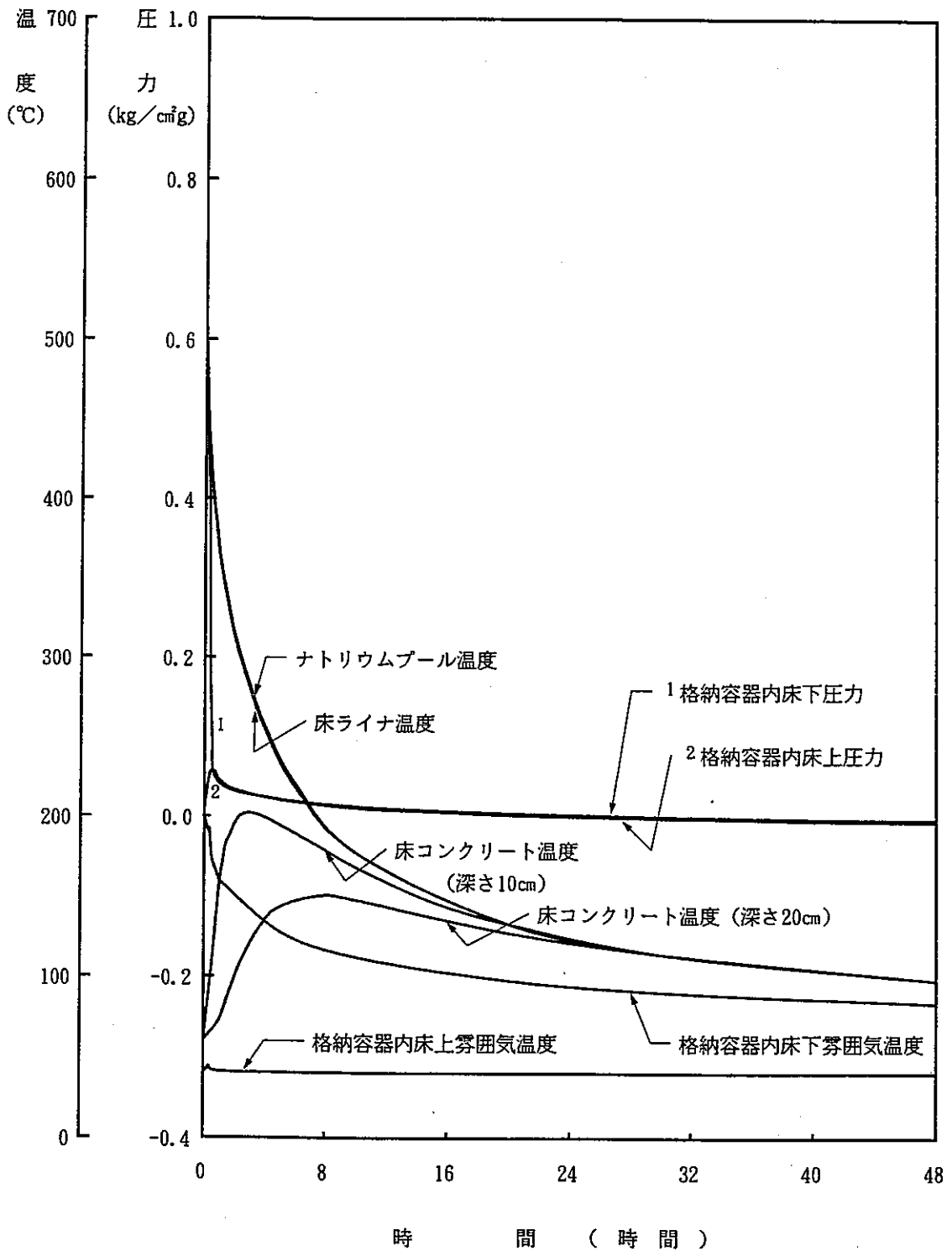
(注1) 2次系配管室の床コンクリート温度は、コンクリート表面の値を示す。

(注2) ナトリウム溜室の床コンクリート温度は、〔コンクリート表面の値/深さ1cmでの値〕を示す。

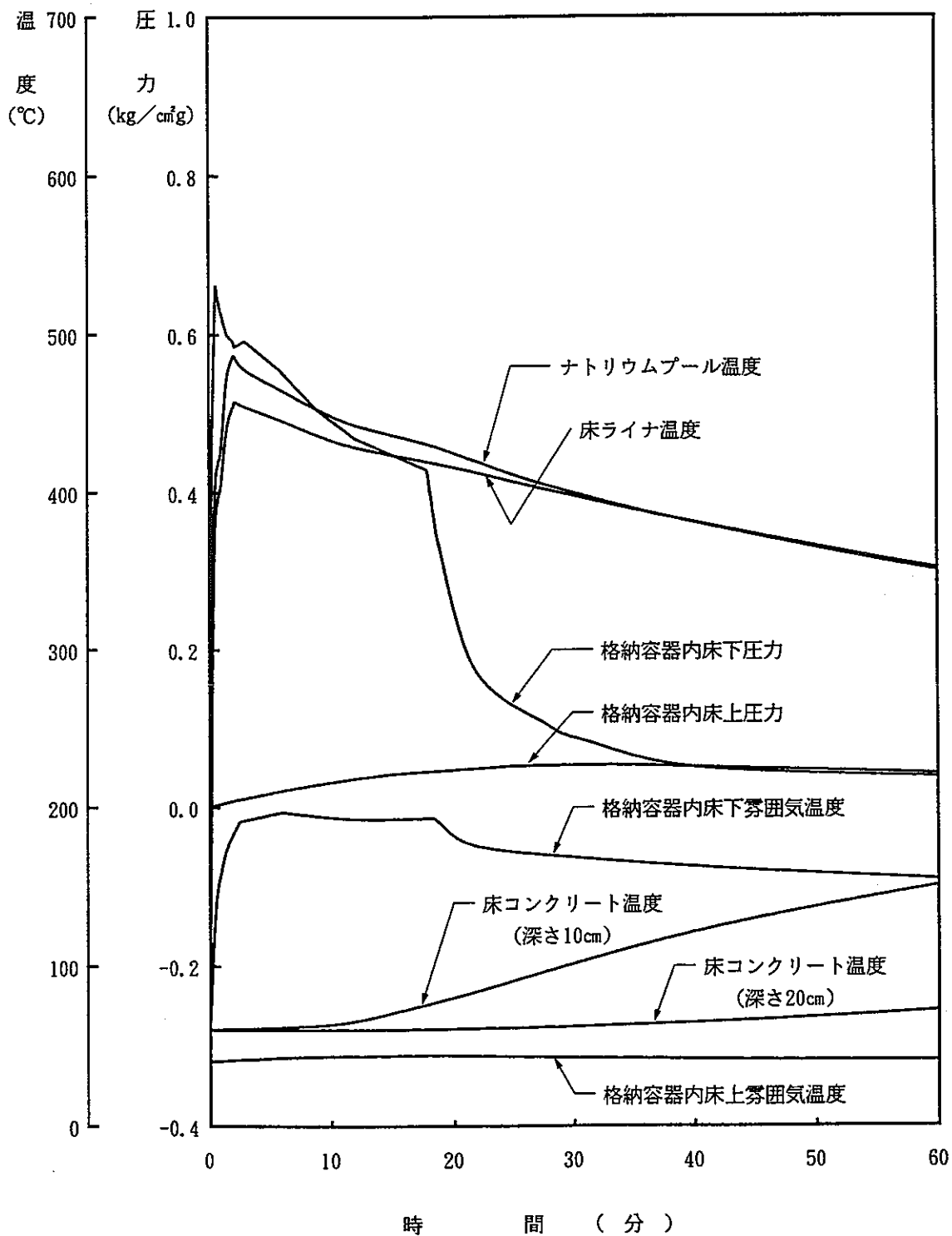
(注3) ナトリウム溜室のナトリウム燃焼量は100hrまでの値を示す。



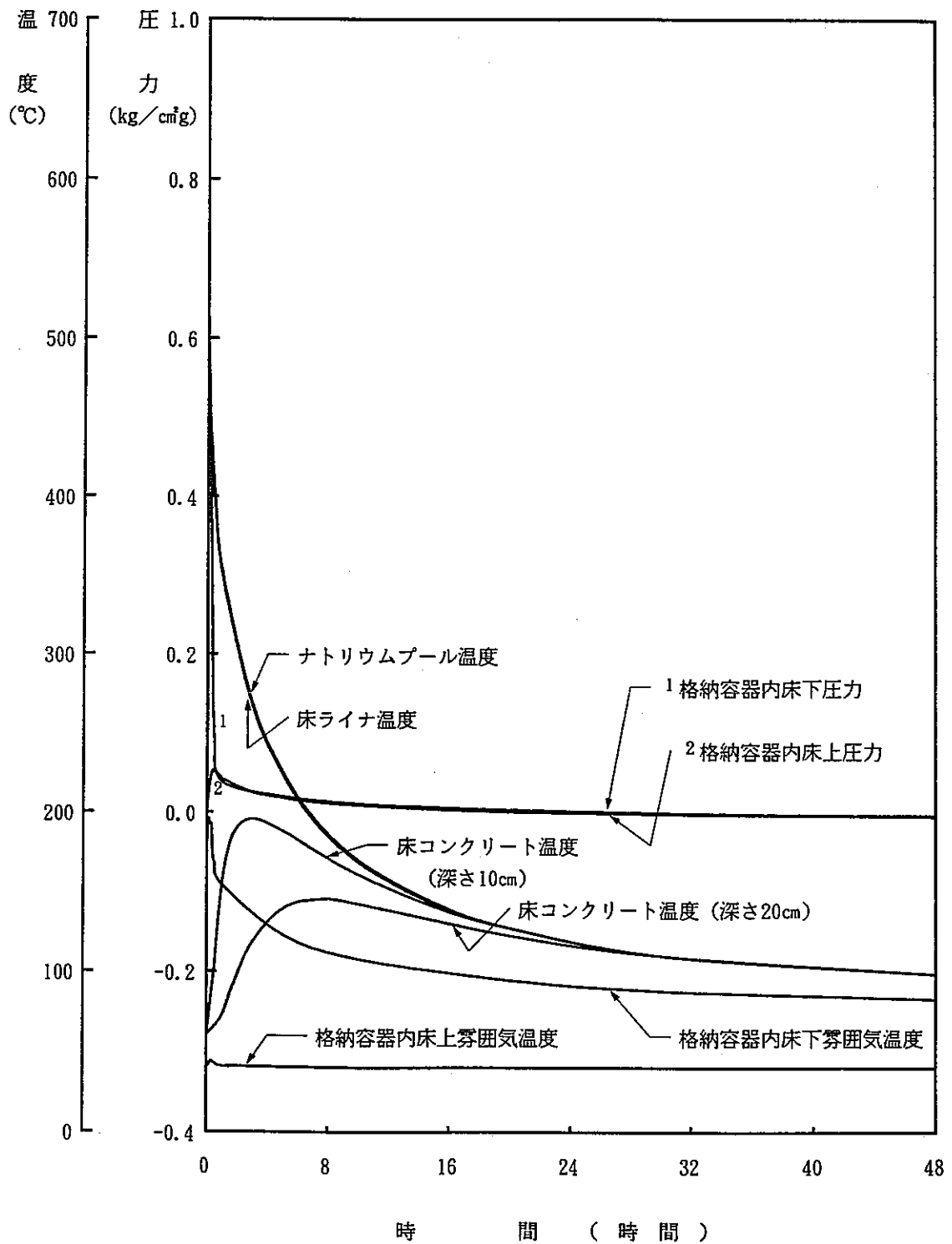
第5.1-1図 (1/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損))



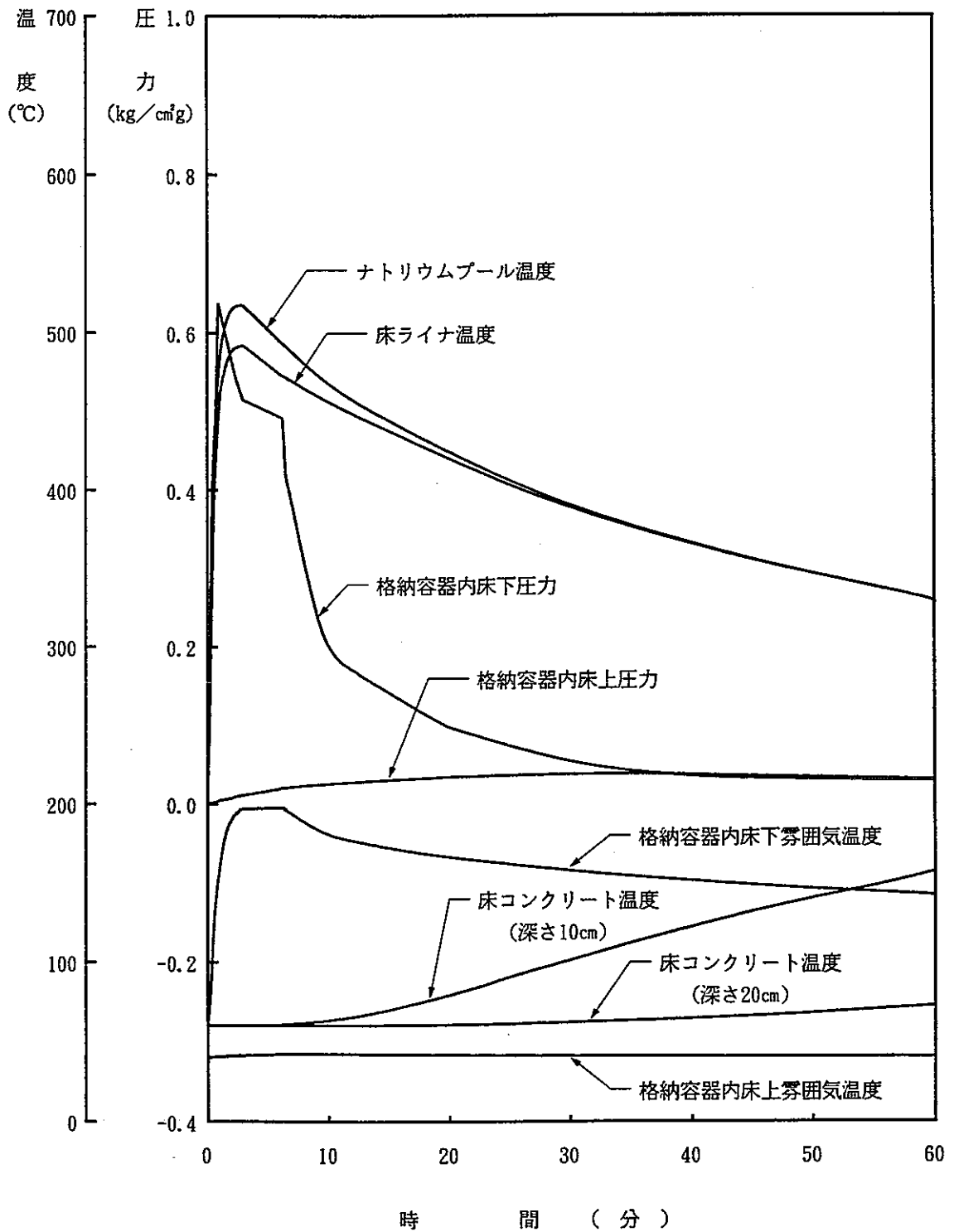
第5.1-1図 (2/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損))



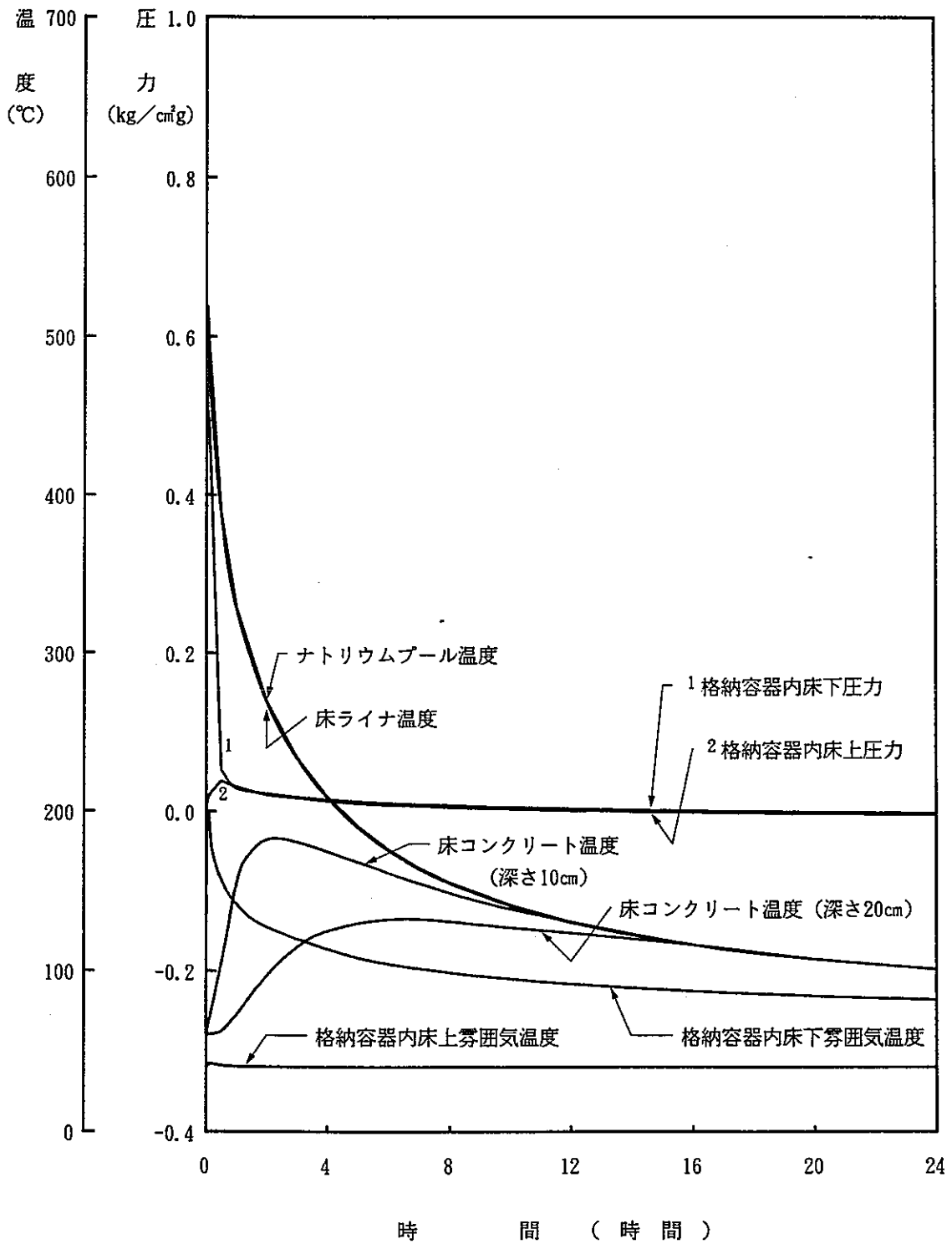
第5.1-2図 (1/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損))



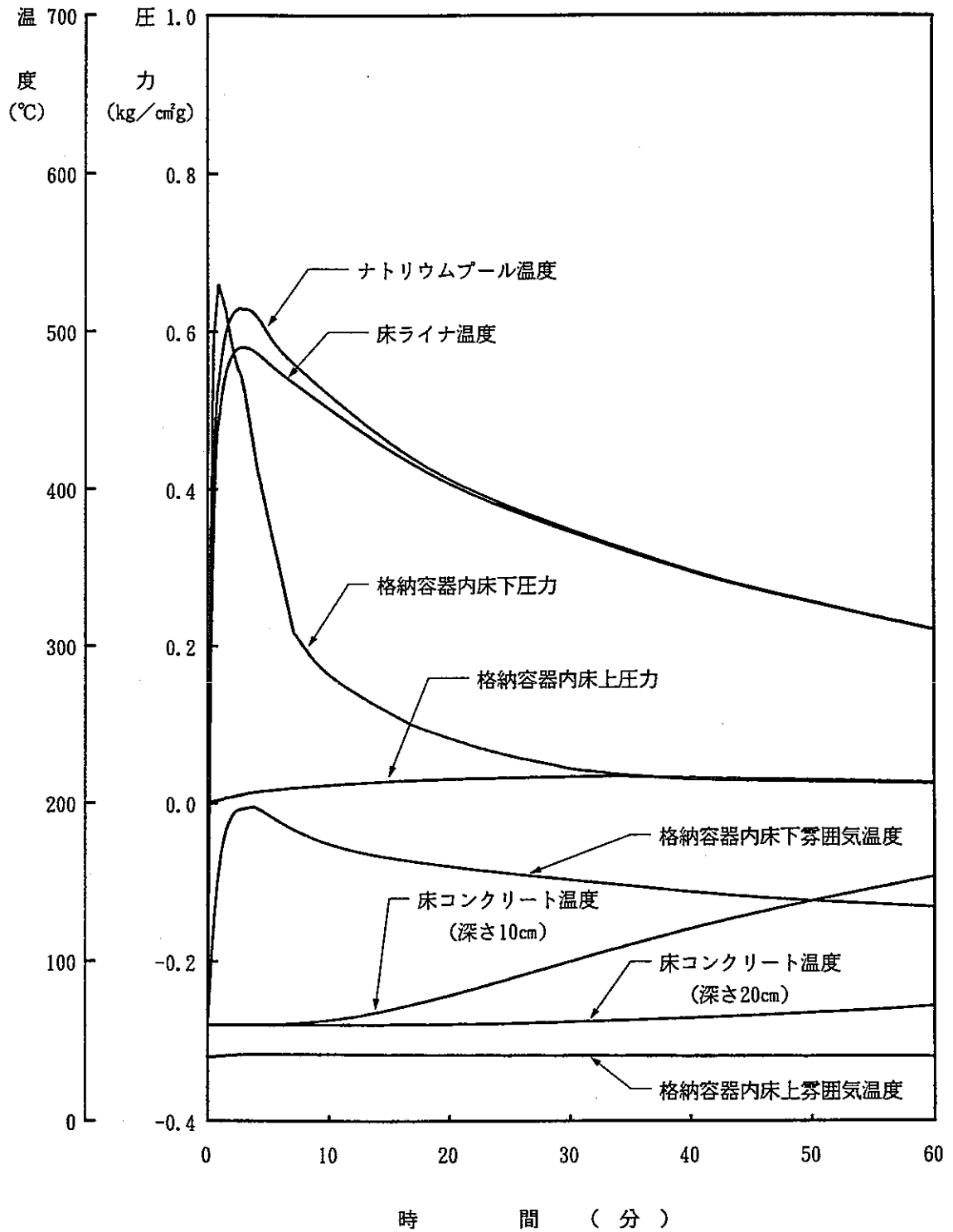
第5.1-2図 (2/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損))



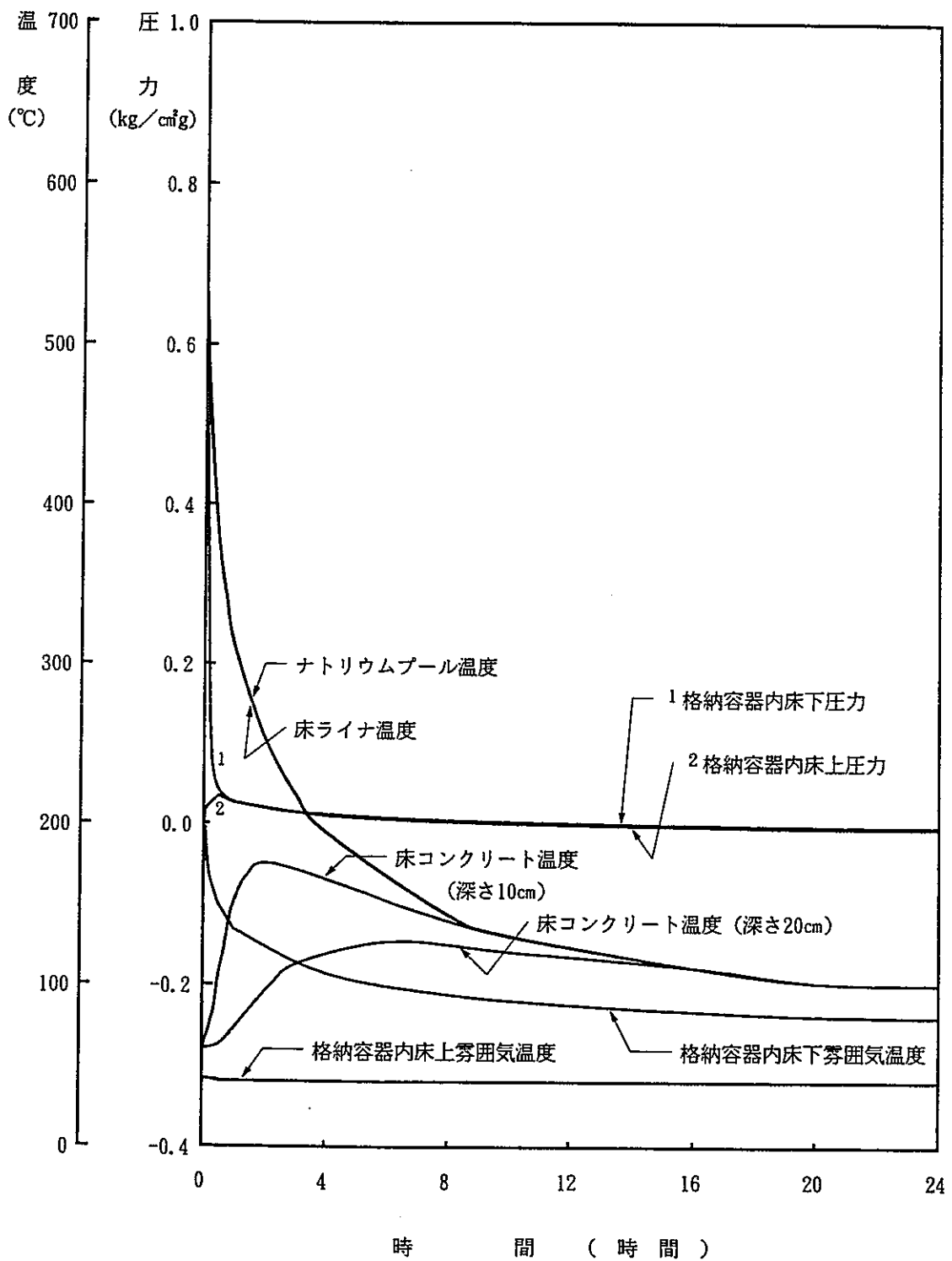
第5.1-3図 (1/2) 解析結果 (オーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故)



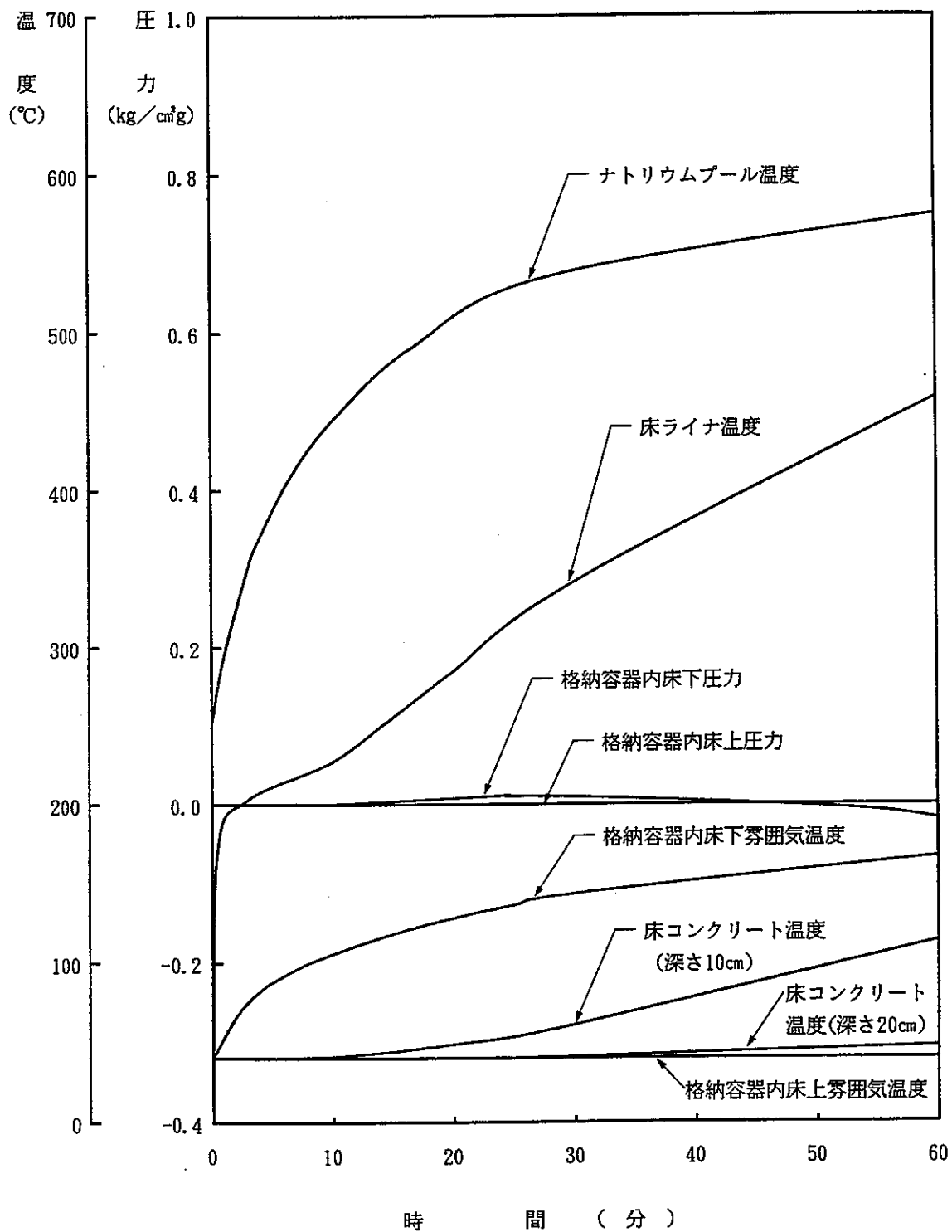
第5.1-3図 (2/2) 解析結果 (オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故)



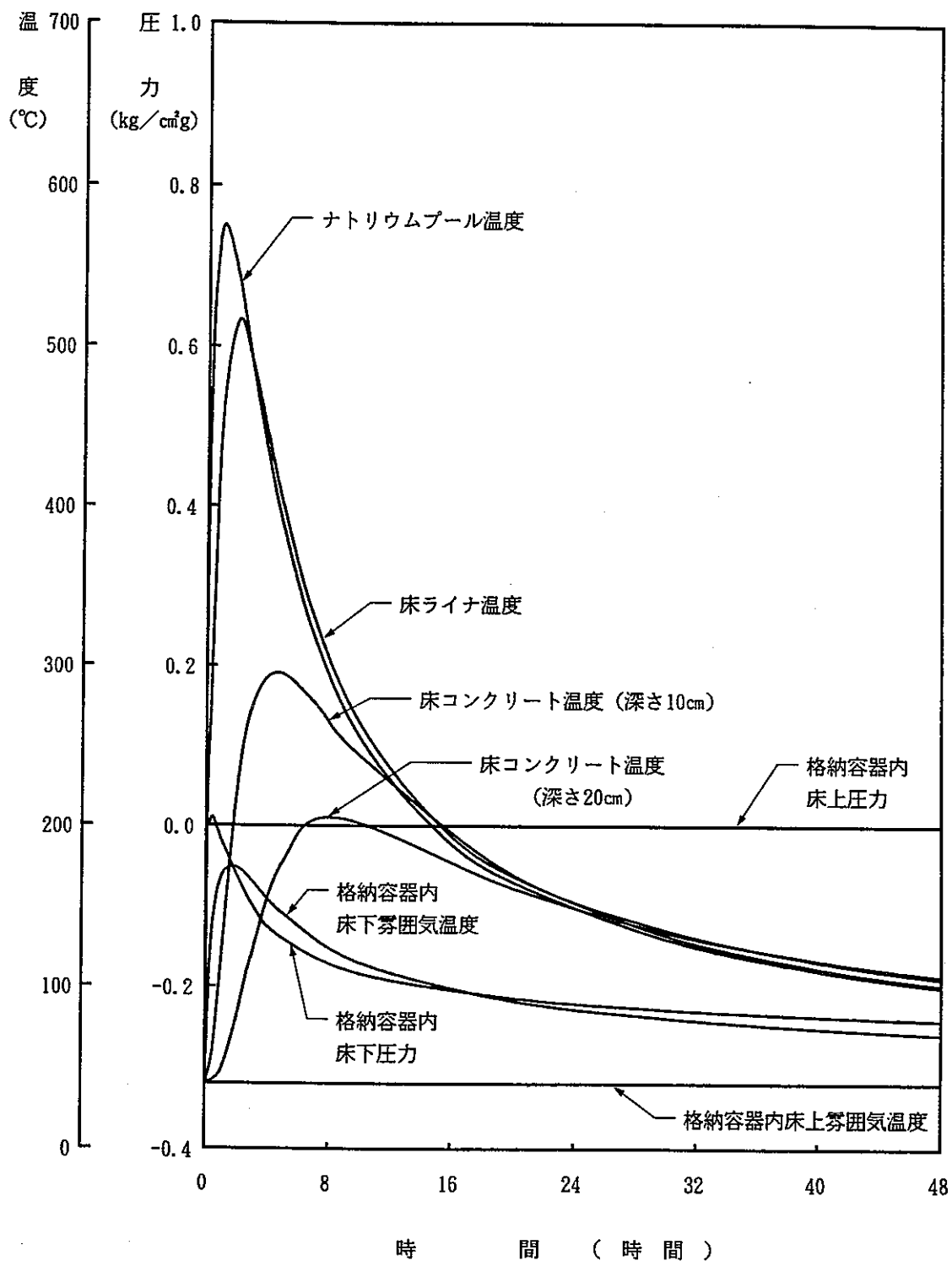
第5.1-4図 (1/2) 解析結果 (コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)



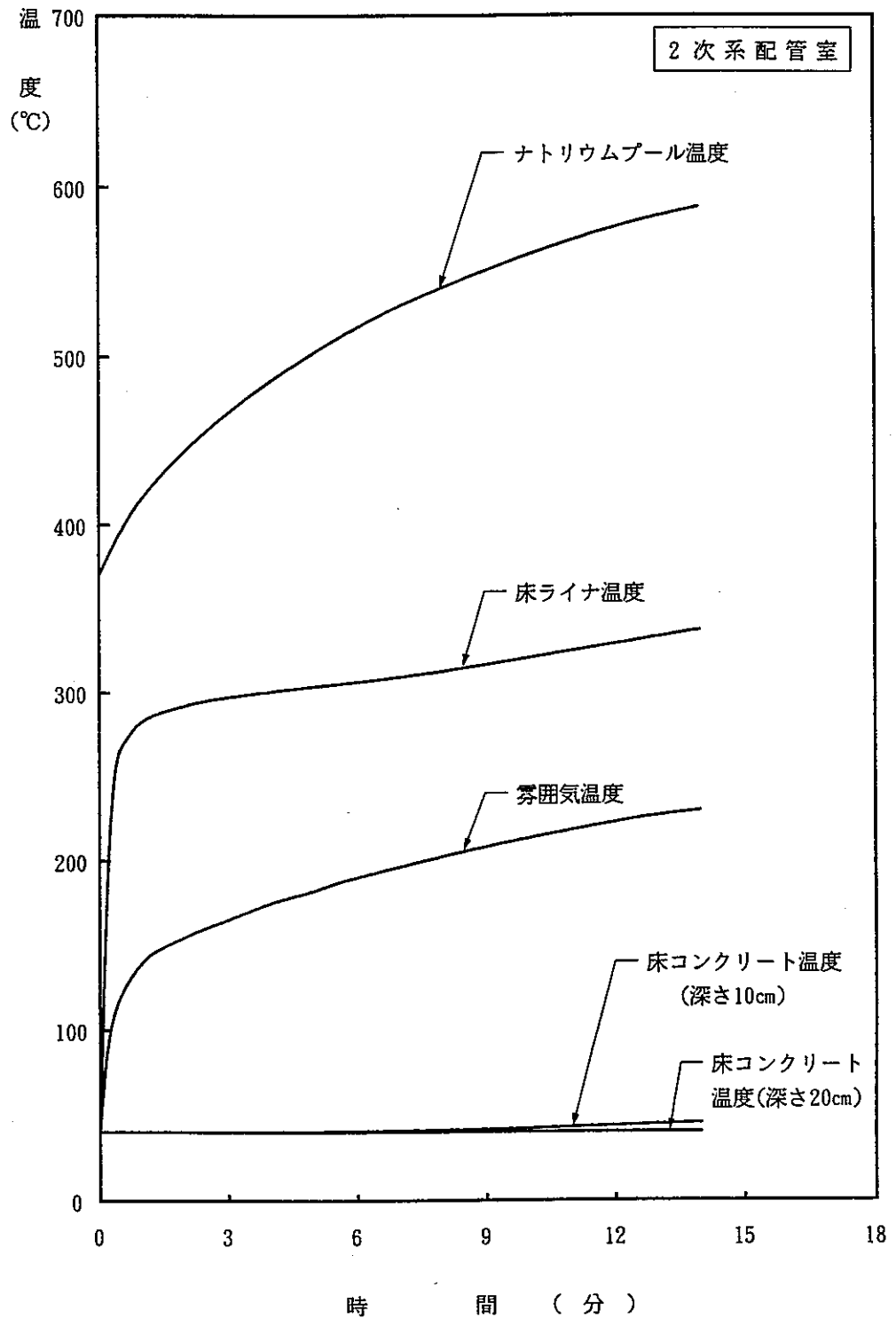
第5.1-4図 (2/2) 解析結果 (コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)



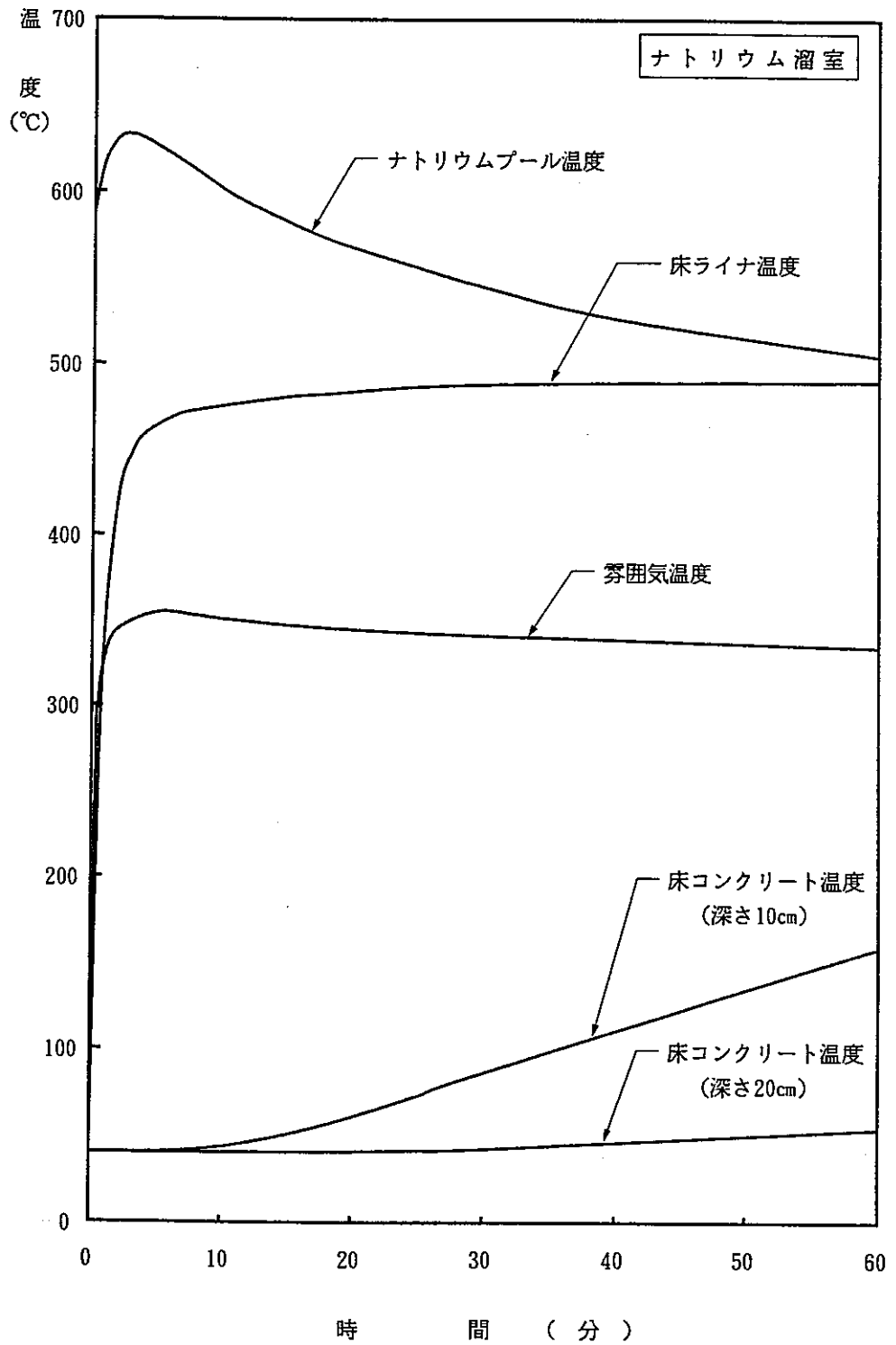
第5.1-5図 (1/2) 解析結果 (ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)



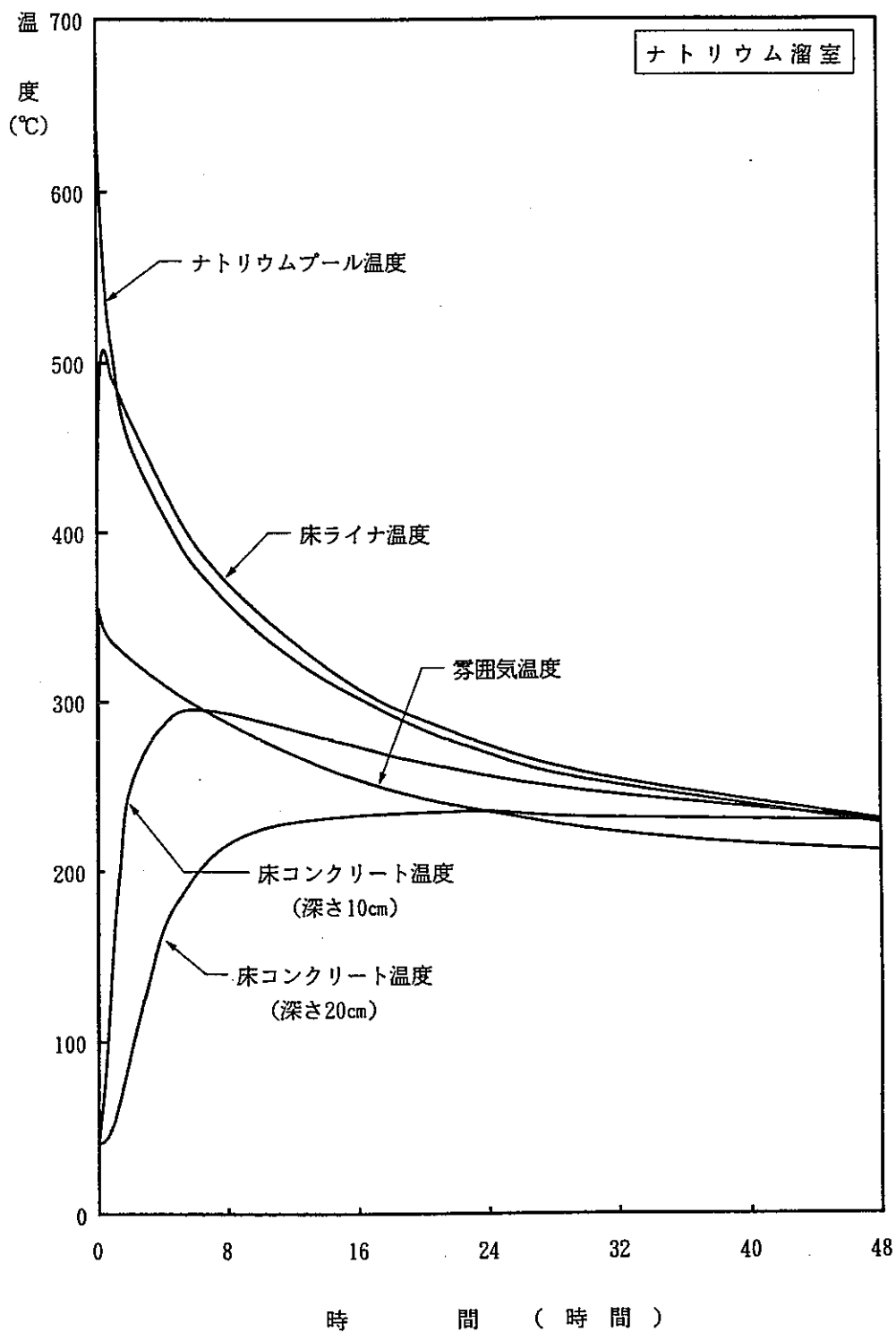
第5.1-5図 (2/2) 解析結果 (ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)



第5.1-6図 (1/3) 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)



第5.1-6図 (2/3) 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)



第5.1-6図 (3/3) 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)

5. 2 サーベイ解析結果

本解析では、各事象の解析モデル及び解析条件を設定するに当たって、実際よりも厳しい保守側の結果が得られるよう配慮している。しかしながら、すべての解析モデル及び解析条件が、あらゆるプロセス量を保守的に解析するよう設定できる訳ではない。そこで本節では、以下に示す3項目に着目して、解析モデル及び解析条件を一部変更したサーベイ解析を実施し、解析結果に対する影響を評価した。

これらのサーベイ解析の結果を第5. 2-1図～第5. 2-3図に示す。また、主要な解析結果を第5. 2-1表にまとめて示す。

(1) ライナ・コンクリート間ギャップの影響

本解析では、格納容器内床下等に設置されているライナとコンクリートは密着しているものとし、ライナとコンクリートとの間のギャップの熱抵抗を零としている。すなわち、ライナとコンクリートとの伝熱が良くなっているため、実際よりコンクリート温度を高め、ライナ温度を低めに計算する傾向がある。

サーベイ解析では、ライナとコンクリートとの間にある程度のギャップが存在している場合を想定した。すなわち、ライナとコンクリートとの間の熱伝導がないものとし、輻射のみにより熱が移行するものと想定した。なお、解析は「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」について実施した。

サーベイ解析の結果、ナトリウム貯留室の床ライナ最高温度は約65℃高くなり、逆に床コンクリート（表面）の最高温度は約165℃低くなった。また、ナトリウムプール温度が上昇し、ナトリウム貯留室の雰囲気最高温度が約17℃上昇するとともに格納容器内床下圧力も幾分高くなった。

以上のように、ギャップを考慮すると、ライナからコンクリートへ熱が伝わりにくくなるので、床コンクリートの温度応答がさらに緩慢となり、床コンクリート（表面）の最高温度は大幅に低下する。しかしながら、床コンクリートの深部に至るほどギャップを考慮しない場合との差は小さくなり、深さ20cmの位置でのピーク温度は約10℃低下するのみである。

(2) 雰囲気透明度の影響

本解析では、ナトリウム燃焼が生じているセルの雰囲気ガスは完全不透明としている。すなわち、ナトリウムプールからの輻射熱が雰囲気ガスにすべて吸収されるとしているので、実際よりも雰囲気の圧力及び温度は高め、ナトリウム貯留室の壁ライナ等の構造材温度は低めに計算される傾向がある。

サーベイ解析では、雰囲気ガスが完全透明である場合を想定した。なお、解析は「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」について実施した。

サーベイ解析の結果、ナトリウム貯留室の雰囲気最高温度が約48℃低下するとともに格納容器内床下圧力も幾分低くなり、逆に壁ライナ最高温度は約4℃高くなった。また、ナトリウム貯留室の床ライナ及び床コンクリートの最高温度は雰囲気温度の低下に伴って幾分低下した。

以上のように、雰囲気ガスが完全透明である場合、壁ライナ温度が高くなるが、その上昇幅は僅かである。

(3) スプレイ燃焼室での貯留の効果

本解析では、漏えい発生室でスプレイ燃焼したナトリウムは、床面との熱交換により温度が低下することなくナトリウム貯留室に送られるものとしている。すなわち、実際よりもナトリウムプールの温度は高めに、漏えい発生室の床ライナ等の温度は低めに計算される傾向がある。

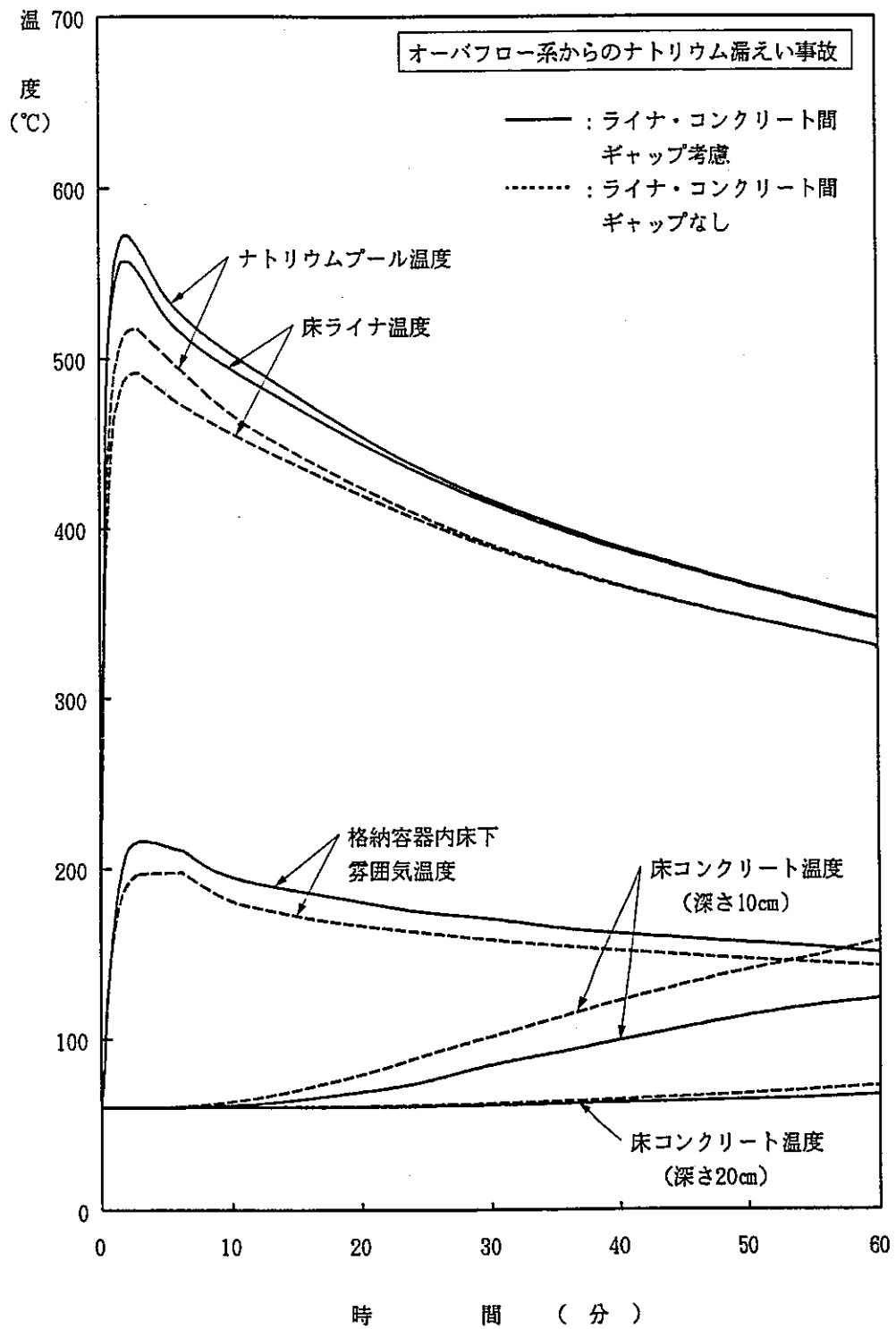
サーベイ解析では、漏えい発生室でスプレイ燃焼したナトリウムが当該室の床面で一旦貯留され、その後、ナトリウム貯留室に送られる場合を想定した。なお、解析は「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」について実施した。

サーベイ解析の結果、漏えい発生室の床ライナ最高温度が約92℃高くなった。また、ナトリウムプール最高温度は幾分低下したが、その低下幅は僅かであり、床ライナ、床コンクリート等の温度に対する影響はほとんどない。

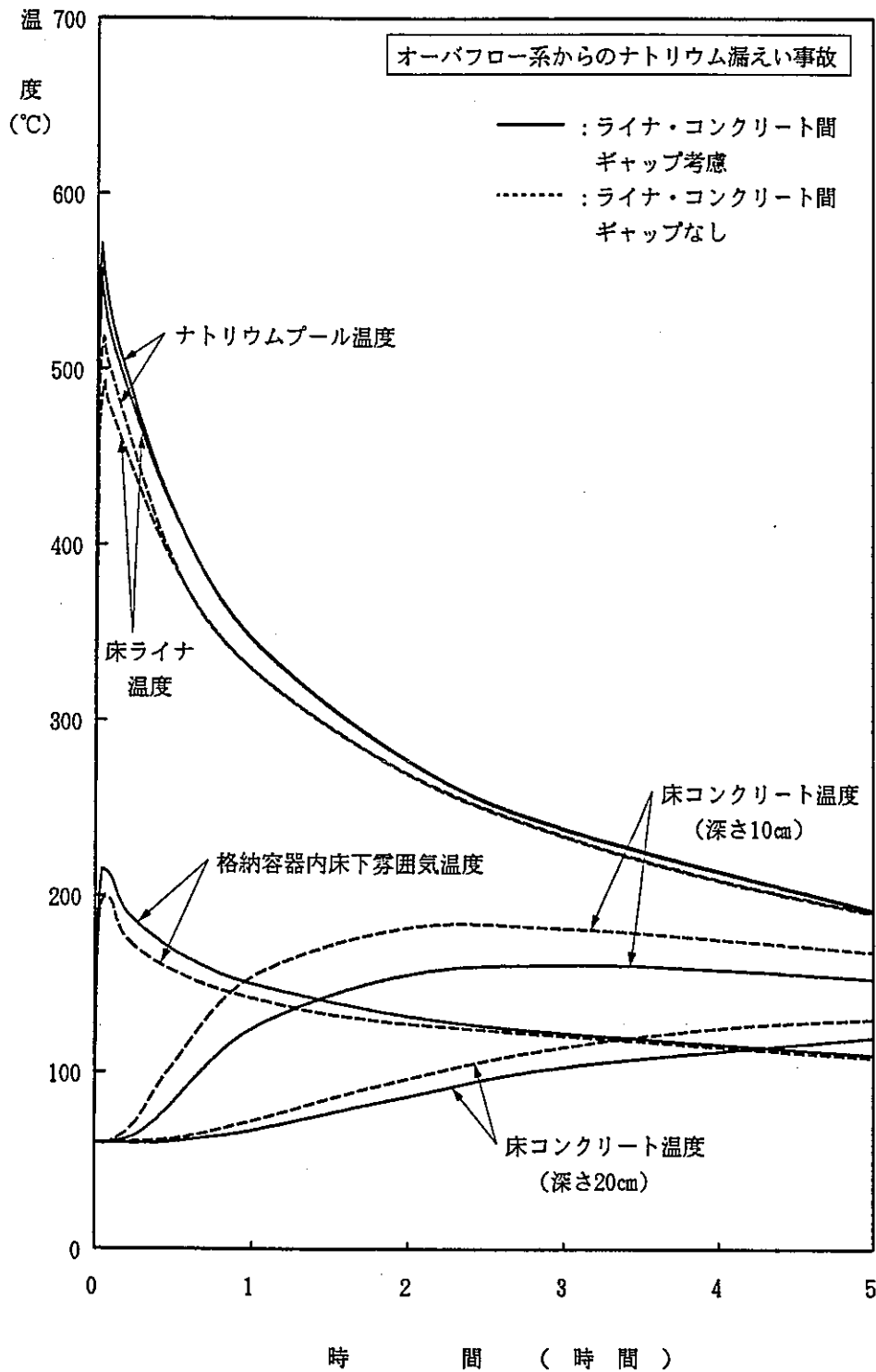
第5.2-1表 主要なサーベイ解析結果

項 目		ライナ・コンクリート間ギャップの影響 (オーバーフロー系からの ナトリウム漏えい事故)		雰囲気透明度の影響 (オーバーフロー系からの ナトリウム漏えい事故)		スプレイ燃焼室での貯留の効果 (1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損))		
		ギャップなし	ギャップ考慮	完全不透明	完全透明	貯留効果なし	貯留効果考慮	
格納容器内床上	圧 力 (最大値)	1.115 kg/cm ² a	1.118 kg/cm ² a	1.115 kg/cm ² a	1.108 kg/cm ² a	1.133 kg/cm ² a	1.135 kg/cm ² a	
	雰囲気温度 (最大値)	42℃	42℃	42℃	42℃	44℃	44℃	
格納容器内床下	圧 力 (最大値)	1.713 kg/cm ² a	1.736 kg/cm ² a	1.713 kg/cm ² a	1.679 kg/cm ² a	1.805 kg/cm ² a	1.803 kg/cm ² a	
	漏発 え生 い室	雰囲気温度 (最大値)	409℃	410℃	409℃	409℃	487℃	487℃
		床ライナ温度 (最大値)	84℃	84℃	84℃	83℃	106℃	198℃
	ナ貯 り留 ム室	雰囲気温度 (最大値)	198℃	215℃	198℃	150℃	199℃	200℃
		床ライナ温度 (最大値)	492℃	557℃	492℃	486℃	478℃	478℃
		床コンクリート温度 (最大値)	478℃/357℃	313℃/273℃	478℃/357℃	473℃/347℃	462℃/357℃	462℃/359℃
ナ燃 トリ焼 ウム量	スプレイ燃焼	516 kg	517 kg	516 kg	513 kg	698 kg	698 kg	
	プール燃焼	887 kg (凍結まで)	690 kg (5hrまで)	887 kg (凍結まで)	632 kg (5hrまで)	938 kg (凍結まで)	627 kg (5hrまで)	

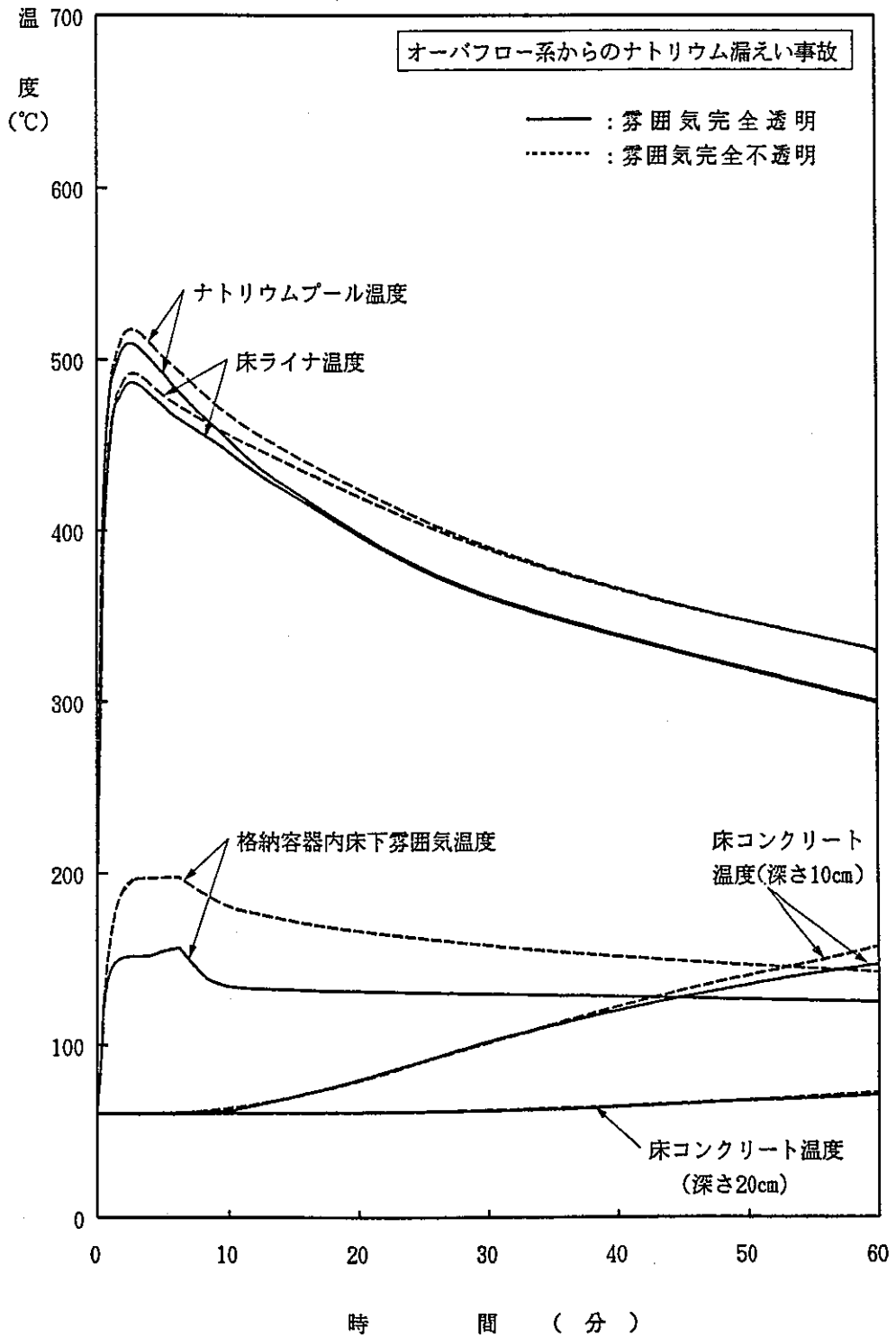
(注1) ナトリウム貯留室の床コンクリート温度は、〔コンクリート表面の値/深さ1cmでの値〕を示す。



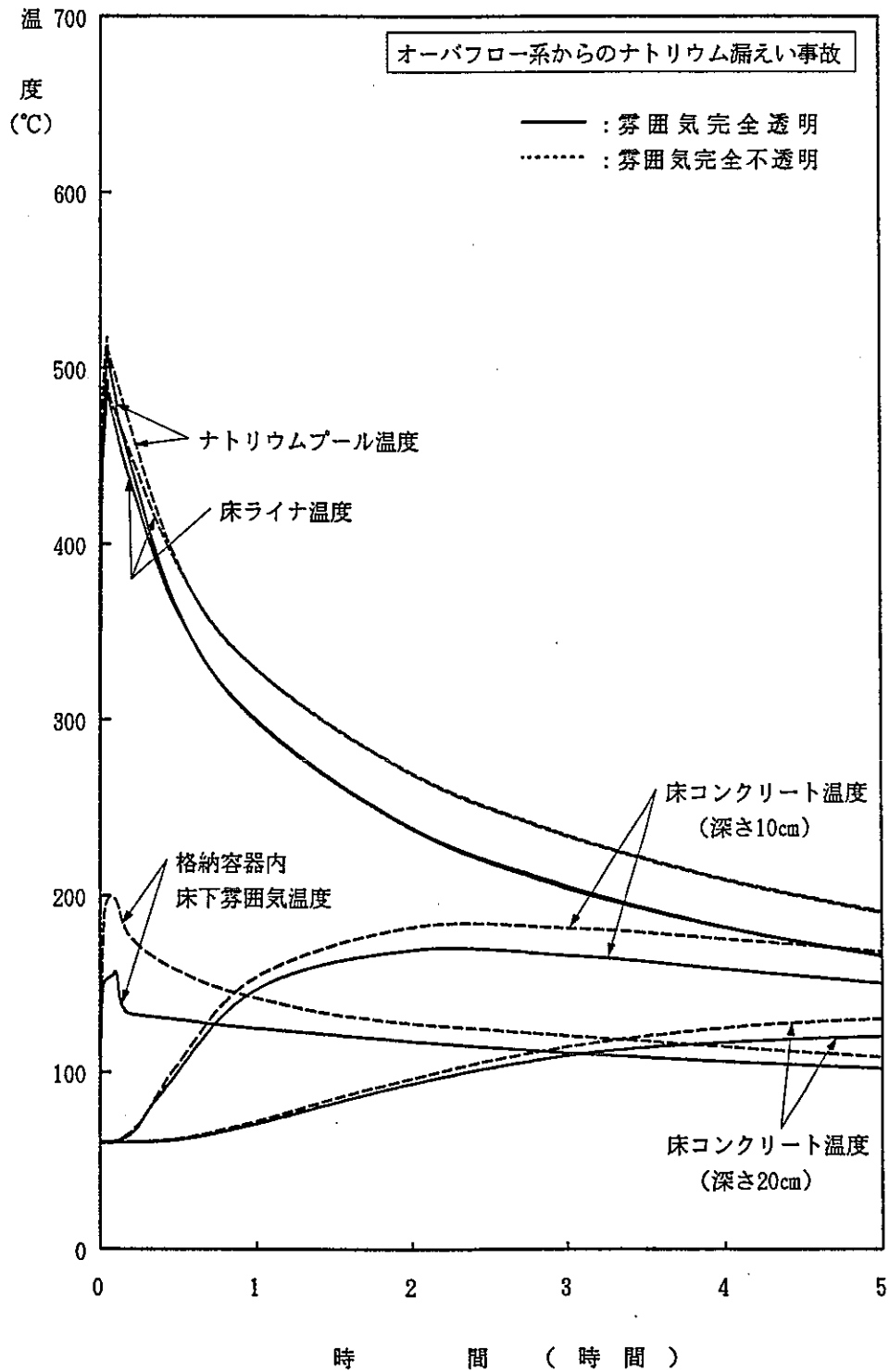
第5.2-1図 (1/2) サーベイ解析結果 (ライナ・コンクリート間ギャップの影響)



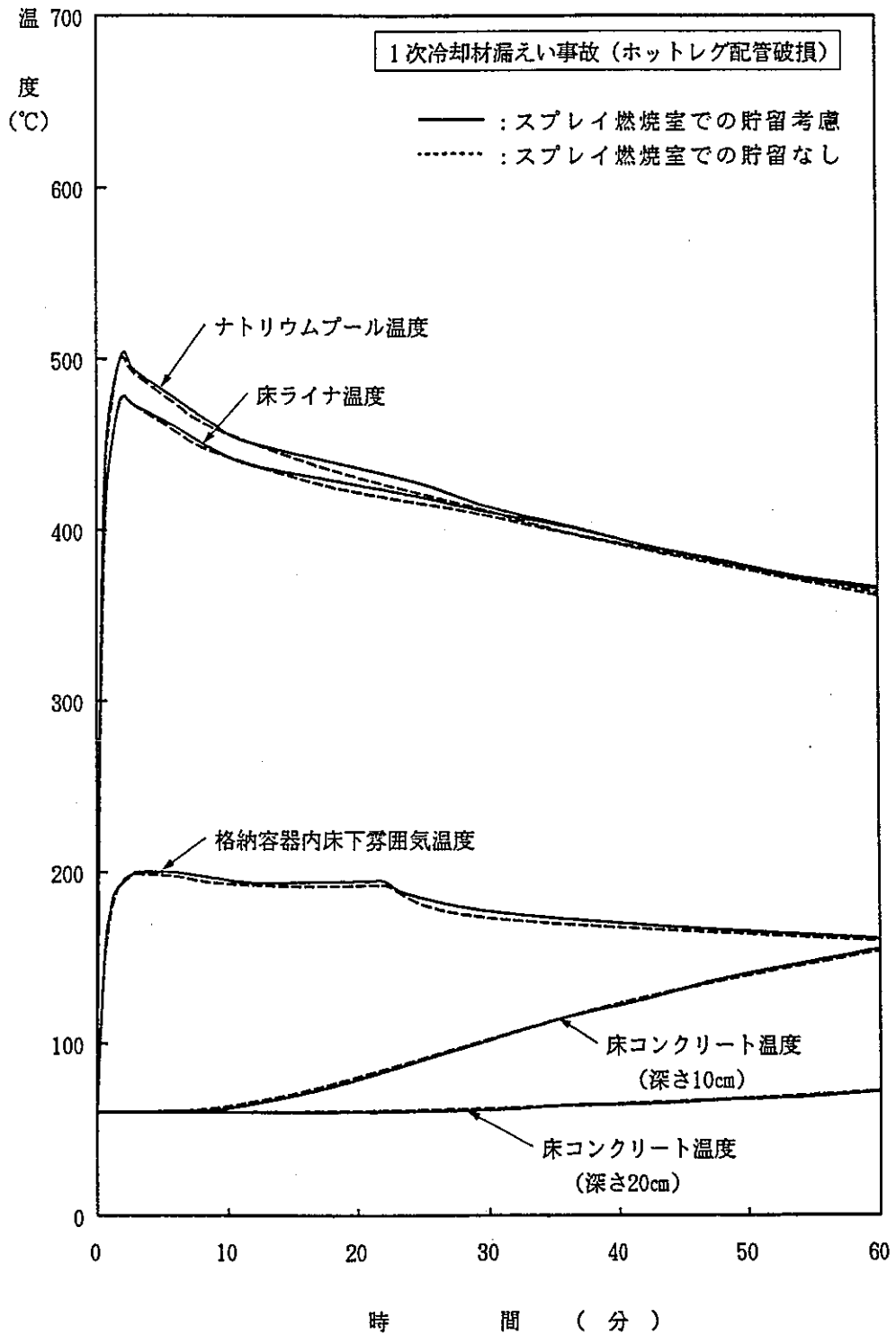
第5.2-1図 (2/2) サーベイ解析結果 (ライナ・コンクリート間ギャップの影響)



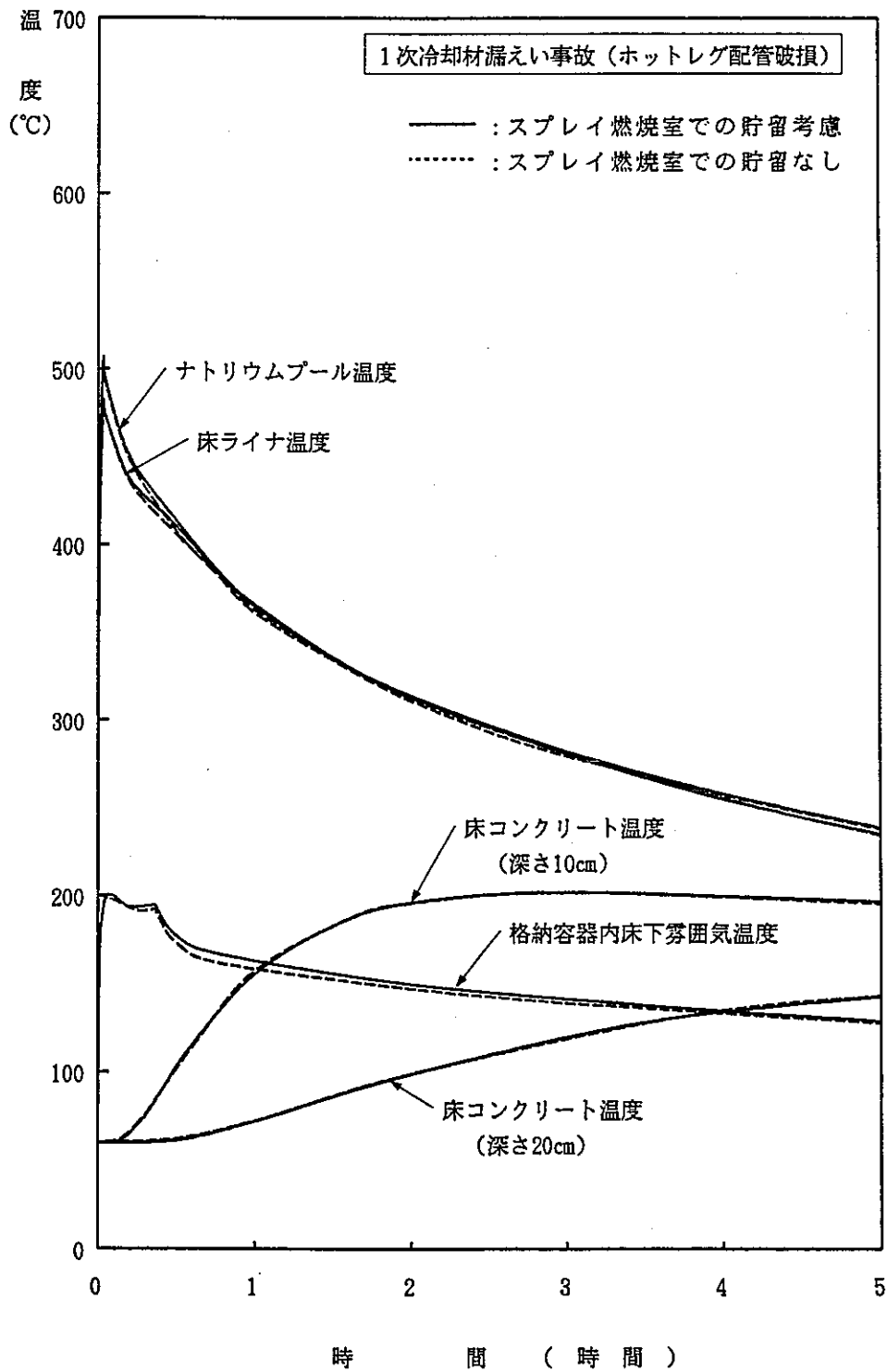
第5.2-2図 (1/2) サーベイ解析結果 (霧囲気透明度の影響)



第5.2-2図 (2/2) サーベイ解析結果 (霧囲気透明度の影響)



第5.2-3図 (1/2) サーベイ解析結果 (スプレイ燃焼室での貯留の効果)



第5.2-3図 (2/2) サーベイ解析結果 (スプレイ燃焼室での貯留の効果)

5. 3 評価

本節では、上記のナトリウム燃焼解析及びサーベイ解析の結果に基づいて、1次冷却材漏えい事象時における格納容器の健全性及び核分裂生成物の大気中への放出量について評価する。また、2次冷却材漏えい事象時における主冷却機建物の健全性について評価する。第5. 3-1表に主要な解析結果とそれらに対応する制限値をまとめて示す。

さらに本節では、本解析に基づく評価結果と設置変更許可申請書に記載している従来のナトリウム燃焼解析に基づく評価結果との比較・検討を行う。

(1) 格納容器の健全性の評価

格納容器の健全性を評価する上で着目すべき点は、格納容器（鋼壁）の最高圧力及び最高温度、ライナ及びコンクリートの最高温度である。

本解析では、格納容器の圧力及び温度の制限値として、「常陽」の原子炉設置変更許可申請書添付書類8に記載の格納容器の設計圧力及び設計温度を用いることとする。添付書類8に記載の設計圧力は $2.430 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ ($1.35 \text{ kg/cm}^2\text{g}$)、設計温度は 150°C である。

格納容器の圧力及び温度は「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」において最高となる。格納容器の最高圧力は、床下では $1.805 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ に達し、床上では $1.133 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ に達するが、ともに設計圧力を超えることはない。また、格納容器内の雰囲気温度は、床下では 487°C に達するものの、床上では 44°C に留まるので、格納容器（鋼壁）の温度が設計温度を超えることはない。

一方、ライナ温度及びコンクリート温度の制限値は添付書類8には記載されていないので、本解析では、「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析で用いられた制限値を参考とする。すなわち、「もんじゅ」の1次冷却系ホットレグ温度を包絡する 530°C をライナの制限温度に対する参考値とし、「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析で「めやす値」とした、 175°C （短時間）及び 65°C （長時間）をコンクリートの制限温度に対する参考値とする。

ライナ及びコンクリートの温度は「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」において最高となる。ライナの最高温度は、ナトリウム貯留室の床ライナにおいて 516°C に達するものの、ライナの制限温度に対する参考値以下の温度に留まっている。ただし、「もんじゅ」で用いられた制限値の「常陽」のライナへの適用の是非については、別途検討を要することに注意する必要がある。「常陽」のライナがこのような高温に耐えるよう設計されているかどうかは定かではなく、実際には、ライナが 500°C を超える高温になれば、ライナの変形や損傷が生じる可能性が高いと考えるべきであろう。

一方、コンクリートの最高温度は、ナトリウム貯留室の床コンクリートにおいて 473°C （深さ 1 cm の値）に達しており、コンクリートの制限温度に対す

る参考値を大きく上回った。ナトリウム貯留室の床コンクリートの最高温度は深さ10 cmの位置で約300℃に達し、深さ20 cmの位置でも200℃を超え、広い範囲で水分（自由水及び結晶水）の離脱等によるコンクリートの損傷が生じることが示された。このように、コンクリート温度が「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析に比べて全般に厳しくなったのは、「常陽」のライナがコンクリートにじかに接しており、「もんじゅ」で設備されているようなライナとコンクリートの間の断熱コンクリート層がないためである。なお、本解析では、ライナとコンクリートは密着しているものとしたが、解析上、ライナとコンクリートの間のギャップを考慮しても十分な断熱効果が得られる訳ではなく、コンクリートの損傷を防げないことが前節のサーベイ解析で示されている。ただし、深さ60 cmの位置では、床コンクリートの最高温度は80℃程度に留まっているので、格納容器バウンダリを形成している格納容器（鋼壁）にまで悪影響を及ぼすことはないと考えられる。

以上のように、本解析の結果、格納容器の圧力及び温度は制限値を満足するが、ライナ及びコンクリートの温度が非常に厳しくなることが示され、1次冷却材漏えい事象時の格納容器の健全性を確認するには至らなかった。

(2) 核分裂生成物の大気中への放出量の評価

核分裂生成物の大気中への放出量を評価する上で着目すべき点は、格納容器の漏えい率及びナトリウム燃焼量である。

(1)で述べたように、本解析では、1次冷却材漏えい事象時の格納容器の健全性を確認するには至らなかったが、仮に、格納容器の健全性が確保され、格納容器の漏えい率が適切な値以下に維持されているとした場合の被ばく評価を実施している（付録-B参照）。

その結果、大気中への希ガスの放出量は、格納容器の圧力上昇幅が最も大きく、格納容器の漏えい率が大となる「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」において最大となり、 $2.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ （ガンマ線0.5 MeV換算）となる。また、大気中へのよう素の放出量は、ナトリウム燃焼量が最も大きく、かつ、事故後10分間の格納容器の漏えい率が大となる「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」において最大となり、 $7.1 \times 10^{11} \text{Bq}$ （ ^{131}I 換算）となる。なお、大気中に放出された希ガスによる外部被ばく及びよう素による内部被ばくの実効線量当量は、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」において最大となり、 $9.0 \times 10^{-5} \text{Sv}$ となるが、この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」⁽¹²⁾に記載されている $5 \times 10^{-3} \text{Sv}$ を十分に下回るものである。

以上のように、格納容器の健全性が確保されていることを前提とした評価ではあるが、1次冷却材漏えい事象時の被ばく線量は指針に記載されている制限値を十分に下回ることを確認した。

(3) 主冷却機建物の健全性の評価

2次冷却材中には核分裂生成物が存在しないので、2次冷却材漏えい事象が生じても被ばくの問題はなく、1次冷却材漏えい事象のように、核分裂生成物の大気中への放出に対する格納容器バウンダリの健全性を評価する必要はない（しかも、主冷却機建物は外部に対して解放された構造となっている）。したがって、ここではナトリウムの燃焼が生じる2次系配管室及びナトリウム溜室のライナ及びコンクリートの最高温度のみによって、主冷却機建物の健全性を評価することとする。

2次冷却材漏えい事象のライナ温度及びコンクリート温度の制限値に対する考え方は、1次冷却材漏えい事象と同様とする。すなわち、530℃をライナの制限温度に対する参考値とし、175℃（短時間）及び65℃（長時間）をコンクリートの制限温度に対する参考値とする。

解析の結果、ライナ及びコンクリートの最高温度は、2次系配管室ではそれぞれ334℃及び330℃（コンクリート表面）に留まるが、ナトリウム溜室ではそれぞれ491℃及び445℃（深さ1cm）に達し、ライナ温度は制限温度に対する参考値を超えないものの、コンクリート温度は制限温度に対する制限値を大きく上回ることが示された。しかしながら、1次冷却材漏えい事象と同様に、「もんじゅ」で用いられた制限値の「常陽」への適用可能性については要注意であり、2次系配管室及びナトリウム溜室のライナ及びコンクリートは広い範囲で損傷を受けると考えておくべきであろう。

以上のように、2次冷却材漏えい事象についても、主冷却機建物の健全性を確認するには至らなかった。

(4) 従来のナトリウム燃焼解析との比較

本ナトリウム燃焼解析では、特に、ライナ及びコンクリートの温度が非常に厳しくなり、格納容器の健全性を確認するには至らなかった。しかしながら、付録-Aに記した従来のナトリウム燃焼解析では、格納容器の健全性は十分に確保できるとの結果が得られている。このような両者の評価結果の食い違いは、下記のような解析モデルの相違に起因しているものと考えられる。

- (a) 従来のナトリウム燃焼解析では、格納容器（鋼壁）及び外周コンクリート壁のみをモデル化しており、格納容器の内部の詳細な構造までは解析上考慮していない。
- (b) したがって、格納容器内はセル分割されておらず、セルの構造材（ライナ、コンクリート等）や、セルの床面に貯留するナトリウムプールという概念はない。すなわち、本解析でその健全性が問題となったライナやコンクリートそのものが、モデル上存在していない。

- (c) さらに、プール燃焼を想定する「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」では、熱源としてナトリウムの燃焼熱及び崩壊熱のみを考慮しており、漏えいしたナトリウムの持つ顕熱を考えていない。なお、本解析では、ナトリウムプールに接している床面のライナ及びコンクリートの温度が非常に厳しくなったが、これは、ナトリウムの燃焼熱よりもむしろナトリウムの顕熱の影響が大きい。

第 5.3 - 1 表 主要な解析結果及び対応する制限値

項目	解析結果	制限値	評価	制限値の出典等	事象名	
1 次冷却材漏えい事象	格納容器最高圧力	1.133 kg/cm ² a (床上)	2.430 kg/cm ² a (1.35 kg/cm ² g)	○	「常陽」 設置変更許可申請 添付書類 8	1 次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損)
	格納容器最高温度	44℃ (床上雰囲気)	150℃	○		
	ライナ最高温度	516℃	530℃	△ (注1)	「もんじゅ」の ナトリウム燃焼解析	ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故
	コンクリート最高温度	514℃	175℃ (短時間) 65℃ (長時間)	×		
	実効線量当量	9.0 × 10 ⁻⁵ Sv	5 × 10 ⁻³ Sv	△ (注2)		
2 次冷漏えい事象	ライナ最高温度	491℃	530℃	△ (注1)	「もんじゅ」の ナトリウム燃焼解析	2 次冷却材漏えい事故
	コンクリート最高温度	489℃	175℃ (短時間) 65℃ (長時間)	×		

(注1) 制限値の「常陽」への適用可能性が未検討。

(注2) 格納容器の健全性が確保されていることを前提とした評価。

6. 結 言

「常陽」MK-Ⅲ計画に係る安全評価の一環として、ナトリウム燃焼解析を実施した。本解析では、「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析を参考とし、「常陽」のプラント設計上の特質を考慮して解析事象を選定するとともに、各事象の事故想定、解析モデル及び解析条件の設定等を行った。

本解析の結果、1次冷却材漏えい事象、2次冷却材漏えい事象とも、特にナトリウムプールが形成されているセルのライナ温度及びコンクリート温度が厳しくなり、広い範囲で損傷を受ける可能性があることが示され、格納容器や主冷却機建物の健全性を確認するには至らなかった。

7. 謝 辞

本ナトリウム燃焼解析の実施に当り、安全工学部プラント安全工学室より解析に使用した「ASSCOPS」コードを貸与頂くとともに、同室の三宅室長代理、宮原副主研及び大野研究員には、「ASSCOPS」コードの使用方法をはじめとしてナトリウム燃焼解析全般に係わる貴重な御助言を頂いた。なお、解析に使用した「常陽」のプラント情報は実験炉部原子炉第二課の近藤研究員より提供頂いたものである。また、「ASSCOPS」コードによる解析は、三菱原子力工業株式会社（現 三菱重工業株式会社）の森井正氏、坂場弘氏によるものである。ここに、以上の方々に感謝の意を表する。

8. 参考文献

- (1) 大洗工学センター原子炉設置変更許可申請書 (高速実験炉設置変更)
- (2) ZN241 77-05(3) : 高速実験炉「常陽」出力上昇計画成果報告書 分冊3
- (3) 高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書
- (4) PNCT N241 85-12 : 高速増殖炉の安全解析に用いる計算コードについて
- (5) PNC SN9520 89-005 : FBR用基本解析コード説明書
- (6) PNC SN9410 87-006 : Na 燃焼解析コードの整備 (大規模空気雰囲気試験データをを用いたスプレー燃焼モデルの検証)
- (7) PNC SN9410 87-081 : 大規模ナトリウム漏洩燃焼試験 (I) - 空気雰囲気におけるナトリウムプール燃焼試験 Run-D1-
- (8) PNC SN9410 88-092 : ASSCOPSコードによるナトリウム燃焼抑制槽の解析
- (9) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」
(昭和55年11月決定、平成2年8月一部改訂 原子力安全委員会)
- (10) Quarterly Technical Progress Report, LMFBR Safety Programs, Jan.-Mar. 1972, AI-AEC-13026, Atomics International, May 1972.
- (11) PNC ZJ9124 92-002 : 「常陽」高性能炉心の炉体まわりの遮へい計算
- (12) 「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月決定 原子力委員会、平成元年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (13) PNC ZN9410 92-091 : 「常陽」照射用炉心の被ばく評価
- (14) PNC ZJ9214 93-002 : MK-III標準炉心の詳細核熱計算 (II)
- (15) MEEK, M.E. and RIDER, B.F. "Compilation of Fission Products Yields"
Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1(1974)
- (16) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
(平成元年3月27日了承 原子力安全委員会)

付録一 A

従来のナトリウム燃焼解析

A. 1 概要

ここでは、「常陽」の設置変更許可申請書に記載されているナトリウム燃焼解析の概要をまとめる。本解析は、「常陽」の原子炉出力を当初の50 MWt から第2期原子炉出力（MK-I炉心）の75 MWt 及び照射用炉心（MK-II炉心）の100 MWt に上昇させるのに際して実施したものであり、「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」及び「仮想事故（炉心溶融再臨界事故）」の2事象について解析を行っている。本解析の詳細については、ZN241 77-05(3)「高速実験炉『常陽』出力上昇計画成果報告書 分冊3」に収録されている「ナトリウム火災解析説明書」を参照のこと。

A. 2 事故想定

(1) 「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」

1次冷却系主配管の内管破損によりアニユラス部に漏えいしたナトリウムが、原子炉停止7日後、格納容器内床下を通常の空気雰囲気置換した後に外管破損により格納容器内に漏えいしてプール燃焼することを想定する。

(2) 「仮想事故」

炉心溶融・再臨界に伴って原子炉容器から格納容器内床上に噴出したナトリウムの全量が瞬時に燃焼することを想定する。なお、ナトリウムの噴出量は、MK-I炉心（75 MWt）では210 kgであり、MK-II炉心（100 MWt）では230 kgである。

A. 3 解析モデル及び解析条件

- (1) 格納容器内のガスの熱容量を1点で近似したエネルギー保存式を解くことにより、格納容器内に与えられた熱量によるガス温度の変化を計算する。また、格納容器内のガスは理想気体であるものとし、ガス温度及び酸素濃度の変化によるガス圧力の変化を計算する。
- (2) 格納容器の鋼壁は厚さ方向に2分割、コンクリート壁は厚さ方向に8分割し、1次元熱伝導方程式を解くことにより、それらの厚さ方向の温度分布を求める。
- (3) 格納容器内に与えられる熱量として、ナトリウムの燃焼熱及び崩壊熱を考慮する。なお、「仮想事故」では噴出したナトリウムの顕熱も考慮する。
- (4) プール燃焼を仮定する「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」では、ナトリウムの燃焼熱は格納容器内の酸素濃度に比例し、ガス温度の平方根に比例するものとする。なお、初期ナトリウム燃焼率は5 lb/ft²h とする。また、

噴出したナトリウムの瞬時燃焼を仮定する「仮想事故」では、ナトリウムの燃焼熱が瞬時に格納容器内のガスに伝えられるものとする。

- (5) 崩壊熱として、核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱を考慮する。なお、核分裂生成物の崩壊熱は、「FP-S」コードの計算結果に10%の安全余裕を見込んで設定する。
- (6) 格納容器内のガスと壁との熱伝達、壁と外気との熱伝達を考えるものとし、伝熱形態として自然対流と輻射の両方を考慮する。

A. 4 解析結果及び評価

(1) 「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」

本事象の解析結果を第A. 4-1図に示す。圧力及び温度のピーク値は次のとおりである。

- ① 格納容器内のガス圧力 : 約0.5 kg/cm²g
- ② 格納容器内のガス温度 : 約180℃
- ③ 鋼壁の温度 : 約110℃
- ④ コンクリート壁の温度 : 約90℃

(2) 「仮想事故」

本事象の解析結果を第A. 4-2図に示す。MK-I炉心(75MWt)の場合の圧力及び温度のピーク値は次のとおりである。

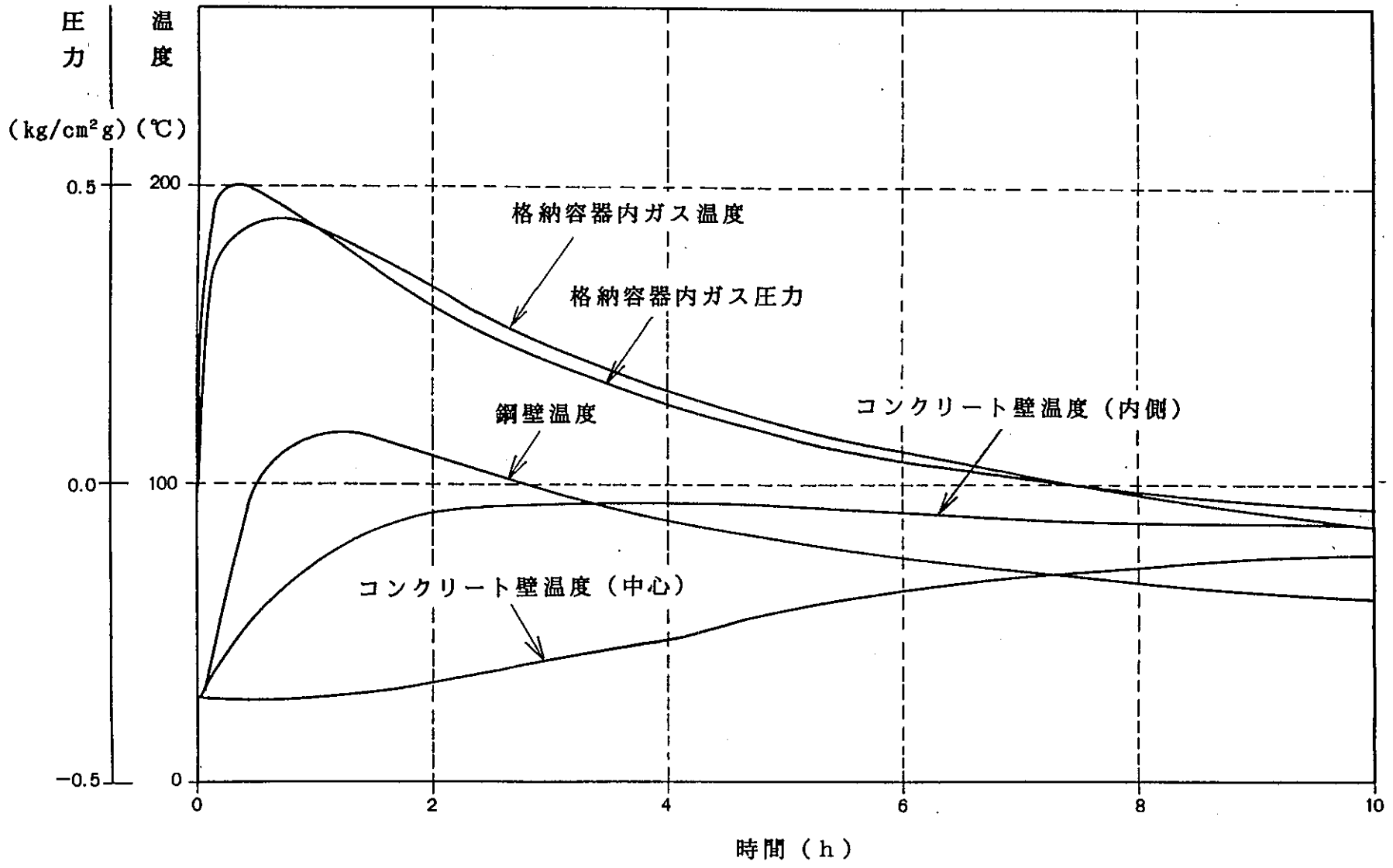
- ① 格納容器内のガス圧力 : 約0.66 kg/cm²g
- ② 格納容器内のガス温度 : 約227℃
- ③ コンクリート壁の温度 : 約53℃

一方、MK-II炉心(100MWt)の場合の圧力及び温度のピーク値は次のとおりである。

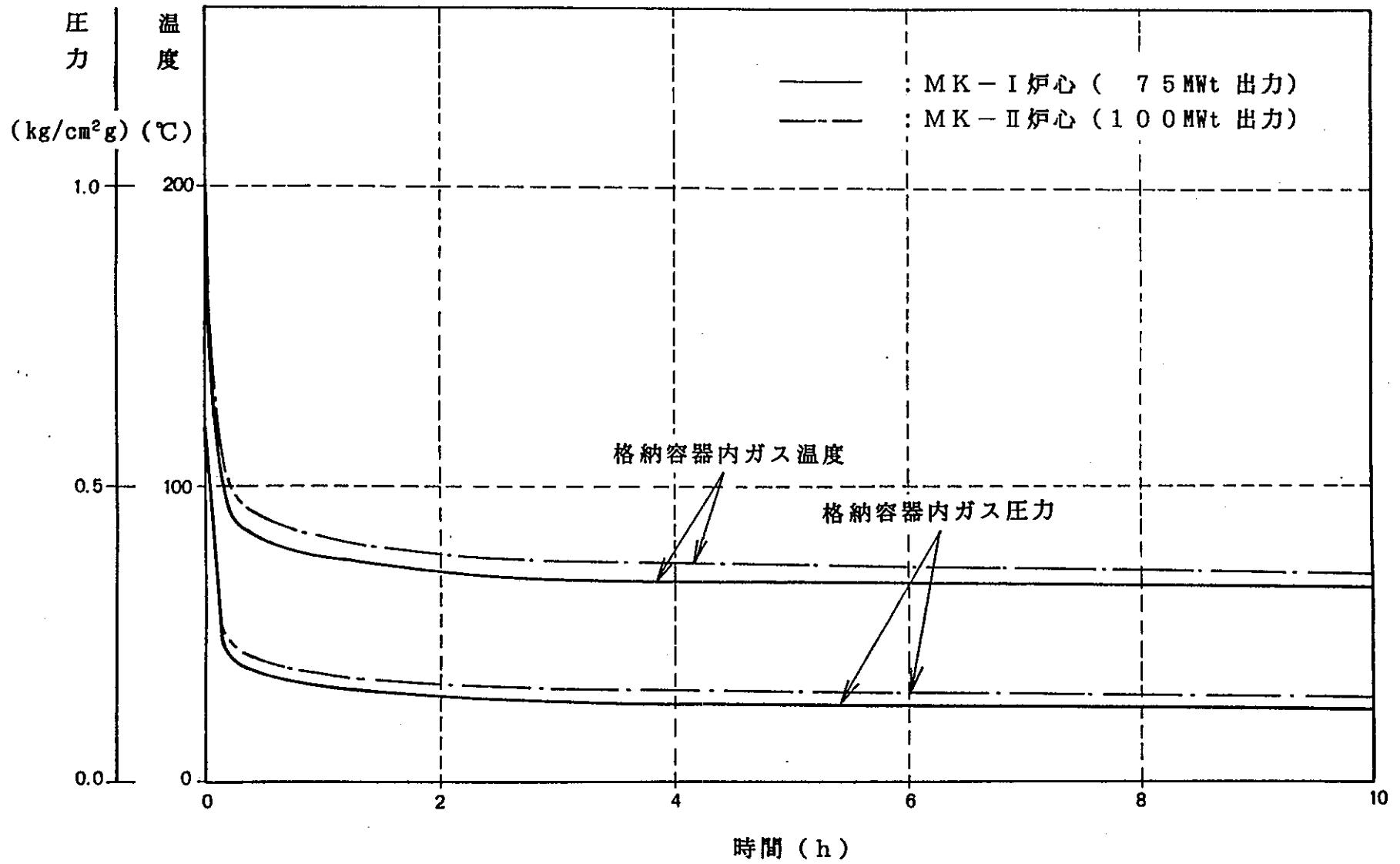
- ① 格納容器内のガス圧力 : 約0.72 kg/cm²g
- ② 格納容器内のガス温度 : 約246℃
- ③ コンクリート壁の温度 : 約59℃

(3) 評価

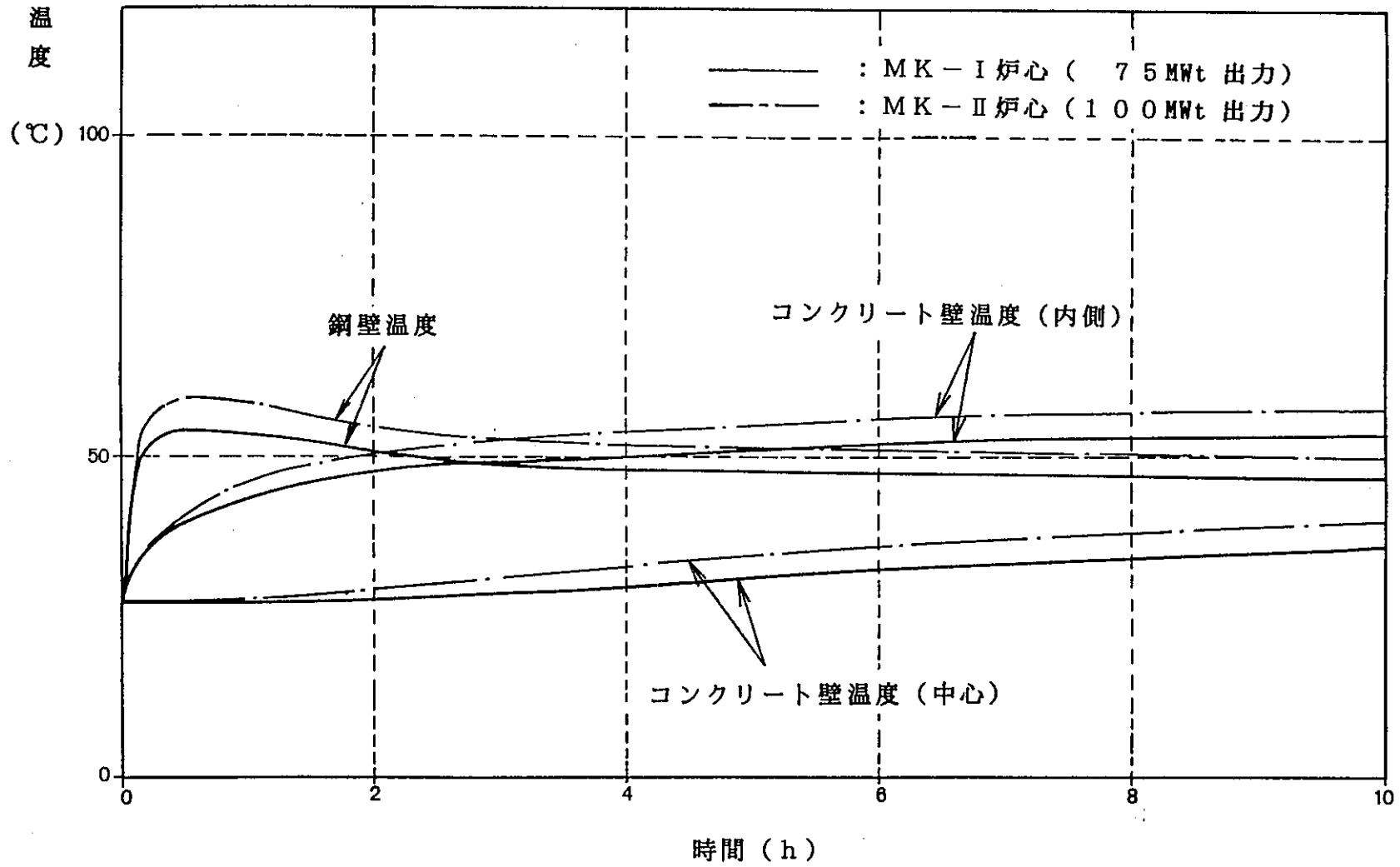
本解析では上記の解析結果に基づき、「原子炉停止中における1次冷却系破損事故」及び「仮想事故」が生じたとしても、格納容器内ガスの圧力及び温度は格納容器の設計値を十分下回ること、また、いかなる事故時過渡状態においても、格納容器は放射性物質を収納できることが確認されたとの評価を下している。



第A. 4-1図 従来のナトリウム燃焼解析結果
 (原子炉停止中における1次冷却系破損事故)



第 A. 4-2 図 (1/2) 従来のナトリウム燃焼解析結果 (仮想事故)



第A. 4-2図 (2/2) 従来のナトリウム燃焼解析結果 (仮想事故)

付録－B

被ばく評価

B. 1 概要

本ナトリウム燃焼解析では、1次冷却材漏えい事象時の格納容器の健全性を確認するには至らなかったが、ここでは、格納容器の健全性が確保されているものと仮定し、本解析で求めた格納容器内圧力の変化及びナトリウム燃焼量を用いて、1次冷却材漏えい事象時の被ばく評価を実施する。

本被ばく評価では、まず、事故発生時に炉心に蓄積している核分裂生成物（希ガス及びよう素）の線源強度を計算する。続いて、各事象ごとに核分裂生成物の大気中への放出量を計算し、希ガスによる全身に対する線量当量及びよう素吸入による甲状腺の組織線量当量を計算する。なお、本被ばく評価の評価方法は、基本的には現行の「常陽」照射用炉心の被ばく評価⁽¹³⁾に準じたものである。

B. 2 炉内線源の計算

(1) 計算方法及び計算条件

事故発生時に炉心に蓄積している核分裂生成物（希ガス及びよう素）の線源強度は次の式により計算する。

$$Q_i = K \cdot Y_i \cdot [1 - \exp(-\lambda_i T_0)] \cdot \exp(-\lambda_i T_c)$$

ここで、 Q_i	: 核種 i の線源強度（事故発生時）	[Bq]
K	: 1秒当りの核分裂数	[fission/s]
Y_i	: 核種 i の核分裂収率	[—]
λ_i	: 核種 i の崩壊定数	[1/s]
T_0	: 積算運転時間	[s]
T_c	: 冷却時間	[s]

- (a) 1秒当りの核分裂数は 4.375×10^{18} fission/s とする。これは、核分裂当りの発生エネルギーを 200 MeV として計算した値である。
- (b) 核分裂収率は平成4年度炉心設計⁽¹⁴⁾に基づくMK-III標準平衡炉心の核分裂割合と、Meek & Rider (1974年版)の核分裂収率⁽¹⁵⁾を乗じて計算する。また、崩壊定数は原子炉安全基準専門部会報告書「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」⁽¹⁶⁾に記載の値を用いる。第B.2-1表に核分裂収率の計算結果及び崩壊定数（半減期）を示す。
- (c) 積算運転時間は540日とする。これは、すべての燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度である90000 MWd/t に達するまでの時間として計算した値である。
- (d) 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」については、原子炉停止後7日の時点での事故発生を想定するので、冷却時間を7日とする。

(2) 計算結果

事故発生時に炉心に蓄積している核分裂生成物の線源強度を第B. 2-2表に示す。なお、同表の原子炉停止後7日の線源強度は、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」の炉内線源として用いるものである。

B. 3 核分裂生成物の大気中への放出量の計算

(1) 計算方法及び計算条件

- (a) すべての燃料集合体の燃焼度が、一様に最大燃焼度に達した場合に炉心に蓄積されている核分裂生成物（第B. 2-2表参照）の1%に相当する量が1次冷却材中に放出されているものとする。
- (b) ナトリウムの漏えい及び燃焼に伴い、1次冷却材中より次の量の核分裂生成物が格納容器内床上に瞬時に放出されるものとする。

希ガス : 1次冷却材中の全量

よう素 : 燃焼したナトリウム中の全量

ただし、「コールドトラップからのナトリウム漏えい事故」では、1次冷却材中のよう素の40%がコールドトラップに捕獲されているものとし、その全量が放出されるものとする。

各事象のナトリウムの燃焼量は次のとおりとする。

- | | |
|----------------------------|---------|
| ① 「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」 | : 1.7 t |
| ② 「1次冷却材漏えい事故（コールドレグ配管破損）」 | : 1.6 t |
| ③ 「オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故」 | : 1.5 t |
| ④ 「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」 | : 4.2 t |

なお、1次冷却材の全インベントリは約91.9 tであるが、ここでは、これを90 tとする。したがって、例えばナトリウムの燃焼量が1.7 tの場合、1次冷却材中のよう素の約18.9%が放出されることとなる。

- (c) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90%は無機よう素の形態をとり、残りの10%は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期1時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (d) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を經由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (e) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への放出率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、次の式により計算する。

アニュラス部	:	$5 \times (P/1.35)^{1/2}$	[%/d]
ドーム部	:	$0.009 \times (P/1.35)^{1/2}$	[%/d]

ここで、Pは格納容器内床下と外気との差圧を示す。

各事象の漏えい率は、上記の式を用いて第B. 3-1図～第B. 3-5図に示す格納容器内床下の圧力変化に基づき計算する。なお、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」では、事故発生後10分間は格納容器が隔離されないことを想定するので、その間の漏えい率は、空調（格納容器排気ファン）の最大容量が15900 m³/hであり、また、格納容器内床上の容積が約13500 m³であることから、次のとおり設定する。

$$\begin{aligned} \text{アニュラス部} & : (15900 / 13500) \times 100 \times 24 \\ & = 2827\%/d \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{ドーム部} & : (15900 / 13500) \times 100 \times 24 \\ & \times (0.009 / 5) = 5.09\%/d \end{aligned}$$

(f) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

以上の大気放出過程に関する想定に基づき、格納容器内床上から大気中への核分裂生成物の放出量を次の式により計算する。

$$C_{Si} = \int_0^T L_s \cdot \exp [- (\lambda_i + \lambda_{Pi} + L_s + L_D) t] dt \cdot Q_{i0} \cdot (1 - f_{Si})$$

$$C_{Di} = \int_0^T L_D \cdot \exp [- (\lambda_i + \lambda_{Pi} + L_s + L_D) t] dt \cdot Q_{i0}$$

- ここで、 C_{Si} : 格納容器からアニュラス部へ漏えいし非常用換気設備から主排気筒を経て大気中に放出される核種iの量 [Bq]
 C_{Di} : 格納容器のドーム部から直接大気中に放出される核種iの量 [Bq]
 Q_{i0} : 格納容器内床上に放出された核種iの量 [Bq]
 f_{Si} : 核種iに対する非常用換気設備の除去効率 [-]
 λ_i : 核種iの崩壊定数 [1/s]
 λ_{Pi} : 核種iのプレートアウト定数 [1/s]
 L_s : 格納容器からアニュラス部への漏えい率 [1/s]
 L_D : ドーム部から大気中への漏えい率 [1/s]

(2) 計算結果

第B. 3-6図～第B. 3-10図に各事象の核分裂生成物の大気放出過程の概要を示す。また、第B. 3-1表に核分裂生成物の大気中への放出量の計算結果を示す。

計算の結果、大気中への希ガスの放出量は、格納容器の圧力上昇幅が最も大きく、格納容器の漏えい率が大となる「1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）」において最大となり、 $2.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ （ガンマ線0.5 MeV換算）となる。また、大気中へのよう素の放出量は、ナトリウム燃焼量が最も大きく、かつ、事故後10分間の格納容器の漏えい率が大となる「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」において最大となり、 $7.1 \times 10^{11} \text{Bq}$ （ ^{131}I 換算）となる。

B. 4 線量当量評価

(1) 計算方法及び計算条件

- (a) 周辺監視区域境界外におけるよう素吸入による小児甲状腺の組織線量当量 (D_I , μSv) は、次の式により計算する。

$$D_I = R \cdot D_{\infty} \cdot f_c \cdot (x/Q) \cdot Q_I$$

ここで、R : 人間の呼吸率。事故の継続時間が短いことを考慮して、 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ を用いる。

D_{∞} : よう素1 Bqを吸入した場合の成人甲状腺の組織線量当量。
 ^{131}I に対しては、 $2.9 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}/\text{Bq}$ となる。

f_c : 成人甲状腺の組織線量当量を小児甲状腺の組織線量当量に換算する換算係数 (= 2)

Q_I : よう素の大気中への放出量 [Bq]

x/Q : 相対濃度 [s/m^3]

- (b) 周辺監視区域境界外における、希ガスによる全身に対する線量当量 (D_{γ} , μSv) は、次の式により計算する。

$$D_{\gamma} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_{\gamma}$$

ここで、K : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数
(= $1 \text{ Sv}/\text{Gy}$)

Q_{γ} : 希ガスの大気中への放出量 [$\text{MeV} \cdot \text{Bq}$]

D/Q : 相対線量 [$\text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$]

- (c) 相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、1986年の気象データをベースに作成した値（第B. 4-1表参照）を用いる。なお、1次冷却材漏えい事象では、すべての事象で核分裂生成物は事故発生後短時間で放出されるので、実効放出継続時間を1時間とする。また、地上放出及び主排気筒

放出のそれぞれについて、陸側最大値及び海側最大値の大きい方を用いる。

(2) 計算結果及び評価

第B. 4-2表に計算結果をまとめた。計算の結果、大気中に放出された希ガスによる外部被ばく及びよう素による内部被ばくの実効線量当量は、「ダンブタンクからのナトリウム漏えい事故」において最大となり、 9.0×10^{-5} Svとなるが、この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に記載されている 5×10^{-3} Svを十分に下回るものである。

したがって、格納容器の健全性が確保されていることを前提とした評価ではあるが、1次冷却材漏えい事象時の被ばく線量は指針に記載されている制限値を十分に下回ることを確認した。

第B. 2-1表 核分裂収率及び半減期

核種		核分裂収率 (%)	半減期
希 ガ ス	$^{83\text{m}}\text{Kr}$	0. 4 2 6 0	1. 8 3 h
	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	0. 8 5 2 9	4. 4 8 h
	^{85}Kr	0. 1 9 6 3	1 0. 7 3 y
	^{87}Kr	1. 5 6 3 9	7 6. 3 m
	^{88}Kr	2. 0 7 9 0	2. 8 0 h
	$^{131\text{m}}\text{Xe}$	0. 0 5 1 5	1 1. 9 d
	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	0. 2 0 9 0	2. 2 5 d
	^{133}Xe	6. 8 2 5 3	5. 2 9 d
	$^{135\text{m}}\text{Xe}$	1. 3 8 8 5	1 5. 6 5 m
	^{135}Xe	7. 1 0 6 8	9. 0 8 h
	^{137}Xe	6. 2 2 3 6	3. 8 3 m
	^{138}Xe	5. 5 3 4 4	1 4. 1 7 m
よ う 素	^{131}I	3. 6 7 5 0	8. 0 6 d
	^{132}I	5. 1 0 3 9	2. 2 8 h
	^{133}I	6. 8 0 0 5	2 0. 8 h
	^{134}I	7. 4 2 9 2	5 2. 6 m
	^{135}I	6. 4 0 5 7	6. 6 1 h

第B. 2-2表 炉内線源強度

核種		線源強度 (Bq)	原子炉停止後7日の 線源強度 (Bq)
希 ガ ス	^{83m}Kr	1.864×10^{16}	4.8×10^{-12}
	^{85m}Kr	3.731×10^{16}	1.9×10^5
	^{85}Kr	7.828×10^{14}	7.8×10^{14}
	^{87}Kr	6.842×10^{16}	0.0
	^{88}Kr	9.096×10^{16}	7.6×10^{-2}
	^{131m}Xe	2.253×10^{15}	1.5×10^{15}
	^{133m}Xe	9.144×10^{15}	1.1×10^{15}
	^{133}Xe	2.986×10^{17}	1.2×10^{17}
	^{135m}Xe	6.075×10^{16}	0.0
	^{135}Xe	3.109×10^{17}	8.4×10^{11}
	^{137}Xe	2.723×10^{17}	0.0
	^{138}Xe	2.421×10^{17}	0.0
よ う 素	^{131}I	1.608×10^{17}	8.8×10^{16}
	^{132}I	2.233×10^{17}	1.5×10^{-5}
	^{133}I	2.975×10^{17}	1.1×10^{15}
	^{134}I	3.250×10^{17}	0.0
	^{135}I	2.802×10^{17}	6.3×10^9

(注) 原子炉停止後7日の線源強度は、「ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故」の炉内線源として用いる。

第B. 3-1表 核分裂生成物の大気中への放出量の計算結果

事象名	希ガス		よう素	
	ガンマ線 0.5 MeV 換算		¹³¹ I 換算	
1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損)	計	$2.4 \times 10^{13} \text{Bq}$	計	$8.4 \times 10^9 \text{Bq}$
	地	$4.2 \times 10^{10} \text{Bq}$	地	$1.5 \times 10^8 \text{Bq}$
	排	$2.4 \times 10^{13} \text{Bq}$	排	$8.2 \times 10^9 \text{Bq}$
1次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損)	計	$2.2 \times 10^{13} \text{Bq}$	計	$7.4 \times 10^9 \text{Bq}$
	地	$4.0 \times 10^{10} \text{Bq}$	地	$1.3 \times 10^8 \text{Bq}$
	排	$2.2 \times 10^{13} \text{Bq}$	排	$7.3 \times 10^9 \text{Bq}$
オーバーフロー系からの ナトリウム漏えい事故	計	$1.9 \times 10^{13} \text{Bq}$	計	$5.5 \times 10^9 \text{Bq}$
	地	$3.4 \times 10^{10} \text{Bq}$	地	$9.7 \times 10^7 \text{Bq}$
	排	$1.9 \times 10^{13} \text{Bq}$	排	$5.4 \times 10^9 \text{Bq}$
コールドトラップからの ナトリウム漏えい事故	計	$1.8 \times 10^{13} \text{Bq}$	計	$1.2 \times 10^{11} \text{Bq}$
	地	$3.2 \times 10^{10} \text{Bq}$	地	$2.2 \times 10^9 \text{Bq}$
	排	$1.8 \times 10^{13} \text{Bq}$	排	$1.2 \times 10^{11} \text{Bq}$
ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	計	$1.9 \times 10^{13} \text{Bq}$	計	$7.1 \times 10^{11} \text{Bq}$
	地	$3.4 \times 10^{10} \text{Bq}$	地	$1.3 \times 10^{10} \text{Bq}$
	排	$1.9 \times 10^{13} \text{Bq}$	排	$7.0 \times 10^{11} \text{Bq}$

(注) 計：地上放出+主排気筒放出

地：地上放出：格納容器のドーム部から直接大気中に放出。

排：主排気筒放出：格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出。

第 B. 4 - 1 表 相对濃度及び相对線量

相对濃度 (χ / Q)単位: s / m^3

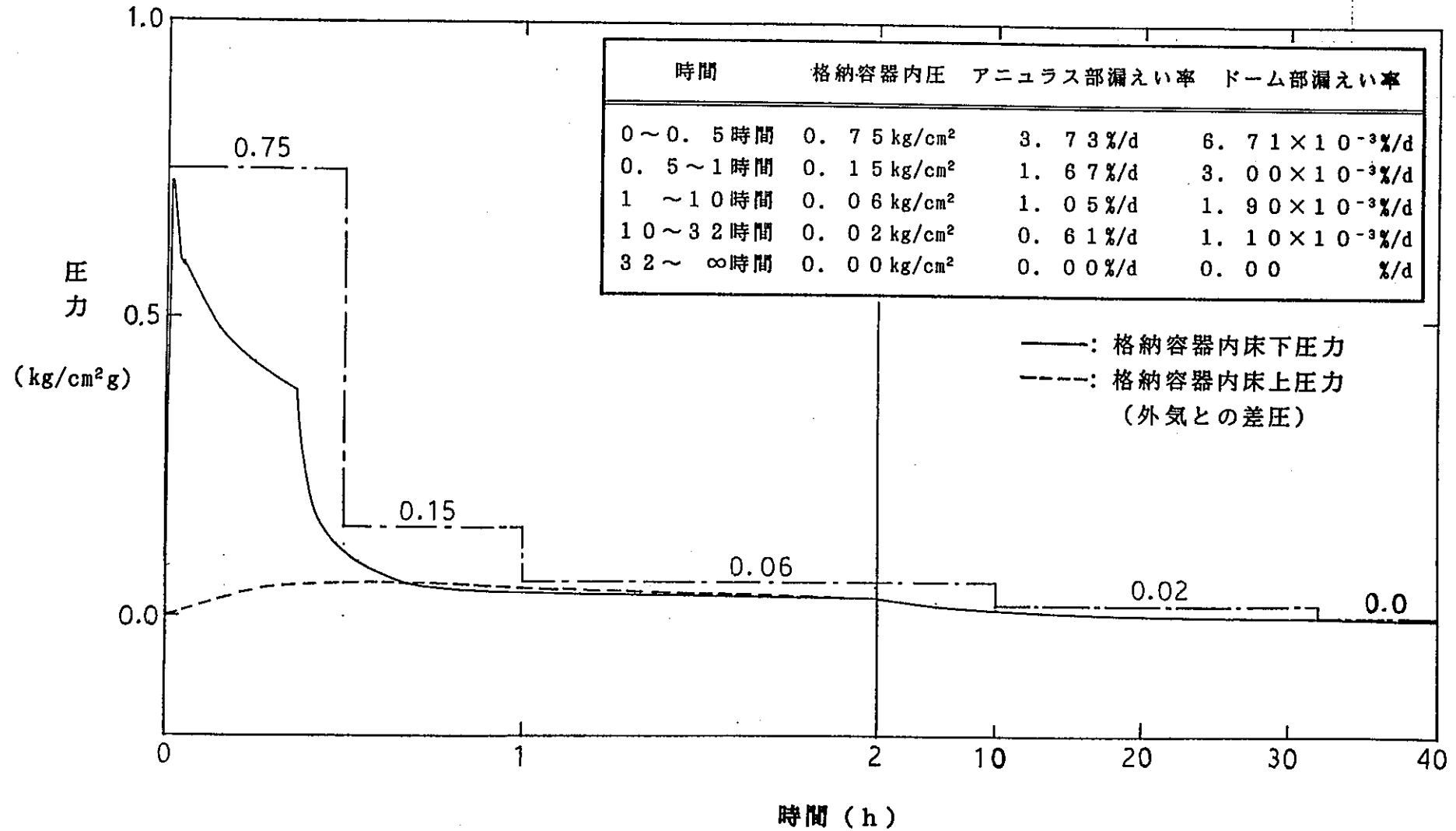
項目	地上放出		主排気筒放出	
	実効放出継続 時間 1 h	実効放出継続 時間 2 h	実効放出継続 時間 1 h	実効放出継続 時間 2 h
陸側最大値 (方位)	1.2×10^{-4} (S S W)	1.4×10^{-4} (S S W)	3.3×10^{-6} (W S W)	3.2×10^{-6} (W S W)
海側最大値 (方位)	1.3×10^{-3} (E S E)	1.0×10^{-3} (E S E)	8.9×10^{-7} (S S E)	1.4×10^{-6} (S S E)

相对線量 (D / Q)単位: $Gy / (MeV \cdot Bq)$

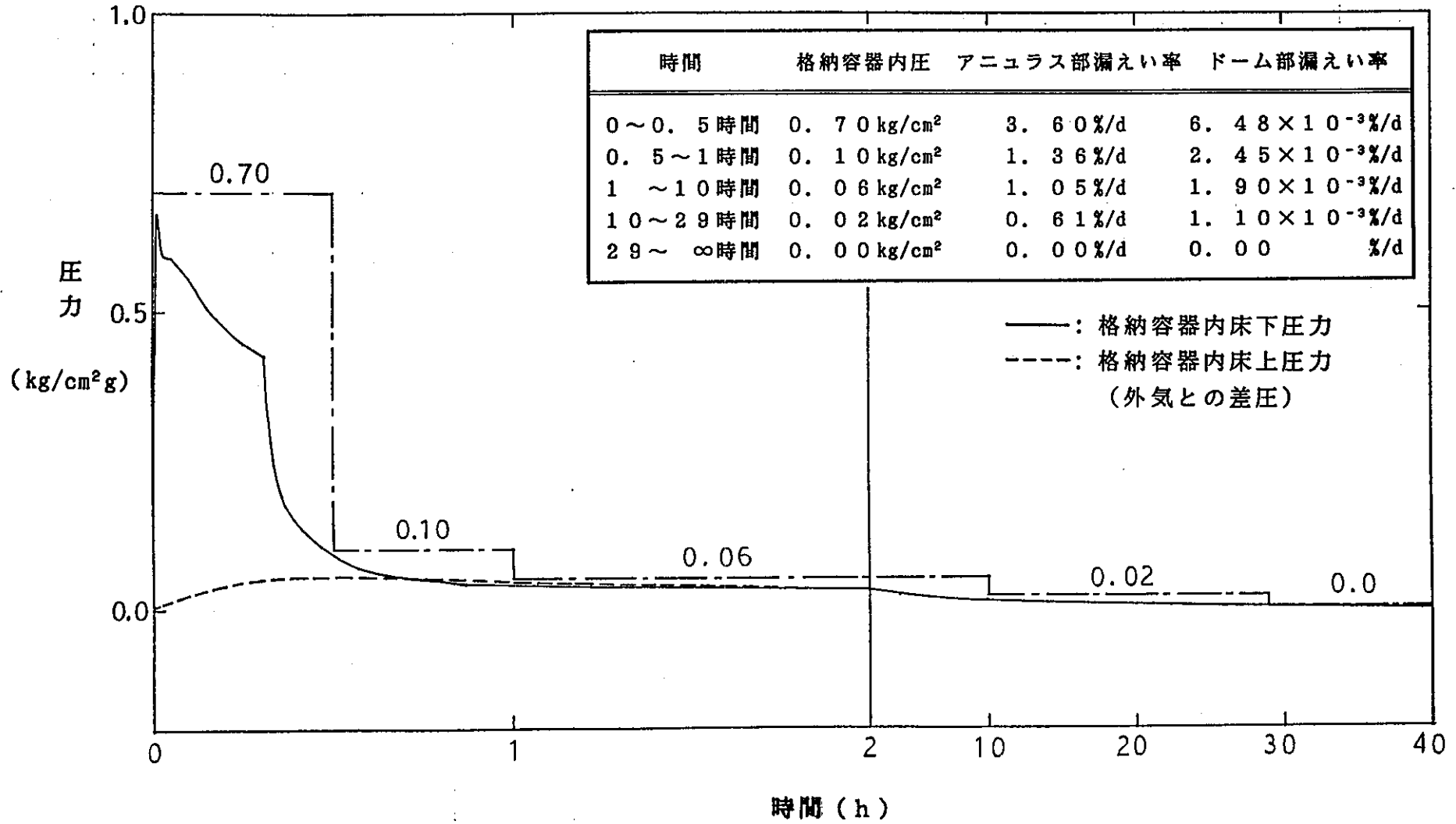
項目	地上放出		主排気筒放出	
	実効放出継続 時間 1 h	実効放出継続 時間 2 h	実効放出継続 時間 1 h	実効放出継続 時間 2 h
陸側最大値 (方位)	2.3×10^{-18} (S S W)	2.3×10^{-18} (S S W)	3.2×10^{-19} (W S W)	2.8×10^{-19} (W S W)
海側最大値 (方位)	1.0×10^{-17} (E S E)	8.0×10^{-18} (E S E)	3.3×10^{-19} (E)	2.7×10^{-19} (E N E)

第B. 4-2表 周辺公衆の受ける線量当量の評価結果

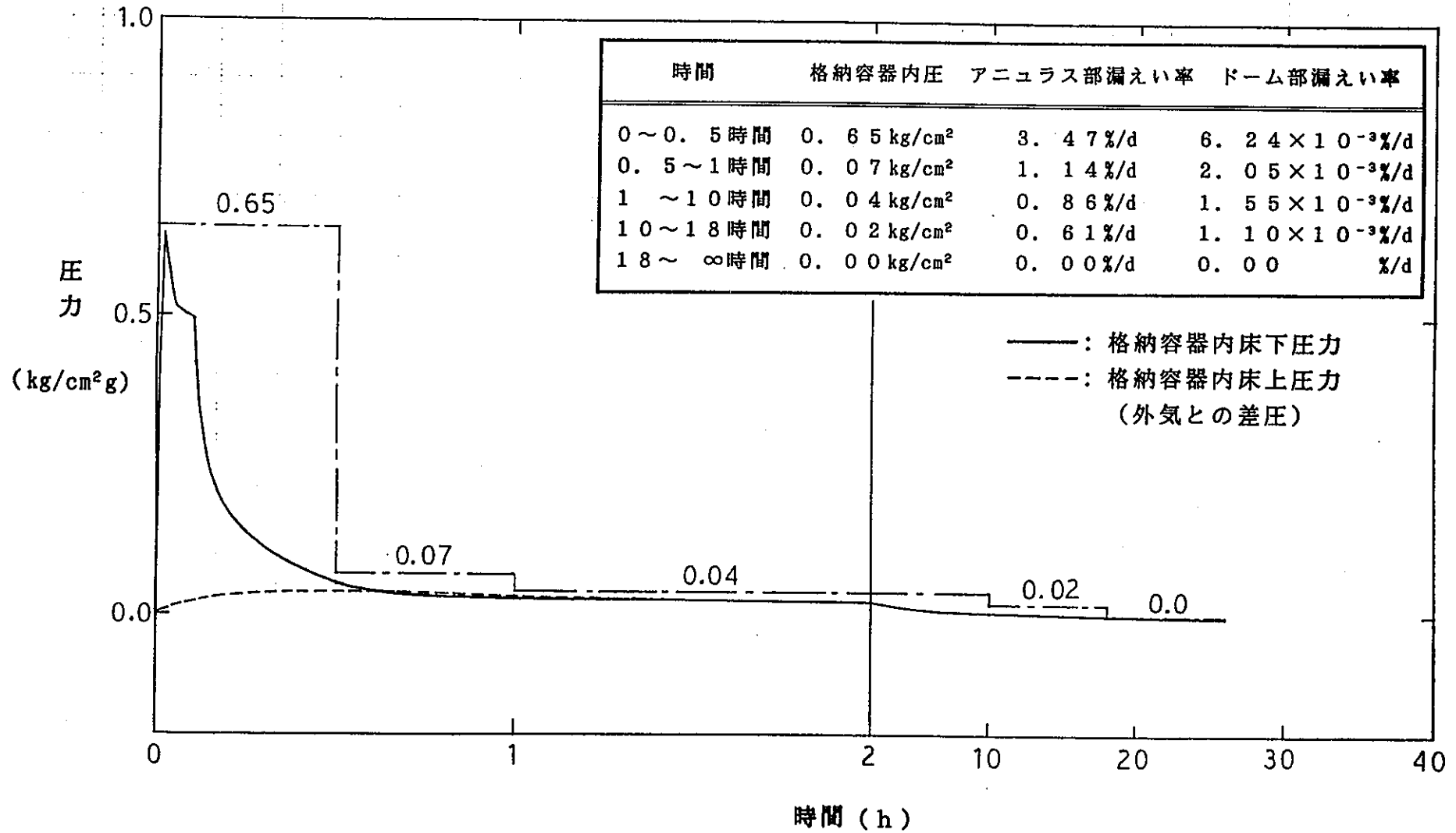
事象名	よう素吸入による小児 甲状腺の組織線量当量	希ガスのγ線による 全身に対する線量当量
1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損)	約 4.2×10^{-5} Sv	約 4.1×10^{-6} Sv
	実効線量当量 : 約 5.4×10^{-6} Sv	
1次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損)	約 3.8×10^{-5} Sv	約 4.0×10^{-6} Sv
	実効線量当量 : 約 5.1×10^{-6} Sv	
オーバフロー系からの ナトリウム漏えい事故	約 2.8×10^{-5} Sv	約 3.3×10^{-6} Sv
	実効線量当量 : 約 4.1×10^{-6} Sv	
コールドトラップからの ナトリウム漏えい事故	約 6.4×10^{-4} Sv	約 3.2×10^{-6} Sv
	実効線量当量 : 約 2.2×10^{-5} Sv	
ダンプタンクからの ナトリウム漏えい事故	約 2.9×10^{-3} Sv	約 3.4×10^{-6} Sv
	実効線量当量 : 約 9.0×10^{-5} Sv	



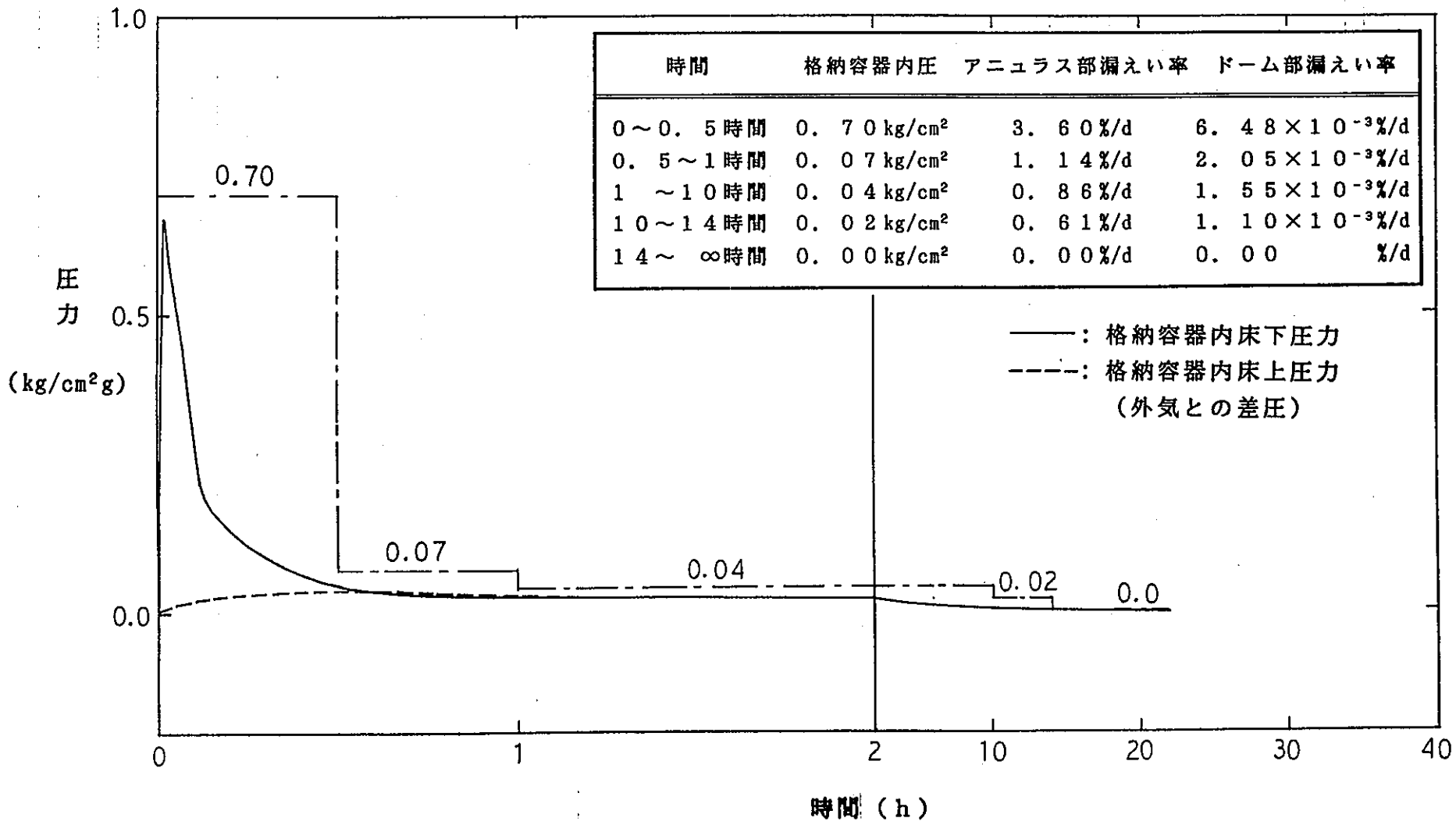
第B. 3-1図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
 (1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損))



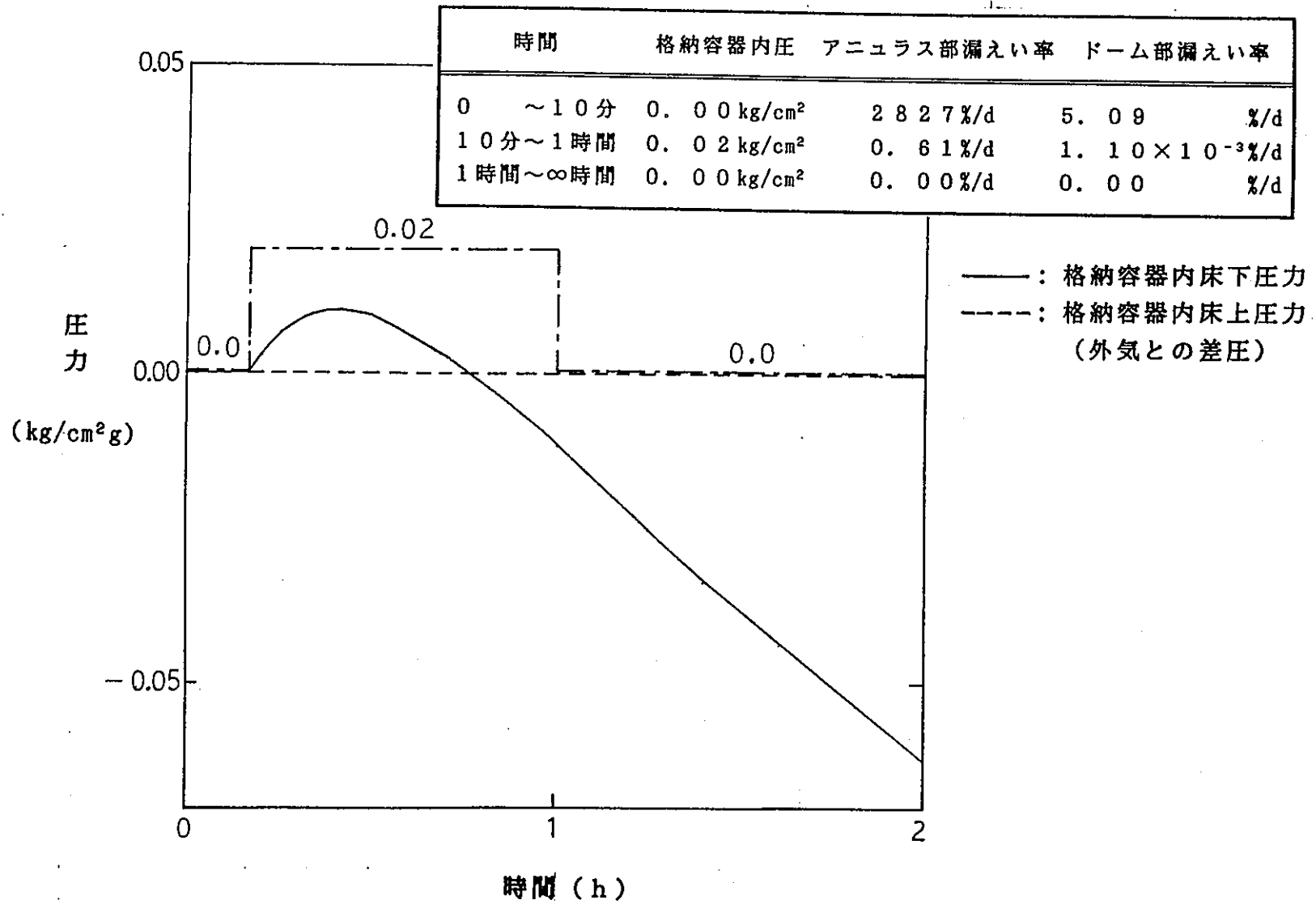
第B. 3-2図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
 (1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損))



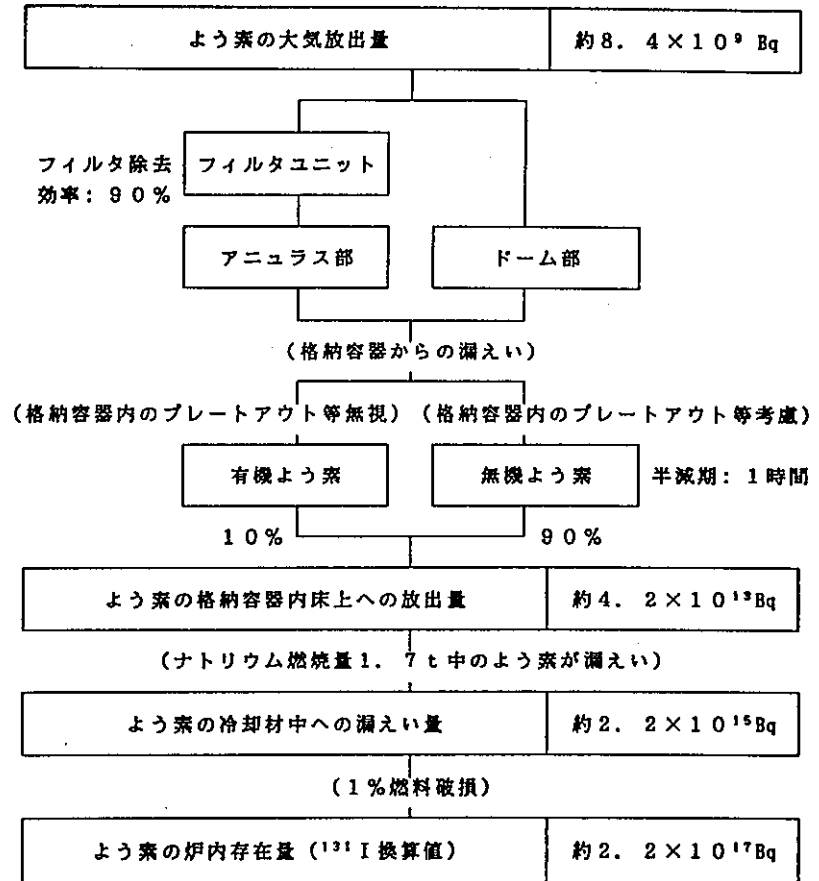
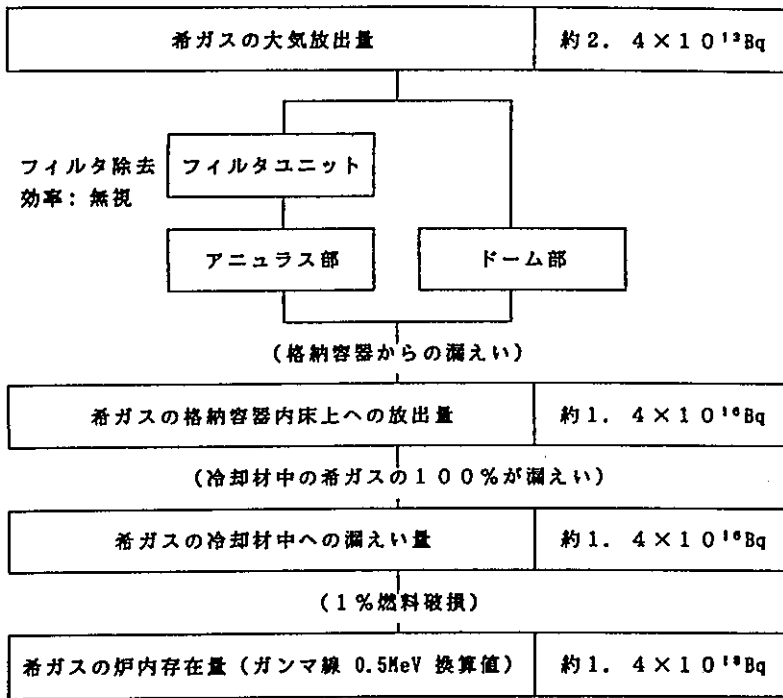
第B. 3-3図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
(オーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故)



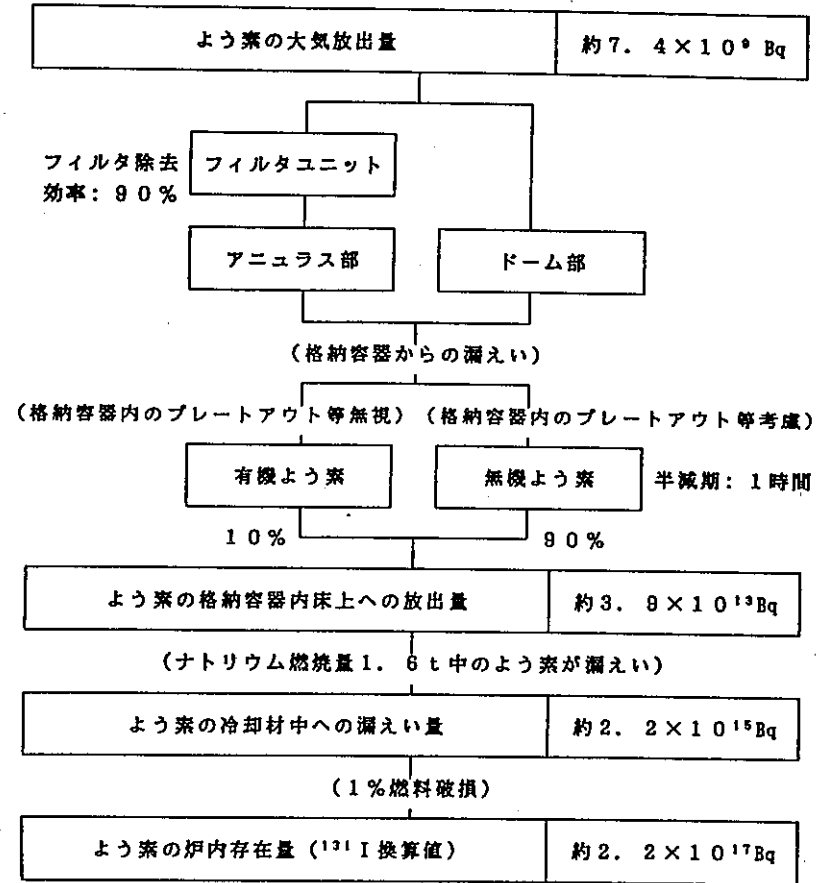
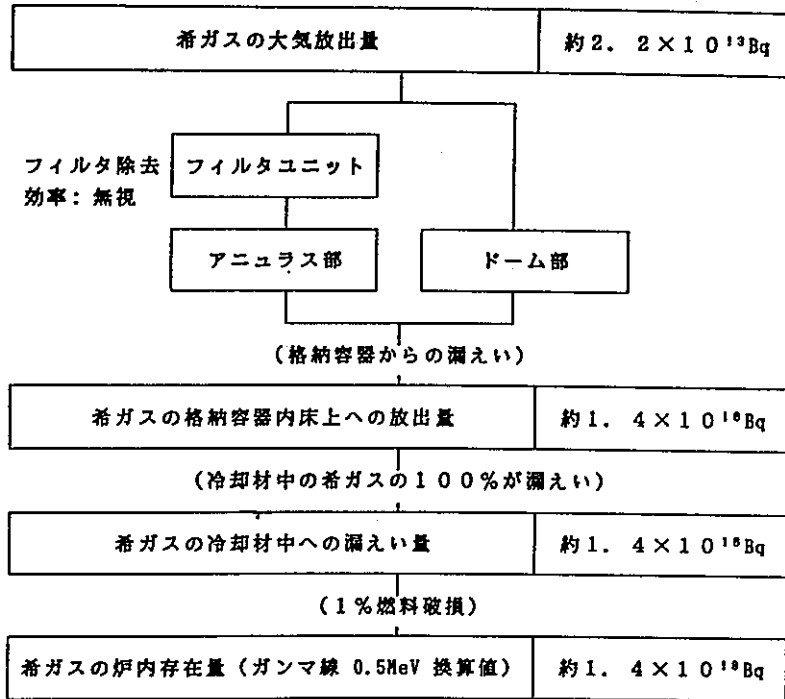
第B. 3-4図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
 (コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)



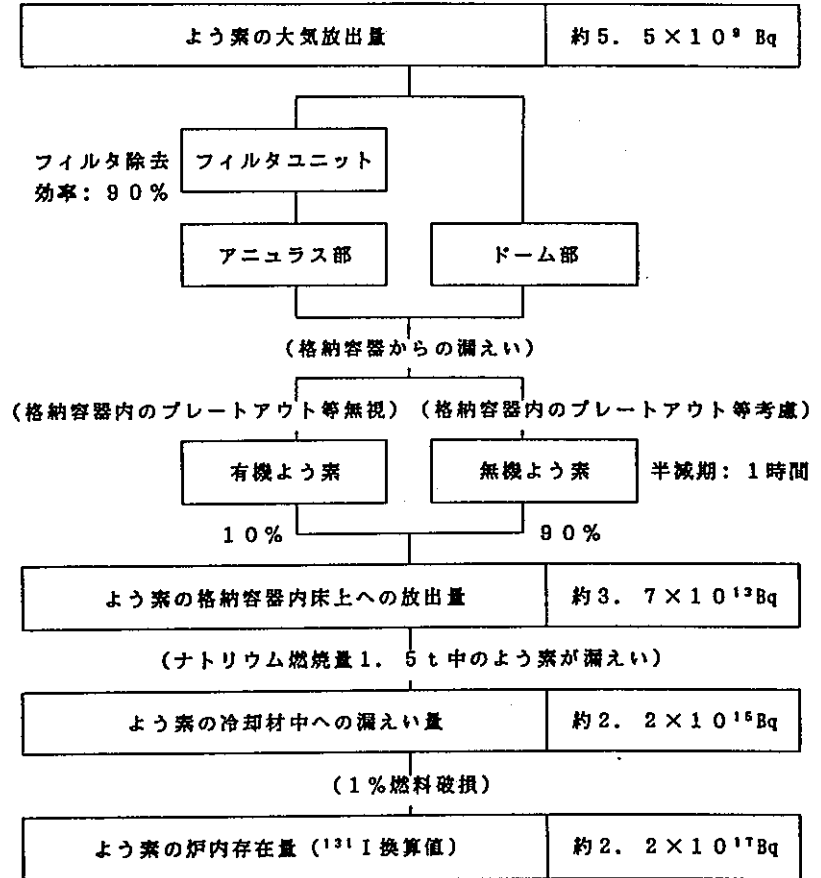
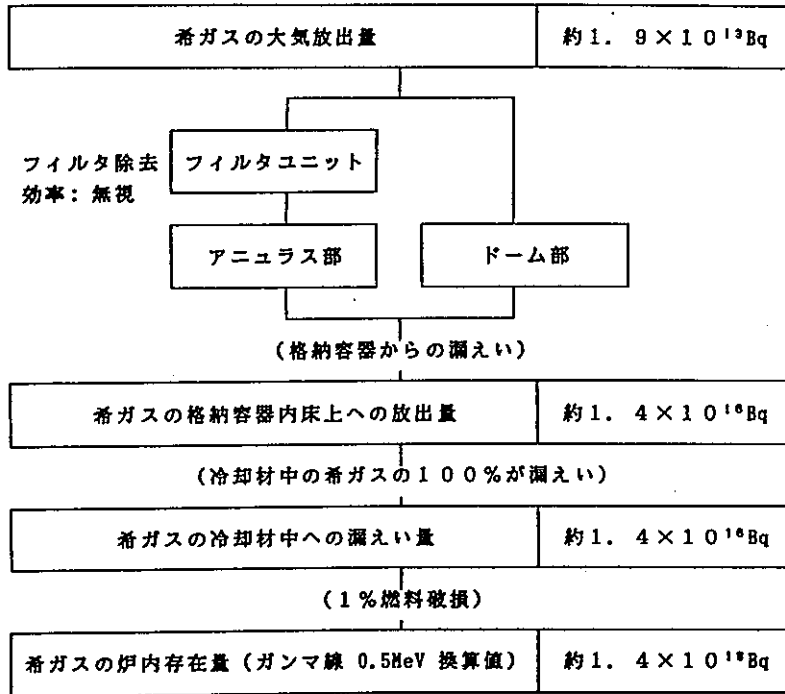
第B. 3-5図 格納容器内圧力変化及び格納容器漏えい率
 (ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)



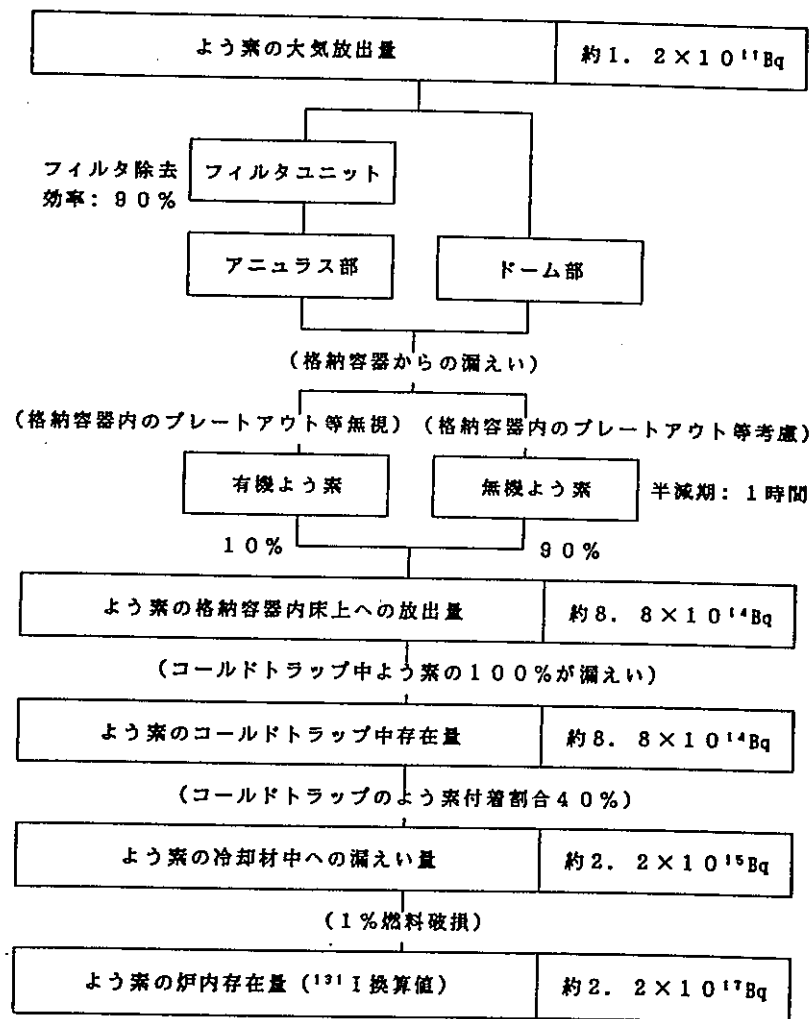
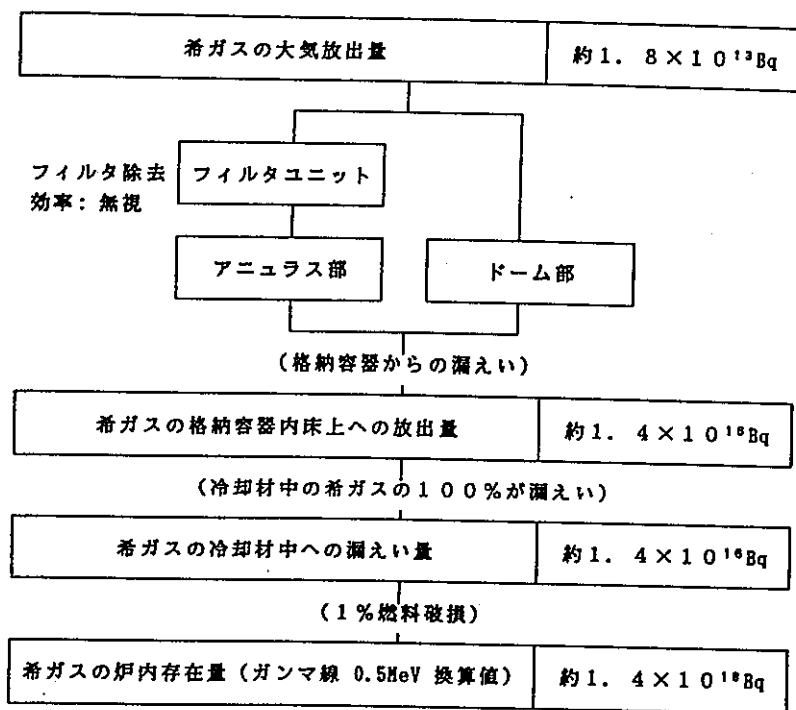
第B. 3-6図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損))



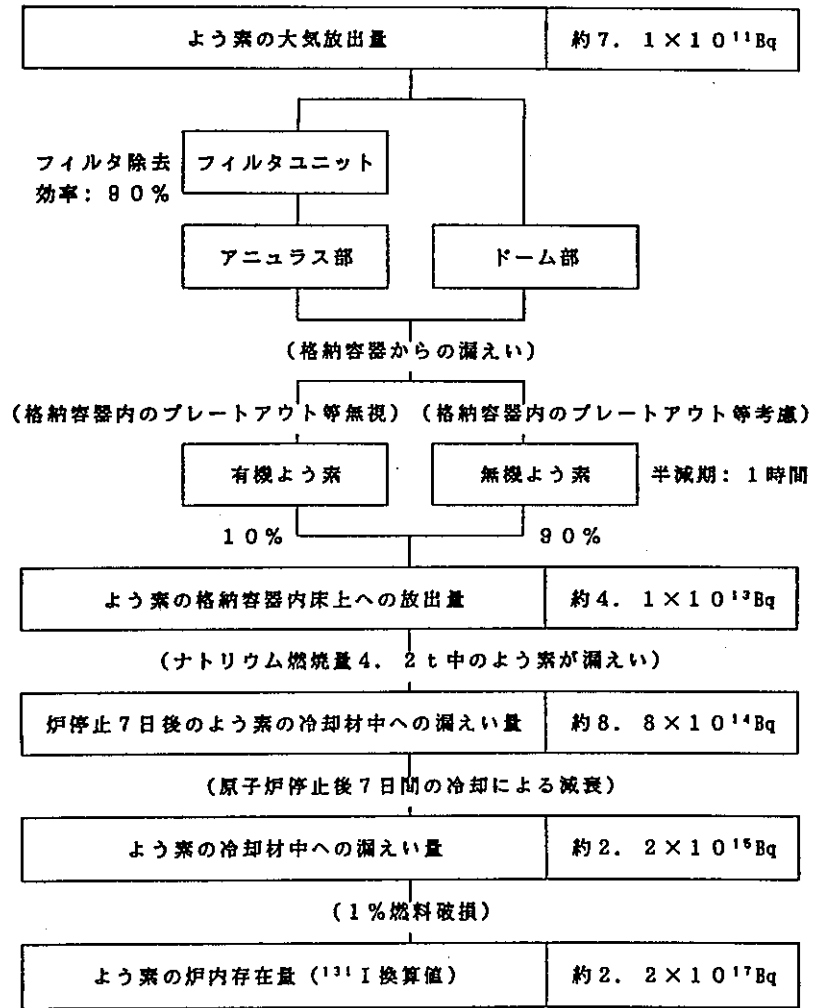
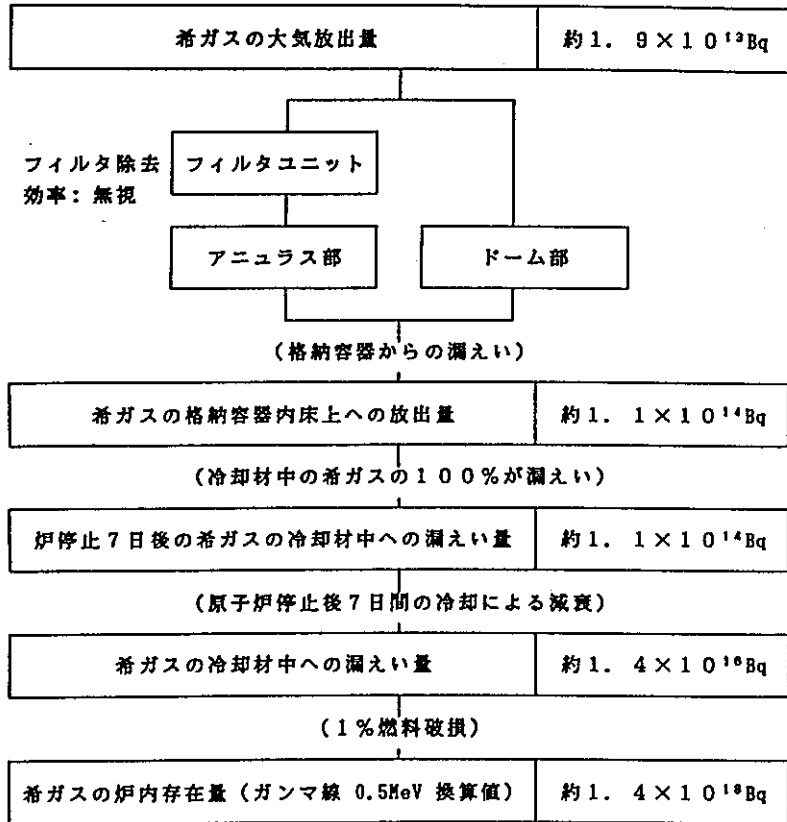
第B. 3-7図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損))



第 B. 3 - 8 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(オーパフロー系からのナトリウム漏えい事故)



第 B. 3 - 9 図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(コールドトラップからのナトリウム漏えい事故)



第B. 3-10図 核分裂生成物の大気放出過程の概要
(ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)