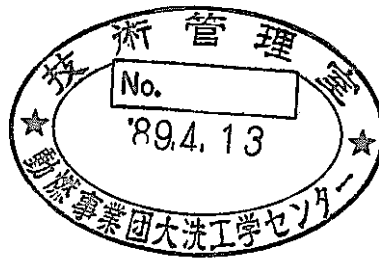


新指針に基づく事象の計算

(動力炉・核燃料開発事業団 契約業務報告書)



1988年6月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	J 9214 88-002
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

三菱原子力工業株式会社

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)

1988年6月30日

新指針に基づく事象の計算*

小山和也** 館野 徹**

黒木修二** 森井 正**

坂田 薫**

要 旨

高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全審査のために、原子力安全委員会により制定された「高速増殖炉の安全性の考え方について」が、燃料性能実証試験に係る設置変更許可申請の際に「常陽」に準用されるものとした場合の検討を実施した。

設置変更許可申請書添付資料八に記載されるべき、「高速増殖炉の安全性の考え方について」に基づく安全設計方針（案）を作成した。

さらに、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に基づいて事故分類を見直した結果、新たに解析が必要と判断された以下の3つの事象について事故解析を実施し、公衆への被曝線量は従来の評価にくらべて小さく、許認可上問題ないことを確認した。

- ・燃料取扱事故
- ・オーバーフロー系からのナトリウム漏洩事故
- ・コールドトラップからのナトリウム漏洩事故

さらに、「常陽」の設置変更許可申請書に記載されている再臨界事故を5項事象に位置付けるための検討を実施し、燃料性能実証試験に係る設置変更許可申請のための添付資料十（案）を作成した。

* 本報告書は三菱原子力工業株式会社が動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した業務の成果である。

** 三菱原子力工業株式会社 制御安全設計部

June 30, 1988

Evaluation of Events in Accordance
with New Guideline *

Kazuya Koyama,** Tooru Tachino,**
Syuji Kuroki, ** Tadashi Morii,**
Kaoru Sakata, **

Abstract

This study investigates an applicability of the 'Guideline of LMFBR Safety', which was established in a licensing process for the prototype fast breeder reactor 'MONJU' by Nuclear Safety Committee, to licensing for the facility change of 'JOYO' in performing an efficiency test of FBR fuel.

The philosophy for safety design which must be described in appendix 8 of the application of license for the facility change is proposed under the provisions of the 'Guideline of LMFBR Safety'.

The following three accidents which was judged to require further analysis after reconsideration of the accident classification under the provisions of the 'Guideline of Assessment of LMFBR Safety' are evaluated. The calculated radiation dose to population is shown to be sufficiently lower than the limited values.

- Fuel Handling Accident
- Sodium Leak Accident from Overflow Tank
- Sodium Leak Accident from Cold Trap

This report also includes the study on that the recriticality accident described in the present application of license can be classified in LPHC (Low Probability High Consequence) events. The appendix 10 of the application of license for the facility change is proposed in order to perform an efficiency test of FBR fuel.

* Work performed under contracts between Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp. and Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

**Control & Safety Analysis Department, Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

新指針に基づく事象の計算

目 次

要 旨

Abstract

List of Tables

List of Figures

1. 序 論 /

2. 「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく安全設計方針の見直し 2
 - 2.1 異常な過渡変化時のスクラム検出変量の多重性 2
 - 2.2 制御室外からの停止機能に対する軽水炉の調査 3
 - 2.3 外部電源系の多重性 13
 - 2.4 そ の 他 21

3. 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づく事故分類に伴う事象解析 22
 - 3.1 追加事象の解析 22
 - 3.1.1 1次主冷却系配管内管の大口径破損 22
 - 3.1.2 オーバーフロー系及びコールドトラップからのNa 漏洩事故 (Na 燃焼評価) 715
 - 3.1.3 オーバーフロー系からのNa 漏洩事故 (被曝評価) 128
 - 3.1.4 コールドトラップからのNa 漏洩事故 (被曝評価) 131
 - 3.1.5 燃料取扱事故 134
 - 3.1.6 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 138
 - 3.2 再臨界事故の添十での取り扱い 162

4. 「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく設置変更許可申請書案の作成 171

4.1 設置変更許可申請書添付書類 171

4.1.1 安全設計方針対応表(案) 171

4.1.2 「10.14 燃料性能実験設備」 249

4.2 設置変更許可申請書添付書類十の構成例 167

5. 緒言 372

6. 謝辞 373

7. 参考文献 374

添付資料A 詳細設計時の解析を再現できるNa 燃焼解析手法

添付資料B 被曝評価用線源のまとめ

添付資料C Na 燃焼解析の入力データリスト及び出力デジタル値

添付資料D HARHO-IN及びPRUDEコードによる解析に使用したデータ

List of Tables

表 2.1-1	異常な過渡変化時に期待できるスクラム信号
表 2.1-2	原子炉保護系スクラム主要項目
表 2.2.1-1	大飯3・4号設置許可申請書添付書類八よりの抜粋
表 2.2.1-2	中央制御盤外原子炉停止盤の主要な設置機器
表 2.2.2-1	美浜3号設置変更許可申請書添付書類八 目次
表 3.1.1-1	常陽1次主冷却系配管内管の大口徑破損解析結果のまとめ
表 3.1.1-2	炉心燃料の被覆管温度及び燃焼度の分布
表 3.1.1-3	PNC及びHEDLにおける被覆管急速加熱試験の概要
表 3.1.1-4	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(444cm ²)
表 3.1.1-5	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(800cm ²)
表 3.1.1-6	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(1466cm ²)
表 3.1.1-7	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(444cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.1-8	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(800cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.1-9	CDF値及び燃料破損割合(ノミナル値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(1466cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.1-10	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(444cm ²)
表 3.1.1-11	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(800cm ²)
表 3.1.1-12	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(1466cm ²)
表 3.1.1-13	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(444cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.1-14	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(800cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.1-15	CDF値及び燃料破損割合(95%下限値) 1次主冷却系配管内管の大口徑破損(1466cm ²) 原子炉トリップなし
表 3.1.3-1	オーバーフロー系からのNa漏洩事故時のFP大気放出量
表 3.1.4-1	ユールドトラップからのNa漏洩事故時のFP大気放出量
表 3.1.5-1	燃料取扱事故時のFP大気放出量
表 3.1.5-2	燃料取扱事故時のFP大気放出量(J2燃料集合体)
表 3.1.6-1	常陽出力運転時の制御棒の異常な引抜き解析結果のまとめ
表 3.2.1-1	起因事故解析手順
表 3.2.1-2	「常陽」ATWS事象のSASによる解析での領域分割
表 3.2.1-3	標準平衡炉心燃料反応度値分布 -領域積分- (ノミナル値)

List of Figures

- 図 2.3.1-1 試験E 中心集合体出口Na温度
- 図 2.3.1-2 試験E 集合体出口Na温度
- 図 2.3.1-3 試験E 主冷却系(A)フローコーストダウン
- 図 2.3.1-4 試験E 1次主冷却系Na流量
- 図 2.3.1-5 試験E Aループ長時間自然循環挙動
- 図 3.1.1-1 1次主冷却系Aループ内管破損事故処理ブロック図
- 図 3.1.1-2 1次主冷却系流動計算モデル
- 図 3.1.1-3 破損口の想定
- 図 3.1.1-4 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²)
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-5 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²)
-反応度-
- 図 3.1.1-6 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-7 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-8 炉心流量 (444cm²)
- 図 3.1.1-9 破損口流出流量 (444cm²)
- 図 3.1.1-10 コールドレグ流量 (444cm²)
- 図 3.1.1-11 炉容器及びポンプ液面 (444cm²)
- 図 3.1.1-12 I H X液面 (444cm²)
- 図 3.1.1-13 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (444cm²)
- 図 3.1.1-14 I H Xカバーガス圧力 (444cm²)
- 図 3.1.1-15 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²)
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-16 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²)
-反応度-
- 図 3.1.1-17 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-18 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-19 炉心流量 (800cm²)
- 図 3.1.1-20 破損口流出流量 (800cm²)
- 図 3.1.1-21 コールドレグ流量 (800cm²)
- 図 3.1.1-22 炉容器及びポンプ液面 (800cm²)
- 図 3.1.1-23 I H X液面 (800cm²)
- 図 3.1.1-24 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (800cm²)
- 図 3.1.1-25 I H Xカバーガス圧力 (800cm²)
- 図 3.1.1-26 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²)
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-27 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²)
-反応度-
- 図 3.1.1-28 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-

- 図 3.1.1-29 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-30 炉心流量 (1466cm²)
- 図 3.1.1-31 破損口流出流量 (1466cm²)
- 図 3.1.1-32 コールドレグ流量 (1466cm²)
- 図 3.1.1-33 炉容器及びポンプ液面 (1466cm²)
- 図 3.1.1-34 I H X液面 (1466cm²)
- 図 3.1.1-35 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (1466cm²)
- 図 3.1.1-36 I H Xカバーガス圧力 (1466cm²)
- 図 3.1.1-37 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²) 原子炉トリップなし
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-38 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²) 原子炉トリップなし
-反 応 度-
- 図 3.1.1-39 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²) 原子炉トリップなし
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-40 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (444cm²) 原子炉トリップなし
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-41 炉心流量 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-42 破損口流出流量 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-43 コールドレグ流量 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-44 炉容器及びポンプ液面 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-45 I H X液面 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-46 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-47 I H Xカバーガス圧力 (444cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-48 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²) 原子炉トリップなし
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-49 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²) 原子炉トリップなし
-反 応 度-
- 図 3.1.1-50 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²) 原子炉トリップなし
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-51 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (800cm²) 原子炉トリップなし
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-52 炉心流量 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-53 破損口流出流量 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-54 コールドレグ流量 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-55 炉容器及びポンプ液面 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-56 I H X液面 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-57 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-58 I H Xカバーガス圧力 (800cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-59 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²) 原子炉トリップなし
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.1-60 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²) 原子炉トリップなし
-反 応 度-
- 図 3.1.1-61 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²) 原子炉トリップなし
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-

- 図 3.1.1-62 1次主冷却系配管内管の大口径破断 (1466cm²) 原子炉トリップなし
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.1-63 炉心流量 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-64 破損口流出流量 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-65 コールドレグ流量 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-66 炉容器及びポンプ液面 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-67 I H X液面 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-68 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-69 I H Xカバーガス圧力 (1466cm²) 原子炉トリップなし
- 図 3.1.1-70 照射済燃料被覆管の急速加熱時内圧破損温度
- 図 3.1.1-71 照射済燃料被覆管の急速加熱破損データ
- 図 3.1.2-1 解析モデル図
- 図 3.1.2-2 ガス圧力の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-3 ガス温度の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-4 床下壁面温度の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-5 床上C/V鋼・側壁コンクリート温度の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-6 Na燃焼量の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-7 雰囲気酸素濃度の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-8 床上酸素濃度の時間変化 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.2-9 床下セルでの各部エンタルピーバランスの時間変化
 (Na漏洩事故解析)
- 図 3.1.6-1 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力100%)
 -原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.6-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力100%)
 -反 応 度-
- 図 3.1.6-3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力100%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力100%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力95%)
 -原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.6-6 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力95%)
 -反 応 度-
- 図 3.1.6-7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力95%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-8 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力95%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-9 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力90%)
 -原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.6-10 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力90%)
 -反 応 度-
- 図 3.1.6-11 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力90%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-12 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力90%)
 -燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-

- 図 3.1.6-13 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力50%)
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.6-14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力50%)
-反 応 度-
- 図 3.1.6-15 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力50%)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力50%)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-17 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力30%)
-原子炉出力及び炉心流量-
- 図 3.1.6-18 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力30%)
-反 応 度-
- 図 3.1.6-19 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力30%)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-20 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力30%)
-燃料, 被覆管, 冷却材最高温度-
- 図 3.1.6-21 炉心各部最高温度と初期出力の関係
- 図 3.2.1-1 炉心溶融再臨界事故 (起因過程) 解析概念図
- 図 3.2.1-2 ULOFの事象シーケンスと主要な結果 (リファレンスケース)
- 図 3.2.2-1 原子炉容器配置及び構造

1. 序 論

高速炉用燃料の高性能化、炉心設計の高度化を目的として、高速実験炉「常陽」による燃料性能実証試験の計画が動燃殿により進められている。具体的には第1段階として、すでに設置許可を取得している特殊燃料集合体と類似の構造の燃料性能実験設備を用いて、試験用要素に封入されている試料の中心部が熔融するまで照射し、高速炉用燃料の高線出力密度化のためのデータを得る高線出力試験、及び試験用要素の被覆管が開孔するまで照射し、高速炉用燃料の長寿命化のためのデータを得る高燃焼度試験が計画されている。

前年度では¹⁾、燃料性能実証試験のための高速実験炉「常陽」の原子炉施設設置変更許可申請を行うための準備として、試験の許認可の基準の制定に必要な予備検討を行い、また、許認可取得のための今後の検討課題の抽出を行った。また、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全審査のために原子力安全委員会により制定された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」が、設置変更許可申請の際に「常陽」に準用されるものとした場合の問題点の抽出及び見通しを得るための予備解析を行い、対応策の提案を行った。今年度は、前年度の検討結果を踏まえて、以下の2つの検討を行った。

- (1) 燃料性能実証試験用集合体の設計と許認可の事故解析
- (2) 「もんじゅ」指針の「常陽」への適合検討

本報告書は、(2)の「もんじゅ」指針の「常陽」への適合検討について述べたものである。(1)の燃料性能実証試験用集合体の設計と許認可の事故解析については、並記報告書²⁾に述べる。

第2章では、「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく安全設計方針の見通しについて述べる。

第3章では、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき事故分類を行った結果、新たに解析が必要となった事象の解析結果について述べる。

第4章では、第2章での検討結果を踏まえて、設置変更許可申請書添付書類八に記載する「安全設計方針」の(案)について述べる。又、第3章の事故解析、及び、燃料性能実証試験用集合体に対する事故解析の検討結果を踏まえて、設置変更許可申請書添付書類十の(案)について述べる。

2. 「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく安全設計方針の見直し

「もんじゅ」では設置許可申請書添付書類八の「1.2 液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針及びその適合」で上記の軽水炉用の安全設計指針の各項に対応した安全設計方針を展開している。これを「常陽」に適用しようとする、動燃殿の検討資料 J12-P010¹⁾「高速実験炉の指針類への適合性について」での「もんじゅ」の設置許可申請書添付書類八で展開している安全設計方針と「常陽」設備との対比でも指摘されているように次のような問題点が摘出される。

- 19. 電気系統（外部電源系の多重性）－「常陽」は外部電源系統1系統
 - 21. 制御室外からの停止機能
 - 22. 原子炉停止系の独立性
 - 23. 原子炉停止能力（2.2. 関連）
- } 「常陽」は炉停止系1系統

基本的には、上記指針は発電用原子炉である「もんじゅ」を想定したものであり、また、実験炉である「常陽」へのバックフィットも求めていることから、上記指針がそのまま適用されるものではないものと考えられる。しかしながら、液体金属冷却高速炉という同型式の原子炉という特徴に鑑みて、上記指針が「常陽」に準用されるものとした場合には、現行の設置変更許可申請書の記載内容への影響が予想される。今年度は、前年度の検討に加えて、以下の検討を行った。

- ・異常な過渡変化時のスクラム検出変量の多重性
- ・制御室外からの停止機能に対する軽水炉の調整

2.1 異常な過渡変化時のスクラム検出変量の多重性

炉停止系としての信頼度は、検出系の信頼度と、共通要因故障または制御棒挿入性の信頼度のうちいづれか低い信頼度の値で決まる。さらに、炉停止系の設計にもよるが、一般に、検出変量が1つの場合には、検出系の信頼度が、また検出変量が2つ以上の場合には、共通要因故障または制御棒挿入性が全体の信頼度を支配すると予想される。これは、共通要因故障もしくは制御棒挿入性に関する信頼度は一般に非常に高く、1系統の検出系の信頼性は、それに比べて近いためである。

従って、発生頻度の多い「運転時の異常な過渡変化」に分類される起因事象（発生頻度 $1/R \cdot Y \sim 10^{-2}/R \cdot T$ 程度）に対しては、検出系の非信頼度で、ATWSの発生頻度が多くならないように、スクラム検出変量が2つ以上あることの確認

が必要である。

「常陽」について、異常な過渡変化時に期待できるスクラム信号を表2.1-1にまとめた。また、表2.1-2に「常陽」原子炉保護系スクラム主要項目を示す。

同表から、「出力運転中の制御棒誤引抜」以外は、すべて、検出変量は2つ以上あり、多重性の要求は満たされている。一方、「出力運転中の制御棒引抜」に対しては、2検出変量がとれない可能性が強い。そのための対応としては、例えば、

① 「原子炉出口冷却材温度高」信号の有効性

→低い反応度挿入率の事象では有効であるが、反応度挿入率が $4\text{ } \epsilon / \text{s}$ の事象ではその効果を期待出来ない。

② 「制御棒引抜インターロック」信号の有効性

→出力103%で制御棒引き抜き阻止が作動する。但し、これは、検出変量の多重性という点からは、あまり意味がないが、炉停止系全体としての信頼性向上には、いくらかの寄与がある。

ちなみに、「もんじゅ」では、中性子計装として、「出力領域中性子束高（高設定）」と「広域中性子高（高設定）」との2つの検出系が設備されており、スクラム検出変量の多重性が確保されている。

2.2 制御室外からの停止機能に対する軽水炉の調査

安全設計方針21「制御室外からの停止機能」は、米国においてサボタージュ対策としての中央制御室外原子炉停止盤（以下EVP:Evacuation Panelと呼ぶ）の設置に対応して、指針が見直された昭和52年に、新たに追加されたものである。

従って、それよりも以前に設置された炉である「常陽」では、このような概念はなく、指針に対応していない。今年度は、それを踏まえて、軽水炉の状況を調査する。特に、「常陽」と同じ時期かそれ以前に設置された軽水炉について、詳細に調べる。また、実際の対応として、現場操作盤により、原子炉トリップ、停止状態の監視を行うことになるが、この時具体的にどのような操作が必要なのかをも調べる。

2.2.1 原子炉の高温停止時に操作が必要とされる機器の操作

最新のLWR（大飯3,4号）の申請書記載内容を表2.2.1-1に示す。また、上記操作の具体的内容を、表2.2.1-2に示す。

表2.1-1 異常な過渡変化時に期待できるスクラム信号

起 因 事 象	スクラム信号（発信順）
未臨界状態からの制御棒の誤引抜き	<p>中性子束（起動領域） （高） 炉周期（起動領域） （短）</p> <p>中性子束（中間領域） （高） 炉周期（中間領域） （短）</p> <p>中性子束（出力領域）</p>
出力運転中の制御棒誤引抜き	<p>中性子束高（出力領域）</p> <p><u>（原子炉出口冷却材温度高）</u> *3</p>
1次冷却材流量減少	<p>（ポンプトリップ信号）*1 1次冷却材流量低</p> <p><u>原子炉出口冷却材温度高</u>*2</p>
外部電源喪失	<p>電源喪失, 1次冷却材流量低</p>
2次冷却材流量減少	<p>（ポンプトリップ信号）*1 2次冷却材流量低</p> <p><u>原子炉入口冷却材温度高</u></p>
空気冷却器トリップ	<p><u>原子炉入口冷却材温度高</u></p> <p><u>原子炉出口冷却材温度高</u></p>

*1 添十解析では無視している。

*2 この信号の有効性については解析で確認する必要がある。

*3 挿入反応度あるいは挿入反応度率が低い場合には期待できる。

（下線は制御棒一斉挿入信号）

表2.1-2 原子炉保護系スクラム主要項目

No.	項 目	設 定 値		注) 制御棒一斉挿入	スクラム	アイソレ ーション
		照射用炉心	増殖炉心			
1	中性子束（出力領域）	高 106 %	高 106 %		○	
2	中性子束（中間領域）	高フルスケール 近く	高フルスケール 近く		○	
3	中性子束（起動領域）	高フルスケール 近く	高フルスケール 近く		○	
4	炉周期（中間領域）	+ 5 秒	+ 5 秒		○	
5	炉周期（起動領域）	+ 5 秒	+ 5 秒		○	
6	原子炉出口冷却材温度	高 510 °C	高 478 °C	○		
7	原子炉入口冷却材温度	高 385 °C	高 385 °C	○		
8	1次冷却材流量	低 80 %	低 80 %		○	
9	2次冷却材流量	低 80 %	低 80 %	○		
10	炉内ナトリウム液面	低-100 mm	低-100 mm		○	
11	炉内ナトリウム液面	高+200 mm	高+200 mm	○		
12	1次主冷却系循環ポン プトリップ	—	—		○	
13	2次主冷却系循環ポン プトリップ	—	—	○		
14	1次冷却系オーバーフ ローポンプトリップ	—	—	○		
15	格納容器内床上放射能 レベル	高100mR / h	高100mR / h		○	○
16	格納容器内床上温度	高 60°C	高 60°C		○	○
17	格納容器内圧力	高0.3kg/cm ² g	高0.3kg/cm ² g		○	○
18	地 震	水平150gal	水平150gal		○	
19	電 源 喪 失	—	—		○	
20	手動アイソレーション	—	—		○	○
21	手動スクラム	—	—		○	
22	手動制御棒一斉挿入	—	—	○		

注) 増殖炉心については調整棒一斉挿入

7.7.2 中央制御室外原子炉停止装置

7.7.2.1 概要

何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合にも原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

7.7.2.2 設計方針

- (1) 中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止し、高温停止状態に維持し、必要に応じて低温停止状態に導くこともできるような設計とする。
- (2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信連絡設備を設ける。

7.7.2.3 主要設備の仕様

中央制御室外原子炉停止設備の主要設備の仕様を表2.2.1-2に示す。

7.7.2.4 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉を高温停止状態に維持し、必要に応じて低温停止状態に導くため、余熱除去、1次冷却材の温度制御、圧力制御、体積制御、ほう酸補給等が必要となるが、それらに必要な機器のうち原子炉の高温停止時に、操作頻度が高いか、操作が時間的に急を要する機器の操作は、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤から、中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに、必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

表2.2.1-1 大飯3・4号設置許可申請書添付書類八より抜粋(2/2)

原子炉トリップは、制御棒駆動装置電源室で原子炉トリップ遮断器を開くかまたは現場でタービンを手動トリップすることにより行うことができる。

また、その他必要な機器の操作は現場にて行えるようにし、必要があれば適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

尚、盤に設置する主要操作器及び監視計器を第2.2.1-2表に示す。

(2) 照明設備

現場操作を行う場所には、非常用照明設備を設ける。

(3) 通信連絡設備

現場操作を行う主要箇所と、中央制御室外原子炉停止盤設置位置との連絡が可能なように、通信連絡設備を設ける。

7.7.2.5 評価

(1) 中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外から原子炉を停止し、高温停止状態を維持し、必要に応じて低温停止状態に導くことができる。

(2) 中央制御室外原子炉停止盤には、高温停止時に操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作器を設置しており、これらは中央制御室の操作に優先している。

(3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信連絡設備を設けている。

7.7.2.6 試験検査

中央制御室外原子炉停止装置は、定期的に試験を行うことができる。

表2.2.1-2 中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器

項目	名称
監視計器	加圧器水位計 加圧器圧力計 蒸気発生器水位計 主蒸気ライン圧力計
操作器	電動補助給水ポンプ 充てんポンプ ほう酸ポンプ 加圧器後備ヒーター 抽出オリフィス隔離弁 原子炉補機冷却水ポンプ 海水ポンプ

2.2.2 指針作成以前に設置された炉の設備対応についての調査

調査の結果、EVPについての各PWRの現状設備は、以下のようになっていることが判明した。

(EVP : Evacuation Panel 制御室外原子炉停止盤)

EVP無	EVP有
美浜1, 2号	高浜1, 2号 大飯1, 2号 美浜 3号 伊方1, 2号 玄海1, 2号 <div style="display: inline-block; vertical-align: middle; margin-left: 10px;"> } 温度停止 </div>
	川内1, 2号 高浜3, 4号 ↓ <div style="display: inline-block; vertical-align: middle; margin-left: 10px;"> } 温態停止 + 低温停止 </div>

←新指針はこのあたり

すなわち、EVPに対しては、米では日本より前に指針があり、そのため美浜1, 2号以外は設備として持っている。しかし、添8には記載されていない(→美浜3号の添八目次を表2.2.2-1に示す)また、指針が変わっても(日本が米になった)添八は書き直してはいない。また、美浜1, 2号は指針が変わっても現在もEVPは設置されていない。但し、EVPはなくても、現場の各制御盤等の操作により原子炉停止、温態停止の制御は可能である。

表2.2.2-1 美浜3号炉 設置変更許可申請書添付書類八 目次 (1/3)

項 目

1. 安全設計の考え方
 - 1.1 安全設計の方針
 - 1.2 耐震設計の方針
2. プラント配置
3. 原子炉及び炉心
 - 3.1 概 要
 - 3.2 燃 料
 - 3.3 制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置
 - 3.4 炉心構造物
 - 3.5 原子炉容器
4. 燃料取扱及び貯蔵施設
 - 4.1 概 要
 - 4.2 主 要 設 備
 - 4.3 燃料取替え手順
5. 1次冷却設備
 - 5.1 概 要
 - 5.2 1次冷却設備の機器
 - 5.3 設計仕様の概要
6. 原子炉補助施設
 - 6.1 概 要
 - 6.2 化学・体積制御設備
 - 6.3 安全注入設備
 - 6.4 余熱除去設備
 - 6.5 原子炉補機冷却設備
 - 6.6 試料採取設備
7. タービン及び付属施設
 - 7.1 概 要
 - 7.2 設 計

- 8. 計測制御施設
 - 8.1 原子炉制御設備
 - 8.2 原子炉保護設備
 - 8.3 原子炉計装
 - 8.4 プロセス計装
 - 8.5 発電所の運転
- 9. 電気施設
 - 9.1 概 要
 - 9.2 電気系統構成
 - 9.3 主要設備
 - 9.4 非常用電源設備及び事故時電源切替
- 10. 放射性廃棄物の廃棄施設
 - 10.1 気体廃棄物処理設備
 - 10.2 液体廃棄物処理設備
 - 10.3 固体廃棄物処理設備
- 11. 放射線管理施設
 - 11.1 生体遮へい施設
 - 11.2 放射線管理施設
- 12. 原子炉格納施設
 - 12.1 概 要
 - 12.2 原子炉格納容器及びアニュラス
 - 12.3 原子炉格納容器付属設備
 - 12.4 隔 離 弁
 - 12.5 原子炉格納容器補助施設
 - 12.6 原子炉格納容器の漏洩の試験

13. 発電所補助施設

13.1 給水処理施設

13.2 換気設備

13.3 消火設備

13.4 圧縮空気設備

13.5 補助ボイラ

14. 核熱設計及び動特性

14.1 核特性

14.2 熱特性

14.3 動特性

15. 耐震設計

15.1 重要度による分類

15.2 耐震安全性

15.3 耐震設計方法

15.4 終局安全性の検討

15.5 地震感知器

15.6 主要部の構造概要

2.3 外部電源系の多重性

現状、「常陽」の外部電源系統は1系統のみである。従って、何らかの説明が必要となる。前年度のロジックすなわち、「実験炉「常陽」は発電を目的としてはおらず、発電設備を設置していない。このため、発電プラントのように原子炉トリップ時に発電機からの所内電源から、送電線からの受電に切替える必要はない。また、原子炉施設の故障による原子炉トリップ時には外部電源喪失との因果関係はなく、外部電源系を多重化する必然性はない。」を見直し、以下の説明を提案する。

「常陽」では、外部電源喪失時には、ディーゼル発電機により必要な電源が確保され、安全上問題とならない。

また、外部電源系統が1系統しかないことにより、全電源喪失の発生確率は上昇する。しかし、自然循環除熱により炉心の安全性が確保されていることを考慮すると、リスクの観点からは外部電源2系統の設計に比べて差はない。

以下、「常陽」における自然循環除熱について説明する。

2.3.1 「常陽」における自然循環除熱能力の実証

「常陽」では、外部電源が1系統しかいないため、「もんじゅ」に比べて、外部電源喪失事象の発生頻度が大きくなる。従って、全電源喪失事象の発生確率も大きくなるため、「もんじゅ」と比較して見た場合、全電源喪失時の安全性、すなわち、自然循環による炉心崩壊熱の安定な除去の実証が重要になってくる。

ここでは、実証のための資料として、MK-I炉心75MW出力運転状態からの自然循環試験結果をまとめる。¹⁾

(1) 燃料集合体出口Na温度

1981年12月23日、75MW出力運転状態から試験を実施した。1次主循環ポンプトリップの信号により原子炉はスクラムするが、1次主循環ポンプ停止からスクラム開始までの所要時間が約0.2s、スクラム完了までの所要時間が約0.8sであった。図2.3.1-1に、試験開始から400s間の中心燃料集合体出口Na温度変化を示す。75MW出力運転中は約510℃であった中心燃料集合体出口Na温度は、原子炉スクラムにより一たん急速に低下するが、炉心流量の減少に伴い逆に上昇を始める。1次主循環ポンプ停止から138s後に温度はピークに達し、その後は崩壊熱の減少と自然循環流量の増加により単調に低下している。ピーク

温度は 490℃であり、MIMIR-N2コードによる予測解析と良く一致した。試験中、燃料集合体出口Na 温度は試験中止条件である 560℃に至らなかったため、1次主循環ポンプの起動は行なわなかった。

図2.3.1-2に、中心燃料集合体から第6列の燃料集合体までの出口Na 温度変化を示す。温度のピークは中心燃料集合体とその他の集合体で、発生する時間が異なっている。これは燃料集合体の発熱の差により各燃料集合体内の冷却材流速が違うことが原因と考えられる。中心燃料集合体と第1列の燃料集合体の出口Na 温度の差は、ピーク値で11℃である。75MW運転における両者の差は約1℃で、しかも第1列燃料集合体が高いため本来、両者は自然循環状態においてもほぼ同じ挙動を示すはずである。第4列および第5列の燃料集合体は炉心燃料であるにもかかわらず、第6列のブランケット燃料と同様な挙動を示している。

(2) 1次主冷却系流量

図2.3.1-3に1次主冷却系(Aループ)のフローコストダウン特性と、1次主循環ポンプ速度のコストダウン特性とを示す。1次主冷却は主循環ポンプの慣性が冷却材の慣性より大きいため、主循環ポンプ停止直前まで流量と主循環ポンプ速度のコストダウンが一致している。流量のコストダウン時定数は14~16sである。

コストダウン特性において特徴的な点は、10~15%流量以下の低流量において勾配が直線的であり、主循環ポンプ速度が定格の3~4%まで低下すると、機械的摩擦力の影響によりその低下率が大きくなり、急速に停止に至っていることである。主循環ポンプ停止後の系統流量は駆動力がないため低下するが、停止20~30s後には自然循環力により再び増加する。

図2.3.1-4に示すように、主循環ポンプ停止後の1次主冷却系の最小流量は定格流量の約2%、最大流量は約3.2%である。

(3) 原子炉冷却系全体の動き

試験開始から8,700s間における原子炉出入口Na 温度, 主中間熱交換器 2 次側出入口Na 温度および1次・2次主冷却系流量の変化を図2.3.1-5に示す。

1次主循環ポンプ停止とポンプ停止に伴う原子炉スクラムにより, 炉容器上部プレナムおよびホットレグ配管には高温Na が滞留する。ホットレグ配管には自然循環により, 炉容器から高温のNa が連続的に送り込まれるので, 急激な温度の低下は起こらない。コールドレグ温度は, 主中間熱交換器を介して2次主冷却系コールドレグNa 温度の影響を受ける。試験開始後一たん低下した温度は, 2次主冷却系コールドレグ温度の上昇により再び上昇する。この現象について, 図12 では約900sの遅れが見られるが, これは1次主冷却系コールドレグの温度計が, 主中間熱交換器出口ノズルから約21m下流に設置してあるためである。

2次主循環ポンプの停止により主送風機は自動的に停止する。主送風機は主循環ポンプに比べて停止後のコストダウン時定数が大きいいため, 電磁ブレーキを設けて主送風機を約10s 間で完全に停止させることにより, コールドレグ配管への熱衝撃を防いでいる。2次主冷却系コールドレグ温度は主循環ポンプ停止後一たん低下するが, 風量調節用の主送風機入口ベーンが自動的に全閉となるため再び上昇する。その後は, 主冷却器出口Na 温度が設定値に近づくよう, 主冷却器入口ダンパにより風量調節を自動的に行う。2次主冷却系ホットレグ温度は1次主冷却系のフローコストダウンに対し, 2次主冷却系のフローコストダウンが急速なため, 1次系ホットレグ温度に近づくよう一たん上昇する。自然循環へ移行した後は, 逆に1次系に対し2次系の自然循環流量が多くなるため温度は低下し, 安定状態へ移行する。

試験開始後約3,000sで, 系統の温度および流量はほぼ安定する。安定後の系統Na の温度低下率は約 $20^{\circ}\text{C}/\text{h}$ であり, 系統の自然循環流量は, 1次主冷却系が定格流量の約2%, 2次主冷却系が定格流量の約3%である。なお, 安定冷却状態における主冷却器の状態は, 主送風機停止, 主送風機入口ベーン全閉, 主冷却器入口ダンパ全閉, 主冷却器出口ダンパ全開である。

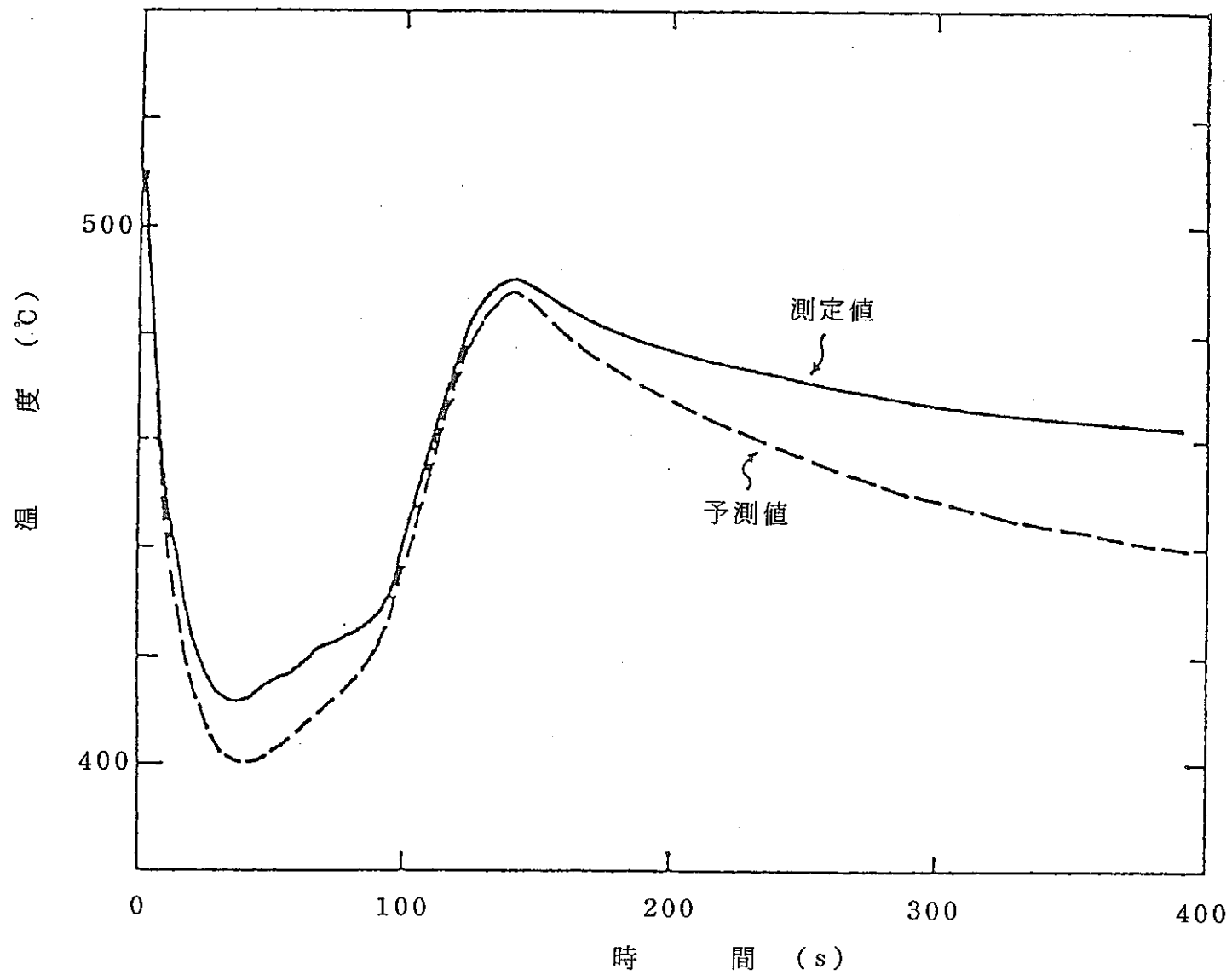


図 2.3.1 - 1 試験 E 中心集合体出口 Na 温度

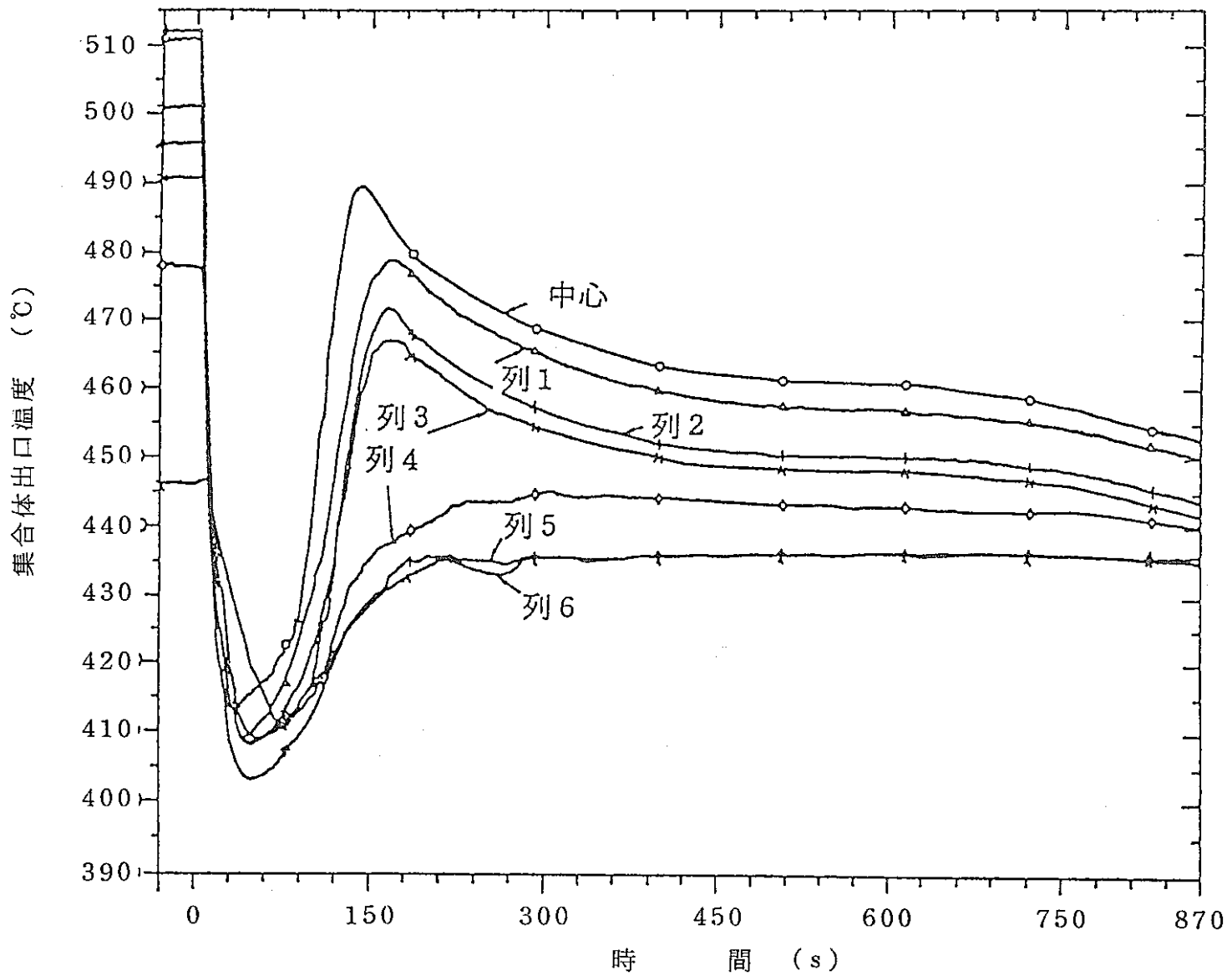


圖 2.3.1 - 2 試驗 E 集合体出口 Na 温度

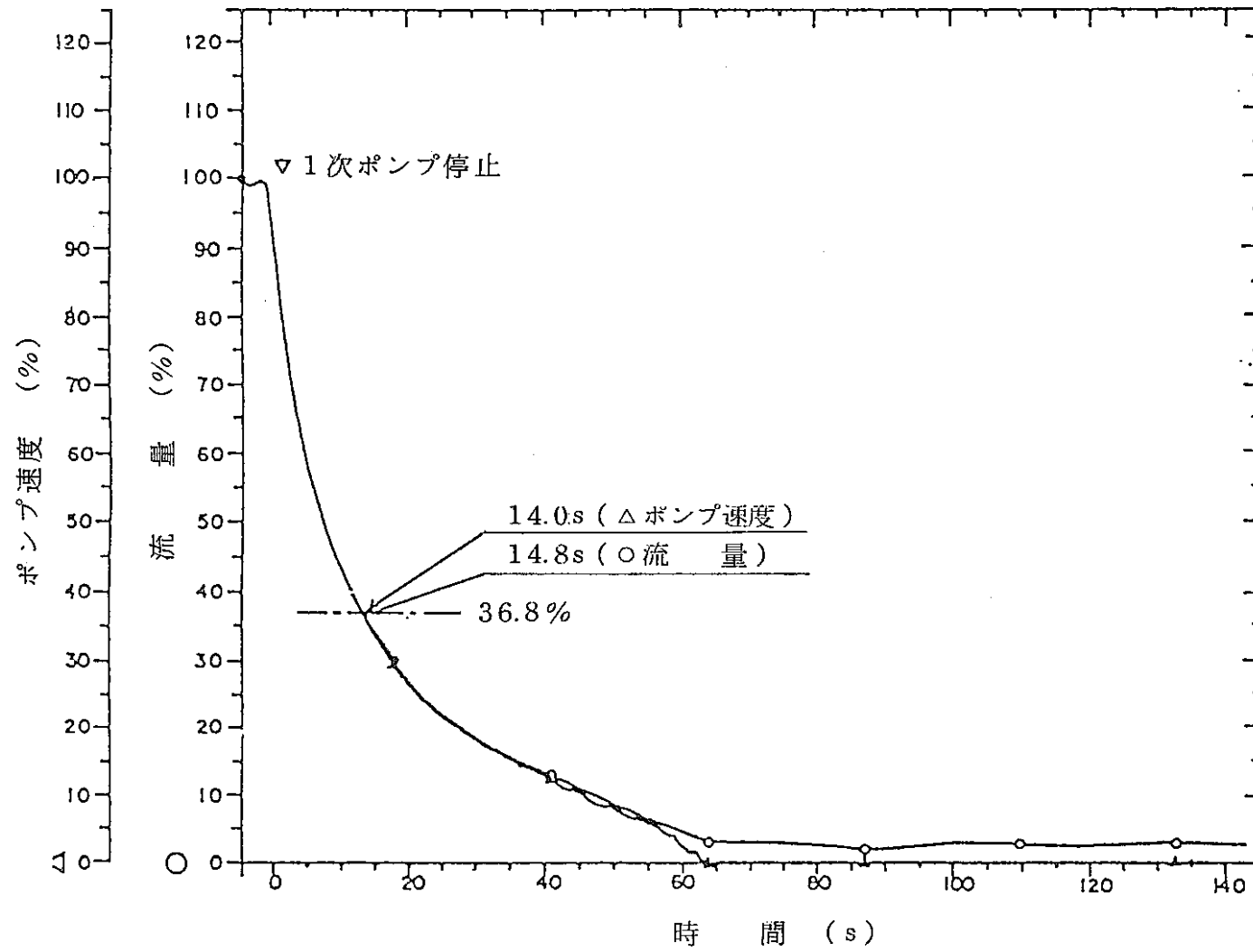


図 2.3.1-3 試験 E 主冷却系(A) フローコストダウン

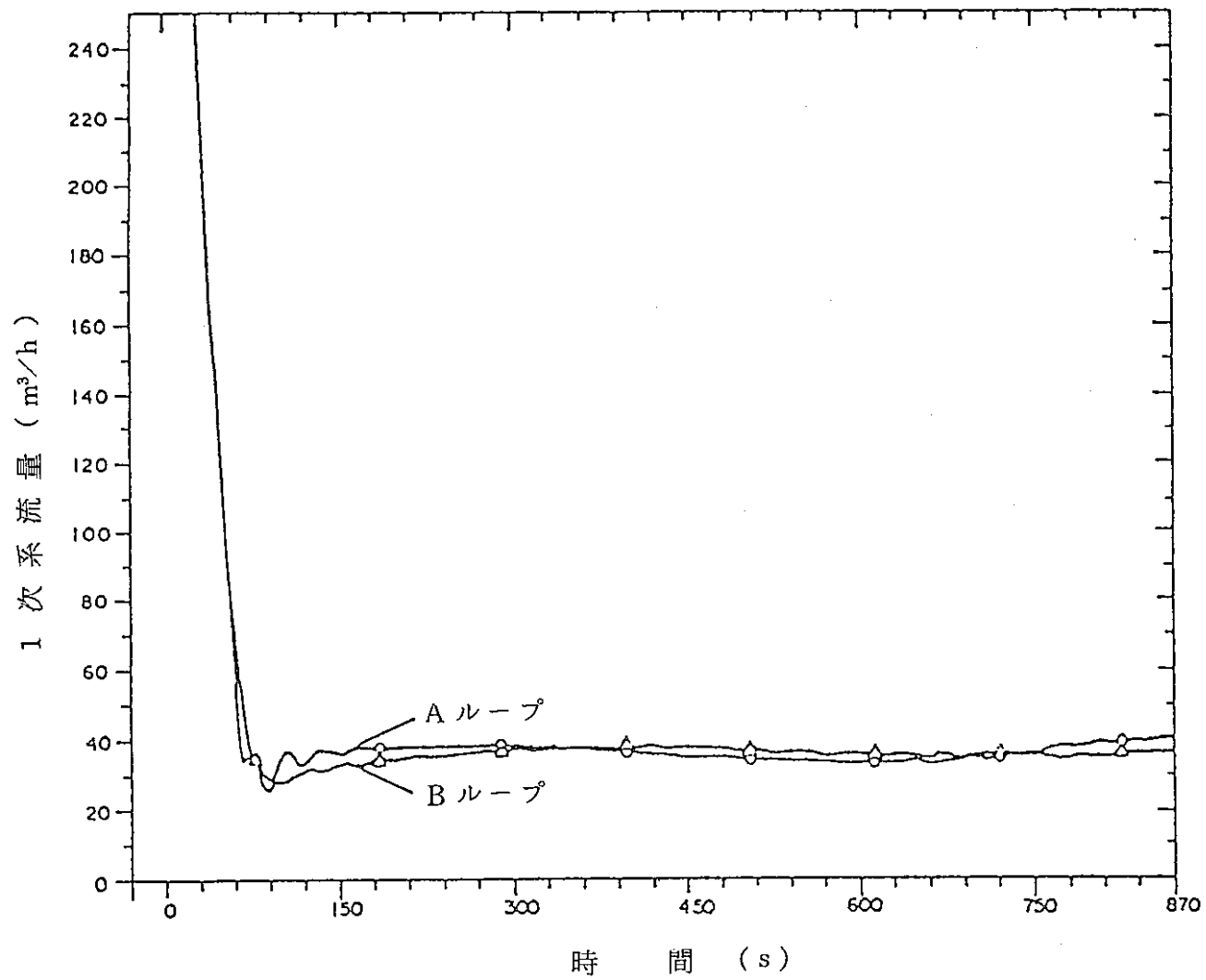


図 2.3.1 - 4 試験 E 1次主冷却系 Na 流量

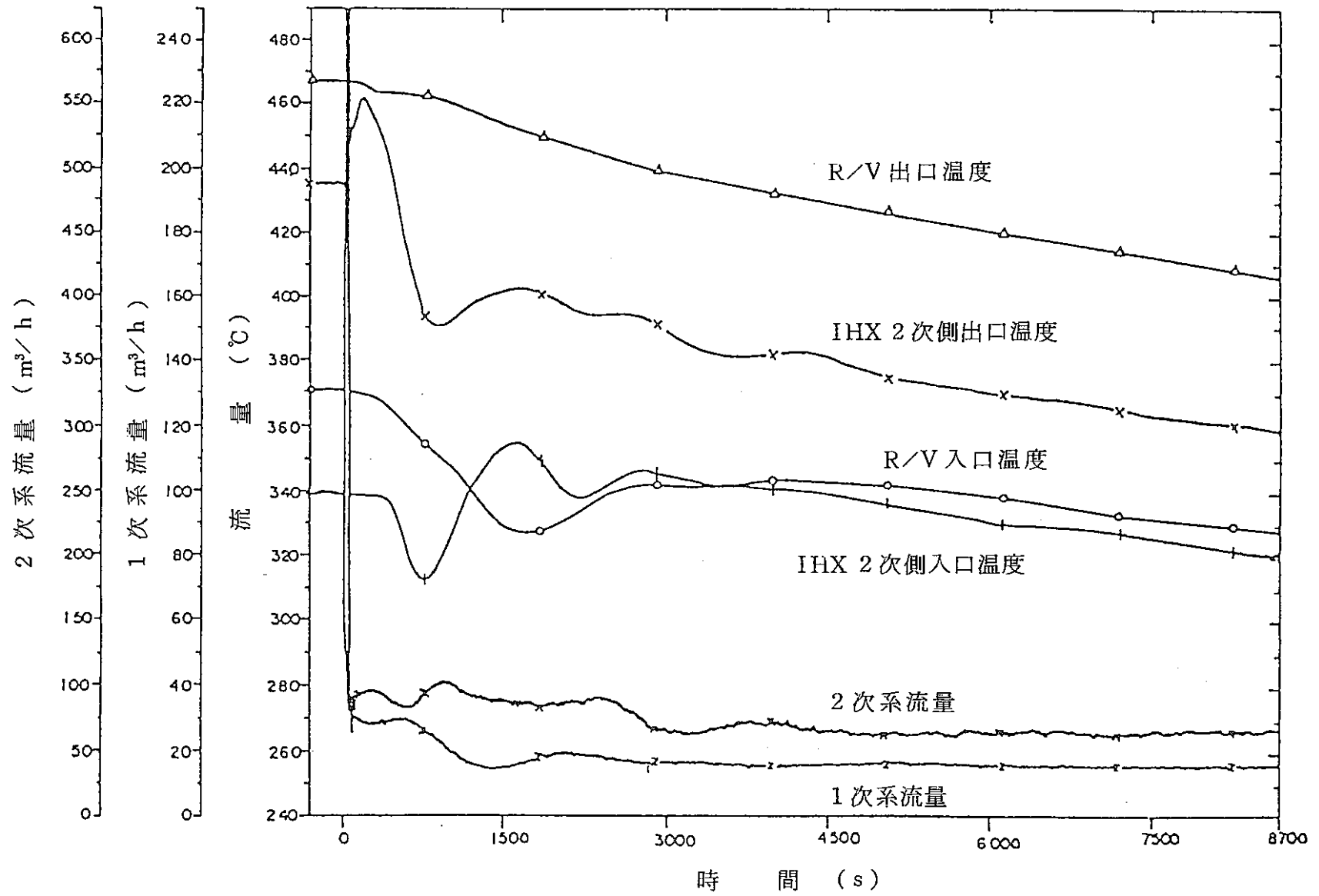


図 2.3.1 - 5 試験 E A ループ長時間自然循環挙動

2.4 その他

「もんじゅ」の設置許可申請書の安全設計方針の各項目に対して「常陽」の設計対応で、記載等で工夫を要する主なものは、上記の通りであるが、その他動燃殿作成の設置変更（その12）参考資料を「常陽」、「もんじゅ」等の設置許可申請書を参考に見直し、添付書類八の案を後述の第4章に纏めている。

記載等の見直しが多いが、その他以下の点で改訂を行っている。

(1) 安全上重要な設備について（方針1）

「常陽」の設置許可申請書から「もんじゅ」での記述に合わせ記載した。

(2) 方針7火災に対する設計上の考慮、方針53放射性液体廃棄物の考慮等申請書から記載のない設備についても現状の設備に基づいて言及した。

(3) 上述 2.1, 2, 3, の各項目についてはそれぞれ該当方針に文章化を行った。

方針9, 19 ----- 外部電源系が1系統

方針22, 23, 24 ----- 原子炉停止系が1系統

方針21 ----- 制御室外からの停止機能

(4) ナトリウム漏洩に対する対応（方針5, 37, 39）

2重管にする等設計が異なるので記載を種々改訂した。

(5) 崩壊熱除去系に対する記述（方針42）

「もんじゅ」と考え方が異なるので記載を種々改訂した。

その他蒸気発生器を持たない等「もんじゅ」との差を反映した。

又、記載案の作成で、新たに以下の3点のチェックが必要であることがわかった。

(1) 事故時の放射線計測に関する審査指針等TMI関連指針への対応

(2) 飛来物等に対する設計上の考慮（方針6）で、LPGタンク爆発に対する評価

(3) 積雪荷重のチェック（現行茨城県建築基準法関係条例では、対応必要）

3. 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づく事故分類に伴う事象解析

3.1 追加事象の解析

3.1.1 1次主冷却系配管内管の大口径破損

(1) 解析条件及び解析データ

- (a) 破損位置は、炉容器入口部付近とする。
- (b) 外管の健全性は保たれ、内管と外管との間隙がナトリウムで満たされると、破損口からの流出は停止するものとする。
- (c) ギロチン破断は、発生頻度の観点からは設計基準外の事象として扱うのが適切であると考えられるため、事象進展過程に応じた合理的なモデル及びパラメータに基づき、単一故障の重ね合せを考慮しない解析を行うものとする。
- (d) 内管がギロチン破断を起こした場合、外管内における内管の移動形態には種々考えられ、それに伴って破損口からの冷却材流出面積が変化すると考えられるため、これをパラメータとする。
- (e) 1次主循環ポンプは、炉容器Na液面低低あるいは漏洩検出器からの信号によりトリップするが、ここでは、ポンプトリップが生じないと仮定した場合の解析も行う。

1次主冷却系内管破損事故処理ブロック図を図3.1.1-1に示す。

(2) 解析コード

解析は、PRUDEコード（流動解析）及びHARHO-INコード（炉心部核熱計算）を用いて行う。

1次主冷却系流動計算モデルを図3.1.1-2に示す。

以下にPRUDEコードの概要を記す。

PRUDE (Pipe Rupture Dynamics Evaluation) コードは、ループ型ナトリウム冷却高速炉の1次主冷却系での配管破損事故を対象とした過渡解析コードである。

本解析コードは、冷却材の流動計算、カバーガスの流動計算の2つのモジュールより構成されており、事故後の1次系内の流量、圧力、液面等の流動状況の変化をカバーガス系の挙動を考慮して解析することができる。

本解析コードの特徴を列挙すると下記のものあげられる。

- (1) 冷却材は非圧縮性として取扱い、その慣性も考慮する。
- (2) 配管破損位置は任意に選べる。また破損規模は小破損よりギロチン破断まで取扱える。
- (3) ポンプのQ-H特性を考慮した運動方程式を解く。
- (4) 逆止弁を考慮できる。
- (5) カバーガスの流動を同時に解析できる。
- (6) 任意の形状のガードベッセルを模擬できる。
- (7) 流量制御系を考慮できる。

(3) 解析結果

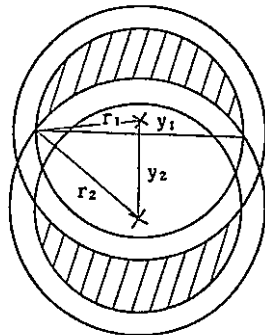
解析ケースは以下の通り 6 ケースである。

ケース I D	冷却材流出面積	ポンプトリップ
①	444 cm ²	有
②	800 cm ²	有
③	1466 cm ²	有
④	444 cm ²	無
⑤	800 cm ²	無
⑥	1466 cm ²	無

冷却材流出面積の設定根拠は以下の通りである。

- (i) 図3.1.1-3の①に示すように破断した内管が外管内を径方向に互いに反対方向へ移動すると想定する。

冷却材流出面積は左図の三ヶ月の部分となる。



内管内半径 : 15.275cm = r_1

内管外半径 : 15.925cm = r_2

外管内半径 : 20.02 cm

外管外半径 : 20.32 cm

$$y_1 + y_2 = (20.02 - 15.925) \times 2 = 8.19$$

$$r_1^2 - y_1^2 = r_2^2 - y_2^2$$

$$\therefore y_1 = 2.8569$$

$$y_2 = 5.3331$$

$$\begin{aligned} \text{三ヶ月の面積} &= \pi r_1^2 - 2 \left(\int_{y_1}^{r_1} \sqrt{r_1^2 - x^2} dx \right. \\ &\quad \left. + \int_{y_2}^{r_2} \sqrt{r_2^2 - x^2} dx \right) \\ &= \pi r_1^2 - \left(\left(x \sqrt{r_1^2 - x^2} + r_1^2 \arcsin \frac{x}{r_1} \right) \Big|_{y_1}^{r_1} \right. \\ &\quad \left. + \left(x \sqrt{r_2^2 - x^2} + r_2^2 \arcsin \frac{x}{r_2} \right) \Big|_{y_2}^{r_2} \right) \\ &= 222 \end{aligned}$$

冷却材は、2方向から流出するので冷却材流出面積は、

$$222 \times 2 = 444 \text{ cm}^2 \text{ となる。}$$

- (ii) 図3.1.1-3の②に示すように破断した内管が外管内を軸方向に4.095cm (=20.02 - 15.925) 移動すると想定する。

冷却材流出面積は、配管にはさまれた円柱形状の空間の側面積となる。

$$2 \pi r_1 \times 4.095 = 393 \text{ cm}^2$$

- (iii) 図3.1.1-3の③に示すように完全両端ギロチン破断を想定する。

冷却材流出面積は、次のとおりとなる。

$$2 \times \pi r_1^2 = 1466 \text{ cm}^2$$

以上より解析では、パラメータとした冷却材流出面積を次のように選定した。

上記(i)(ii)は、冷却材流出面積がほとんど同じで、炉心部の温度等の過渡変化がほぼ同様になると予想されるので代表的に444cm²の冷却材流出面積を想定する。また、仮想的ではあるが想定される最大の冷却材流出面積として1466cm²を想定する。さらに、想定される最大・最小の冷却材流出面積のほぼ中間的な値として800cm²を想定する。解析では、冷却材流出面積として以上の3通りの値を想定した。

解析の結果を図3.1.1-4～図3.1.1-69に示す。

ケース①(冷却材流出面積444cm²，原子炉トリップあり)では、炉心流量は、破断直後に約42%まで低下した後、若干回復するが、その後6.0秒に炉内Na液面低信号による原子炉トリップ及びポンプトリップにより、再び減少する。その後ポンプはポニーモータに引継がれ、炉心流量は約4%に整定する。

炉心各部の温度は、破断直後の炉心流量の低下に伴い、初期に冷却材及び被覆管の温度が一たん上昇する(1次ピーク)。その後原子炉トリップに伴い、それらの温度は急激に低下した後再び上昇し、ポンプがポニーモータに引継がれる時点付近にピークを作った後(2次ピーク)、減少する。燃料の温度は初期温度を超えることはない。

1次ピーク及び2次ピークにおける炉心各部の最高温度を表3.1.1-1にまとめるが、ケース①では安全上特に問題となることはない見通しである。

ケース②（冷却材流出面積 800cm^2 ，原子炉トリップあり），ケース③（冷却材流出面積 1466cm^2 ，原子炉トリップあり）とも，炉心流量の挙動は前記ケース①とほぼ同様である。破断直後の流量の低下はケース②では約30%，ケース③では約22%である。原子炉トリップ信号はケース②では約4.2 秒に，ケース③では約3.0 秒に発信される。

炉心各部の温度はケース②では安全上特に問題となることはない見通しであるが，ケース③では，1次ピーク時点で極く短時間の冷却材沸騰が生じる見通しである。（表3.1.1-1）

ケース④（冷却材流出面積 444cm^2 ，原子炉トリップなし）ケース⑤（冷却材流出面積 800cm^2 ，原子炉トリップなし）及びケース⑥（冷却材流出面積 1466cm^2 ，原子炉トリップなし）では，破損直後の炉心流量の挙動は上記のケース①～③と同じであるが，ポンプトリップをしないという仮定のため，炉心流量は回復を続け，破損口からの流出が停止すると定格流量にまで復帰する。

冷却材及び被覆管の温度は破断直後に1次ピークを生じた後，定格値に戻る。燃料温度は初期値を超えることなく，一たん低下した後，定格値に復帰する。ケース④，⑤では，1次ピークの温度が安全上問題となることはない見通しであるが，ケース⑥では，1次ピークで極く短時間の冷却材沸騰が生じる見通しである。（表3.1.1-1）

なお，以上の解析では，ナトリウム補給系の作動を考慮しなかったため，炉容器ナトリウム液面は，破損口からの流出分だけ低下（約32cm）した位置に整定している。

解析では更に被ふく管温度上昇によるクリープ破損というメカニズムを考え，1次主冷却系配管内管の大口径破損時の炉心燃料破損割合を評価した。

本評価の破損解析は、LMP (Larson-Miller Parameter) を用いた、Life Fraction Ruleに基づき、次の手順で行った。

- ① 全炉心燃料を被ふく管最高温度と燃焼度に応じ、適宜グループ分けを行う。
- ② 各グループの被ふく管初期応力を求める。
- ③ 熱流動解析結果の被ふく管温度の時間変化を入力とし、各グループの同温度変化を内挿計算により求める。以下、各グループ毎に次の計算を行う。
- ④ ③の結果より、被ふく管の応力の時間変化を求め適切な時間巾を設定して離散化する。
- ⑤ LMP相関式により各タイムステップのLMPを求める。
- ⑥ 次式により、各破損時間 $t_r (T, \sigma)$ (温度、圧力が一定の条件で破損するまでに要する時間 (S)) を求める。

$$t_r (T, \sigma) = 10^{\frac{LMP}{T} - C}$$

ここで T: 温度 (° K)

σ : フープ応力 (kg/mm²)

C: 定数

- ⑦ Life Fraction $L (t)$ を求める。

$$L (t) = \int_0^t \frac{1}{t_r(T, \sigma)} dt$$

- ⑧ $L (t) \geq 0.5$ となった燃料ピンは破損するものとし、全炉心燃料に対する破損割合を求める。

なお、Life Fraction Ruleは、元来、 $L (t) \geq 1.0$ の時に破損するとして定義された考え方であるが、ここでは、温度履歴として他の運転条件 (通常運転、異常な過渡変化など) を勘案し、余裕をみて0.5 とした。

使用データ

イ) 炉心燃料の被ふく管温度及び燃焼度の分布

標準平衡炉心の炉心状態を対象とした。さらに、全炉心燃料を表 3.1.1-2 に示すように38のグループに区分した。この区分は、破損の厳しさ、及び算出する破損率の詳細度を考慮して設定した。

ロ) 被ふく管初期応力

次式に示す燃焼度と応力の関係を使用した。また、状態方程式より各温度条件の初期応力を求めた。

$$\sigma_{(\text{kg}/\text{mm}^2)} = 538 \times 10^{-5} \times BU + 0.22 \quad (\text{被覆管温度 } 650 \text{ } ^\circ\text{C})$$

BU : ペレット燃焼度 (MWd/t)

ハ) LMP 相関式

国内外の各種実験データに基づく、次の相関式を使用した。①は最確値、②は95%信頼度下限値である。(表 3.1.1-3, 図 3.1.1-70, 図 3.1.1-71)

$$\begin{aligned} \text{①} \text{LMP} \times 10^4 &= 2.686 - 6.275 \times 10^{-2} \sigma_{\text{ENG}} + 11.567 \times 10^{-4} \sigma_{\text{ENG}}^2 \\ &\quad - 7.740 \times 10^{-6} \sigma_{\text{ENG}}^3 \\ \text{②} \text{LMP} \times 10^4 &= 2.623 - 7.341 \times 10^{-2} \sigma_{\text{ENG}} + 6.090 \times 10^{-4} \sigma_{\text{ENG}}^2 \\ &\quad - 9.982 \times 10^{-6} \sigma_{\text{ENG}}^3 \end{aligned}$$

結果を表 3.1.1-4 ~ 表 3.1.1-15 に示す。燃料破損割合をまとめて表 3.1.1-1 に示す。LMP 相関式として最確値を用いた場合は、全ケースとも破損割合は 0% である。

また、95% 下限値を用いた場合は、冷却材流出面積が 1466 cm² のケースで破損割合が 0.9% となる他は 0% である。

(4) 結 論

1 次主冷却系配管内管の大口徑破損の解析を実施した結果、破損口からの冷却材流出面積の想定を現実的なものとすれば、安全上の問題は生じない見通しとなった。

また、破損口の想定をかなり非現実的ではあるが完全両端ギロチン破損とした場合には、短時間の冷却材沸騰及び約 1% の燃料のクリープ破損が生じる可能性があるが、炉心冷却への影響は限定されるため、CDA に至る可能性はないとの見通しを得た。

表3.1.1-1 常陽1次主冷却系配管内管の大口徑破損解析結果のまとめ

ケース I. D.	冷却材流出面積 (cm^2)	原子炉トリップ 有・無	破損直後の炉心流量 (%)	原子炉トリップ時刻 (sec)	1次ピーク各部最高温度			2次ピーク各部最高温度			燃料破損割合 (%)
					燃料	被ふく管	冷却材	燃料	被ふく管	冷却材	
1	444	有	42	6.0	—	805	797	606	584	584	0/0
2	800	有	30	4.2	—	927	921	608	586	586	0/0
3	1466	有	22	3.0	—	1046	1042	609	588	588	0/0.9
4	444	無	42	—	—	806	799	—	—	—	0/0
5	800	無	30	—	—	928	923	—	—	—	0/0
6	1466	無	22	—	—	1050	1046	—	—	—	0/0.9

Nom/95%

原子炉トリップ信号 : Na 液面低信号 -100 mm

ポンプトリップおくれ : 0.2 秒

初期温度 : 燃料 2209℃, 被ふく管614℃, 冷却材600℃

表 3.1.1 - 2 炉心燃料の被覆管温度及び燃焼度の分布

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1101	114	285	136	237
540.	417	16	45	70	33
550.	502	16	107	71	165
560.	541	22	130	73	100
570.	684	50	213	109	102
580.	928	98	52	38	52
590.	719	38	0	77	0
600.	460	77	0	0	0
610.	167	0	0	0	0
620.	77	0	0	0	0

TOTAL FUEL NUMBER

8122

表3.1.1-3 PNCおよびHEDLにおける被ふく管急速加熱試験の概要

試験機関	対象被ふく管材料	照射炉および照射条件	試験条件概略
PNC	「常陽」用被ふく管 10%CW316 外径 6.3 mm 肉厚 0.35mm	照射炉：「常陽」 照射条件： 370 ~530 0 ~3.4 ×10 ²² nvt	加熱方法： 直接通電方式 昇温速度範囲： 1 ~200 °C/sec 応力範囲： 主に10kg/mm ² 以下
HEDL	FFTF用被ふく管 20%CW316 外径 5.84mm 肉厚 0.38mm	照射炉：EBR-I 照射条件： 370 ~700 °C 0 ~6 ×10 ²² nvt	加熱方法： 誘導加熱方式 昇温速度： 5.6 °C/sec , 111 °C/sec 応力範囲： 2 ~60kg/mm ² (主に20~30kg/mm ² 付近)

表 3.1.1-4 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)
1 次主冷却系配管内管の大口徑破損 (444 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	8.38E-11 (1101)	1.27E-10 (114)	1.91E-10 (285)	3.07E-10 (136)	4.88E-10 (237)
540.	2.92E-10 (417)	4.43E-10 (16)	6.70E-10 (45)	1.08E-09 (70)	1.72E-09 (33)
550.	9.77E-10 (502)	1.49E-09 (16)	2.25E-09 (107)	3.63E-09 (71)	5.80E-09 (165)
560.	3.14E-09 (541)	4.79E-09 (22)	7.26E-09 (130)	1.17E-08 (73)	1.88E-08 (100)
570.	9.71E-09 (684)	1.48E-08 (50)	2.26E-08 (213)	3.66E-08 (109)	5.88E-08 (102)
580.	2.90E-08 (928)	4.44E-08 (98)	6.78E-08 (52)	1.10E-07 (38)	1.77E-07 (52)
590.	8.36E-08 (719)	1.29E-07 (38)	1.97E-07 (0)	3.20E-07 (77)	5.17E-07 (0)
600.	2.34E-07 (460)	3.60E-07 (77)	5.52E-07 (0)	9.01E-07 (0)	1.46E-06 (0)
610.	6.34E-07 (167)	9.80E-07 (0)	1.50E-06 (0)	2.46E-06 (0)	3.99E-06 (0)
620.	1.67E-06 (77)	2.59E-06 (0)	3.98E-06 (0)	6.53E-06 (0)	1.06E-05 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-5 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)
1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.05E-08 (1101)	1.61E-08 (114)	2.45E-08 (285)	3.97E-08 (136)	6.40E-08 (237)
540.	4.12E-08 (417)	6.33E-08 (16)	9.68E-08 (45)	1.58E-07 (70)	2.54E-07 (33)
550.	1.53E-07 (502)	2.37E-07 (16)	3.63E-07 (107)	5.93E-07 (71)	9.60E-07 (165)
560.	5.44E-07 (541)	8.42E-07 (22)	1.29E-06 (130)	2.12E-06 (73)	3.45E-06 (100)
570.	1.84E-06 (684)	2.86E-06 (50)	4.41E-06 (213)	7.25E-06 (109)	1.18E-05 (102)
580.	5.95E-06 (928)	9.28E-06 (98)	1.44E-05 (52)	2.37E-05 (38)	3.87E-05 (52)
590.	1.85E-05 (719)	2.89E-05 (38)	4.49E-05 (0)	7.44E-05 (77)	1.22E-04 (0)
600.	5.53E-05 (460)	8.68E-05 (77)	1.35E-04 (0)	2.24E-04 (0)	3.69E-04 (0)
610.	1.59E-04 (167)	2.51E-04 (0)	3.92E-04 (0)	6.53E-04 (0)	1.08E-03 (0)
620.	4.43E-04 (77)	7.01E-04 (0)	1.10E-03 (0)	1.84E-03 (0)	3.03E-03 (0)
TOTAL FUEL NUMBER:					8122
FAILED FUEL NUMBER:					0
FAILED FUEL RATIO:					0.0

表 3.1.1-6 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)

1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	7.09E-07 (1101)	1.10E-06 (114)	1.70E-06 (285)	2.79E-06 (136)	4.54E-06 (237)
540.	2.90E-06 (417)	4.52E-06 (16)	6.99E-06 (45)	1.15E-05 (70)	1.88E-05 (33)
550.	1.12E-05 (502)	1.75E-05 (16)	2.72E-05 (107)	4.50E-05 (71)	7.37E-05 (165)
560.	4.08E-05 (541)	6.41E-05 (22)	9.99E-05 (130)	1.66E-04 (73)	2.73E-04 (100)
570.	1.42E-04 (684)	2.23E-04 (50)	3.49E-04 (213)	5.83E-04 (109)	9.62E-04 (102)
580.	4.68E-04 (928)	7.42E-04 (98)	1.17E-03 (52)	1.95E-03 (38)	3.23E-03 (52)
590.	1.48E-03 (719)	2.36E-03 (38)	3.72E-03 (0)	6.25E-03 (77)	1.04E-02 (0)
600.	4.50E-03 (460)	7.19E-03 (77)	1.14E-02 (0)	1.92E-02 (0)	3.20E-02 (0)
610.	1.31E-02 (167)	2.11E-02 (0)	3.35E-02 (0)	5.68E-02 (0)	9.49E-02 (0)
620.	3.70E-02 (77)	5.97E-02 (0)	9.53E-02 (0)	1.62E-01 (0)	2.72E-01 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-7 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)

1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	5.91E-11 (1101)	8.95E-11 (114)	1.35E-10 (285)	2.16E-10 (136)	3.44E-10 (237)
540.	2.10E-10 (417)	3.19E-10 (16)	4.82E-10 (45)	7.74E-10 (70)	1.24E-09 (33)
550.	7.17E-10 (502)	1.09E-09 (16)	1.65E-09 (107)	2.66E-09 (71)	4.25E-09 (165)
560.	2.35E-09 (541)	3.58E-09 (22)	5.48E-09 (130)	8.77E-09 (73)	1.41E-08 (100)
570.	7.39E-09 (684)	1.13E-08 (50)	1.72E-08 (213)	2.78E-08 (109)	4.47E-08 (102)
580.	2.24E-08 (928)	3.44E-08 (98)	5.24E-08 (52)	8.51E-08 (38)	1.37E-07 (52)
590.	6.58E-08 (719)	1.01E-07 (38)	1.55E-07 (0)	2.52E-07 (77)	4.06E-07 (0)
600.	1.87E-07 (460)	2.88E-07 (77)	4.41E-07 (0)	7.19E-07 (0)	1.16E-06 (0)
610.	5.13E-07 (167)	7.93E-07 (0)	1.22E-06 (0)	1.99E-06 (0)	3.23E-06 (0)
620.	1.37E-06 (77)	2.12E-06 (0)	3.27E-06 (0)	5.36E-06 (0)	8.71E-06 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-8 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)

1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.20E-08 (1101)	1.83E-08 (114)	2.79E-08 (285)	4.53E-08 (136)	7.29E-08 (237)
540.	4.68E-08 (417)	7.19E-08 (16)	1.10E-07 (45)	1.79E-07 (70)	2.89E-07 (33)
550.	1.74E-07 (502)	2.68E-07 (16)	4.11E-07 (107)	6.71E-07 (71)	1.09E-06 (165)
560.	6.13E-07 (541)	9.49E-07 (22)	1.46E-06 (130)	2.39E-06 (73)	3.89E-06 (100)
570.	2.07E-06 (684)	3.21E-06 (50)	4.96E-06 (213)	8.15E-06 (109)	1.33E-05 (102)
580.	6.68E-06 (928)	1.04E-05 (98)	1.61E-05 (52)	2.66E-05 (38)	4.34E-05 (52)
590.	2.07E-05 (719)	3.24E-05 (38)	5.03E-05 (0)	8.32E-05 (77)	1.36E-04 (0)
600.	6.17E-05 (460)	9.68E-05 (77)	1.51E-04 (0)	2.50E-04 (0)	4.12E-04 (0)
610.	1.77E-04 (167)	2.79E-04 (0)	4.37E-04 (0)	7.27E-04 (0)	1.20E-03 (0)
620.	4.92E-04 (77)	7.79E-04 (0)	1.22E-03 (0)	2.04E-03 (0)	3.37E-03 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-9 CDF 値および燃料破損割合 (ノミナル)

1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466 cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (°C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.34E-06 (1101)	2.08E-06 (114)	3.20E-06 (285)	5.27E-06 (136)	8.59E-06 (237)
540.	5.58E-06 (417)	8.71E-06 (16)	1.35E-05 (45)	2.23E-05 (70)	3.64E-05 (33)
550.	2.20E-05 (502)	3.44E-05 (16)	5.36E-05 (107)	8.88E-05 (71)	1.46E-04 (165)
560.	8.19E-05 (541)	1.29E-04 (22)	2.01E-04 (130)	3.35E-04 (73)	5.51E-04 (100)
570.	2.90E-04 (684)	4.58E-04 (50)	7.18E-04 (213)	1.20E-03 (109)	1.98E-03 (102)
580.	9.77E-04 (928)	1.55E-03 (98)	2.44E-03 (52)	4.10E-03 (38)	6.79E-03 (52)
590.	3.15E-03 (719)	5.03E-03 (38)	7.94E-03 (0)	1.34E-02 (77)	2.22E-02 (0)
600.	9.74E-03 (460)	1.56E-02 (77)	2.48E-02 (0)	4.19E-02 (0)	6.98E-02 (0)
610.	2.90E-02 (167)	4.66E-02 (0)	7.42E-02 (0)	1.26E-01 (0)	2.11E-01 (0)
620.	8.29E-02 (77)	1.34E-01 (0)	2.14E-01 (0)	3.65E-01 (0)	6.13E-01 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-10 CDF 値および燃料破損割合 (95% 下限値)
1 次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (°C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.17E-09 (1101)	1.98E-09 (114)	3.34E-09 (285)	6.13E-09 (136)	1.12E-08 (237)
540.	4.03E-09 (417)	6.84E-09 (16)	1.16E-08 (45)	2.14E-08 (70)	3.93E-08 (33)
550.	1.33E-08 (502)	2.27E-08 (16)	3.86E-08 (107)	7.17E-08 (71)	1.33E-07 (165)
560.	4.23E-08 (541)	7.25E-08 (22)	1.24E-07 (130)	2.31E-07 (73)	4.30E-07 (100)
570.	1.30E-07 (684)	2.23E-07 (50)	3.84E-07 (213)	7.19E-07 (109)	1.34E-06 (102)
580.	3.84E-07 (928)	6.65E-07 (98)	1.15E-06 (52)	2.16E-06 (38)	4.06E-06 (52)
590.	1.10E-06 (719)	1.92E-06 (38)	3.33E-06 (0)	6.30E-06 (77)	1.19E-05 (0)
600.	3.07E-06 (460)	5.36E-06 (77)	9.34E-06 (0)	1.78E-05 (0)	3.38E-05 (0)
610.	8.28E-06 (167)	1.45E-05 (0)	2.55E-05 (0)	4.88E-05 (0)	9.32E-05 (0)
620.	2.17E-05 (77)	3.84E-05 (0)	6.76E-05 (0)	1.30E-04 (0)	2.50E-04 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-11 CDF 値および燃料破損割合 (95%下限値)
1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (800 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.39E-07 (1101)	2.41E-07 (114)	4.15E-07 (285)	7.81E-07 (136)	1.46E-06 (237)
540.	5.43E-07 (417)	9.44E-07 (16)	1.64E-06 (45)	3.10E-06 (70)	5.86E-06 (33)
550.	2.01E-06 (502)	3.52E-06 (16)	6.14E-06 (107)	1.17E-05 (71)	2.23E-05 (165)
560.	7.09E-06 (541)	1.25E-05 (22)	2.20E-05 (130)	4.22E-05 (73)	8.09E-05 (100)
570.	2.39E-05 (684)	4.24E-05 (50)	7.51E-05 (213)	1.46E-04 (109)	2.81E-04 (102)
580.	7.74E-05 (928)	1.38E-04 (98)	2.46E-04 (52)	4.81E-04 (38)	9.36E-04 (52)
590.	2.41E-04 (719)	4.34E-04 (38)	7.78E-04 (0)	1.53E-03 (77)	3.00E-03 (0)
600.	7.23E-04 (460)	1.31E-03 (77)	2.37E-03 (0)	4.70E-03 (0)	9.29E-03 (0)
610.	2.09E-03 (167)	3.82E-03 (0)	6.96E-03 (0)	1.39E-02 (0)	2.78E-02 (0)
620.	5.87E-03 (77)	1.08E-02 (0)	1.98E-02 (0)	4.00E-02 (0)	8.05E-02 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-12 CDF 値および燃料破損割合 (95%下限値)

1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (1466 cm²)

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	9.23E-06 (101)	1.63E-05 (14)	2.89E-05 (285)	5.58E-05 (136)	1.07E-04 (237)
540.	3.77E-05 (417)	6.73E-05 (16)	1.20E-04 (45)	2.34E-04 (70)	4.54E-04 (33)
550.	1.46E-04 (502)	2.62E-04 (16)	4.71E-04 (107)	9.27E-04 (71)	1.82E-03 (165)
560.	5.34E-04 (541)	9.70E-04 (22)	1.76E-03 (130)	3.50E-03 (73)	6.93E-03 (100)
570.	1.87E-03 (684)	3.42E-03 (50)	6.25E-03 (213)	1.26E-02 (109)	2.52E-02 (102)
580.	6.24E-03 (928)	1.16E-02 (98)	2.13E-02 (52)	4.33E-02 (38)	8.75E-02 (52)
590.	2.00E-02 (719)	3.74E-02 (38)	6.97E-02 (0)	1.43E-01 (77)	2.93E-01 (0)
600.	6.19E-02 (460)	1.17E-01 (77)	2.19E-01 (0)	4.56E-01 (0)	9.43E-01 (0)
610.	1.84E-01 (167)	3.52E-01 (0)	6.68E-01 (0)	1.40E+00 (0)	2.94E+00 (0)
620.	5.32E-01 (77)	1.03E+00 (0)	1.97E+00 (0)	4.19E+00 (0)	8.86E+00 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					77
FAILED FUEL RATIO					0.00948

表 3.1.1-13 CDF 値および燃料破損割合 (95%下限値)

1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	8.29E-10 (1101)	1.40E-09 (114)	2.36E-09 (285)	4.33E-09 (136)	7.91E-09 (237)
540.	2.91E-09 (417)	4.93E-09 (16)	8.36E-09 (45)	1.54E-08 (70)	2.83E-08 (33)
550.	9.79E-09 (502)	1.67E-08 (16)	2.84E-08 (107)	5.26E-08 (71)	9.72E-08 (165)
560.	3.17E-08 (541)	5.43E-08 (22)	9.28E-08 (130)	1.73E-07 (73)	3.21E-07 (100)
570.	9.89E-08 (684)	1.70E-07 (50)	2.92E-07 (213)	5.47E-07 (109)	1.02E-06 (102)
580.	2.98E-07 (928)	5.15E-07 (98)	8.89E-07 (52)	1.67E-06 (38)	3.14E-06 (52)
590.	8.68E-07 (719)	1.51E-06 (38)	2.62E-06 (0)	4.95E-06 (77)	9.35E-06 (0)
600.	2.45E-06 (460)	4.28E-06 (77)	7.46E-06 (0)	1.42E-05 (0)	2.69E-05 (0)
610.	6.71E-06 (167)	1.18E-05 (0)	2.06E-05 (0)	3.95E-05 (0)	7.54E-05 (0)
620.	1.79E-05 (77)	3.15E-05 (0)	5.55E-05 (0)	1.07E-04 (0)	2.05E-04 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-14 CDF 値および燃料破損割合 (95%下限値)

1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (800cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.59E-07 (1101)	2.75E-07 (114)	4.73E-07 (285)	8.91E-07 (136)	1.67E-06 (237)
540.	6.16E-07 (417)	1.07E-06 (16)	1.86E-06 (45)	3.53E-06 (70)	6.66E-06 (33)
550.	2.27E-06 (502)	3.98E-06 (16)	6.95E-06 (107)	1.33E-05 (71)	2.52E-05 (165)
560.	7.99E-06 (541)	1.41E-05 (22)	2.48E-05 (130)	4.77E-05 (73)	9.13E-05 (100)
570.	2.69E-05 (684)	4.77E-05 (50)	8.45E-05 (213)	1.64E-04 (109)	3.16E-04 (102)
580.	8.68E-05 (928)	1.55E-04 (98)	2.76E-04 (52)	5.40E-04 (38)	1.05E-03 (52)
590.	2.69E-04 (719)	4.85E-04 (38)	8.71E-04 (0)	1.72E-03 (77)	3.36E-03 (0)
600.	8.07E-04 (460)	1.46E-03 (77)	2.64E-03 (0)	5.25E-03 (0)	1.04E-02 (0)
610.	2.33E-03 (167)	4.26E-03 (0)	7.76E-03 (0)	1.56E-02 (0)	3.10E-02 (0)
620.	6.53E-03 (77)	1.20E-02 (0)	2.21E-02 (0)	4.46E-02 (0)	8.97E-02 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					0
FAILED FUEL RATIO					0.0

表 3.1.1-15 CDF 値および燃料破損割合 (95%下限値)

1次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466cm²) 原子炉トリップなし

INITIAL CLAD TEMPERATURE (C)	BURNUP (MWD/T)				
	63000.	69000.	75000.	82000.	89000.
530.	1.74E-05 (1101)	3.08E-05 (114)	5.46E-05 (285)	1.06E-04 (136)	2.05E-04 (237)
540.	7.26E-05 (417)	1.30E-04 (16)	2.32E-04 (45)	4.54E-04 (70)	8.86E-04 (33)
550.	2.87E-04 (502)	5.18E-04 (16)	9.32E-04 (107)	1.84E-03 (71)	3.63E-03 (165)
560.	1.07E-03 (541)	1.96E-03 (22)	3.56E-03 (130)	7.11E-03 (73)	1.41E-02 (100)
570.	3.84E-03 (684)	7.06E-03 (50)	1.30E-02 (213)	2.62E-02 (109)	5.26E-02 (102)
580.	1.31E-02 (928)	2.44E-02 (98)	4.51E-02 (52)	9.21E-02 (38)	1.87E-01 (52)
590.	4.29E-02 (719)	8.06E-02 (38)	1.51E-01 (0)	3.11E-01 (77)	6.39E-01 (0)
600.	1.35E-01 (460)	2.57E-01 (77)	4.85E-01 (0)	1.01E+00 (0)	2.11E+00 (0)
610.	4.11E-01 (167)	7.88E-01 (0)	1.50E+00 (0)	3.18E+00 (0)	6.70E+00 (0)
620.	1.21E+00 (77)	2.34E+00 (0)	4.52E+00 (0)	9.69E+00 (0)	2.07E+01 (0)
TOTAL FUEL NUMBER					8122
FAILED FUEL NUMBER					77
FAILED FUEL RATIO					0.00948

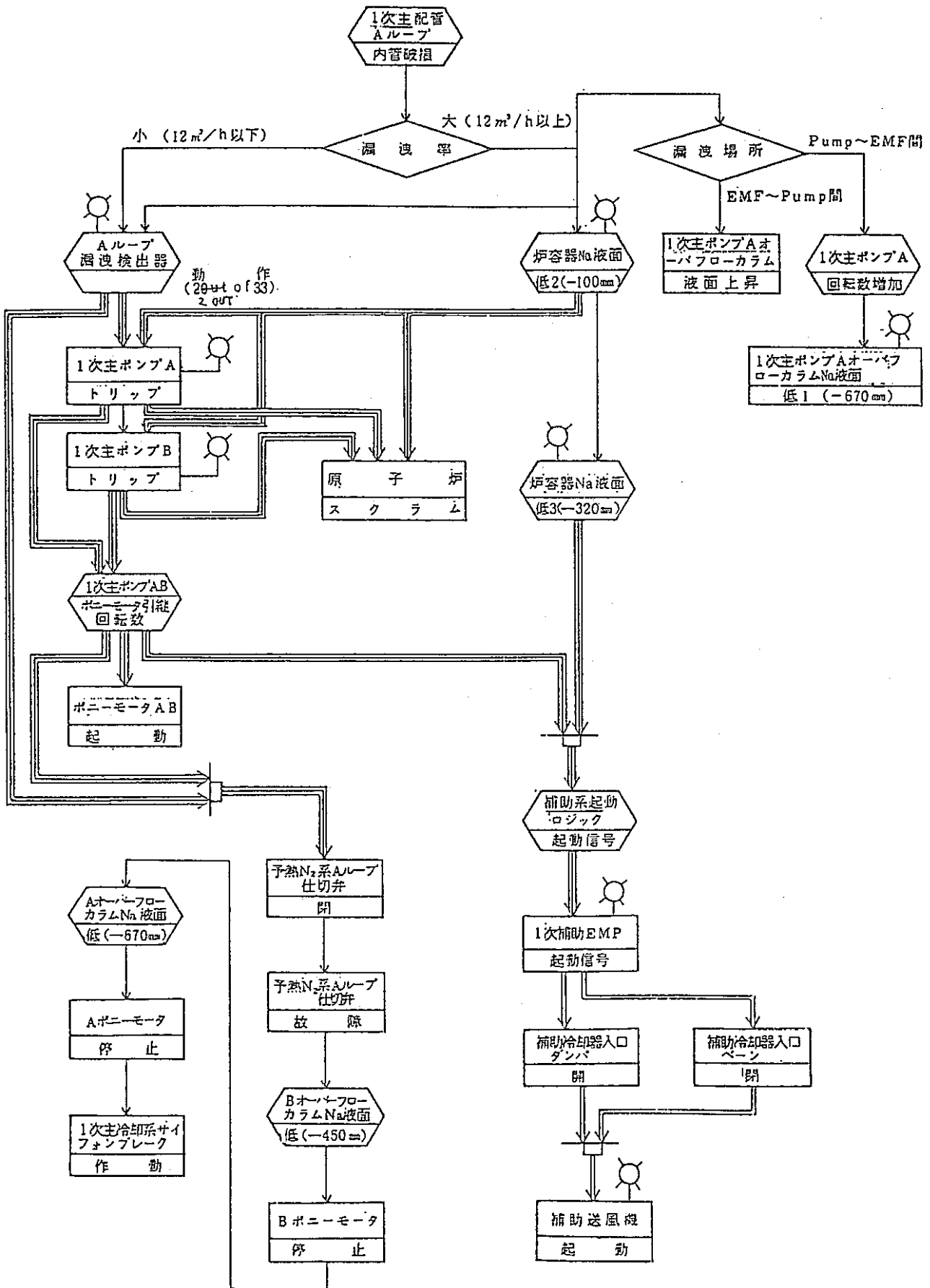


図 3.1.1-1 1次主冷却系Aループ内管破損事故処理ブロック図

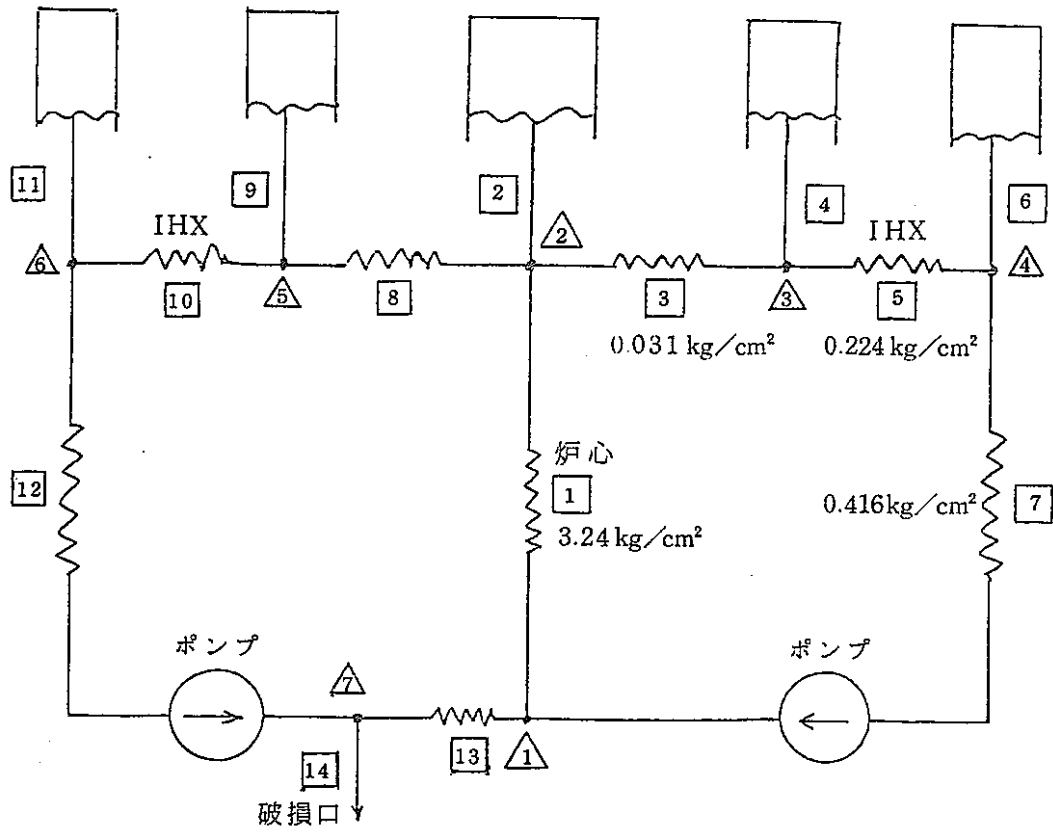


図 3.1.1-2 1次主冷却系流動計算モデル

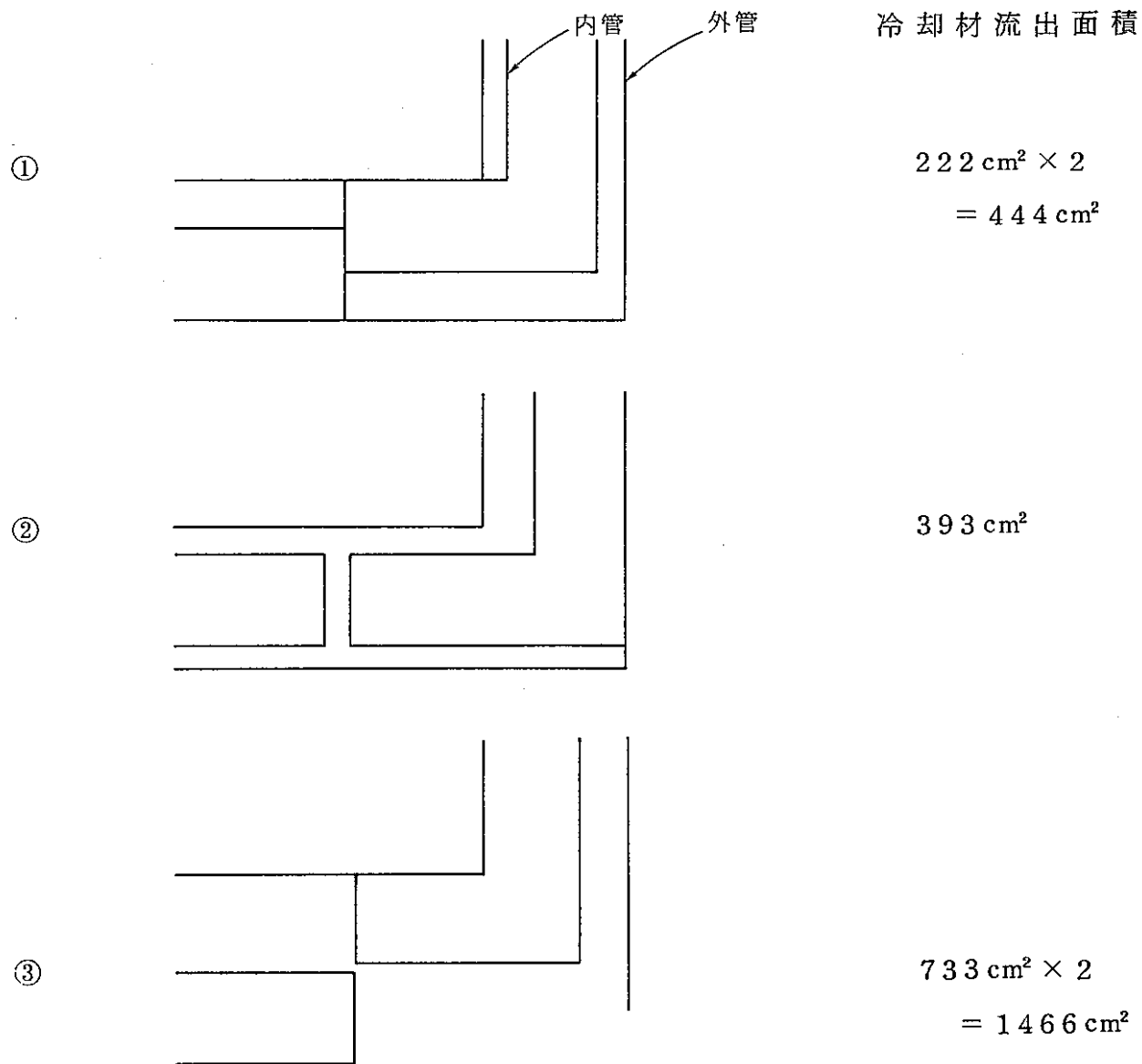


図 3.1.1 - 3 破 損 口 の 想 定

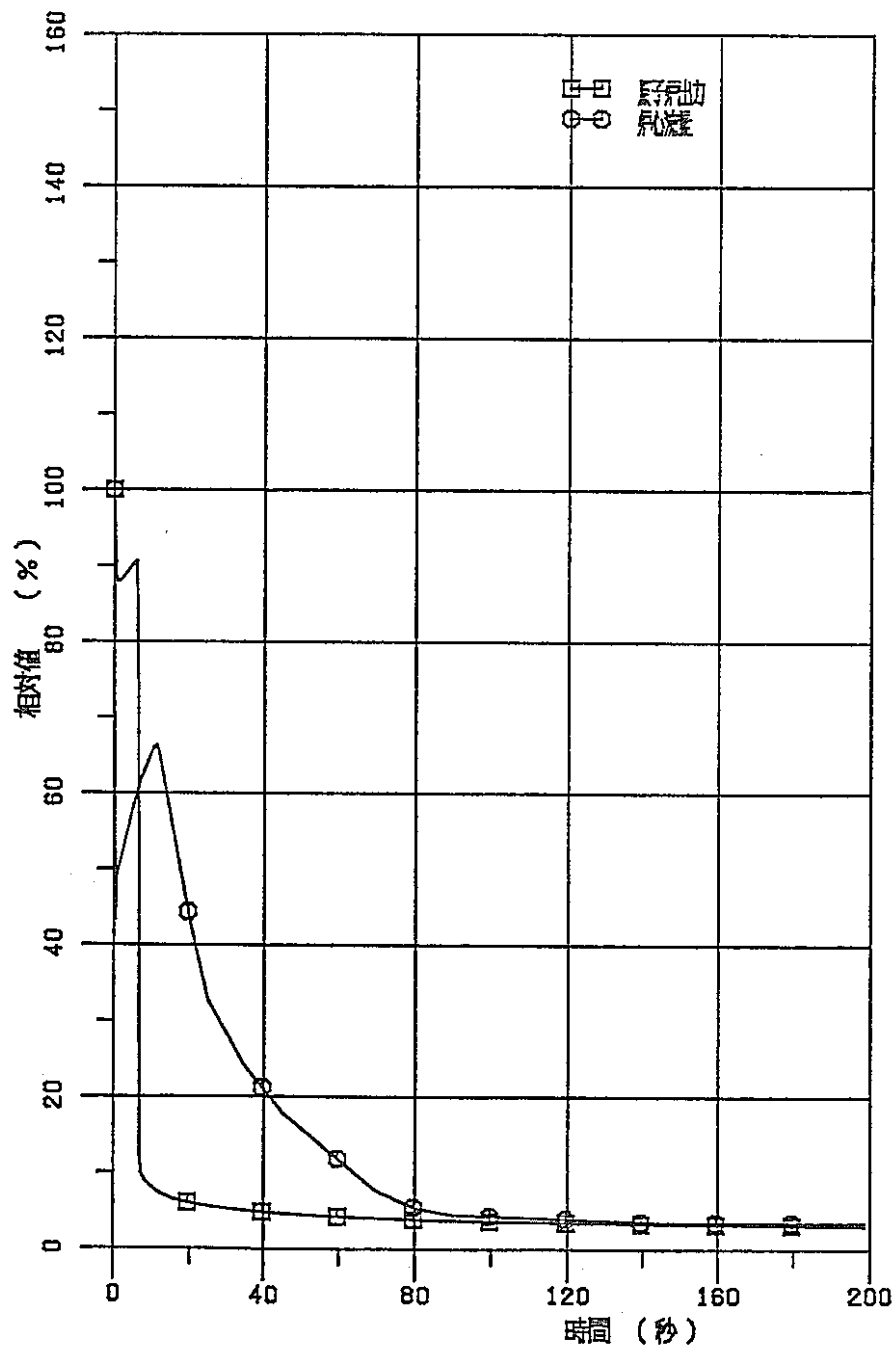


図 3.1.1-4 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²)
 -原子炉出力及び炉心流量-

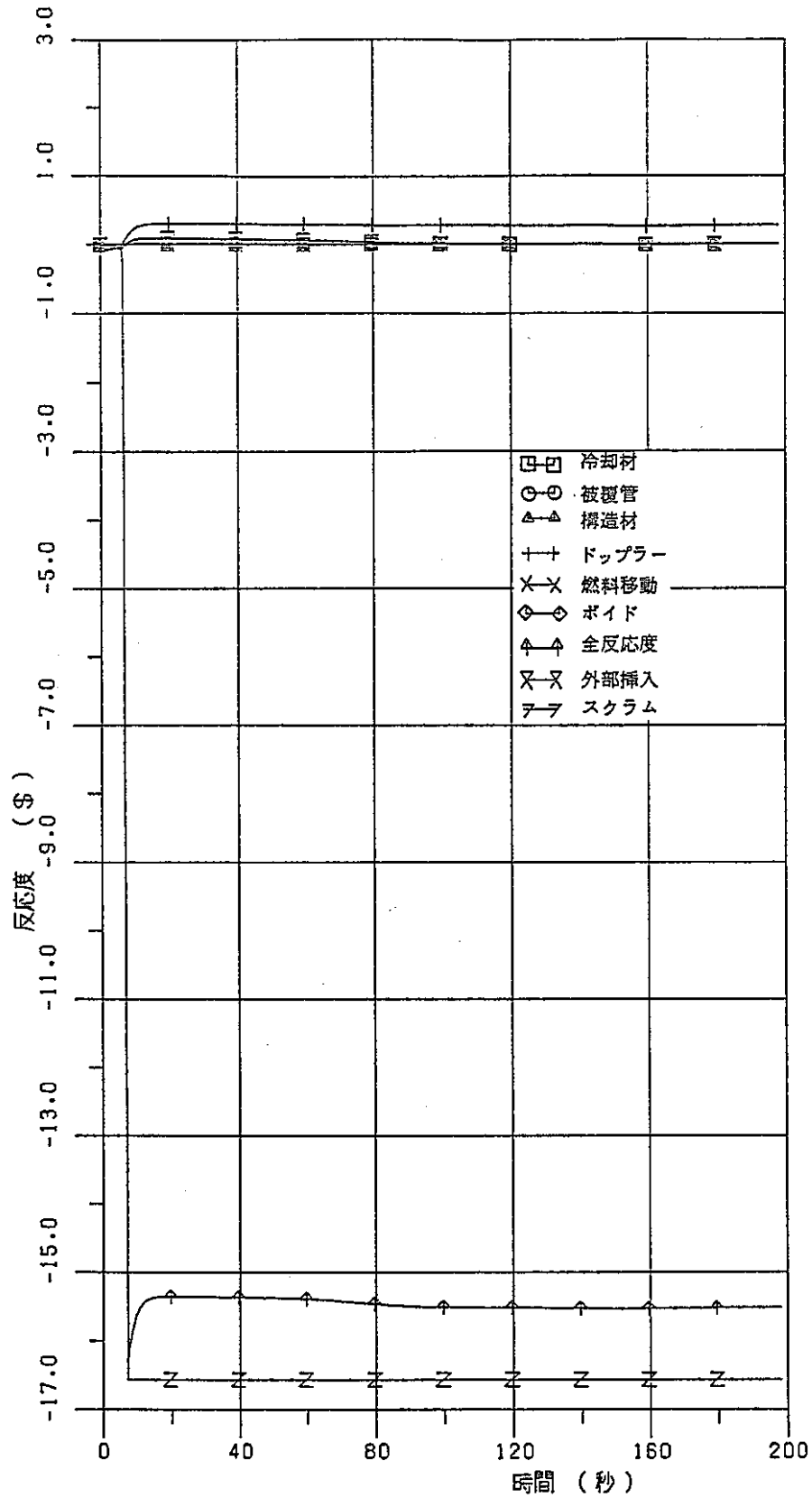


図 3.1.1-5 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²)
- 反応度 -

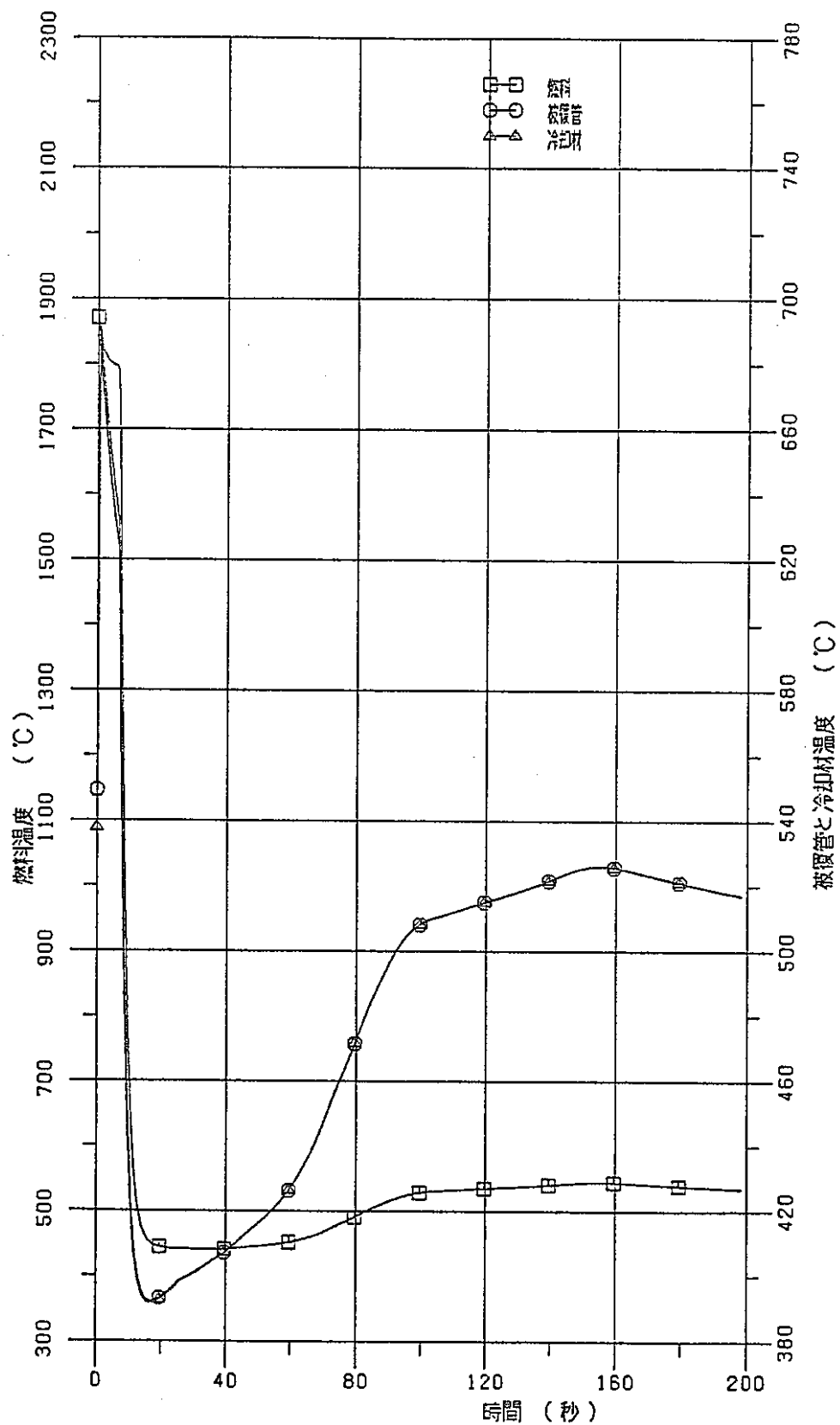


図 3.1.1-6 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

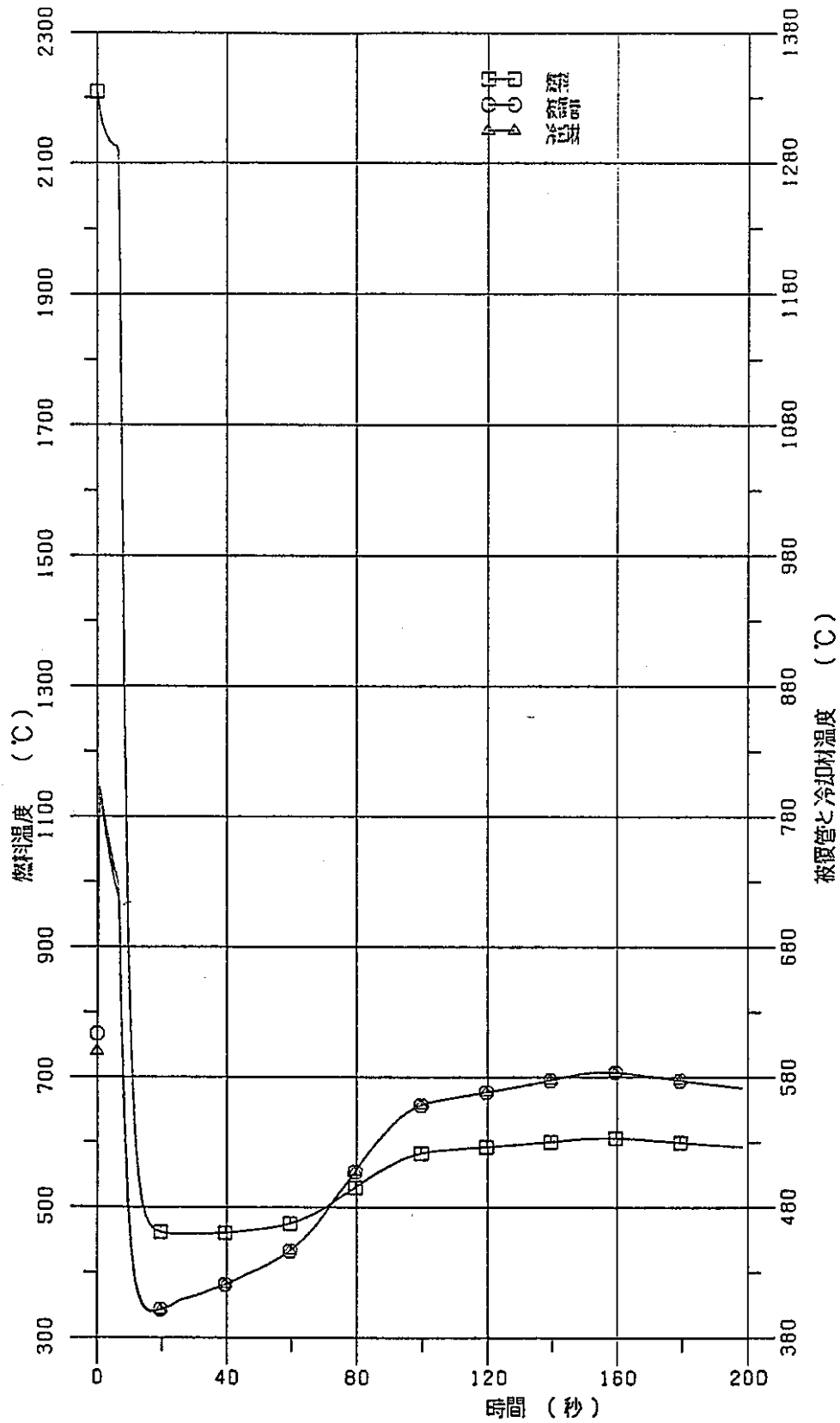


図 3.1.1-7 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

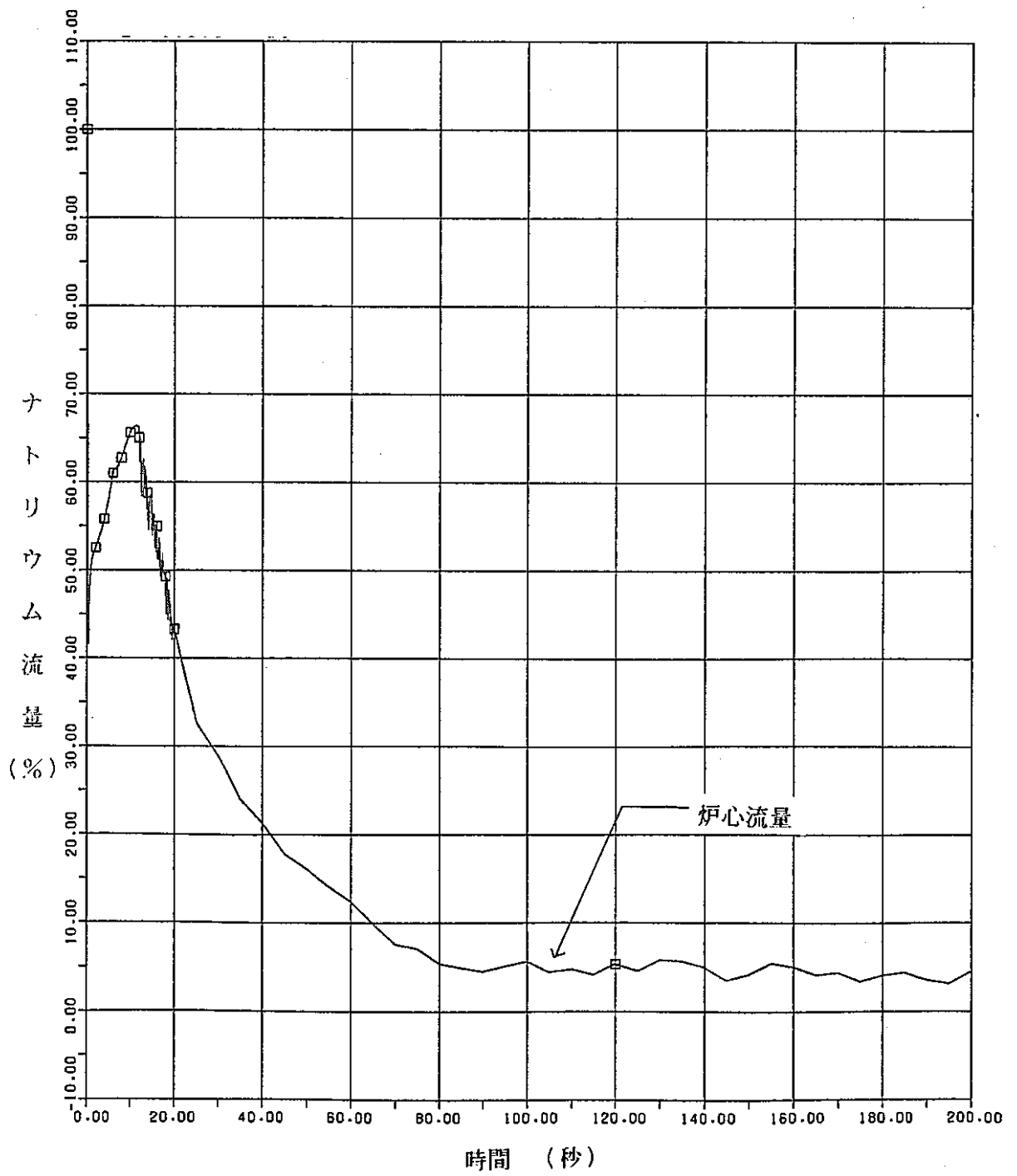


図 3.1.1-8 炉心流量 (444 cm²)

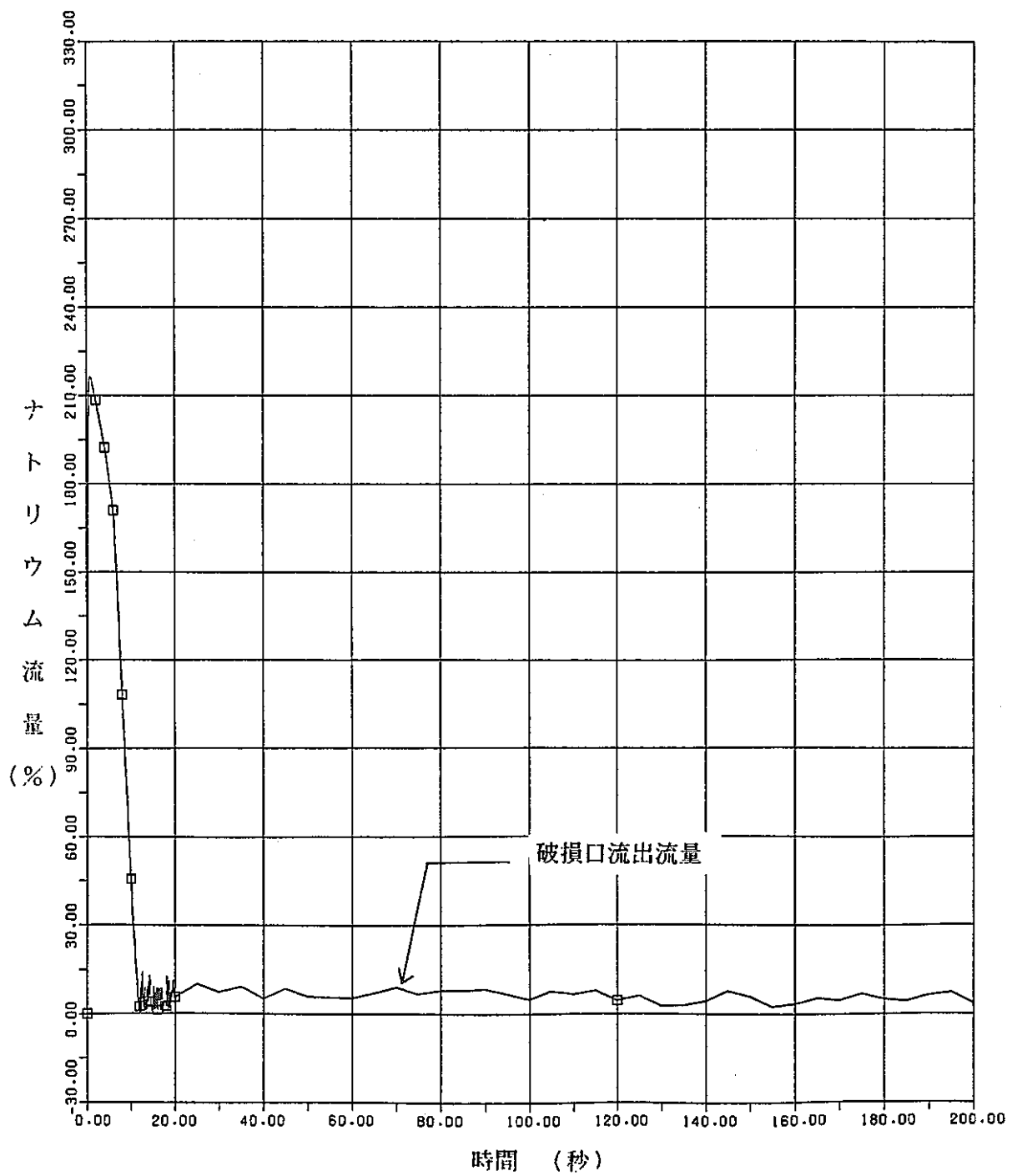


図 3.1.1-9 破損口流出流量 (444 cm²)

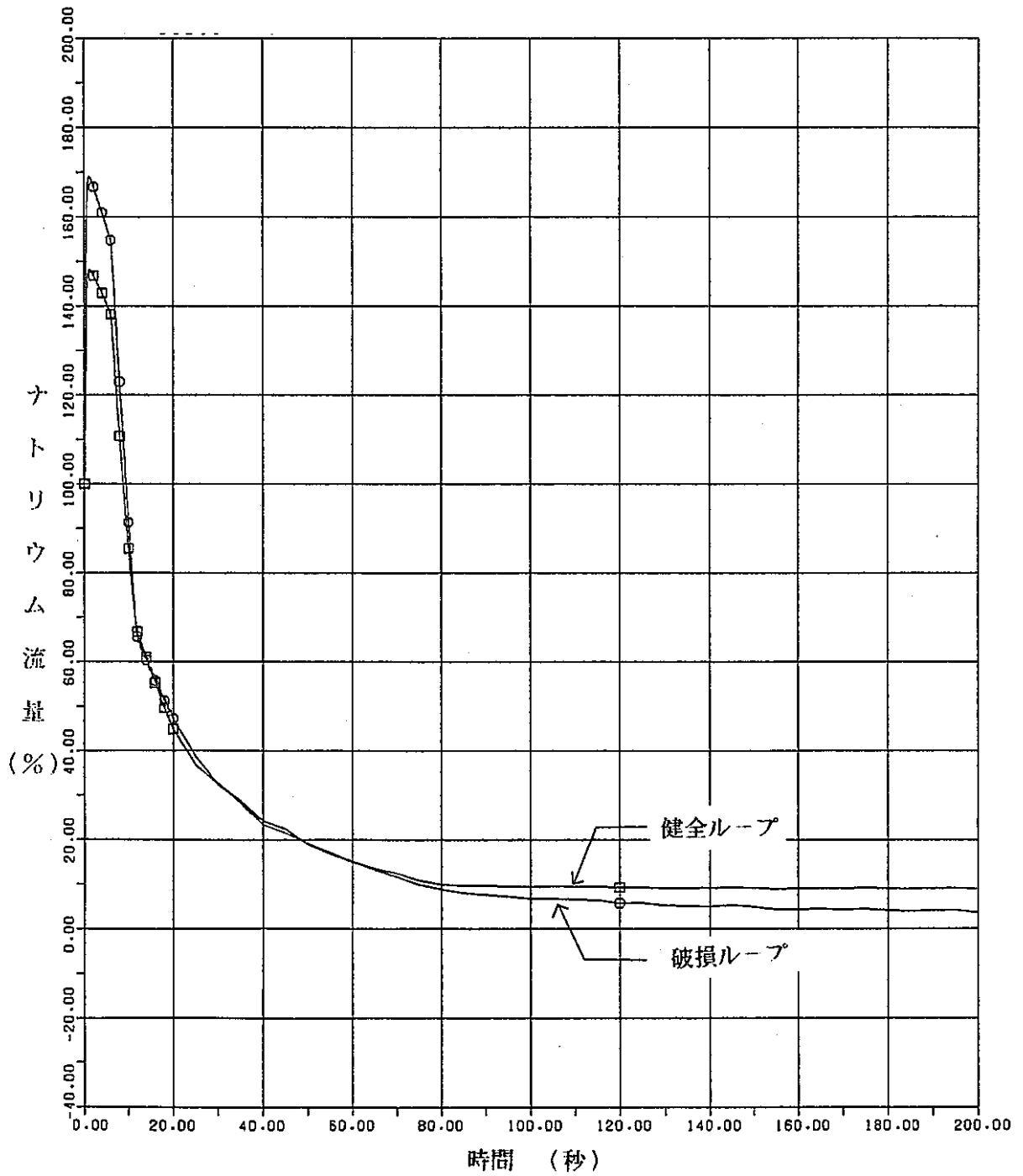


図 3.1.1-10 コールドレグ流量 (444 cm²)

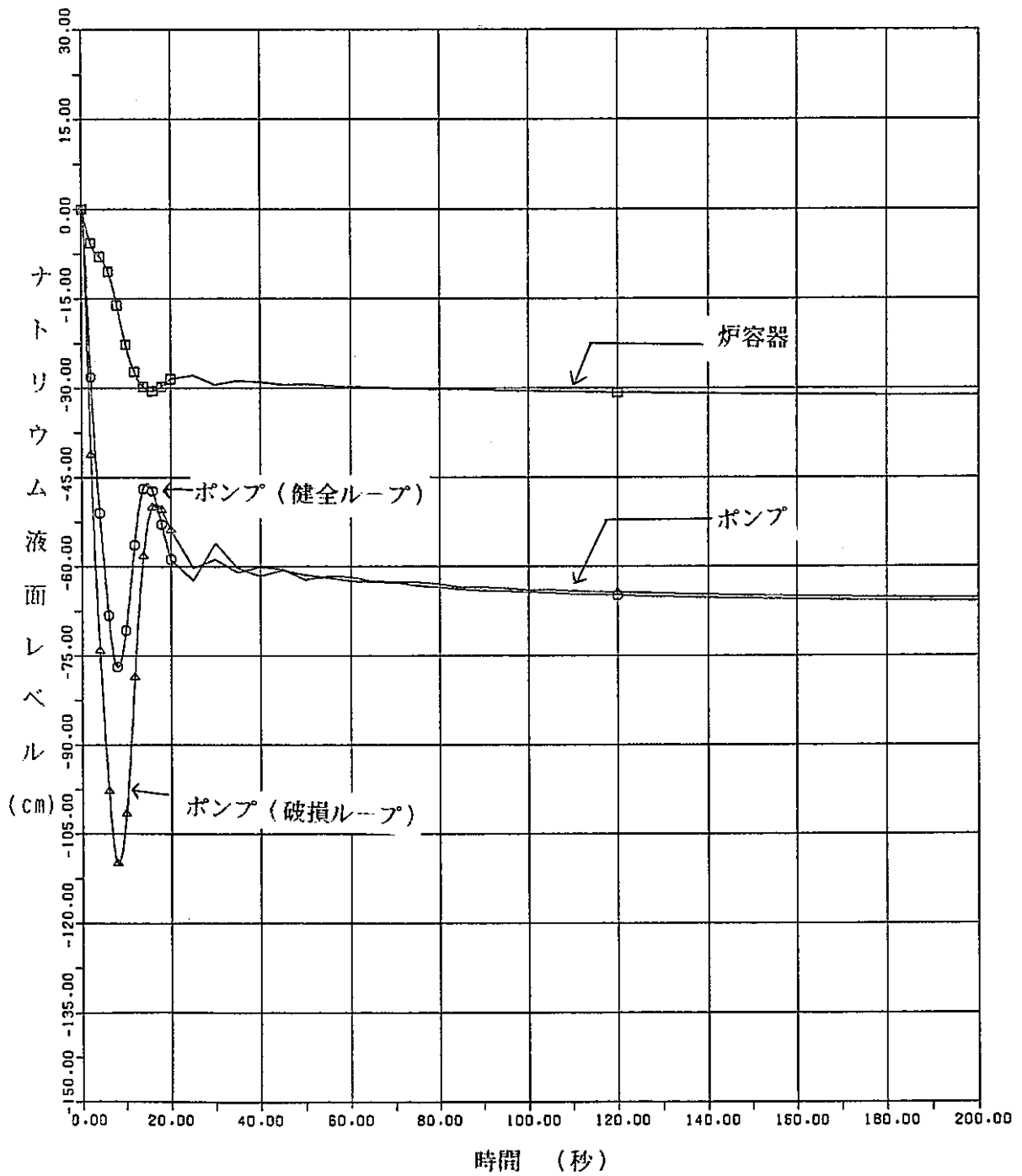


図 3.1.1-11 炉容器及びポンプ液面 (444cm²)

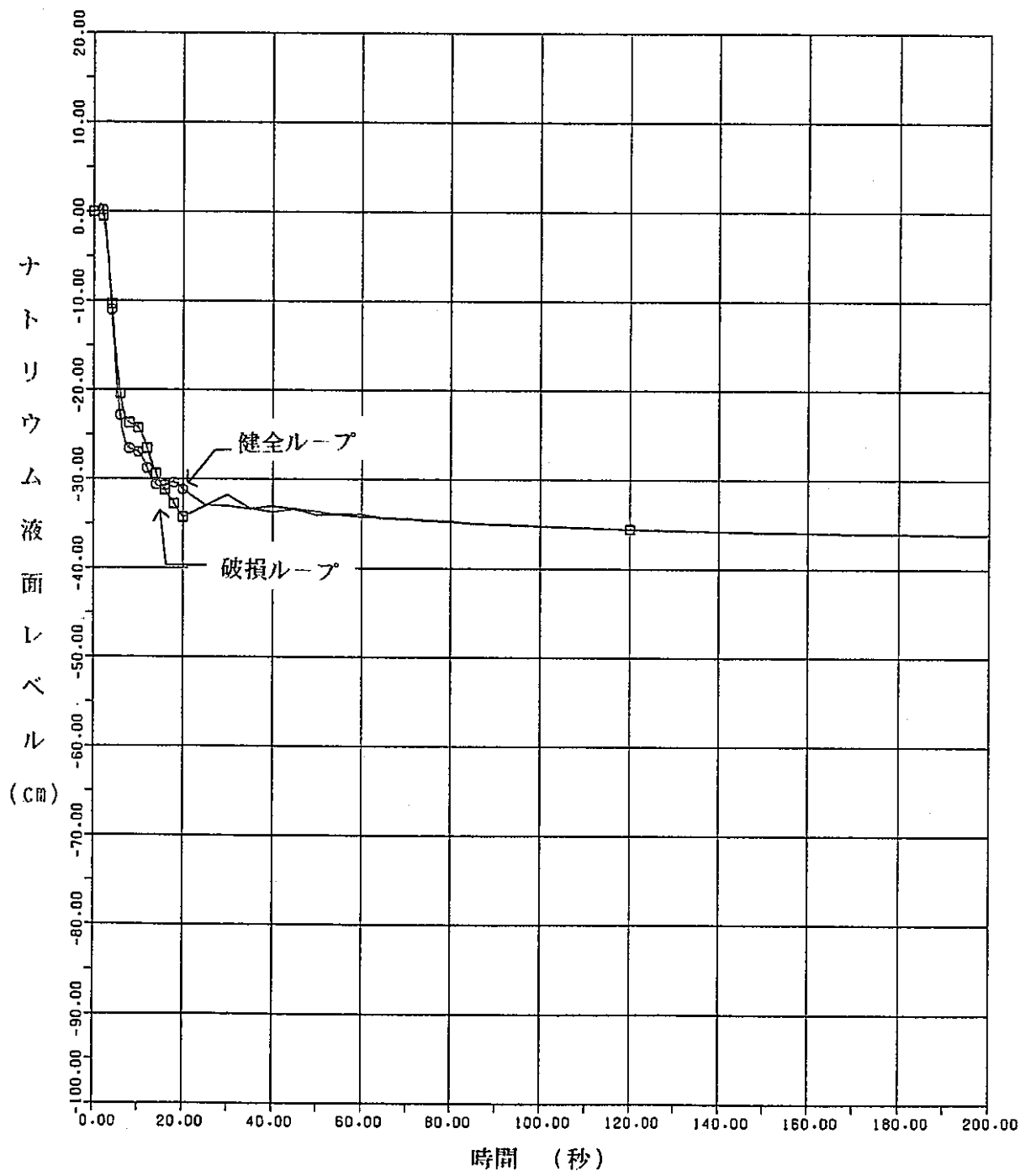


図 3.1.1-12 IHX 液面 (444 cm²)

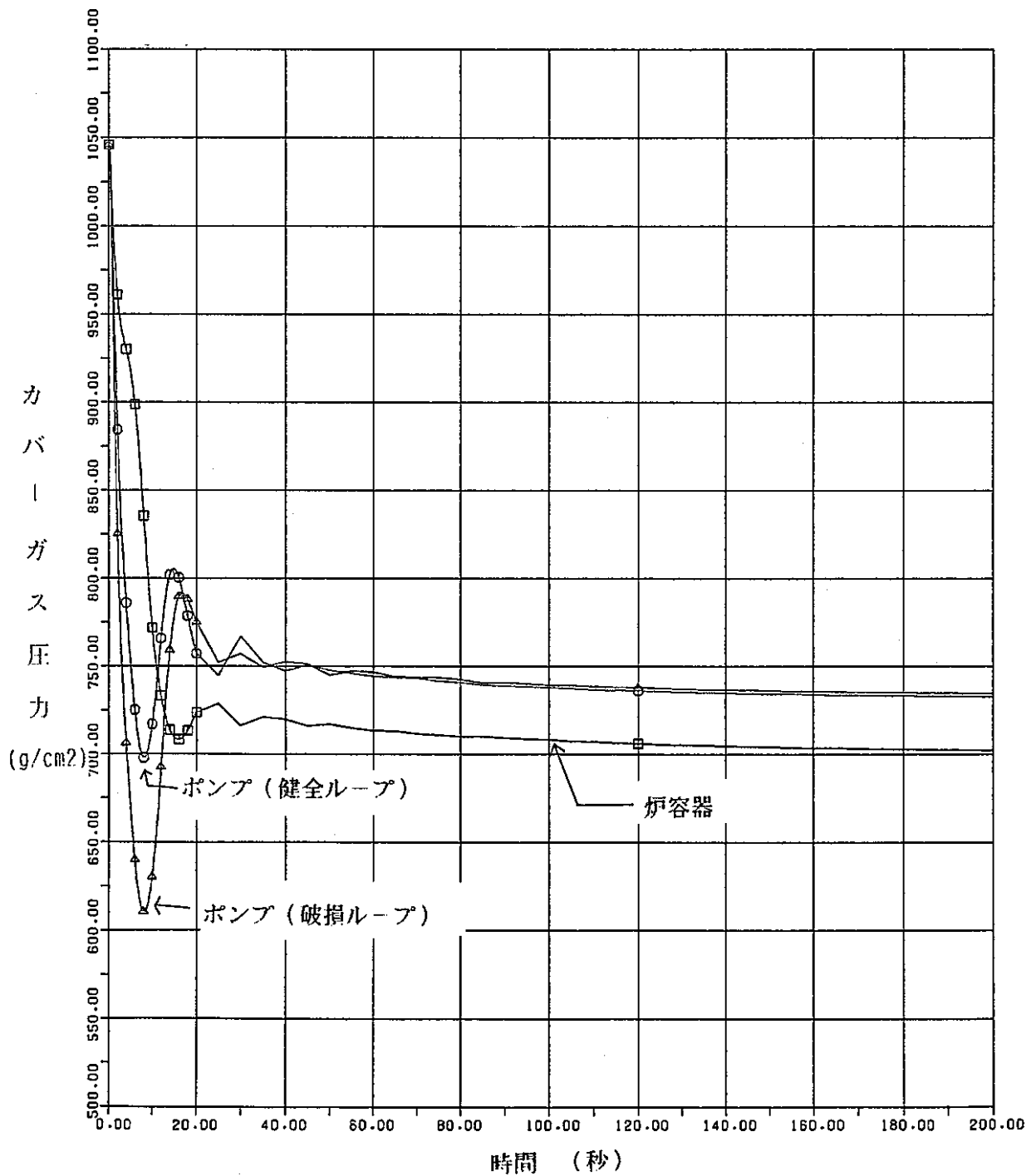


図 3.1.1-13 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (444 cm²)

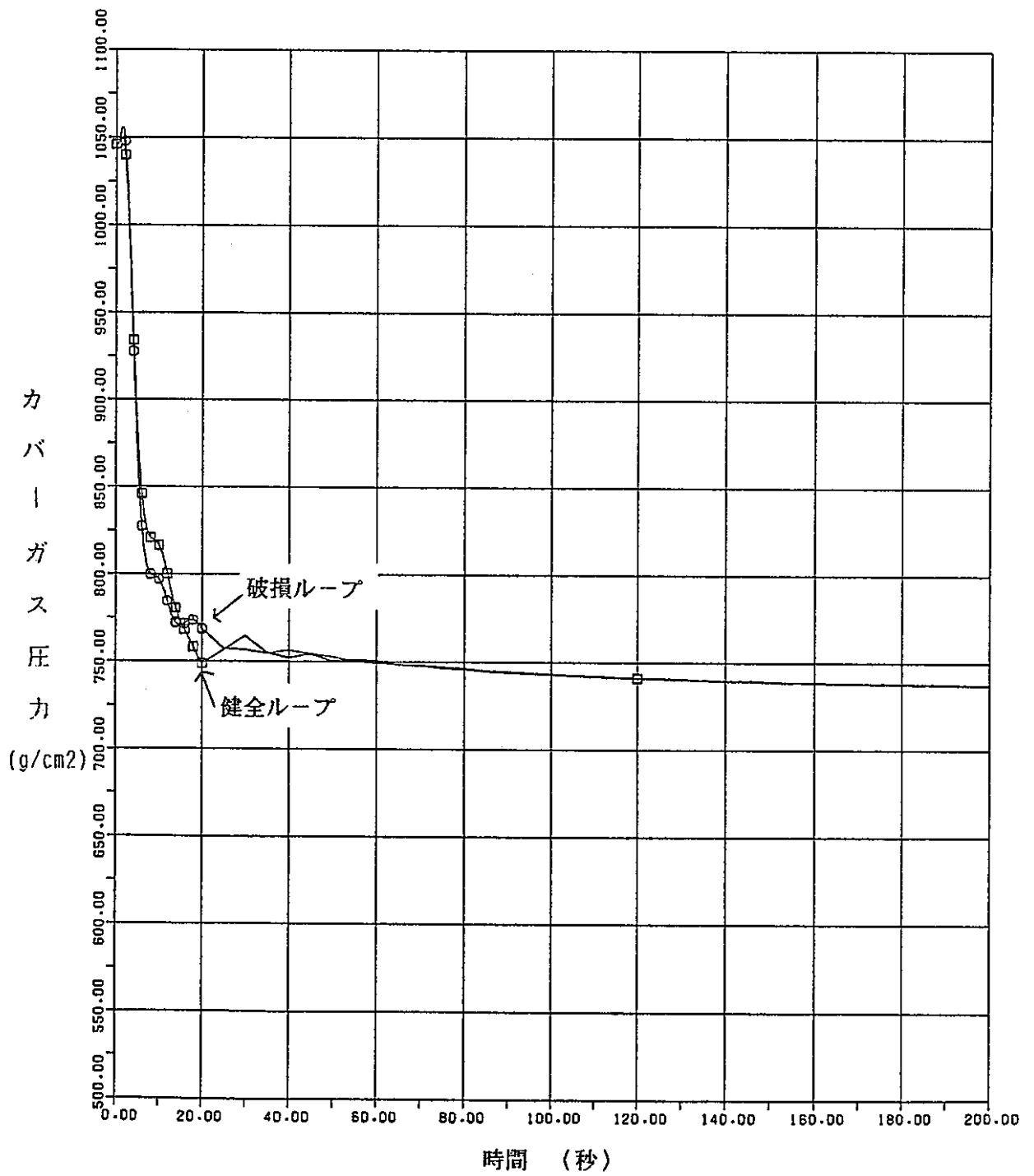


図 3.1.1-14 IHX カバーガス圧力 (444 cm²)

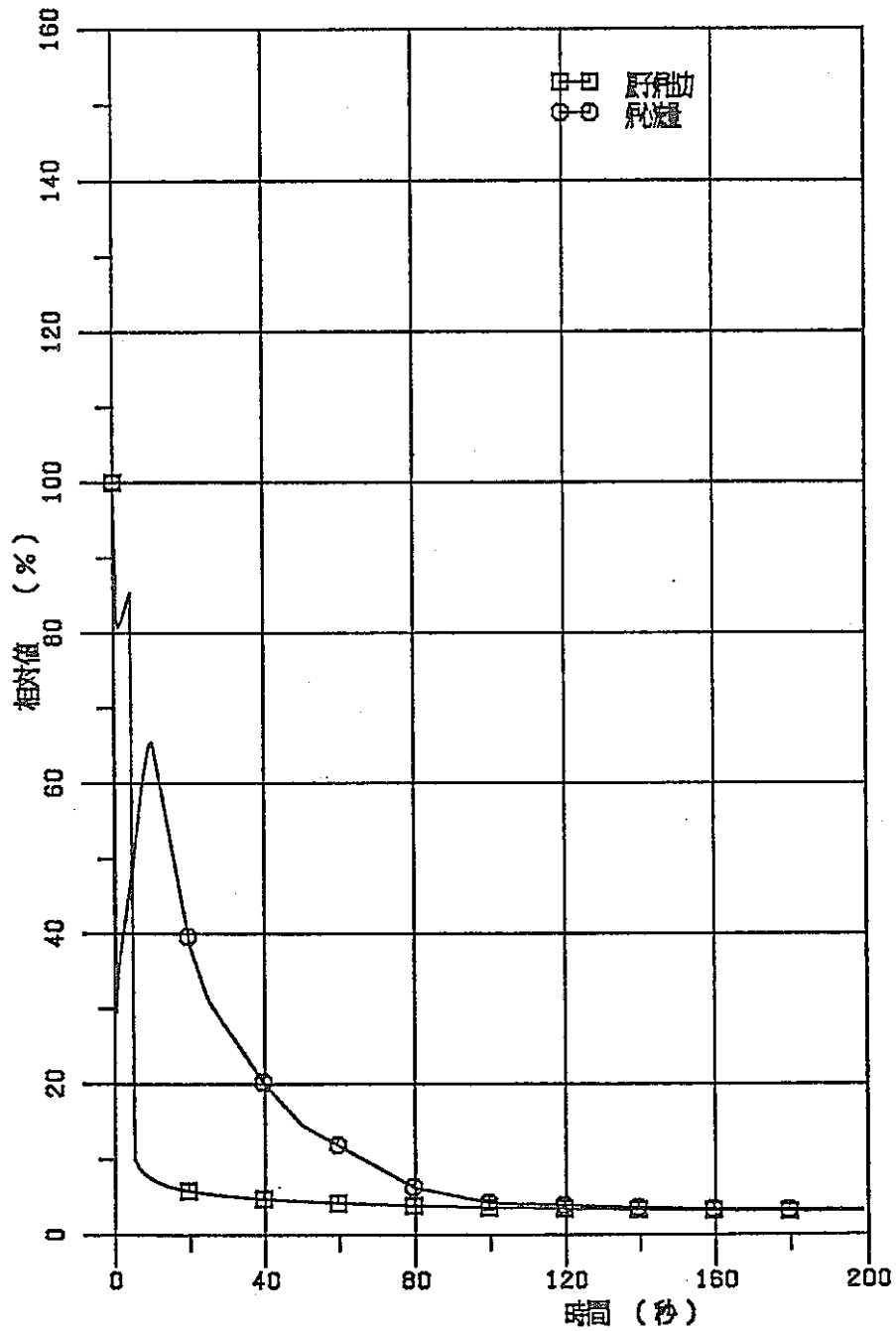


図 3.1.1-15 1次冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²)
 —原子炉出力及び炉心流量—

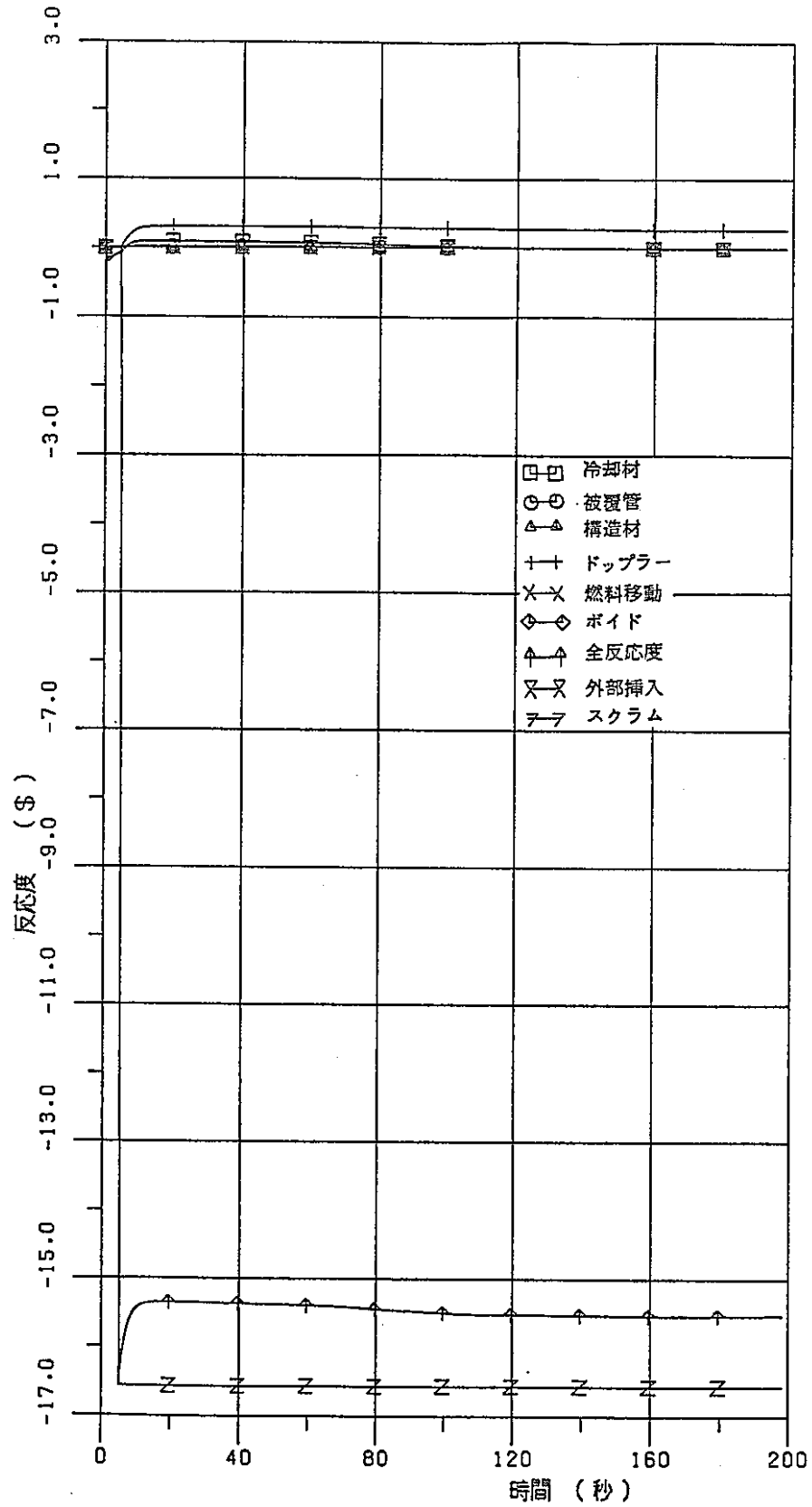


図 3.1.1-16 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²)
- 反応度 -

炉心平均チャンネル

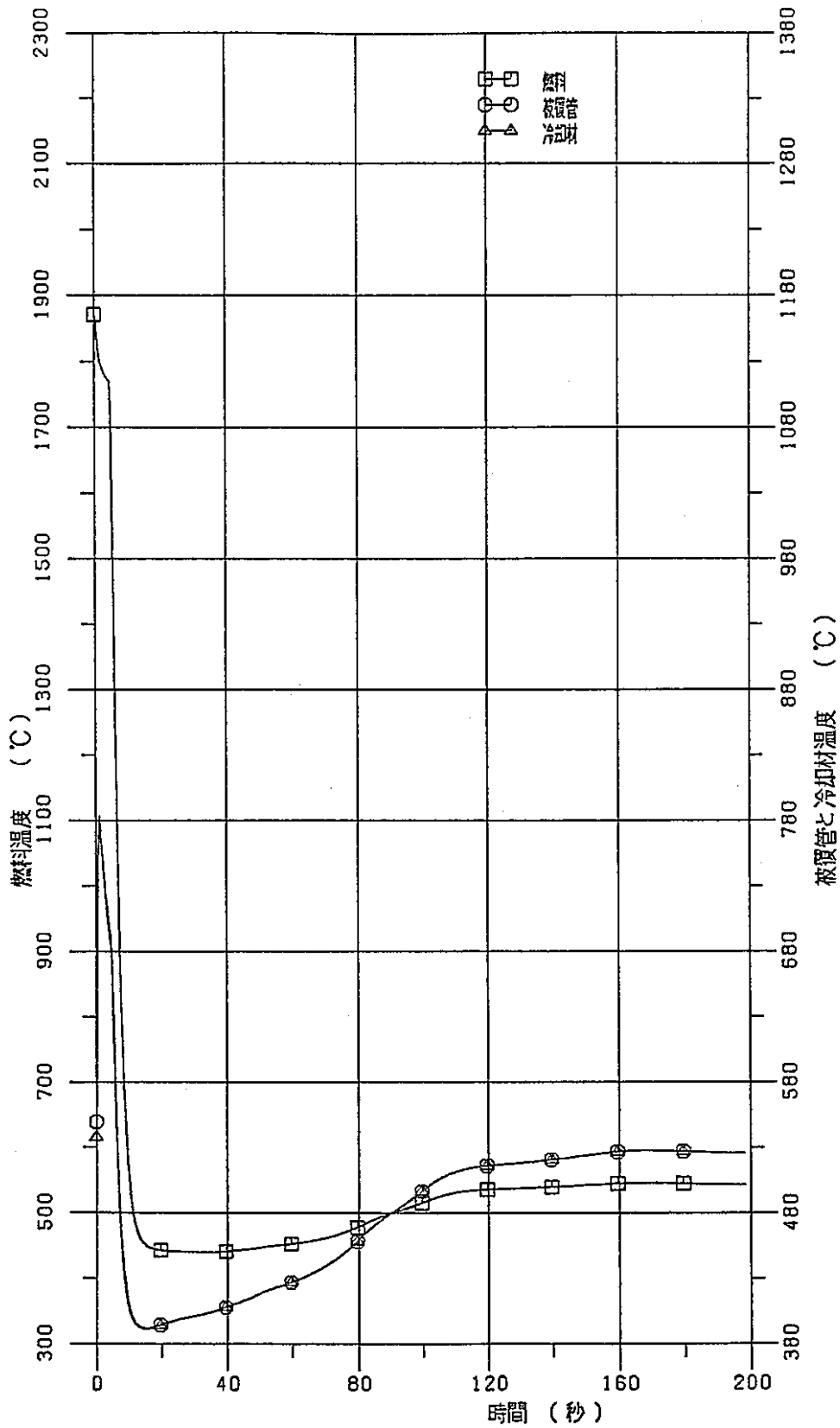


図 3.1.1-17 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

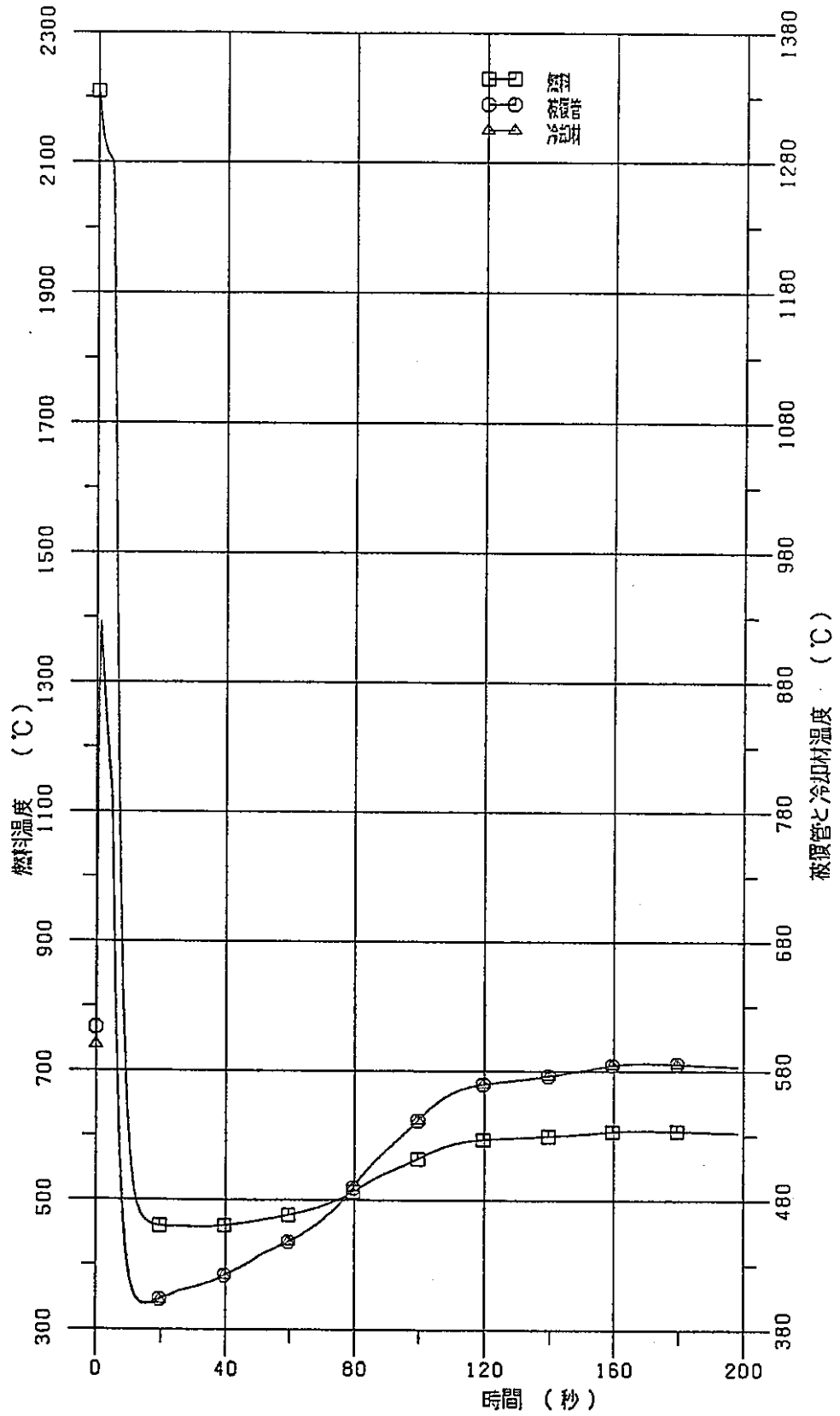


図 3.1.1-18 1次冷却材系配管内管の大口径破損 (800cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

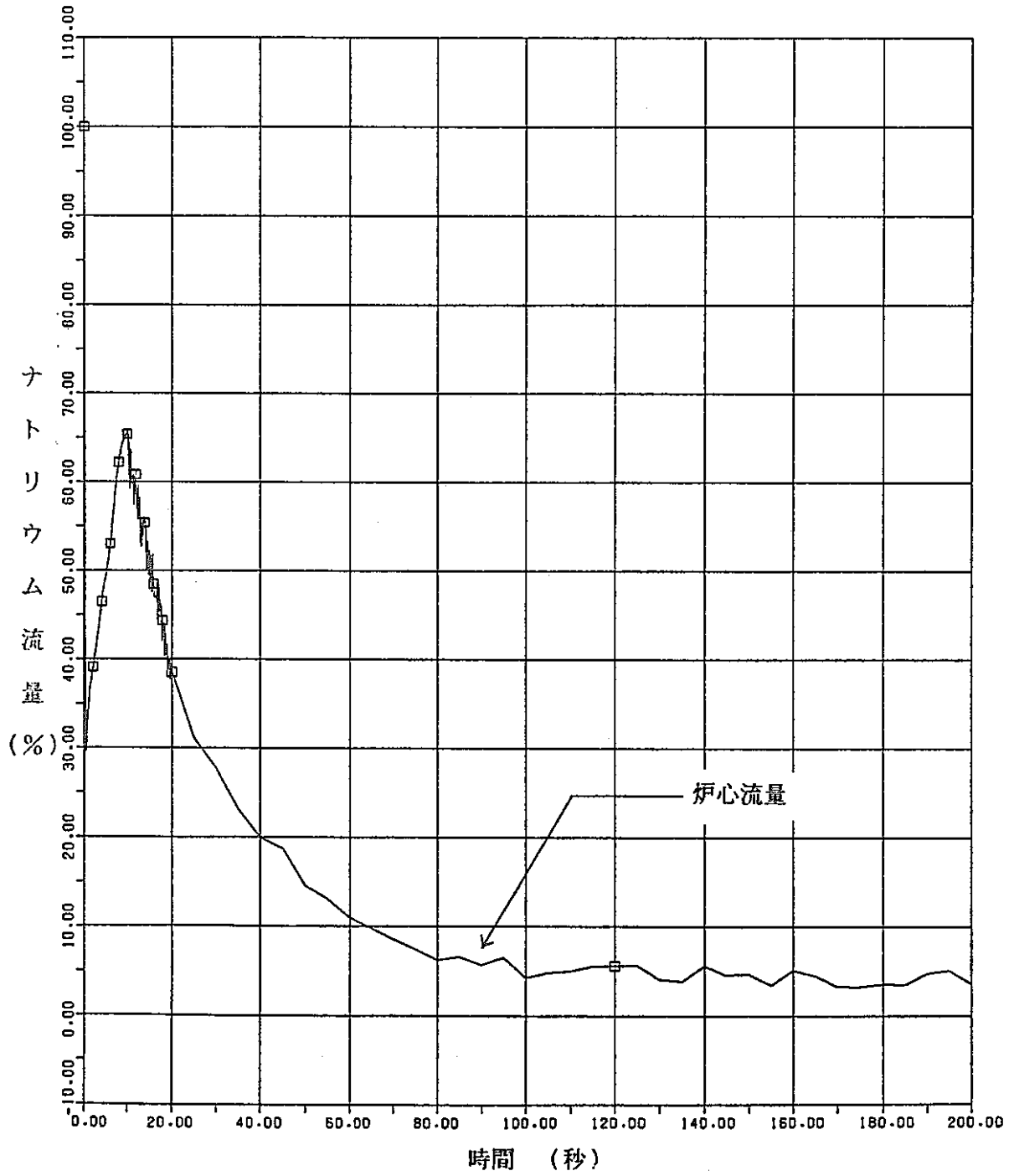


図 3.1.1-19 炉心流量 (800 cm²)

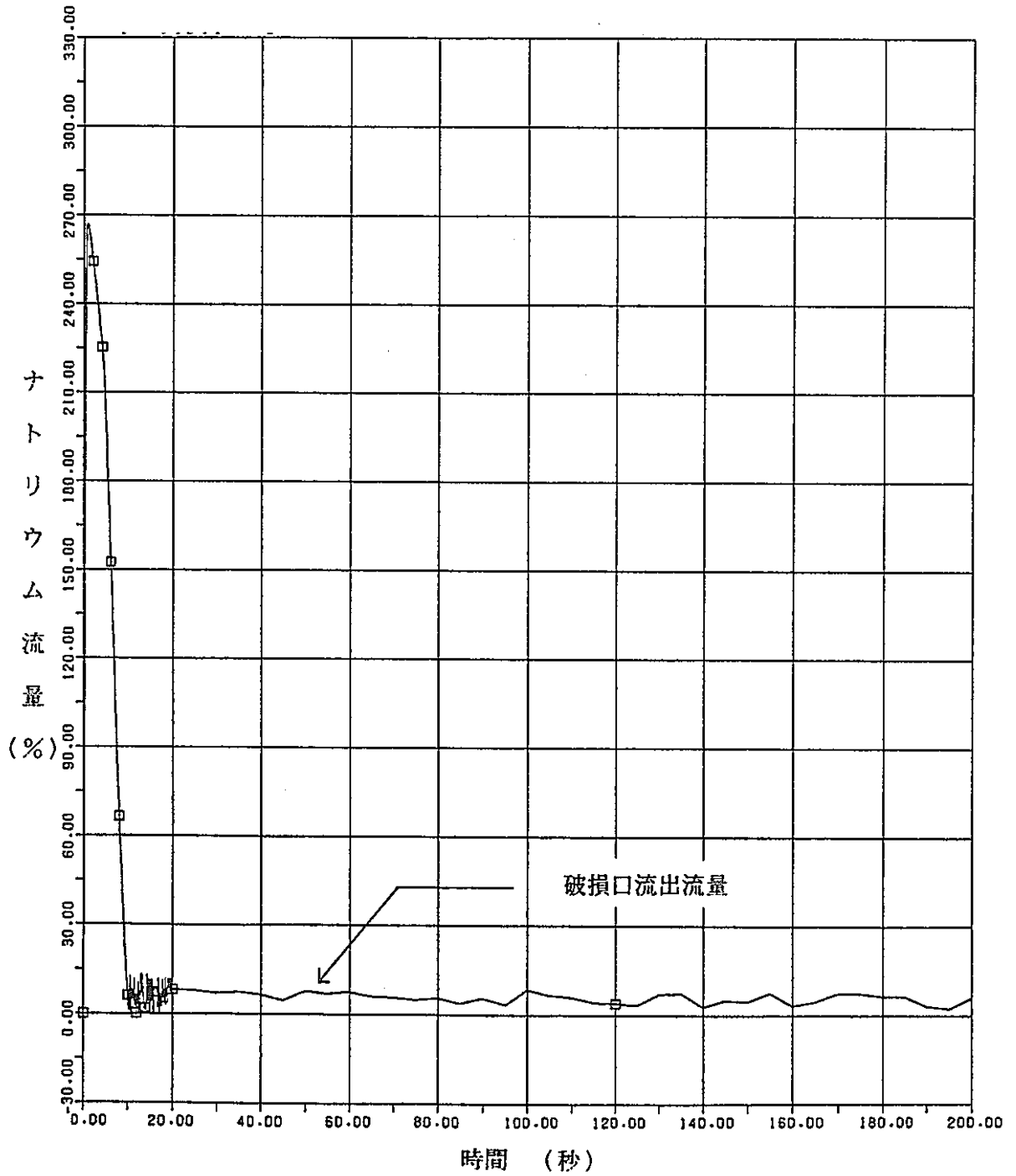


図 3.1.1-20 破損口流出流量 (800 cm²)

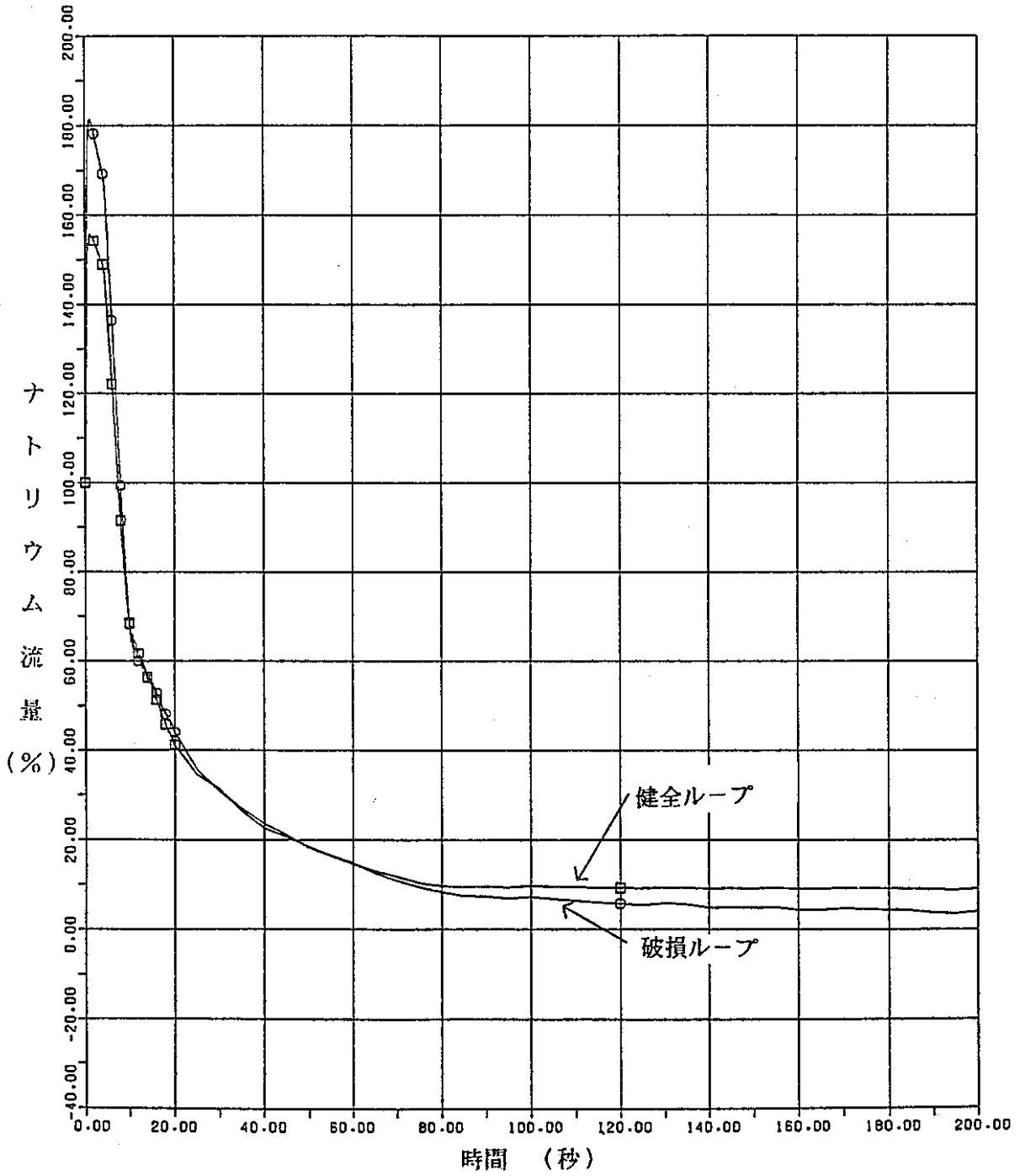


図 3.1.1-21 コールドレグ流量 (800 cm²)

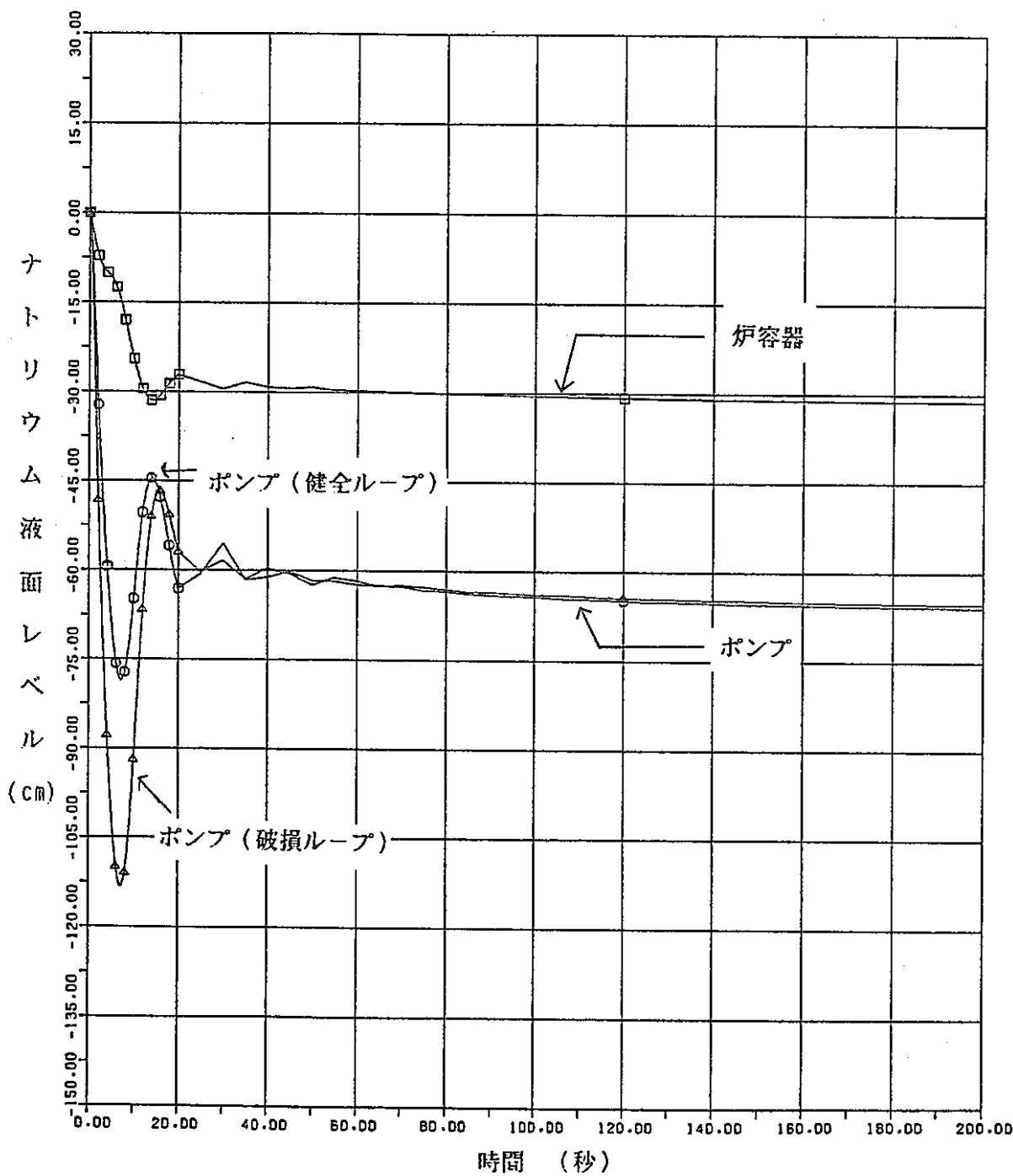


図 3.1.1-22 炉容器及びポンプ (800 cm²)

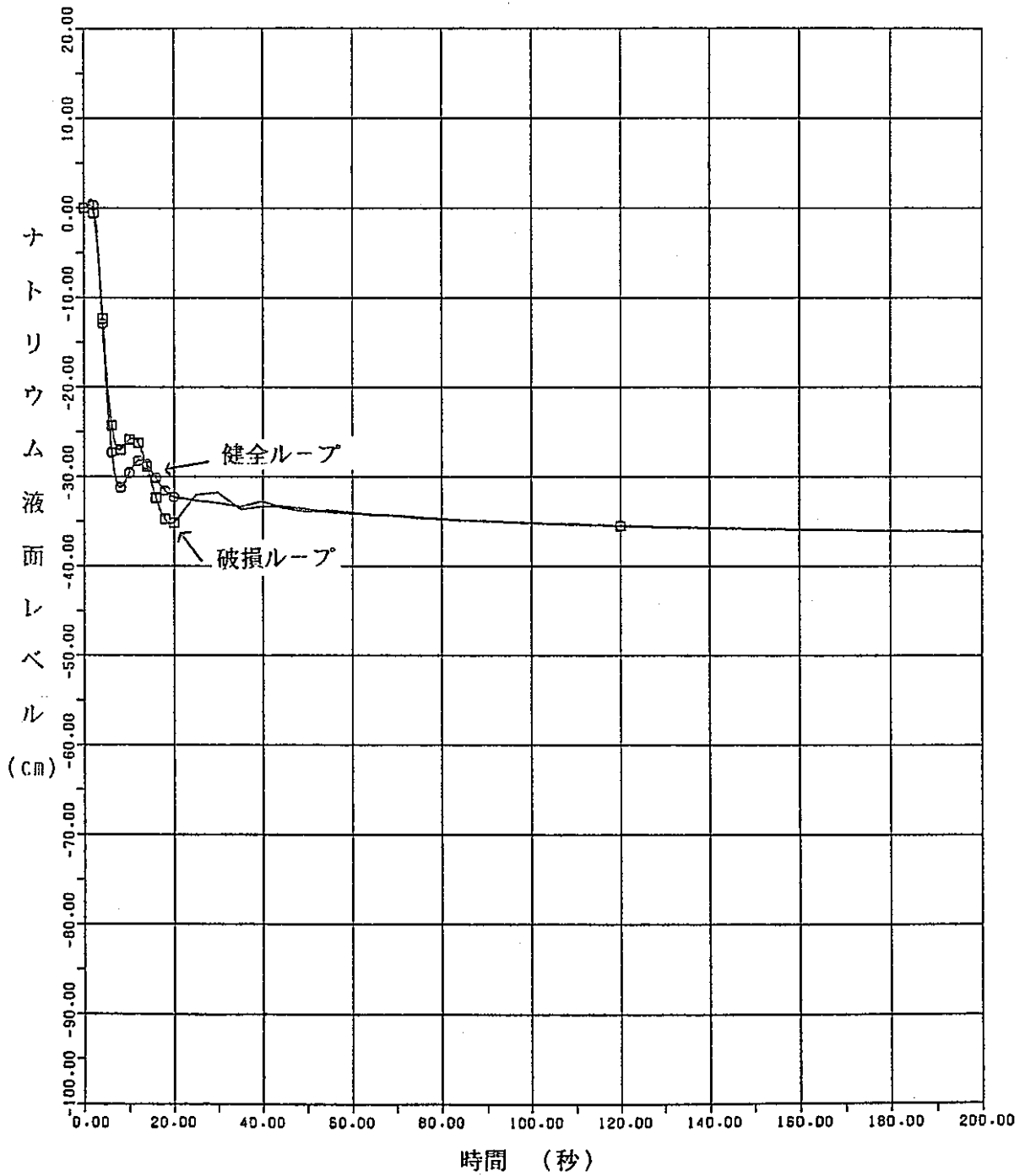


図 3.1.1-23 I H X 液面 (800 cm²)

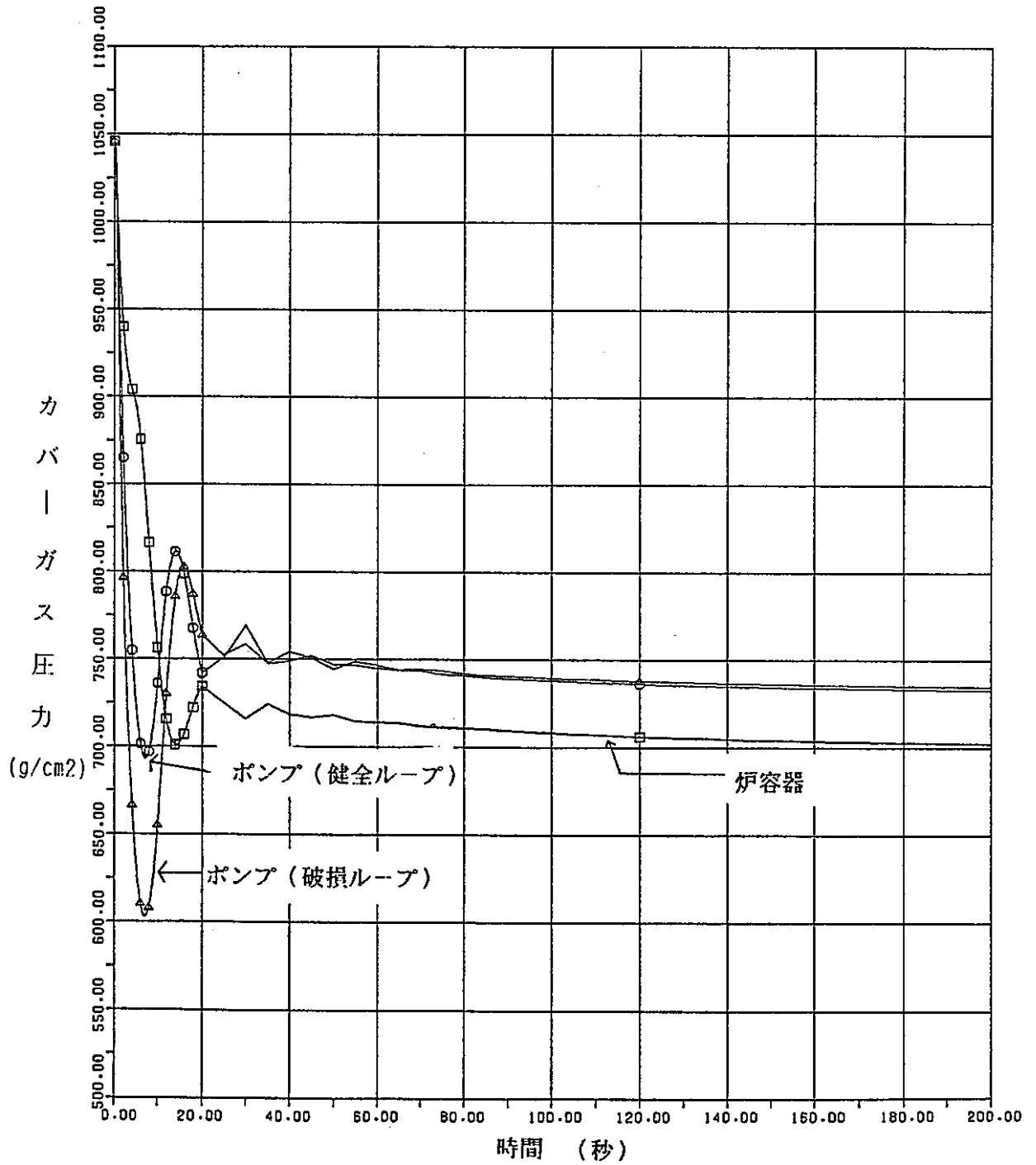


図 3.1.1-24 容器及びポンプカバーガス圧力 (800 cm²)

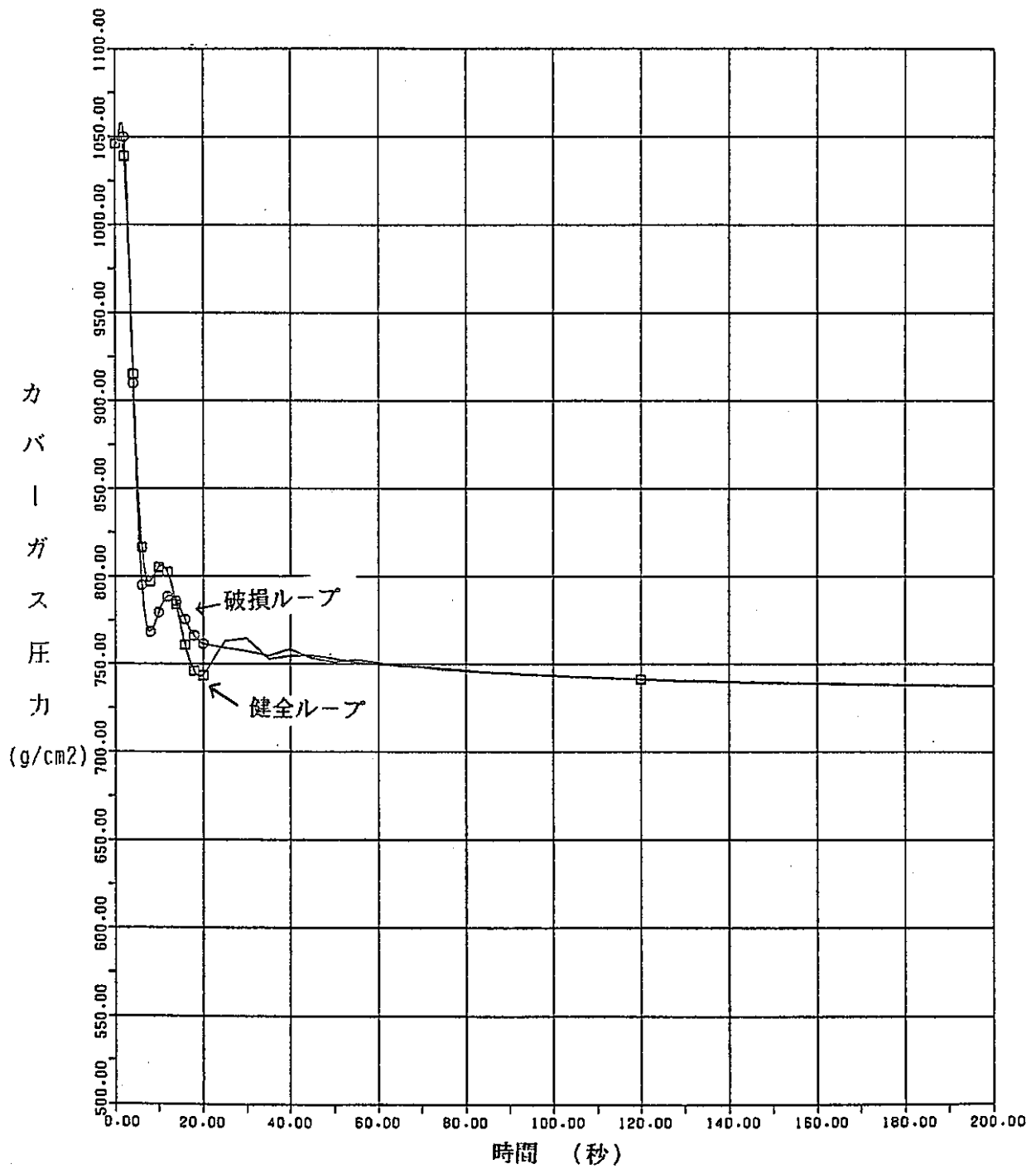


図 3.1.1 - 25 IHX カバーガス圧力 (800 cm²)

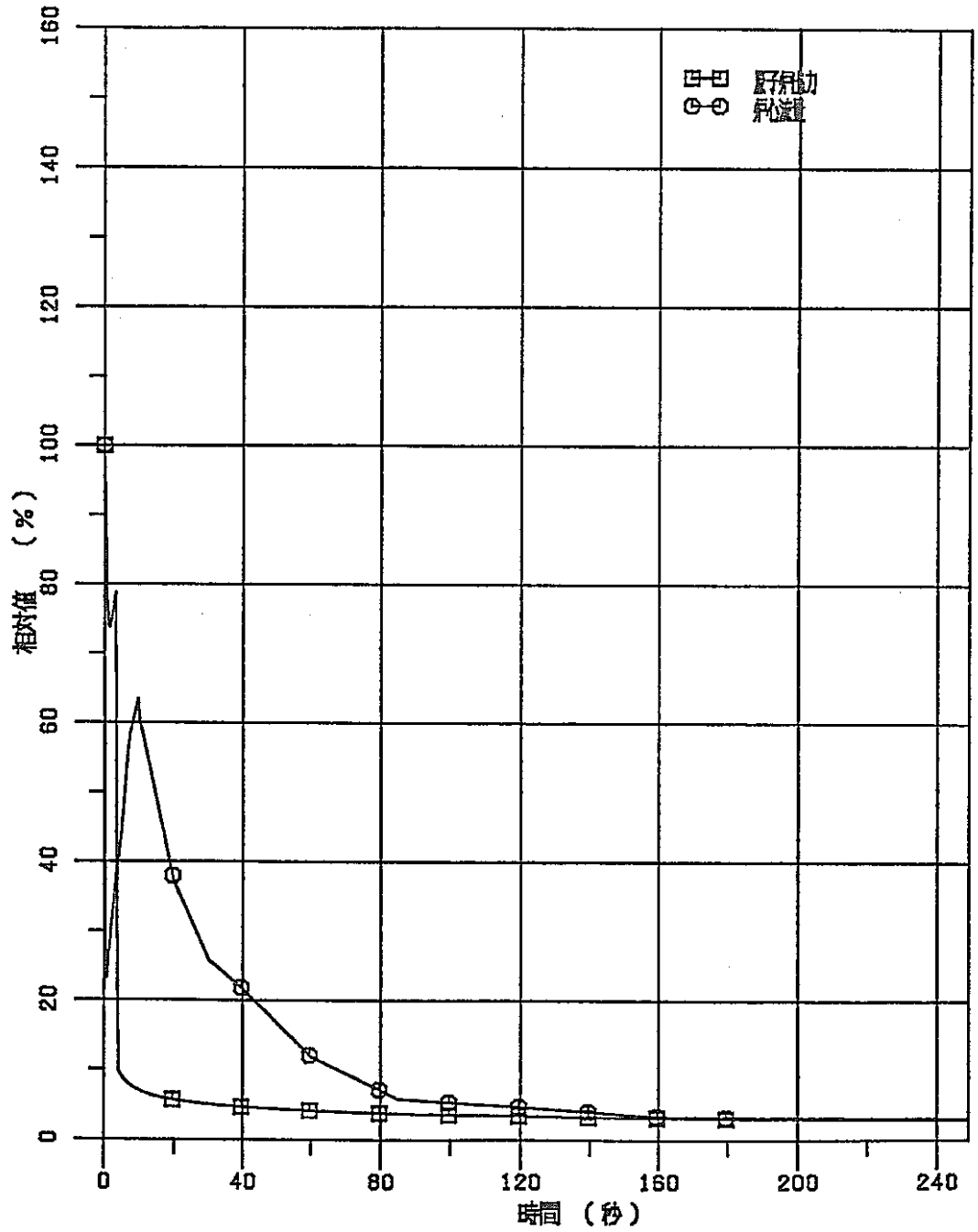


図 3.1.1-26 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466cm²)
 — 原子炉出力及び炉心流量 —

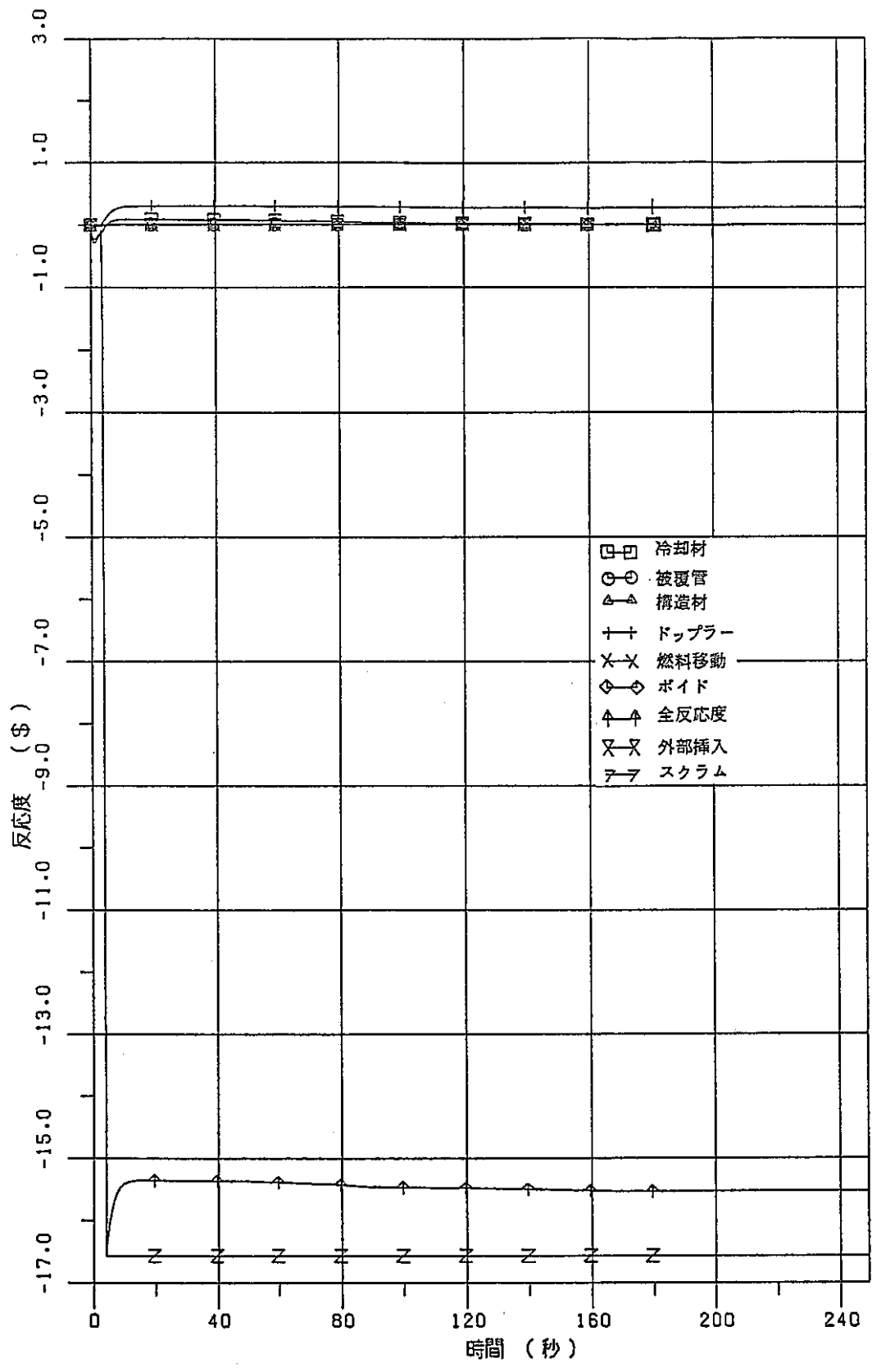


図 3.1.1 - 27 1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (1466 cm²)
 - 反 応 度 -

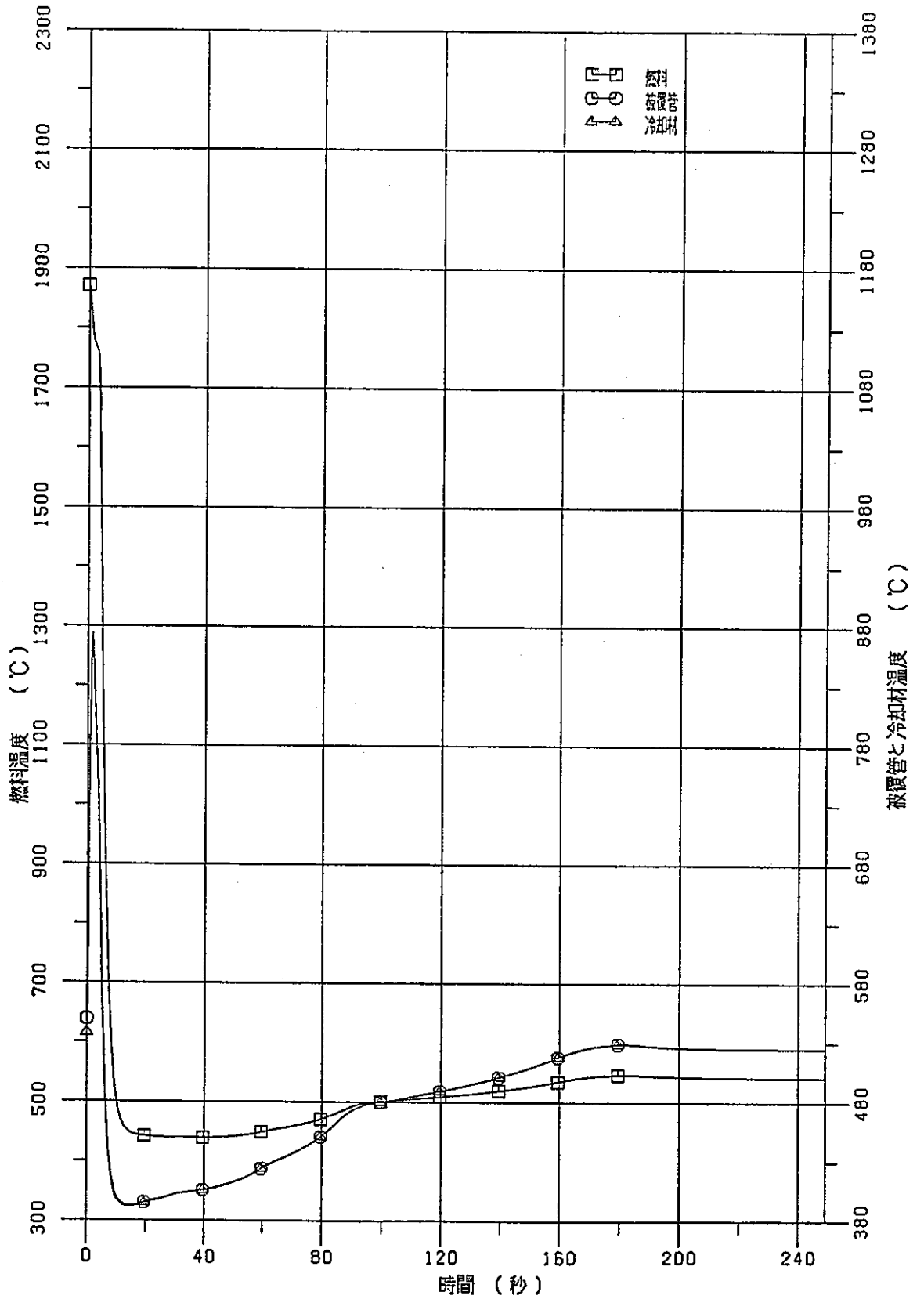


図 3.1.1-28 1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (1466 cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

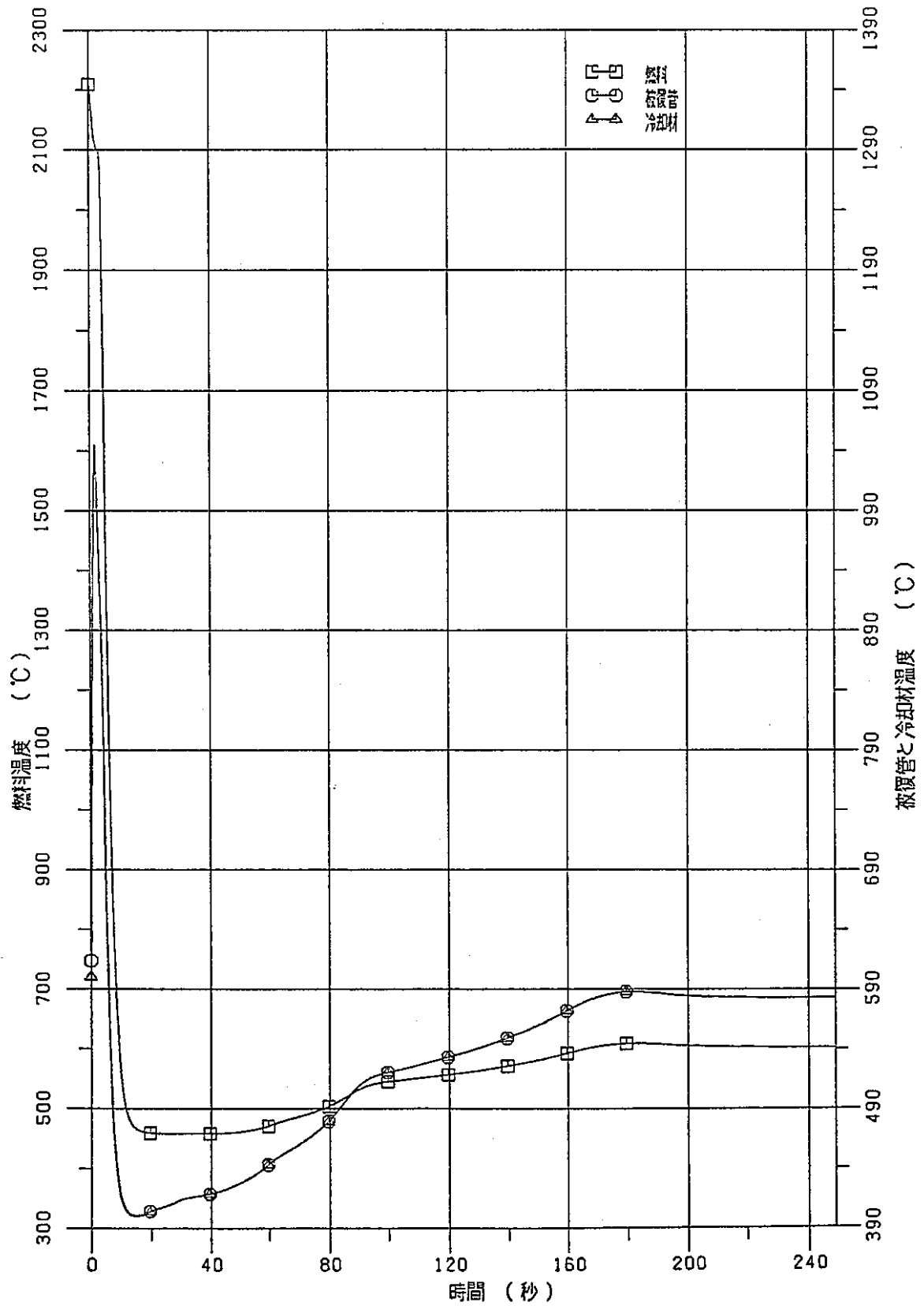


図 3.1.1-29 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466 cm²)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

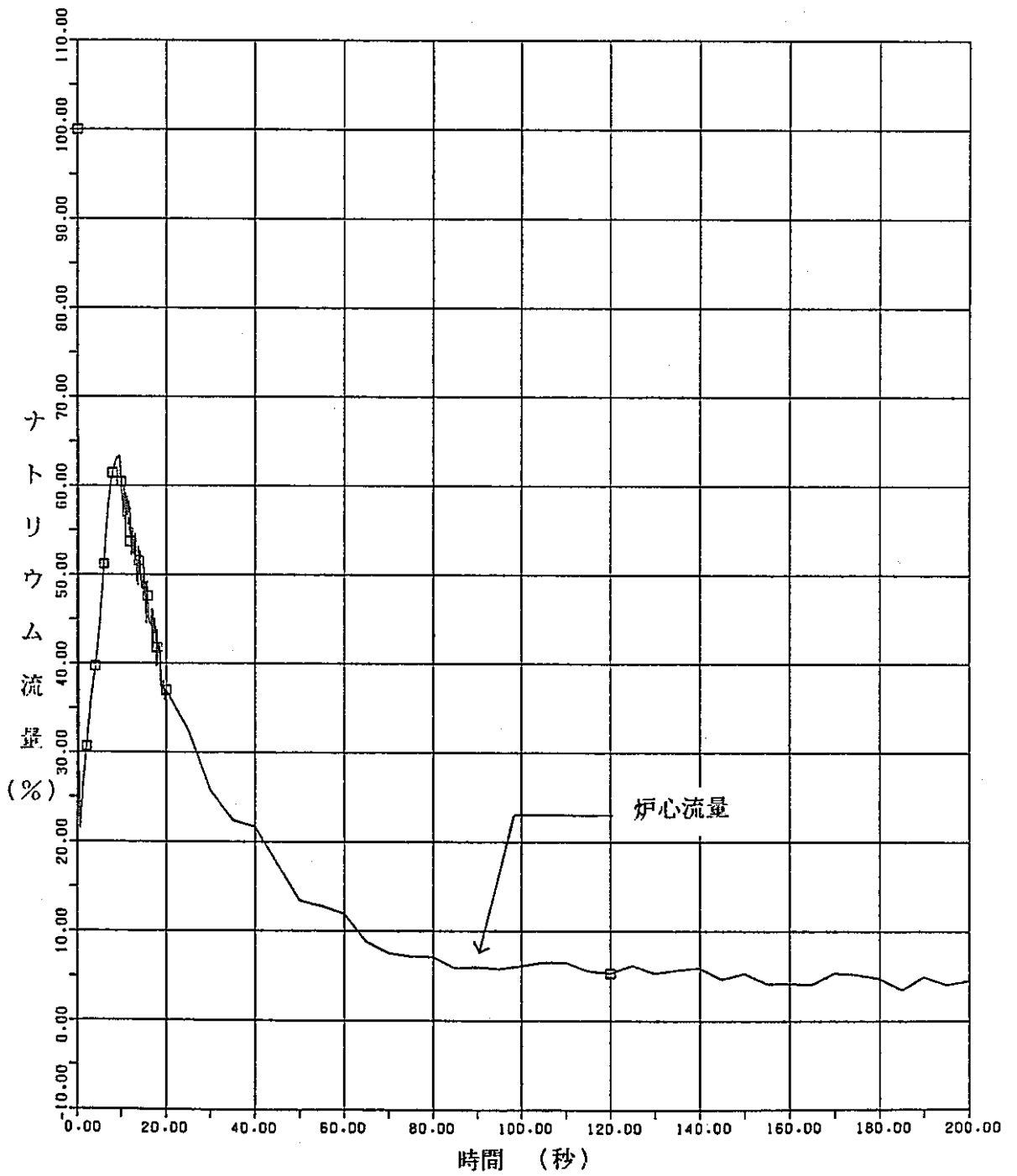


図 3.1.1 - 30 炉 心 流 量 (1466cm²)

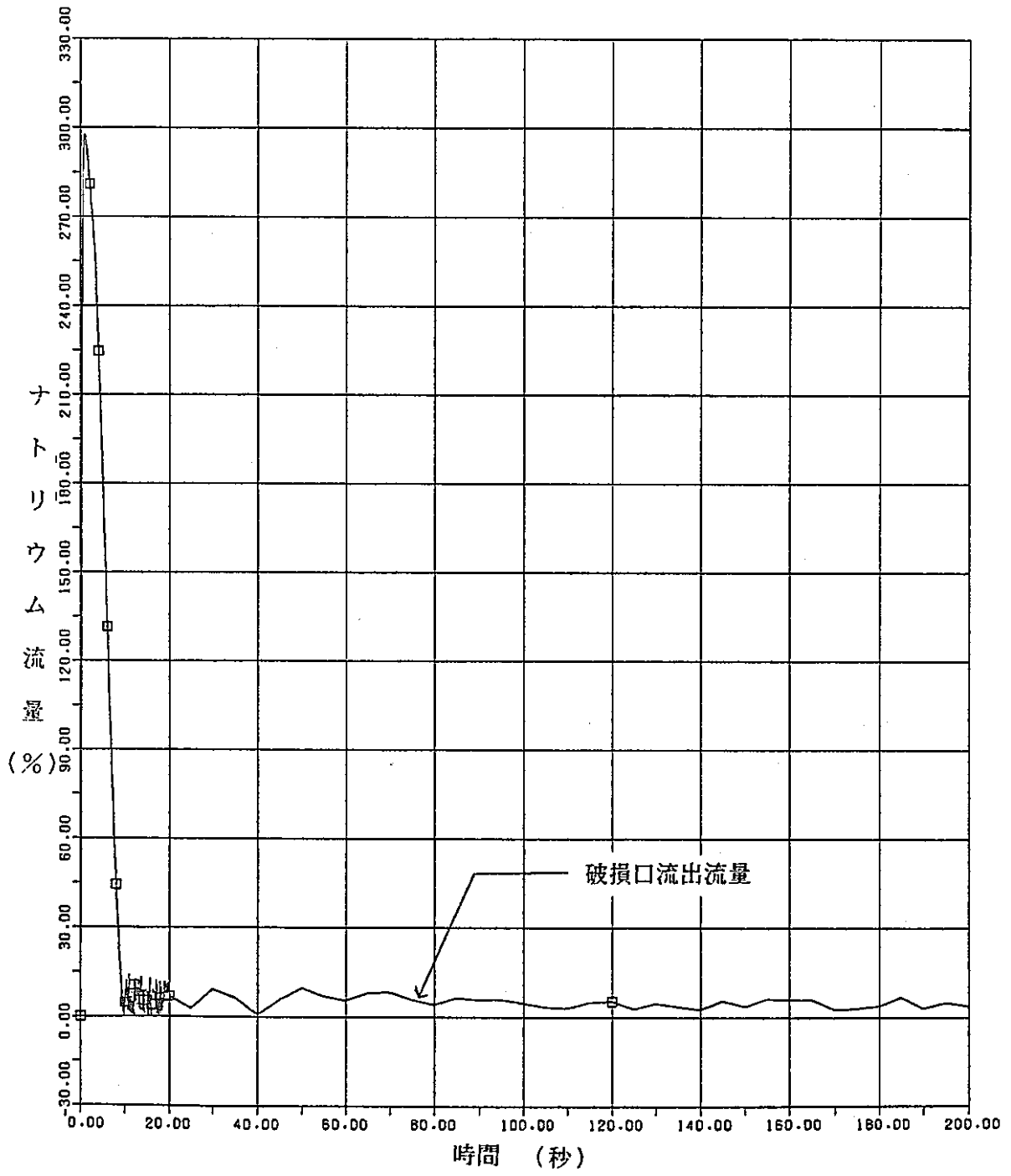


図 3.1.1-31 破損口流出流量 (1466 cm²)

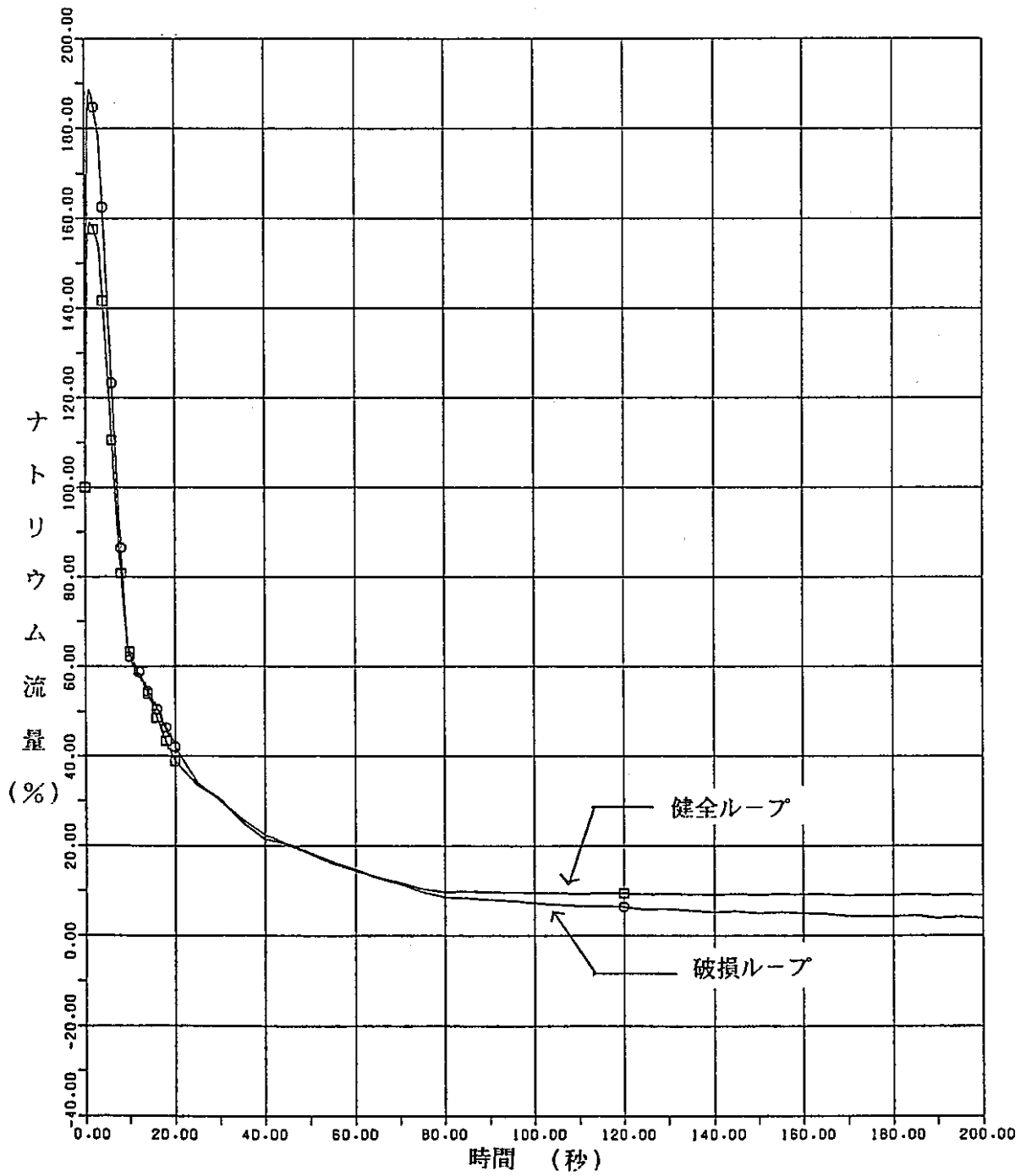


図 3.1.1-32 コールドレグ流量 (1466 cm²)

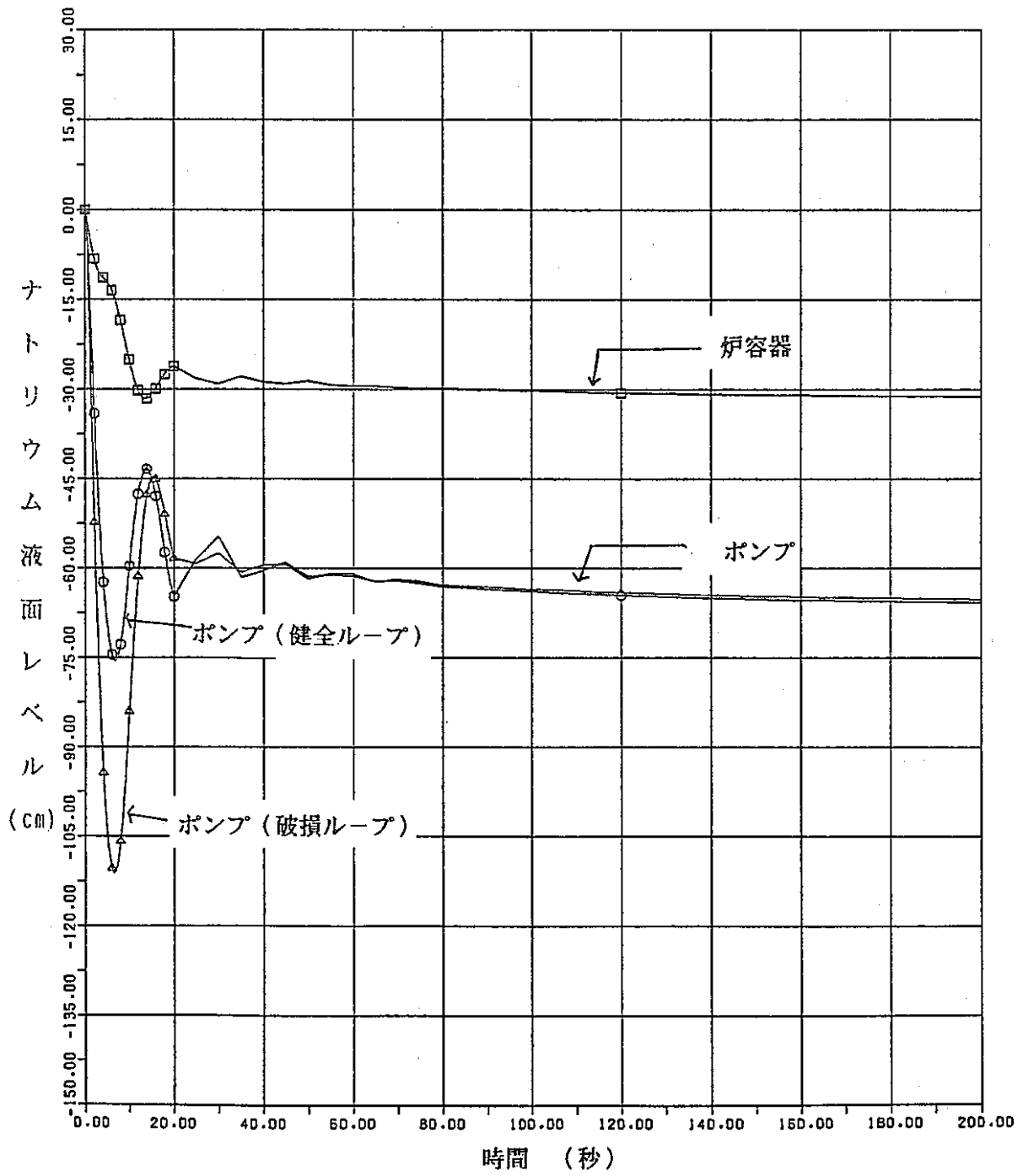


図 3.1.1-33 炉容器及びポンプ液面 (1466 cm²)

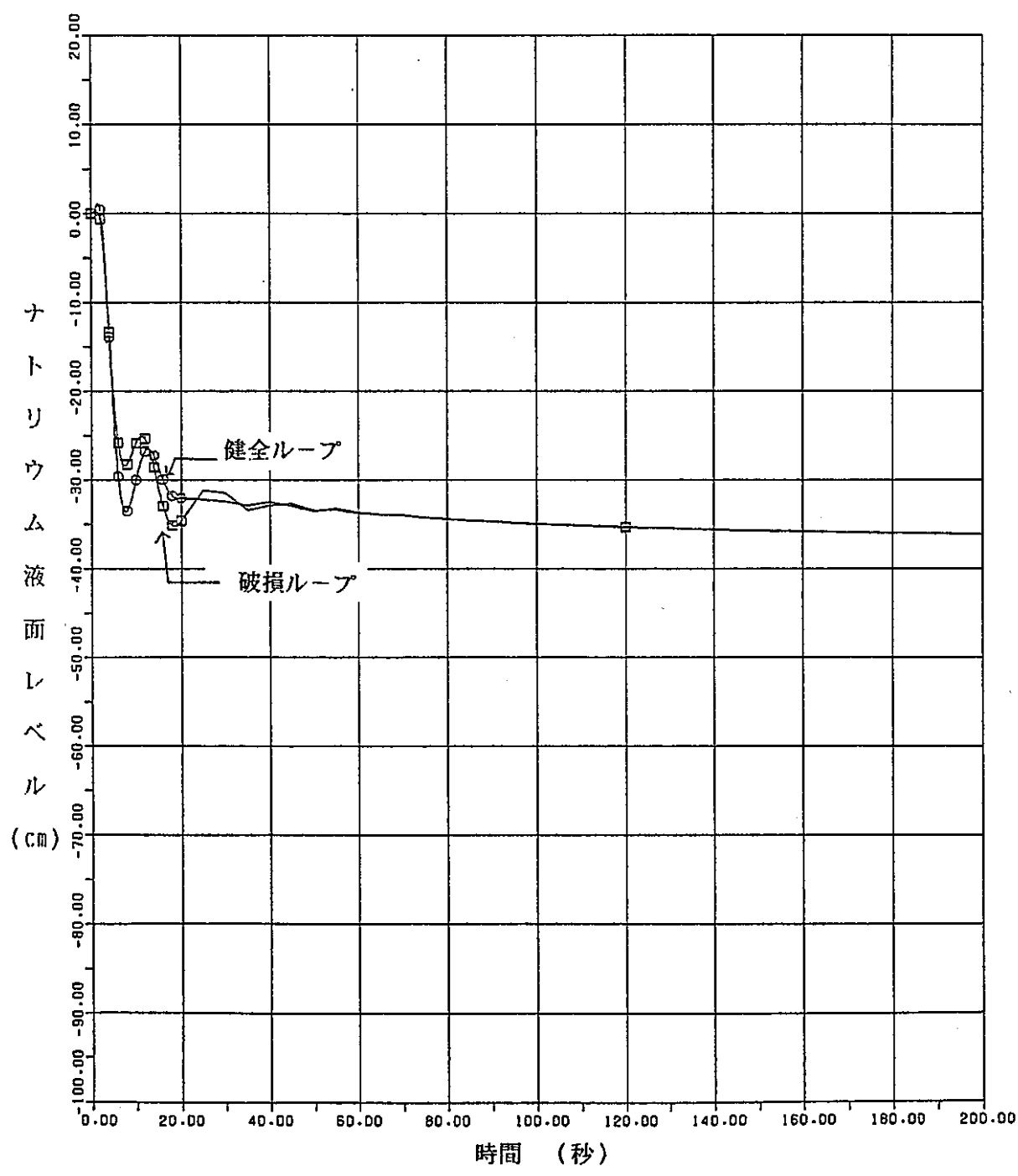


図 3.1.1-34 IHX 液面 (1466cm²)

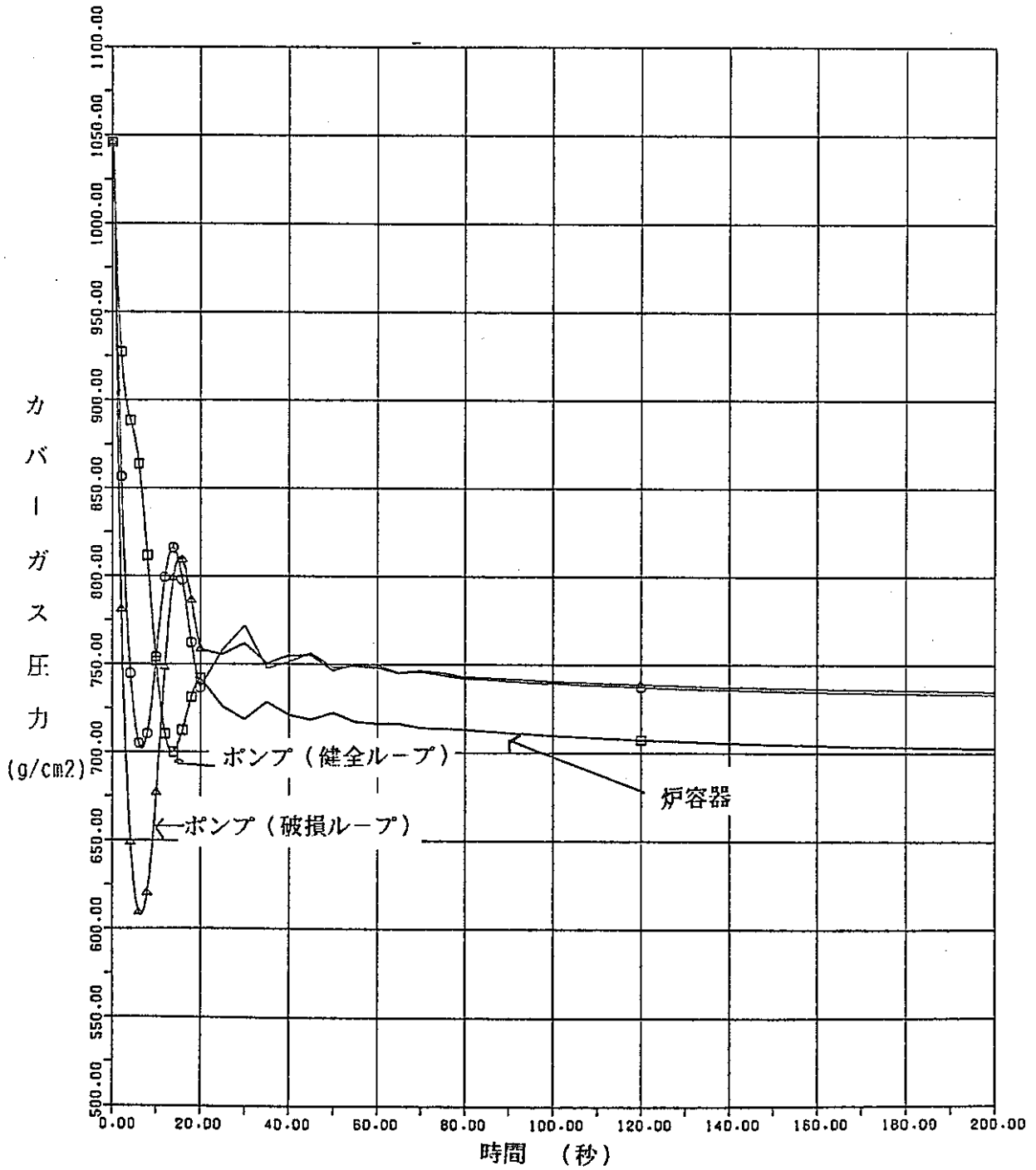


図 3.1.1-35 炉容器及びポンプカバーガス圧力 (1466cm²)

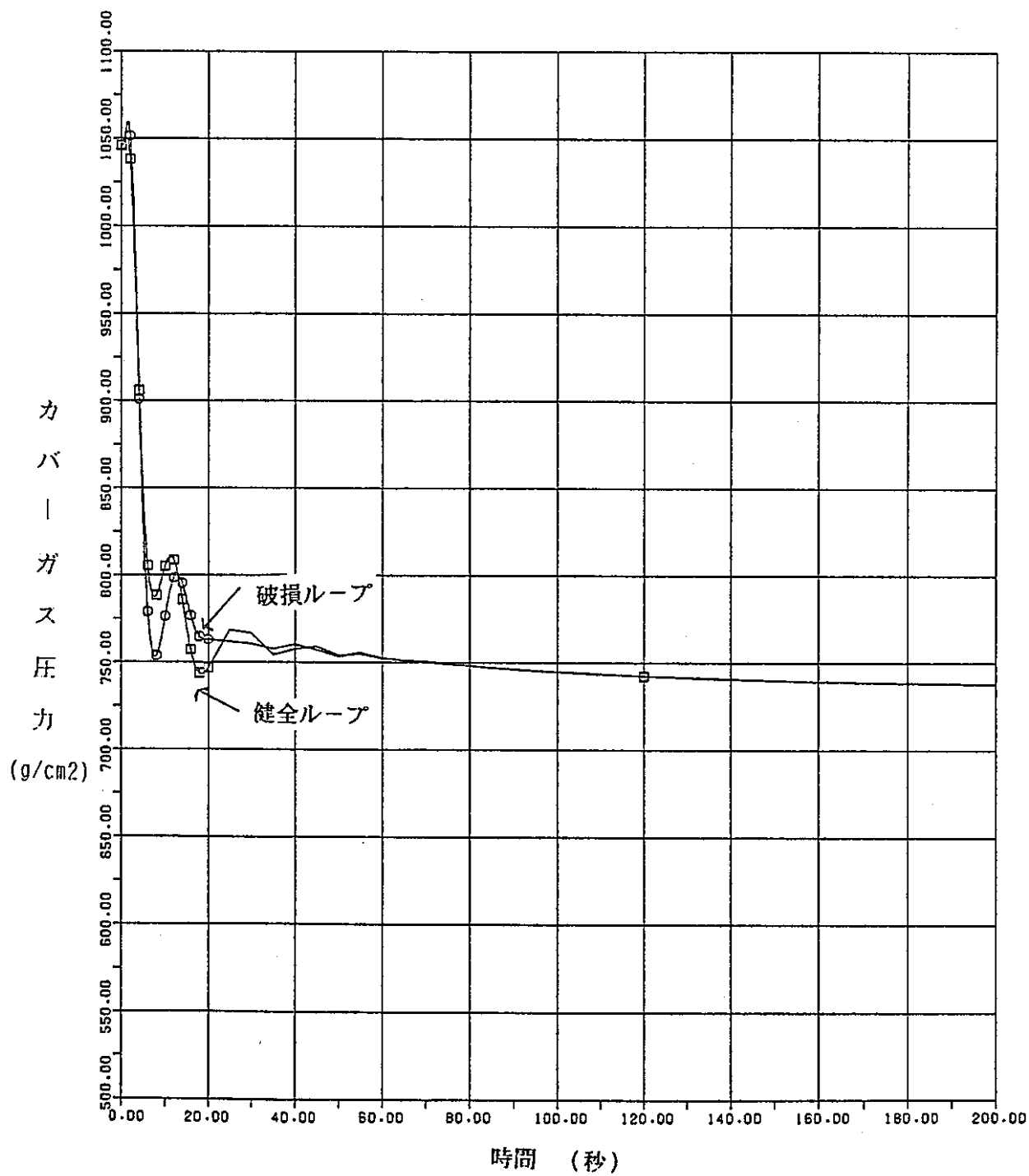


図 3.1.1-36 IHXカバ-ガス圧力 (1466cm²)

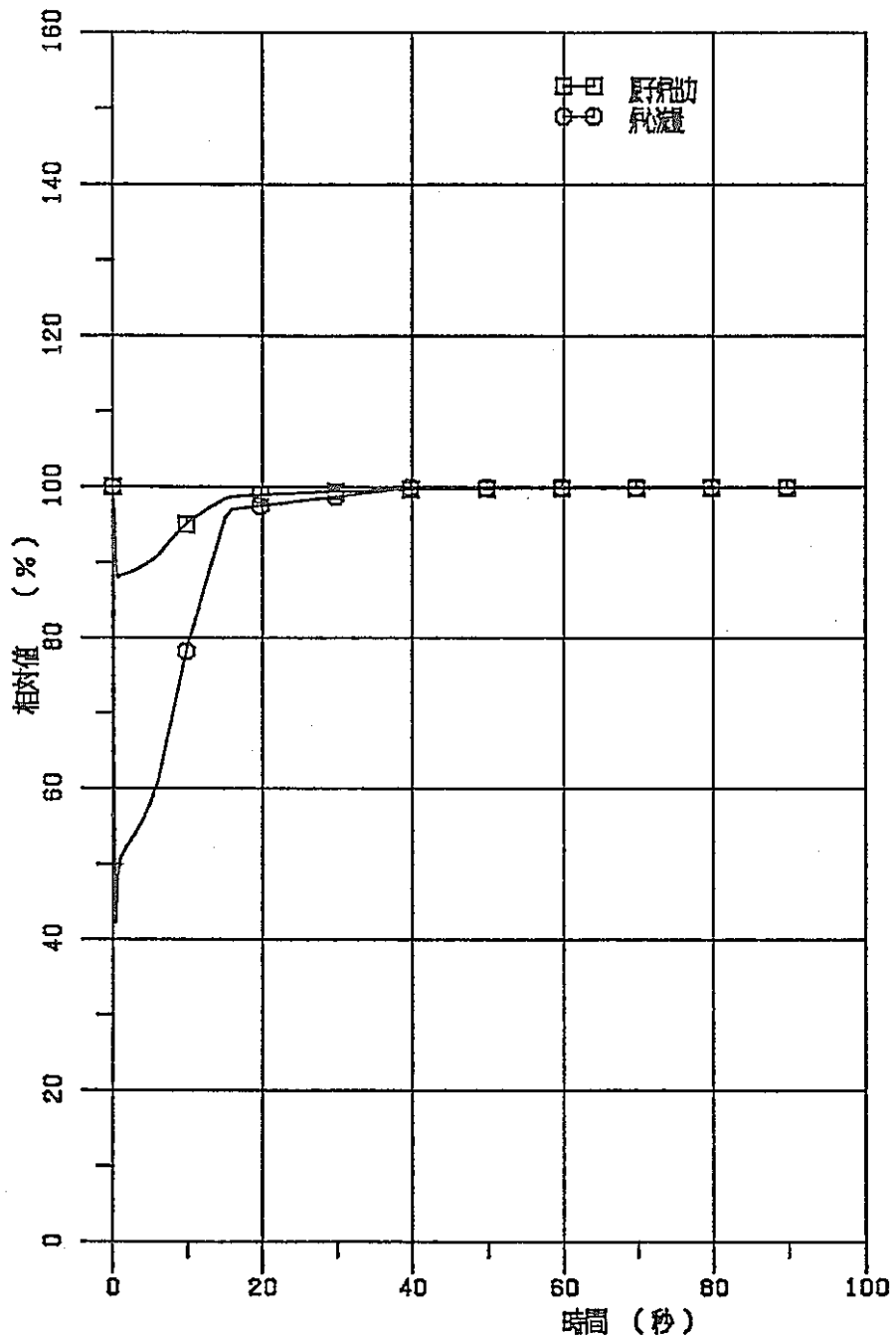


図 3.1.1-37 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (444 cm²)
原子炉トリップなし

— 原子炉出力及び炉心流量 —

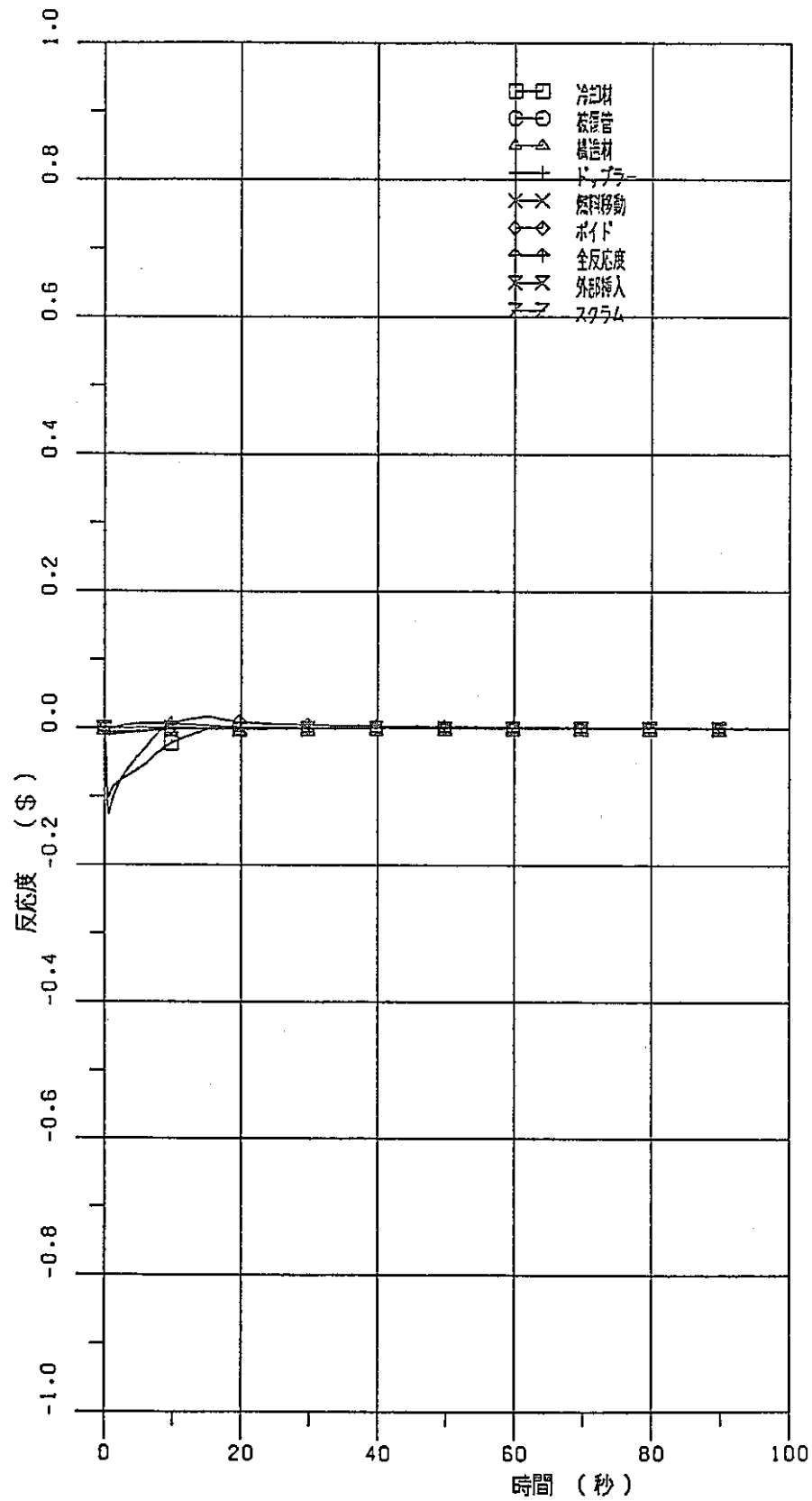


図 3.1.1-38 1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (444 cm²)
 原子炉トリップなし
 - 反 応 度 -

炉心平均チャンネル

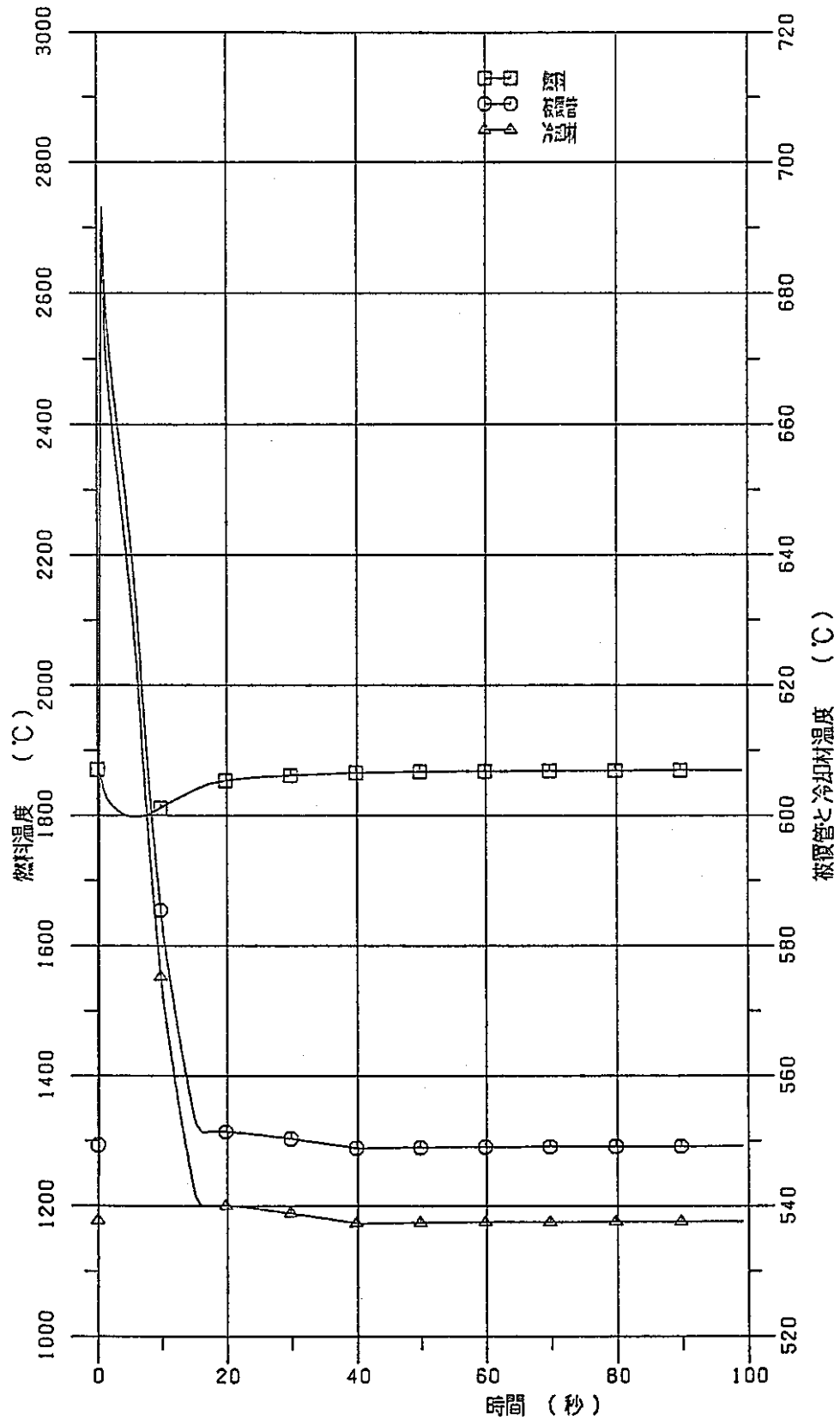


図 3.1.1-39 1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (444 cm²)
 原子炉トリップなし
 燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

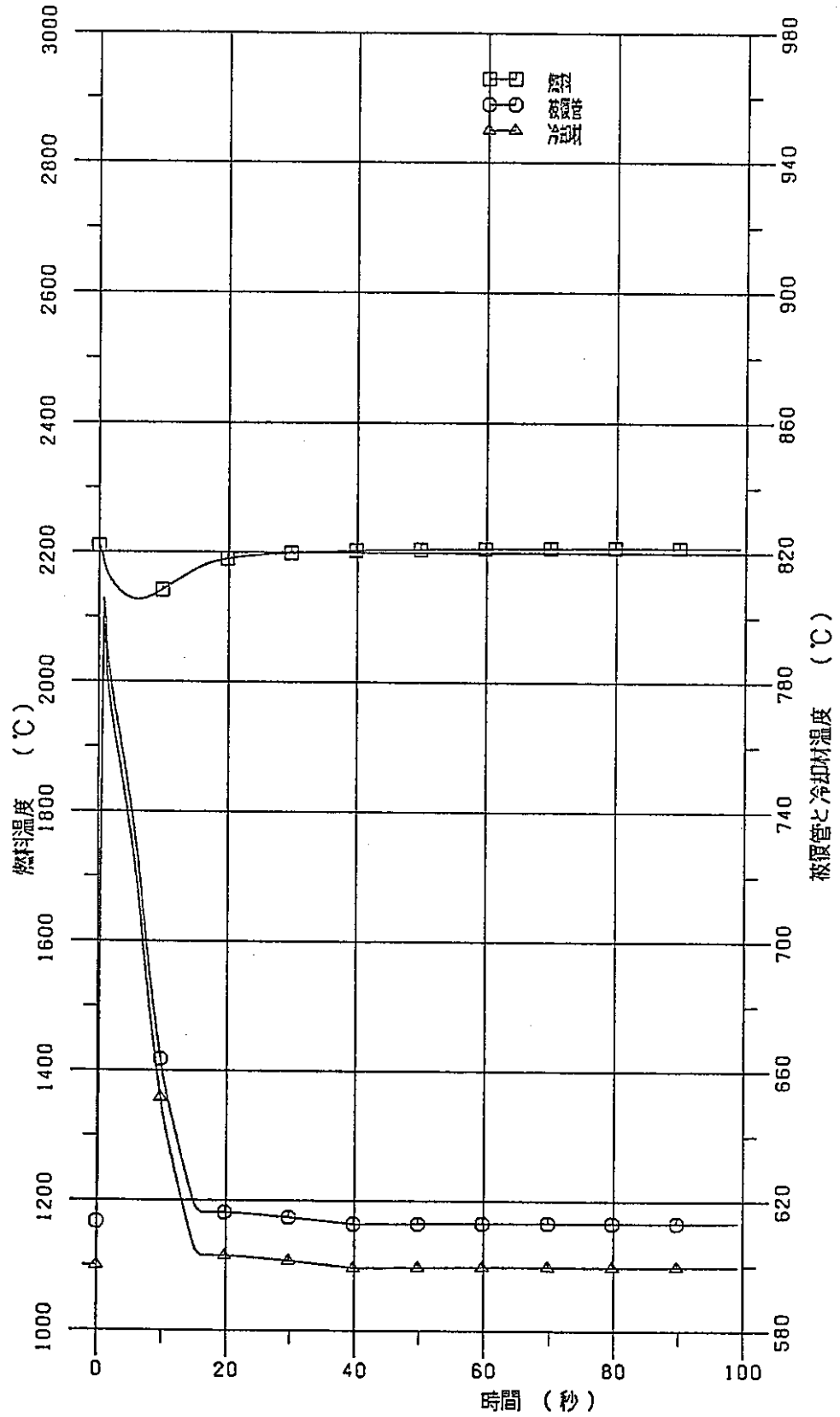


図 3.1.1-40 1次主冷却系配管内管の大口徑破損 (444 cm²)
 原子炉トリップなし
 燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

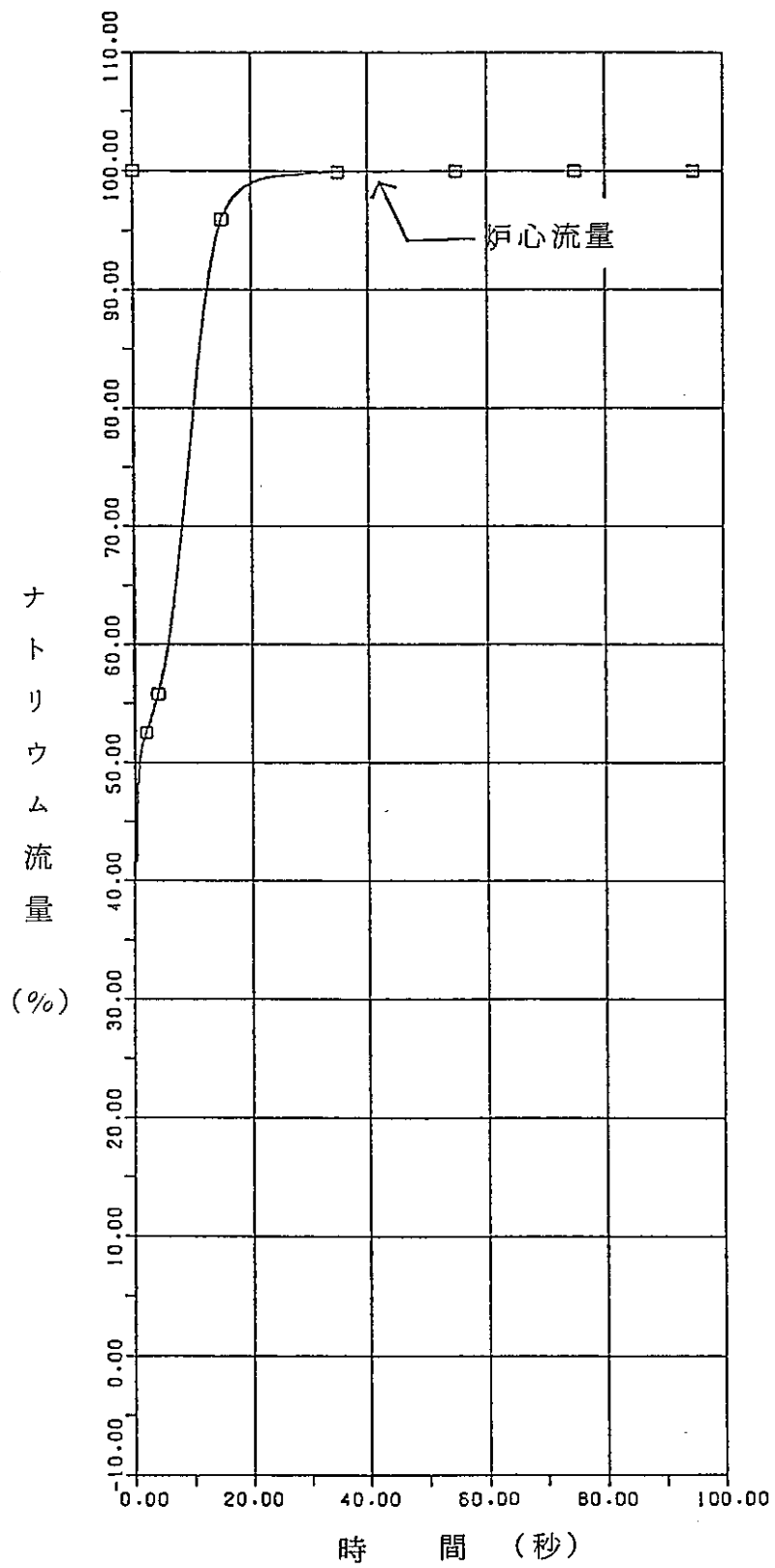


図 3.1.1-41 炉心流量 (444 cm²) 原子炉トリップなし

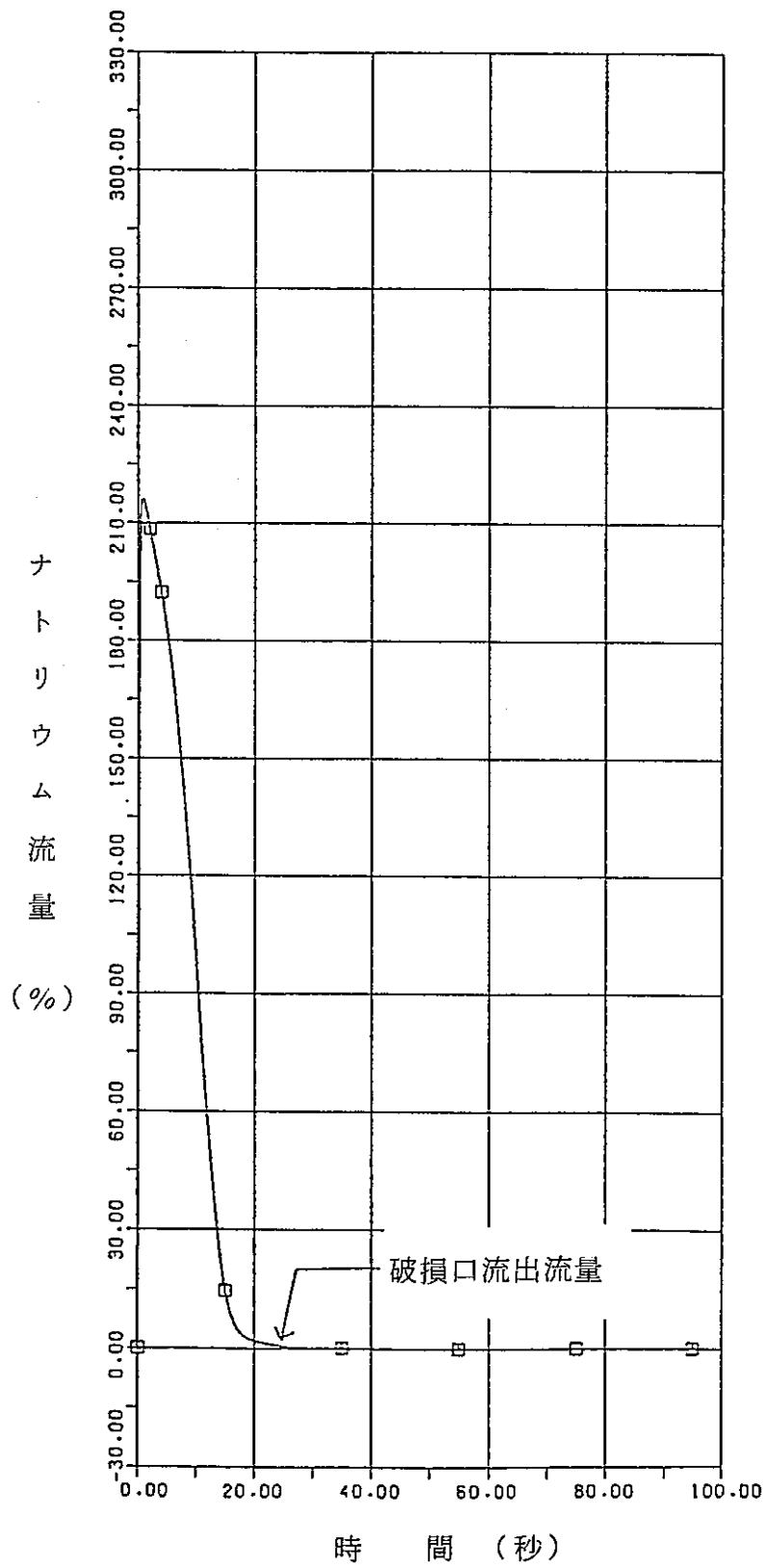


図 3.1.1-42 破損口流出流量 (444 cm²)
原子炉トリップなし

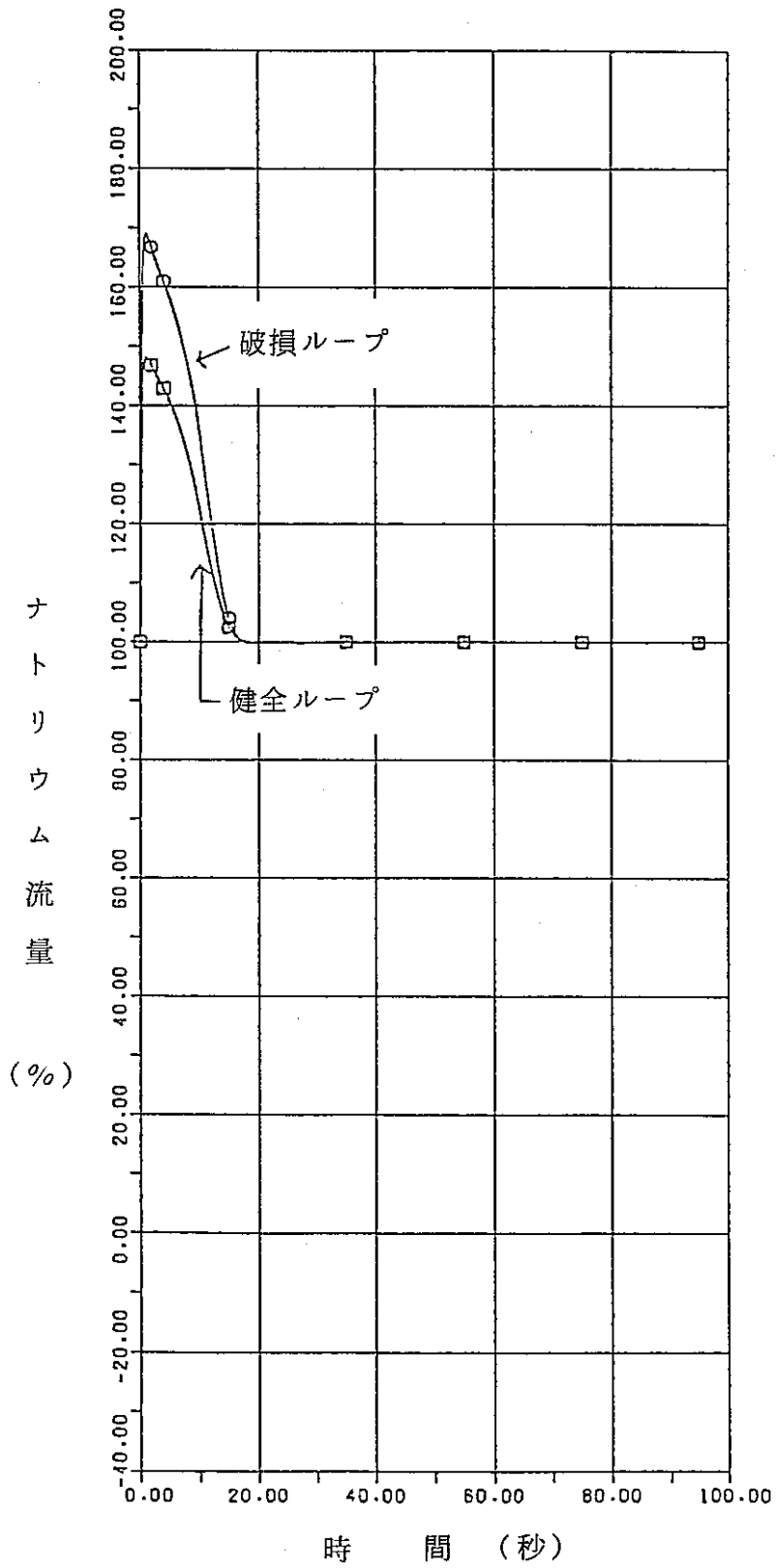


図 3.1.1 - 43 コールドレグ流量 (444 cm²)
原子炉トリップなし

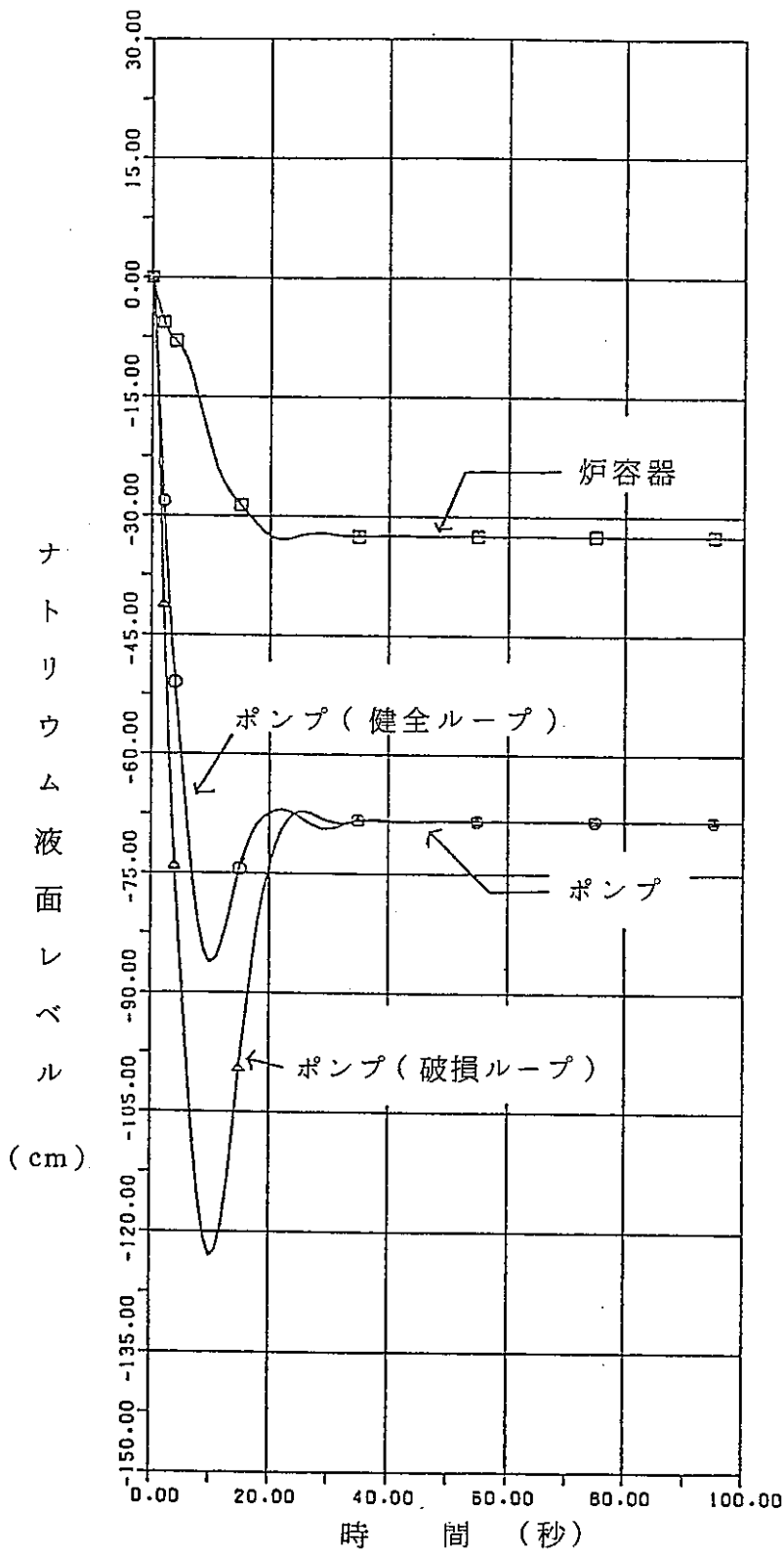


図 3.1.1 - 44 炉容器及びポンプ液面 (444 cm²)
原子炉トリップなし

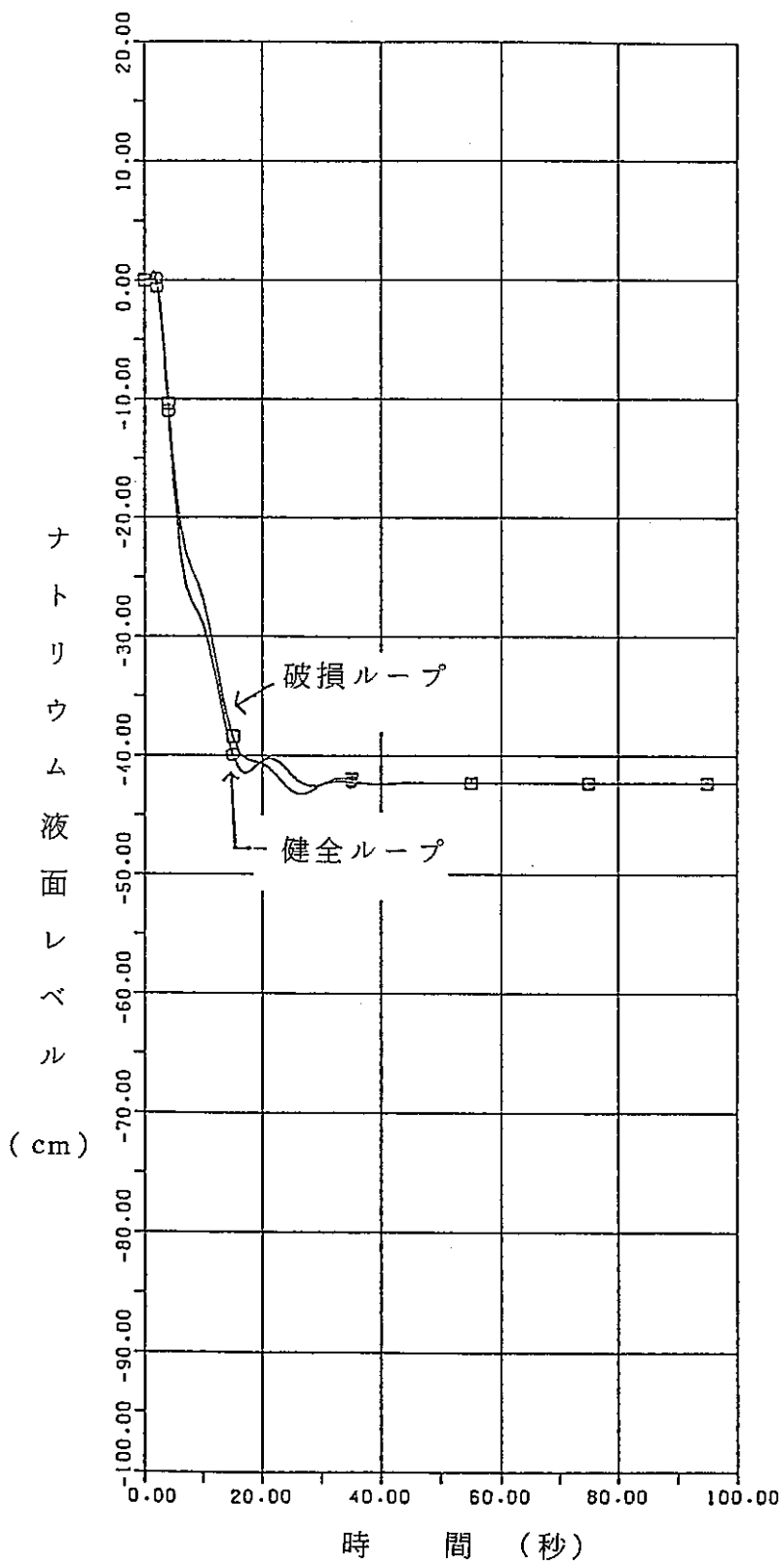


図 3.1.1 - 45 I H X 液面 (444 cm²)
原子炉トリップなし

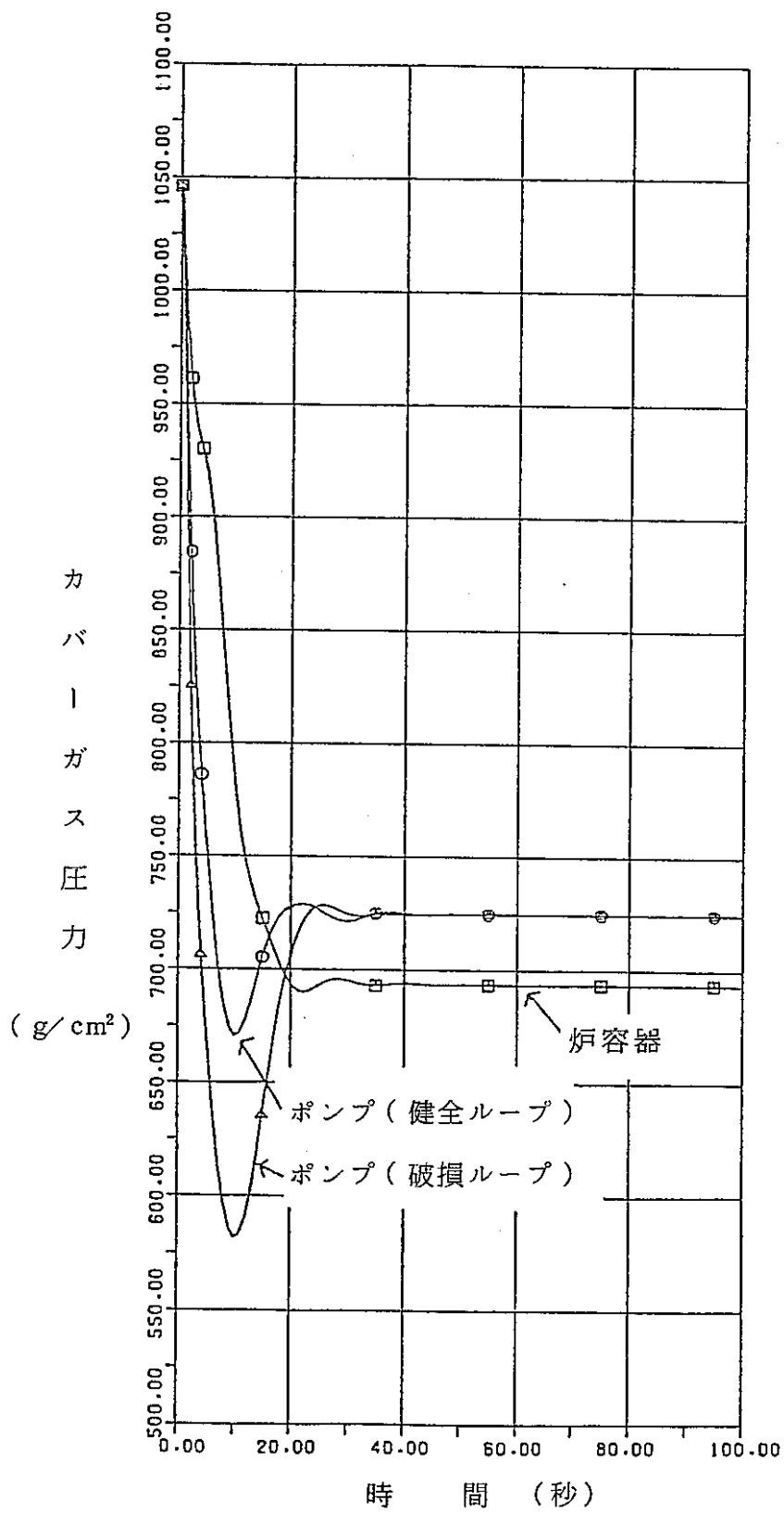


図 3.1.1 - 46 炉容器及びポンプカバーガス圧力
(444 cm²)原子炉トリップなし

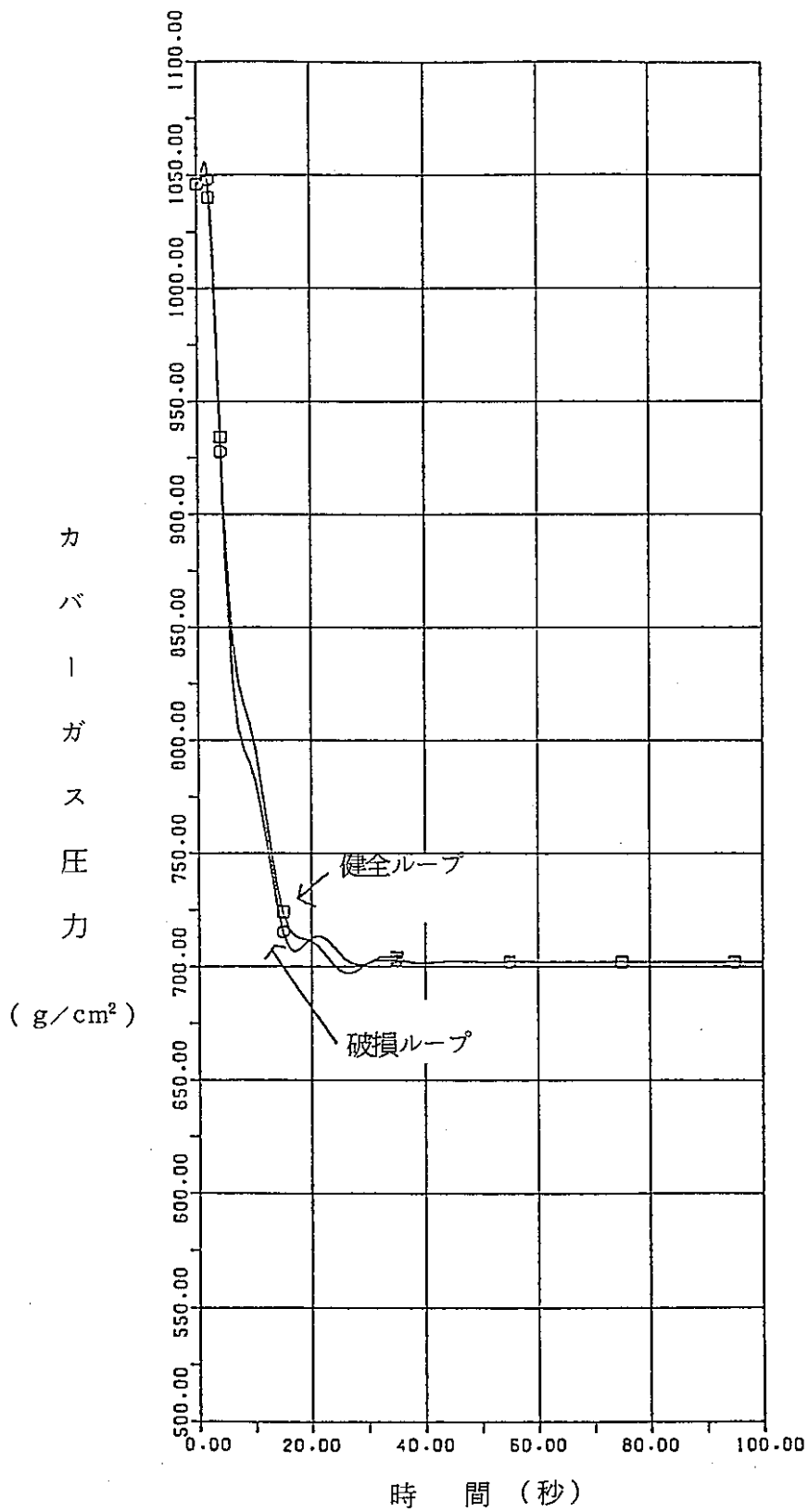


図 3.1.1 - 47 IHX カバーガス圧力
(444 cm²) 原子炉トリップなし

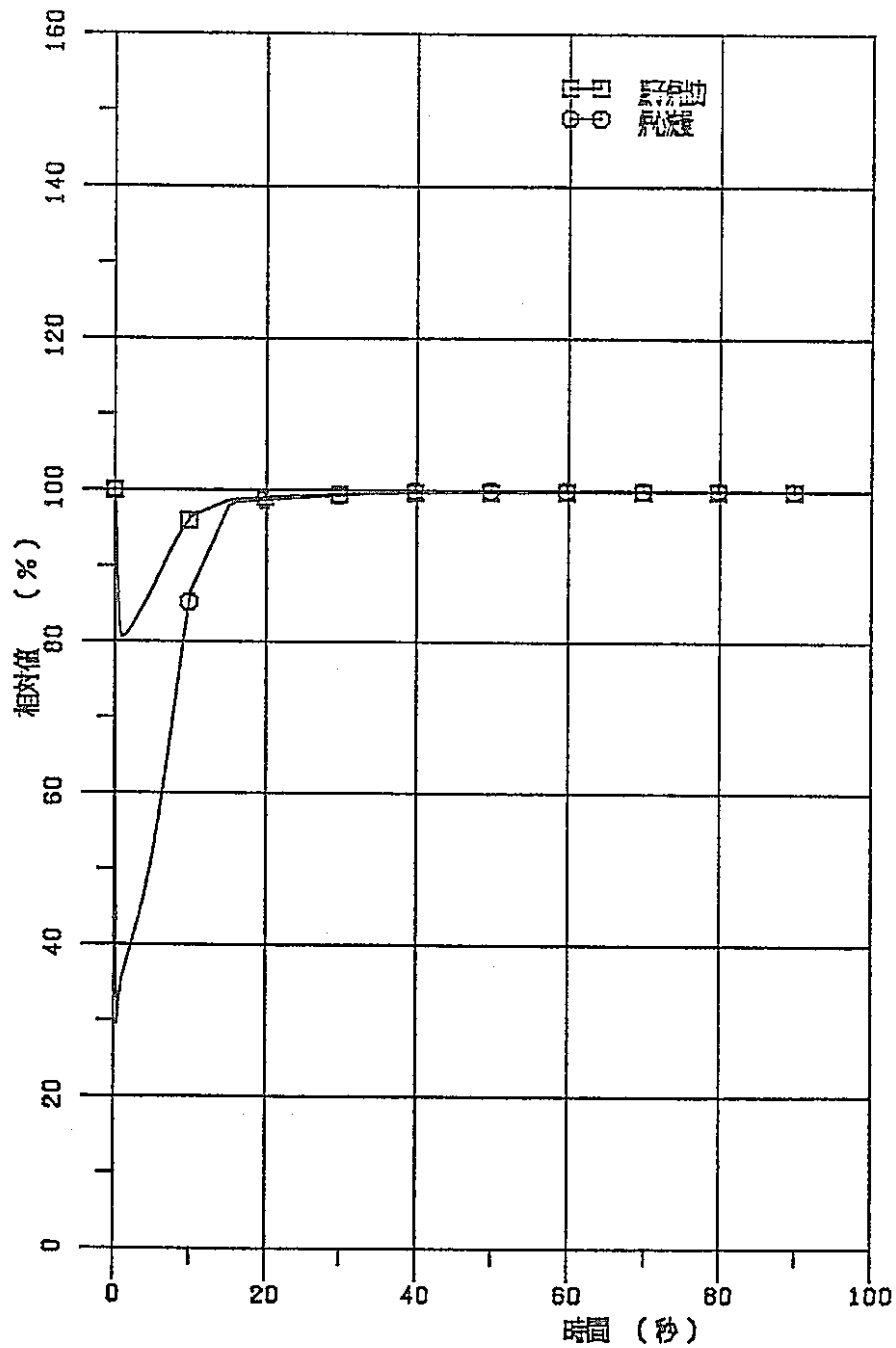


図 3.1.1-48 1次主冷却系配管内管の大口径破損 プなし
 (800cm²) 原子炉トリップなし
 -原子炉出力及び炉心流量-

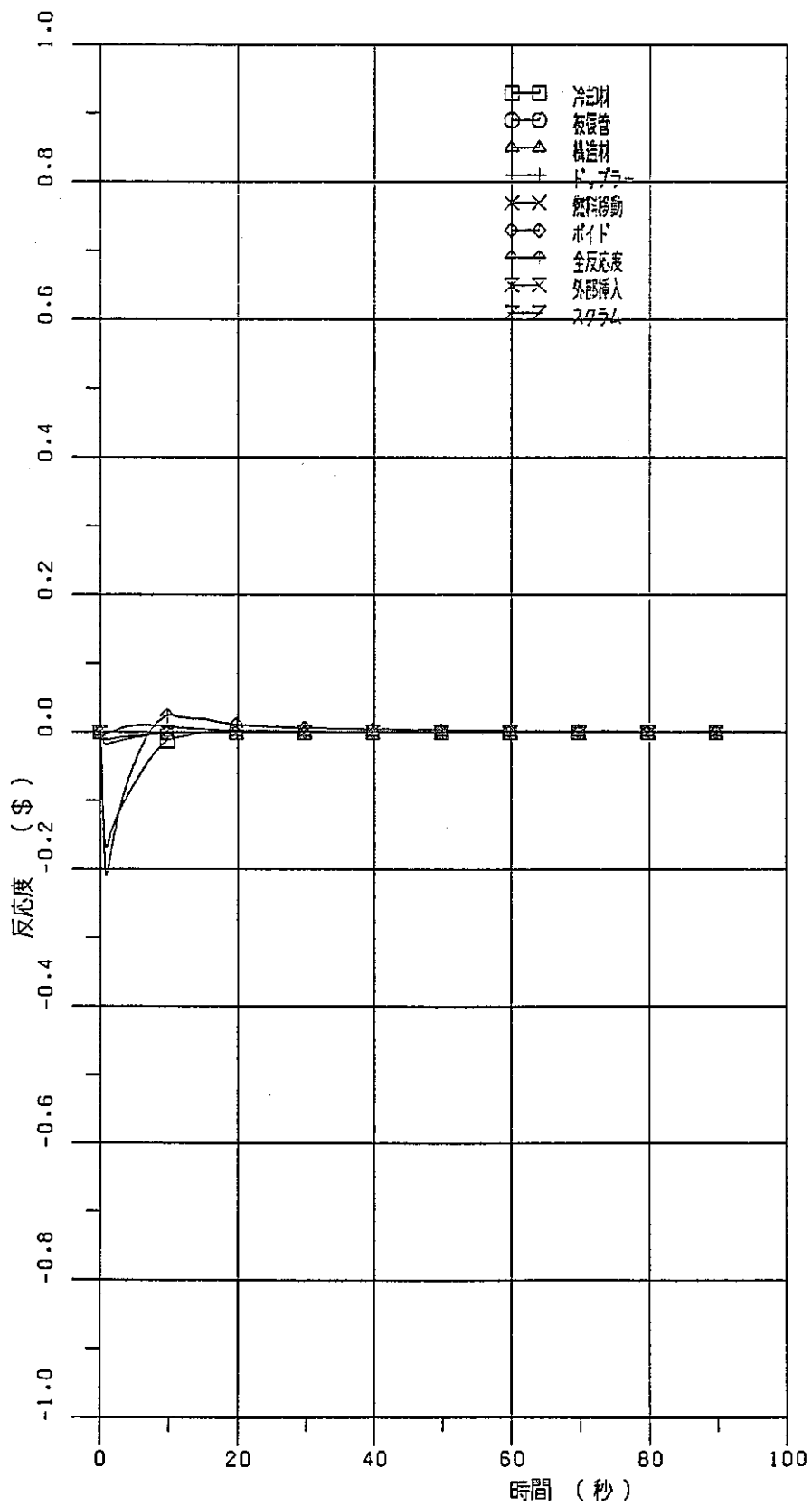


図 3.1.1-49 1次主冷却系配管内管の大口径破損(800 cm²)原子炉トリップなし

- 反応度 -

炉心平均チャンネル

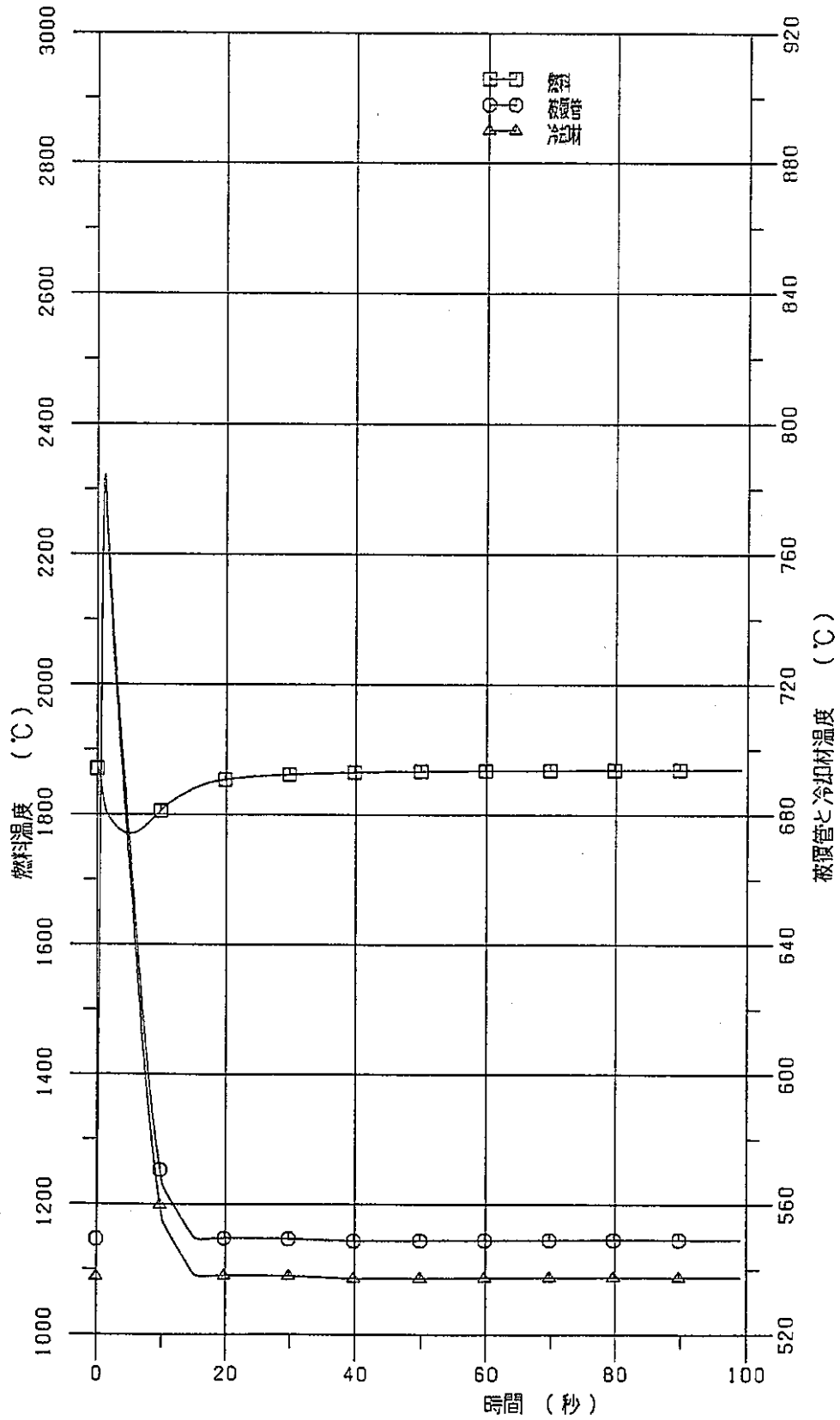


図 3.1.1-50 1次主冷却系配管内管の大口径破損(800 cm²)原子炉トリップなし
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

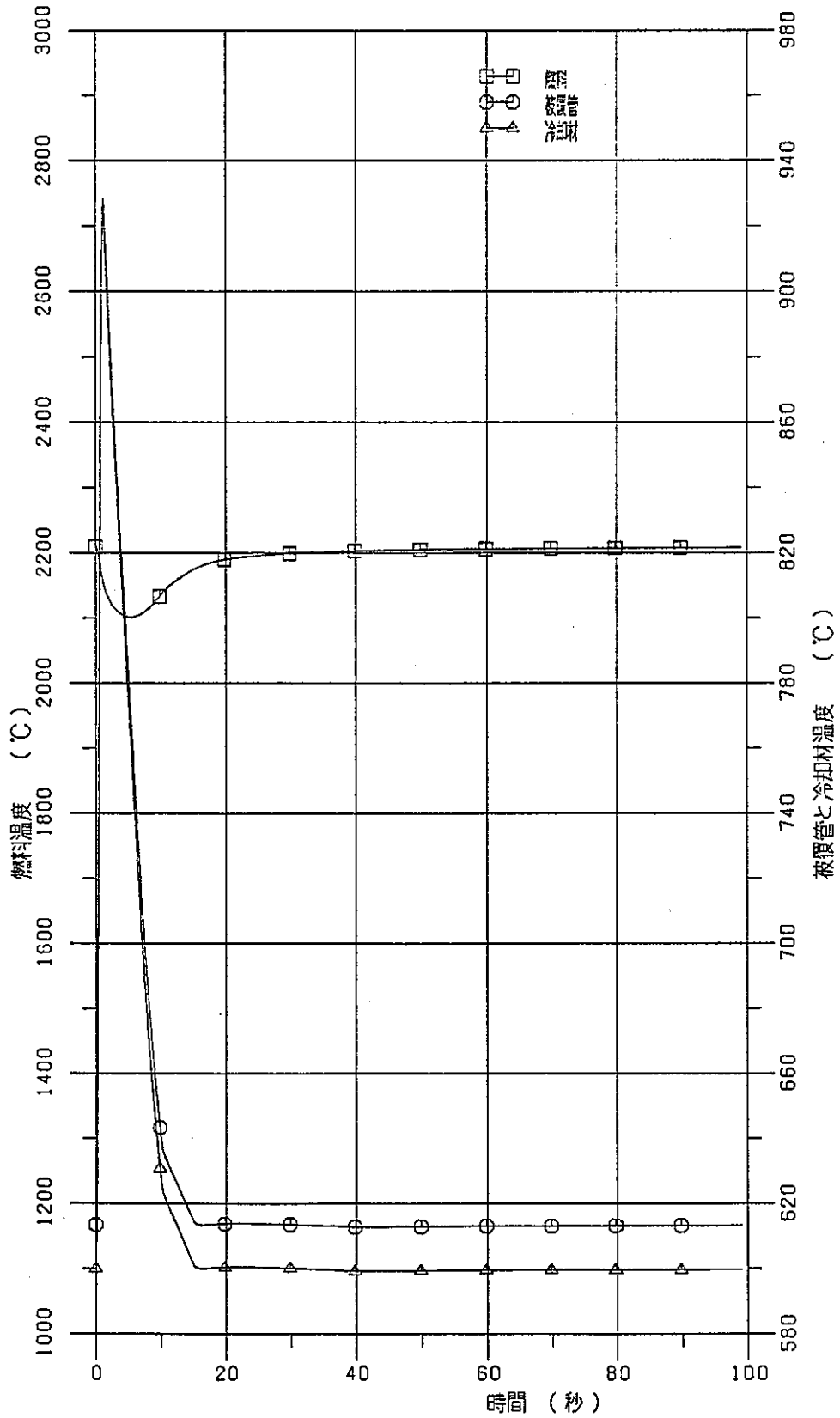


図 3.1.1 - 51 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (800 cm²) 原子炉トリップなし
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

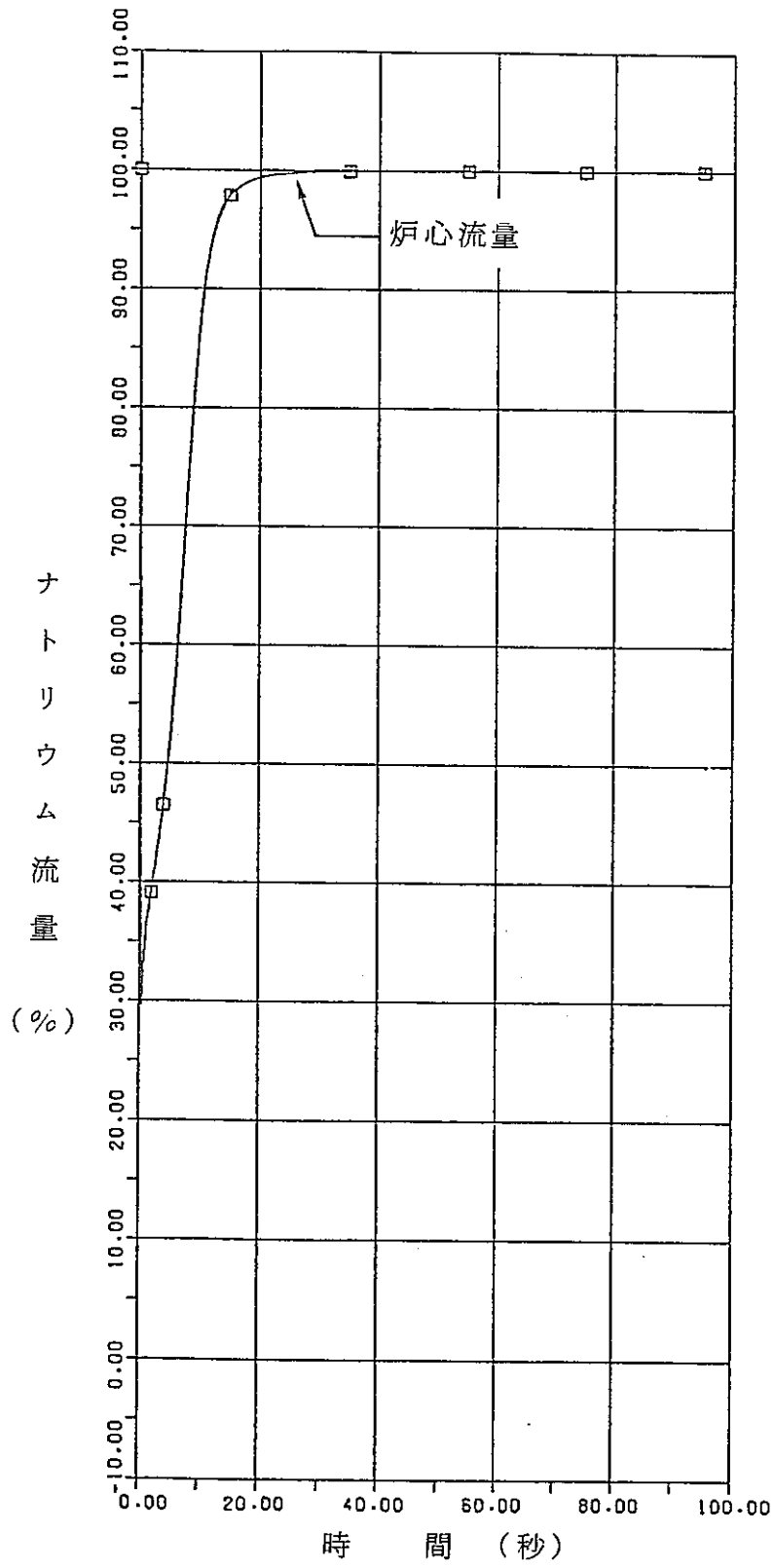


図3.1.1-52 炉心流量
(800 cm²)原子炉トリップなし

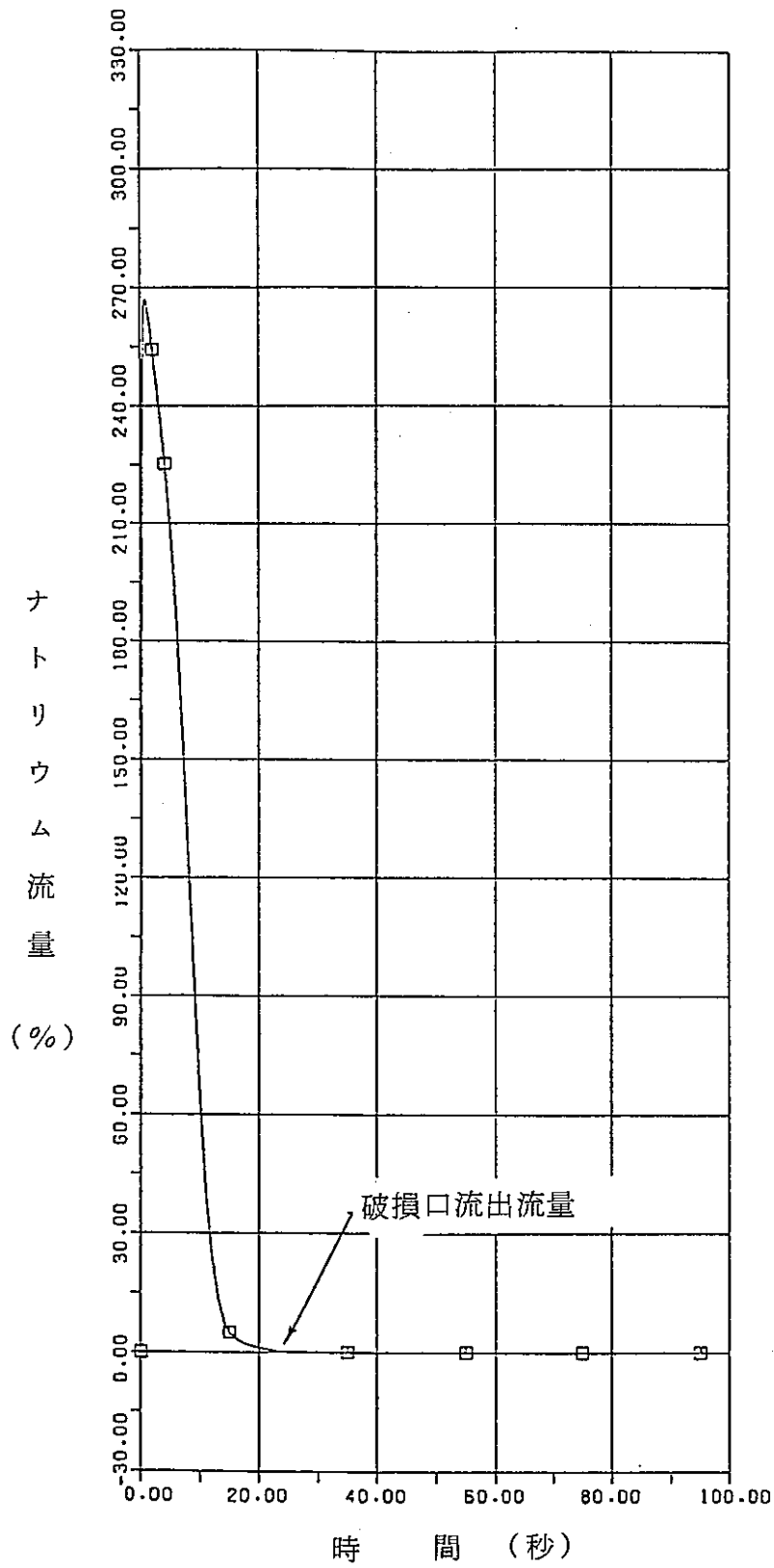


図3.1.1 - 53 破損口流出流量
(800 cm²)原子炉トリップなし

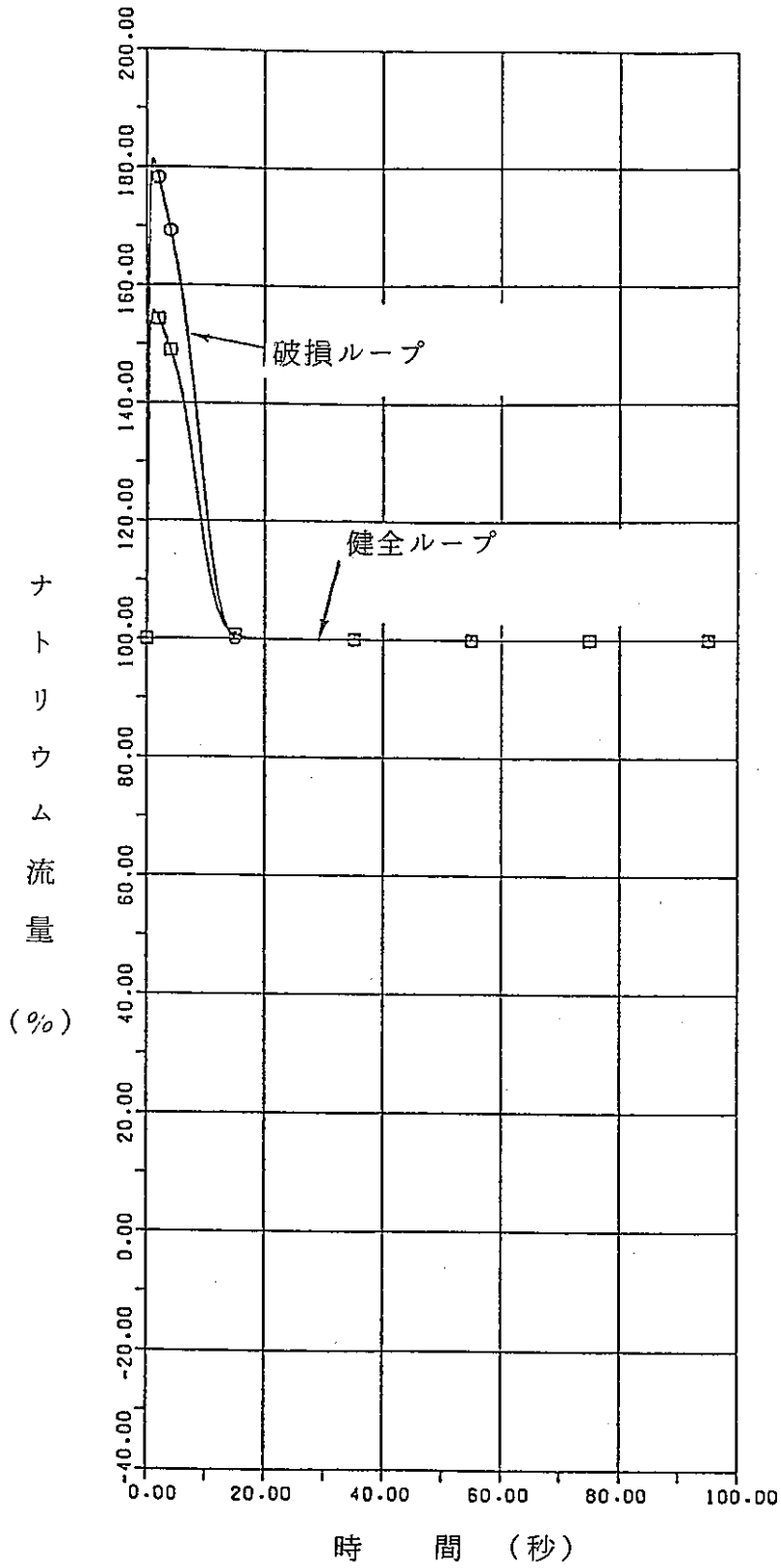


図3.1.1-54 コールドレグ流量
(800 cm²)原子炉トリップなし

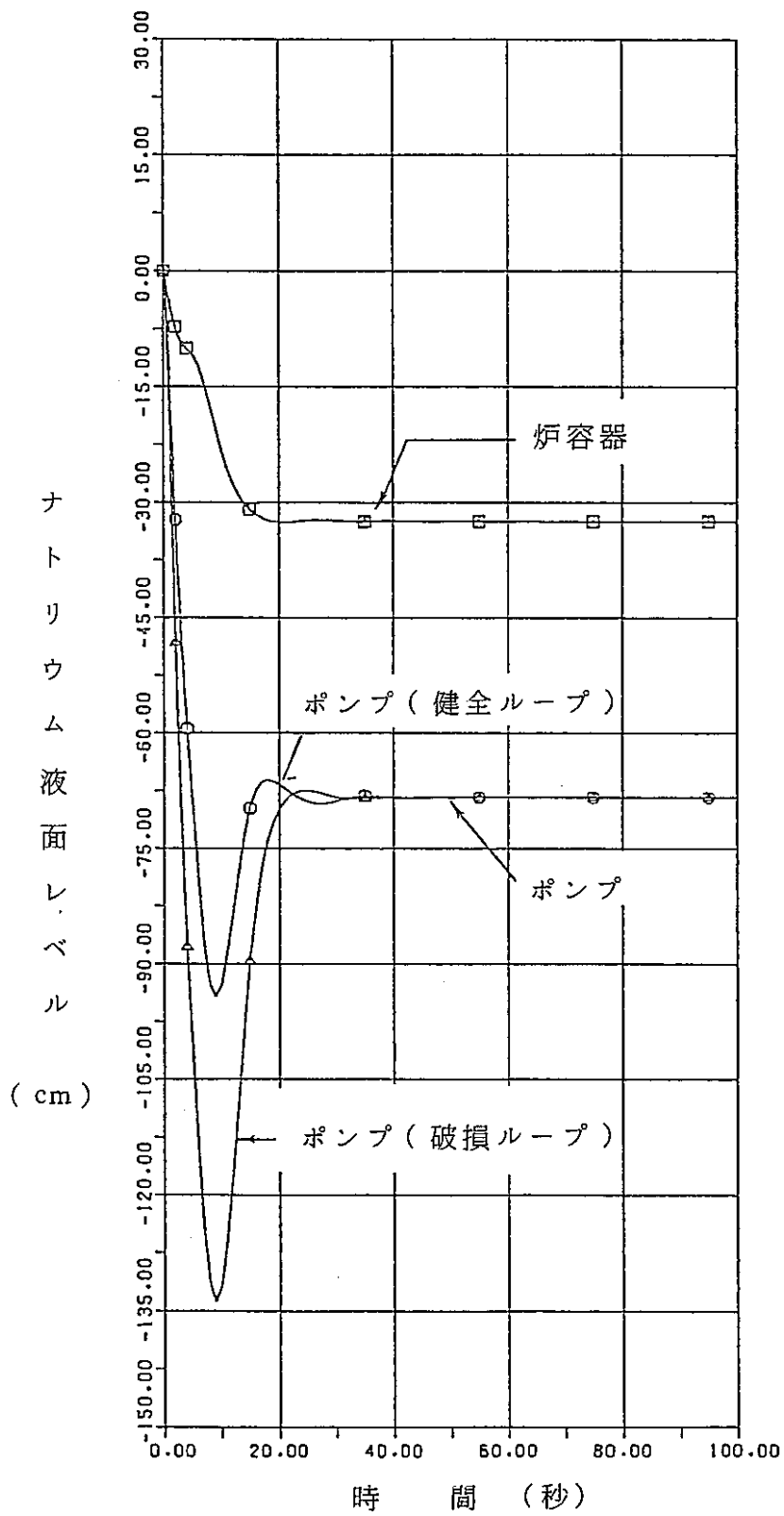


図3.1.1-55 炉容器及びポンプ液面
(800 cm²) 原子炉トリップなし

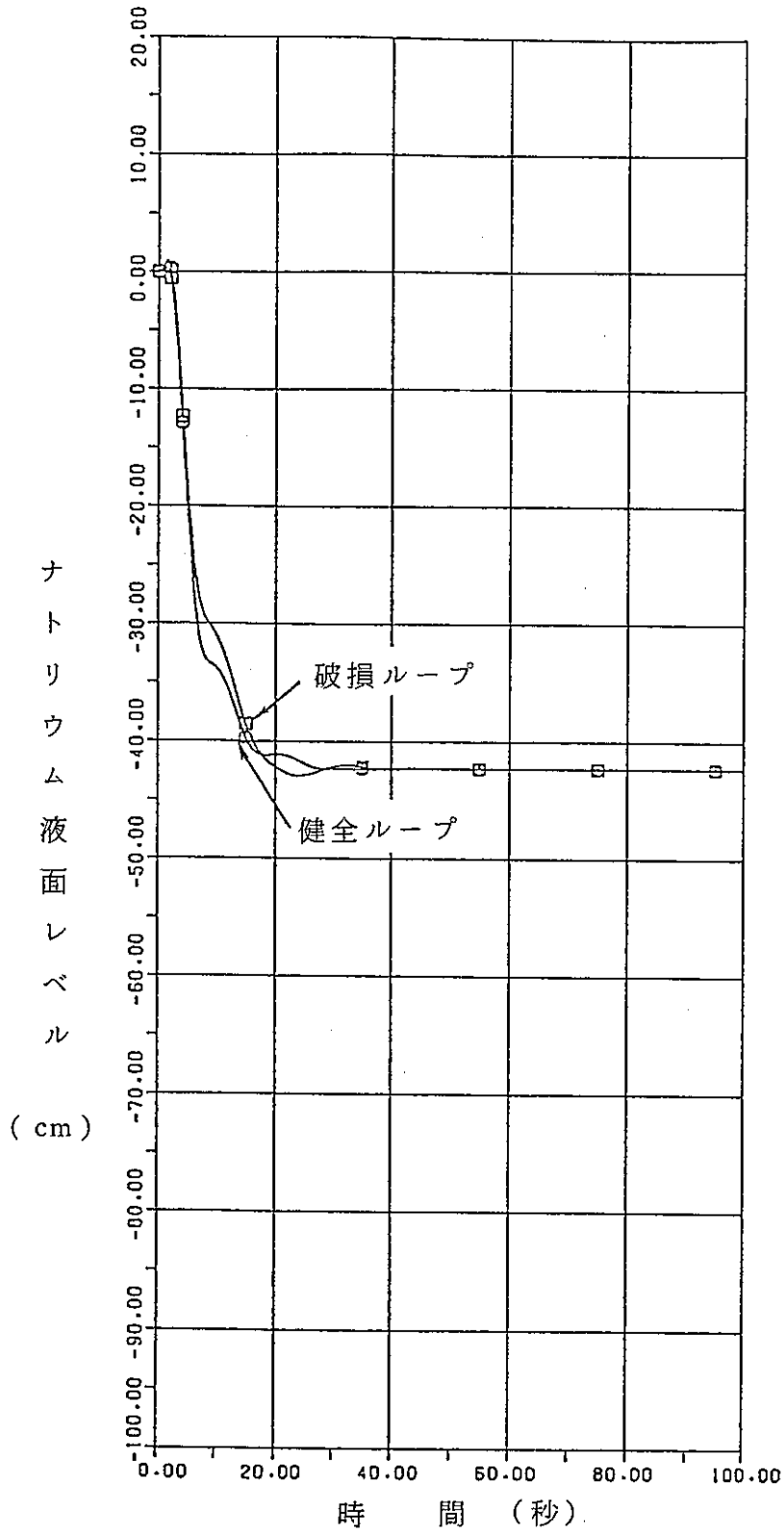


図3.1.1-56 IHX液面
(800 cm²)原子炉トリップなし

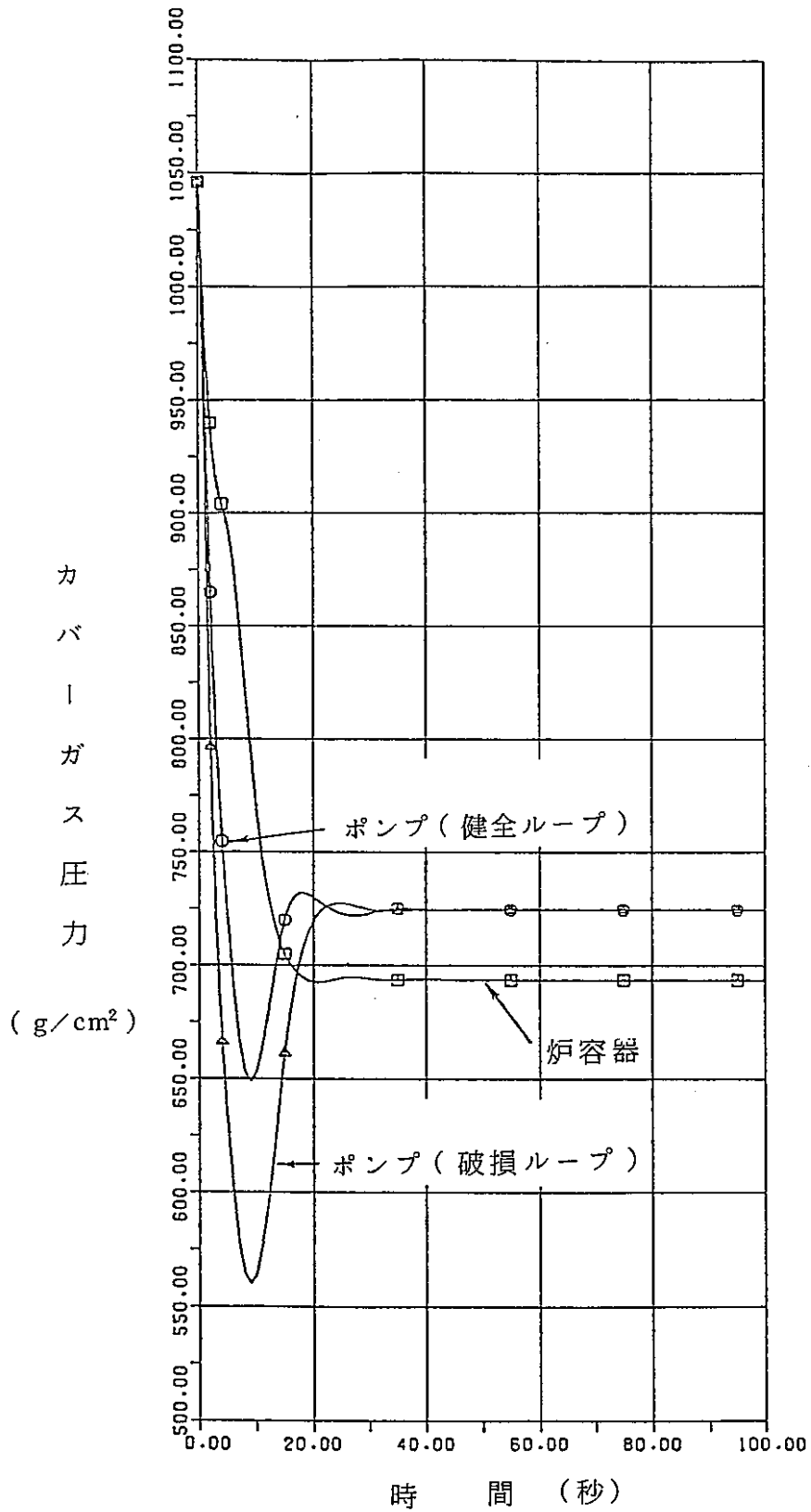


図3.1.1-57 炉容器及びポンプカバーガス圧力
(800 cm²)原子炉トリップなし

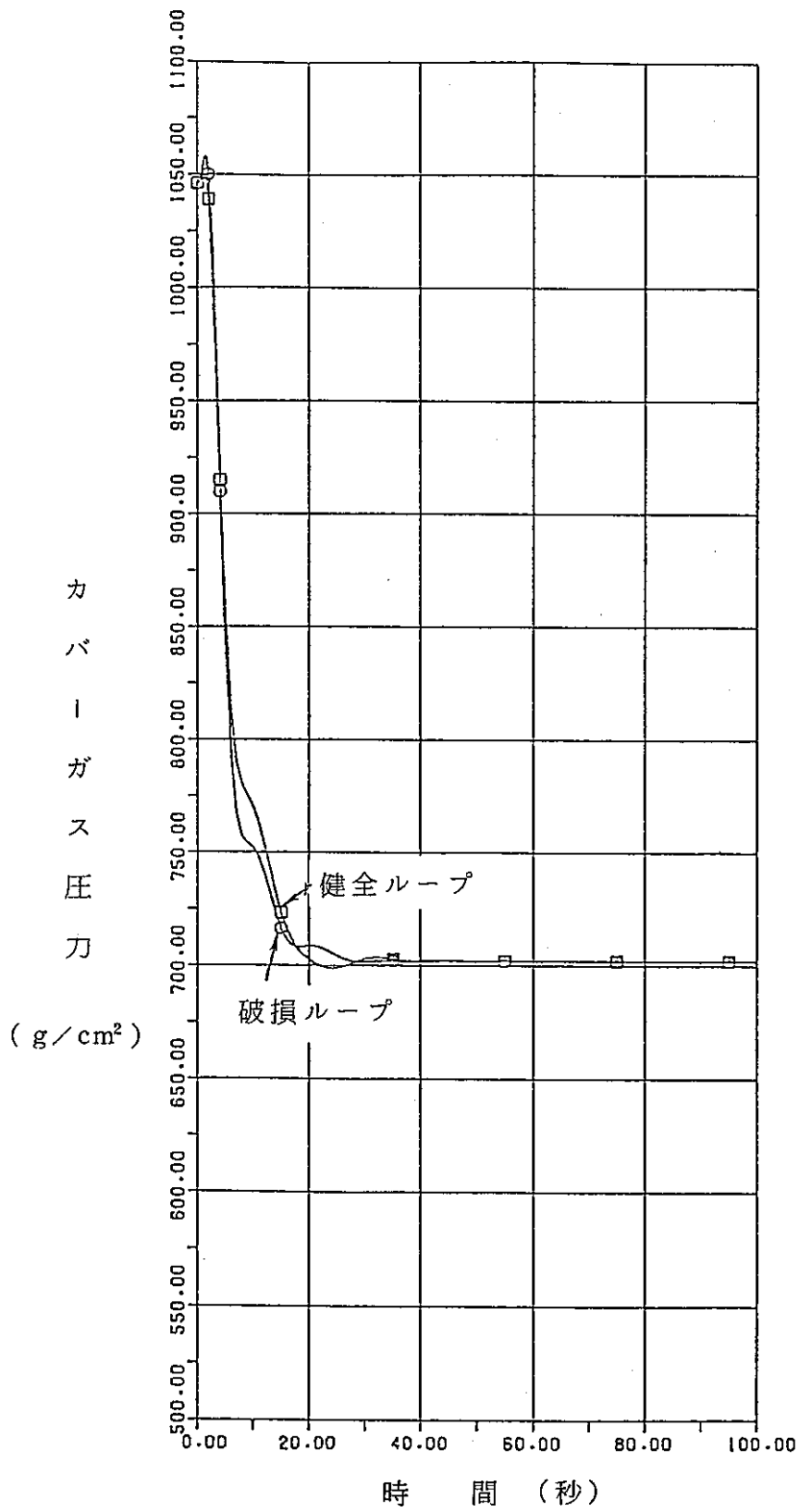


図3.1.1-58 IHXカバーガス圧力
(800 cm^2)原子炉トリップなし

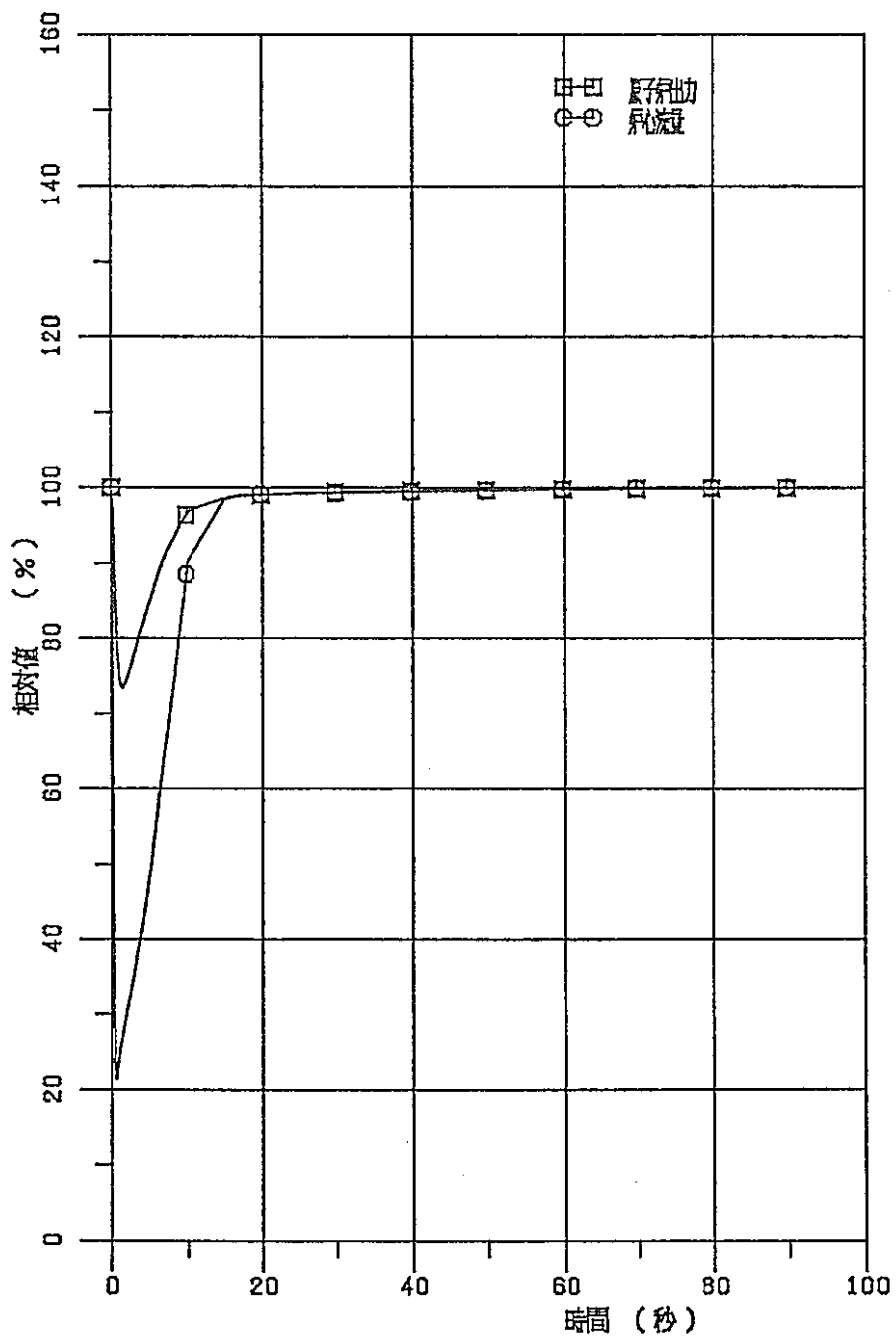


図 3.1.1-59 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466 cm²)
 原子炉トリップなし - 原子炉出力及び炉心流量 -

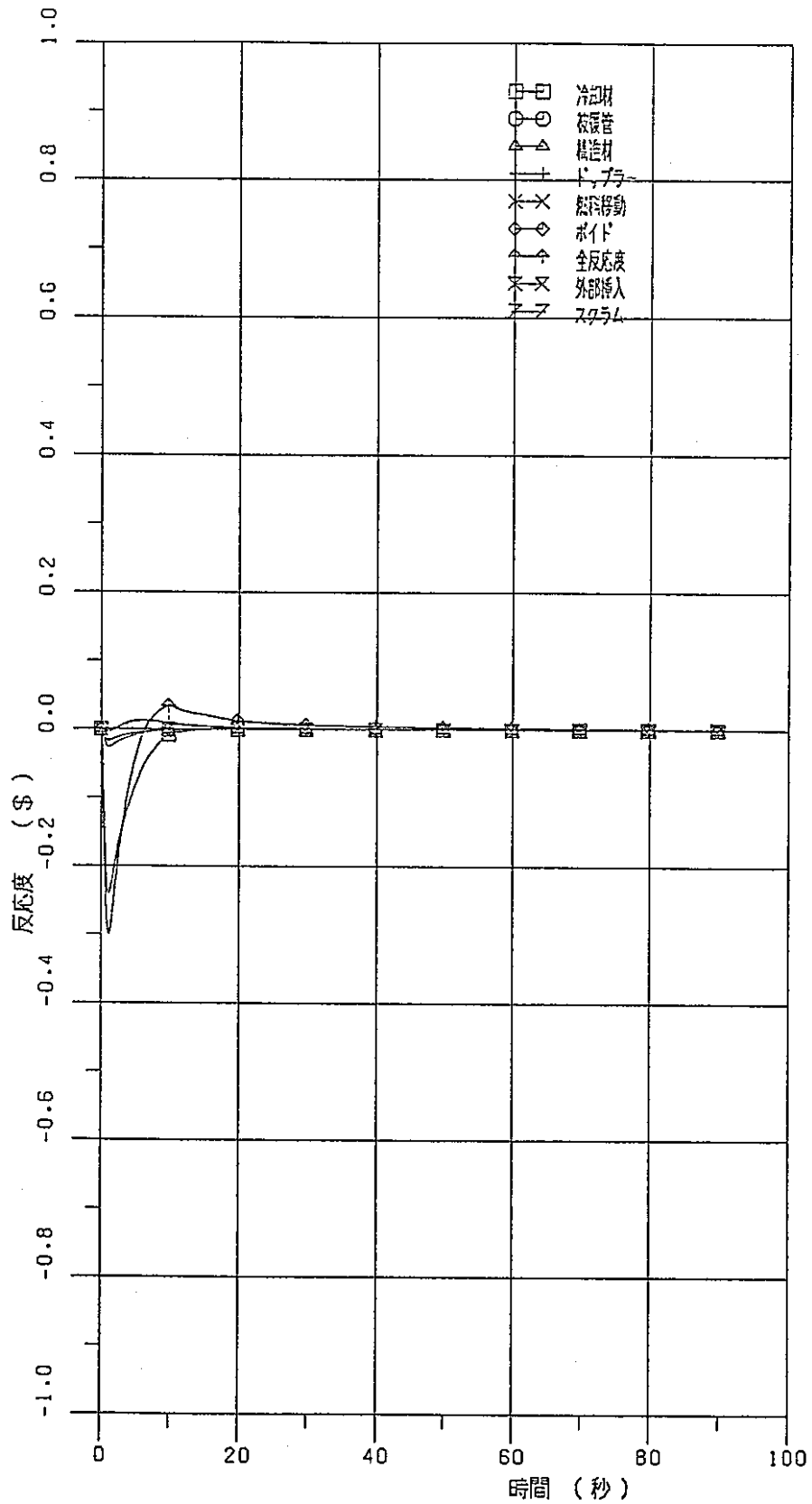


図 3.1.1-60 1次主冷却系配管内管の大口破損系 (1466 cm²)
原子炉トリップなし - 反応度 -

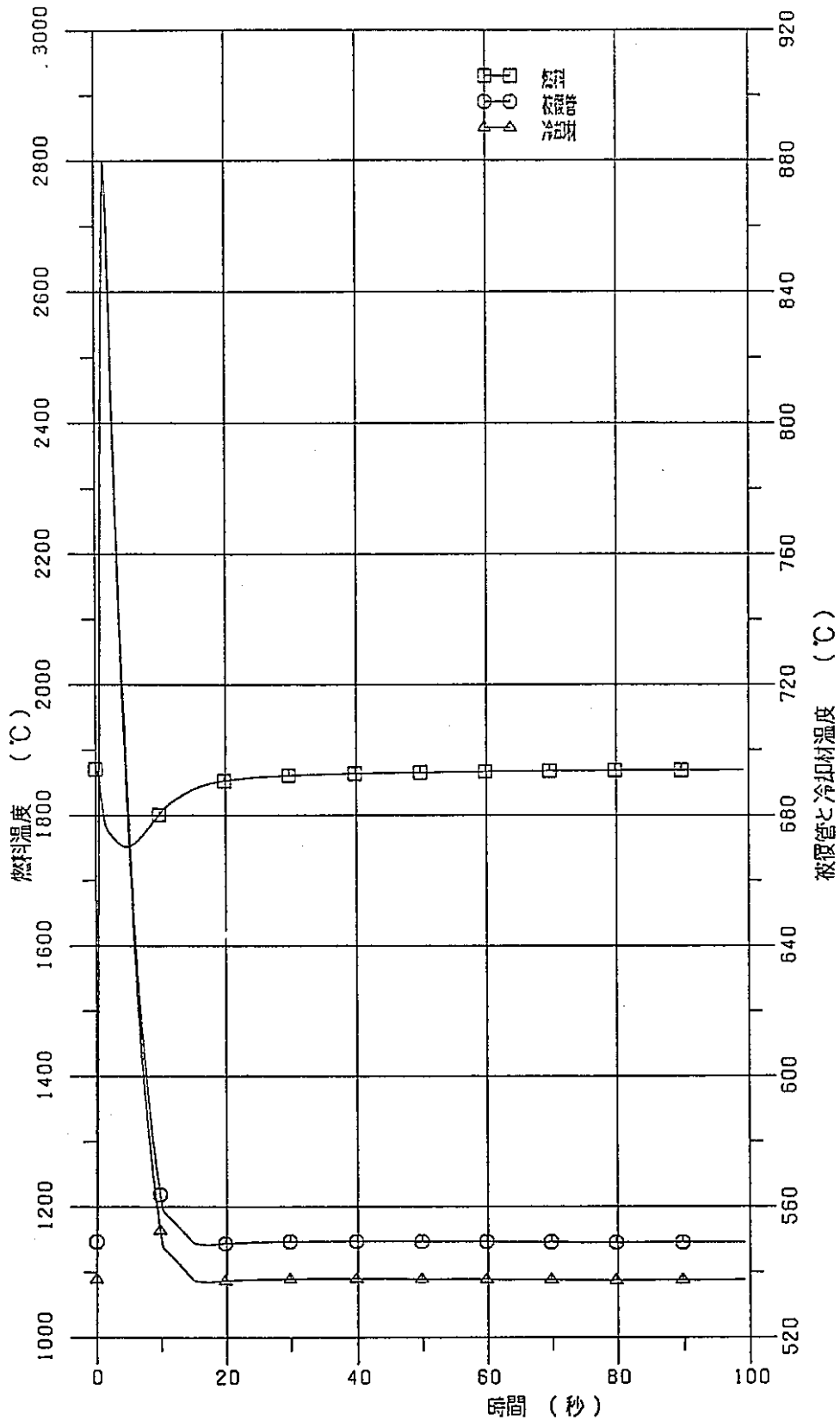


図 3.1.1-61 1次主冷却系配管内管の大口径破損 (1466 cm²)
原子炉トリップなし 燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

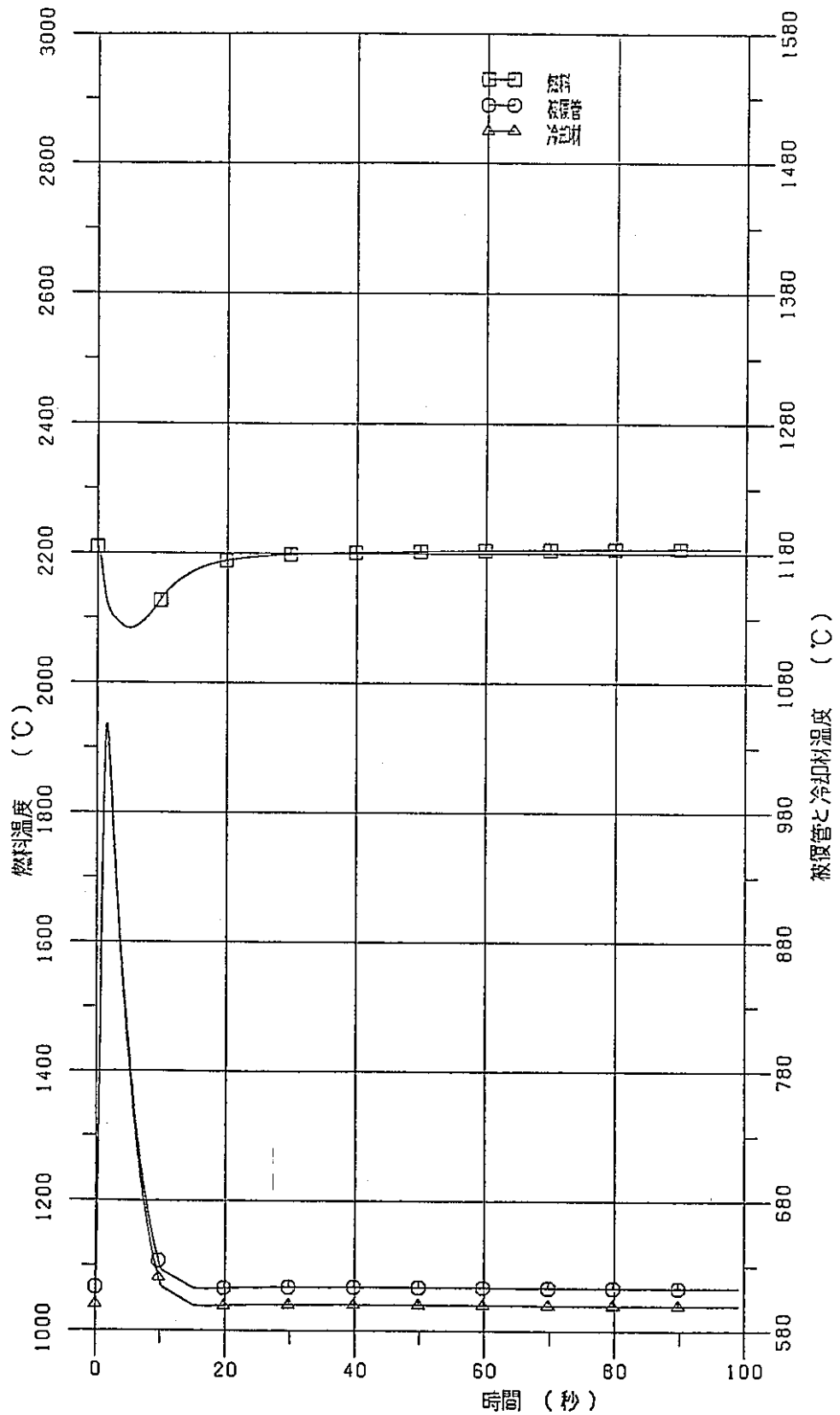


図 3.1.1-62 1次主冷却系配管内管の大口径破損(1466 cm²)
原子炉トリップなし 燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

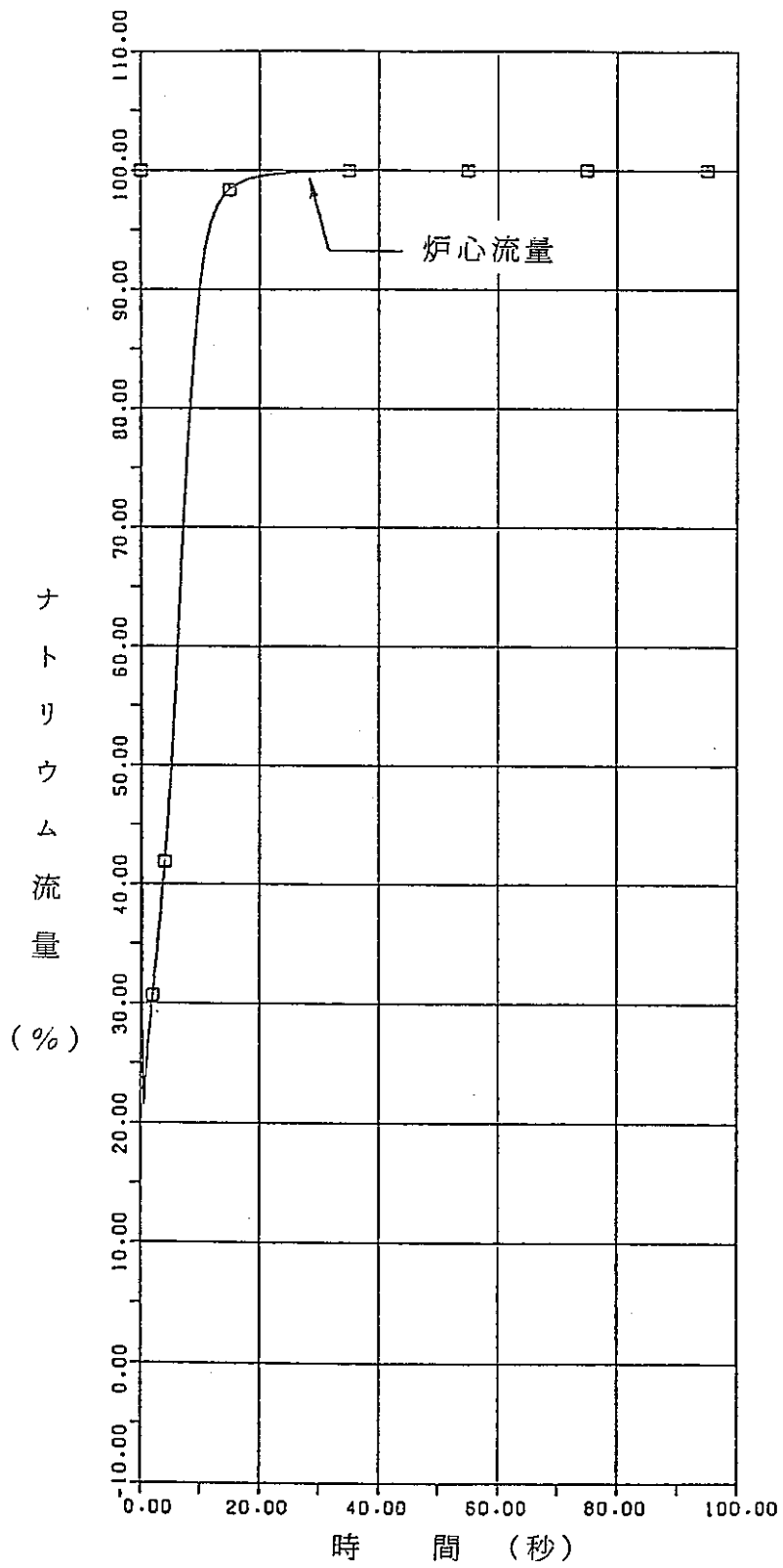


図3.1.1-63 炉心流量
(1466 cm²)原子炉トリップなし

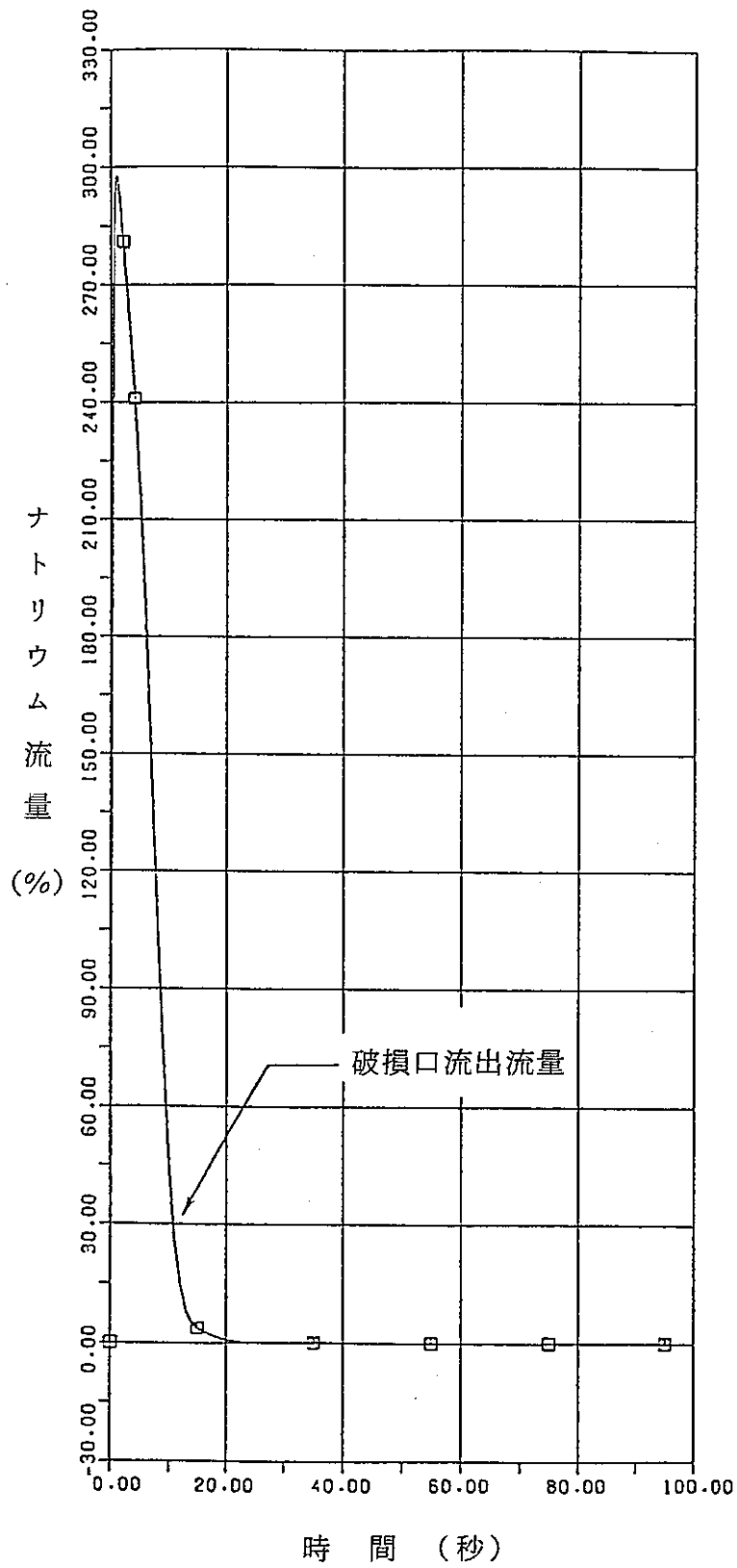


図 3.1.1 - 64 破損口流出流量
(1466 cm²)原子炉トリップなし

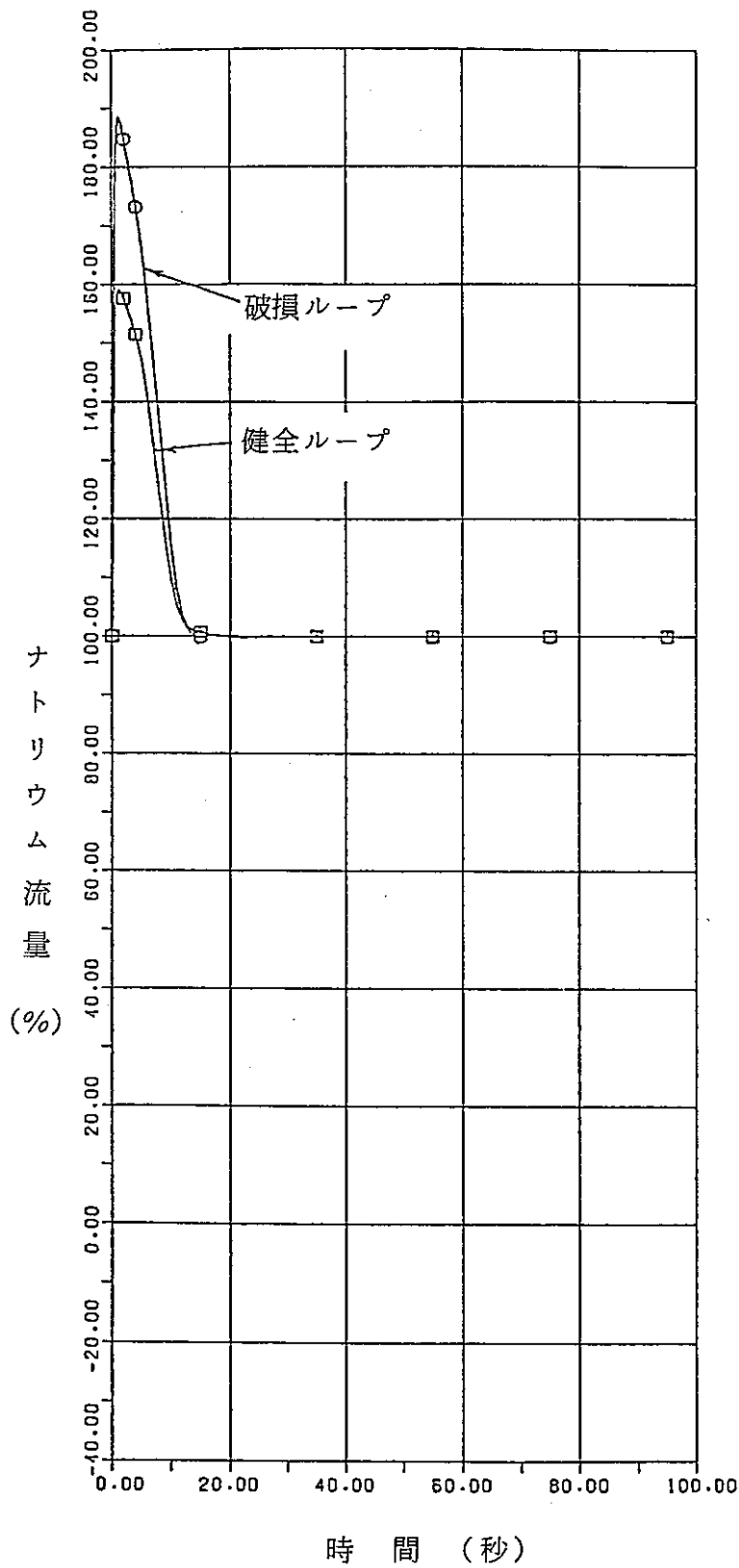


図 3.1.1 - 65 コールドレグ流量
(1466 cm²)原子炉トリップなし

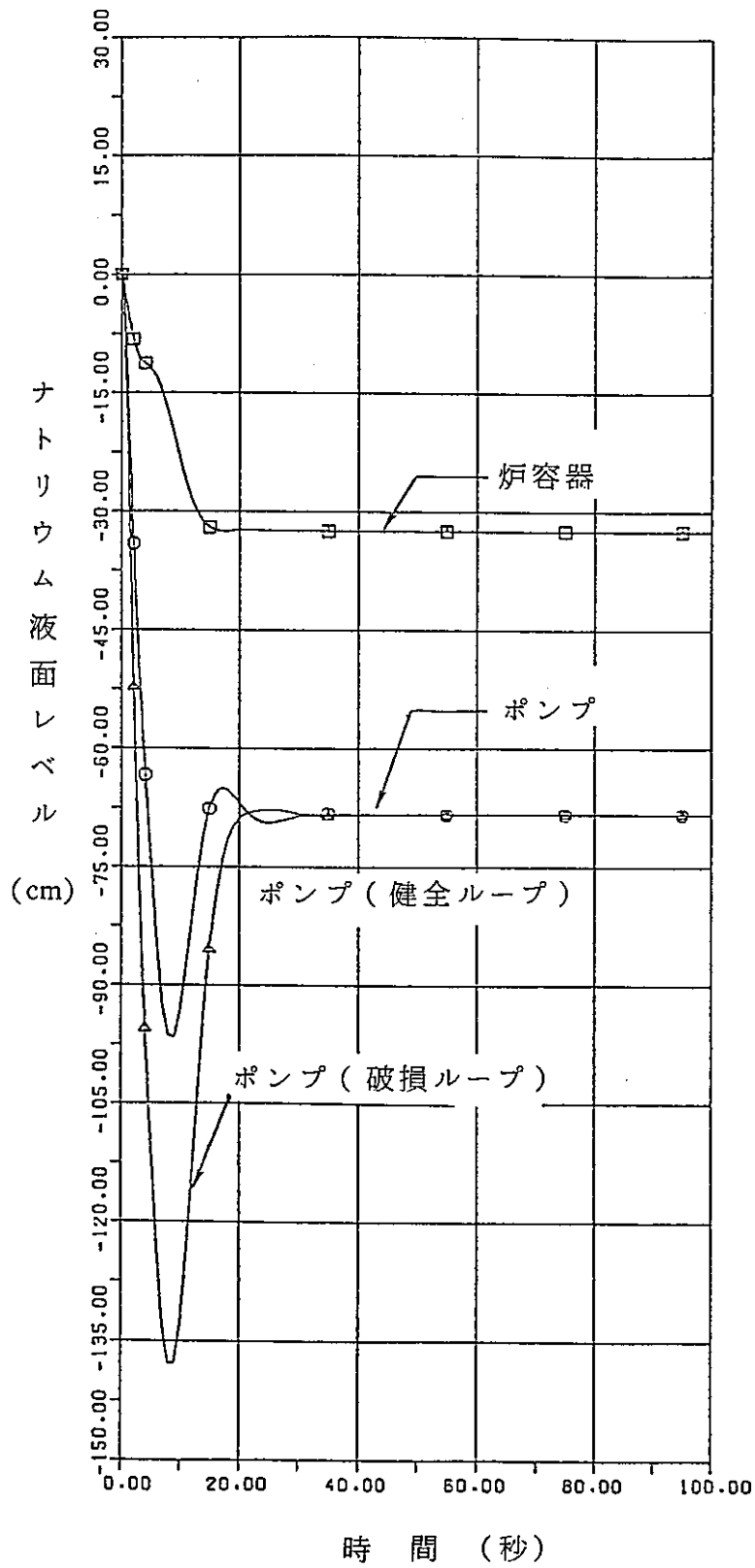


図 3.1.1 - 66 炉容器及びポンプ液面
(1466 cm²)原子炉トリップなし

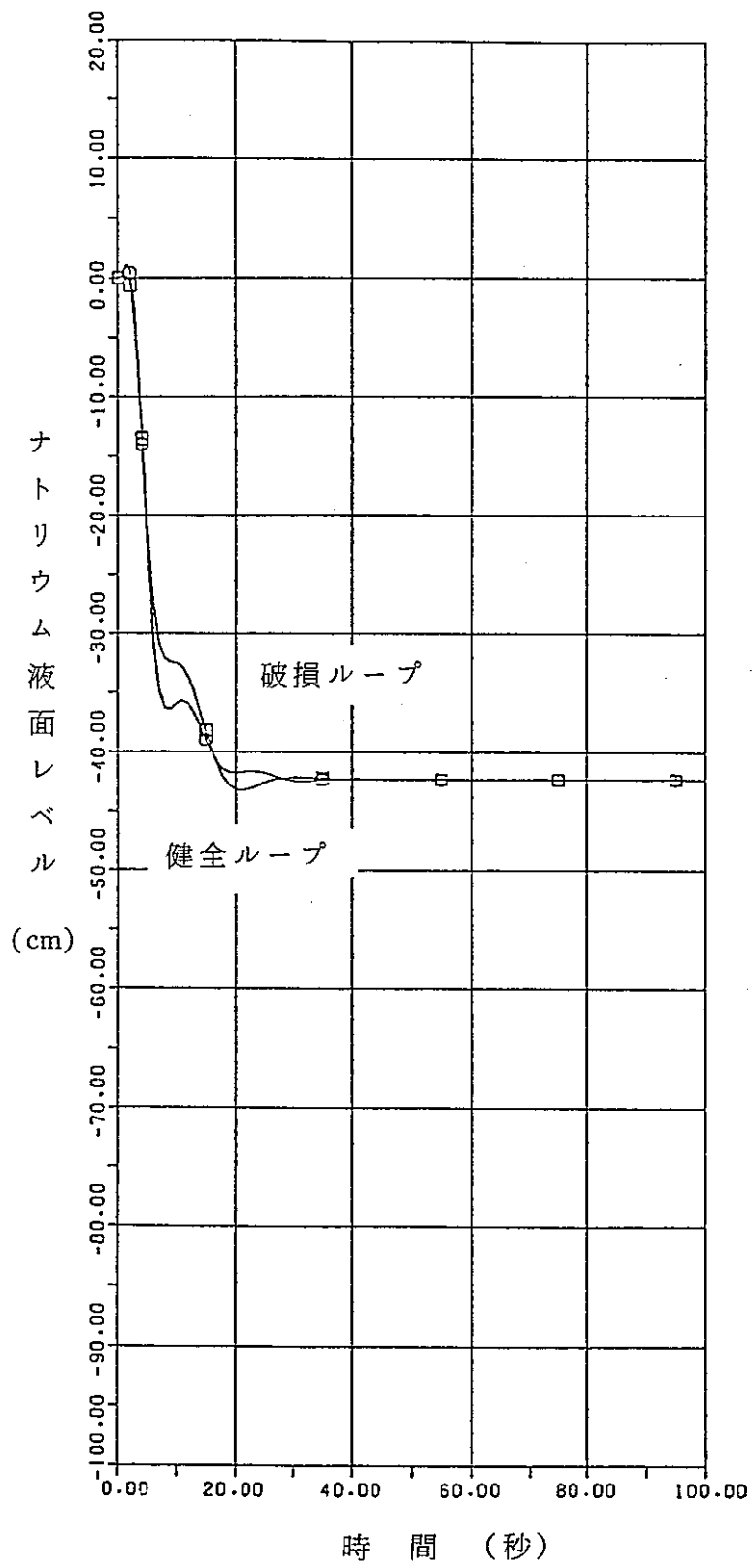


図 3.1.1 - 67 I H X 液 面
(1466 cm²) 原子炉トリップなし

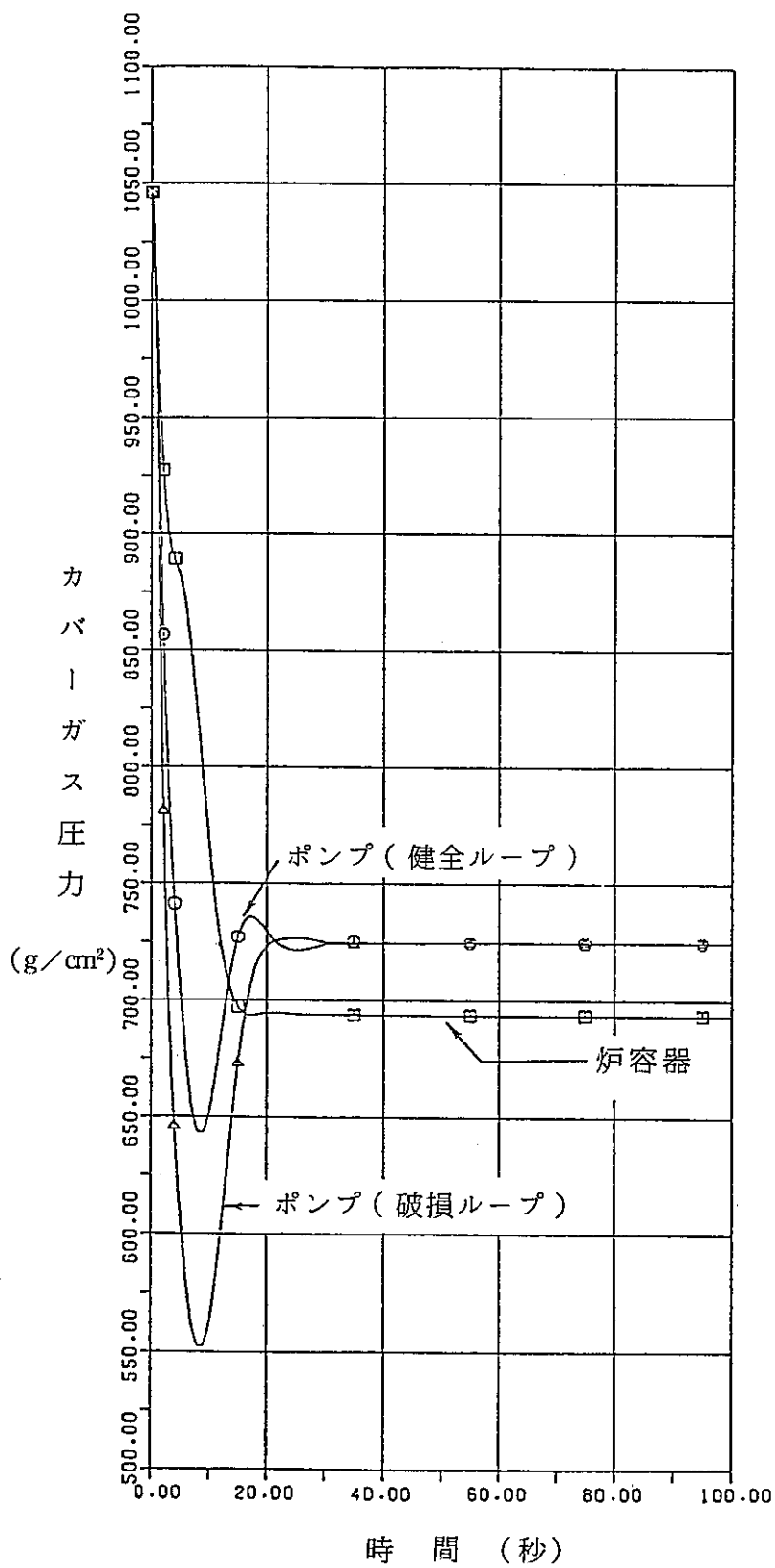


図 3.1.1 - 68 炉容器及びポンプカバーガス圧力
(1466 cm²) 原子炉トリップなし

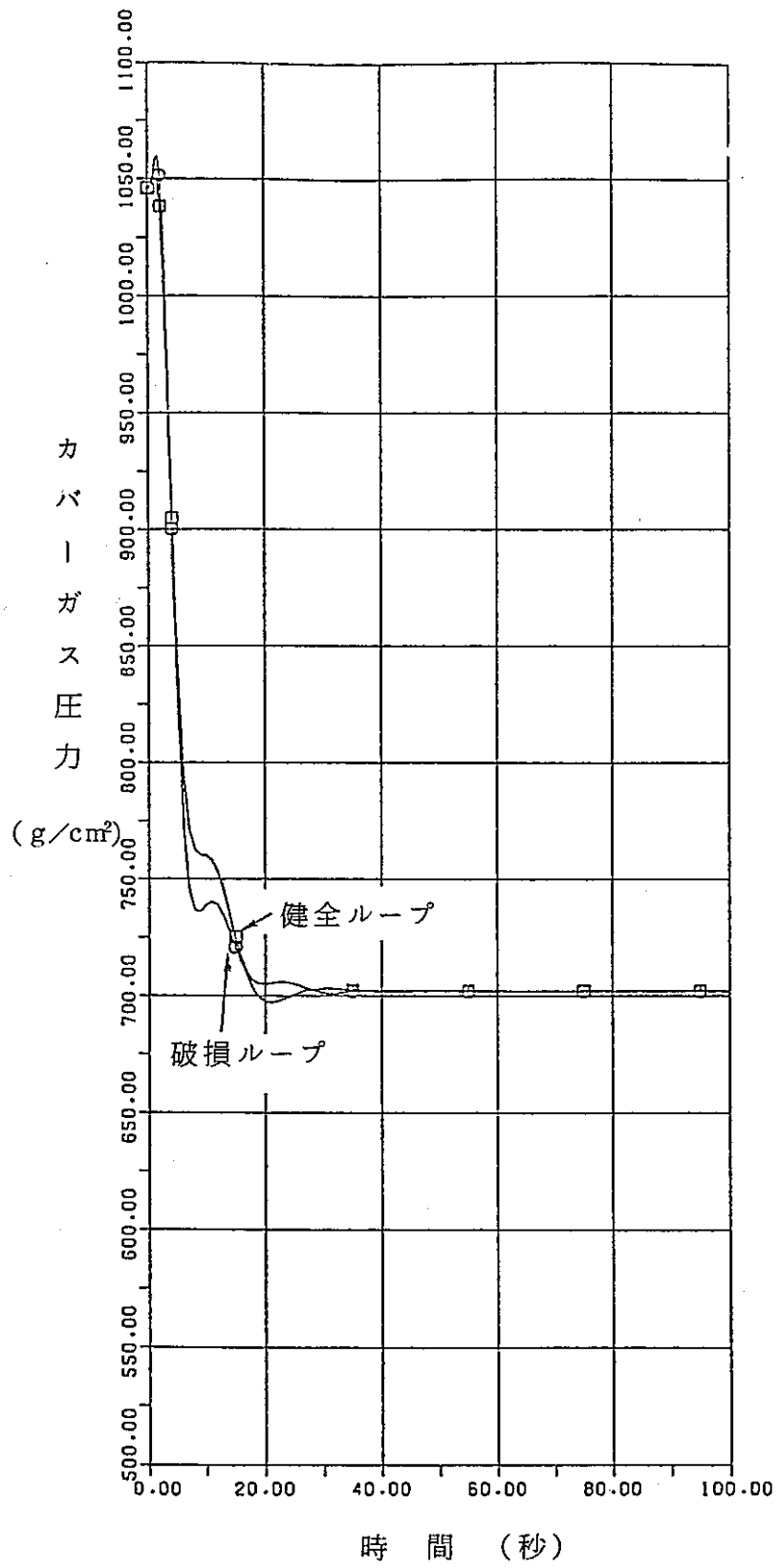


図 3.1.1-69 IHX カバーガス圧力
(1466 cm²) 原子炉トリップなし

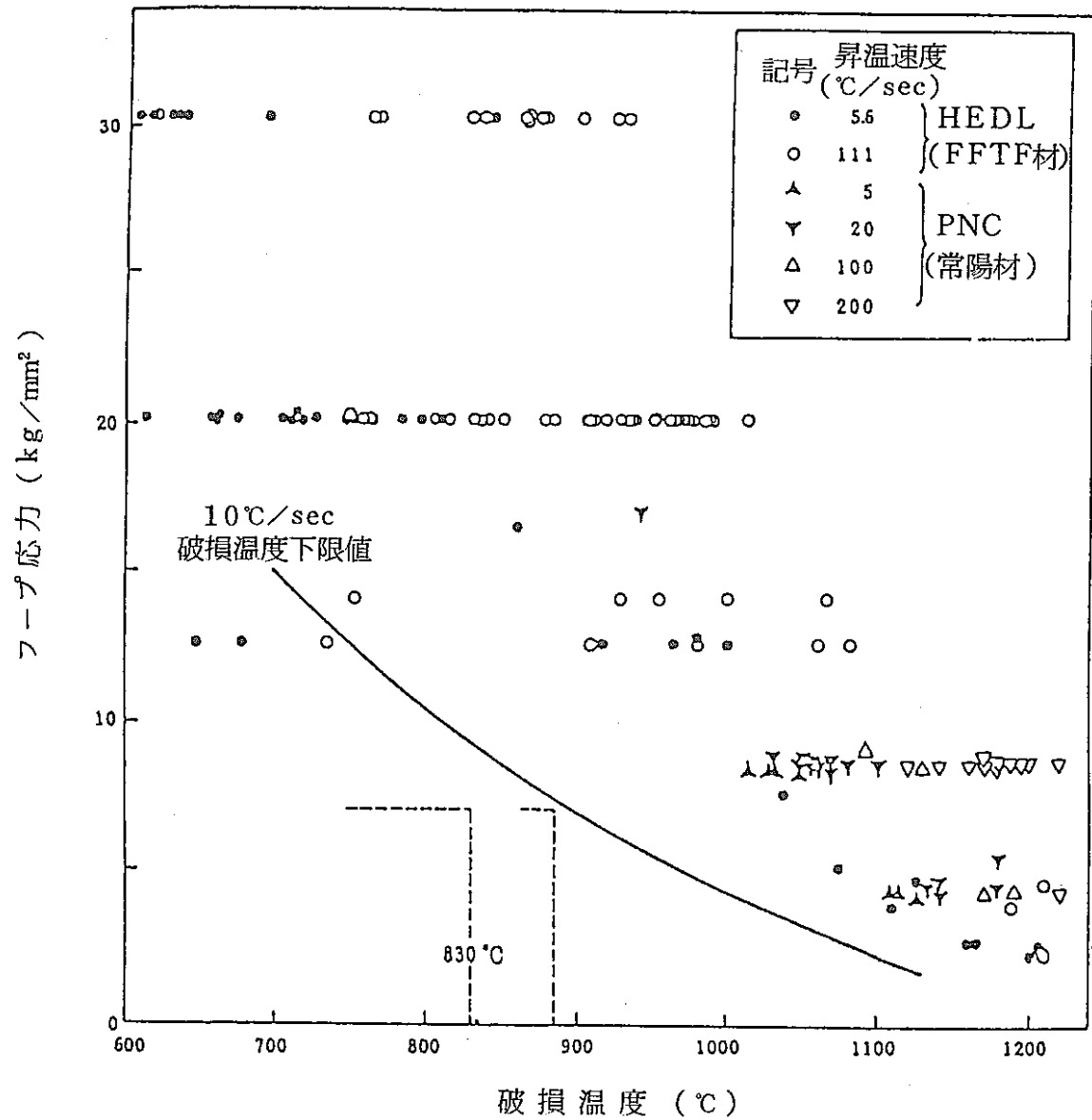


図 3.1.1 - 70 照射済燃料被覆管の急速加熱時内圧破損温度

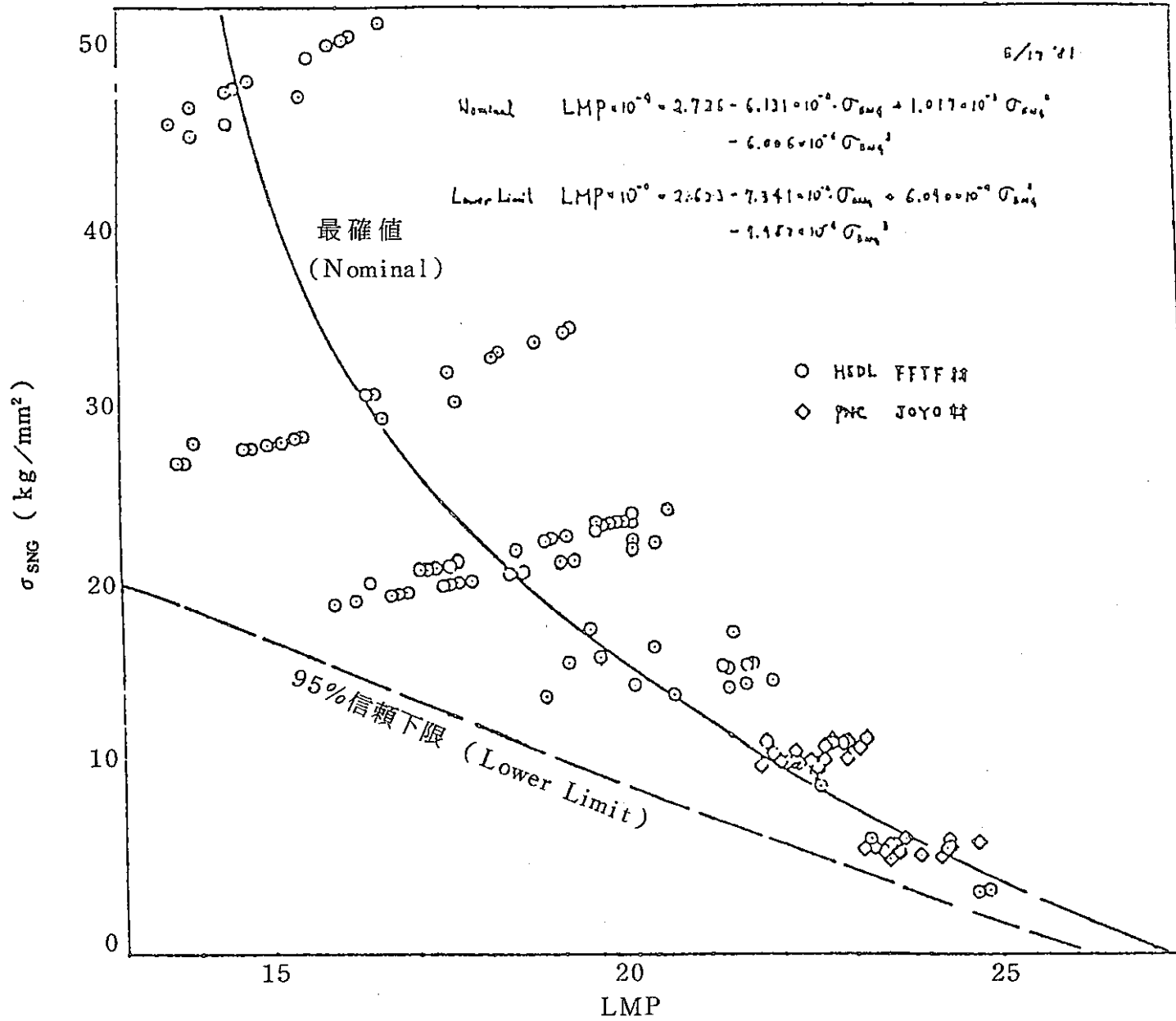


図 3.1.1 - 71 照射済燃料被覆管の急速加熱破損データ

3.1.2 オーバーフロー系及びコールドトラップからのNa 漏洩事故

(Na 燃焼評価)

(1) 解析条件及び解析データ

(a) 部屋形状データ (図3.1.2-1に解析モデル図を示す)

イ) 格納容器床上

部屋体積 ¹⁾	12,850m ³
コンクリート部 ²⁾	
表面積	2,200m ²
厚さ	40cm
	(6メッシュ: 2cm, 3cm, 5cm, 5cm, 10cm, 15cm)
鋼壁厚さ	25mm

天井鋼壁部²⁾

表面積	1,200m ²
厚さ	12mm

ロ) 格納容器床下 (Na 漏洩室)¹⁾

部屋体積	5,860m ³
有効壁表面積	5,100m ² (床部は除いた面積)
ライナー厚さ	4.5mm
ガスギャップ厚さ	1mm
コンクリート厚さ	50cm
	(7メッシュ: 2cm, 3cm, 5cm, 5cm, 10cm, 10cm, 15cm)

Na 燃焼面積¹⁾ 200m²

(b) 境界条件³⁾

外気との自然対流 10kcal/m²h℃ (外気温度 300K)

(c) 通 気

格納容器床下～格納容器床上

100%/day at 100mmA q

(d) 部屋雰囲気ガスから壁面への熱移行³⁾

対流熱伝達+熱輻射	(熱伝達係数は10kcal/m ² hr°C)	
輻射率	コンクリート壁	0
	鋼壁	0.8

(e) 雰囲気初期条件

ガス初期温度 ³⁾	300K
構造材初期温度 ³⁾	300K
酸素濃度 床上 ³⁾	20%
床下	4%

(f) Na 燃焼モデル³⁾

初期ナトリウム燃焼率	1 lb/hr · ft ²
ナトリウム・空気反応速度	$Q(t) = Q(o) \frac{N_{O_2}(t)}{N_{O_2}(o)} \sqrt{\frac{T_g(t)}{T_g(o)}}$

Q : ナトリウム燃焼率

N_{O₂} : 部屋内酸素濃度

T_g : ガス温度

発生した熱は、すべてNa 漏洩室の雰囲気中に伝えられるものとする。

Na プールの存在はモデル化しない。(すなわち、厚さ0cmとする)

Na ・ 空気反応熱 ⁴⁾	104.2kcal/mole - Na ₂ O
--------------------------	------------------------------------

(g) 崩壊熱⁵⁾

崩壊熱は下記の値に10%の設計余裕を見込む。

崩壊熱の2%が、Na 漏洩事故室雰囲気中で発熱するものとする。

時間範囲 (sec)	式 (MW)	誤差
$t \leq 10$	$\frac{84.52}{t^{0.66} + 15.37}$	0.25%以下
$10 < t \leq 10^2$	$\frac{66.56}{t^{0.5} + 12.5}$	0.35%以下
$10^2 < t \leq 10^3$	$\frac{20.70}{t^{0.33} + 2.35}$	0.60%以下
$10^3 < t \leq 10^4$	$\frac{17.47}{t^{0.33} + 0.4}$	1.0 %以下
$10^4 < t \leq 10^5$	$\frac{19.34}{t^{0.33} + 2.75}$	0.25%以下
$10^5 < t \leq 10^6$	$\frac{242.8}{t^{0.5} + 300}$	0.54%以下
$10^6 < t$	$\frac{0.3515}{(t/10^6)^{0.8} + 0.89}$	0.94%以下

(2) 使用コード

詳細設計時のNa 燃焼解析結果を再現できるように改修したCEDANコードの2セルモデルを使用する。(改修内容の詳細は、添付資料Aを参照のこと)

(3) 解析結果

(a) ガス圧力

図3.1.2-2に、格納容器床上(セル2)、床下(セル1)のガス圧力変化図を示す。図からわかるように、床下の圧力は、事故後約5分後に最高0.12kg/cm²gとなる。一方、床上の圧力は、それより少し遅れて、約24分後に最高0.033kg/cm²gとなる。

(b) ガス温度

図3.1.2-3に、格納容器床上(セル2)、床下(セル1)のガス温度変化図を示す。両セルとも事故後約15分程度で最高値となり、それぞれ、約28℃、約63℃となる。

(c) 床下壁面温度、格納容器鋼壁・コンクリート表面温度

図3.1.2-4に、床下Na漏洩事故室の壁面温度の時間変化図を示す。
表面ライナーは、事故後約42分で最大約45℃になる。一方、コンクリート温度は、表面でも高々最大37℃である。

図3.1.2-5に、格納容器床上鋼壁・側壁コンクリート表面温度の時間変化図を示す。

(d) Na 燃焼量

図3.1.2-6に、Na 燃焼量変化図を示す。

(e) 酸素濃度

図3.1.2-7に、部屋雰囲気中の酸素濃度変化を示す。

参考までに、図3.1.2-8に、Na漏洩事故室での酸素消費速度と、セル間のリーク流れによる酸素変化速度とを示す。

(f) エネルギーチェック

図3.1.2-9に、床下セルにおけるエンタルピー収支を示す。
床下セルでのエンタルピー変化として、以下の4つを考える。

- ① Na 燃焼熱
- ② 壁の保有エンタルピー
- ③ ガスの保有エンタルピー
- ④ ガス漏洩、燃焼による酸素消費にともなう質量変化にかかわるエンタルピー変化

従って、①+④が②+③に等しければ、計算中のエンタルピー収支が合っていることになる。図から判るように、①、②がほとんど支配的であり、かつエンタルピー収支は十分に合っていることがわかる。

なお、入力データリスト及び、出力デジタル値を添付資料Cに示す。

(4) 結 論

格納容器内圧最高値 $0.033\text{kg/cm}^2\text{g}$ は設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2\text{g}$ を下回る。鋼壁温度最高値は約27℃で設計温度150℃を下回る。

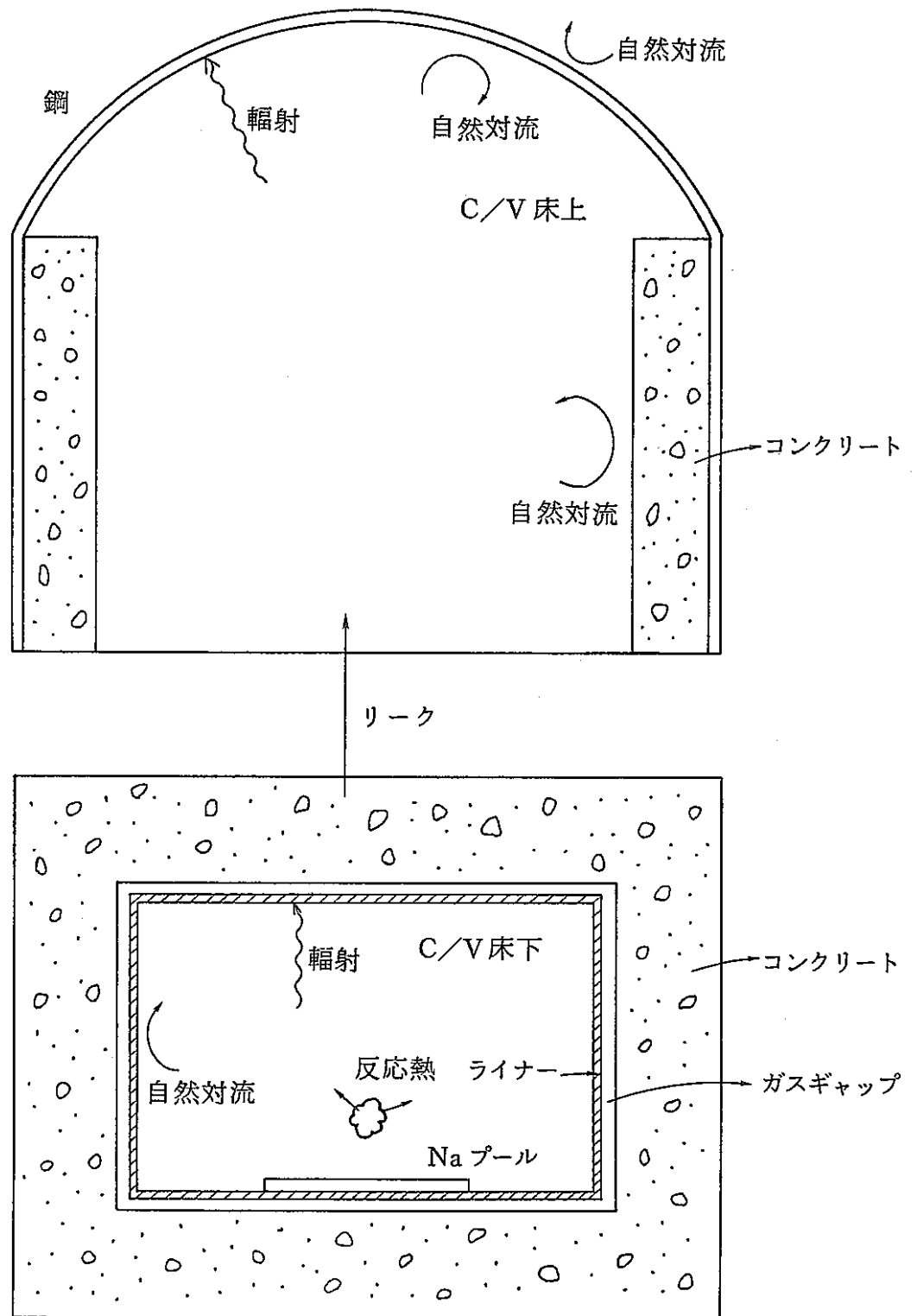


図 3.1.2 - 1 解析モデル図

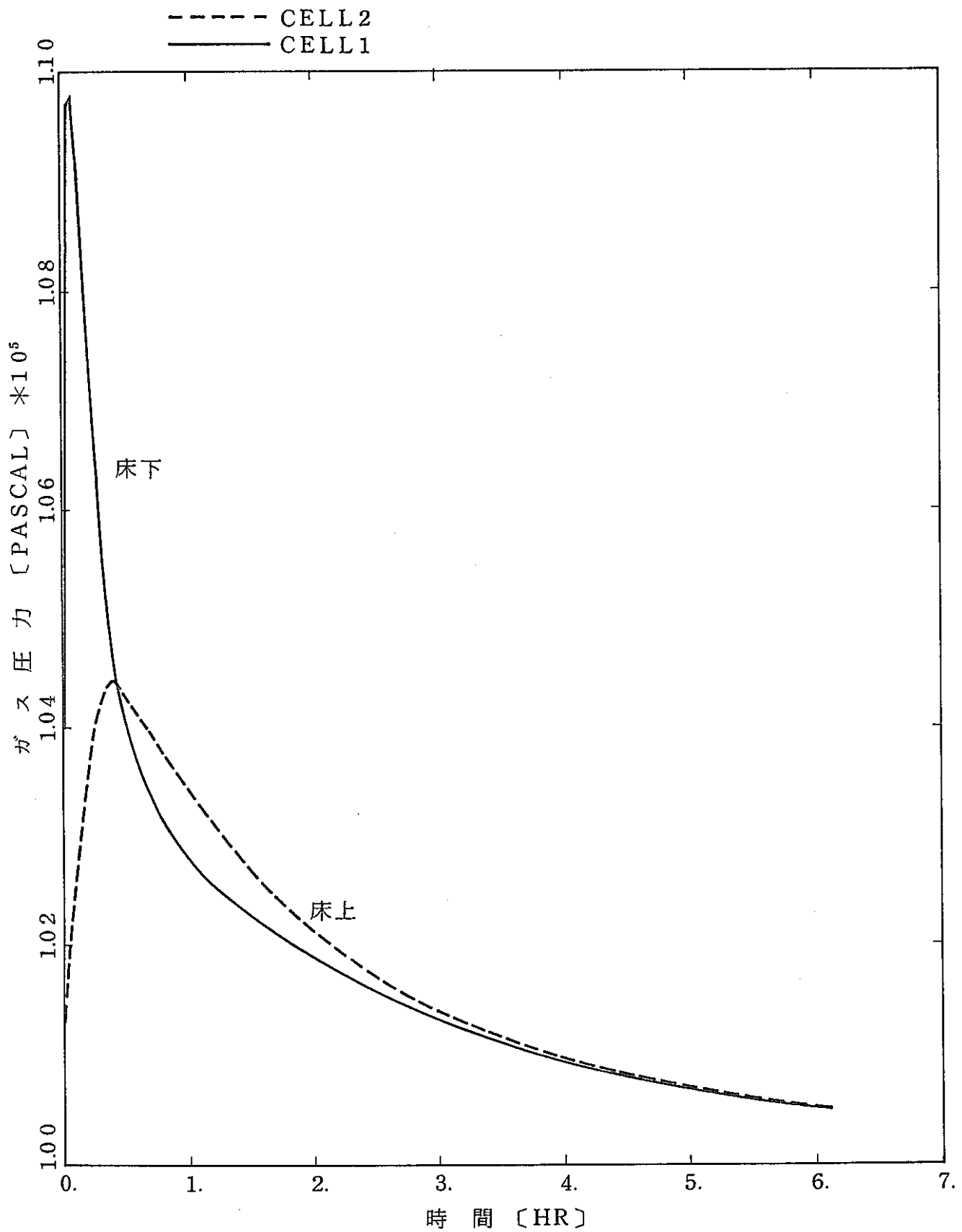


図 3.1.2 - 2 ガス圧力の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

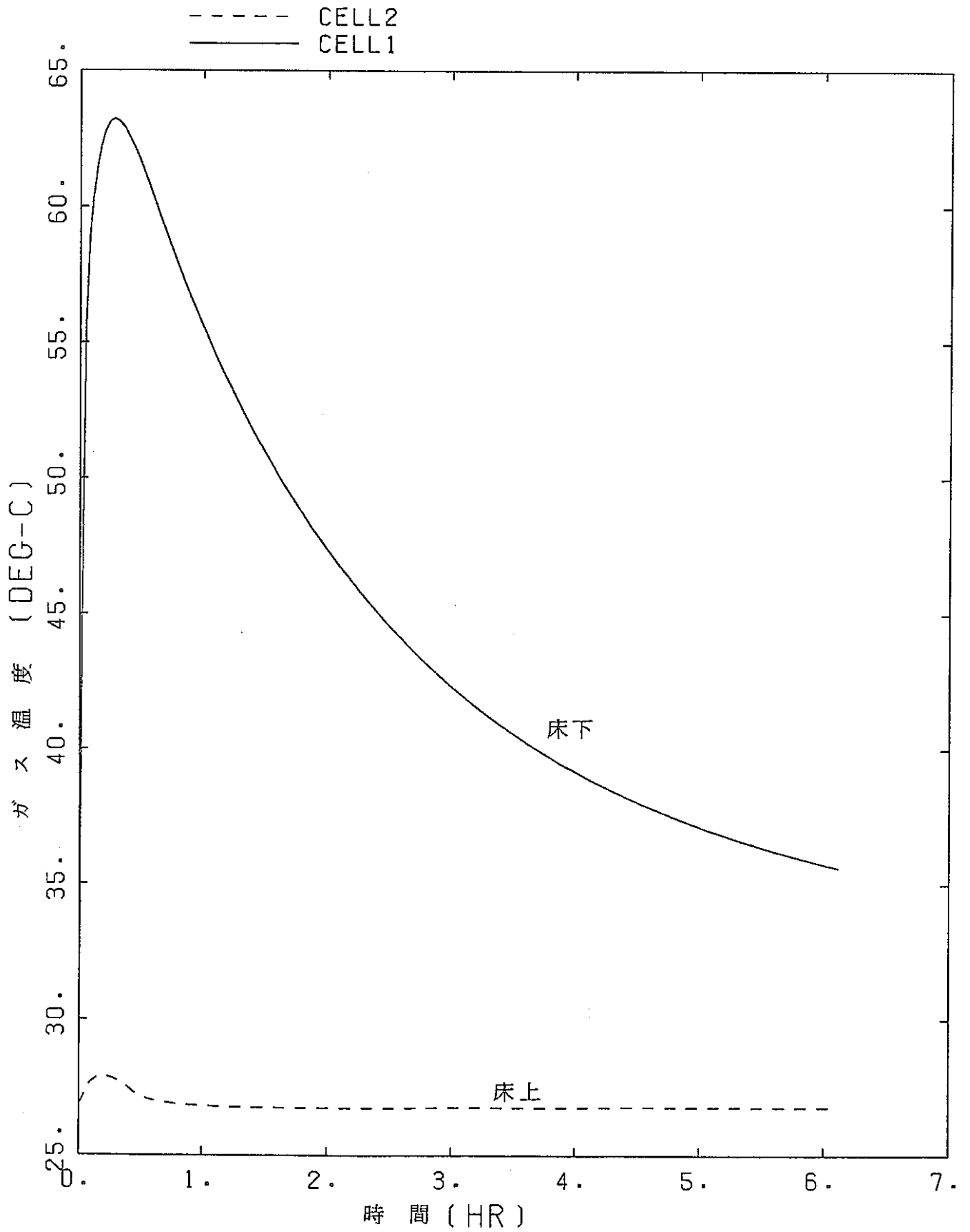


図 3.1.2-3 ガス温度の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

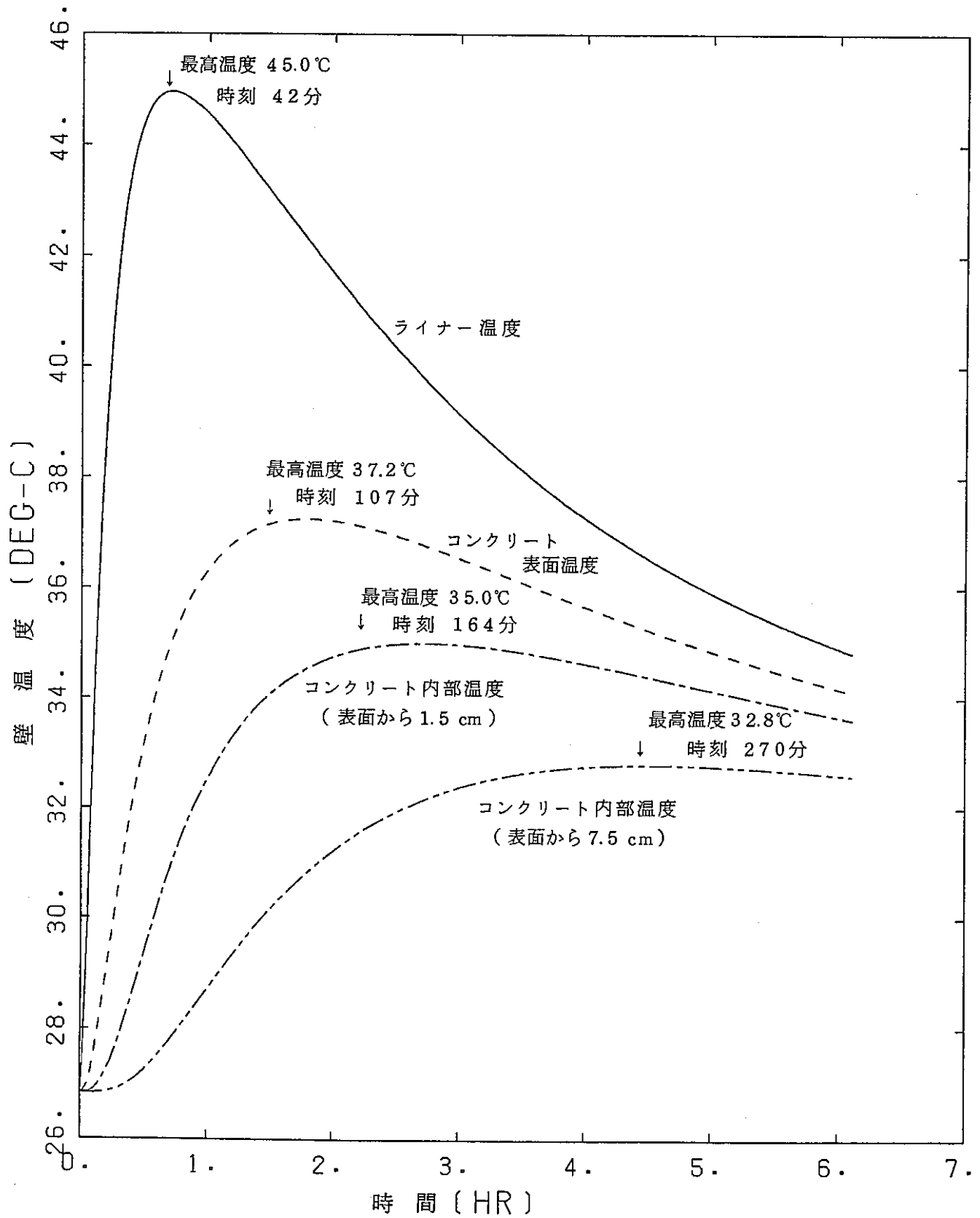


図 3.1.2-4 床下壁面温度の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

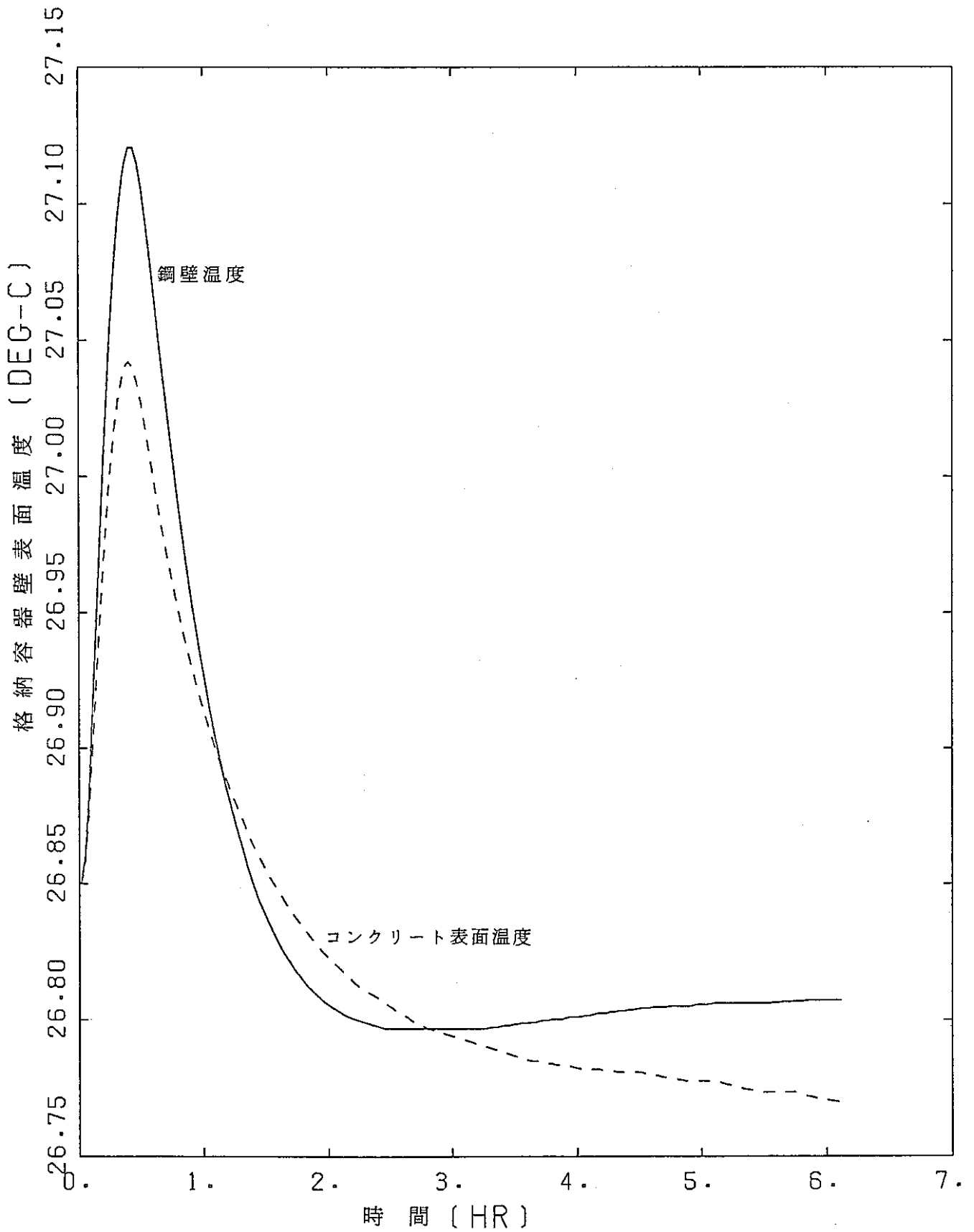


図 3.1.2-5 床上C/V鋼壁・側壁コンクリート表面温度の時間変化
(Na漏洩事故解析)

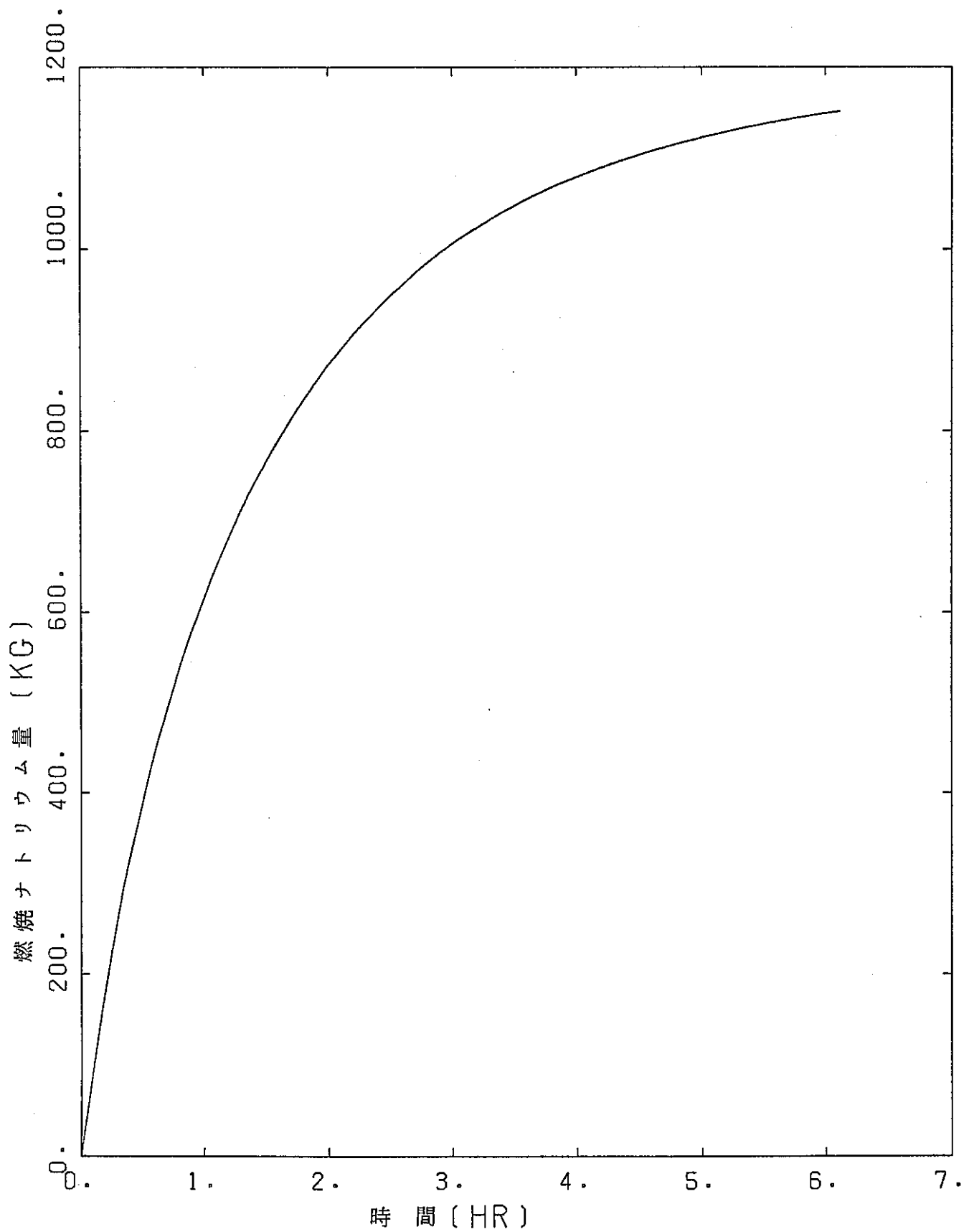


図3.1.2 - 6 Na 燃焼量の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

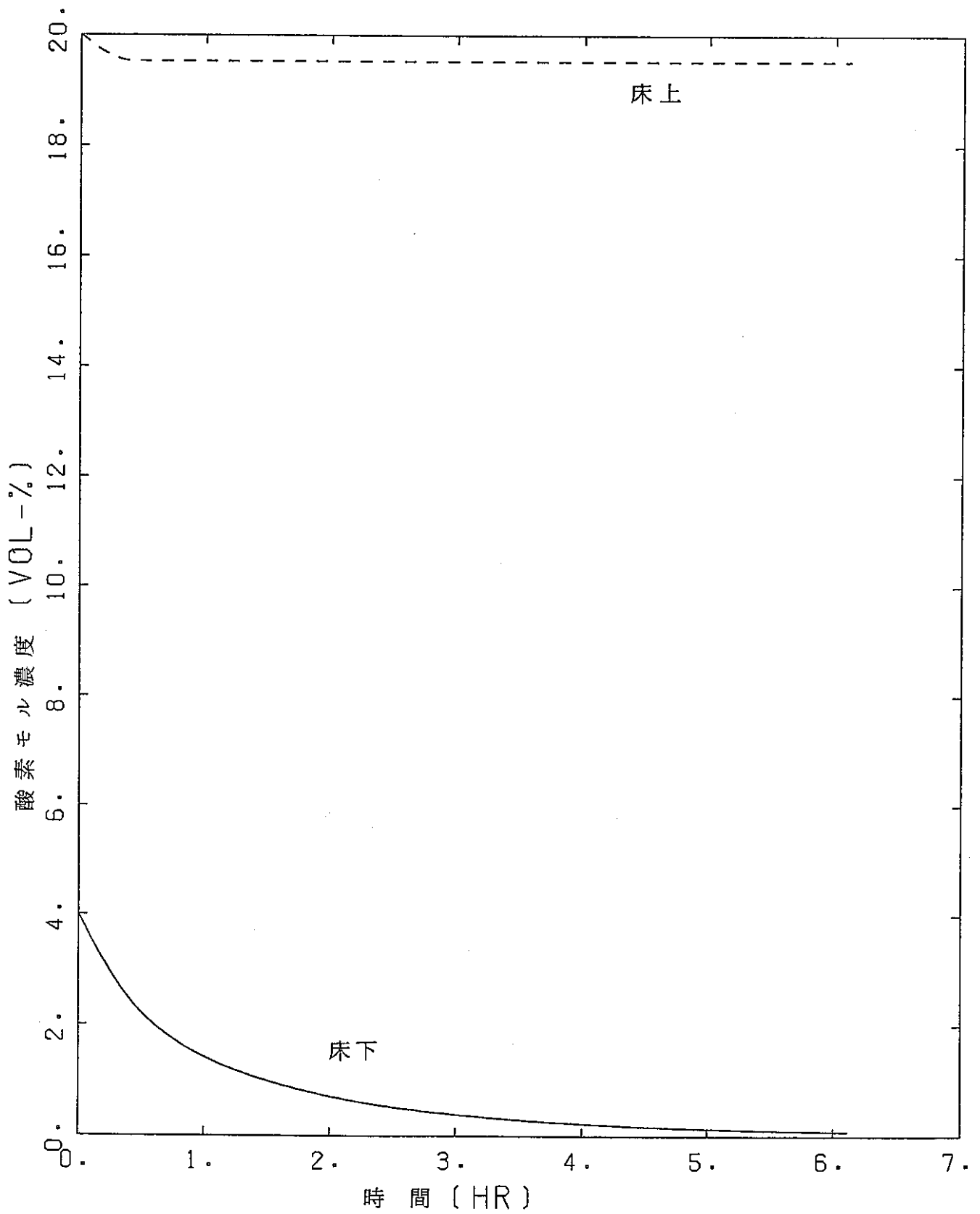


図 3.1.2 - 7 霧田気酸素濃度の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

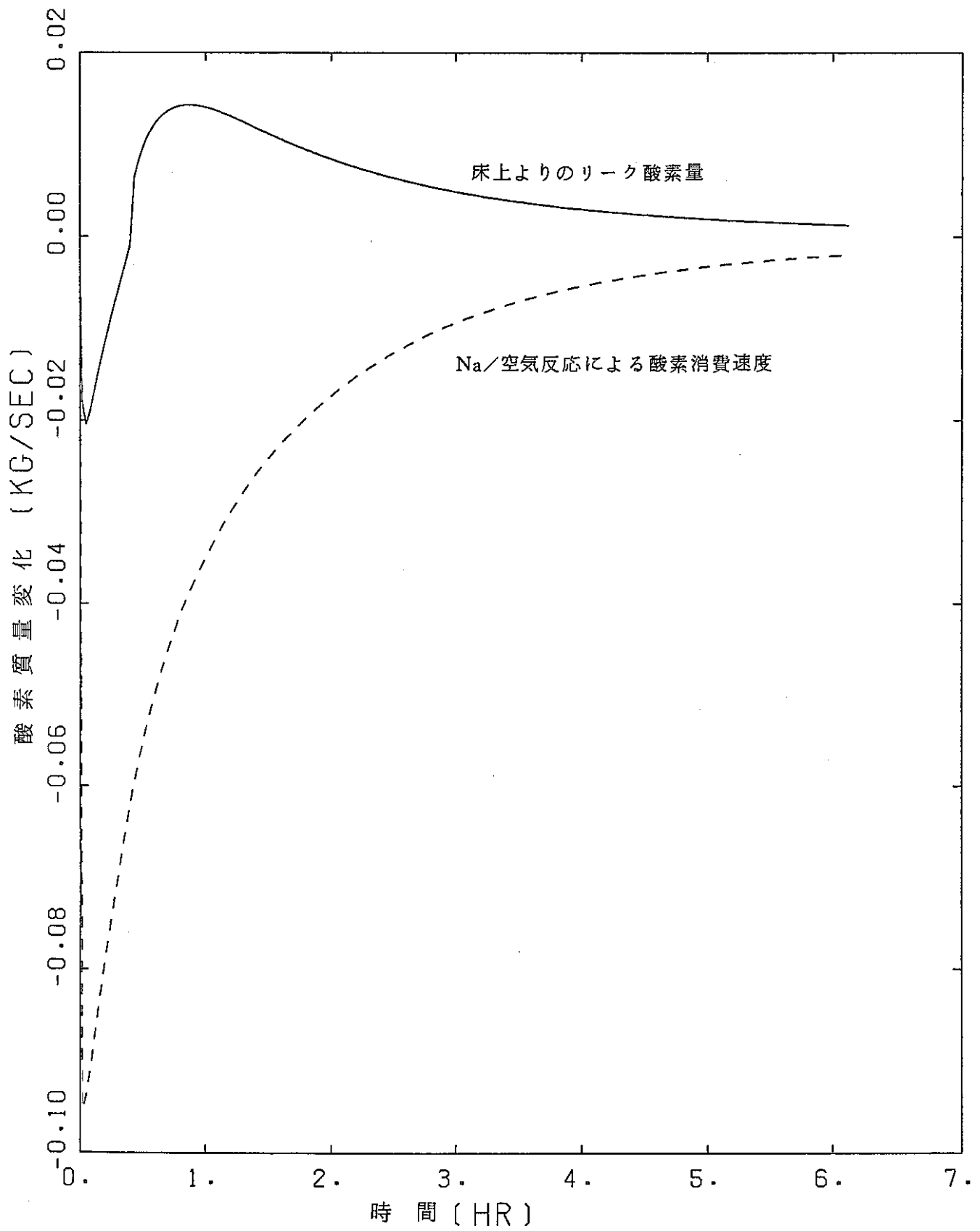


図 3.1.2-8 床上酸素変化量の時間変化 (Na 漏洩事故解析)

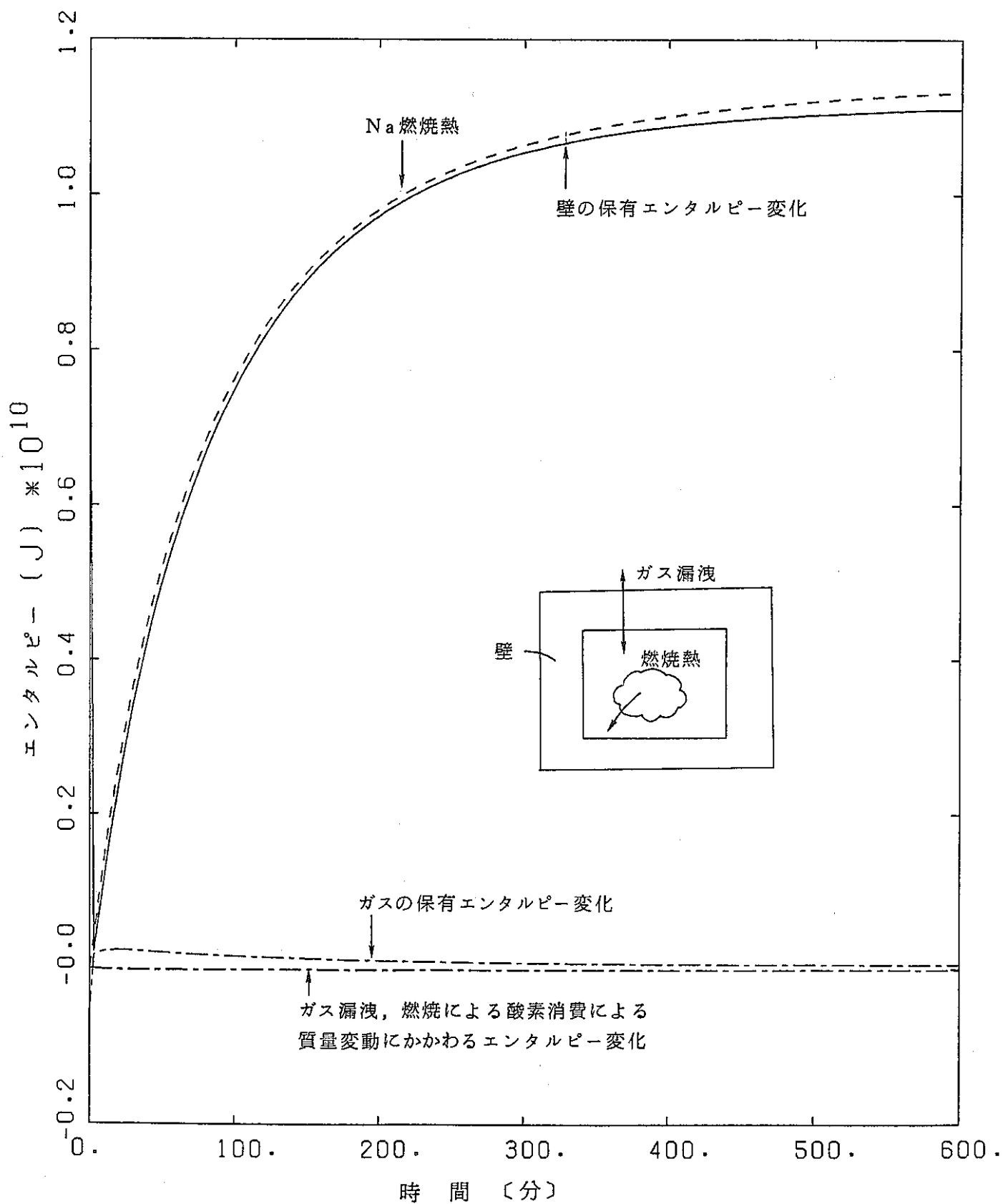


図 3.1.2-9 床下セルでの各部エンタルピーバランスの時間変化
(Na 漏洩事故解析)

3.1.3 オーバーフロー系からのNa 漏洩事故

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に何らかの原因による1次Na オーバーフロー系からのFPを含んだNaの漏洩を想定し、以下の条件にてFPの大気放出量及び被曝評価を行う。

(2) 解析条件

- i) 1次冷却材中FP濃度は添付資料Bによるものとする。
- ii) Na 燃焼量は、Na 火災解析結果に余裕を見込み1.5tonとする。
- iii) 希ガスはNa中の全量が、酸素は燃焼Na中の全量が、瞬時に格納容器床へ移行するものとする。酸素のうち10%はガス状で、残りの90%はエアロゾル状とする。エアロゾル状酸素については、格納容器内で半減期1hrでフォールアウトするものとする。⁽¹⁾
- iv) 格納容器ドーム部及び円筒部のアニュラス部への漏洩率については1.35kg/cm²gで各々0.009%/d、5%/dとし内圧と外圧の差の平方根に比例するものとする。⁽¹⁾ 格納容器内圧はNa火災解析からピーク値を用い、漏洩率は安全側に次の値を用いる。

t (hr)	内圧(kg/cm ² g)	ドーム部漏洩率(%/d)	アニュラス部への漏洩率(%/d)
0~4	0.033	1.41×10^{-3}	7.82×10^{-1}
4~	0	0	0

- v) アニュラス部へ漏洩したFPは瞬時に排気筒より放出されるものとする。
尚、アニュラス換気系のフィルタ除去効率として酸素に対して90%を考慮する。
- vi) 被曝評価に用いる相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)は実効放出継続時間T=2hrとして以下の値を用いる。⁽¹⁾

	地上放出(ドーム部放出)	排気筒放出
X/Q (sec/m ³)	6.6×10^{-5}	2.3×10^{-6}
D/Q (rem/MeV Ci)	3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}

(3) 解析結果

表3.1.3-1に希ガス及び沃素の環境への放出量を示す。これらのFP放出による一般公衆の被曝線量は以下ようになる。

・希ガスの γ 線による全身被曝線量 $D\gamma$

	Q (Ci MeV)	D/Q
ドーム部	$2.17 \times 10^{-1} \times 3.2 \times 10^{-6}$	$= 6.94 \times 10^{-7} \text{rem}$
排気筒	$1.20 \times 10^2 \times 1.1 \times 10^{-6}$	$= \underline{1.32 \times 10^{-4} \text{rem}}$
計		$1.33 \times 10^{-4} \text{rem}$

・希ガスの β 線による皮膚被曝線量 $D\beta$

	Q (Ci MeV)	X/Q
ドーム部	$0.23 \times 1.90 \times 10^{-1} \times 6.6 \times 10^{-5}$	$= 2.88 \times 10^{-6} \text{rem}$
排気筒	$0.23 \times 1.05 \times 10^2 \times 2.3 \times 10^{-6}$	$= \underline{5.55 \times 10^{-5} \text{rem}}$
計		$5.84 \times 10^{-5} \text{rem}$

・沃素の吸入による甲状腺被曝線量 (小児) DI

	Q (Ci)	X/Q	呼吸率
ドーム部	$8.00 \times 10^{-4} \times 6.6 \times 10^{-5}$	$\times \frac{0.833}{3,600}$	$\times 1.48 \times 10^6 \times 4$
			$= 7.23 \times 10^{-5} \text{rem}$
排気筒	$4.44 \times 10^{-2} \times 2.3 \times 10^{-6}$	$\times \frac{0.833}{3,600}$	$\times 1.48 \times 10^6 \times 4$
			$= \underline{1.40 \times 10^{-4} \text{rem}}$
計			$2.12 \times 10^{-4} \text{rem}$

表3.1.3-1 オーバーフロー系からのNa漏洩事故時のFP大気放出量

核種		格納容器床上放出量 (Ci)	ドーム部放出量 (Ci)	排気筒放出量 (Ci)	
希ガス	Kr - 83 m	6.94×10^3	8.41×10^{-3}	4.66	
	Kr - 85 m	1.39×10^4	2.43×10^{-2}	1.35×10^1	
	Kr - 85	1.93×10^2	4.53×10^{-4}	2.51×10^{-1}	
	Kr - 87	2.55×10^4	2.44×10^{-2}	1.35×10^1	
	Kr - 88	3.38×10^4	5.04×10^{-2}	2.79×10^1	
	Xe - 131m	8.37×10^2	1.96×10^{-3}	1.08	
	Xe - 133m	3.37×10^3	7.71×10^{-3}	4.28	
	Xe - 133	1.11×10^5	2.58×10^{-1}	1.43×10^2	
	Xe - 135m	2.26×10^4	5.00×10^{-3}	2.77	
	Xe - 135	1.16×10^5	2.35×10^{-1}	1.30×10^2	
	Xe - 137	1.01×10^5	5.46×10^{-3}	3.03	
	Xe - 138	9.01×10^4	1.80×10^{-2}	1.00×10^1	
	ガス状 沃素	I - 131	5.10×10^1	1.19×10^{-4}	6.60×10^{-3}
I - 132		7.10×10^1	9.65×10^{-5}	5.35×10^{-3}	
I - 133		9.48×10^1	2.08×10^{-4}	1.16×10^{-2}	
I - 134		1.03×10^2	7.32×10^{-5}	4.06×10^{-3}	
I - 135		8.88×10^1	1.70×10^{-4}	9.45×10^{-3}	
エアロゾル 状沃素	I - 131	4.59×10^2	3.63×10^{-4}	2.01×10^{-2}	
	I - 132	6.39×10^2	3.70×10^{-4}	2.05×10^{-2}	
	I - 133	8.53×10^2	6.52×10^{-4}	3.62×10^{-2}	
	I - 134	9.30×10^2	3.67×10^{-4}	2.03×10^{-2}	
	I - 135	7.99×10^2	5.64×10^{-4}	3.13×10^{-2}	
合計	希ガス γ (Ci MeV)	2.57×10^5	2.17×10^{-1}	1.20×10^2	
	希ガス β (Ci MeV)	3.38×10^5	1.90×10^{-1}	1.05×10^2	
	沃素 {	ガス状 [I ¹³¹ 換算Ci]	8.83×10^1	1.94×10^{-4}	1.08×10^{-2}
		エアロゾル状 ["]	7.95×10^2	6.06×10^{-4}	3.36×10^{-2}
		計 ["]	8.83×10^2	8.00×10^{-4}	4.44×10^{-2}

3.1.4 コールドトラップからのNa 漏洩事故

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に何らかの原因による1次Na 純化系のコールドトラップからのFPを含んだNa の漏洩を想定し以下の条件にてFPの大気放出量及び被曝評価を行う。

(2) 解析条件

i) 1次冷却材中FP濃度及びコールドトラップ存在量は添付資料Bによるものとする。

ii) Na 燃焼量はNa 火災解析結果に余裕を見込み1.5tonとする。

iii) 希ガスはNa 中の全量が沃素は燃焼Na 中の全量及びコールドトラップ存在量の10%* が瞬時に格納容器床上へ移行するものとする。沃素のうち10%はガス状で90%はエアロゾル状とする。エアロゾル状沃素については格納容器内で半減期1hrでフォールアウトするものとする。¹⁾ (*燃焼Na と漏洩Na の比を安全側に丸めた値)

iv) 格納容器ドーム部及び円筒部のアニュラス部への漏洩率については1.35kg/cm²gで各々0.009 %/d, 5%/dとし内圧と外圧の差の平方根に比例するものとする。¹⁾ 格納容器内圧はNa 火災解析からピーク値を用い、漏洩率は安全側に次の値を用いる。

t (hr)	内圧(kg /cm ² g)	ドーム部 漏洩率 (%/d)	アニュラス部への 漏洩率 (%/d)
0~4	0.033	1.41×10^{-3}	7.82×10^{-1}
4~	0	0	0

v) アニュラス部へ漏洩したFPは瞬時に排気筒より放出されるものとする。

尚、アニュラス換気系のフィルタ除去効率として沃素に対して90%を考慮する。

vi) 被曝評価に用いる相対濃度 (X/Q), 相対線量 (D/Q) は実効放出継続時間T = 2hrとして以下の値を用いる。¹⁾

	地上放出 (ドーム部放出)	排気筒放出
X/Q (sec /m ³)	6.6×10^{-5}	2.3×10^{-6}
D/Q (rem /MeV Ci)	3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}

(3) 解析結果

表3.1.4-1に希ガス及び沃素の環境への放出量を示す。これらのFP放出による一般公衆の被曝線量は以下ようになる。

・希ガスの γ 線による全身被曝線量 $D\gamma$

	Q (Ci MeV)	D/Q
ドーム部	$2.17 \times 10^{-1} \times 3.2 \times 10^{-6}$	$= 6.94 \times 10^{-7} \text{rem}$
排気筒	$1.20 \times 10^2 \times 1.1 \times 10^{-6}$	$= \underline{1.32 \times 10^{-4} \text{rem}}$
計		$1.33 \times 10^{-4} \text{rem}$

・希ガスの β 線による皮膚被曝線量 $D\beta$

	Q (Ci MeV)	X/Q
ドーム部	$0.23 \times 1.90 \times 10^{-1} \times 6.6 \times 10^{-5}$	$= 2.88 \times 10^{-6} \text{rem}$
排気筒	$0.23 \times 1.05 \times 10^2 \times 2.3 \times 10^{-6}$	$= \underline{5.55 \times 10^{-5} \text{rem}}$
計		$5.84 \times 10^{-5} \text{rem}$

・沃素の吸入による甲状腺被曝線量 (小児) DI

	Q (Ci)	X/Q	呼吸率
ドーム部	$4.55 \times 10^{-3} \times 6.6 \times 10^{-5}$	$\times \frac{0.833}{3,600}$	$\times 1.48 \times 10^6 \times 4$
			$= 4.11 \times 10^{-4} \text{rem}$
排気筒	$2.52 \times 10^{-1} \times 2.3 \times 10^{-6}$	$\times \frac{0.833}{3,600}$	$\times 1.48 \times 10^6 \times 4$
			$= \underline{7.94 \times 10^{-4} \text{rem}}$
計			$1.21 \times 10^{-3} \text{rem}$

表3.1.4-1 コールドトラップからのNa 漏洩事故時のFP大気放出量

核種		格納容器床上放出量 [Ci]		ドーム部放出量 [Ci]		排気筒放出量 [Ci]		
希ガス	Kr - 83 m	6.94×10 ³		8.41×10 ⁻³		4.66		
	Kr - 85 m	1.39×10 ⁴		2.43×10 ⁻²		1.35×10 ¹		
	Kr - 85	1.93×10 ²		4.53×10 ⁻⁴		2.51×10 ⁻¹		
	Kr - 87	2.55×10 ⁴		2.44×10 ⁻²		1.35×10 ¹		
	Kr - 88	3.38×10 ⁴		5.04×10 ⁻²		2.79×10 ¹		
	Xe - 131m	8.37×10 ²		1.96×10 ⁻³		1.08		
	Xe - 133m	3.37×10 ³		7.71×10 ⁻³		4.28		
	Xe - 133	1.11×10 ⁵		2.58×10 ⁻¹		1.43×10 ²		
	Xe - 135m	2.26×10 ⁴		5.00×10 ⁻³		2.77		
	Xe - 135	1.16×10 ⁵		2.35×10 ⁻¹		1.30×10 ²		
Xe - 137	1.01×10 ⁵		5.46×10 ⁻³		3.03			
Xe - 138	9.01×10 ⁴		1.80×10 ⁻²		1.00×10 ¹			
ガス状 沃素	I - 131	5.10×10 ¹	2.39×10 ²	1.19×10 ⁻⁴	5.57×10 ⁻⁴	6.60×10 ⁻³	3.09×10 ⁻²	
	I - 132	7.10×10 ¹	3.32×10 ²	9.65×10 ⁻⁵	4.51×10 ⁻⁴	5.35×10 ⁻³	2.50×10 ⁻²	
	I - 133	9.48×10 ¹	4.44×10 ²	2.08×10 ⁻⁴	9.76×10 ⁻⁴	1.16×10 ⁻²	5.41×10 ⁻²	
	I - 134	1.03×10 ²	4.84×10 ²	7.32×10 ⁻⁵	3.44×10 ⁻⁴	4.06×10 ⁻³	1.91×10 ⁻²	
	I - 135	8.88×10 ¹	4.16×10 ²	1.70×10 ⁻⁴	7.98×10 ⁻⁴	9.45×10 ⁻³	4.43×10 ⁻²	
エアロゾル状 沃素	I - 131	4.59×10 ²	2.15×10 ³	3.63×10 ⁻⁴	1.70×10 ⁻³	2.01×10 ⁻²	9.43×10 ⁻²	
	I - 132	6.39×10 ²	2.99×10 ³	3.70×10 ⁻⁴	1.73×10 ⁻³	2.05×10 ⁻²	9.59×10 ⁻²	
	I - 133	8.53×10 ²	4.00×10 ³	6.52×10 ⁻⁴	3.06×10 ⁻³	3.62×10 ⁻²	1.70×10 ⁻¹	
	I - 134	9.30×10 ²	4.36×10 ³	3.67×10 ⁻⁴	1.72×10 ⁻³	2.03×10 ⁻²	9.54×10 ⁻²	
	I - 135	7.99×10 ²	3.74×10 ³	5.64×10 ⁻⁴	2.64×10 ⁻³	3.13×10 ⁻²	1.46×10 ⁻¹	
合計	希ガスγ [Ci MeV]	2.57×10 ⁵		2.17×10 ⁻¹		1.20×10 ²		
	希ガスβ [Ci MeV]	3.38×10 ⁵		1.90×10 ⁻¹		1.05×10 ²		
計	沃素 {	ガス状 [I ¹³¹ 換算Ci]	8.83×10 ¹	4.14×10 ²	1.94×10 ⁻⁴	9.09×10 ⁻⁴	1.08×10 ⁻²	5.04×10 ⁻²
		エアロゾル状 ["]	7.95×10 ²	3.73×10 ³	6.06×10 ⁻⁴	2.84×10 ⁻³	3.36×10 ⁻²	1.58×10 ⁻¹
		計 ["]	8.83×10 ²	4.14×10 ³	8.00×10 ⁻⁴	3.75×10 ⁻³	4.44×10 ⁻²	2.08×10 ⁻¹

注) 沃素における左欄はNa 中分の寄与を、右欄はコールドトラップ分の寄与を示す。

3.1.5 燃料取扱事故

(1) 事故の想定

燃料取替作業中に燃料出入設備にて取扱中の使用済燃料集合体の破損を想定し、以下の条件にてF Pの大気放出量及び被曝評価を行う。

(2) 解析条件⁽¹⁾

- i) 事故はサイクル末期の最大出力燃料集合体の移送時に生じたとする。
- ii) 事故発生は原子炉停止の5日後に生じたとする。
- iii) 燃料被覆管のすべてが破損し、燃料要素ガスプレナム中の核分裂生成物が燃料出入設備内に放出されるとする。(添付資料B参照)
- iv) 燃料出入設備内の気相部より建物への漏洩率は $1 \times 10^{-2}\%$ /日とする。
- v) フィルタの効果を期待することなく、建物内に放出された核分裂生成物は排気筒から放出されるものとする。
- vi) 被曝評価に用いる相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)は実効放出継続時間T=2hrとして以下の値を用いる。

	排気筒放出
X/Q (sec/m ³)	2.3×10^{-6}
D/Q (rem/MeV Ci)	1.1×10^{-6}

(3) 解析結果

希ガス、沃素の環境への放出量を表3.1.5-1に示す。これらのF P放出による一般公衆の被曝線量を以下にまとめる。

・希ガスの γ 線による全身被曝線量 D_γ

$$Q(\text{Ci MeV}) \quad D/Q$$

$$D_\gamma = 1.85 \times 10^{-1} \times 1.1 \times 10^{-6} = 2.04 \times 10^{-7} \text{rem}$$

・希ガスの β 線による皮膚被曝線量 D_β

$$Q(\text{Ci MeV}) \quad X/Q$$

$$D_\beta = 0.23 \times 2.07 \times 10^1 \times 2.3 \times 10^{-6} = 1.10 \times 10^{-5} \text{rem}$$

・ 沃素の吸入による甲状腺被曝線量 (小児) DI

Q (Ci) X/Q 呼吸率

$$DI = 3.79 \times 10^{-1} \times 2.3 \times 10^{-6} \times \frac{0.833}{3,600} \times 1.48 \times 10^6 \times 4$$

$$= 1.19 \times 10^{-3} \text{rem}$$

炉心内装荷中での生成量として添ハ記載の J 2 燃料集合体の値を用いた場合の希ガス、沃素の環境への放出量を表 3.1.5 - 2 に示す。

大気中に放出される FP 量は

希ガス γ	2.33×10^{-1}	Ci MeV
希ガス β	2.61×10^1	Ci MeV
沃素	3.66×10^{-1}	Ci (I^{131} 換算)

となる。

これらの FP 放出による一般公衆の被曝線量は

希ガスの γ 線による全身被曝線量	$2.56 \times 10^{-7} \text{rem}$
希ガスの β 線による皮膚被曝線量	$1.38 \times 10^{-5} \text{rem}$
沃素の吸入による甲状腺被曝線量 (小児)	$1.15 \times 10^{-3} \text{rem}$

となる。

表3.1.5-1 燃料取扱事故時のFP大気放出量

核種	炉心内生成分 [Ci]	ラック中生成分		IS/A ギャップ 中全量 [Ci]	大気放出量 [Ci]
		IS/A 蓄積量 [Ci]	ギャップ 移行率		
Kr - 83 m	0	0	0.009	0	0
Kr - 85 m	0	9.35×10^{-6}	0.010	9.35×10^{-8}	2.52×10^{-12}
Kr - 85	2.28×10^2	2.00	0.227	2.28×10^2	8.23×10^1
Kr - 87	0	0	0.009	0	0
Kr - 88	0	3.29×10^{-10}	0.009	2.96×10^{-12}	4.98×10^{-17}
Xe - 131m	2.28×10^1	4.57×10^1	0.021	2.38×10^1	4.08×10^{-2}
Xe - 133m	7.92×10^{-6}	5.67×10^1	0.014	7.94×10^{-1}	2.57×10^{-4}
Xe - 133	2.61×10^1	4.52×10^3	0.017	1.03×10^2	7.83×10^{-2}
Xe - 135m	0	0	0.008	0	0
Xe - 135	0	9.59×10^{-1}	0.010	9.59×10^{-3}	5.23×10^{-7}
Xe - 137	0	0	0.008	0	0
Xe - 138	0	0	0.008	0	0
I - 131	2.69×10^2	3.00×10^3	0.019	3.26×10^2	3.79×10^{-1}
I - 132	0	0	0.009	0	0
I - 133	0	1.60×10^2	0.012	1.92	2.40×10^{-4}
I - 134	0	0	0.009	0	0
I - 135	0	2.85×10^{-2}	0.010	2.85×10^{-4}	1.13×10^{-8}
希ガス γ [Ci MeV]	2.13	2.07×10^2	3.51	5.65	1.85×10^{-1}
希ガス β [Ci MeV]	6.40×10^1	6.28×10^2	1.08×10^1	7.47×10^1	2.07×10^1
沃素 [I ¹³¹ 換算Ci]	2.69×10^2	3.04×10^3	5.75×10^1	3.27×10^2	3.79×10^{-1}

表3.1.5-2 燃料取扱事故時のFP大気放出量 (J2燃料集合体)

核種	炉心内生成分 [Ci]	ラック中生成分		1S/A ギャップ 中全量 [Ci]	大気放出量 [Ci]
		1S/A 蓄積量 [Ci]	ギャップ 移行率		
Kr - 83 m	0	0	0.009	0	0
Kr - 85 m	0	9.35×10^{-6}	0.010	9.35×10^{-8}	2.52×10^{-12}
Kr - 85	2.87×10^2	2.00	0.227	2.87×10^2	1.04×10^2
Kr - 87	0	0	0.009	0	0
Kr - 88	0	3.29×10^{-10}	0.009	2.96×10^{-12}	4.98×10^{-17}
Xe - 131m	2.18×10^1	4.57×10^1	0.021	2.28×10^1	3.91×10^{-2}
Xe - 133m	7.85×10^{-6}	5.67×10^1	0.014	7.94×10^{-1}	2.57×10^{-4}
Xe - 133	2.55×10^1	4.52×10^3	0.017	1.02×10^2	7.76×10^{-2}
Xe - 135m	0	0	0.008	0	0
Xe - 135	0	9.59×10^{-1}	0.010	9.59×10^{-3}	5.23×10^{-7}
Xe - 137	0	0	0.008	0	0
Xe - 138	0	0	0.008	0	0
I - 131	2.58×10^2	3.00×10^3	0.019	3.15×10^2	3.66×10^{-1}
I - 132	0	0	0.009	0	0
I - 133	0	1.60×10^2	0.012	1.92	2.40×10^{-4}
I - 134	0	0	0.009	0	0
I - 135	0	2.85×10^{-2}	0.010	2.85×10^{-4}	1.13×10^{-8}
希ガス γ [Ci MeV]	2.21	2.07×10^2	3.51	5.71	2.33×10^{-1}
希ガス β [Ci MeV]	7.86×10^1	6.28×10^2	1.08×10^1	8.92×10^1	2.61×10^1
沃素 [I^{131} 換算Ci]	2.58×10^2	3.04×10^3	5.75×10^1	3.16×10^2	3.66×10^{-1}

3.1.6 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

(1) 解析条件及び解析データ

- (a) 原子炉の初期運転状態はパラメータとする。
- (b) 反応度付加率は、制御棒の配列及び位置を考慮に入れて最大と計算される値約 $4 \text{ } \$/\text{s}$ とする。
- (c) 原子炉は、出力領域の「中性子束高」（定格値の107%）によりスクラムするものとし、その遅れ時間を200ms とする。
- (d) スクラム時に挿入される反応度値は、最大の反応度値を有する制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されない場合のものとする。
- (e) 反応度係数は、ドップラー定数、構造材温度係数及び冷却材温度係数を考慮し、原子炉出力のピーク値が最大となるよう、それぞれの最大値（絶対値が最小の負の位置）とする。

(2) 解析コード

過渡変化の経過は、HARHO-INコードを用いて解析するものとする。

(3) 解析結果

原子炉の初期運転状態を次の5通り想定して解析した。

- ① 100 %
- ② 95 %
- ③ 90 %
- ④ 50 %
- ⑤ 30 %

解析結果を図3.1.6-1～図3.1.6-20に示す。

また、炉心燃料の燃料、被ふく管、冷却材の最高温度等をまとめて表3.1.6-1及び図3.1.6-21に示す。

これより、炉心各部の最高温度は原子炉の初期出力が大きくなると比例的に高くなっていることがわかる。

しかし、いずれの場合も安全上の判断基準を上廻ることはない。

(4) 結 論

常陽では、流量一定運転方式をとっており、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象に対しては、初期運転状態にかかわらず「出力領域中性子束高」によりスクラムする。

炉心各部の最高温度は初期出力が高い程、厳しい結果となるが、いずれの場合も安全上の判断基準を上廻ることはない。

表3.1.6-1 常陽出力運転中の制御棒の異常な引抜き解析結果のまとめ

ケース I. D.	初期出力	原子炉 トリップ 時刻 (sec)	初期 温 度			ピ ー ク 温 度			温 度 上 昇		
			燃 料	被ふく管	冷却材	燃 料	被ふく管	冷却材	燃 料	被ふく管	冷却材
1	100 %	1.6	2500	650	635	2543	659	643	43	9	8
2	95 %	2.6	2406	636	621	2499	653	638	93	17	17
3	90 %	3.5	2309	622	608	2465	649	634	156	27	26
4	50 %	10.0	1404	509	502	2289	628	614	886	118	113
5	30 %	13.2	933	453	449	2201	617	604	1268	164	156

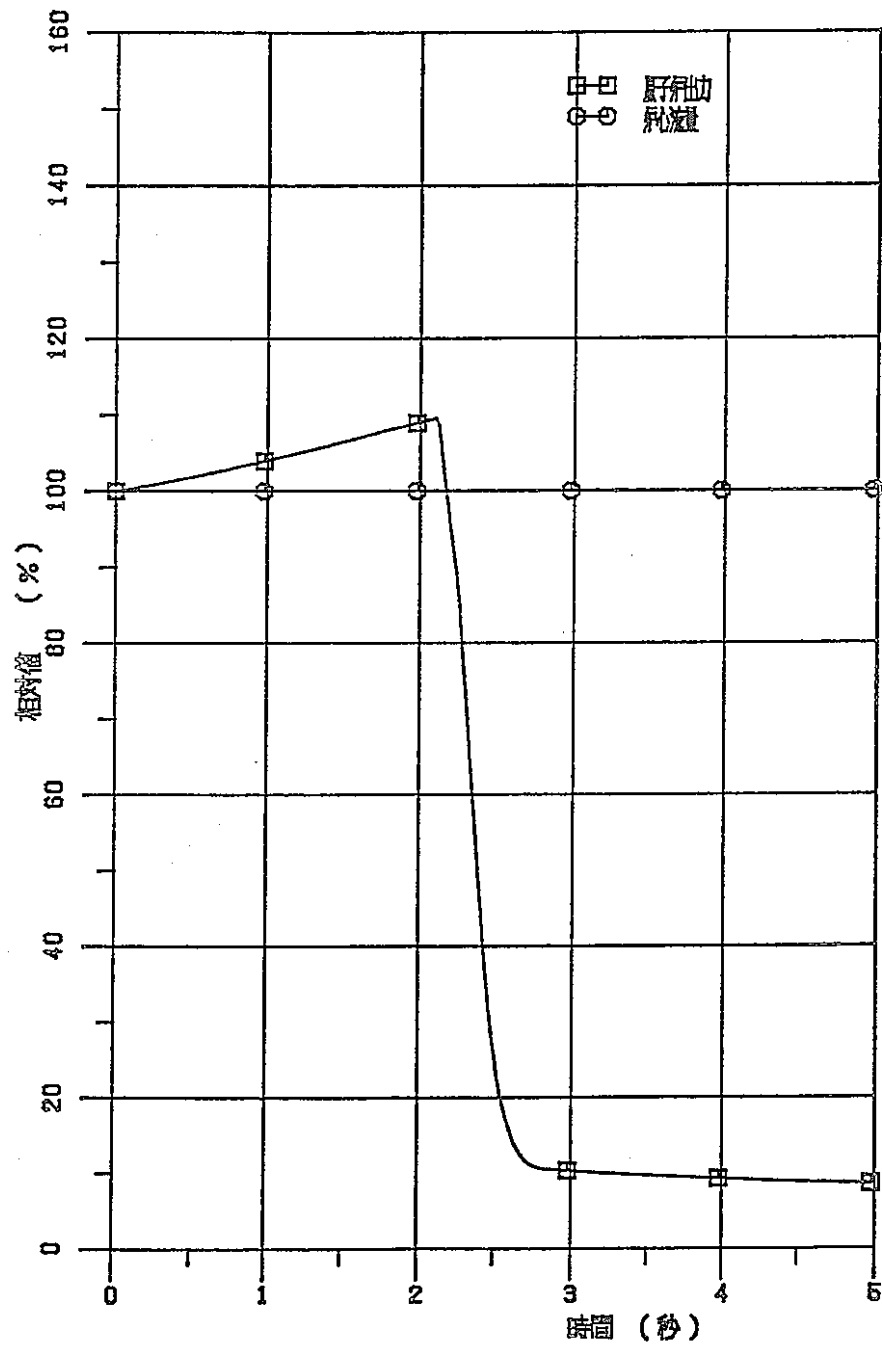


図 3.1.6-1 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力100%)
 - 原子炉出力及び炉心流量 -

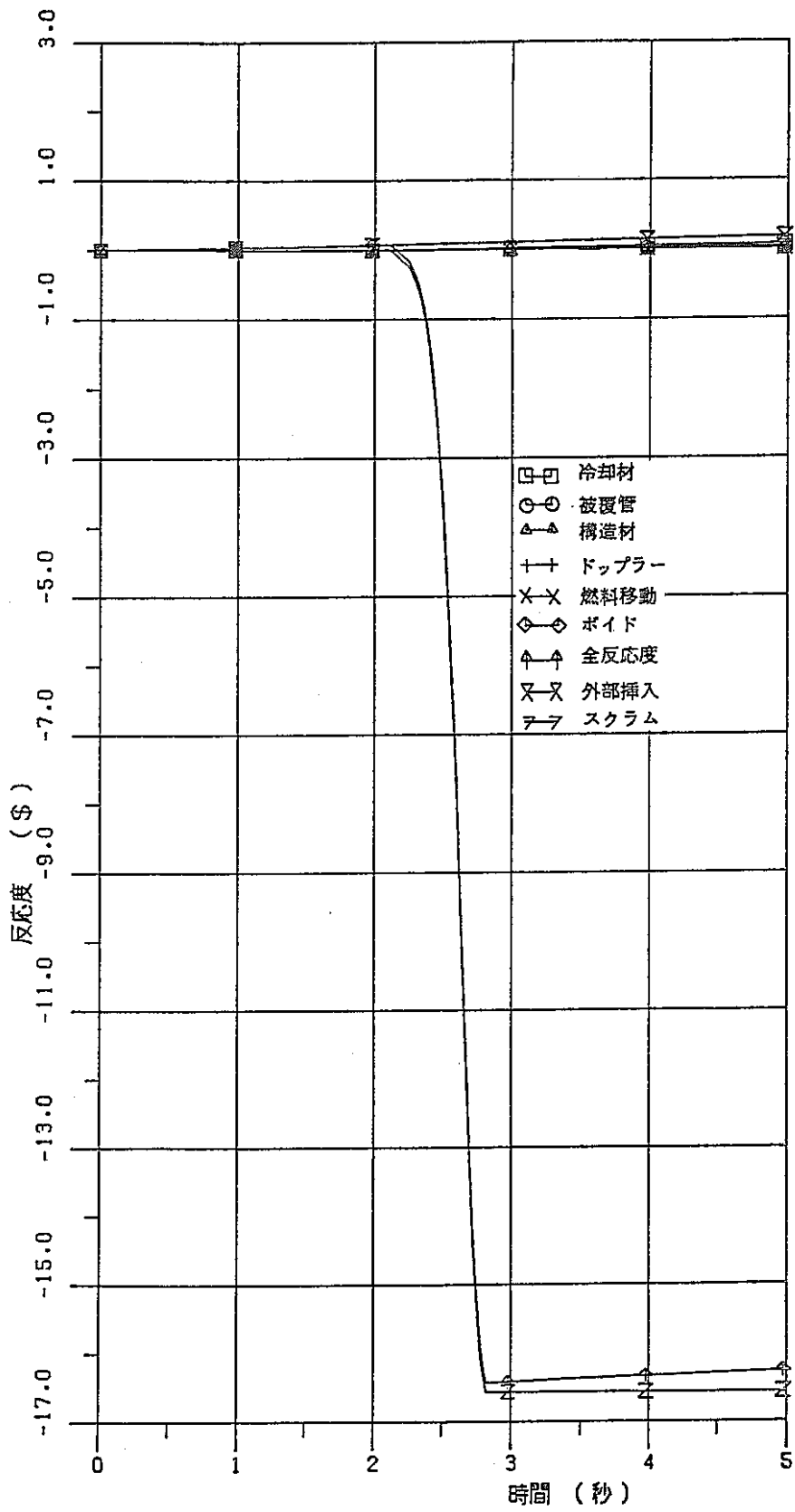


図 3.1.6-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力100%)

- 反応度 -

炉心平均チャンネル

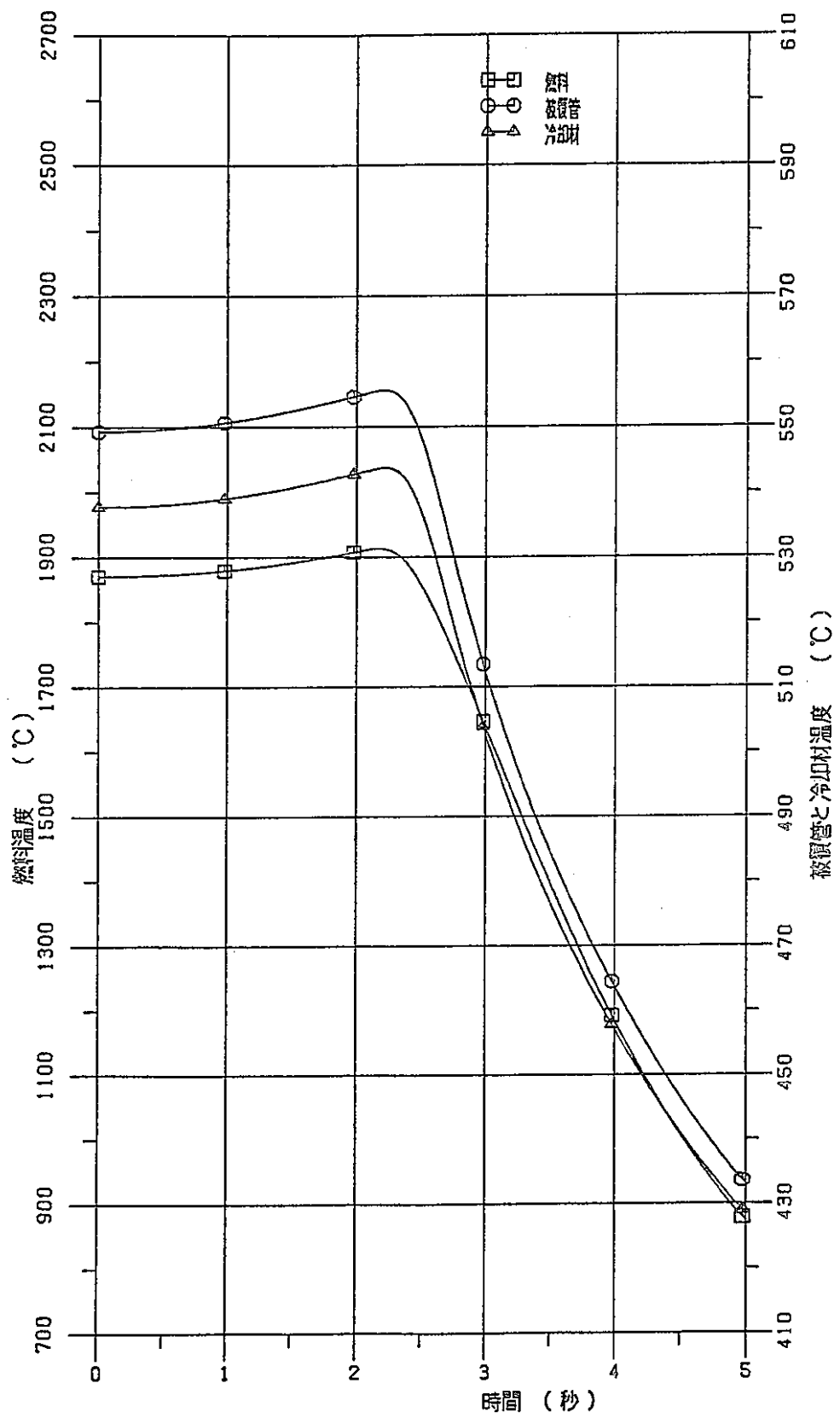


図 3.1.6-3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力100%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

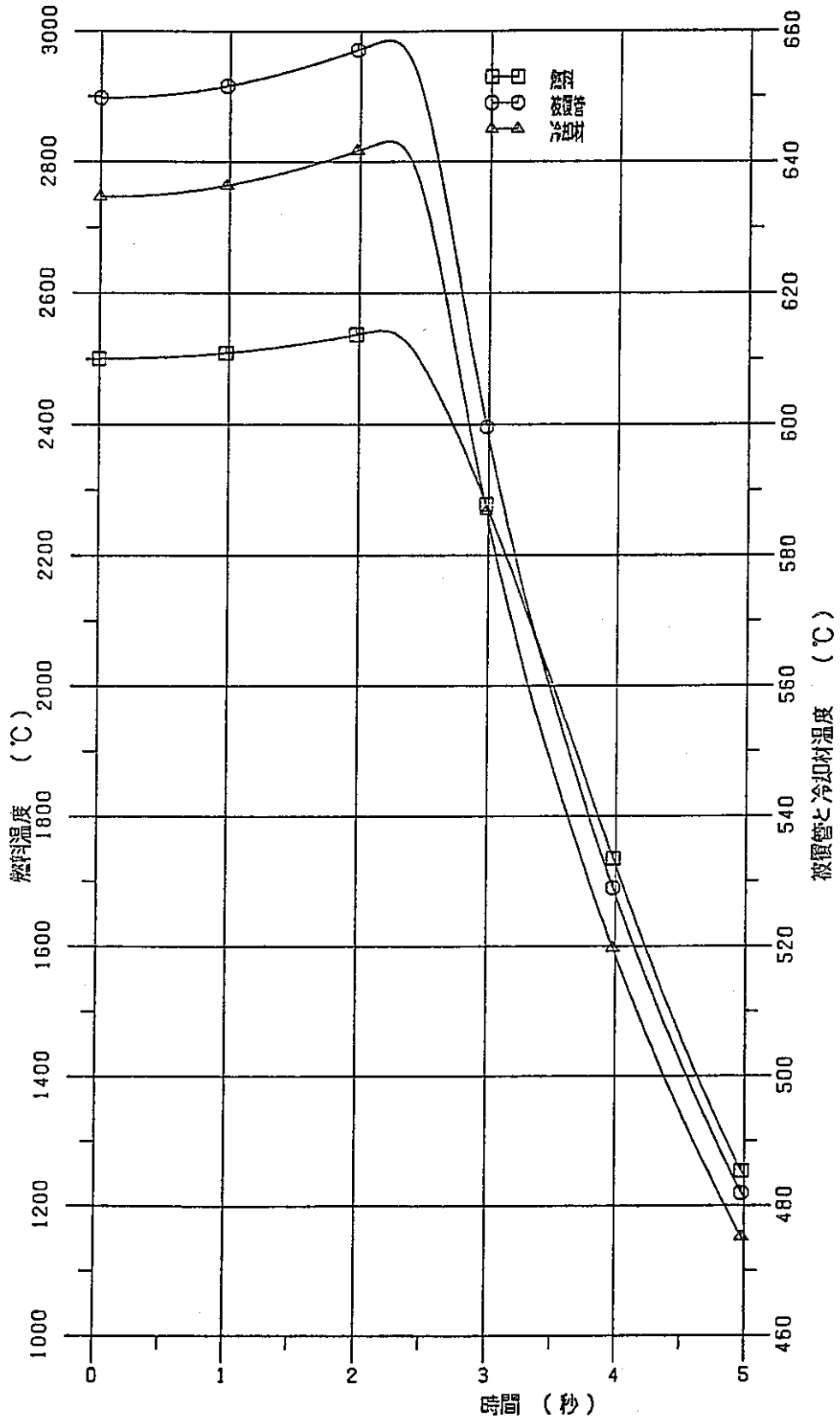


図 3.1.6-4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力100%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

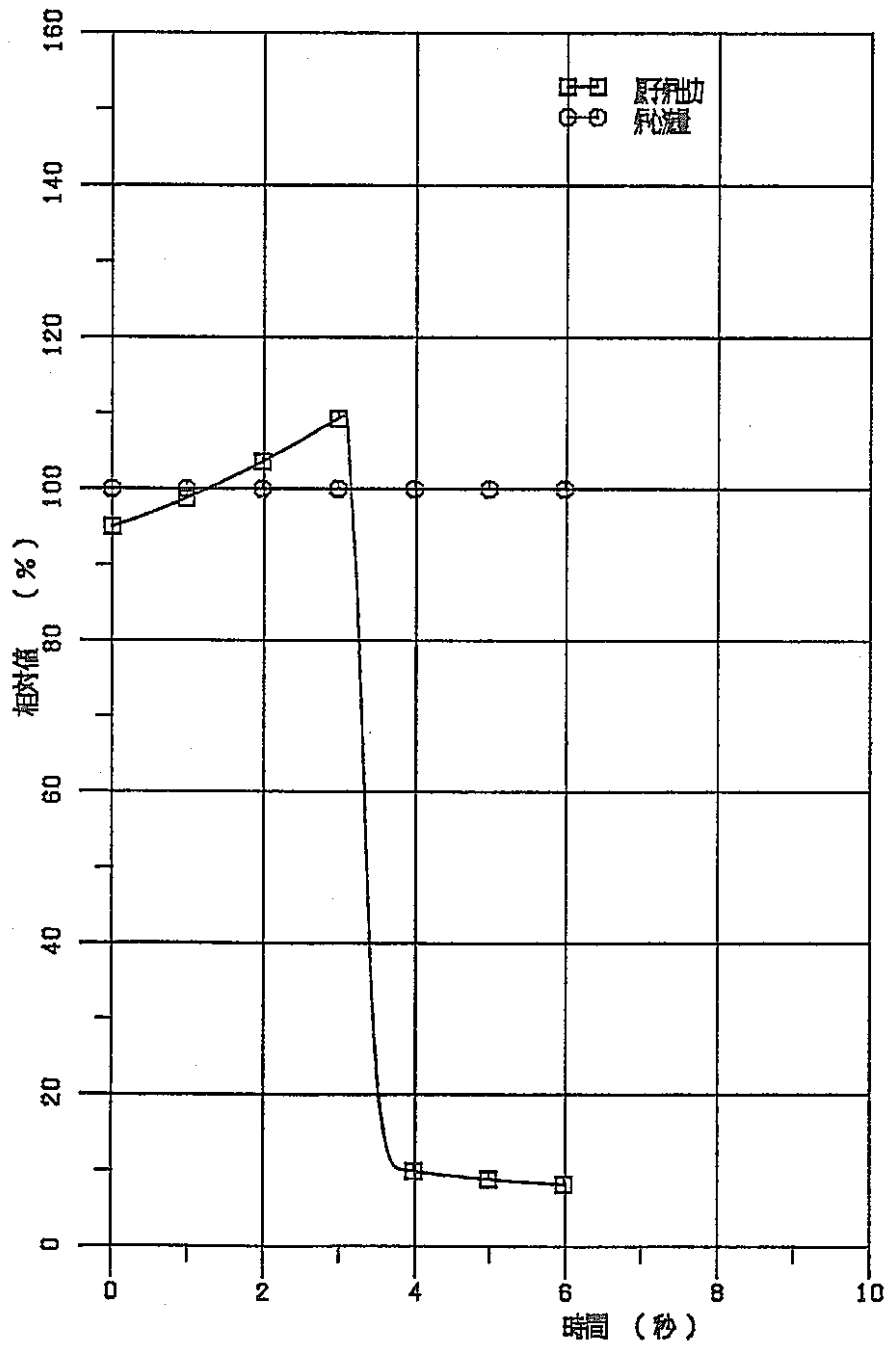


図 3.1.6-5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力 95%)
 - 原子炉出力及び炉心流量 -

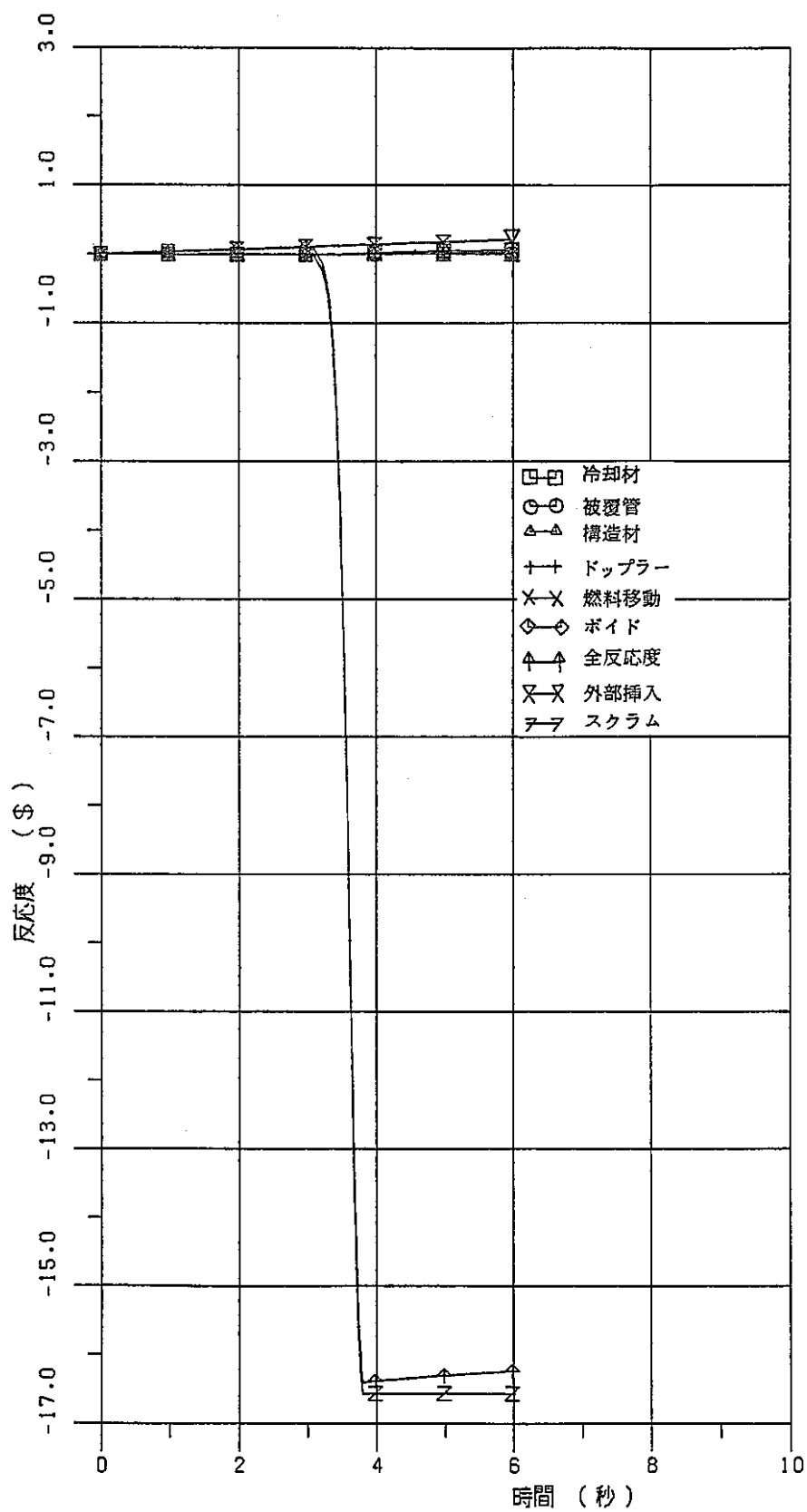


図 3.1.6-6 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力95%)

- 反応度 -

炉心平均チャンネル

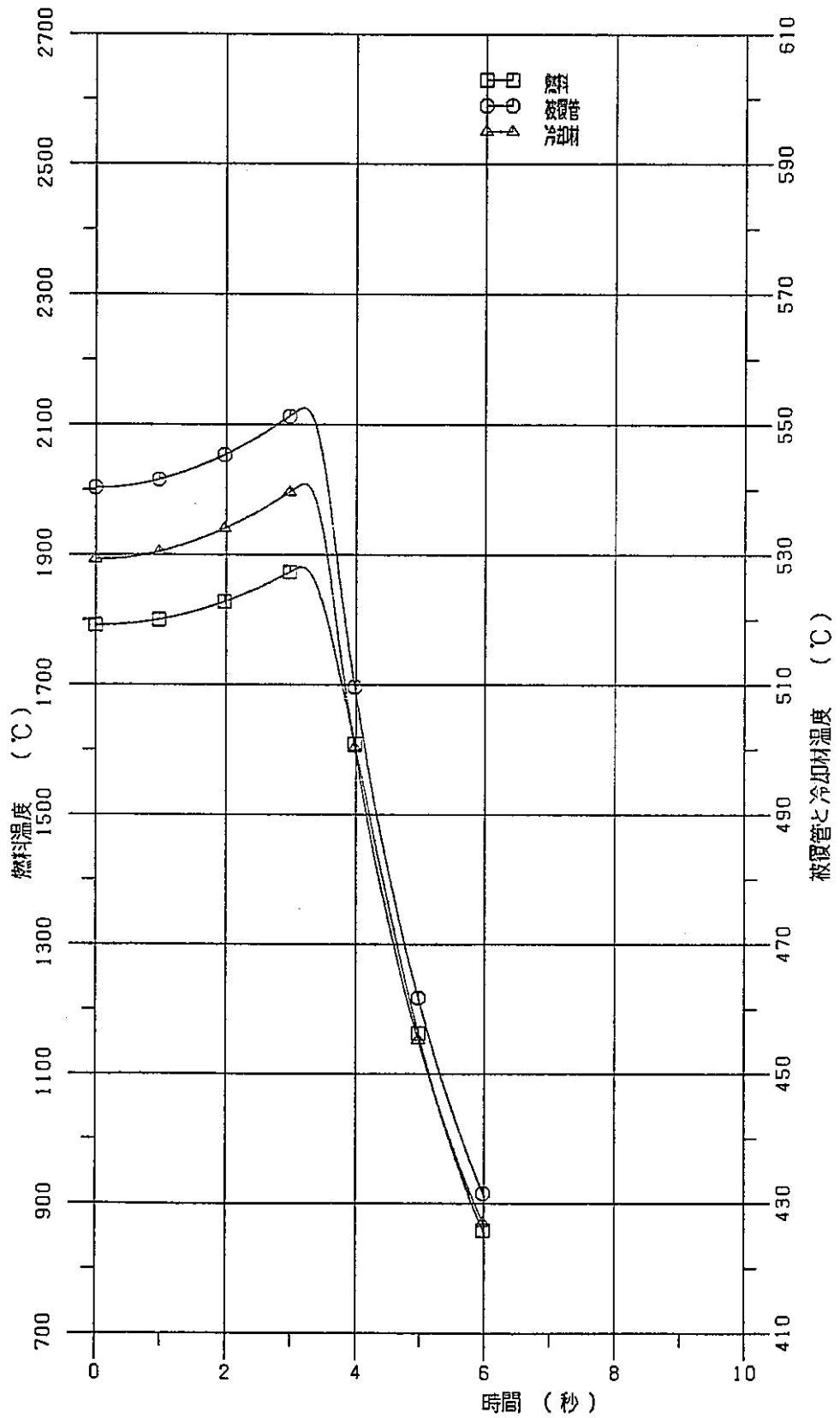


図 3.1.6-7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力95%)

燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

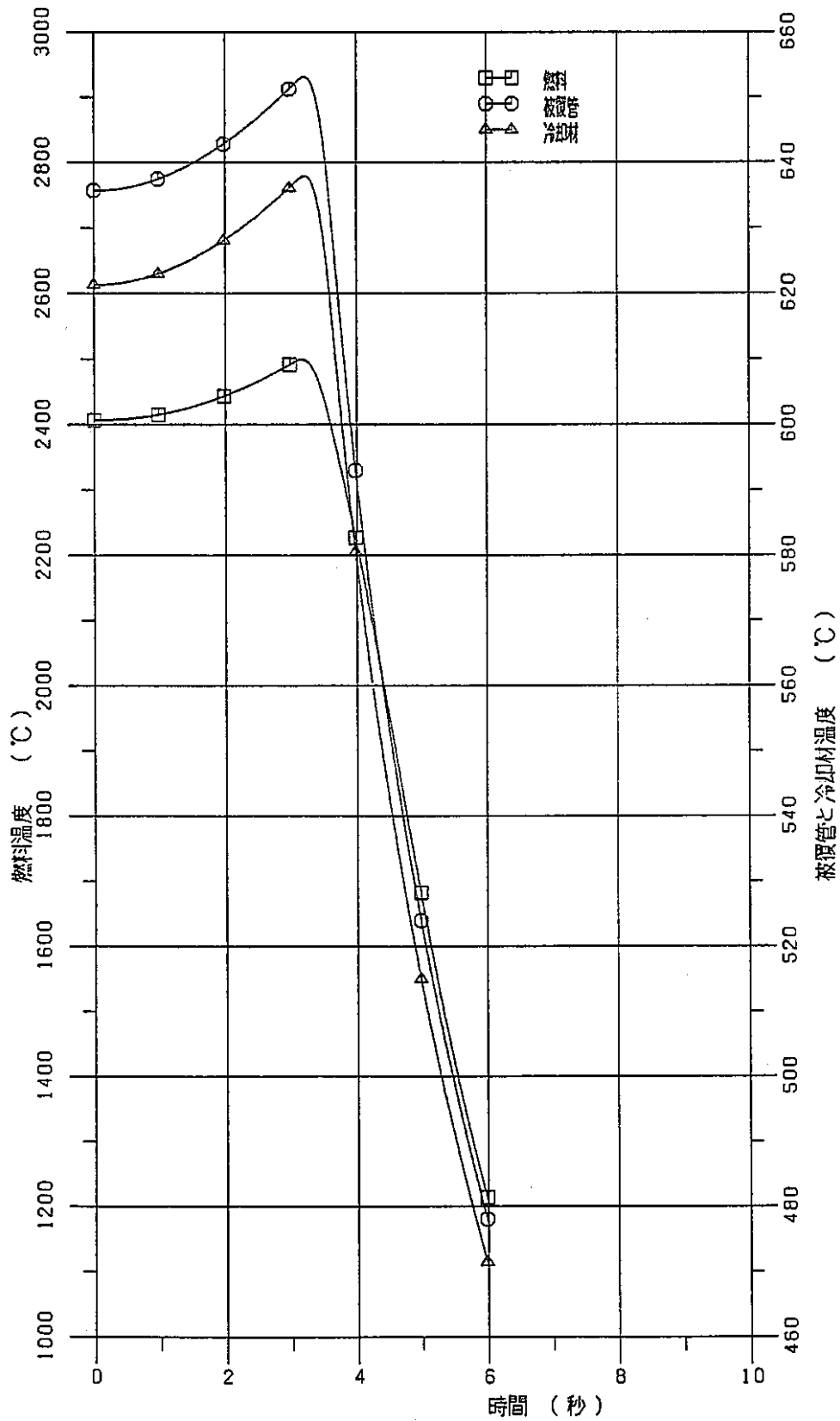


図 3.1.6-8 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力95%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

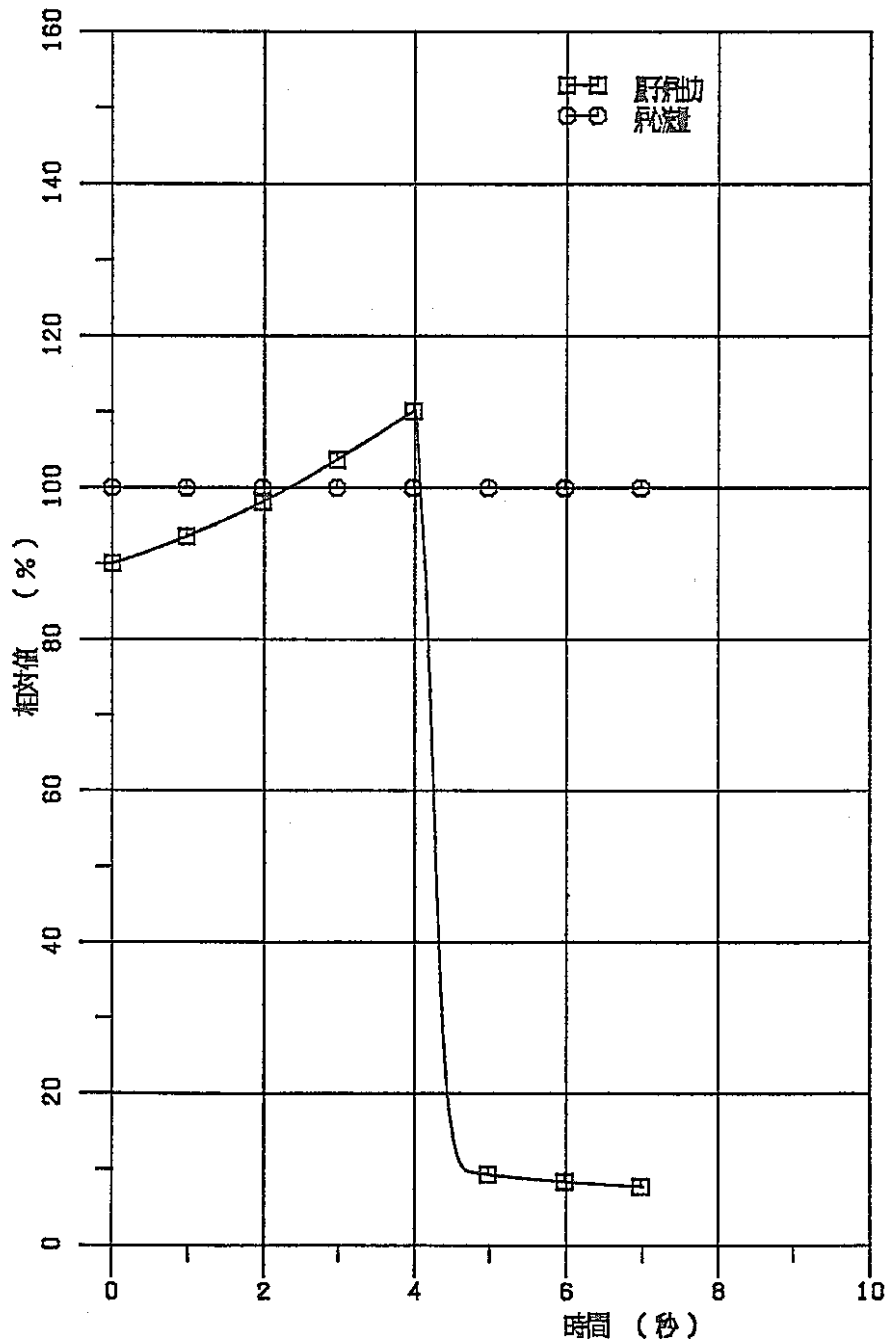


図 3.1.6-9 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力90%)
 - 原子炉出力及び炉心流量 -

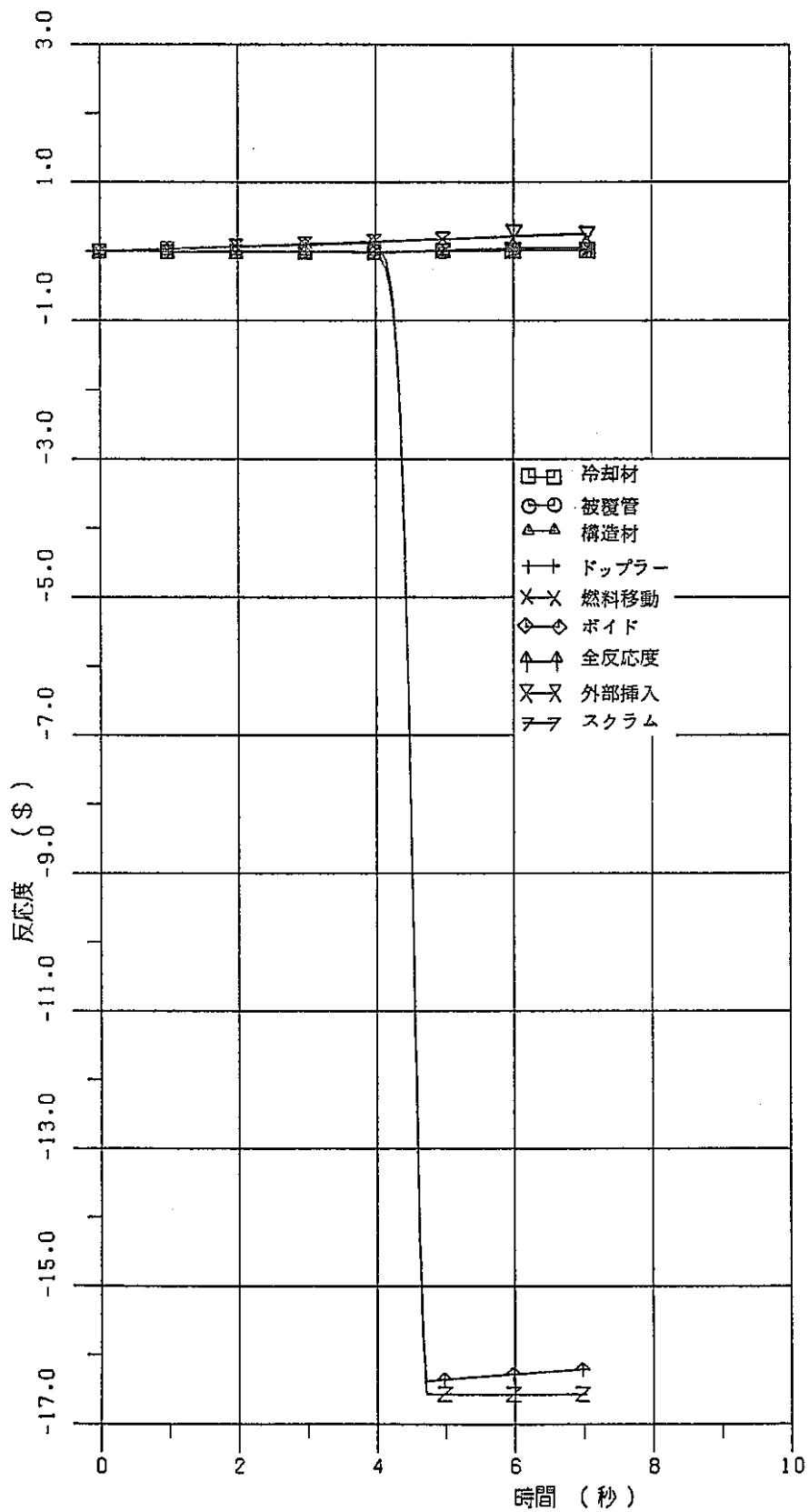


図 3.1.6-10 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力90%)

- 反 応 度 -

炉心平均チャンネル

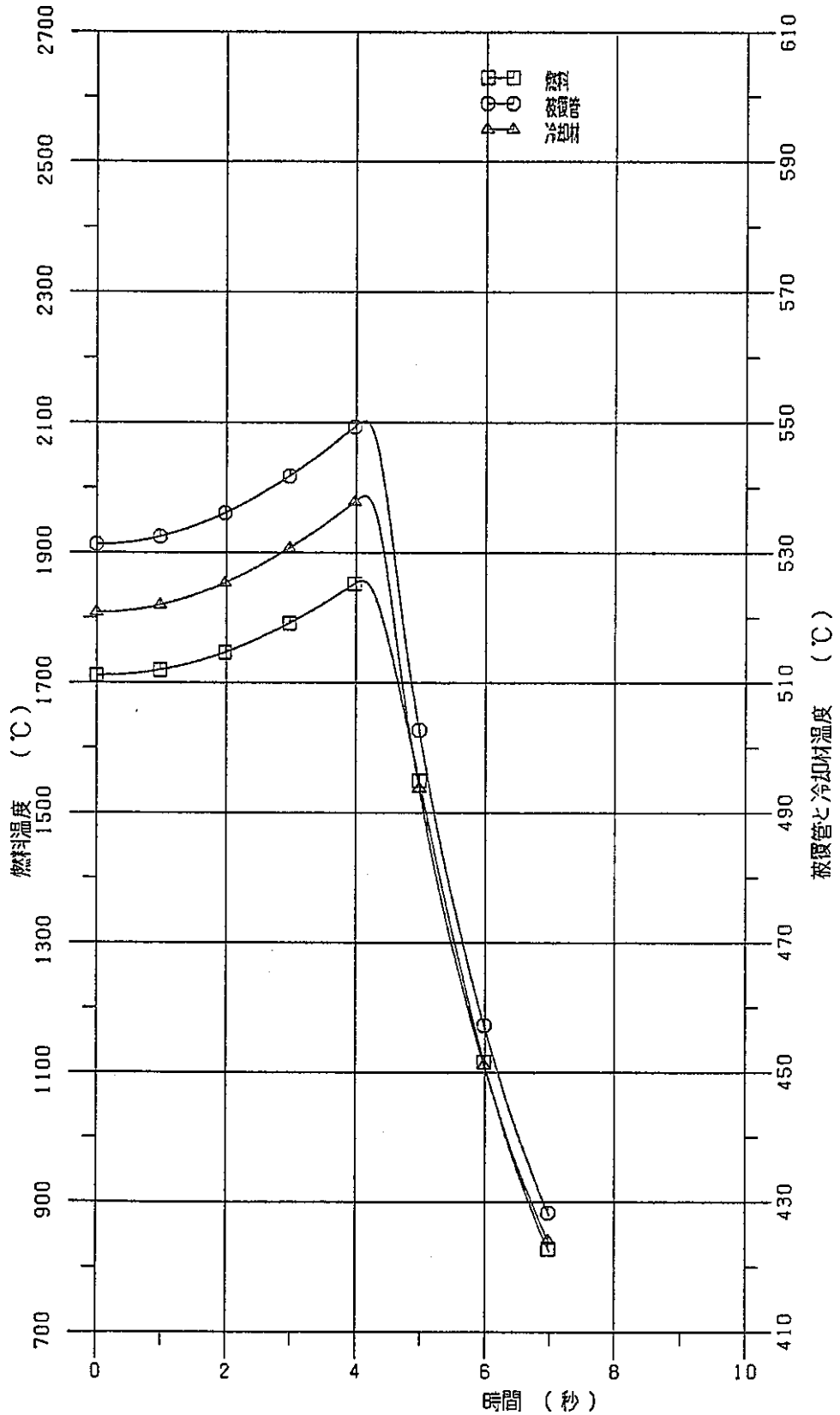


図 3.1.6-11 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力90%)

燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

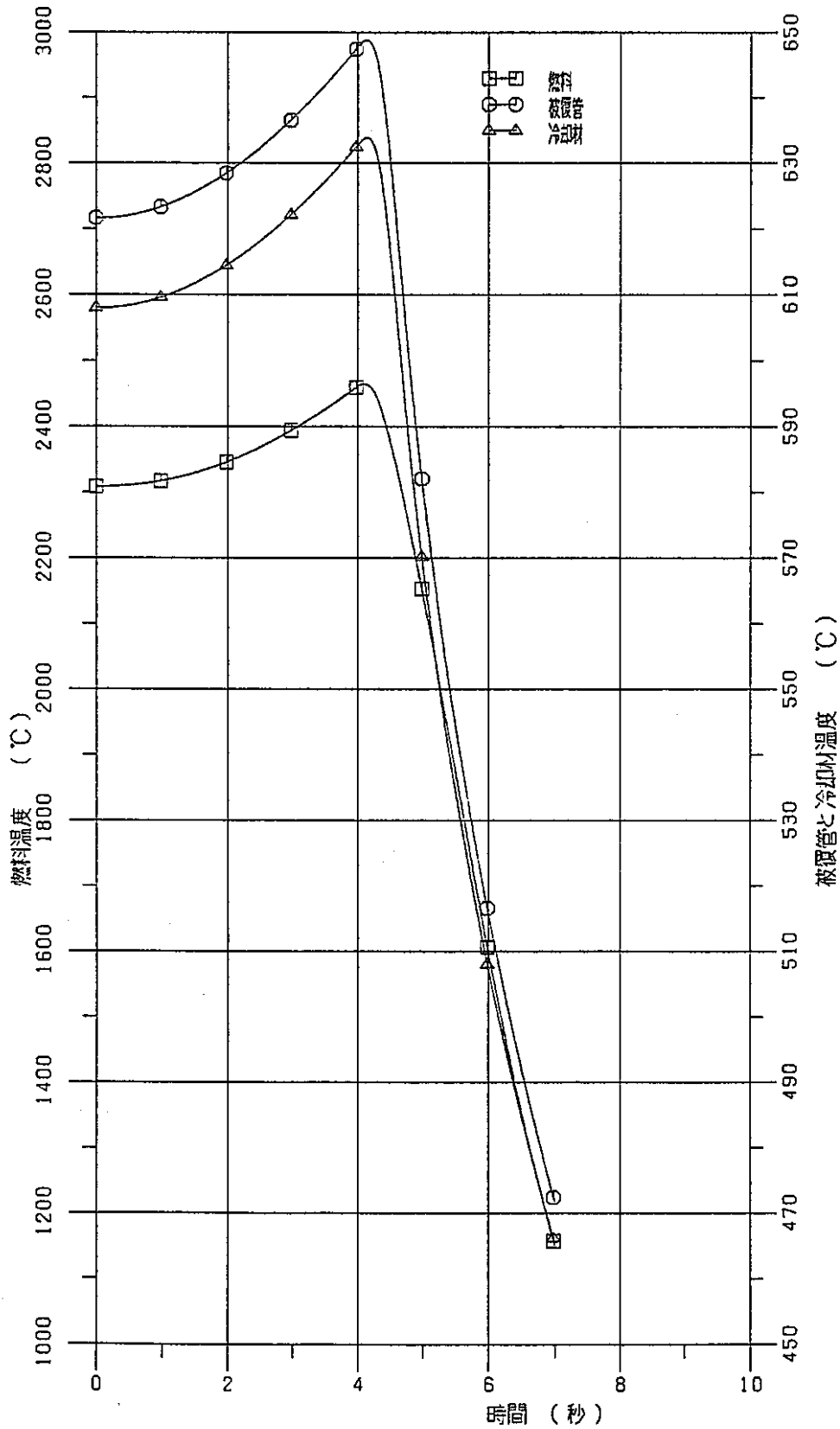


図 3.1.6-12 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力90%)

燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

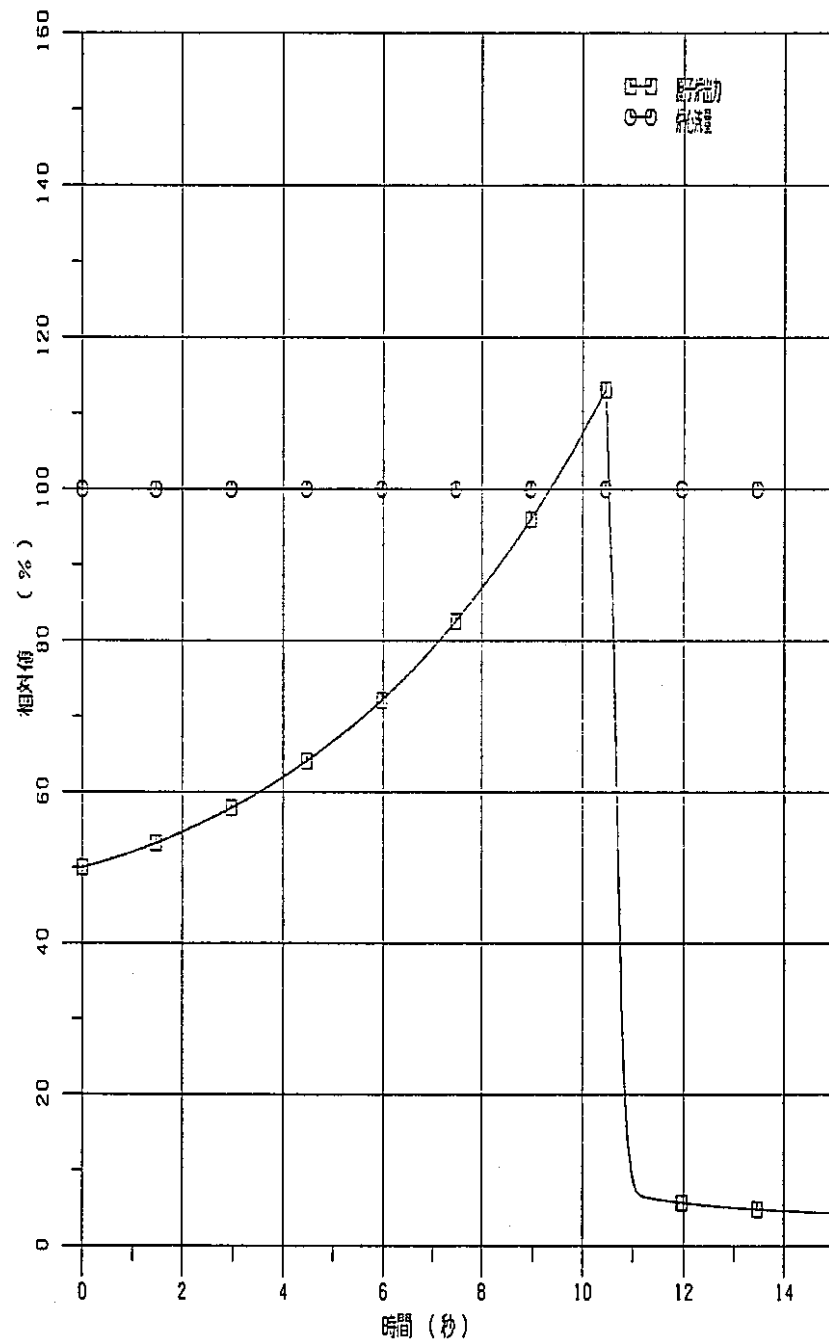


図 3.16-13 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力50%)
 - 原子炉出力及び炉心流量 -

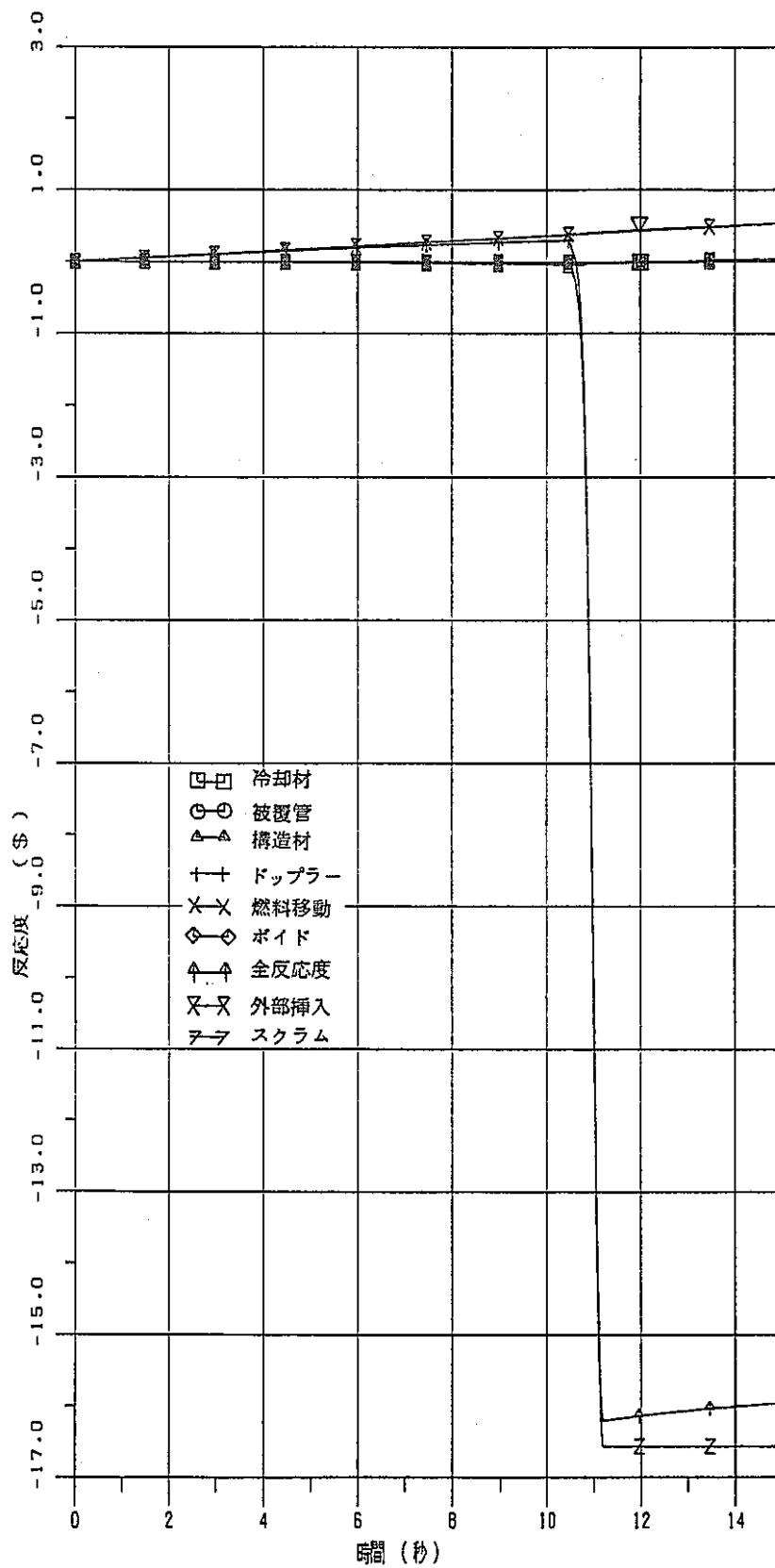


図 3.1.6-14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力50%)
- 反応度 -

炉心平均チャンネル

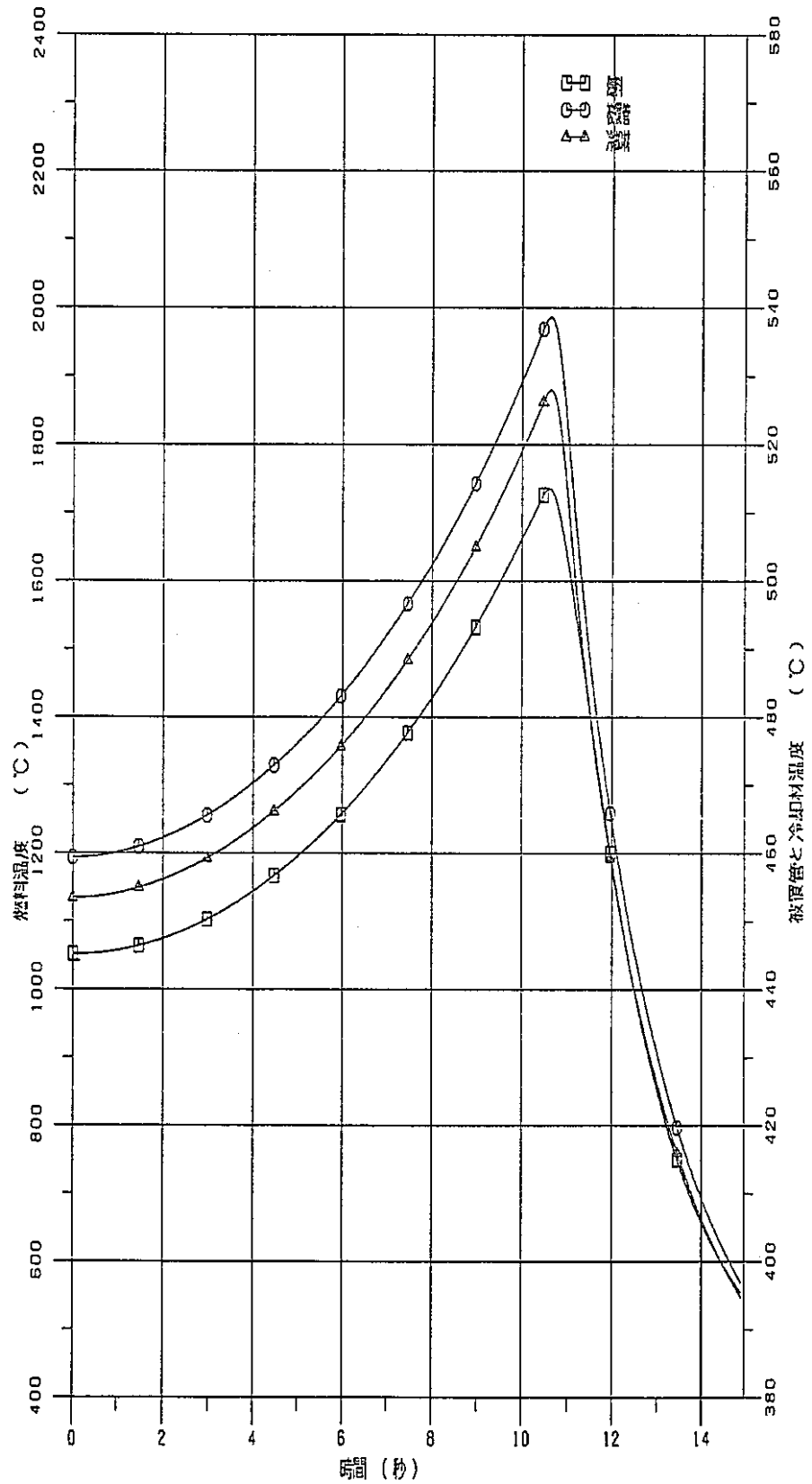


図 3.1.6-15 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (初期出力50%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

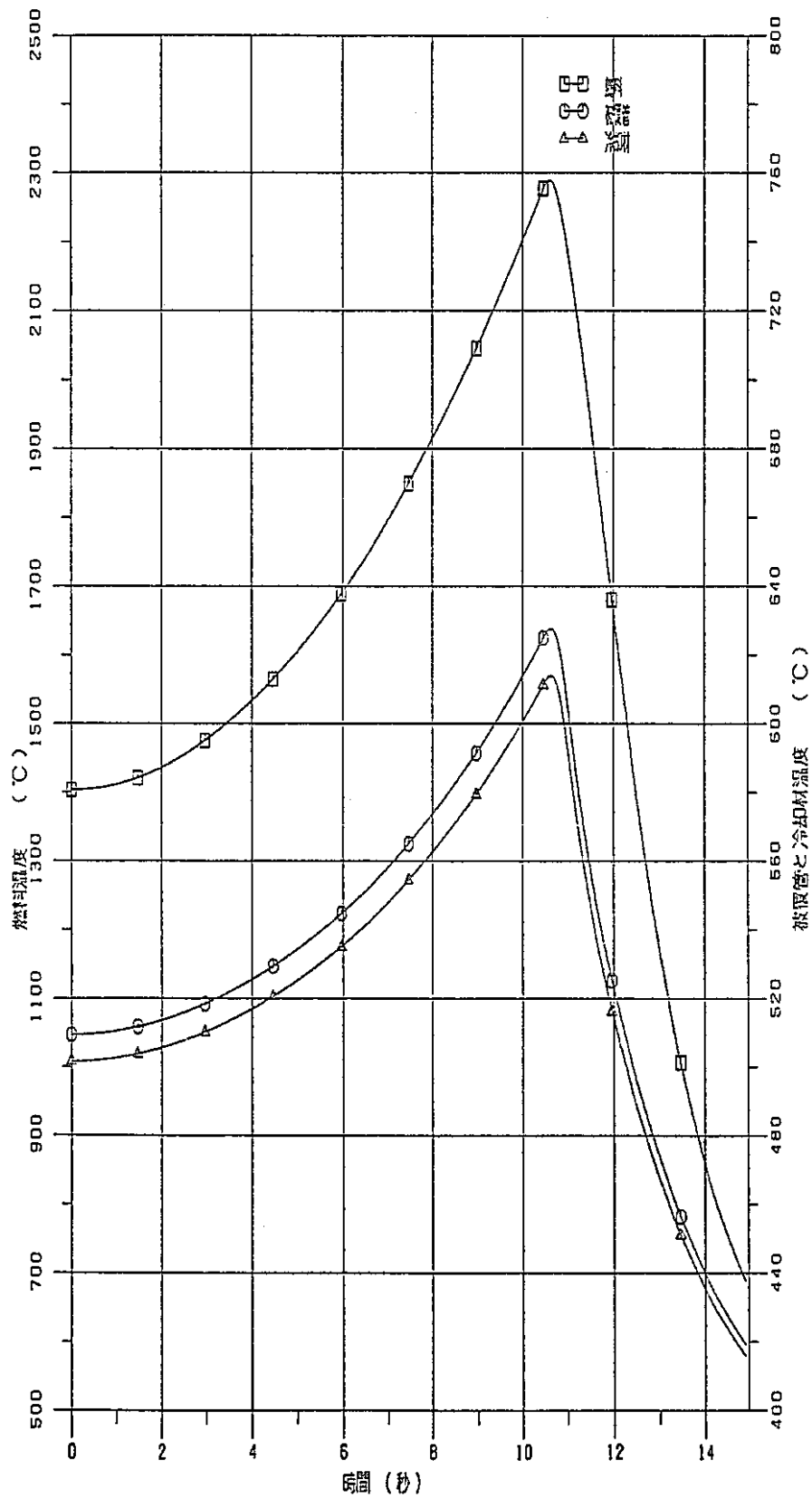


図 3.1.6-16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力50%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

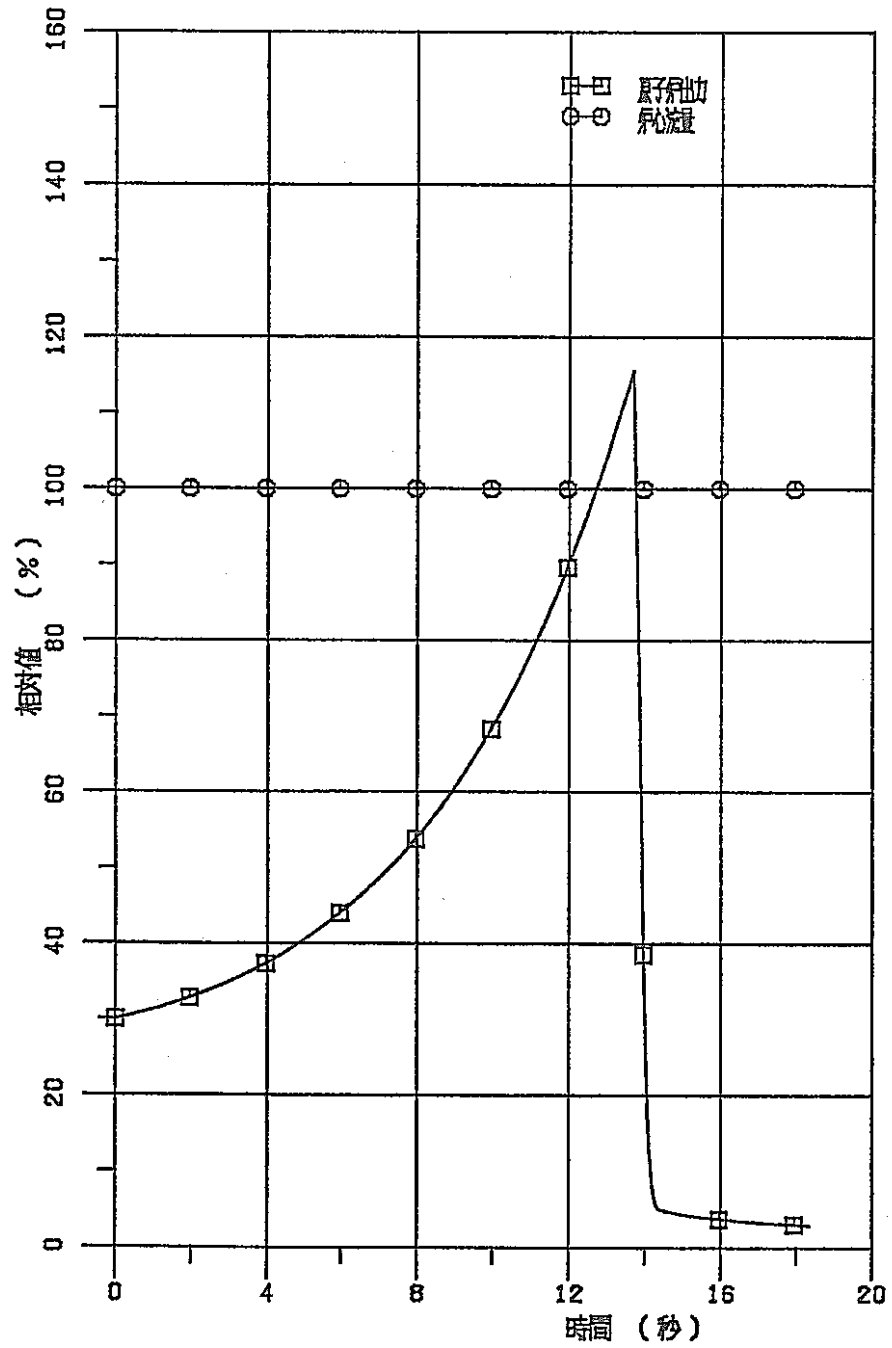


図 3.1.6-17 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力30%)
 - 原子炉出力及び炉心流量 -

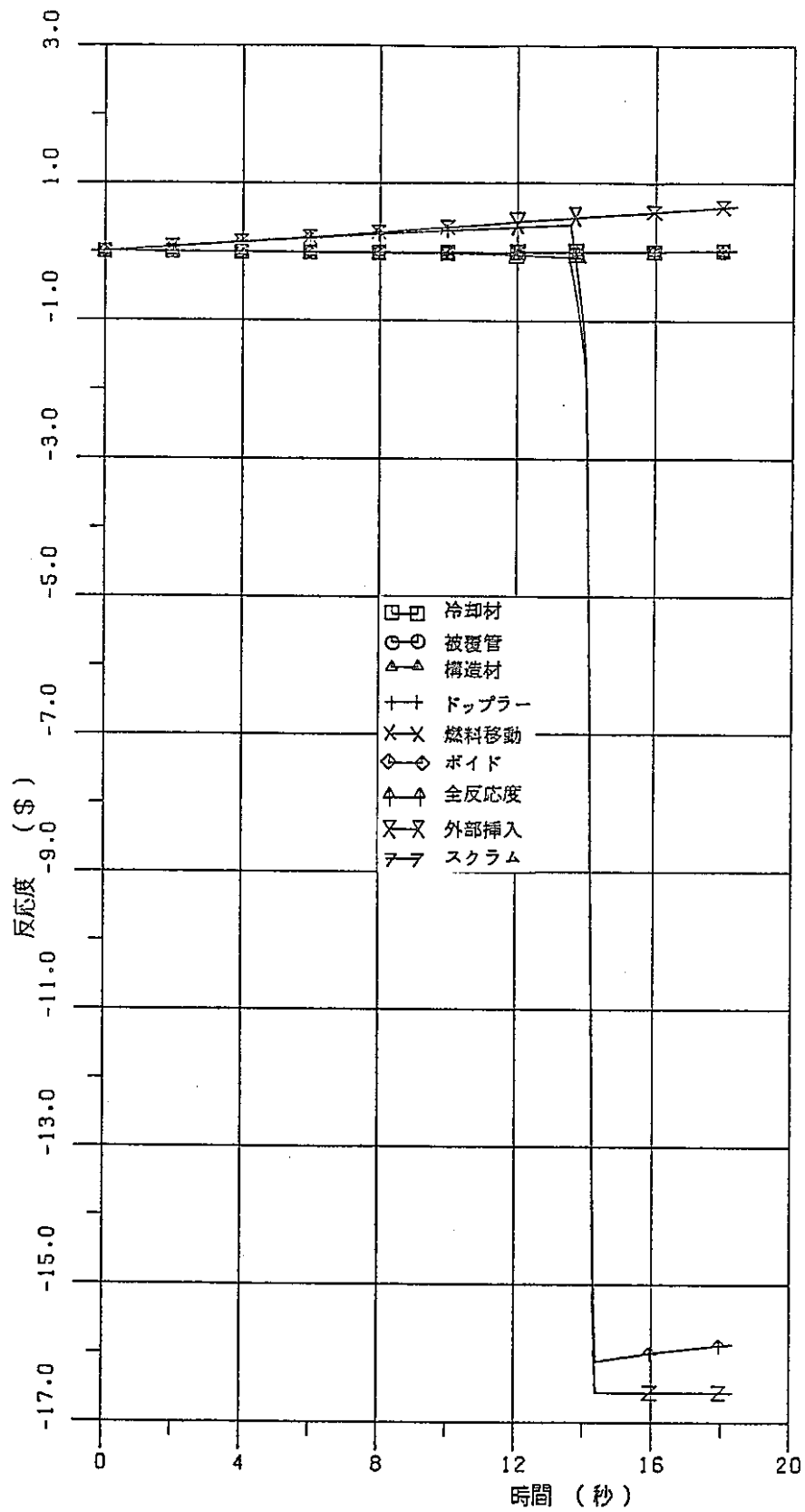


図 3.1.6-18 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力30%)

- 反応度 -

炉心平均チャンネル

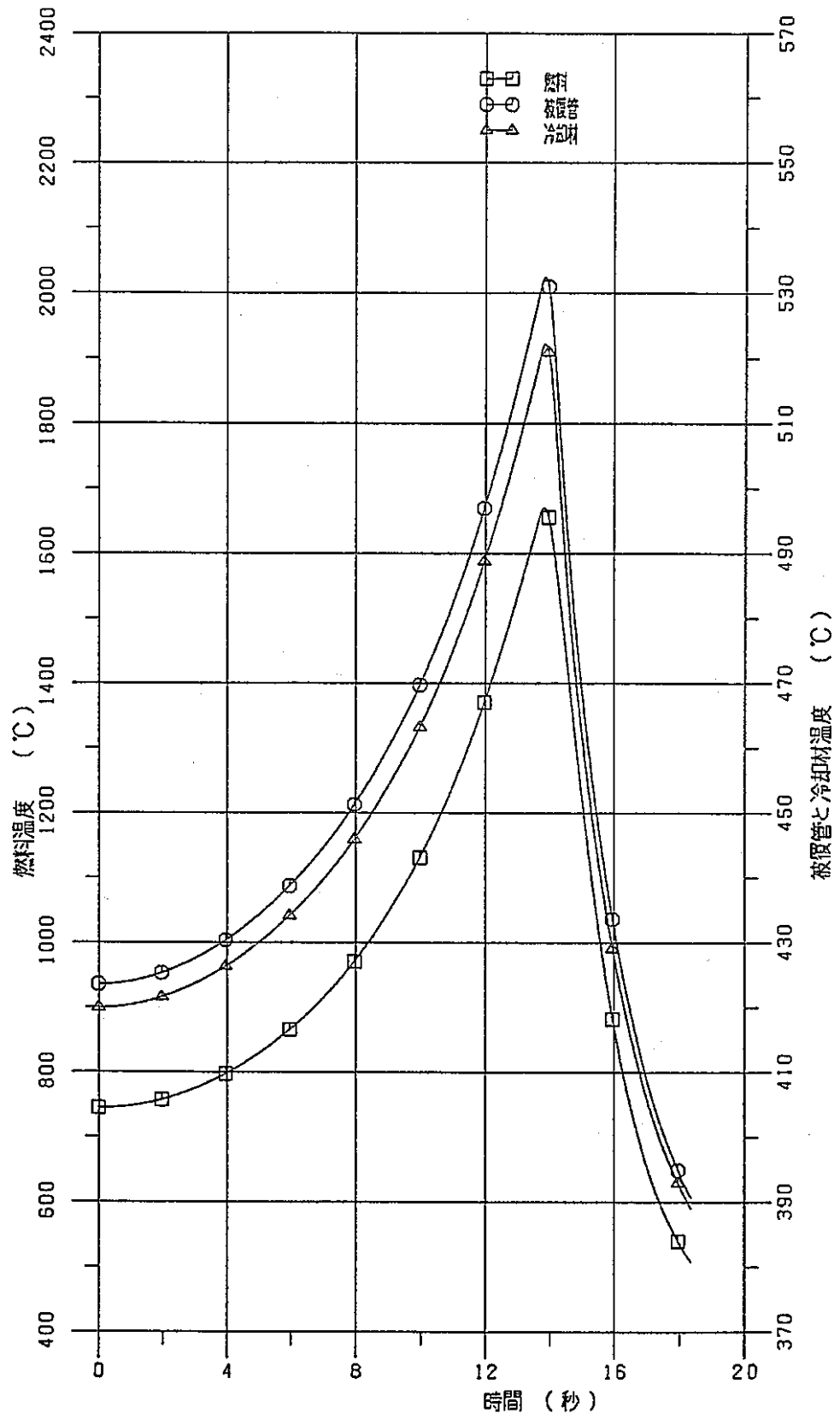


図 3.1.6-19 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力 30%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

炉心ホットチャンネル

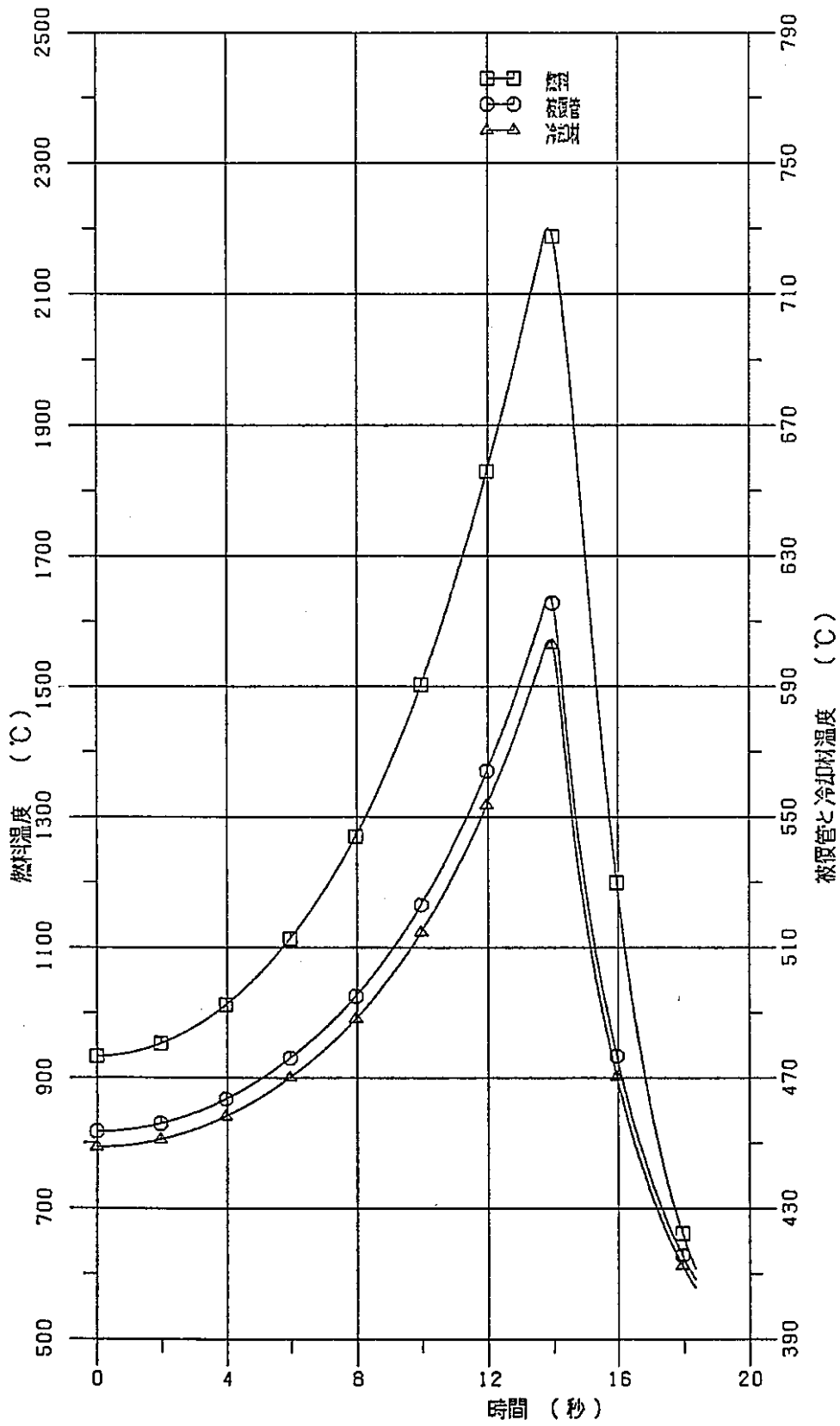


図 3.1.6-20 出力運転中の制御棒の異常な引抜き(初期出力30%)
燃料, 被覆管, 冷却材最高温度

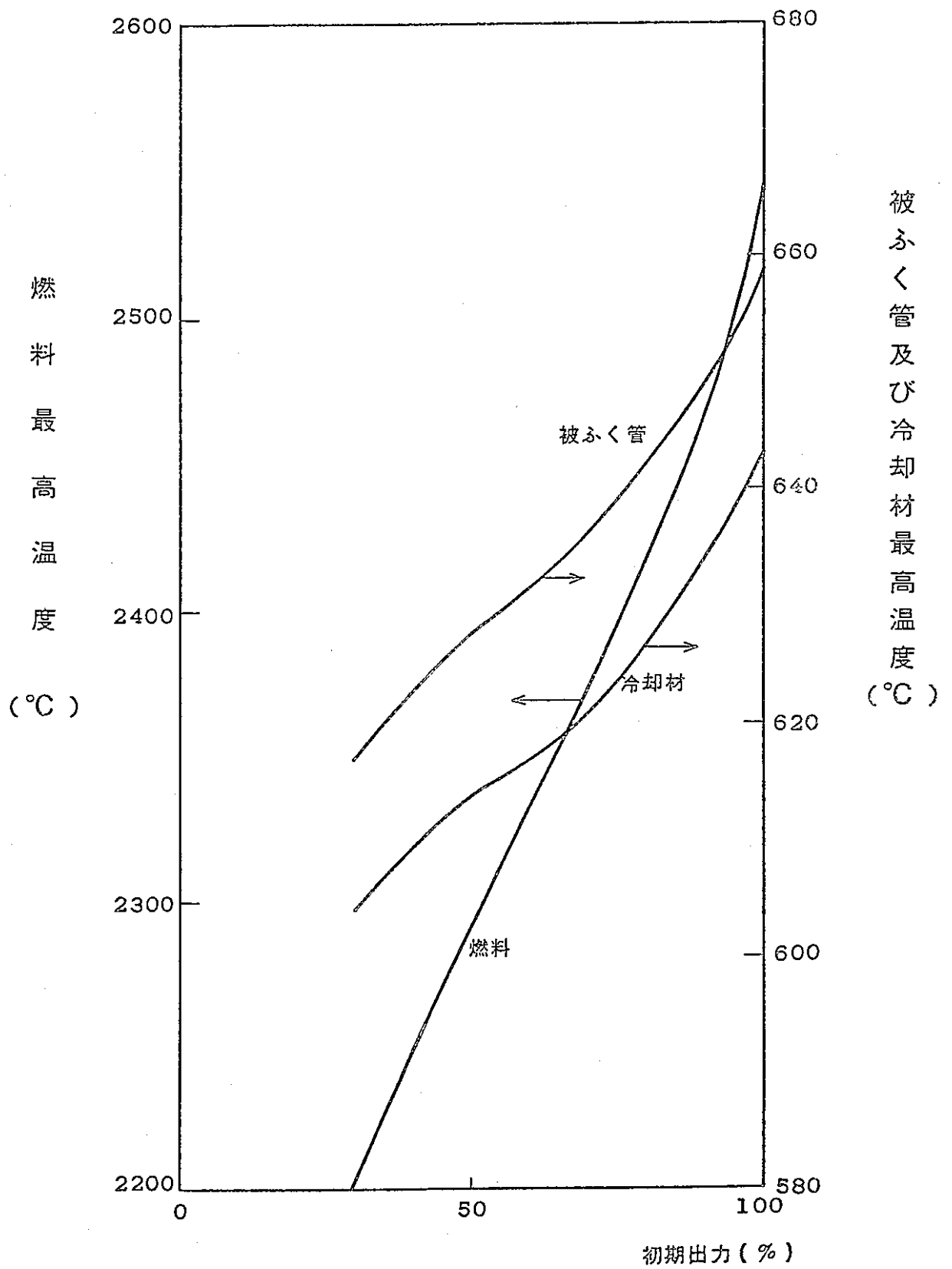


図 3.1.6 - 21 炉心各部最高温度と初期出力の関係

3.2 再臨界事故の添十での取り扱い

前年度作業では（被曝評価の想定の一部を変更し、「再臨界事故」を5項事象とし、また、現行申請書に仮想事故として記載されていた「再臨界事故」の被曝評価部分をそのまま仮想事故として記載することを検討する）に対し、今年度は以下の作業を実施する。

- ・「反応度抑制機能喪失事象」及び「1次主冷却系配管大口径破損事故」を5項事象として扱い「再臨界事故」に至るまでには十分な余裕があることを示す。
- ・5項事象としての再臨界事故の被曝評価のソースタームを設定する。

3.2.1 現申請書の再臨界事故の余裕度（包絡性）について

(1) 現申請書の再臨界事故評価法の要約（図3.2.1-1参照）

まず事故想定として全炉心からナトリウムが瞬時になくなった状態を仮想的に考える。本来ならばナトリウムボイド係数が負であり、約 $-8.7\% \Delta K/K$ の負の反応度が入るため急激に出力は低下して炉心溶融には至らないが、安全側の見積りをするために出力は定格の100MWのまま保たれたと仮定して解析を行う。また、発生エネルギーは事故開始と同時にすべて燃料に与えられる。こうして溶融開始と同時に燃料ピンは重力落下し始め、最終的には100%理論密度の燃料と被覆材とが均質に混ざり合った状態になる。この時、炉心を同心円状に6つの領域に分割して扱う。各領域のスランピングの非同時性は、各領域の出力ピーキング係수에反比例した溶融遅れで考慮する。従って、出力ピーキング係数の大きい中心の第1領域が溶融落下、次に第2領域が落下………というように、非同時的に落下する。解析手順を表3.2.1-1に示す。

計算の結果、第1、第2領域が落下している途中で系は即発臨界となり（約0.16秒後）、挿入反応度は約 $30\text{¢}/\text{s}$ 程度になる。この挿入反応度による炉心バーストを、VENUSコードで評価すると、有効破壊エネルギーは約120MJとなる。

(2) SAS-3DによるATWSの解析¹⁾

UTOPについては、10体程度の燃料集合体毎に順次破損を生ずるものそれらは非同時的であり、放出燃料は冷却材の流れによりスイープアウトされて出力暴走にいたらないと推定される。

ULOFについては、被覆管溶融、移動、燃料スランピングのくり返して、

炉心上・下部が、閉塞され、かつ炉心燃料が溶けて、燃料及び構造材が冷却材中に混り合った状態のまま、燃料の拡散凝縮により小さな出力変化をくり返す遷移過程（トランジションフェーズ）に至ると推定される。この時大きな投入反応度による出力暴走の可能性は小さいものと予想される。

(3) 再臨界事故のATWSに対する余裕度

UTOPに対しては、参考資料(1)によると、放出燃料の炉心上部での閉塞を安全側に想定（～15cm程度の長さ）し、その仮想的な重力落下を仮定しても、反応度挿入率は～数 $\$/s$ 程度であり、再臨界事故の30 $\$/s$ より十分小さい。

ULOFに対しては、現象的には、沸騰領域での燃料の重力スランピングのくり返しという意味で、申請書の再臨界事故の想定と現象論的に見て比較的似ている。

但し、SAS-3Dによる解析は、炉心の領域分割が再臨界事故評価より細かく、かつ、被覆材の移動、FPガス、Na蒸気の存在の考慮等、現象をより現実的に評価しているために、各領域の非同時性が大きくなっている。

表3.2.1-2に、SAS-3D解析での炉心の領域分割を示す。再臨界事故評価での領域分割と比較すると、領域1と2とは同じであるが、それ以降は、SAS-3Dでの解析の方が細かくなっている。一方、LOFの解析結果を見ると領域2がスランピングすると、～0.5MJ程度のバーストが発生し、その後、遷移過程に移行することがわかる。（図3.2.1-1）ここでは、再臨界事故評価との比較のため、領域2が仮想的に重力落下した時の挿入反応度速度を見積る。

表3.2.1-3に、燃料反応度値分布を示す。領域2での最大反応度値分布勾配は、炉心上端で、

$$\frac{8.73 \times 10^{-3} - 5.63 \times 10^{-3}}{0.55/8} \quad / \quad 4.48 \times 10^{-3} \sim 10 \$/m$$

程度である。一方落下路離は、再臨界事故と同じく23.4cmとすると最終落下速度は、

$$\sqrt{2 \times 9.8 \times 0.234} \sim 2.1 \text{ m/s}$$

である。従って、保守的にこの速度で、10 $\$/m$ のところを燃料が落下した時の反応度挿入率は2.1 $\times 10 \sim 21 \$/s$ 程度で30 $\$/s$ に比べて小さい。

従って、遷移過程（すなわち各領域が独立という仮定がくずれて、言わば、全炉心燃料が同時に流体的に運動する）に至る前の過程で発生する燃料スランピングによる挿入反応度率としては、申請書記載の $30\$/s$ は十分保守的であると言える。

一方、遷移過程での最大有効破壊エネルギーの評価は今後の課題である。

(4) 再臨界事故の1次主冷却系配管大口徑破損事故に対する余裕度

3.1.1節で、1次主冷却系配管大口徑破損事故解析を実施した結果、炉心部でのNa沸騰は生じるものの、燃料被覆管のクリープによる破損はたかだか全炉心燃料の数%以内に留まる。従って、再臨界事故に包絡されることは明らかである。

3.2.2 5項事象としての再臨界事故の被曝評価のソースタームの設定

「もんじゅ」の反応度抑制機能喪失事象のソースターム設定手法と同じ手法で評価する。添付資料Dに評価手法を示す。希ガス、沃素のNa中濃度を求めるために必要な炉心上部機構下面レベルより上のNa量は、図3.2.2-1より 31.4m^3 程度である。従って、炉容器から噴出する 230kg のNa中の希ガス、沃素は炉内インベントリーに対して、

$$\frac{230}{3.14 \times 850} = 0.86 \text{ (\%)}$$

Na 密度： $850\text{kg}/\text{m}^3$

となる。一方、カバーガス中の存在量は、沃素はほぼ0であるが、希ガスは、通常運転時2%燃料破損を考慮すると保守的に見て、炉内インベントリーの2%となる。

これら2つの合計に余裕を見て、ソースタームとしては、希ガス3%、沃素1%とする。

一方、プルトニウムに関しては、「もんじゅ」と同様に、沃素の1/10とし、0.1%とする。

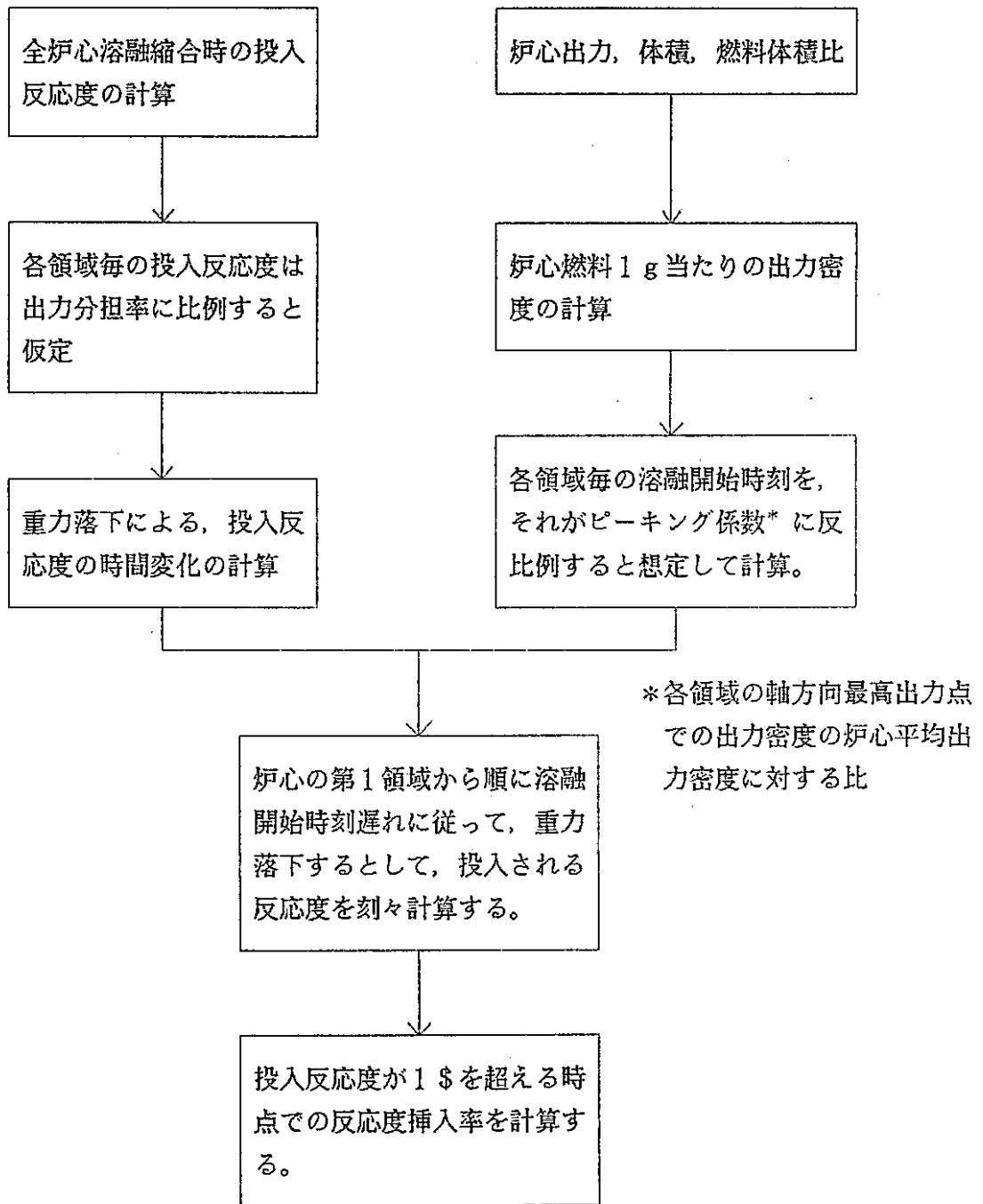


表3.2.1-1 起因事故解析手順

表3.2.1-2 「常陽」ATWS事象のSASによる解析での領域分割

SAS-Channel	Address of subassembly
1	0
2	1 A 1, 1 B 1
3	2 A 2, 2 B 2, 2 F 2
4	2 A 1
5	2 B 1
6	3 A 2, 3 B 2
7	3 A 1, 3 B 1
8	4 A 3, 4 B 3, 4 F 3
9	4 B 2
10	4 A 4, 4 F 4
11	4 A 2
12	4 A 1, 4 B 1
13	5 B 3, 5 F 4
14	5 A 3, 5 A 4

(本領域は1/3炉心相当である)

表3.2.1-3 標準平衡炉心燃料反応度係数分布-領域積分- (ノミナル値)

($\Delta k/k$)

	J	I	1	2	3 TYPE - I	4	5	6	7 TYPE - II	8
炉心上部	8		1.10E-03	3.02E-03	2.61E-03	9.73E-03	6.35E-03	8.54E-03	0.0	3.61E-03
	7		1.69E-03	4.68E-03	4.05E-03	1.55E-02	1.05E-02	1.36E-02	0.0	5.67E-03
(軸 方 向 に 8 等 分)	6		2.29E-03	6.36E-03	5.52E-03	2.14E-02	1.54E-02	1.95E-02	0.0	7.91E-03
	5		2.73E-03	7.61E-03	6.60E-03	2.55E-02	1.85E-02	2.40E-02	0.0	9.66E-03
	4		2.89E-03	8.04E-03	6.98E-03	2.70E-02	1.97E-02	2.57E-02	0.0	1.04E-02
	3		2.70E-03	7.52E-03	6.52E-03	2.53E-02	1.85E-02	2.42E-02	0.0	9.79E-03
	2		2.21E-03	6.17E-03	5.35E-03	2.08E-02	1.53E-02	2.00E-02	0.0	8.11E-03
炉心下部	1		1.60E-03	4.46E-03	3.86E-03	1.50E-02	1.11E-02	1.45E-02	0.0	5.86E-03

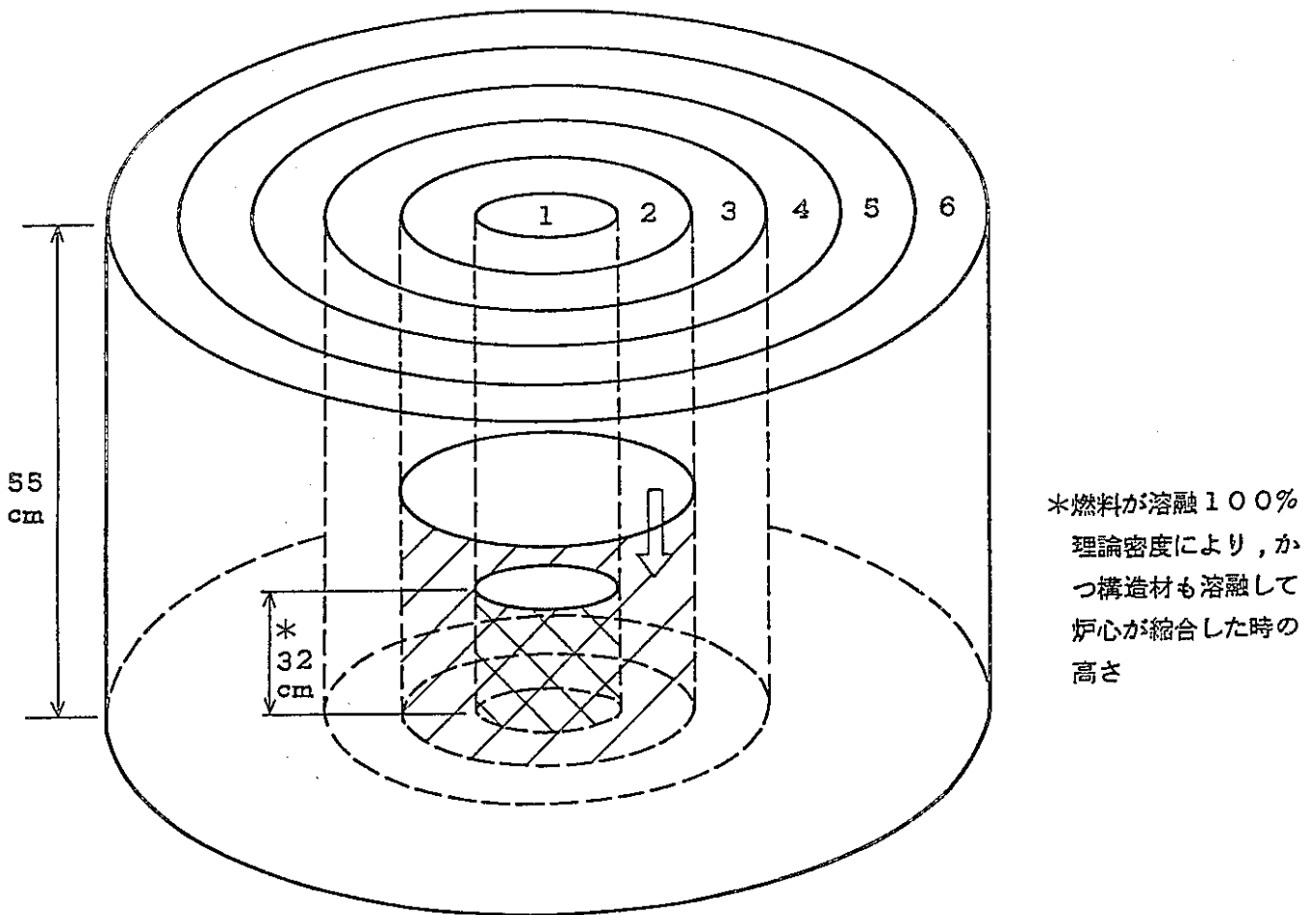
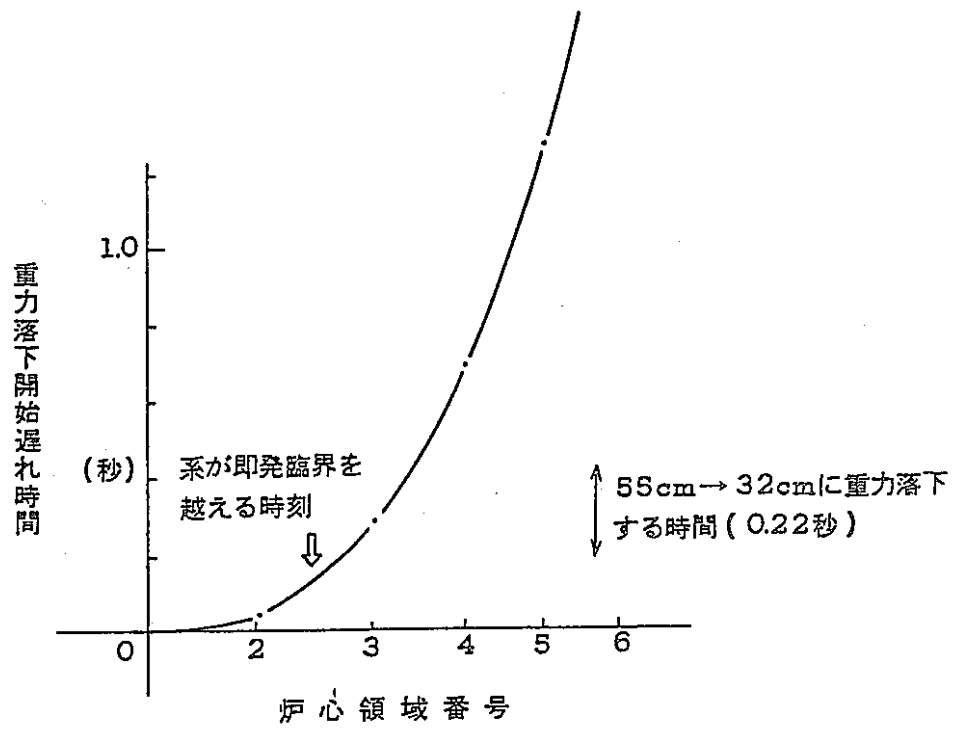


図 3.2.1 - 1 炉心溶融再臨界事故 (起因事象) 解析概念図

item	time [s]	normalized power [P_0]	net reactivity [$\$$]	event
a	0.0	1.0	0.0	ULOF transient starts.
b	~	0.7-0.8	-0.1	increase of coolant temp., negative reac., decrease of power.
c	19.43	0.72	-0.130	Ch.1: boiling
d	22.44	0.66	-0.167	Ch.1: cladding motion, $R_C=+10\phi$, blockage formation
e	24.07	0.66	-0.133	Ch.2: boiling
	24.26	0.65	-0.162	Ch.4: boiling
f	27.52	0.47	-0.400	Ch.1: fuel slumping, $R_f=+40\phi$
g	28.3	0.63	0.05	Ch.2: cladding motion
	28.7	0.52	-0.32	Ch.4: cladding motion, $R_C(\text{Ch.2\&4})=+10\phi$
h	37.58	0.48	-0.181	Ch.4: fuel slumping, $R_f=+40\phi$
i	37.76	4.99	0.898	Ch.2: fuel slumping, $R_f=+1 \sim +1.5\phi$
j	38.14	53.15	0.999	Ch.2: positive reac. insertion due to fuel slumping. $P_{\max}=53.15P_0$, $R_{\max}=0.999\phi$
k	~			all Channels: boiling (Accident will proceed to the transition phase.)

R_C : reactivity inserted by relocation of cladding material
 R_f : reactivity inserted by relocation of fuel
 P_{\max} : maximum power during the transient
 R_{\max} : maximum net reactivity during the transient

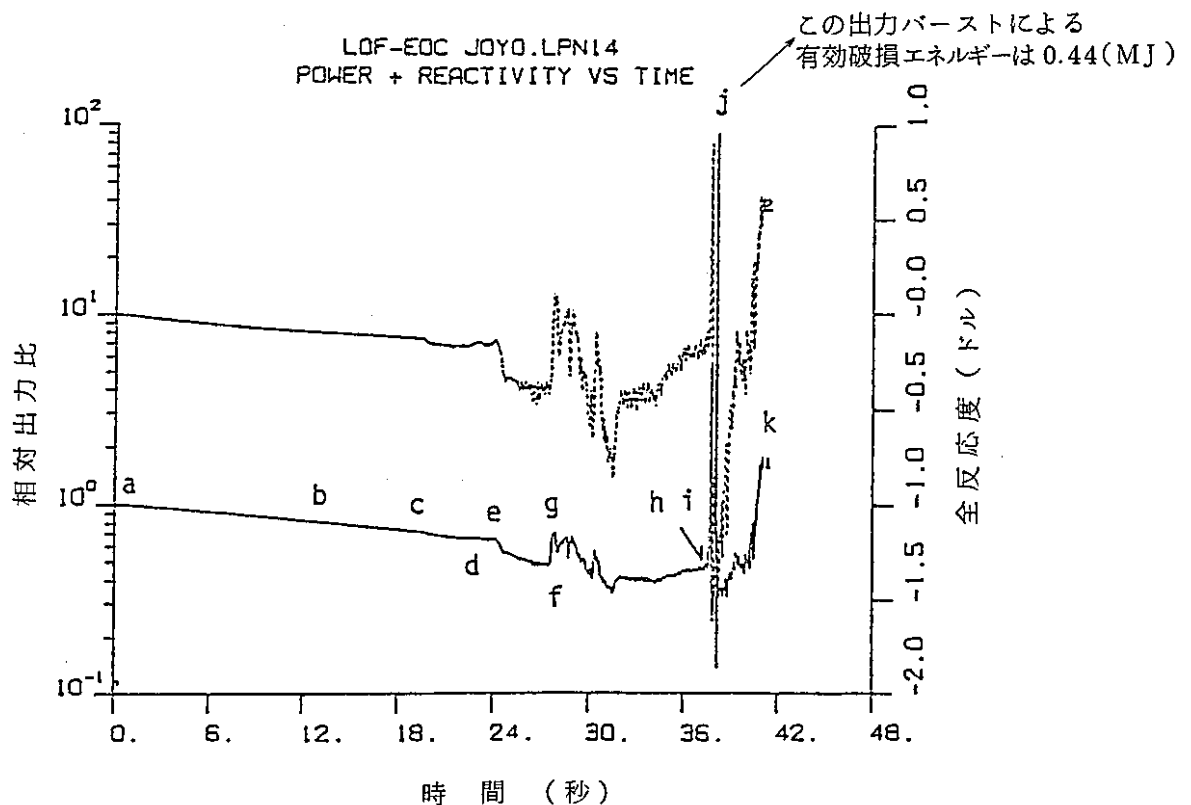


図 3.2.1 - 2 ULOFの事象シーケンスと主要な結果 (リファレンスケース)

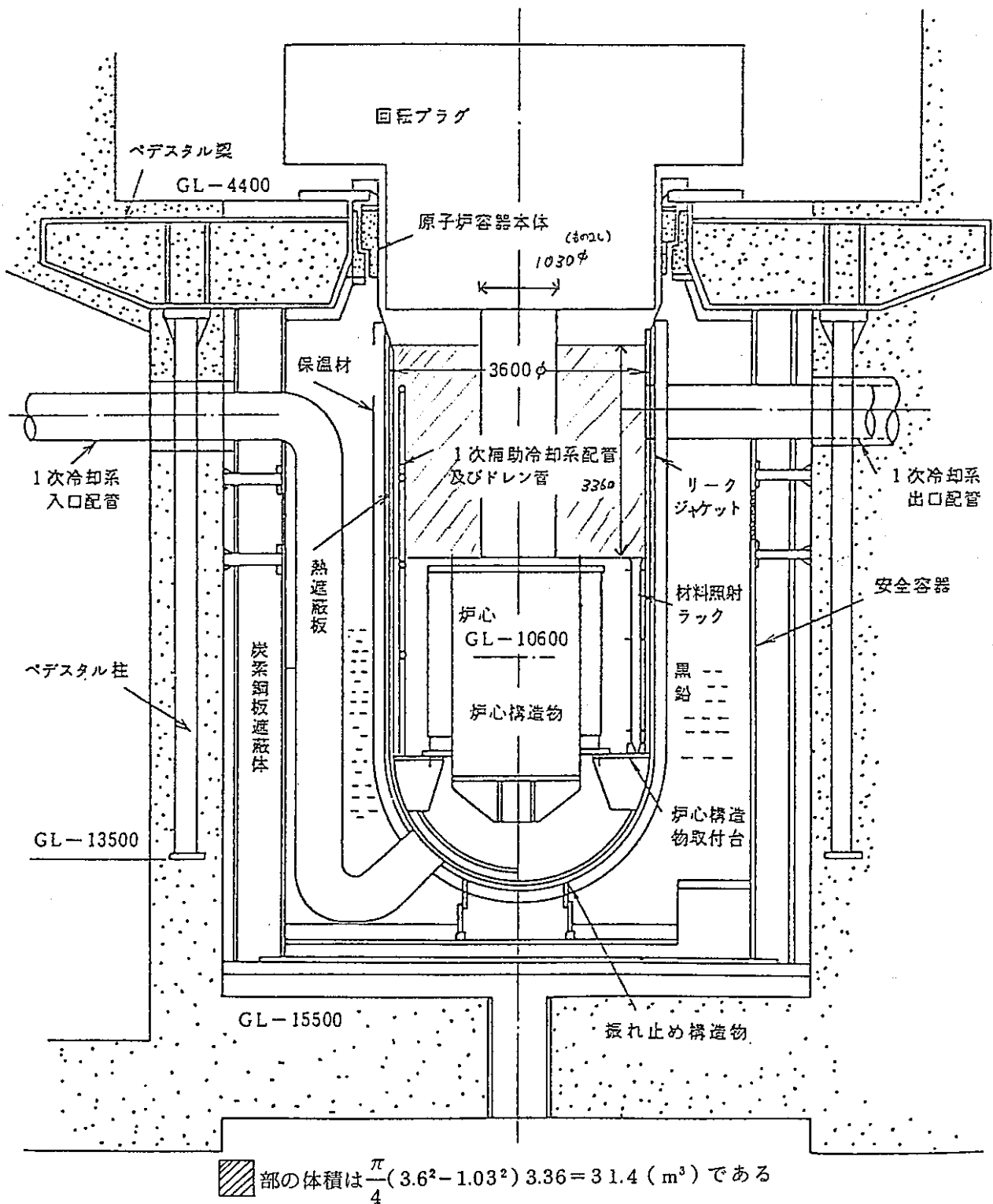


図 3.2.2 - 1 原子炉容器配置及び構造

4. 「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく設置変更許可申請書（案）の作成

4.1 設置変更許可申請書添付書類 8

2.に記載の通り「もんじゅ」の安全設計方針に対する「常陽」の設計の適合性を以下に纏める。

4.1.1 安全設計方針対応表（案）

方針1. 準拠規格及び基準

安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、安全上適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計

原子炉施設のうち安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質の使用等に関する規則」及び「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」等の法令、規格、及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す国内の法令、規格、基準に準拠又は参酌するものとする。

- (1) 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- (2) 電気設備に関する技術基準を定める省令
- (3) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (4) 日本工業規格（JIS）
- (5) 日本電機工業会標準規格（JEM）
- (6) 日本電気学会電気規格調査会標準規格（JEC）
- (7) 日本建築学会各種構造設計及び計算基準
- (8) 建築基準法
- (9) 労働基準法
- (10) 労働安全衛生法
- (11) 消 防 法
- (12) 高圧ガス取締法

(13) 日本電気協会基準調査委員会電気技術規程及び指針

但し原子炉施設のうち安全上重要な機器にあつては、機器分類、高温構造設計等については、次の方針を定めこれに準拠する。

(14) 「常陽」ナトリウム機器の構造設計基準

尚、国内法令、規格、基準において規定されないものについては、必要に応じて十分使用実績があり、信頼性の高い以下に示す国外の規格、基準を参酌する。

(15) ASME (American Society of Mechanical Engineers) 規格

(16) ANSI (American National Standard Institute) 基準

(17) ASTM (American Society for Testing and Materials) 規格

(18) IEEE (The Institute of Electrical and Electronics Engineers) 基準

尚、事故の発生を防止しまたはその結果を抑制するため、安全上重要な系統及び機器として次のものがある。

- (i) 原子炉冷却材バウンダリ
- (ii) 原子炉カバーガス等のバウンダリ
- (iii) 格納容器バウンダリ
- (iv) 原子炉停止系
- (v) 余熱除去設備
- (vi) 安全容器
- (vii) コンクリート遮へい体冷却系
- (viii) 格納容器内雰囲気調整系
- (ix) 非常用換気設備
- (x) 上記に関連する電気設備

これらの系統及び機器は、上記の法令、規格、基準のいずれかに準拠しているが、その重要なものを次に示す。

(a) 原子炉冷却材バウンダリ

原子炉容器	(1), (3), (4), (14)
1次主冷却系中間熱交換器	(1), (3), (4), (14)
1次主冷却系循環ポンプ	(1), (3), (4), (14)
配管	(1), (3), (4), (14)
弁	(1), (3), (4), (14)

(b) 原子炉カバーガス等のバウンダリ

回転プラグ	(1), (3), (4)
配管	(1), (3), (4), (14)
弁	(1), (3), (4), (14)
オーバーフロータンク	(1), (3), (4), (14)

(c) 格納容器バウンダリ

原子炉格納容器	(1), (3), (4), (13)
配管	(1), (3), (4), (14)
隔離弁	(1), (3), (4), (14)

(d) 原子炉停止系

制御棒	(1), (3), (4)
制御棒駆動機構	(1), (3), (4)

(e) 余熱除去設備

補助冷却系中間熱交換器	(1), (3), (4), (14)
空冷式冷却器本体	(1), (3), (4), (14)
送風設備	(3), (4)
配管	(1), (3), (4), (14)
弁	(1), (3), (4), (14)

(f) 安全容器

安全容器	(1), (3), (4), (14)
------	---------------------

(g) 非常用換気設備

アニュランス部排気ファン	(3), (4), (13)
配管	(1), (3), (4), (13)
弁	(1), (3), (4), (13)

(h) コンクリート遮へい体冷却系

窒素ガスブロー	(3), (4), (13)
配管等冷却パス	(1), (3), (4), (13)
窒素ガス冷却器	(1), (3), (4), (13)
弁	(1), (3), (4), (13)

(i) 格納容器内雰囲気調整系

主循環ポンプ室用再循環ファン	(3), (4), (13)
窒素雰囲気調整系再循環ファン	(3), (4), (13)
窒素雰囲気調整系機器冷却ファン	(3), (4), (13)
窒素雰囲気調整系回転プラグ冷却ファン	(3), (4), (13)
窒素ガス冷却装置	(1), (3), (4), (13)
窒素雰囲気調整系ダクト	(1), (3), (4), (13)

(j) 上記に関する電気設備

ディーゼル発電機	(2), (4), (5), (6)
ディーゼル機関	(4), (13)
配電設備	(2), (4), (5), (6)
安全保護系	(2), (3), (4), (5), (6), (13), (18)

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
9. 原子炉格納施設
10. その他の設備

方針2. 自然現象に対する設計上の考慮

- (1) 安全上重要な構築物，系統及び機器は，地震により機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して，重要度により耐震上の区分がなされるとともに，敷地及び周辺地域における過去の記録，現地調査等を参照して，最も適切と考えられる設計地震動に十分耐える設計であること。
- (2) 安全上重要な構築物，系統及び機器は，地震以外の自然現象に対して，寿命期間を通じてそれらの安全機能を失うことなく，自然現象の影響に耐えるように，敷地及び周辺地域において過去の記録，現地調査等を参照して予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力及びこれに事故荷重を適切に加えた力を考慮した設計であること。

適合のための設計

1. 原子炉施設の耐震設計は，以下の方針に基づいて行う。

原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有するように設計する。

- (1) 建物，構築物は剛構造とし剛強な基礎を設け，良質な地盤に指示させる。
- (2) 機器，配管類はそれ等を支持する建物，構築物と一体となるよう剛あるいは強靱な構造とする。主要な高温の機器，配管類はその熱変形を許容し，かつ地震動による共振的状态を原則として避けるように適切な支持機構を適所に設け剛性あるいは靱性を高めるようにする。
- (3) 計測，制御系統，所内電力系統及び関連配線類の主要なものは地震時にもその機能が維持されるような構造とする。
- (4) 重要度の高い機器，配管類，計測，制御系統，所内動力系統及び関連配線類は，原則として重要度の高い建物・構築物に収納，支持させる。
- (5) 原子炉施設の耐震設計上の重要度を，地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から，次のAs，A，B，Cの4クラスに分類する。

As クラス：格納容器，原子炉停止系のような安全対策上特に緊要な施設

A クラス：その機能喪失が原子炉事故をひき起こす可能性のある施設，公衆の災害を防止するための緊要な施設

B クラス：高放射性物質を含む上記As， A以外の施設

C クラス：上記As， A， B以外の施設

尚， ナトリウムの性質を考慮し， Aクラス以外の施設で大量の液体ナトリウムを内蔵する設備はBクラスとして設計する。

この原則に従って分類した各施設のうち， 上位の分類に属するものは， 下位の分類に属するものの破損によって波及的事故を起こさないように設計する。

(6) As， A， B及びCクラスの施設は， 以下に示す地震力に耐えるように設計する。

a. 建物・構築物

i) As 及びAクラス

基礎底面における最大加速度0.15gの地震波（以下設計用地震波）に対する動的解析により水平方向震度あるいは地震力を定める。但し， これらによるベースシアー及びベースモーメントが， 建築基準法に定める震度（以下C₀）の3倍の値によるそれらを下廻る場合には水平方向震度3C₀による震度， 地震力を適用する。

垂直方向の震度， 地震力は基礎面における水平方向震度C₀の1/2の値（原子炉建物では0.27g）を一律に適用して求め， 水平方向の震度， 地震力と同時にかつ不利な方向に作用させる。

ii) B クラス

水平方向震度， 地震力は1.5 C₀ から定める。

iii) C クラス

水平方向震度， 地震力はC₀ から定める。

iv) 排気筒

i) に示した設計用地震波に基づいた動的解析から水平方向震度， 地震力を定める。但し， これらによるベースシアー及びベースモーメントが， 水平方向震度0.3 C₀ によるそれらを下廻る場合は建築基準法の該当規定を採用する。

「注：C₀ は， その高さを測る基準面としては最も深い基礎底面を採用す

する。また、建物の構造種別と支持地盤による低減係数(原子炉建物では0.9)は適応するが、地域別による低減係数は適応しない。以下同様。」

b. 機器・配管系

i) As 及びAクラス

設計用地震波に対する動的解析により、震度、地震力を定める。

但し、当該施設が明らかに剛構造と見なせるものについては、その支持建物、構築物の据付位置の水平方向最大震度を1.2倍した値より水平方向震度、地震力を定める。

垂直方向の震度、地震力は、同様に据付位置の垂直方向最大震度を1.2倍した値より定め、水平方向と同様にかつ不利な方向に作用させる。

ii) B クラス

水平方向震度、地震力は1.8 Co から定める。

iii) C クラス

水平方向震度、地震力は1.2 Co から定める。

iv) 支持構造物、構築物のクラス

当該機器、配管類の震度、地震力決定に当たっては、その支持構造物、構築物は同クラスのものともみなす。

2. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、台風、洪水、高潮等の自然現象に耐え得るよう設計する。

設計条件は次の事項を考慮して定める。

- (i) 敷地及び周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち、最も苛酷と考えられる自然力に耐え得るようにする。
- (ii) 安全上重要な構築物、系統及び機器であって事故時にその影響を受け、事故時の使用条件がその設備の設計条件となるものについては、事故荷重(長時間継続するもの)が生じている状態で前述の自然力が発生する可能性があると考え、自然力と事故荷重を加えた力に対し、機能が保持できるよう設計する。

尚、事故荷重と地震荷重あるいは他の自然力との組合わせを考慮する場合は、それぞれの規模と発生頻度、継続時間等を考慮して重畳させて考えることが妥当と思われるものを選定する。

地震以外の自然現象についてはつぎの通り設計で考慮する。

(1) 風 (台風)

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、水戸地方気象台の観測記録 (1937年～1970年) によれば44.2m/sec (1939年 8月 6日) である。しかしながら、風荷重に対する設計は、日本最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。

(2) 洪水等

鹿島灘の潮位と敷地の地形から考えて、洪水、地すべり、津波等によって原子炉施設の安全性が阻害されることは考えられない。

また、敷地付近において、過去に問題となるような被害を蒙った記録はない。

(3) 凍 結

敷地付近の水戸地方気象台の記録 (1897年～1970年) によれば、最低気温は-12℃ (1952年 2月 5日) , 月平均最低気温は-3.1℃ (1月) であるが屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて上記の最低気温に適切な余裕を持った設計値で凍結防止対策を行う。このような自然条件に対して、主要構築物の位置及び整地標高の選定を行い、構築物及び機器の設計条件を設定している。従って、予測される最も苛酷な自然条件に対しても、安全上重要な構築物、系統及び機器はその寿命期間を通じてそれらの安全機能を達成する能力を失わないように設計されている。

添付書類六の下記項目参照

1. 気 象
2. 海 洋
3. 地盤・地質
4. 水 理
5. 地 震

添付書類八の下記項目参照

1. 安全設計の考え方
2. プラント配置
12. 耐 震 設 計

方針3. 人為事象に対する設計上の考慮

原子力発電所は、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するための適切な措置を講じた設計であること。

適合のための設計

本施設の周囲には厳重な防護柵を設けるとともに、探知施設を設け、警報、映像監視等集中監視する設計とする。さらに、施設内への入口の数を限定してそこに警備員を配置し、厳重な出入管理を行う。

また、施設内を警備員が適宜パトロールを行う。以上のような対策により第三者が施設敷地内に不法に侵入することを防止する。

また、安全上重要な構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、それを取囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これら区域への出入りを制限し、入退域管理を徹底する。

さらに、外部との通信連絡設備を設ける。以上のような対策により、万一第三者が不法に施設内へ侵入しても、安全上重要な構築物、系統及び機器に接近することがきないようにする。

また、燃料としてプルトニウムを使用することを考慮し、特殊核物質取扱設備の区域を設定して、それを取囲む物的障壁を設置するとともに、探知施設等によって集中監視する設計とし、特定された従事者以外の接近を防止する。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置

10. その他の設備

方針4. 環境条件に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、それらの環境条件に適合できる設計であること。

適合のための設計

安全上重要な構築物、系統及び機器は、適切な構造設計の手法に基づいて設計し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において予想される温度、圧力、静的あるいは動的荷重に対して十分な余裕をもって耐えられ、その機能を達成できるように設計する。また、湿度、放射線、腐食等による材料の損耗あるいは劣化についても十分に考慮して設計を行う。特に高温のナトリウム中で使用される機器については、構造設計において使用材料の高温域での強度特性等に十分留意する。ナトリウムが構造材料に与える環境効果はナトリウム中の不純物（主として酸素）の濃度により影響を受けるため、コールドトラップによりナトリウム純度の管理を行う。また、高速中性子の多量の照射による材料特性の変化についても、十分考慮した設計を行う。

さらに、想定される事故時の温度、圧力、放射線レベルの上昇の影響についても設計上考慮し、必要に応じて適切な防護壁、遮蔽、換気空調設備等の設置を行う。以上のようにすることにより、予想されるいかなる環境条件下においても、安全上重要な構築物、系統及び機器はその機能を達成する能力が失われないようにする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
8. 遮蔽及び放射線
管理設備
10. その他の設備

方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮

1. ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とするとともにナトリウムが空気と接触しない構造とすること。
2. ナトリウムを循環する安全上重要な系統及び機器は、ナトリウムの凍結により安全機能を失うことがないように考慮された設計であること。
3. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、ナトリウムの漏洩時においても、ナトリウムの化学反応の影響により安全機能を失うことがないように考慮された設計であること。
4. 事故時に一般公衆及び従事者が放射線被曝を受けるおそれのある原子炉冷却材の漏洩に対しては、その化学反応または反応生成物による過度の影響を緩和するよう適切な手段を備えること。

適合のための設計

- (1) ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器、すなわち、原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、中間熱交換器、2次主循環ポンプ等の液面上はアルゴンガスでおおうとともに隔壁等を設けることにより、ナトリウムと空気が接触することを防止する構造とする。
- (2) 循環するナトリウムを内包する1次主冷却系及び2次冷却系の配管、機器等にはナトリウムの凍結防止のための保温材及び予熱設備を設ける。
- (3) 機器で安全上重要なものについては、系統分離を行ってナトリウム漏洩の影響を小さくする。ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋には必要に応じてナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、鋼製のライナー等を設置する。さらに水などナトリウムと反応し易い物質を可能な限り隔離するよう設計する。
- (4) 放射性のナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋には適切な場所にナトリウム漏洩検出器を設け、ナトリウムの漏洩事故に対処できるようにする。さらに、運転時の雰囲気を低酸素濃度窒素雰囲気とするよう設計上考慮する。
原子炉容器及び1次主冷却系の配管、機器は2重構造とし、原子炉格納容器

内部に設置するとともに非常用換気設備を設置することにより1次冷却材漏洩事故に対しても、一般公衆の放射線災害を防止できるようにする。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置
3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
9. 原子炉格納施設
10. その他の設備

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針6. 飛来物等に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、想定される飛来物、配管のむち打ちまたは流出流体の影響等から生じるおそれのある動的影響、熱的影響または溢流によって原子炉の安全を損なうことのない設計であること。

適合のための設計

(1) 飛 来 物

本施設付近上空を成田空港の航空路の保護空域が通過している。また、最寄りの飛行場としては航空自衛隊百里基地（第7航空団）がある。しかし、本原子炉施設への航空機の落下の確率は極めて小さく、安全上問題のないことを確認している。

また、敷地周辺に爆発等の事故を起こす可能性のある施設は存在しない。

(2) 1次主冷却系及び2次主冷却系の配管は系内の圧力が低いこと及び高温強度ナトリウム環境効果に対する適合性が良好で延性に富んだステンレス鋼及び2½Cr-1Mo鋼をそれぞれ使用し、熱応力、地震力等を考慮した設計を行うことから配管の破断は極めて起こりにくい。また、系内の圧力が比較的低いことから、配管のむち打ちや流出流体のジェット力が設計上重要になることはない。

(3) ナトリウム漏洩時の影響を極力制限できるようにするため1次主冷却系の配管、機器を収納する部屋の雰囲気は運転時低酸素濃度に維持するとともに、ナトリウムとコンクリートとの直接接触を防止するため鋼製ライナ等を設置する。さらに、工学的安全施設、原子炉停止系等の安全上重要な系統及び機器は、多重性を持たせるとともに、各系統間の距離を十分にとり、障壁を設ける等によって物理的に分離し、1つの系統の事故が残る系統の機能を失わせることがないように設計する。

添付書類六の下記項目参照

6. 社 会 環 境

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置

5. 原子炉冷却系

9. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

1. 事 故 対 策

方針7. 火災に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用する設計であること。

また、これらの構築物、系統及び機器に対して、適切な火災検出装置及び消火装置を設置し、これらの装置の破損または不測の作動があっても、構築物、系統及び機器は、それらの安全機能を失うことのない設計であること。

適合のための設計

火災により原子炉の安全性が損なわれることを防止するため、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を適切に組み合わせて設計する。

1. 火災発生防止

- (1) 油を内包する機器については、シール構造を採用することにより漏洩防止するとともに、油面計、せきの設置等により漏洩の早期発見及び拡大防止を図る。
- (2) 安全上重要な構築物、系統及び機器は、実用上可能な限り難燃性、不燃性材料を使用する。

特にケーブルについては難燃性または不燃性のものを使用し、必要に応じ延焼防止材を併用する。また、建屋内の変圧器には原則として乾式または不燃性油を使用する。

- (3) 原子炉建屋には避雷針を設け、落雷による火災を防止する。
- (4) ナトリウム燃焼に対しては、「方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮」に記載する対策設計を行う。

2. 火災検知及び消火

- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器に対し、火災により悪影響を受けるおそれのある区域には、火災感知設備及び消火設備を設置する。
- (2) 火災感知設備は非常用電源から給電するほか、火災警報受信機を中央制御室に設置する。

- (3) ディーゼル発電機室、ボイラ室及びアルコール廃液処理室では相当量の可燃物があるため、自動または遠隔消火装置を設ける。
 - (4) 水消火設備は十分な容量の設備とし、配管は専用のもを設ける。また、消火ポンプは多重性を持たせている。
 - (5) ナトリウム機器等の付近で通常の消火設備が使用できない箇所には、特殊化学消火剤を備える設計とする。
 - (6) 安全上重要な構築物、系統及び機器は、消火設備の破損、誤動作または誤操作により安全機能を損なわないようにする。
3. 火災の影響の軽減
- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器が設置されている区域のうち、火災の影響を受けるおそれのある所は耐火壁、間隔、消火設備等の適切な組み合わせにより、火災の影響の軽減を行う。
 - (2) 火災防護上重要な壁等を貫通するケーブルトレイは耐火シールを行い、必要に応じて出入口には防火扉、換気系にはダンパを設置する。
 - (3) 原子炉施設内の想定される火災に対しても、原子炉の停止及び崩壊熱等の除去を行えるよう考慮した設計とする。
 - (4) 中央制御室が火災等により操作不能になった場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように設計する。
 - (5) ナトリウム燃焼に対しては、「方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮」に記載する対策設計を行う。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置
6. 計測制御系
10. その他の設備

方針8. 共用の禁止

安全上重要な構築物、系統及び機器は、共用によって安全機能を失うおそれのある場合、原子炉施設間で共用しない設計であること。

適合のための設計

本施設に近接して重水臨界実験装置が設置されているが、共用している設備はない。

方針9. 系統の単一故障

安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみでの運転下または外部電源系のみでの運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。

適合のための設計

原子炉施設の所内動力用電源としては、外部電源系の他に、非常用電源としてディーゼル発電設備2系統を設け、安全上重要な系統が要求される機能を果たすために必要な容量を持つ設計とする。

原子炉停止系、工学的安全施設、安全保護系等の安全上重要な系統の動的機器には多重性を持たせ、系統相互間は、隔離距離をとるか、必要に応じて障壁を設ける等により物理的に分離する設計とし、非常用所内電源系のみでの運転下または外部電源系のみでの運転下で動的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能を果たせるように設計する。

また、原則として原子炉停止後あるいは事故発生後24時間以降の長時間においては、動的機器の単一故障または想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、その安全機能を失うことのない設計とする。

添付書類八の下記項目参照

6. 計測制御系
9. 原子炉格納施設
10. その他の設備

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針10. 電源喪失に対する設計上の考慮

原子力発電所は、短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。

但し、高度の信頼度が期待できる電源設備の機能喪失を同時に考慮する必要はない。

適合のための設計

施設の所内動力電源としては、外部電源系と非常用所内電源系を設ける。

非常用所内電源系として、ディーゼル発電設備2系統を設け、定期的なディーゼル発電機の起動試験を行って、その信頼性を確認する。

以上のようにすることにより、短時間といえども全動力電源が喪失することがないように設計する。

しかし、万一短時間（30分程度）全動力電源喪失が発生した場合でも1次主冷却系、2次主冷却系は自然循環によっても炉心の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる能力を持つように設計する。

安全保護系は蓄電池2組を電源とするとともに、原子炉停止系の制御棒は電源喪失に対してフェイルセーフとすることにより、全動力電源喪失時にも確実に原子炉停止できるようにする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
10. その他の設備

方針 1 1. 試験可能性に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その重要度に応じ、原子炉の運転中に試験及び検査ができるか、または原子炉の定期点検停止時もしくは燃料取替停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計

安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その重要度に応じ定期的または計画的に次のような試験及び検査が実現できるよう設計する。

1. 原子炉冷却材バウンダリ及び安全容器の供用期間中検査
2. アニュラス部排気系のフィルタ切替え試験
3. 余熱除去設備の動作試験
4. 原子炉格納容器漏洩率試験、貫通部漏洩率試験、隔離弁作動試験
5. ディーゼル発電機の作動試験
6. 安全保護系の試験
7. 燃料出入設備の漏洩率試験

これらの試験及び検査は、構築物、系統及び機器の安全上の重要度、試験の必要性及びその試験がプラントに与える影響等を考慮して、原子炉の運転中または定期点検停止時あるいは燃料取替停止中に行うことができるように設計する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
9. 原子炉格納施設
10. その他の設備

方針12. 避難通路に対する設計上の考慮

原子力発電所は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。

適合のための設備

原子炉施設の建屋内には複数の階段、通路を設置し、必要に応じて避難できる配置とする。また、中央制御室、避難通路等には、必要に応じ、標識及び非常灯を設ける。非常灯は非常用電源より給電し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

2. プラント配置

10. その他の設備

方針 1.3. 通信連絡に対する設計上の考慮

原子力発電所は、適切な警報系統及び通信連絡設備を備え、事故時に発電所内にいるすべての人々に対し、少なくとも1つの中央位置から指示できるとともに、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性を有する設計であること。

適合のための設計

事故時または必要時に所内にいるすべての人々に対し、中央制御室から指示できる運転指令設備を設けるとともに、事業所と関係官庁等の所外必要箇所との通信連絡は、加入電話、専用回線（内線）等によるものとする。

（ 添付書類八の下記項目参照 ）

10. その他の設備

方針14. 原子炉設計

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。

適合のための設計

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えないように、次の方針を満足するよう設計する。

- (1) 燃料最高温度はプルトニウム・ウラン混合酸化物の融点未満であること。
- (2) 運転時の異常な過渡変化時における燃料被覆管肉厚中心最高温度は 800℃を下まわること。
- (3) 冷却材温度は沸点未満であること。
- (4) 所定の燃料燃焼度まで燃料被覆管の健全性を保持できるよう、定格出力時における炉心燃料被覆管肉厚中心最高温度を 650℃以下に制限すること。

すなわち、炉心設計及び制御棒操作、また、燃料交換方式として分散方式を採用することにより出力分布を平坦化する。

炉心燃料集合体、特殊燃料集合体及びその他の炉心構成要素を冷却するのに必要な冷却材流量を確保し、かつ冷却を効果的に行えるように、オリフィスの組み合わせにより冷却材流量を配分する。

原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても冷却材流量が急激に減少することがないように、ポンプには適切な回転慣性を持たせた設計とし、燃料を冷却するに十分な流量を確保する。また、炉心の状態を監視し、上記の条件を超えるおそれのある場合には安全保護系の動作により原子炉を自動的に停止するように設計する。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 原子炉冷却系
- 6. 計測制御系
- 10. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

- 1. 事故対策

方針15. 燃料設計

1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮しうる設計であること。
2. 燃料集合体は、燃料棒の内外圧差、燃料及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、変形または化学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。
3. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じない設計であること。

適合のための設計

- (1) 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。燃料集合体は、ラッパ管を設けており、ラッパ管は燃料要素冷却のための流路を確保するとともに燃料要素を保護する機能を持つ。
- (2) 燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪を制限することにより、その健全性を確保する。

このため燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の設計方針を満足するように燃料要素の設計を行う。

- (i) 燃料最高温度は、プルトニウム・ウラン混合酸化物の融点未満であること。
- (ii) 被覆管の歪は燃料集合体の機能を健全に保持しうる範囲内に制限する。
- (iii) 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張り応力を抑え、円周方向へのクリープ破損を生じないように十分低く設計する。
- (iv) 被覆管の各部応力は、原則としてASME B&PV Code SecⅢの基準に準拠して設計する。
- (v) 疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命となるように設計する。

尚、上記設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。

- (3) 燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限し、また、集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにすることで、その健全性を確保する。

このために下記の方針で燃料集合体を設計する。

- (i) 燃料集合体は、輸送及び取扱い時に受ける通常の荷重に対して十分な強度を有するように設計する。
- (ii) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料集合体の構成部品にかかる応力は、原則としてASME B&PV Code Sec IIIの基準に準拠して設計する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心

方針16. 原子炉の固有な特性

原子炉の炉心およびそれに関連する原子炉冷却系は、すべての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。

適合のための設計

原子炉の炉心及びそれに関連する冷却系は、すべての運転範囲で急速な負の反応度フィードバック特性を有するように設計する。

プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を用いるナトリウム冷却の高速炉である本原子炉では、ナトリウムに特有の高熱伝導度、圧力変動に対して安定な性質、単相流運転が通常期待できる特性及び燃料自身がドブプラ効果に基づく負の反応度係数、燃料膨張に基づく負の反応度係数及び万一のナトリウム沸騰時の負の反応度係数などの固有の安全性を持っている。これらの特性により、すべての運転範囲で固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計とする。

以上のように本実験炉は燃料の負の温度係数、比較的大きな熱伝導の時定数及び負のナトリウムボイド係数などの固有の特性があるので反応度事故は重大な事故となりえない。

添付書類八の下記項目参照

11. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針17. 出力振動の抑制

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように十分な減衰特性を持たせる設計であるか、またはたとえ出力振動が生じてもそれを確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であること。

適合のための設計

本原子炉の反応度係数はドップラー係数、冷却材温度係数、構造材温度係数ともに負であり、原子炉自体は自己制御性を持つ。原子炉の出力は、手動運転により制御を行う。主冷却系の冷却材ナトリウムの循環周期が長くまた系の熱容量が大きいため熱系の変動が原子炉に与える影響は非常に緩慢であり、また原子炉自体の自己制御性のために原子炉は安定に制御できる。

原子炉冷却材温度制御系は、原子炉入口ナトリウム温度が一定になるよう主冷却器の空気流量を手動または自動で制御するが、空気流量制御の外乱が入っても熱系の応答が遅いため原子炉へ与えられる変動は非常に遅く、手動でも十分安定な制御ができる。自動運転は原子炉の長期運転に用いられ、系の微小変動を制御する。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 原子炉冷却系
- 11. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

- 1. 事故対策

方針 18. 計測制御系

1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。
 - (1) 原子炉の炉心、原子炉冷却材バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。
 - (2) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。
2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であること。

適合のための設計

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心の中性子束、原子炉容器ナトリウム液位、1次主冷却系流量、燃料集合体出口ナトリウム温度、原子炉出入口ナトリウム温度、原子炉格納容器内雰囲気温度及び圧力等の重要なパラメータを適切な範囲に制御し、監視できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
11. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針19. 電気系統

1. 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系及び非常用所内電源系を有する設計であること。
2. 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。
3. 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、1つの系統が作動としないと仮定しても、次の事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。
 - (1) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却すること。
 - (2) 冷却材漏洩等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保すること。
4. 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計

- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために、外部電源系と非常用所内電源系として、ディーゼル発電設備2系統を設ける設計とする。
また、施設の安全のため常に確実な電源を必要とする機器に対して蓄電池4組を設ける設計とする。
- (2) 外部電源系は、次に示す経路で、電力系統に接続される設計とする。
商用回路 → 主変圧器 → 所内母線
1回線の送電線と接続する設計とするが、フェイルセーフ及び自然循環により、緊急停止、崩壊熱除熱等、プラントの安全を妨げない設計とする。
- (3) 非常用所内電源系は、相互に電気的にも物理的にも独立な2系統で構成し、1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないようにする。
また、非常用所内電源系は、外部電源系喪失時に、非常用所内電源系の1系

統が作動しないと仮定しても次の機能を果たし得る容量を有するように設計する。

- (i) 運転時の異常な過渡変化時に原子炉を停止し冷却するに必要な設備が、燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることなく、その機能を果たすに必要な電力を供給できる。
- (ii) 事故時の炉心冷却、原子炉格納容器の健全性保持、その他の安全上重要な機能を果たす設備が必要とする電力を供給できる。

(4) ディーゼル発電機は、定期的に起動試験を行って電圧確立時間や負荷を印加しての運転状況の確認ができるように設計する。

蓄電池は定期的に点検してその機能の健全性を確認する。

〔 添付書類八の下記項目参照 〕
10. その他の設備

方針 2.0. 制 御 室

制御室は、事故時にも、従事者が制御室に接近し、または留まり、事故対策操作が可能であるように不燃設計、遮蔽設計及び換気設計がなされ、かつ、事故によって放出することがあり得る有毒ガスに対し適切な防護がなされた設計であること。

適合のための設計

原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。また、操作盤は、誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

万一、原子炉事故が発生した際にも、従事者が中央制御室に接近可能であり、また、次のような対策により中央制御室内の従事者に対し、放射線被曝の危険がないように考慮し、従事者が中央制御室にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

- (1) 中央制御室空調装置は、他と独立して設け、事故時には必要により外気との連絡口を遮断し、フィルタを通る閉回路循環方式とし、従事者を内部被曝から防護できるようにする。

中央制御室空調装置は動的機器の単一故障の場合にもその機能を喪失しないようにする。

- (2) 想定される最も苛酷な事故時においても、「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」に定める許容値以上の被曝を受けないように遮蔽を設ける。
- (3) 中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は原則として不燃性または難燃性の材料を使用するとともに中央制御室には消火設備を設置する。
- (4) 万一、中央制御室外で有毒ガスが発生した場合でも、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切替えることにより、従事者の安全を守れるようにする。また、通常時及び非常時の放射線防護等に必要な防

護衣, 呼吸器, 防護マスク等の防護具類を備える。

添付書類八の下記項目参照

6. 計測制御系

9. 遮蔽及び

放射線管理施設

10. その他の設備

方針 2 1. 制御室外からの停止機能

原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の機能を有する設計であること。

- (1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために必要な計測制御機能を含め、原子炉を急速に停止できること。
- (2) 適切な手順を用いて原子炉を引続き安全な状態に維持できること。

適合のための設計

何らかの原因により、中央制御室にとどまることができない場合に、中央制御室以外の適切な場所から原子炉の停止操作を行い、かつ、原子炉の崩壊熱等を安全に除去できるように、次のような設計とする。

- (1) 原子炉は、現場操作盤からスクラムに至る信号を発信することにより、停止できる設計とする。
- (2) 中央制御室以外の適切な部屋から、原子炉の停止時に操作頻度が高いか、操作が時間的に急を要する機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視が行える設計とする。

（ 添付書類八の下記項目参照 ）
6. 計測制御系

方針 2.2. 原子炉停止系の独立性

原子炉停止系は、少なくとも2つの独立した系を有する設計であること。

適合のための設計

制御棒は6本で構成し、これらの制御棒のうち最大の反応度価値を有する制御棒が完全に引き抜かれた状態でも十分な余裕を持って原子炉を臨界未満にし、かつ設計上想定される最低温度において原子炉を臨界未満に維持できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心

方針 2.3. 原子炉停止能力

- (1) 原子炉停止系の少なくとも1つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
- (2) 原子炉停止系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、1つの系の不作動を仮定しても、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉の通常停止時には、制御棒を所定の速度で炉心に挿入し、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にできる設計とする。炉心冷却能力の異常な低下あるいは原子炉出力の異常な上昇があった場合には、制御棒を急速に炉心に挿入し、燃料許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にできる設計とする。
- (2) 最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも十分な余裕をもって原子炉を臨界未満にし停止する制御能力を有するように設計する。
また、設計上想定される最低温度においても、炉心を臨界未満に維持するのに十分な反応度停止余裕を有するように設計する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
- 1.1. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 2.4. 原子炉停止系の事故時の維持能力

原子炉停止系の少なくとも1つは事故時においても炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計

事故時においても、制御棒の作動により炉心を速やかに臨界未満にし、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

また、万一反応度効果の最も大きい制御棒が作動しない場合でも炉心を臨界未満にし、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心

1.1. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 25. 原子炉停止系の反応度停止余裕

原子炉停止系は反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引き抜かれ固着して挿入できない時でも、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計

制御棒は反応度効果の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれ固着して挿入できないと仮定して、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 原子炉及び炉心
- 11. 核熱設計及び動特性

方針 2.6. 制御棒の最大反応度価値

制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故に対して原子炉冷却材バウンダリを破損せず、また炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。

適合のための設計

原子炉容器内の圧力が低いので、制御棒飛び出しは起こり得ず、最大反応度価値そのものが問題になることはない。反応度添加率については、同時に引き抜ける制御棒の数を1本に制限するとともに、制御棒の引き抜き速度を制限することによりその値を抑え、制御棒が機械的に可能な最大速度で連続的に引き抜かれたと仮定しても、制御棒の作動により速やかに炉心を臨界未満にし、炉心、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉容器内構造物の健全性を損なわない設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 6. 計測制御系
- 11. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

- 1. 事故対策

方針 27. 反応度制御系の安全機能

反応度制御系は、負荷変動、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等によって生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。

適合のための設計

反応度の制御は制御棒で行う設計とする。

制御棒は低温状態から定格出力状態までの反応度変化、燃料の燃焼に伴う反応度変化を調整するよう設計する。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 6. 計測制御系
- 11. 核熱設計及び動特性

方針 2.8. 安全保護系の過渡時の機能

1. 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
2. 安全保護系は、偶発的な制御棒の引き抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉の運転中は中性子束、1次冷却材の温度、1次冷却材の流量等を、常時監視するとともに、これらのパラメータについては必要に応じて適切な原子炉トリップ設定値を設定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータが原子炉トリップ設定値を超えた場合には、安全保護系は自動的にかつ速やかにこれを検出し、制御棒を作動させて炉心を臨界未満にし、かつ、原子炉停止後の炉心の核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計とする。このようにすることにより、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。
- (2) 原子炉停止系のスクラム用遮断器はたとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜き、あるいは挿入の信号が入っている場合においてもスクラム信号が入れば無条件に作動するように設計する。また、制御棒の誤引き抜きに対しては、次のような防止対策及び防護対策を行う。
 - (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くように定め、かつ、同時に1本しか引き抜けないようにする。
 - (ii) 制御棒の引き抜き速度は、反応度付加率を制限するため13 cm/min以下とする。
 - (iii) 万一、制御棒が連続的に引き抜かれた場合、「中性子束高」、「原子炉出口冷却材温度高」等の警報を中央制御室に発し、更に制御棒が引き抜かれた場合には原子炉をスクラムする。さらに、起動時に対し、次のような対策を行う。

- (iv) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引き抜きをインタロックにより阻止する。
- a. 異常表示（アラーム）以外の原子炉保護系の作動条件がすべて解除されていること。
 - b. すべての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が2チャンネルとも設定値以上であること。
- (v) 万一、制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域にける「中性子束高」の警報を中央制御室に発し、制御棒の引き抜きをインタロックにより阻止する。更に万一、インタロックに故障が生じて、制御棒の引き抜かれた場合には原子炉をスクラムする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心

11. 核熱設計及び動特性

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 2.9. 安全保護系の事故時の機能

安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。

適合のための設計

安全保護系は、中性子束、原子炉容器ナトリウム液位、1次冷却材の温度及び流量、原子炉格納容器内雰囲気圧力の圧力、温度及び放射能レベル等の安全上重要なパラメータを常時監視し、事故時にはこれらのパラメータの異常によって事故を検出し、制御棒及び工学的安全施設の作動を自動的に開始できる設計とする。

添付書類八の下記項目参照

5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系
9. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 30. 安全保護系の多重性

安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。

適合のための設計

安全保護系は、十分に信頼性のある少なくとも2系統の信号伝達回路から構成し、単一故障を想定してもまたは試験等による使用状態からの単一の取り外しを行っても、所定の機能を果たすように設計する。検出器よりの信号伝達回路は、3チャンネルを設けて「2 out of 3」のロジックを採用する等により、信頼性の高いものとする。例外として、プラント起動時等、その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は、その短期間でのチャンネルの故障確率が小さいことから「1 out of 2」構成とする。

添付書類八の下記項目参照

6. 計測制御系

方針 3 1. 安全保護系の独立性

安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時、及び事故時において、その保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

適合のための設計

安全保護系を構成する各チャンネルは、同一の原因で同時に機能喪失が起こらず、かつ、相互干渉が起こらないように、原則として分離して独立性を持たせる。すなわち、系統分離を考慮した配置とすることにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないよう、可能な限り電氣的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。

検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。
各トリップ系の論理回路は、盤内で独立して設ける。

添付書類八の下記項目参照

6. 計測制御系

方針 3.2. 安全保護系の故障時の機能

安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断及びその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計である。

適合のための設計

安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断に対してフェイルセーフまたは故障と同時に現状維持の設計とすることにより、最終的に安全な状態に落ち着くようにする。具体的には次のような設計とする。

- (1) 制御棒駆動機構に電源喪失や電線回路の断線が起これば、制御棒は自動的に落下するようにする。
- (2) 原子炉スクラム用遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧によりスクラム用遮断器が作動するようにする。
- (3) 安全保護系の論理回路は2系列で構成し、実用上可能な限り、電氣的にも物理的にも分離させる。たとえば、単一故障が起こっても、残りの系列でその機能を果たすようにする。
- (4) 故障と同時に現状維持の場合には同一の機能を持つ他の系統の保護動作が行えるようにする。

添付資料八の下記項目参照

6. 計測制御系

方針 3.3. 安全保護系と計測制御系との分離

安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から分離されている設計であること。

適合のための設計

- (1) 安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブルルート、盤等を原則として電氣的にも物理的にも分離する。
- (2) 安全保護系と計測制御系とで部分的な共用をする場合でも安全性が損なわれないようにする。

安全保護系と計測制御系を相互連絡する場合には、計測制御系あるいは両者に共用されているいかなる機器またはチャンネルの単一故障若しくは使用状態からの単一の取り外しがあっても、安全保護系の多重性、独立性の要求のすべてを満足し、安全保護系の機能が確保されるように、両者を分離する。

そのために信号の分岐箇所には絶縁増幅器を使用し、これを介して計測制御系に信号を伝達することにより、計測制御系側における故障が対応する安全保護系のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器は安全保護系の機器として分類し、信頼性の高いものとする。

添付書類八の下記項目参照

6. 計測制御系

方針 34. 安全保護系の試験可能性

安全保護系は、原則としてその機能を原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。

適合のための設計

安全保護系は、計測チャンネル並びに論理回路トレイン（原子炉スクラム用遮断器を含む）の試験が、原子炉の運転中も原子炉の正常な運転に影響を与ることなく行えるような構成とする。試験は計測チャンネルと論理回路トレイン（原子炉スクラム用遮断器を含む）に分けて行い、おのこの模擬信号を入力することによりその動作を確認する。

各計測チャンネル、各論理回路トレイン、各原子炉スクラム用遮断器、各工学的安全施設作動リレーは、相互に実用上可能な限り電氣的にも物理的にも分離して独立性を持たせ、一方が試験中でも残りの系統、装置により保護機能が果たせるように設計する。

（ 添付書類八の下記項目参照 ）
6. 計測制御系

方針 35. 原子炉冷却材バウンダリの機能

原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩、または破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。

適合のための設計

原子炉冷却材バウンダリとなる配管、機器は、高温のナトリウム環境のもとで使用することを考慮し、原子炉施設の寿命を通じて高い信頼性を得るように適切な材料選択を行うとともに、適切な規格、基準に基づいて、設計、製作、据付、検査を行い、高い品質にする。

原子炉冷却材バウンダリの材料には高温強度ナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用することから、破損の可能性は極めて小さい。

さらに、プラントの安全な運転を継続するために、原子炉容器内に材料の試験片を挿入するなどして、未然にバウンダリの破損に至る可能性を検出し、予防措置を図る。

また、原子炉の運転開始後、安全上問題がないことを確認するために、供用期間中に、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確認するための検査が行えるよう考慮した設計とする。

〔 添付書類八の下記項目参照 〕

5. 原子炉冷却系

方針 36. 原子炉冷却材バウンダリの健全性

原子炉冷却系及びその関連補助系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保できる設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時にその機能を失うことがないように、設計、製作、据付、検査を通じて高い品質を保持するとともに、運転条件に対して、十分な余裕をもって耐え得るように設計する。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保するためには、熱的過渡変化をできるだけ緩和する配慮が必要であり、次のような設計とする。
 - (i) 通常の起動・停止時において、昇温・降温速度を制限し運転する。
 - (ii) プラント出力運転時には、原子炉容器入口ナトリウム温度一定の制御とする設計とする。
 - (iii) 原子炉スクラム時の負荷の急減に対しては、1次、2次主冷却系循環ポンプをトリップし、1次系は低回転数のポニーモータに引継ぎ、2次系は自然循環で除熱する設計とする。
 - (iv) 運転時の異常な過渡変化時及び事故時に対しても適切な安全保護系及び計測制御系の作動により熱的過渡変化を緩和する設計とする。

上記のような配慮に基づき、原子炉容器、1次主冷却系中間熱交換器等の原子炉冷却材バウンダリを構成する配管、機器については、プラント寿命中想定される回数 of 予想される運転状態において生じると考えられる熱荷重、地震荷重等の必要な組み合わせに対して、十分な強度を有することを詳細設計における解析により確認する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 37. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩検出

原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管は、2重構造とし、2重層間にナトリウム漏洩検出器を設置し、それら機器、配管からの冷却材の漏洩を速やかに検出できる設計とする。ナトリウム漏洩検出器としては機器、配管の構造、形状等を勘案し、通電式のナトリウム漏洩検出器を設ける。
2重層間の中空部分を満たしている窒素ガス系によって外層の破損検査を行う。
- (2) 1次主冷却系室には、ナトリウムの漏洩等による雰囲気の異常を検出するため、放射線モニタ、圧力計、温度計を設置する。
- (3) 上記の漏洩検出器に加えて、原子炉容器液面計、オーバーフロータンク液面計、原子炉格納容器床上放射線検出器等を設置し、ナトリウム漏洩が生じた場合にはこれを確実に検出できるようにする。

添付書類八の下記項目参照

5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系

方針 38. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止

原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じさせない設計であること。

適合のための設計

原子炉冷却材バウンダリの材料としては、延性に富み、脆性的挙動を示さないステンレス鋼を使用する。

原子炉容器は高速中性子照射による材質変化を制御するために、内部に十分な中性子遮蔽を施す設計とする。

また、設計、製作、据付、検査にわたる一貫した品質管理を行う。

さらに、ナトリウム漏洩検出器を設置する等により、万一ナトリウムの小漏洩が発生しても早期にこれを検出して適切な処置ができるようにする。

材料の高温における挙動については、構造設計の中で十分に考慮されているが、ナトリウムの環境効果（腐食、質量移行など）などについても、実験データを取り入れて設計の評価を行う。

さらに、材料の試験片を原子炉容器内に挿入するなどのサーベイランス計画を立案実施する。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系

方針 3.9. 原子炉冷却材の確保

原子炉冷却材バウンダリとそれに付属した機器、計測制御系、安全保護系は、原子炉冷却材バウンダリからの冷却材の漏洩があった場合でも、原子炉の冷却を行うのに十分な原子炉冷却材を確保することのできる設計であること。

適合のための設計

原子炉冷却材バウンダリで万一冷却材漏洩があった場合においても、1次主冷却系の循環に支障をきたすことなく安全に炉心の冷却が行えるように、原子炉容器内の液位が保持されるように設計する。そのために次のような対策を行う。

- (1) 1次主冷却系配管の破損が如何なる場所で発生しても炉心が露出しないように安全容器、サイホンブレイカー等を設ける。そのために安全容器の空間の体積を制限する。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリを構成する配管、機器は、ナトリウム漏洩時のバックアップ及び漏洩検知のため2重構造とする。
- (3) 補助冷却系の原子炉容器貫通部は、1次冷却系出口配管より高い位置に設ける。
- (4) 温度変化による1次冷却材の体積変化に対しては、適切な汲上流量及び貯留容量を有するオーバーフロー汲上げ系により、原子炉容器内液位が過度に低下するのを防止する設計とする。
- (5) 1次冷却系に接続された充填ドレン管等については、2重管にすることにより、原子炉容器内液位が過度に低下するのを防止する設計とする。

添付書類八の下記項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 原子炉冷却系
6. 計測制御系

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

方針 40. 原子炉カバーガス等のバウンダリ

原子炉カバーガス等のバウンダリは、異常な原子炉カバーガスの漏洩、または破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。

適合のための設計

原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得るよう、適切な材料選択、耐震設計、シールの多重化を行う。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 原子炉冷却系
- 10. その他の設備

方針 4 1. 中間冷却系

- (1) 中間冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却系からの熱を確実に水・蒸気系あるいは冷却空気に伝達できる設計であること。
- (2) 中間冷却系は蒸気発生器伝熱管からの水漏洩が生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能が失われることがないように考慮された設計であること。
- (3) 中間熱交換器伝熱管の破損が生じた場合でも、原子炉冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計であること。
- (4) 中間冷却系には、原子炉冷却材と化学反応を起こさない冷却材を使用すること。

適合のための設計

- (1) 1次主冷却系の2系統に対応し、2次主冷却系を2系統設ける。
通常運転時には、回転数可変の主モータによる1次及び2次主冷却系循環ポンプ運転を行い、1次主冷却系から2次主冷却系に伝えられた熱を空冷式主冷却器を介して大気に伝達できる設計とする。
また、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても、原子炉が自動停止された後は、ポニーモータにより1次主冷却系循環ポンプの運転を行い、炉心の破壊熱及び他の残留熱は1次主冷却系、2次主冷却系を用いて除去される設計とする。
- (2) 本原子炉施設は蒸気発生器を設けていない。
- (3) 2次主冷却系は、1次主冷却系との境界となる中間熱交換器において、1次主冷却系より高圧に維持し、万一、中間熱交換器伝熱管に破損が生じても、1次冷却材が2次冷却材中に漏れ出すことのないように設計する。
- (4) 2次冷却系にはナトリウムを使用する。

(添付書類八の下記項目参照)
5. 原子炉冷却系

方針 4.2. 崩壊熱及び他の残留熱の除去

- (1) 崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、また原子炉冷却材バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であること。
- (2) 崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉冷却材漏洩事故を含む想定される事故に対して、燃料の重大な損傷を防止できる設計であること。

適合のための設計

- (1) 炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、原子炉の通常停止直後においては、1次主冷却系、2次主冷却系を経て、空冷式冷却器により、大気に伝達することによって、熱除去を行う。また、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の原子炉停止時には、核分裂生成物の崩壊熱及び他の崩壊熱は、1次主冷却系を経て、2次主冷却系の空冷式主冷却器によって大気に伝達され、原子炉冷却材バウンダリの健全性を損なうことなく、原子炉を低温停止状態に移行できる設計とする。

1次主冷却系で炉心冷却ができなくなった場合には、補助冷却設備により崩壊熱及び他の残留熱を除去する。補助冷却設備は、1系統から構成し、動的機器は、非常用電源に接続する。

- (2) 1次冷却系配管はすべて2重管にし、内管破損によるナトリウム流出が生じても外管によって格納する設計とする。

また、1次主冷却系配管の破損が如何なる場所でも起こっても炉心が露出しないように安全容器、サイホンブレイカー等を設ける。安全容器はそのために空間容積を制限する。

さらに、1次主冷却系及び2次主冷却系は、自然循環により核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できるよう設計する。

(3) 原子炉容器室において、想定される事故時において、遮蔽コンクリート冷却系は、崩壊熱及び他の残留熱の除去に十分な除熱機能を有する。

以上のように崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は高い信頼性を持った除熱機能を有する設計とする。

添付書類八の下記項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 5. 原子炉冷却系

方針 4.3. 冷却水系

冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、安全上重要な構築物等の全熱負荷を最終的な熱の逃し場に確実に伝達できる設計であること。

適合のための設計

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時、原子炉で発生した熱は、空冷式主冷却器を経て最終的な熱の逃がし場である大気へ放出されるか、または補助冷却設備を経て大気に放出される。その他の安全上重要な構築物、系統及び機器の冷却水系として、補機冷却設備を設け冷却塔から大気へ放出される設計とする。

補機冷却設備は、原子炉補機等を冷却する設備であり、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、燃料貯蔵プール冷却系、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等から熱を除去する設計とする。

これらの冷却水系は、多重性を持つとともに動的機器は非常用電源にも接続する。

添付書類八の下記項目参照

- 9. 原子炉格納容器
- 10. その他の設備

方針 4.4. 格納容器の機能

1. 格納容器は、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある事故に対し、その事故により生じる温度と圧力に耐え、かつ、出入口及び貫通部を含めて所定の漏洩率を超えることがないような設計であること。
2. 格納容器は、定期的に所定の圧力で格納容器全体の漏洩率試験ができる設計であること。
3. 格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏洩率試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉格納容器は、想定される事故のもとでの圧力、温度に耐え、格納容器ハウジングの健全性を保つように設計する。また、前記の圧力、温度条件下においても、原子炉格納容器の漏洩率を許容値以下に保つように設計する。これらの性能は原子炉格納容器の製作時に、耐圧試験、漏洩率試験により確認する。
- (2) 原子炉格納容器は、全体漏洩率が許容値を超えないことを確認するために必要に応じて全体漏洩率試験ができるようにする。
- (3) 原子炉格納容器の貫通部のうちベローズを用いてシールする配管貫通部及び電線、エアロック等の貫通部は、個々に、あるいは小群にまとめて漏洩率試験ができるように設計する。

添付書類八の下記項目参照

9. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策
2. 安全評価

方針 45. アニュラス浄化系

アニュラス浄化系は、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある事故時等において環境に放出される核分裂生成物及びその他の物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。

適合のための設計

- (1) 非常用換気設備は原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある事故時において原子炉格納容器からの漏洩気体中に含まれるよう素等を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。すなわち、原子炉格納容器から漏洩した放射性物質を直接外気へは放出させず、フィルタ装置を通して排気筒へ導くことが可能なようにする。

そのために、原子炉格納容器の外周にコンクリート遮蔽壁を設けて原子炉格納容器との間にアニュラス部を形成し、アニュラス部排気系用排風機を設け負圧を維持する。

非常用換気設備は信頼性の高いものとするため、下記のような設計上の考慮をする。

- (1) 本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用所内電源系から給電して十分その機能を果たせるように設計する。
- (2) 重要な機器の定期的な試験が可能なようにする。動的機器については定期的作動試験が可能なようにする。

添付書類八の下記項目参照

9. 原子炉格納施設

添付書類十の下記項目参照

1. 事故対策

2. 安全評価

方針 4.6. 格納容器バウンダリの破壊防止

格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

適合のための設計

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、格納容器バウンダリが脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、切欠じん性を考慮した材料の選択、設計及び製作に留意するものとする。

原子炉格納容器本体及び貫通部等は最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験または落重試験を行い、規定値を満足した材料を使用する。

{ 添付書類八の下記項目参照 }
9. 原子炉格納施設

方針 4.7. 格納容器を貫通する配管系

1. 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有するとともに、ベローを有する配管貫通部は、漏洩検出または漏洩試験ができる設計であること。
2. 格納容器を貫通する配管系に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認できる設計であること。

適合のための設計

- (1) 原子炉格納容器を貫通する配管系は、想定される事故のもとでの圧力、温度条件に耐え得るように設計する。また、前記の圧力、温度条件においても、原子炉格納容器全体からの漏洩率を許容値以下になるように設計する。ベローを有する配管貫通部は、テスト・タップを取り付け、個々にあるいは、小群にまとめて漏洩率試験が可能なように設計する。
- (2) 原子炉格納容器を貫通する配管系に設けられた隔離弁は、定期的な動作試験ができるように設計する。また、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認するための漏洩率試験が実施できるようにテスト・タップを設ける。

添付書類八の下記項目参照

9. 原子炉格納施設

方針 4.8. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁

- 1 原子炉冷却材バウンダリに連絡するか、または格納容器内に開口し、格納容器を貫通している各配管は、事故時に必要とする配管および計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。
 - (1) 原則として格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を設けること。
 - (2) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること。
 - (3) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。
- 2 原則として、格納容器内側または外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計であること。

適合のための設計

原子炉格納容器を貫通する配管には、以下に示す方針で隔離弁を設け、格納容器バウンダリを構成する。

- (1) 原子炉格納容器内に開口部を有する配管には、下記の(3)に該当するものを除き、次の事項を満足する隔離弁を設ける。
 - (i) 原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の隔離弁を設ける。

この隔離弁は原則として自動隔離弁、ロック付閉鎖弁又は事故時に十分な隔離機能を発揮するよう考慮された逆止弁を使用する。
 - (ii) 隔離弁は実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設ける。
 - (iii) 自動隔離弁の駆動動力源は多重性を持たせ、駆動動力源の単一故障を想定しても所定の隔離機能が失われないようにする。
- (2) 原子炉格納容器内に開口部を有さない配管には、下記の(3)、(4)に該当するものを除き、原子炉格納容器の内側又は外側の実用上可能な限り原子炉格納容器に接近した位置に、自動隔離弁を1個設置する。

(3) 下記の配管には隔離弁を設置しないものとする。

2次主冷却系配管

(4) 原子炉格納容器を貫通する計装配管のような特殊な細管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

添付書類八の下記項目参照

9. 原子炉格納施設

方針 4.9. 核燃料の貯蔵及び取扱い

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の事項を満足する設計であること。
 - (1) 安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができること。
 - (2) 貯蔵設備及び取扱設備は、適切な格納系及び雰囲気浄化系を有すること。
 - (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。
 - (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
 - (5) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の事項のほか、次の事項を満足する設計であること。
 - (1) 貯蔵設備は、残留熱を十分に除去できる冷却設備及びその浄化系を有すること。
 - (2) 貯蔵設備の冷却材保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏洩検知を行うことができること。
 - (3) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも、損傷するおそれがないこと。
 - (4) 取扱設備は、取扱い中の燃料の温度が著しく上昇することを防止できること。

適合のための設計

1. 核燃料の貯蔵及び取扱設備は、核燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いを安全、かつ、確実にを行うことができるよう次の方針により設計する。
 - (1) 核燃料の貯蔵及び取扱設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができるように設計する。
 - (2) 貯蔵設備は、適切な格納系と雰囲気浄化系を有する区画として設計する。

使用済燃料を収納する機器は、気密性を有する設計とし、燃料が取扱われる部屋の雰囲気の排気は、排気フィルタユニットを通した後、排気筒から排出する設計と

する。燃料出入設備内の気相部より建物への漏洩率は0.3%/d以下となるような設計とする。

- (3) 新燃料の貯蔵容量は、燃料の交換時に必要とする燃料を考慮し、新燃料貯蔵ラックに2炉心分の容量を有し、使用済燃料の貯蔵容量は水冷却池に約12炉心分の容量を有するように設計する。
- (4) 燃料集合体を取扱う通路及び、吊上げ駆動系は、予想される変形状態でも取扱い中の燃料集合体を落下させることのないように十分考慮した設計とする。
- (5) 新燃料及び使用済燃料の取扱及び貯蔵設備は、従業員の被曝を合理的に達成できる限り低くするように設計する。

使用済燃料を取扱う機器は、内部の汚染流体が運転員の立入領域に波及することを最小限に抑制するように設計する。

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、以下のように設計する。

- (1) 水冷却池設備は、貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

水冷却池水を必要な純度に維持するために、水浄化系を設ける。

- (2) 使用済燃料を貯蔵する水冷却池は、冷却材の保有量が著しく減少することを防止するため、耐震性を考慮した設計とするとともに、ドレン配管等は冷却材の著しい減少を引起こすことのない設計とする。

使用済燃料を貯蔵する水冷却池には、水位警報、漏洩検出装置等を設置し、万一漏洩が生じても早期に検知できる設計とする。

- (3) 水冷却池は燃料集合体の取扱中に万一落下を想定しても著しい冷却材の減少を引起こすような損傷を避けるように設計する。
- (4) 取扱中の燃料の温度は、通常650℃以上に上昇することのないような設計とする。

原子炉容器内では、燃料は常にナトリウム中で取扱われ、ナトリウムは冷却の役割を果たす。

炉内燃料貯蔵ラック、トランスファロータ間では燃料はナトリウム入り燃料移送ポットで取扱う。冷却系は燃料移送ポットを冷却して、取扱中の燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

トランスファロータ、燃料洗浄設備では、燃料はガス中で取扱う。冷却系は取扱

中の燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

洗浄後は、缶詰に水を充填し、取扱中の燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

燃料移送ポットを取扱う設備の冷却系のうち、冷却用ブローは多重性を考慮した設計とし、非常用所内電源系より給電できる設計とする。

燃料移送ポットを取扱う設備は、地震時でも冷却機能を喪失しない設計とする。

添付書類八の下記項目参照

4. 燃料取扱及び

貯蔵設備

8. 遮蔽及び

放射線管理施設

10. その他の設備

添付書類十の下記項目参照

4. 原子炉施設内外の

放射線モニタリング

方針 50. 核燃料の臨界防止

核燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、幾何学的な安全配置、または他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。

適合のための設計

核燃料の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵設備、炉内燃料貯蔵ラック及び冷却池設備を設ける。

水冷却池の貯蔵ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、容量いっぱい燃料を収容しても実効増倍率は、0.95以下であるように設計する。

また、炉内燃料貯蔵ラック及び水冷却池の貯蔵ラックは、地震時にラックが破損しないように耐震Aクラスで設計し、燃料集合体が互いに接近しないようにする。

新燃料を貯蔵する新燃料貯蔵設備収納管は、燃料集合体の間隔を十分にとって、ガス中に新燃料を貯蔵する。新燃料貯蔵設備収納管は浸水することがないような配置とするが万一純水で満たされたとしても、実効増倍率は、0.95以下になるように設計する。

さらに、実効増倍率が最も高くなるような密度の水分雰囲気で満たされたと仮定としても臨界未満であることを確認する。

燃料取扱設備は、燃料集合体を1体ずつ取扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

尚、燃料交換時、制御棒交換のため、制御棒を1本引抜いても残りの制御棒により炉心を十分未臨界にできるような設計とする。

添付書類八の下記項目参照

4. 燃料取扱及び

貯蔵設備

方針 51. 核燃料取扱い場所のモニタリング

核燃料の取扱い場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できるとともに、その事態を適切に従事者に伝えるか、または自動的に対処できる設計であること。

適合のための設計

使用済燃料を貯蔵する水冷却池には、冷却材の漏洩監視のため、漏洩検出器を設ける。

また、冷却材液位監視のため、液位低警報を設け、現場制御室及び中央制御室に警報を発する設計とする。

使用済燃料を貯蔵する設備の冷却系及び純化系の運転状況は、燃料取扱現場制御室で監視できるようにする。

核燃料の取扱場所には周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設けてガンマ線、中性子線の監視を行い、過度の放射線レベルに達した時は中央制御室に警報を発する設計とする。また、必要に応じアルファ線の監視を行う。

添付書類八の下記項目参照

4. 燃料取扱及び
貯蔵設備

8. 遮蔽及び
放射線管理施設

添付書類九の下記項目参照

4. 原子炉施設内外の
放射線モニタリング

方針 5.2. 放射性気体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な濾過、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計

放射性廃棄物による周辺環境への影響を、通常運転時はもとより、炉心燃料要素数の2%が破損している状態で運転を継続しても、十分に許容線量以下に抑えることができるように設計する。

そのため、放射性気体廃棄物の処理に関しては次のような設計を行う。

- (1) 1次系アルゴン廃ガスと燃料取扱系廃ガス等は、廃ガスフィルタを通過後、放射能濃度を測定し、規定濃度以下であることを確認後廃ガスフィルタを通じ、排気筒より大気中へ放出する。規定濃度以上の場合は、廃ガス貯留タンクに貯蔵する。
- (2) 貯留ガスの減衰程度は、モニタによる測定あるいはサンプリング機構により試料を採取測定し、規定濃度以下に減衰したことを確認してから廃ガスフィルタを通じ、排気筒より大気中へ放出する。

添付書類八の下記項目参照

7. 廃棄物処理施設

10. その他の設備

添付書類九の下記項目参照

6. 気体廃棄物処理

方針 53. 放射性液体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な濾過、蒸発処理、脱塩、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計

放射性廃棄物による周辺環境への影響を、通常運転時はもとより、炉心燃料要素数の2%が破損している状態で運転を継続しても、十分に許容線量以下に抑えることのできるように設計する。

そのため、放射性液体廃棄物の処理に関しては次のような設計を行う。

- (1) 放射性ナトリウムを含有する液体廃棄物は、廃棄物処理建物において中和処理し、原研大洗研究所廃棄物処理施設に移送、処理し、処理済液の放射性物質濃度を合理的に達成できる限り低減する。
- (2) 洗濯廃液等（低レベル）の液体廃棄物は、凝集沈澱を行い、処理廃液の放射性物質濃度を合理的に達成できる限り低減する。
- (3) 液体廃棄物処理設備からの放出液は、試料採取分析を行って放射性物質の濃度が許容値より低いことを確認したのち、放出する。
- (4) 濃縮廃液は、廃棄物処理施設にてガラス固化し、ドラム詰して管理する。
- (5) 液体状の放射性廃棄物を取扱う系統及びこれに関連する施設は、これらの施設からの放射性廃液の漏洩防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計とする。

添付書類八の下記項目参照

7. 廃棄物処理施設

10. その他の設備

添付書類九の下記項目参照

7. 液体廃棄物処理

方針 5.4. 放射性固体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、遮蔽、遠隔操作によって、従事者の被曝線量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計

固体廃棄物は各々の種類に応じて、ドラム詰、梱包等の処理を行い、固体廃棄物の格納貯蔵施設に保管する。

また、固体廃棄物処理系はドラム詰め等の操作に際し、従事者の放射線被曝を、合理的に達成できる限り低くするように、十分な遮蔽を行うとともに、遠隔操作が可能な設計とする。

尚、使用済の制御棒集合体等は、放射能を減衰させるため、水冷却池設備に貯蔵する。

添付書類八の下記項目参照

7. 廃棄物処理施設

添付書類九の下記項目参照

8. 固体廃棄物処理

方針 5.5. 固体廃棄物貯蔵設備

固体廃棄物貯蔵設備は、原子力発電所の運転に伴い発生する固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計

固体廃棄物を貯蔵する格納貯蔵施設は、原子炉施設敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減させるよう、遮蔽設計を行う。

また、貯蔵容量に関しては、定常運転時の1年分の発生量を貯蔵できる容量を有する。その後、減容保管等の処理を行う場合は、日本原子力研究所大洗研究所廃棄物処理施設で行う設計とする。

添付書類八の下記項目参照

7. 廃棄物処理施設

添付書類九の下記項目参照

8. 固体廃棄物処理

方針 56. 放射線防護

原子力発電所は、従事者の作業性等を考慮して、従事者が立入場所において必要な放射線被曝を受けないように、遮蔽、機器の配置、放射性物質の漏洩防止、換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計

- (1) 本施設は、通常運転時、燃料取替時及び保守補修時等において、原子炉施設従業員及びその他の作業員が受ける外部被曝線量が法律で定められた許容値より十分低くなるように遮蔽を行う。

従業員に対しては、無用、不測の放射線被曝を防止するために、管理区域を設定して立入の制限、作業時間の規制等を行う。

- (2) 放射性物質濃度の高い液体及び気体は可能な限り、系外へ放出しない設計とする。

また、万一の漏洩が生じた場合でも、汚染が拡大しないように機器を独立した区画に配置する等の対策を施し漏洩の拡大防止、早期発見が可能な設計とする。

- (3) 換気系は、運転員が常駐あるいは頻繁に立入る中央制御室及び通路等の立入り頻度の高い区域等は、適切な換気回数を確保して、施設内の環境の浄化につとめる。

添付書類八の下記項目参照

8. 遮蔽及び

放射線管理施設

10. その他の設備

添付書類九の下記項目参照

2. 放射線管理の考え方

方針 57. 放射線管理施設

原子力発電所は、従事者を放射線から防護するために、放射線被曝を十分に監視及び管理するための放射線管理設備を設けた設計であること。

また、これらの管理施設は必要な情報を制御室または適当な管理場所に、通報できる設計であること。

適合のための設計

従事者及び管理区域に立入る者の被曝管理ができるようにするため、放射線管理室、汚染検査室を設ける。

施設内の放射線監視のため、固定モニタを設け、中央制御室内で記録、指示を行い、放射線レベル設定値を超えたときは警報を発するようにする。

プルトニウム燃料を取扱う場所等必要な箇所においては、ガンマ線のほか中性子線、アルファ線についても測定監視ができるように設計する。

また、従事者が特に頻繁に立入る箇所について、定期的及び必要のつど、サーベイメータによる外部放射線量率の測定を行う。また、必要に応じて空气中放射性物質濃度及び床表面等の表面汚染密度をサンプリングにより測定する。

添付書類八の下記項目参照

8. 遮蔽及び

放射線管理施設

添付書類九の下記項目参照

4. 原子炉施設内外の

放射線モニタリング

原子力発電所は、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であること。

- (1) 格納容器雰囲気
- (2) 放射性物質の放出経路
- (3) 原子力発電所の周辺

適合のための設計

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時における施設敷地周辺の放射線を監視するため、プロセスモニタリング設備及び野外管理用モニタリングポストを設置し必要箇所をサンプリングできる設計とする。

尚、事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針について」を参考とした設計とする。

- (1) 原子炉格納容器雰囲気のモニタリングは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時には原子炉格納施設内エリアモニタによって連続的に行い、事故後は、原子炉格納容器内放射線量率を原子炉格納施設内γ線エリアモニタによって連続的に知ることのできる設計とする。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の放射性物質の放出経路となる排気筒及び排水管並びに事故時の放出経路となる排気筒にはモニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングができる設計とする。
- (3) 施設の周辺監視区域境界付近には、空間線量率を監視するために、固定モニタを設置し、さらに、環境試料の分析等により放出放射能を監視する。

また、事故時には、固定モニタ及びモニタリングカーにより、空間線量率及び空气中の放射性物質の濃度を測定する。

排気の放出管理及び一般気象データ収集のため、施設敷地内で気温、風向、風速、降雨量、日射量等を連続監視し、中央制御室で記録を行う。

添付書類八の下記項目参照

7. 廃棄物処理施設
8. 遮蔽及び

放射線管理施設

添付書類九の下記項目参照

2. 放射線管理の考え方
4. 原子炉施設内外の
放射線モニタリング

4.1.2 「10.14 燃料性能実験設備」

10.14 燃料性能実験設備

10.14.1 概 要

燃料性能試験は、高速増殖炉用燃料の開発のために、下記のデータを取得することを目的とする。

- (イ) 高速中性子束、高温ナトリウム流動下での照射挙動に関するデータを取得する。
- (ロ) 高燃焼度試験においては、試験用集合体に装荷した試験用要素を設計燃焼度（最高約130,000MWd/t）を越えて、試験用要素の被覆管が開孔するまで照射し、要素被覆の燃焼に関する寿命限界を把握するためのデータを取得する。尚、試験は試験用要素の最高燃焼度が約200,000MWd/tを越えて行うことはない。
- (ハ) 高線出力試験においては、試験用集合体に装荷した試験用要素をその過出力因子を含む不確かさを考慮しない設計公称線出力において試験用要素を部分的に溶融させ、燃料要素の溶融限界に関するデータを取得する。

10.14.2 安全設計方針

- (1) 被覆管の開孔を目的とする試験用要素を除く試験用集合体の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線等を有するとともに輸送及び取り扱い中に過度の寸法変化を生じない設計であること。

試験用集合体を構成する材料の物理的及び化学的性質を保持するため、被覆管の開孔を目的とする試験用要素を除く試験用集合体の設計を、許可されているB型特殊燃料集合体と同等に行う。尚、試料の一部の溶融を目的とする試験用要素については、試料の溶融発生に起因する諸事象の効果を考慮してもその被覆管が破損しないように、試料と被覆管間のギャップ、試料部密度、冷却材流量等を適切に設定する。

また、被覆管内圧の増加によるクリープ破損を防止するため、高線出力試験用要素の燃焼度は十分低いものを用いる。

(2) 被覆管の開孔を目的とする試験用要素の構造及び材料は、計画的な要因及び予想し得る要因以外の要因による破損に対する考慮が必要であること。

試験用要素に装填される被覆管の開孔を目的とした試験用要素が、「計画的な要因及び予想し得る要因以外の要因」によって破損することを防止するため、その材料及び構造は、許可されている特殊燃料要素と同等のものとする。

(3) 試験用集合体は、試験の実施に伴って生ずる事象を考慮しても、周辺公衆及び従事者の放射線被曝を実用上可能な限り低減するために定められた「常陽」における気体廃棄物処理施設及び放射線管理施設の設定値に変更を生じない設計であること。

被覆管の開孔に伴って放出される核分裂生成物等による周辺公衆及び従事者の放射線被曝の増大を抑制するため、試験用集合体に装填される被覆管の開孔を目的とした試験用要素の数量を試験用集合体1体当たり最大6本とし、かつ、その試験用集合体の炉心装荷量が最大2本となるように制限する。

(4) 試験用集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、試験用要素の被覆管の開孔に起因して隣接する試験用要素が破損しない設計であること。

被覆管の開孔に起因して隣接する試験用要素が破損することを防止するため、1本のコンパートメントに装填する被覆管の開孔を目的とした試験用要素の数量を1本に制限し、その周辺に装填する予備試験用要素は、燃焼度の低いものを用いる。さらに、被覆管の開孔を目的とした試験用要素から放出される核分裂生成ガス等の影響を考慮しても、同一のコンパートメント内の予備試験用要素の冷却能力を喪失することのない冷却材流路構造及び冷却材流量を確保する設計を行う。

(5) 試験用集合体は、その異常または故障によって原子炉の安全を損なわないことに対する考慮が必要であること。

試験用集合体は設計、製作、検査を通じて高い品質を保持するとともに、試験用集合体の異常または故障の想定事象により、原子炉の安全性を損なわないような設計とする。

(6) 試験用集合体は、「常陽」の冷却材及びカバーガス中の核分裂生成物濃度をそれぞれ監視する機能を有する遅発中性子検出法及びプレシピテータ法による燃料破損検出設備において、試験用要素の被覆管の開孔に伴って放出される核分裂生成物を確実に検出できるよう配慮した設計であること。

試験用要素の被覆管の開孔に伴って放出される核分裂生成物が、確実に燃料破損検出設備の検出体系に到達し得ることを担保するため、試験用集合体を通過する冷却材が当該集合体内部に滞留することのない流路構造とし、かつ十分な冷却材流量を確保するように設計する。

(7) 試験用集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であること。

有意な反応度変化が発生する可能性が考えられるのは、高線出力試験における溶融した試料の軸方向移動によるものである。これによる炉心に与える反応度変化量が過大とならないように設計する。

10.14.3 高線出力試験

(1) 高線出力試験の概要

高線出力試験は、試験用要素をその過出力因子を含む不確さを考慮しない設計公称線出力において試料が部分的に溶融することに関する種々のデータを取得することを目的としている。このため、本試験においては、各種不確さを考

慮せず、試験用要素の設計を行うことから、照射試験において、部分的な溶融が生じる可能性がある。

しかし本試験を行うに当たり、試験用要素の設計法、試験の実施条件、原子炉の運転法を適切に行うことにより試料の溶融が生じても部分的に限定し、試験用要素の被覆管の健全性を確保するものとする。

(2) 高線出力試験設備

i) 試験用要素

本試験に用いる試験用要素の構造を第10.14.1図及び第10.14.1表に示す。

試験用要素は試料の温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪を制限することにより、設計寿命中における健全性を確保する。

このため寿命中、通常運転時において、下記の方針を満足するように試験用要素の設計を行う。

- a. 設計公称線出力において、試料の径方向溶融割合は10%以下となるように設計する。
- b. 試験用集合体の健全性を確保するため、被覆管歪は十分小さくなるように設計する。
- c. 被覆管の内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低くなるように設計する。
- d. 被覆管の各部にかかる応力は、ASME Sec. III基準に準拠して設計する。
- e. 疲労サイクルはクリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

ii) 試験用集合体

本試験に用いる試験用集合体の構造を第10.14.1図及び第10.14.1表に示す。

試験用集合体は、ラッパ管内に6体のコンパートメントを有し、コンパートメント内に各4本の試験用要素を配した2重のクラスター構造となっている。

ラッパ管は上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを有し、炉心燃料集合体と同じ外形を有している。6体のコンパートメント

は、コンパートメント下部支持板及び上部支持板により固定されるが、上部支持板はロックナットにより軸心管にネジ止めされた構造になっており、ロックナットをはずすことにより、上部支持板をはずし、各コンパートメントを容易に引き出せる構造となっている。コンパートメントは、断熱2重壁構造で、内部に試験用要素4本を収納する。コンパートメント内の流量は、下部にあるオリフィスによって設定され、各コンパートメント毎に独立した冷却材温度条件を設定できる。

(3) 高線出力試験条件

高線出力試験は次の通り行われる。

a. 照射条件

燃 焼 度：～0（未燃焼の試料に対し実施）

線 出 力：最大 540 W/cm

被覆管温度：最大 約650℃

冷却材流量：1コンパートメント当たり約230 g/Sec

装 荷 位 置：第2列を想定。炉出力100%以下で炉出力の調整により540 W/cmが達成できるように装荷位置を設定する。

出 力 履 歴：第10.14.2図に示すように出力上昇時間7時間で定格出力とする。

b. 原子炉の停止

原子炉出力100%に達したら、約10分保持した後原子炉は、通常の停止法、制御棒一斉挿入または、スクラムにより原子炉は停止、当該試験用集合体は、原子炉から取り出され、照射燃料集合体試験施設（FMF）に輸送され照射後試験を実施する。

10.14.4 高燃焼度試験

(1) 高燃焼度試験の概要

高燃焼度試験は、試験用要素をその設計燃焼度（最高130,000MW d / t）まで照射し、引続き最高燃焼度約200,000MW d / tまで照射試験を行い、燃料被覆の燃焼に関する寿命挙動を把握するためのデータを取得することを目的としている。すなわち、高速炉燃料の主たる限界は、核分裂生成ガスの蓄積による被覆管の内圧クリープであるが、その設計に含まれる種々の裕度を確認するため、設計燃焼度を超えて照射を行うこととしている。

本試験においては、設計燃焼度を超えての照射中に試験要素の被覆管の開孔を目的とする。開孔が生じた場合の予備試験用要素の破損伝播を防止するため、試験用集合体の構造及び試験時の原子炉運転方法を制限することとしている。また、本試験用要素の年間開孔本数を制限しているため、試験用要素の開孔に伴う外部環境への影響は平常運転時の放射能放出管理目標値を十分下回るものである。

(2) 高燃焼度試験設備

i) 試験用要素

本試験に用いる試験用集合体の構造を第10.14.3図及び第10.14.2表に示す。

試験用要素は試料の温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪を制限することにより、設計寿命中における健全性を確保する。

このため寿命中、通常運転時及び運転時の過渡変化時において、下記の方針を満足するように試験用要素の設計を行う。

- a. 試験用要素の最高温度は、2,680℃となるように設計する。
- b. 試験用集合体の健全性を確保するため、被覆管歪は十分小さくなるように設計する。
- c. 被覆管の内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低くなるように設計する。
- d. 被覆管の各部にかかる応力は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設計する。
- e. 疲労サイクルはクリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

ii) 試験用集合体

本試験に用いる試験用集合体の構造を第10.14.3図及び第10.14.2表に示す。

試験用集合体は、ラッパ管内に6体のコンパートメントを有し、コンパートメント内に各5本の試験用要素を配した2重のクラスター構造となっている。

ラッパ管は上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを有し、炉心燃料集合体と同じ外形を有している。6体のコンパートメントは、コンパートメント下部支持板及び上部支持板により固定されるが、上部支持板はロックナットにより軸心管にネジ止めされた構造になっており、ロックナットをはずすことにより、上部支持板をはずし、各コンパートメントを容易に引き出せる構造となっている。コンパートメントは、断熱2重壁構造で、内部に試験用要素5本を収納する。コンパートメント内の流量は、下部にあるオリフィスによって設定され、各コンパートメント毎に独立した冷却材温度条件を設定できる。

要素支持機構としては、ピンタイロッドの上下端に要素支持具が溶接されており、この支持具により5本の試験用要素がピンタイロッドを包むように保持されている。試験用要素上端は横方向のみの保持であり軸方向の自由膨張を妨げない。ピンタイロッド最上端には、つり輪が取り付けられており、上部キャップ部を切断後、つり輪を把んで引き抜くと、タイロッドと試験用要素が一緒に引き抜ける構造となっている。

試料要素のスペーシング方式は、照射済のかなり大きな湾曲した試験用試料要素の再装荷上、ワイヤスペーサ方式より優れるグリッドタイプとした。

試験用集合体が2重のクラスター構造となっていることにより、高燃焼度試験に係る試験用要素破損伝播を防止する設計とする。

(3) 高燃焼度試験条件

高燃焼度試験は、次の2つの段階を経て行われる。

① 設計寿命までの照射試験

確性照射試験と同じであり、試験用要素は任意の特殊燃料集合体に装填されている。

② 設計寿命を超える照射試験

れている。

② 設計寿命を超える照射試験

試験用要素被覆管の開孔を目的としているので、万一の破損伝播を防止するため、試験用要素は中間検査を経て高燃焼度試験用集合体に装填されている。

これらの関係を第10.14.4図に示す。①については従来の照射試験と同じであるため、②に関して、その試験法について示す。

a. 試験前の条件

- (イ) 燃料破損検出装置 (FFD) が正常であること。
- (ロ) 試験用要素は高燃焼度試験用集合体に装填されていること。

b. 照射条件

燃 焼 度 : 第10.14.4図に示すように最大200,000MW d / t
を限度とする。

線 出 力 : 最大400W / cm

被覆管温度 : 最大約700℃

冷却材流量 : 1コンパートメント当たり約170g / Sec

装 荷 位 置 : 第2列を想定

c. 試験用要素の被覆管の開孔

プラントは、FFDシステムにより試験用要素の被覆管の開孔の発生が常時監視されている。

FFDの計測値が保安規定で定める運転制限値を超えた場合は、試験用要素の被覆管の開孔とし、原子炉を停止する。

	制 限 値	警 報 設 定 値
DN法	5 × BG	3 × BG
CG法	10 × BG	6 × BG

(BG : バックグラウンド計数率)

d. 試験用要素開孔の同定後の処理

F F Dにより試験用要素の開孔が検出されたら、原子炉は速やかに停止され、開孔した要素を同定した後、当該試験用集合体は原子炉から取り出され、照射燃料集合体試験施設（F M F）に輸送され照射後試験を実施する。

また、この間プラントは、カバーガスのパージを行いカバーガスを清浄に復帰させる。核分裂生成ガス（E Pガス）を含むカバーガスは、放射能強度が所定の値を超えた場合は廃ガス貯留タンクに自動的に貯留される。

e. F Pの大気への放出

廃ガス貯留タンクに貯留されたF Pガスは、許容濃度以下に減衰した後、下記の管理目標値以下になるよう管理され大気に放出される。

希ガス	3.1×10^4	Ci/y
沃素131	4.7×10^{-2}	Ci/y

第10.14.1表 高線出力試験用集合体仕様

(暫定仕様：B型集合体、J12-P021、-P028より)

(1) 高線出力試験用集合体	
形 式	コンパートメント型
ラッパ管形状	正六角形
全 長	2,970 mm
コンパートメント本数	6 本
ラッパ管外対面距離	78.5 mm
ラッパ管内対面距離	74.7 mm
ラッパ管肉厚	1.9 mm
上部パッド部外対面距離	80.3 mm
下部パッド部外対面距離	81.2 mm
(2) コンパートメント	
形 式	断熱二重壁型
形 状	円筒型
全 長	2,172 mm
試料要素数	4 本
要素配列間隔	12.5 mm
二重壁内充填ガス	Ar (70%) + He (30%)
外管外径	26.4 mm
外管内径	25.2 mm
外管肉厚	0.6 mm
内管外径	23.7 mm
内管内径	mm
肉管肉厚	0.5 mm
(3) 高線出力試験用要素	
形 式	ワイヤラッピング型密封式
全 長	1,765 mm
被覆管外径	7.5 mm
被覆管内径	6.7 mm
被覆管肉厚	0.4 mm
ペレット被覆管キャップ (半径)	0.05mm~0.15mm

第10.14.1表 (続 き)

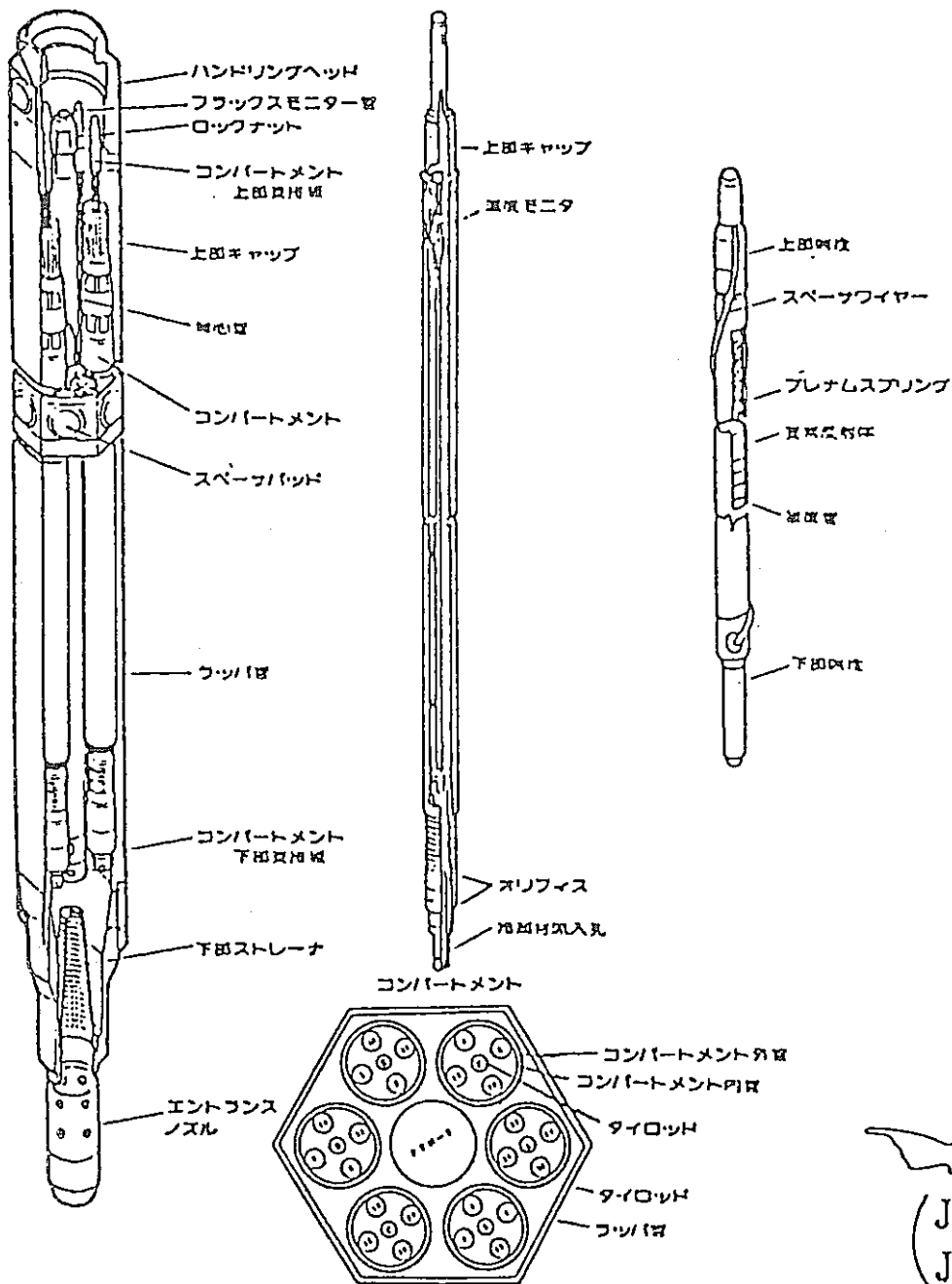
試料長さ	
試料ペレット	550 mm
インシュレータレット (上・下)	8 mm
要素反射体 (上) 長さ	35 mm
要素反射体 (下) 長さ	366 mm
ガスプレナム容積	14.7 cc
ラッピングワイヤ径	1.25 mm
ラッピングピッチ	285 mm
(4) 試料ペレット	
種 類	ウラン・プルトニウム 混合酸化物ペレット
ペレット直径	6.4mm~6.5mm
ペレット高さ	8 mm
ペレット密度	94 %TD
プルトニウム富化度	20 w/o
プルトニウム同位体組成比	72 w/o
ウラン濃縮度	20 w/o
O/M比	1.94 ~ 1.99
揮発性不純物	<100 μ l/g M_{OX}
水分量	< 30 ppm
不 純 物 (total)	<3,000 ppm
(5) インシュレータペレット	
種 類	劣化ウラン酸化物ペレット
ペレット直径	6.5 mm
ペレット長さ	8 mm
ペレット密度	94 %TD
ウラン235含有量	0.2 w/o
ウラン含有量	87.8 w/o以上
O/U比	2.00 ~ 2.02
揮発性不純物	< 50 μ l/g UO_2
水分量	< 30 ppm
不 純 物 (total)	<3,000 ppm

第10.14.2表 高燃焼度試験用集合体仕様

(暫定仕様：B型集合体、J12-P021、-P029より)

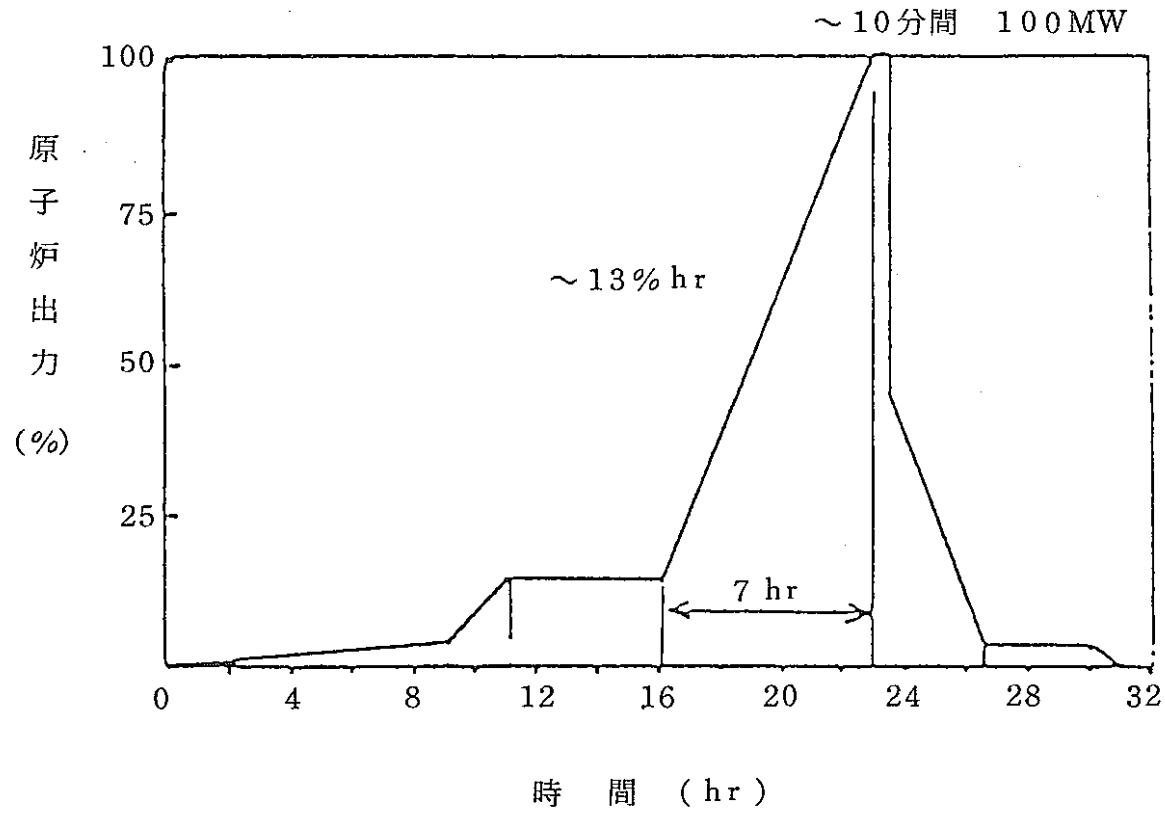
(1) 高燃焼度試験用集合体	
形 式	コンパートメント型
ラッパ管形状	正六角形
全 長	2,970 mm
コンパートメント本数	6 本
ラッパ管外対面距離	78.5 mm
ラッパ管内対面距離	74.7 mm
ラッパ管肉厚	1.9 mm
上部パッド部外対面距離	80.3 mm
下部パッド部外対面距離	81.2 mm
(2) コンパートメント	
形 式	断熱二重壁型
形 状	円筒型
全 長	2,172 mm
試料要素数	5 本
要素配列ピッチ	7.5 mm
二重壁内充填ガス	Ar (70%) + He (30%)
外管外径	26.4 mm
外管内径	25.2 mm
外管肉厚	0.6 mm
内管外接円直径	23.2 mm
内管内接円直径	17.2 mm
肉管肉厚	0.7 mm
(3) 高燃焼度試験用要素	
形 式	ワイヤラッピング型密封式
全 長	1,765 mm
被覆管外径	6.5 mm
被覆管内径	5.56 mm
被覆管肉厚	0.47 mm
ペレット被覆管キャップ (半径)	0.08 mm

試料長さ	
試料ペレット	550 mm
インシュレータペレット (上・下)	8 mm
要素反射体 (上) 長さ	35 mm
要素反射体 (下) 長さ	366 mm
ガスプレナム容積	14.7 cc
ラッピングワイヤ径	1.1 mm
ラッピングピッチ	285 mm
(4) 試料ペレット	
種 類	ウラン・プルトニウム 混合酸化物ペレット
ペレット直径	5.4 mm
ペレット高さ	8 mm
ペレット密度	85 %TD
プルトニウム富化度	30 w/o
プルトニウム同位体組成比	72 w/o
ウラン濃縮度	8 w/o
O/M比	1.97
揮発性不純物	<100 μ l/g Mo x
水分量	< 30 ppm
不 純 物 (total)	<3,000 ppm
(5) インシュレータペレット	
種 類	劣化ウラン酸化物ペレット
ペレット直径	5.4 mm
ペレット長さ	8 mm
ペレット密度	94 %TD
ウラン235含有量	0.2 w/o
ウラン含有量	87.8 w/o以上
O/U比	2.00 ~ 2.02
揮発性不純物	< 50 μ l/g UO ₂
水分量	< 30 ppm
不 純 物 (total)	<3,000 ppm



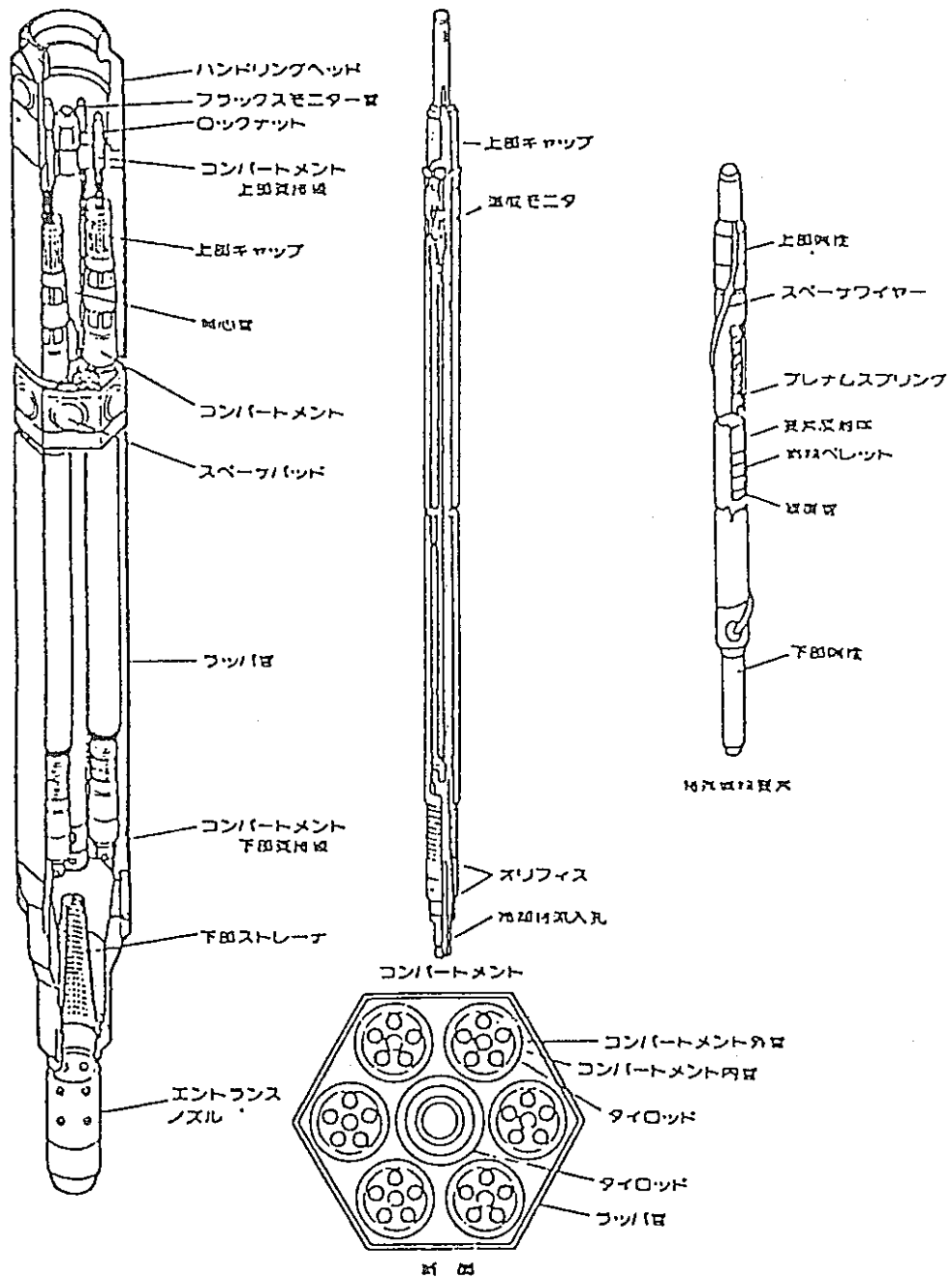
暫定仕様
 (J12-P021)より
 (J12-P028)より

第10.14.1 図 高線出力試験設備

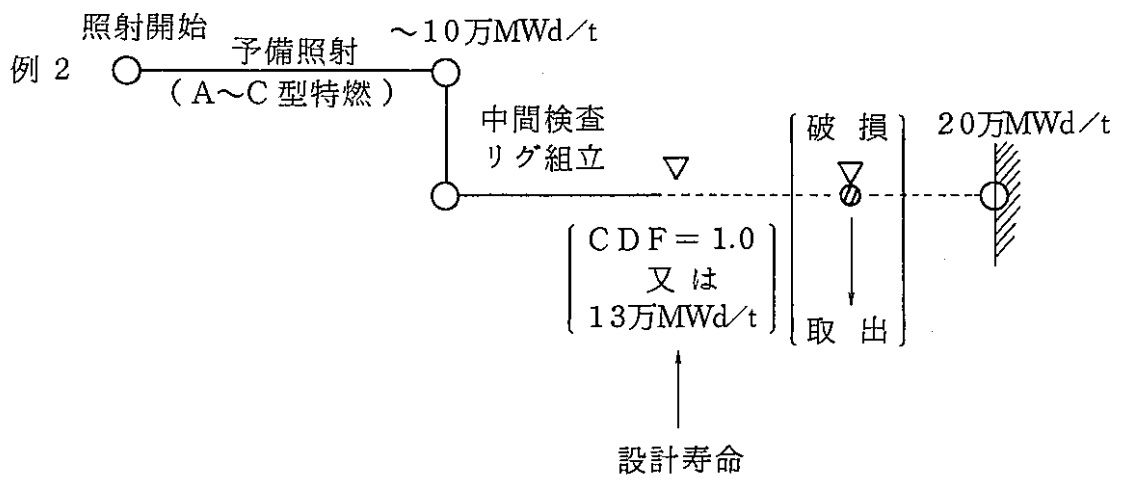
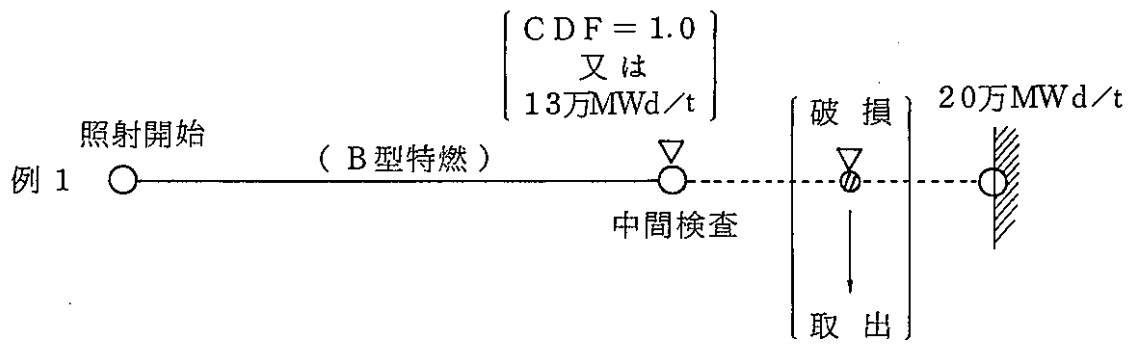


暫定仕様
(J12-PO21)
(J12-PO28)より

第10.14.2図 高線出力試験の方法



第10.14.3 図 高燃焼度試験設備



第10.14.4図 高燃焼度試験の方法

4.2 設置変更許可申請書添付書類十の構成例

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の準用による添付書類十の構成変更案を示す。記載内容は原則として現行申請書を転用する。

注記：本案は構成案について示すものであり、文中の内容、数値、図、表などについてが暫定であり、申請時には見直しが必要。

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 はしがき

本説明書は、本原子炉施設の安全性について評価し、本発電所が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、万一の重大な事故の発生を想定したとしても、工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地外へ多量に放出されるのを防止できること及び技術的には起こるとは考えられない事象の発生を仮定しても、放射性物質の放散が適切に抑制されることを説明するものである。安全性の評価に当たっては、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」⁽⁵⁾に基づき、さらに本原子炉施設の内外で予想される種々の異常の要因並びに異常が生じた後の事象の推移を分析して、各種の代表的事象を選定し評価を行う。

本説明書第2節では、本原子炉施設の運転時の異常な過渡変化時の安全性に対して、また第3節では事故時の安全性に対して評価を行い、それぞれ、その原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について説明し、原子炉施設の安全対策が十分に施されていることを説明する。

尚、運転時の異常な過渡変化とは、原子炉の運転状態において原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障または誤動作若しくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及び、これらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象とする。

また、ここでいう事故とは、前記の運転時の異常な過渡変化を超える異常状態であって発生する可能性は小さいが、万一発生した場合は原子炉施設からの放射能の放出の可能性もあるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

この運転時の異常な過渡変化時及び事故時の安全性を判断する基準は、次の通りである。

(1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

原子炉施設に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態で維持されなければならない。このことを判断する基準は以下の通りである。

- (i) 燃料被覆管がプレナムガスの内圧により破損しないよう、被覆管肉厚中心温度は810℃以下であること。
- (ii) 冷却材が沸騰しないよう、炉心ナトリウム温度は沸点未満であること。
- (iii) 燃料被覆管が燃料溶融により破損しないよう、燃料温度は融点未満であること。
- (iv) 原子炉冷却材バウンダリの温度は、600℃を超えないこと。

炉心に関する判断基準(i)、(ii)、(iii)の内、冷却能力低下型事象については(i)、(ii)が、また、反応度挿入型事象については(i)、(iii)が適用される。これらの基準は、燃料損傷及び燃料損傷に起因する以下の影響を防止することを目的に設定したものである。

- a. プレナムガス内圧による被覆管の機械的な破損の防止
- b. 炉心燃料からの核分裂生成ガス放出による反応度挿入及び隣接燃料被覆管表面からの冷却材の短時間の喪失の防止
- c. 冷却材沸騰による反応度挿入、被覆管の燃損防止
- d. 燃料の溶融による被覆管の機械的破損の防止

判断基準(i)の被覆管肉厚中心温度の基準値は、照射済み燃料被覆管の炉外急速加熱破壊試験データを統計処理し、それを本原子炉の燃料要素の燃焼末期内圧条件に適用して得られた破損限界温度下限値に工学的な安全余裕を考慮して定めたものであり、両者の関係を異常時における被覆管温度の上昇率に対して示すと第1.1.1図の通りである。

照射のすすんでいない燃料においては、内圧が低いために破損温度がナトリウム沸点を超えるため、判断基準(ii)が制限条件となる。判断基準(iii)はTR E A T炉の照射燃料過出力データに基づき設定したものである。

原子炉冷却材バウンダリに関する判断基準はバウンダリの材料がステンレス鋼であることを前提として、十分に安定した材質を確保するために、温度の上限を定めるものである。

(2) 事故時の判断基準

想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心の溶融のおそれがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する基準は以下の通りであ

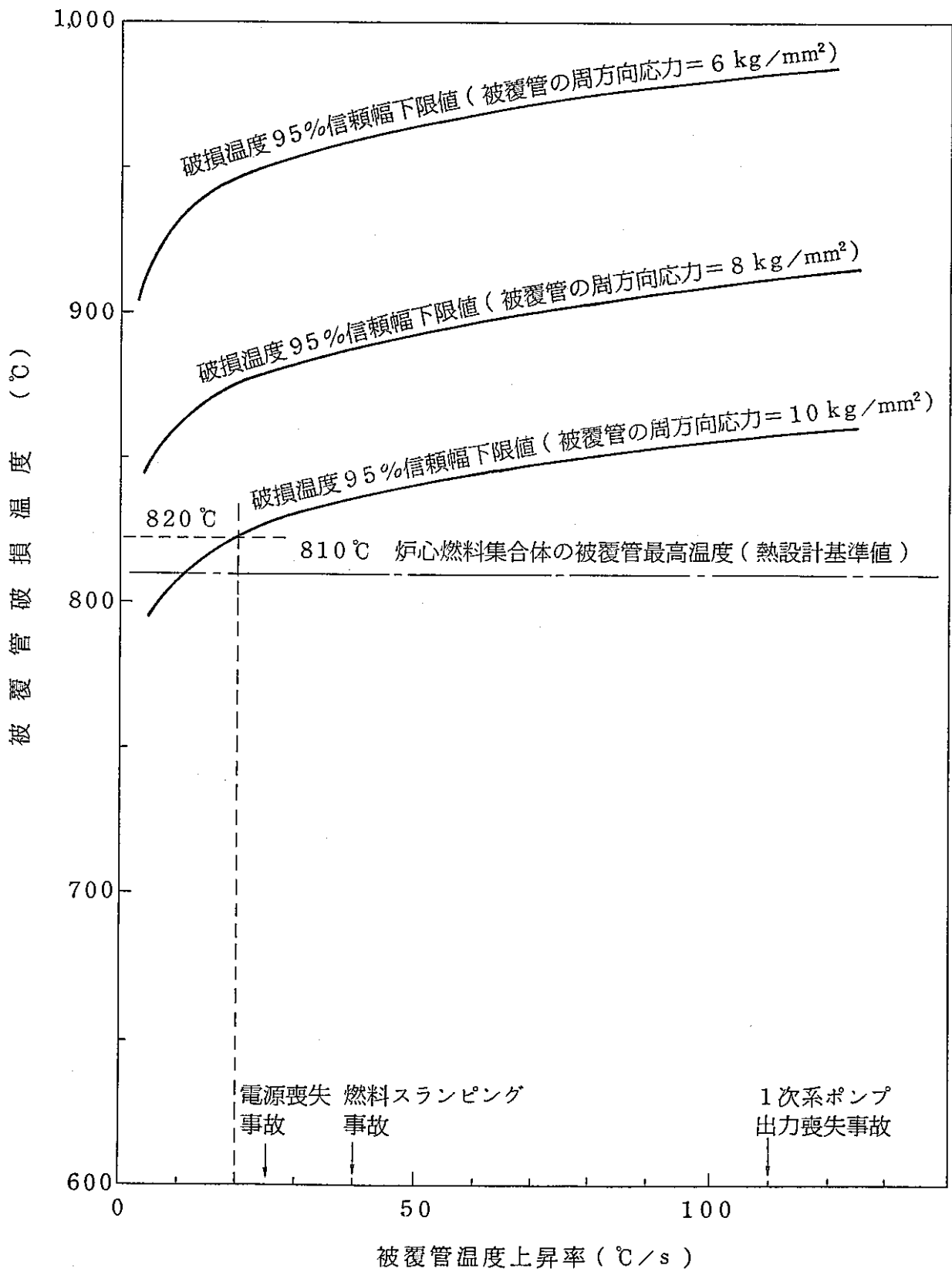
る。

- (i) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること。
- (ii) 原子炉冷却材バウンダリの温度は、650℃を超えないこと。
- (iii) 格納容器バウンダリの温度及び圧力はそれぞれ最高使用温度（150℃）及び最高使用圧力1.35 kg/cm²G以下であること。
- (iv) 周辺の公衆に著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。

第4節では、発生頻度は無視し得る程極めて低いが、結果が重大であると想定される事象、すなわち技術的には起こるとは考えられない事象について、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において放射性物質の放散が適切に抑制されることを説明する。

放射性物質の放散が抑制されることの確認の判断基準は周辺公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えないことであると考え得るが、ここで選定される事象は発生頻度が無視し得る程極めて低く、技術的見地からみて起こるとは考えられないことから、「原子炉立地審査指針」及び「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に示されているめやす線量を参考とする。

第5節では、原子炉の特性、工学的安全施設等の信頼性、周辺の事象等を考慮して発電所敷地の立地上の妥当性を示すための重大事故、仮想事故について安全評価を行い、本発電所が「原子炉立地審査指針」に十分適合していることを説明する。



第 1.1.1 図 照射済被覆管材料の炉外急速加熱試験に基づく破損温度の温度上昇率に対する変化

1.2 主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に当たって、特記しない限り共通に用いている解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1 安全保護系の特性

安全保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が設定値を超えた場合、原子炉のトリップ信号が発生し、自動的に制御棒保持用マグネットに電源を供給する回路のトリップ遮断器が開放される。制御棒は遮断器の開放によりマグネットから切離され、加速装置及び自重によって炉心へ落下する。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差等を考慮して、余裕を見込んだものを用いる。

また、安全保護系の応答時間遅れとしては、プロセス量がトリップ設定値に達した時点から、原子炉トリップ遮断器の開放が完了するまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定める。

第1.2.1表に解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動系の監視している変数が設定値に達した場合は非常用換気設備等の工学的安全施設を作動する信号を発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、変数が非安全側に生じる誤差を考慮した作動設定値に達したとき、発生するものとする。また、動作時間として、作動状態に達した時点から、工学的安全施設の起動動作完了までの時間を取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。

1.2.2 原子炉停止系の特性

原子炉トリップ信号によって制御棒はすべて炉心下端まで落下するが、解析に当たっては最大の反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものとし、原子炉運転中に考えられる炉心状態での最小の効果を考え、 $7.4\% \Delta k/k$ を使用する。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒挿入による反応度の挿入曲線は、炉心上端から炉心下端に達するまでの時間を0.7秒とする。

1.2.3 反応度係数

本原子炉におけるナトリウム温度係数、被覆管温度係数、構造材温度係数、炉心支持板温度係数及びドップラ係数は負であるが、ドップラ係数以外の係数はいずれも絶対値が小さいため燃料温度の変化が支配的な場合は炉心の反応度変化に与える影響は小さく、ドップラ効果が支配的である。

解析で使用する反応度係数については、計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる。尚、炉心支持板温度係数は負であるので、燃料健全性評価においてはより厳しい結果を得るように、原子炉容器入口ナトリウム温度が上昇する場合は零、低下する場合は最小値（絶対値の最大値）を使用する。第1.2.2表に、第2節及び第3節のそれぞれの解析で使用する反応度係数の値の範囲を示す。

1.2.4 崩壊熱

核分裂生成物の崩壊熱としてはFP-Sコード⁽²⁾で計算される値に余裕を見込んだ値を用いる。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

運転時の異常な過渡変化時及び事故時の解析に当たっては炉心サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までの考慮し結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。各事象の解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等の安全系の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定する。工学的安全施設の作動が要求される場合は外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。また、事象の影響を緩和するために、運転員の手動操作を考える場合は時間的余裕を考慮する。

表1.2.1 解析に使用する原子炉のトリップ設定値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に用いたトリップ設定値	時間遅れ (秒)
中性子束(出力領域)高	107% (定格出力値に対して)	0.2
1次冷却材流量低	80% (定格出力運転時流量に対して)	0.7
2次冷却材流量低	80% (定格出力運転時流量に対して)	0.4
原子炉入口温度高	385℃	1.0
原子炉出口温度高	510℃	1.0
原子炉容器液位低	-100mm	0.2
電源喪失	-	1.2

表1.2.2 解析に使用する反応度係数

項目	反応度係数
ドップラ係数	$-(3.7 \sim 2.2) \times 10^{-4} \left(T \frac{dk}{dT} \right)$
燃料温度係数 (ドップラー効果を除く)	$-(2.6 \sim 5.6) \times 10^{-6} (\Delta k/k/^\circ\text{C})$
ナトリウム温度係数	$-(5.7 \sim 1.4) \times 10^{-6} (\Delta k/k/^\circ\text{C})$
被覆管温度係数	$-(6.3 \sim 1.6) \times 10^{-7} (\Delta k/k/^\circ\text{C})$
構造材温度係数	$-(3.9 \sim 9.8) \times 10^{-7} (\Delta k/k/^\circ\text{C})$
炉心支持板温度係数	$-(1.1 \sim 1.9) \times 10^{-5} (\Delta k/k/^\circ\text{C})$

1.3 解析に用いる計算コード

(1) EXCURS

- a. 2チャンネル（平均チャンネル及び最高チャンネル）について計算できること。尚、反応度フィードバック特性等の原子炉全体の動特性に関するものは平均チャンネルで、安全性の評価に関するものは最高チャンネルで計算する。
- b. 核系方程式には、下式に示す一点近似の動特性方程式（CohenのModified Runge-Kutta法で解くAIREK型）及び原子炉停止後の崩壊熱計算式を用いること。尚、一点近似の動特性方程式のうち、帰還反応度においては、ドップラ一定数、燃料温度係数、構造材温度係数（被覆管によるものとその他の構造材によるものに分類して用いる。）及び冷却材温度係数を考慮している。

（一点近似の動特性方程式）

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{(1 + \delta k(t))(1 - \beta) - 1}{\ell} n(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) \quad \dots\dots (1.3.1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{(1 + \delta k(t)) \beta_i}{\ell} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad \dots\dots (1.3.2)$$

ここに、

- $n(t)$: 中性子密度
- $C_i(t)$: 遅発中性子グループ i の先行核濃度
- β_i : 遅発中性子グループ i の割合
- λ_i : 遅発中性子グループ i の先行核の崩壊定数
- $\delta k(t)$: 反応度
- ℓ : 即発中性子寿命

である。

(1.3.1) 式において、 $\delta k(t) \beta$ を二次の微小量として無視し、定常値に対する比として表すと、

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\beta}{\ell} \{ (r(t) - 1) n(t) + \sum_i f_i w_i(t) \} \quad \dots\dots (1.3.3)$$

$$\frac{dw_i(t)}{dt} = -\lambda_i(w_i(t) - n(t)) \quad \text{----- (1.3.4)}$$

但し、

$$f_i = \beta_i / \beta, \quad w_i = \frac{\lambda_i \ell}{\beta_i} C_i \quad \text{----- (1.3.5)}$$

$r(t)$ はドル単位の反応度で、

$$r(t) = \delta k_{ex}(t) - \delta k_{rod}(t) - \sum_i \alpha_i (T_i - T_{i0}) - a_d \ln \left(\frac{T_f}{T_{f0}} \right) \quad \text{----- (1.3.6)}$$

ここに、

- $\delta k_{ex}(t)$: 反応度外乱
- $\delta k_{rod}(t)$: スクラム時の挿入反応度
- a_i : 材料 i (燃料ペレット、被覆管、冷却材及び構造材) の
温度係数 (但し、ドップラー効果を除く。)
- T_i : 材料 i の温度
- T_{i0} : 材料 i の初期温度
- α_d : ドップラー定数
- T_f : 燃料ペレットの温度
- T_{f0} : 燃料ペレットの初期温度

(原子炉停止後の崩壊熱計算式)

$$P_D = f \cdot (P_1 + P_2) \quad \text{----- (1.3.7)}$$

$$P_2 / P_0 = (2.26 \times 10^{-3} \cdot e^{-4.9 \times 10^{-4} t} + 2.19 \times 10^{-3} \cdot e^{-3.14 \times 10^{-6} t}) \left(\frac{\sum e}{\sum f} \right) \quad \text{----- (1.3.8)}$$

ここに、

f : 安全余裕10% (f = 1.1)

P₁ : 本原子炉の核特性及び燃焼条件に基づき計算コード「FP-S」⁽²⁾で計算した核分裂生成物の崩壊熱

P₂ : ²³⁹U及び²³⁹Npの崩壊熱

P₀ : 定格運転出力

である。

c. 熱系方程式には、燃料要素を軸方向に任意に等分割し、それぞれを半径方向に分割した各点において、下式に示す熱平衡式を用い、これをModified Euler法で解くこと。

尚、同式において冷却材領域では、冷却材の移動による軸方向の熱伝達を考慮しているが、冷却材領域以外では軸方向の熱伝達を無視し、また、燃料ペレット以外の発熱は考慮していない。さらに、発熱分布は、半径方向では一様とし、軸方向では各設計計算により得られた分布としている。

(冷却材領域以外)

$$(V \rho C_p)_i \frac{dT_i}{dt} = \left(\frac{kA}{d} \right)_{i-1,i} (T_{i-1} - T_i) - \left(\frac{kA}{d} \right)_{i,i+1} (T_i - T_{i+1}) + q_i (I, J, t) \quad \text{----- (1.3.9)}$$

(冷却材領域)

$$(V \rho C_p) \frac{dT}{dt} = -v (V \rho C_p) \frac{dT}{dz} + q_z (V, z, t) \quad \text{----- (1.3.10)}$$

ここに、

V : 体 積

ρ : 密 度

C_p : 比 熱

k : 熱伝導度

A : 伝熱面積

d : ノード間距離

T : 温 度 ($=T(r, z, t)$)

v : 冷却材流速

q_1 : ノード点 (I, J) での熱料ペレット発熱量

q_2 : 被覆管表面から冷却材への熱流束

である。

d. 物質の相変化を考えていないこと。

(2) THERMOST

a. 解析コードの概要

本解析に使用するTHERMOST (THERMO-Structural analysis code) コードは、PWR/FBR燃料要素の局所的なふるまいを解析することを目的に開発した有限要素法コードである。

その後、燃料要素に限らず解析対象を拡げて、現在は、動的解析機能を追加し、燃料集合体の耐震解析も可能となっている。

燃料要素のふるまいを解析する際、本コードが特徴とする点は、燃料温度とこれを大きく支配する燃料-被覆管間ギャップ熱伝達率、特にギャップ寸法の計算において、燃料過度の計算を行う有限要素法による熱伝導解析と、燃料-被覆管ギャップ寸法を決める構造解析を1タイムステップループ内で処理することである。

これにより、大型汎用FEMで極めて煩雑となる温度-構造解析のカップリングが自動的に行え、燃料挙動の予測能力を高めている。

本コードの解析機能は、熱伝導 (定常、非定常)、静的、動的構造解析の3

つに大別され、いずれも2次元、3次元問題が扱える。

燃料問題では、熱弾塑性クリープ、接触問題が扱える他、これに大変形問題を加えることもでき、燃料要素の局所的な温度分布、変形、応力分布を解析できる。

b. 解析モデル

解析モデルを図1.3.1に示す。

幾何形状モデルは試料要素の一横断面に着目し、 $R-\theta$ 座標による2次元モデルとする。

解析対象部位は、FPガス気泡が要素間の流路を塞ぐことを想定し、形状の対称性を考慮して $\theta = 180^\circ$ 分に着目する。

FPガス気泡部は、FPガスの熱伝導率を持つ熱伝導要素を適用し、温度境界にガス気泡の温度を想定する。FPガス気泡部以外の部位では、温度境界に冷却材温度を適用する。

試料-被覆管間ギャップ熱伝達率は修正Ross-Stouteモデルを適用し、熱変形解析を平行して行いギャップ寸法変化による熱伝達率の変化を考慮する。

試料ペレット及び被覆管の物性温度依存性、及び試料-被覆管間ギャップ中のFPガス熱伝導度の温度依存性は考慮するがFPガス組成及びガス放出の経時変化は考慮しない。また、要素内圧の経時変化も無視する。

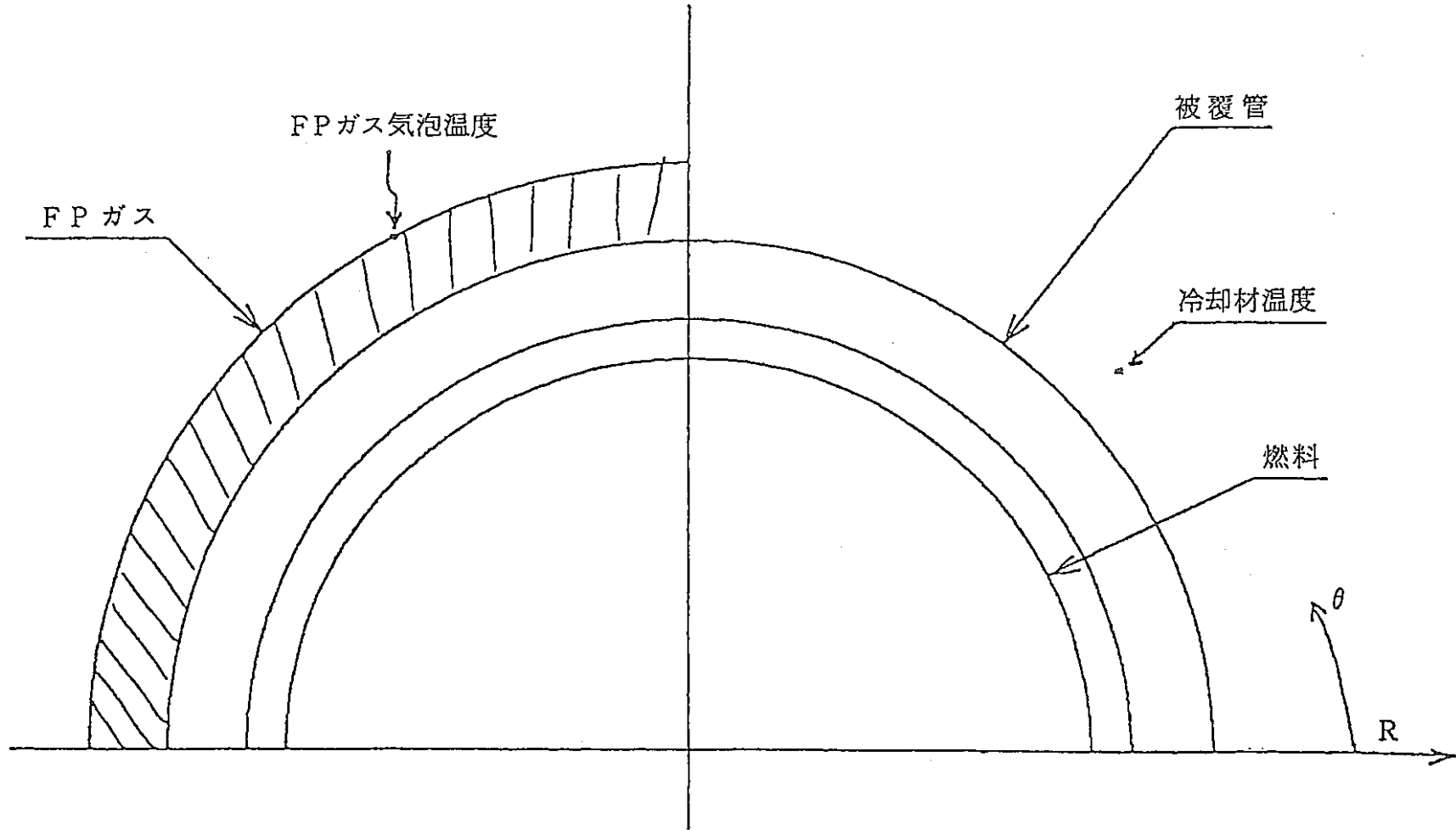


図 1.3.1 解析形状モデル

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本章では、本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

運転時の異常な過渡変化として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度、出力分布等の異常が生じる過渡変化
 - (a) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 1次冷却材流量の異常を生じる過渡変化
 - (c) 1次冷却材流量減少
 - (d) 外部電源喪失
- (3) 1次冷却材温度の異常を生じる過渡変化
 - (e) 2次冷却材流量減少
 - (f) 主冷却器空気流量減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を臨界にする目的で運転員が制御棒の引抜き操作を行っている際に、原子炉出力制御系機器の誤動作、運転員の誤操作などにより、未臨界の状態にある炉心から制御棒が連続的に引抜かれ、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇する現象として考える。

過渡の反応度が付加された場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終始できる。

(2) 防止対策

この過渡変化を防止し、また、万一異常が発生した場合にその範囲を局限するために、下記のような対策を講ずる。

- イ、原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引抜くように操作手順を定め、かつ、同時に1本しか引抜けないようにする。

- ロ. 制御棒の引抜き速度は、反応度付加率を制限するため 13 cm/min 以下にする。
- ハ. 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックする。
- ア. 異常表示（アラーム）以外の原子炉保護系の作動条件がすべて解除されていること。
 - イ. すべての制御棒が全挿入位置にあること。
 - ウ. 起動系の中性子計数率が2チャンネルとも設定値以上であること。
- ニ. 万一、制御棒の連続的な引抜きが生じた場合、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報を中央制御室に発し、さらに制御棒が引抜かれた場合には原子炉をスクラムする。
- また、これらのスクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引抜きをインターロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

- イ. 原子炉の初期出力は 1.0 W とし、また、反応度付加率は制御棒の配列及び位置を考慮に入れて最大と計算される値約 $4 \text{ } \$/\text{s}$ とする。さらに、燃料ペレット、冷却材等の初期温度は、運転方式から考えて最も余裕の少ない温度 $370 \text{ }^\circ\text{C}$ とする。
- ロ. 原子炉は、起動領域及び中間領域における「中性子束高」及び「炉周期短」によるスクラムを無視して、出力領域における「中性子束高」（定格値の 107% ）によりスクラムするものとし、その遅れ時間を 200 ms とする。
- ハ. スクラム時に挿入される反応度値は、最大の反応度値を有する制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されない場合のものとする。
- ニ. 1次冷却材流量及び2次冷却材流量は、定格流量とする。

ホ、燃料集合体出力が最大となる炉心中心の炉心燃料集合体の軸方向の出力分布は、制御棒の配置による歪が微少であるので、これを出力ピーキング係数に含めるものとする。

へ、燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、定格運転時よりも小さい値 $500 \text{ Btu/h ft}^2 \text{ } ^\circ\text{F}$ とする。

ト、反応度係数は、ドップラー係数、構造材温度係数及び冷却材温度係数を考慮し、原子炉出力のピーク値が最大となるよう、それぞれの最大値（絶対値が最小の負の値）とする。

チ、過渡変化の経過はMIMIR-N2, EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第2.2.1図に反応度変化、原子炉出力変化、炉心の熱点の各温度変化を示す。

原子炉出力（中性子束）は約26秒後にスクラム設定値に達し、その最高（ピーク出力）は約246 MWに達する。その後、原子炉出力は原子炉停止により急激に低下する。事故が収束するまでの放出エネルギー量は、約186 MWsである。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,650℃、約530℃及び約510℃であり、制限値に対して十分な余裕がある。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の熔融割合の最大は、それぞれ約520℃、約500℃、及び0%であり、制限値を下回っている。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 ℃、約 ℃、及び約 ℃であり、制限値を下回っている。

また、原子炉容器出口ナトリウム温度並びに原子炉容器入口ナトリウム温度は初期温度に比べほとんど上昇しない。

2.2.3 結 論

この過渡変化においては、実際よりも十分に厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束（出力領域）高」の信号により原子炉は自動停止し、原子炉の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は制限値を十分下まわるので、燃料、高線出力試験要素及び高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下まわるので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力またはその近傍で運転している際に、運転員の誤操作などにより炉心に挿入されている制御棒1本が連続的に引抜かれ、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇する現象として考える。

過渡の反応度が挿入された場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この過渡変化を防止し、また、万一異常が発生した場合にその範囲を局限するために、下記のような対策を講じる。

- イ. 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引抜くように定め、かつ、同時に1本しか引抜けないようにする。
- ロ. 制御棒の引抜き速度は、反応度付加率を制限するため13cm/min以下にする。
- ハ. 万一、制御棒が連続的に引抜かれた場合、「中性子束高」、「原子炉出口冷却材温度高」等の警報を中央制御室に発し、さらに制御棒が引抜かれた場合には原子炉をスクラムする。

2.3.1 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

- イ. 原子炉は、定格で運転されているものとする。
- ロ. 反応度付加率は、制御棒の配列及び位置を考慮に入れて最大と計算される約 $4 \text{ } \$/\text{s}$ とする。
- ハ. 原子炉は、出力領域の「中性子束高」（定格値の 107% ）によりスクラムするものとし、その遅れ時間を 200 ms とする。
- ニ. スクラム時に挿入される反応度値は、最大の反応度値を有する制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されない場合のものとする。
- ホ. 反応度係数は、ドップラー係数、構造材温度係数及び冷却材温度係数を考慮し、原子炉出力のピーク値が最大となるよう、それぞれの最大値（絶対値が最小の負の位置）とする。
- ヘ. 過渡変化の経過は、MIMIR-N2, EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(1) 解析結果

第2.3.1図に反応度変化、原子炉出力変化、炉心の熱点の各温度変化を示す。

解析結果では、原子炉出力の上昇は極めて緩慢であり、約2秒後にスクラム設定点に達し、その後のオーバーシュートもほとんどない。燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $2,561^\circ\text{C}$ 、約 672°C 及び約 645°C であり、制限値に対して十分な余裕がある。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の溶融割合の最大は、それぞれ約 660°C 、約 630°C 、及び約 11.1% であり、制限値を下回っている。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 2130°C 、約 690°C 、及び約 660°C であり、制限値を下回っている。

また、原子炉容器出口ナトリウム温度並びに原子炉容器入口ナトリウム温度は初期温度に比べほとんど上昇しない。

2.3.3 結 論

この過渡変化においては、実際よりも十分に厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束（出口領域）高」の信号により原子炉は自動停止し、原子炉の燃料、被覆管の各温度は制限値を十分下回るので、燃料、高線出力試験用要素及び高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

また原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4 1次冷却材流量減少

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉出力運転中に1次冷却材流量が減少する現象として考える。1次冷却材流量が減少すると、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

この過渡変化の原因としては、1次主冷却系循環ポンプ主モータの電源喪失等の電氣的故障あるいはポンプ補機類の故障などが考えられる。

必要な場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、ポニーモータ低速運転による崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終了できる。

(2) 防止対策

この過渡変化を防止し、万一異常が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講ずる。

イ. 一般電源系統は3.3 kV母線、400 V母線、200 V母線より構成し、それぞれ2母線に分け、単一の母線の故障があっても所内の電源が失われることはないようにする。

ロ. このような異常に対処するために本原子炉では1次系のポンプの羽根車による慣性を流体の流動抵抗も考慮に入れた上で約10秒の時定数をもって流量が減少するように設計している。

ハ. 炉停止後の崩壊熱は1次冷却系2ループにポニーモータをそれぞれ設置することにより熱除去を行う。ポニーモータは1台で崩壊熱の除去が可能

である容量とする。その電源は直流無停電系統に接続し停電時にポンプの回転数が低下するとただちにポニーモータでポンプ運転ができるように設けられている。

ニ、バックアップとして主冷却系の自然循環流量及び補助冷却系の作動により十分に崩壊熱を除去できるよう中間熱交換器及び空気冷却器等が配置されている。

ホ、この過渡変化が発生し、1次冷却材流量の減少が大きい場合には、「1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。

また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

イ、原子炉は定格で運転されているものとする。

ロ、1次冷却材流量が減少する場合として、1次主冷却系循環ポンプ1台がトリップするものとする。

ハ、原子炉は「1次主冷却系循環ポンプトリップ」の信号より自動停止し、その遅れは0.2秒とする。

ニ、過渡期における原子炉出力を最大に評価するために、反応度温度係数としては、被覆材膨張係数、ナトリウム膨張係数及び構造材膨張係数は最大値（絶対値が最小の負の値）を、また、ドップラー係数及び燃料軸方向膨張係数は最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。

ホ、単一故障の仮定として1回路においてポニーモータによる低速運転引継ぎに失敗するものとする。

ヘ、過渡変化の経過は、MIMIR-N2 EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第2.4.1図に炉心流量、炉心の熱点の各温度の変化を、第2.4.2図に冷却材温度変化を示す。

この過渡変化により、炉心流量は4秒後に定格の約70%まで減少する。被覆材及び冷却材の温度上昇はそれぞれ約23℃及び約24℃で最高到達温度はそれぞれ約670℃及び約640℃となり、制限値に対して十分な余裕がある。燃料温度は初期温度を超えることはない。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の熔融割合の最大は、それぞれ約660℃、約640℃、及び約10%であり、制限値を下回っている。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□□℃、約□□℃、及び約□□℃であり、制限値を下回っている。

原子炉容器出口ナトリウム温度及び原子炉容器入口ナトリウム温度は初期温度からほとんど上昇しない。

2.4.3 結 論

この過渡変化においては、「1次主冷却循環ポンプトリップ」信号により原子炉は自動停止する。これに伴い、異常が発生したループ以外の循環ポンプはボニーモータにより低速運転され、安全に原子炉の崩壊熱除去が行われる。被覆管及びナトリウムの各温度は制限値を十分下回るので、燃料、高線出力試験用要素及び高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.5 外部電源喪失

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉運転中に送電系統の故障や所内電気設備の故障などにより所内補機の動力の一部若しくは全部が喪失され、運転状態が乱されるような現象として考える。

るような現象として考える。

この場合、1次主冷却系循環ポンプ、2次主冷却系循環ポンプ等の駆動源が喪失し、1次冷却材流量及び2次冷却材流量が減少することによって、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

この場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止されるとともに、ポニーモータ低速運転により崩壊熱除去が行われ、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この過渡変化を防止し、万一異常が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講ずる。

イ、一般電源系統は3.3 kV母線、400 V母線、200 V母線より構成し、それぞれ2母線に分け、単一の母線の故障があっても全施設内補機の電源が失われることはないようにする。

ロ、本原子炉には、通常の停止若しくは事故後の緊急停止や事故後措置に必要な補機を作動させるに要する容量を有するディーゼル電源系統及び直流無停電系統を設けている。これらより、外部電源喪失時には原子炉保護のために必要な電力を時間遅れなく供給できる。

ハ、外部電源喪失により原子炉を直ちに自動停止する。

ニ、このような過渡変化に対処するために本原子炉では1次系のポンプの羽根車による慣性を流体の流動抵抗も考慮に入れた上で約10秒の時定数をもって流量が減少するように設計している。

ホ、炉停止後の崩壊熱は1次冷却系2ループにポニーモータをそれぞれ設置することにより熱除去を行う。ポニーモータは1台で崩壊熱の除去が可能である容量とする。その電源は直流無停電系統に接続し停電時にポンプの回転数が低下すると直ちにポニーモータでポンプ運転ができるように設けている。

ヘ、バックアップとして主冷却系の自然循環流量及び補助冷却系の作動により十分に崩壊熱を除去できるよう中間熱交換器及び空気冷却器等が配置されている。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

- イ. 外部電源喪失により原子炉はスクラムされ、その遅れは1.2秒とする。
- ロ. 1次系の流量は時定数にして10秒で減少し、ポンプの羽根車の慣性による寄与が期待できなくなった後は、すでにポニーモータが駆動しているので5%の流量を保持できると仮定する。
- ハ. 原子炉は電源喪失により自動停止し、その遅れは1.2秒とする。
- ニ. 過渡期における原子炉出力を最大に評価するために、反応度温度係数としては、被覆材膨張係数、ナトリウム膨張係数は最大値（絶対値が最小の負の値）を、またドップラー係数及び燃料軸方向膨張係数は最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。
- ホ. 単一故障の仮定として1回路においてポニーモータによる低速運転引継ぎに失敗するものとする。
- ヘ. 過渡変化の経過は、MIMIR-N2 EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第2.5.1図に冷却材流量、炉心の熱点の各温度の変化を、第2.5.2図に冷却材温度変化で示す。

外部電源の喪失により、1次系及び2次系とも、冷却材流量は時定数約10秒で減少し、主冷却器空気流量は送風機ブレーキの作動により約10秒で自然通風レベルまで減少する。これに対し、系統は低電圧継電器で外部電源の停電を検出するが、約1秒間は限時継電器で停電を確認するので、この間のスクラム動作は行われない。1次冷却材の温度は最高約45℃上昇し、その後スクラム効果により一度低下後、再び上昇するが初期温度以上にならない。燃料温度については全く増加はみられず、また長時間の崩壊熱の冷却については蓄電池1組で全直流無停電負荷に2時間連続放電できる容量を持ち、また、ディーゼル発電機は外部電源喪失後30秒で最初の負荷投入

が可能であるので十分に余裕をもってポニーモータによるポンプの運転が行われる。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の熔融割合の最大は、それぞれ約690℃、約670℃、及び約10%であり、制限値を下回っている。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約2090℃、約710℃、及び約690℃であり、制限値を下回っている。

2.5.3 結 論

この過渡変化においては、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止する。これに伴い、各循環ポンプはポニーモータにより低速運転され、安全に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

原子炉出力と冷却材流量のバランスは、この過渡変化中適切な範囲内に維持され、燃料、被覆管及びナトリウムの温度上昇は十分抑制されており、制限値を十分下回るので、燃料、高線出力試験用要素及び高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.6 2次冷却材流量減少

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉出力運転中に、2次冷却材流量が減少する現象として考える。2次冷却材流量が減少すると、1次冷却材温度が上昇し、原子炉入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

この場合、安全保護系の動作により、原子炉は自動停止し、健全側冷却回路による崩壊熱除去運転に移行し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また万一異常が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講ずる。

- イ. 一般電源系統は3.3 kV母線、400 V母線より構成し、それぞれ2母線に分け、単一の母線の故障があっても所内の電源が失われることはないようにする。
- ロ. 上記のような配慮がなされるにもかかわらず、ポンプ故障が起こると、2次系の冷却材流量は低下し、「2次冷却材流量低」により警報を発し、運転員に注意を喚起する。
- ハ. 警報が発せられたにもかかわらず、修正動作が行われない場合、あるいは間に合わない場合は、「2次冷却材流量低」の信号により制御棒一斉挿入動作が行われ原子炉は自動停止される。
- ニ. 万一、前項の動作が行われなかった場合でも、「原子炉入口冷却材温度高」の信号により、原子炉は自動停止される。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

- イ. 原子炉は定格で運転されているものとする。
- ロ. 2次冷却材流量が減少する場合として、2次主冷却系循環ポンプ1台がトリップするものとする。
- ハ. 原子炉は故障側2次冷却系回路の「2次冷却材流量低」の信号により制御棒一斉挿入動作が行われ、その遅れは0.4秒とする。
- ニ. 反応度温度係数は原子炉出力を最大に評価するように各反応度係数の最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。
- ホ. 過渡変化の経過は、MIMIR-N2 EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果 (ここでは暫定として2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故を
転用)

第2.6.1図に冷却材温度変化を、第2.6.2図に原子炉出力、炉心流量、炉心の熱点の燃料、被覆管肉厚中心及びナトリウムの各温度の変化を示す。

冷却回路2系統中、1系統の2次冷却回路の冷却材流量が失われると、その系統の1次冷却材は中間熱交換器で冷却されずに原子炉へ戻ることになる。これにより炉心入口冷却材温度は約50℃上昇する。しかし、原子炉は故障側「2次冷却材流量低」により制御棒が一斉挿入されるので、出力、燃料温度及び冷却材原子炉出口温度等はいずれも初期値以上にならない。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の溶融割合は、いずれも初期値を超えることはない。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□□℃、約□□℃、及び約□□℃であり、制限値を下回っている。

原子炉容器出口のナトリウム温度は初期温度よりほとんど上昇しない。また原子炉容器入口温度は約470℃までの上昇にとどまる。

2.6.3 結 論

この過渡変化においては、「2次冷却系流量低」信号により原子炉は自動停止する。

この過渡変化の場合でも、被覆管及びナトリウムの各温度は過渡に上昇することはない、炉心冷却能力が失われることはない。また、燃料、高線出力試験用要素及び高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

2.7 主冷却器空気流量減少

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉出力運転中に、空冷式冷却器の空気流量が減少し、空気冷却器での除熱が不足する現象として考える。

この場合、中間熱交換器において、2次側入口ナトリウム温度が上昇して除熱不足を生じ、ひいては原子炉入口ナトリウム温度が上昇し、原子炉の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

必要な場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、安全に終了できる。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また万一異常が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講ずる。

イ. 一般電源系統は3.3 kV母線、400 V母線より構成し、それぞれ2母線に分け、単一の母線の故障があっても所内の電源が失われることはないようにする。

ロ. 主冷却器は各系統2ユニットにし、系統毎に送風機トリップインターロックを備える。

ハ. また、万一空気流量が低下するような故障が起こると「冷却器出口ナトリウム温度高」の信号により運転員に注意を喚起する。

ニ. 上記の処置にもかかわらず事故が進行すれば、原子炉は「原子炉入口温度高」の信号により原子炉は自動停止される。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

この過渡変化に対し、前項に述べたような各種の防止及び抑制対策を施すこととしているが、下記のような解析条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する。

イ. 原子炉は出力100%、各系の流量は定格の100%とする。

ロ. 主冷却器空気流量が減少する場合として、送風機がトリップするものと

する。

ハ、原子炉は「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止され、その遅れは10秒とする。

ニ、反応度温度係数は原子炉出力を最大に評価するように各反応度係数の最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。

ホ、単一故障の仮定として、他の空気冷却器送風機もトリップするものとする。

ヘ、過渡変化の経過は、MIMIR-N2, EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果（ここでは暫定として主冷却器送風機軸固着事故を転用）

過渡変化の経過は次のとおりである。

空気の流量の低下により、2次冷却材の温度が上昇し、中間熱交換器を介して1次冷却材温度は事故後約65秒から上昇を始める。その後原子炉入口冷却材温度高により原子炉は自動停止されるので原子炉入口及び出口冷却材温度の上昇はそれぞれ40℃及び5℃以下であり、原子炉出力及び燃料温度はいずれも初期値を超えない。

高線出力試験用要素の被覆管最高温度、冷却材最高温度及びペレット断面の溶融割合の最大は、それぞれ約660℃、約630℃、及び約10%であり、制限値を下回っている。

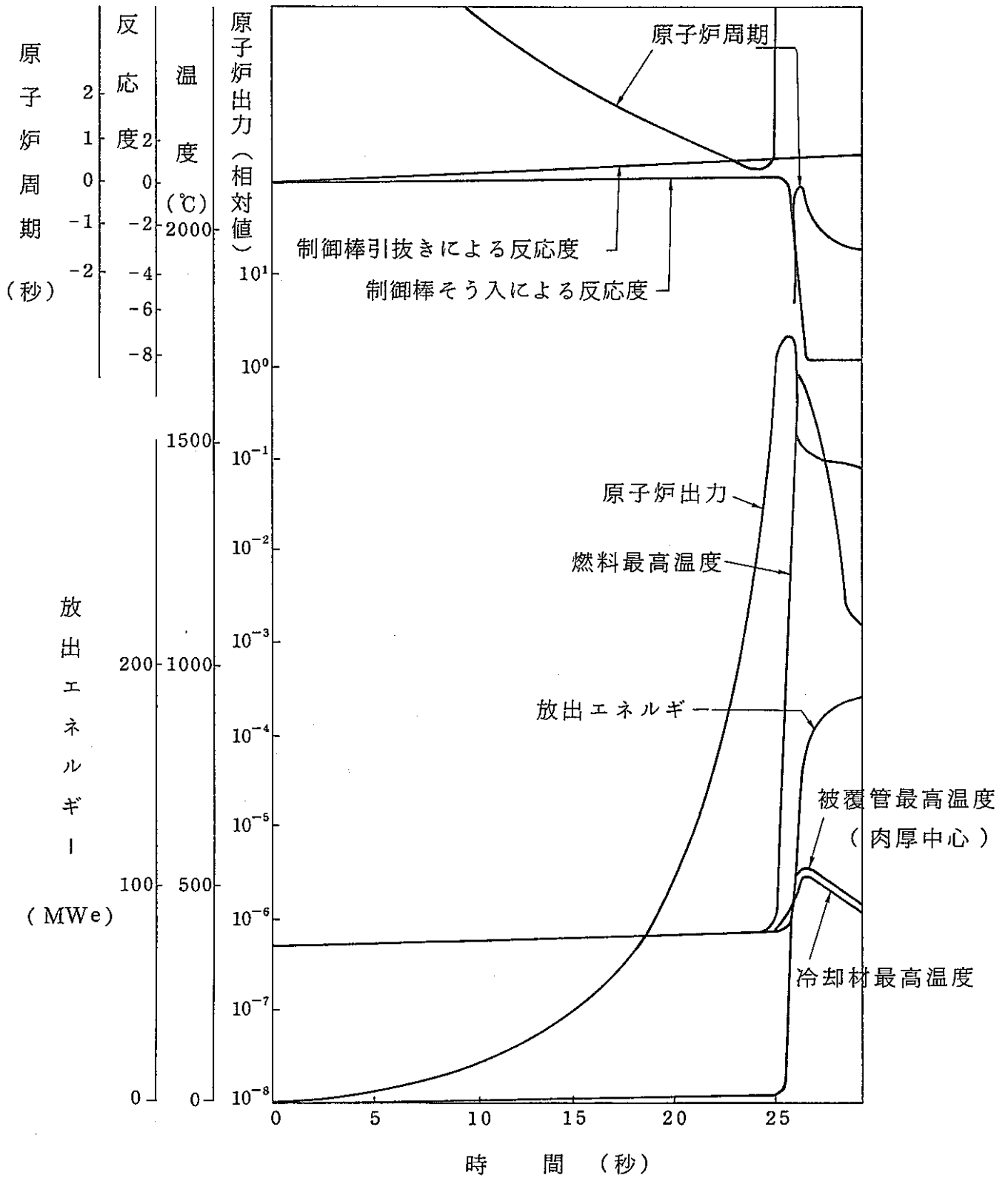
高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□℃、約□℃、及び約□℃であり、制限値を下回っている。

2.7.3 結 論

この過渡変化においては、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止する。

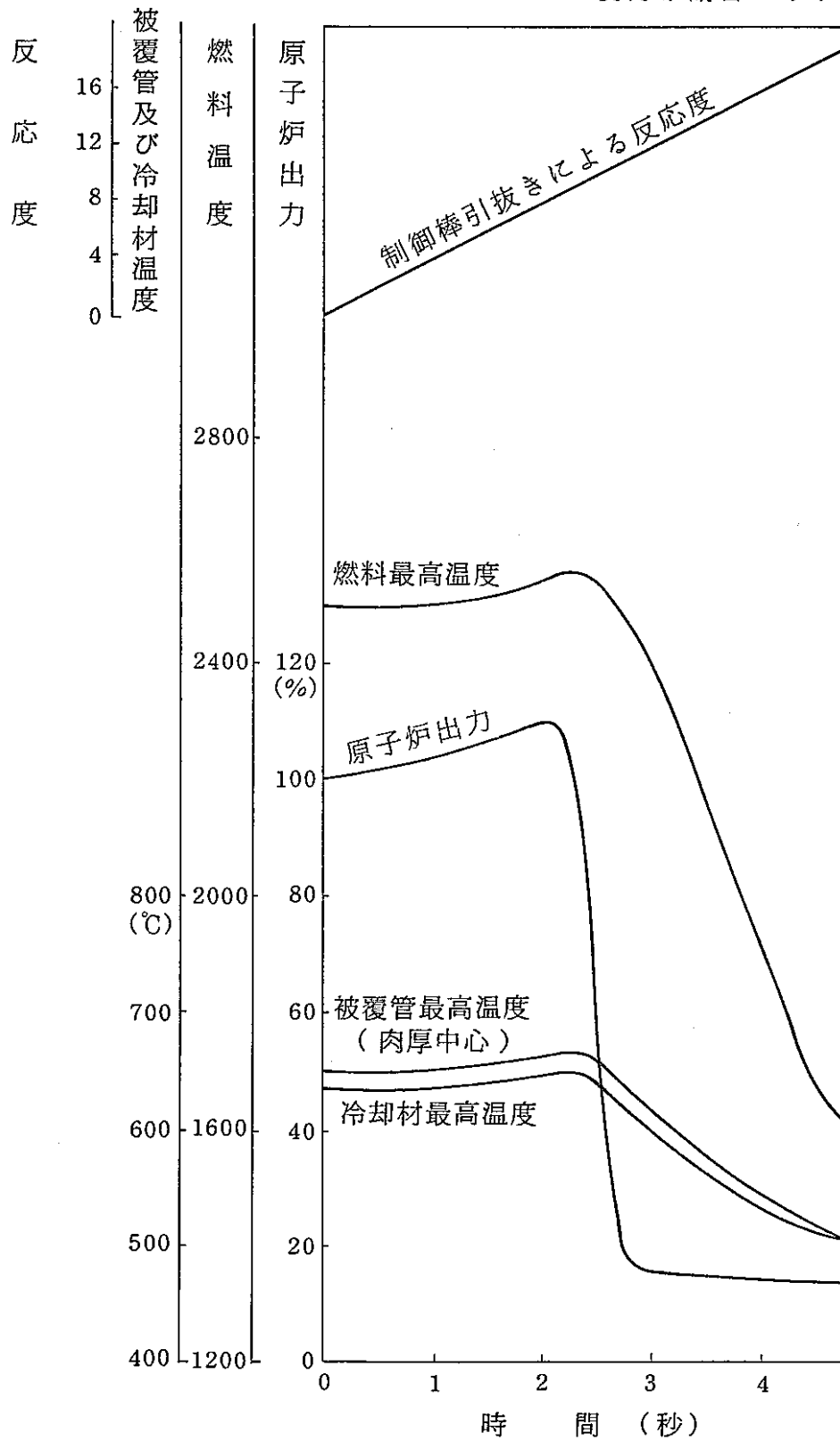
この過渡変化においては、被覆管及びナトリウムの各温度は過渡に上昇することはない、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。また、燃料、高線出力試験用要素及び高燃焼度予備試験要素の健全性は損なわれることはない。

(現行申請書より)



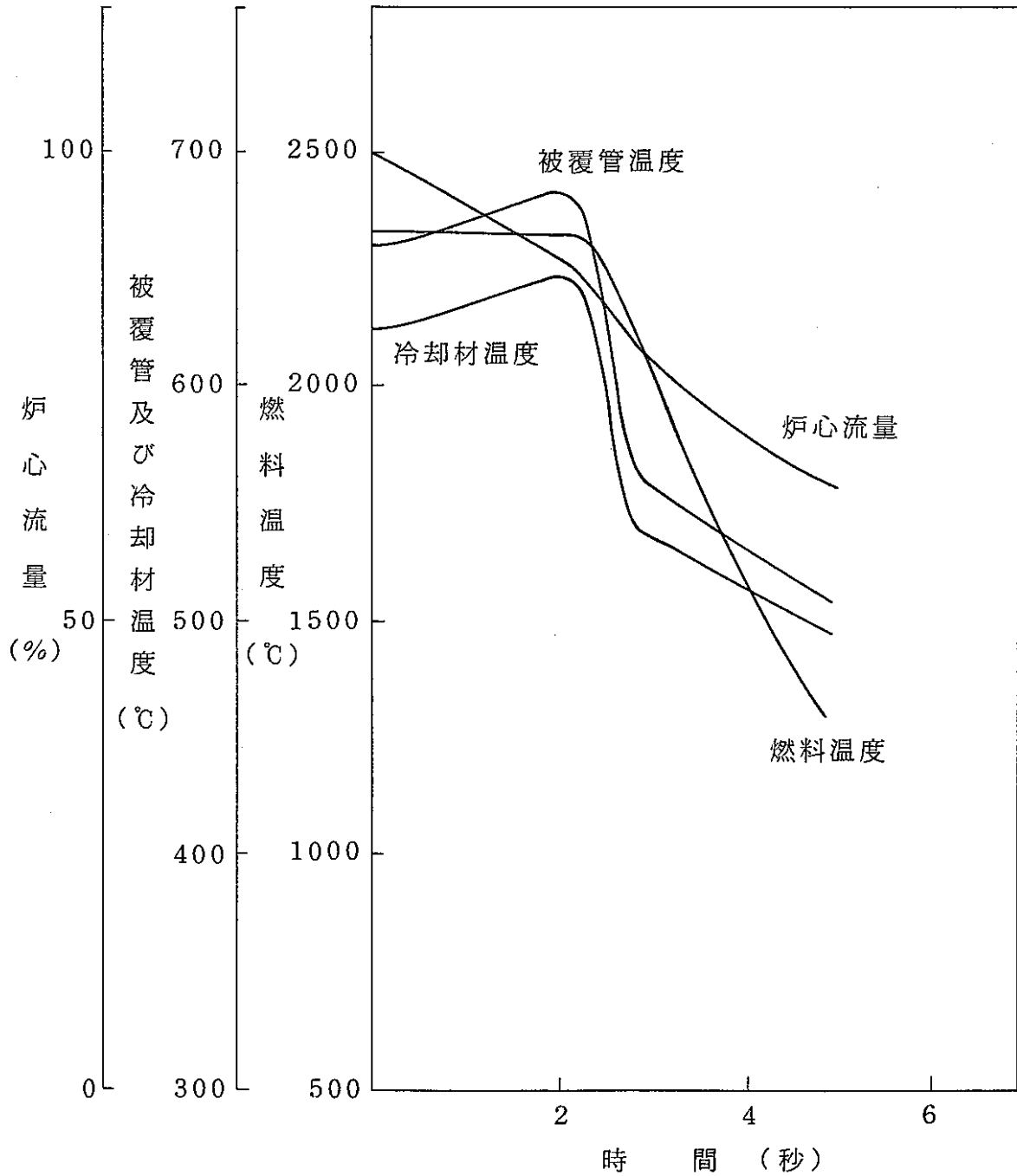
第 2. 2. 1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

(現行申請書より)



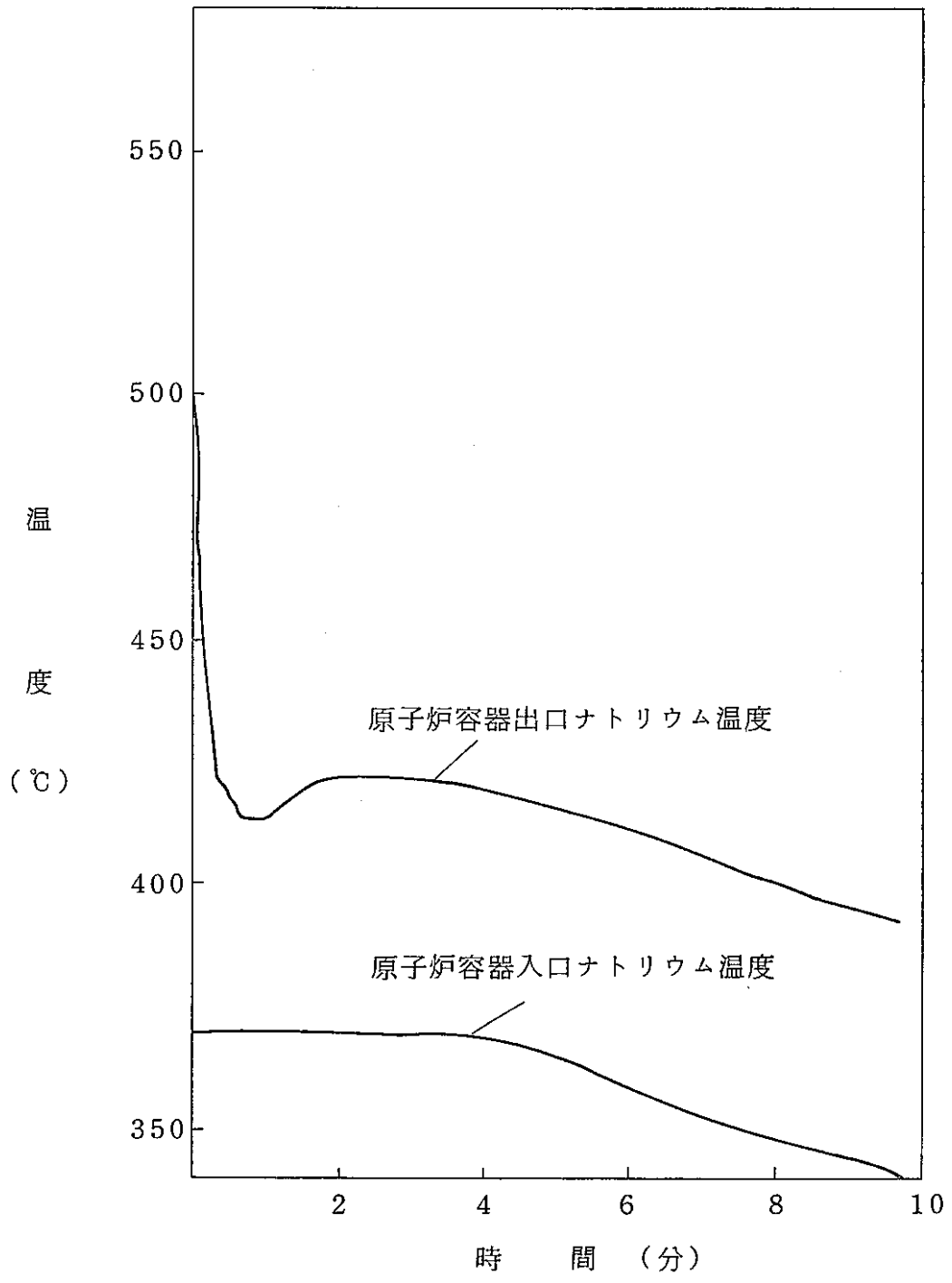
第 2. 3. 1 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

(特性解析Ⅱより)



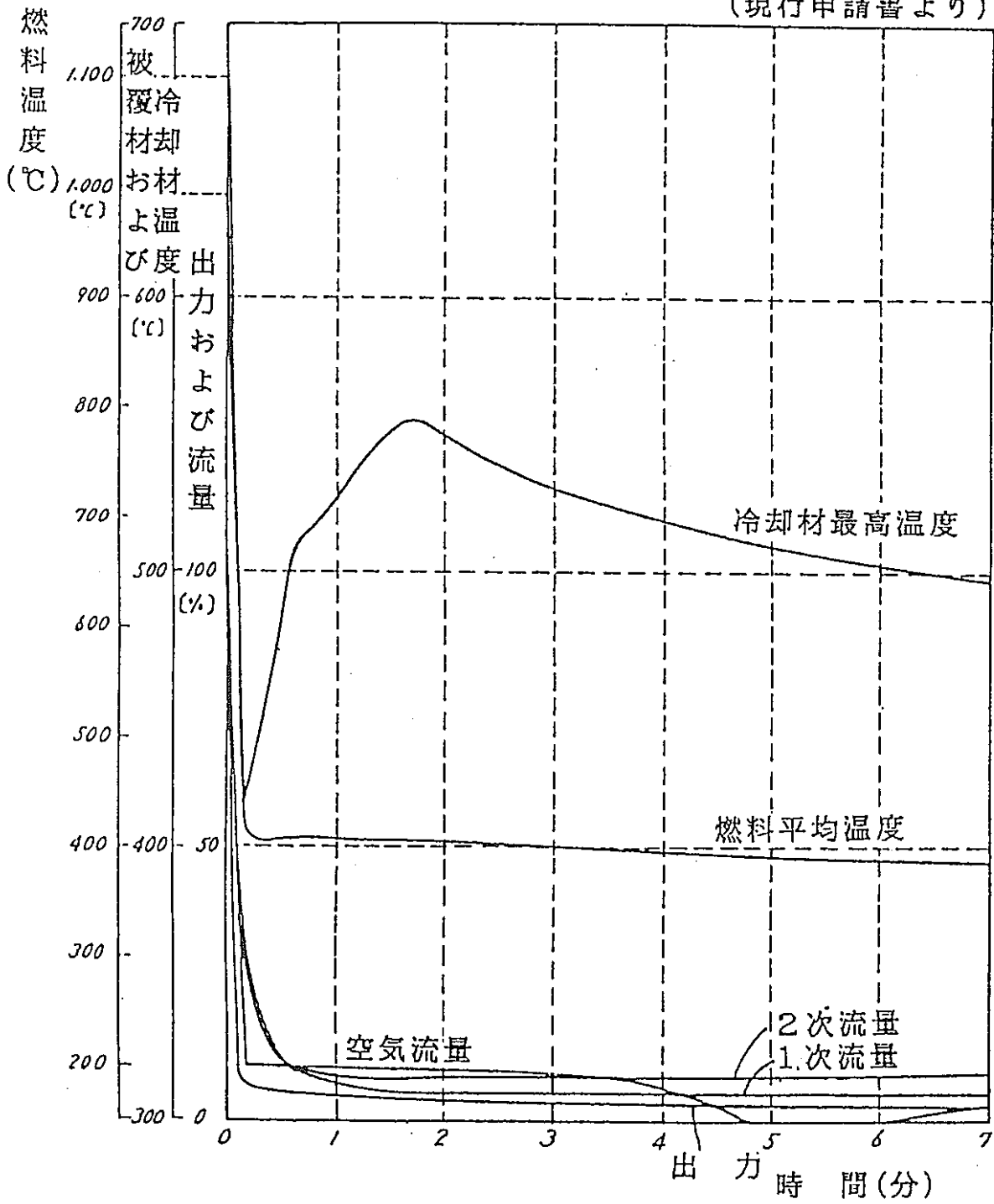
第 2. 4. 1 図 1 次冷却材流量減少(1)
- 炉心流量及び炉心部温度変化

(特性解析Ⅱより)

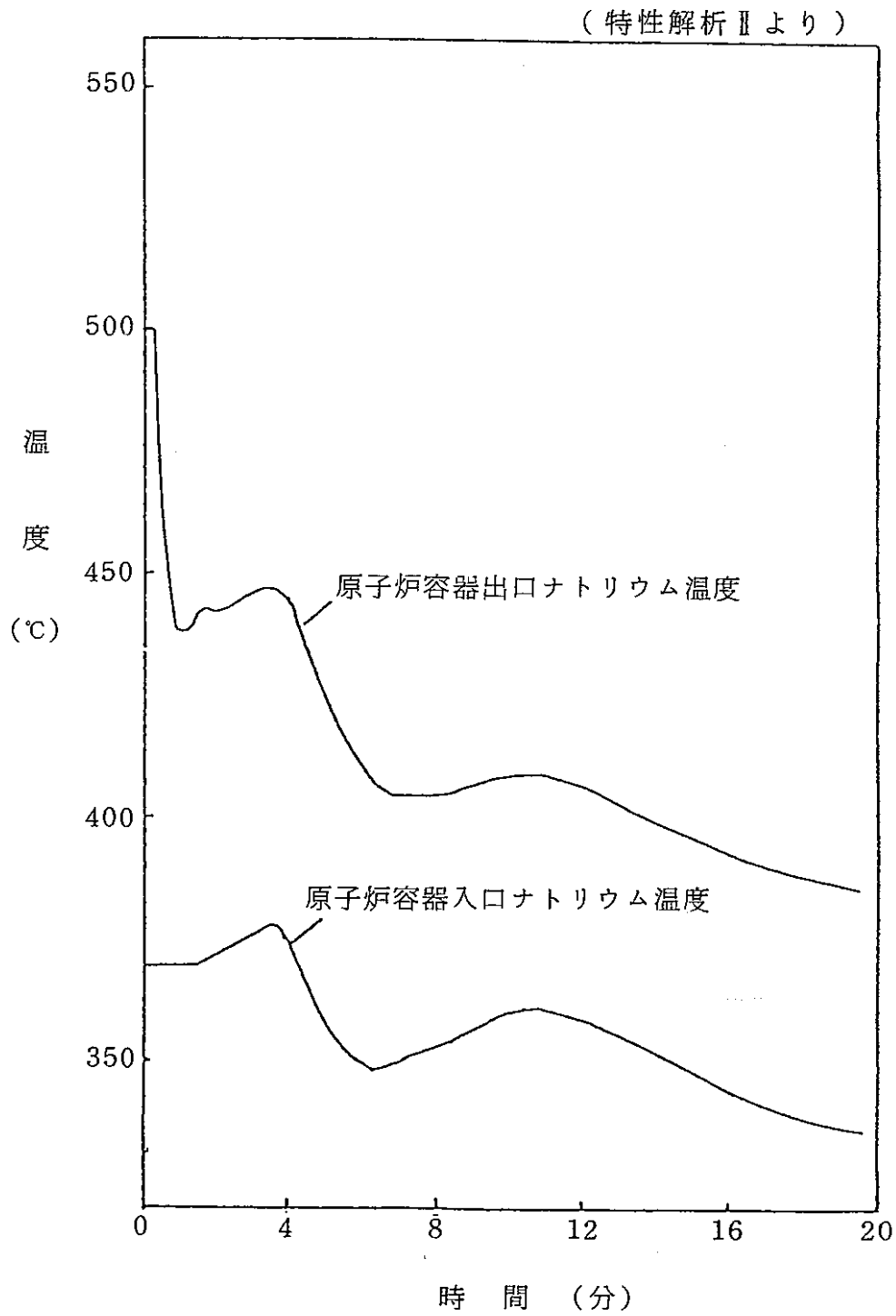


第 2.4.2 図 1 次冷却材流量減少(2)
- 冷却材温度変化 -

(現行申請書より)

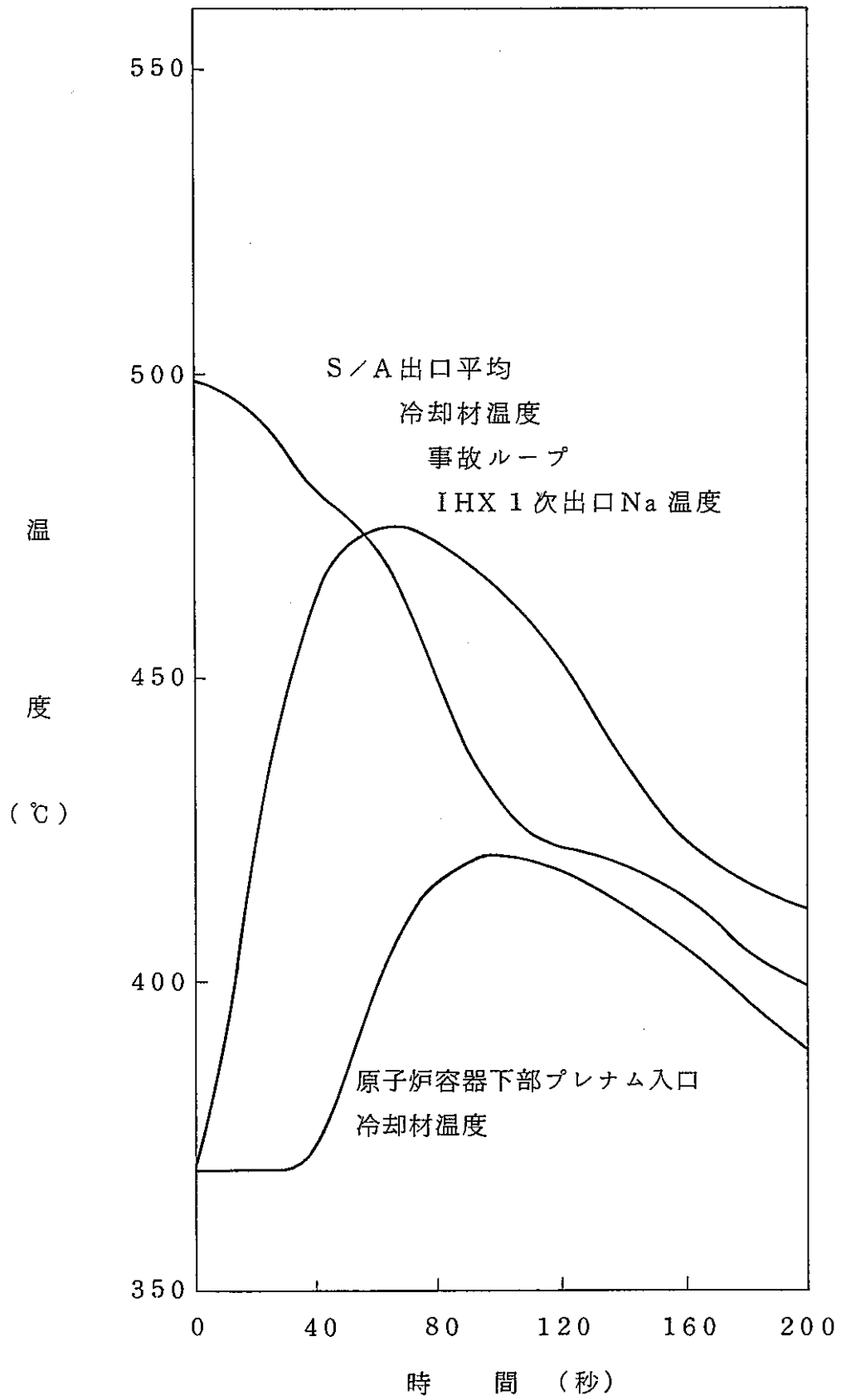


第 2.5.1 図 外部電源喪失 (1)
—冷却材流量及び炉心部温度変化



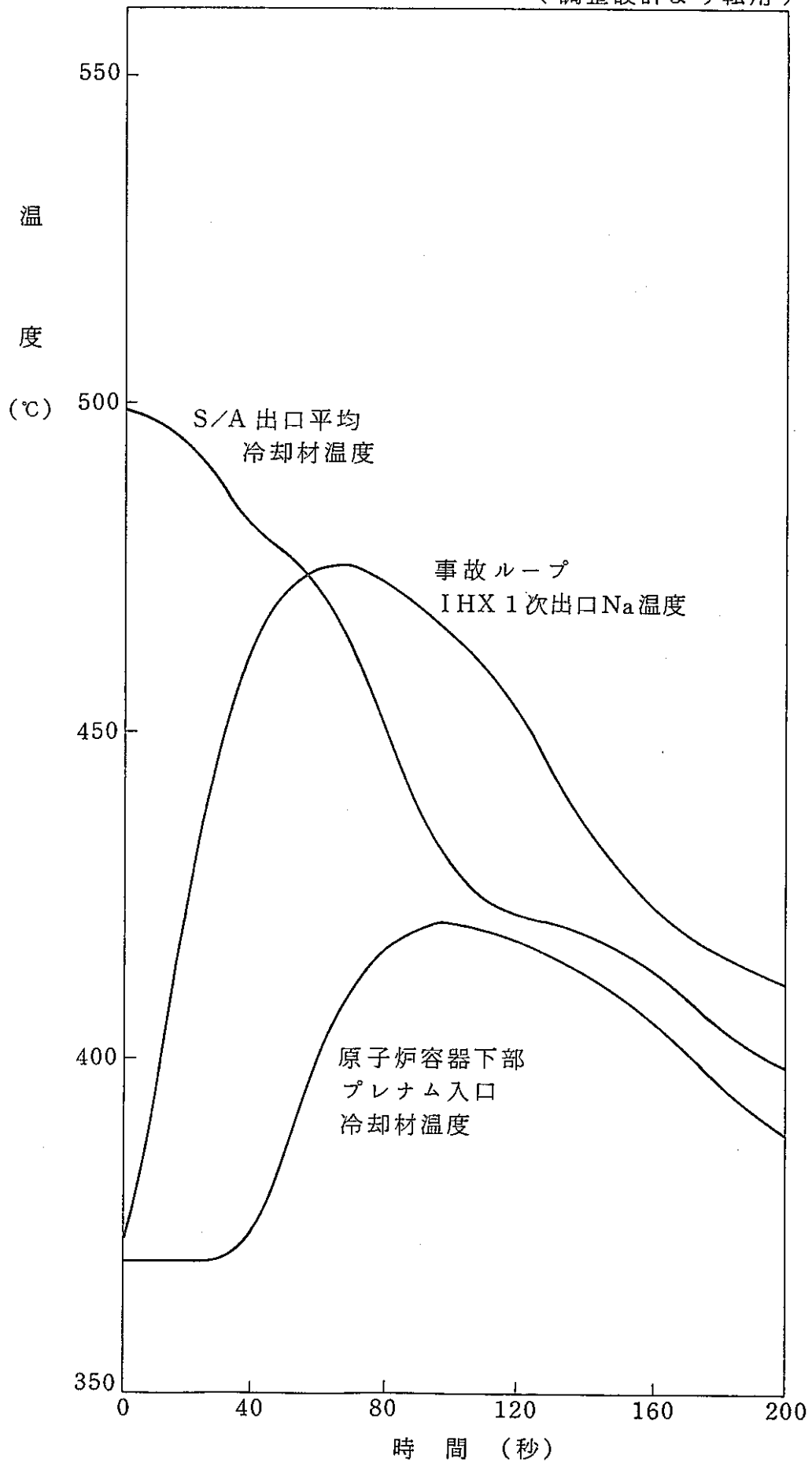
第2.5.2図 外部電源喪失(2)
-冷却材温度変化

(2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故を転用)



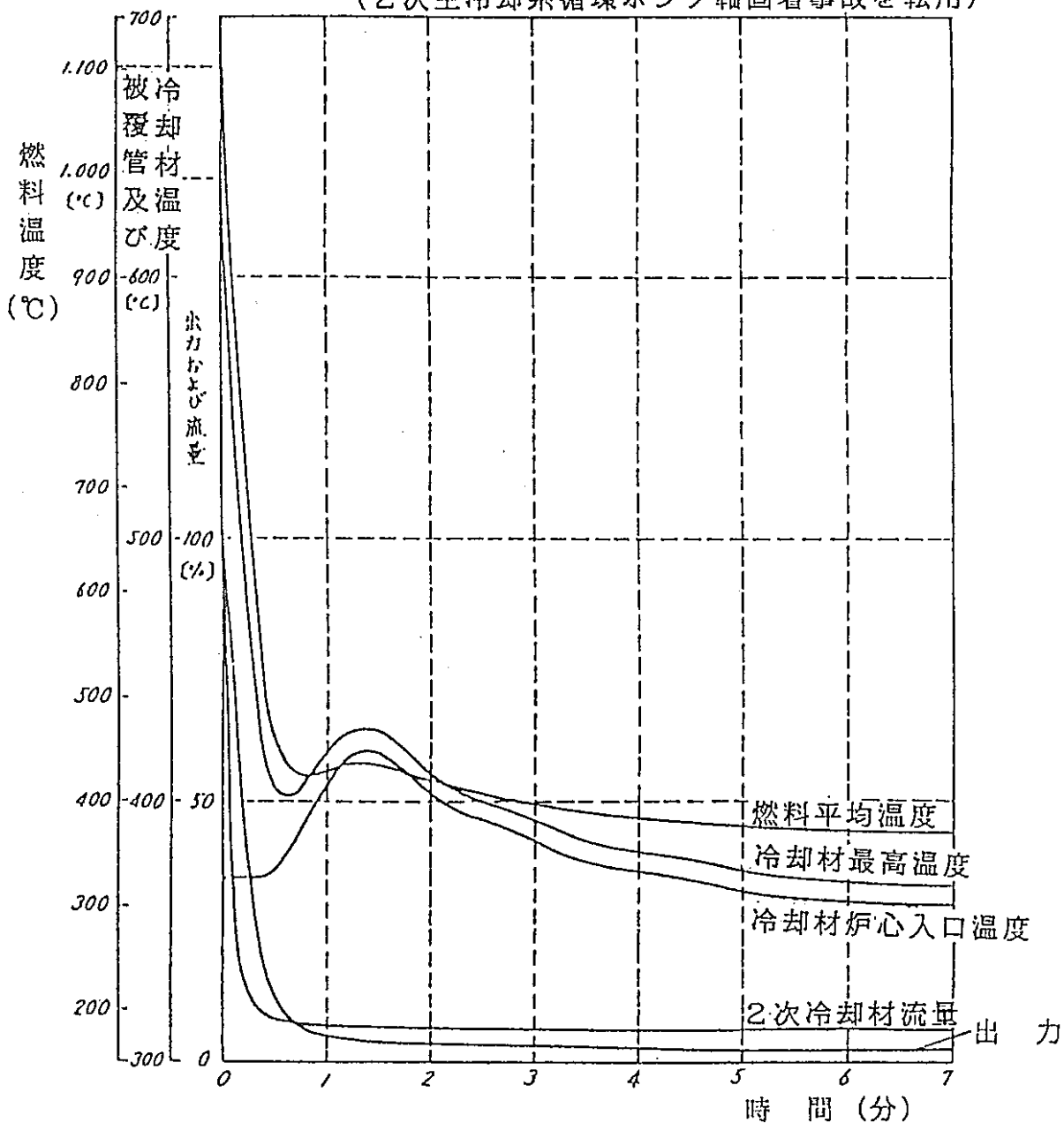
第 2.6.1 図 2次冷却材流量減少(1)
- 冷却材温度変化 -

(調整設計より転用)



第 3.6.1 図 2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 - 冷却材温度変化

(2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故を転用)



第 2.6.2 図 2次冷却材流量減少(2)

- 原子炉出力, 冷却材流量及び炉心部温度変化

3. 事故解析

3.1 序

本節では、本原子炉施設において想定される事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

事故として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
 - (a) 燃料スランピング事故
 - (b) 冷ナトリウム事故
- (2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
 - (c) 冷却材流路閉塞事故 (参考用)
 - (d) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
 - (e) 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
 - (f) 主冷却器送風機軸固着事故
 - (g) 1次冷却材漏洩事故
 - (h) 2次冷却材漏洩事故
 - (i) 燃料取替取扱事故
 - (j) オーバーフロー系からのナトリウム漏洩事故
 - (k) コールドトラップからのナトリウム漏洩事故
- (3) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (l) 廃棄物処理設備の破損事故
- (4) 原子炉カバーガス系に関する事故
 - (m) 原子炉サービス系の事故

3.2 燃料スランピング事故

3.2.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、高燃焼度に耐え得る比較的低密度のセラミック燃料が何らかの熱的あるいは機械的原因により急激に理論密度100%に近い高密度燃料となり、炉心下方に落下し、密に詰まる現象として考える。この場合、異常な反応度が付加され、出力及び炉心各部温度が上昇し、燃料の損傷が生じる可能性がある。

この場合、原子炉出力の上昇は、負のドップラー効果などによる負の反応度フィードバックによって抑制され、さらに安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- イ、燃結ペレットを成形する際にはスランピング現象に留意して十分注意深く製造しまた、検査を厳格にする。
- ロ、炉心の異常監視及び運転状態の監視を行うために炉心燃料集合体出口に熱電対を設け、異常が生じれば中央制御室に警報が発せられ運転員の注意を喚起する。
- ハ、原子炉出力が異常に上昇し、「中性子束（出力領域）高」信号のトリップ設定値に達した場合は、原子炉は自動停止する。

3.2.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ、スランピング現象は同時には最大の1燃料集合体で起こるとする。
- ロ、スランピングにより燃料は理論密度の100%になり炉心下部に落下するとする。上部軸方向反射体については密度変化はなく炉心燃料の上に落

下する。

ハ、スランピングによる反応度付加はステップ状とする。

ニ、原子炉は出力100%で運転され、冷却材流量は定格流量とする。

ホ、中性子束定格値の107%で原子炉はスクラムすると仮定し、その遅れ時間は200 msecとする。

ヘ、スクラム時に挿入される反応度値は、最大の反応度値を有する制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されない場合のものとする。

ト、反応度温度係数としてはドップラー係数、被覆材膨張係数、ナトリウム膨張係数及び構造材膨張係数を考え、その値としては、原子炉出力のピーク値が最大に評価されるよう各々の最大値（絶対値が最小の負の値）を用いる。

チ、事故の経過はMIMIR-N2, EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第3.2.1図に原子炉出力及び炉心の熱点の各温度変化を示す。

1燃料集合体のスランピングによる反応度付加は炉心中心において約27φで半径方向外側に向かうほど小さくなり、炉心最外列で約9φとなる。

第3.2.1図により27φのステップ状反応度を投入した場合、燃料温度の最大上昇は約120℃、被覆材及び冷却材についてはともに37℃以下である。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□℃、約□℃、及び約□℃であり、制限値を下回っている。

スランピング事故が炉心中心より半径方向外側で起こるほど反応度付加は小さく、従ってそれによる出力及び各温度の上昇は比例的に小さくなる。

原子炉容器入口ナトリウム温度は初期温度に比べほとんど上昇しない。

3.2.3 結論

この事故においては、「中性子束（出力領域）高」信号により原子炉は自動停止する。

この事故の場合でも、燃料、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。また、燃料及び高燃焼度予備試験用要素の健全性は損なわれることはない。

3.3 冷ナトリウム事故

3.3.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの原因により炉心に冷ナトリウムが導入され、本原子炉の負のナトリウム反応度係数によって正の反応度が加わる現象として考える。この事故の発生原因として、次の3事象が考えられる。

ケースA：1次冷却材流量の急上昇事故

低出力、あるいは高出力で運転中、1次系ポンプ出力が増大すると1次系の流量が増し炉心での冷却材の温度上昇が減少する。

これはナトリウム膨張係数が負のため正の反応度が加わることになる

ケースB：2次系冷却材流量の急上昇事故

低出力、あるいは高出力運転中、2次系ポンプの駆動モータが短絡し、定格以上の流量になった場合、2次系ナトリウムの温度低下から中間熱交換器を介して1次系のナトリウム温度が低下する。

ナトリウムの膨張係数が負であるため原子炉に正の反応度を与えることになる。

ケースC：主冷却器空気流量の急上昇事故

低出力、あるいは高出力運転中、誤って主冷却器のインレットベーンあるいはダンパー翼の開度を増すか、若しくは停止中の送風機を起動した場合、主冷却器を介して2次系ナトリウム温度が低下し、それ故に中間熱交換器を介して、1次系のナトリウム温度が低下する。ナトリウムの膨張係数が負であるため原子炉に正の反応度を与えることになる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

ケースA：1次系冷却材流量の急上昇事故

イ. 1次系ポンプの駆動モータは短絡事故を起こさないように設計、製作上十分な対策を行う。

ロ. 炉心での冷却材温度の低下により原子炉出力が上昇した場合には、「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ運転員の注意を喚起する。

ハ. 警報が無視され修正動作がとられずに、さらに出力が上昇する場合には、「中性子束高」のスクラム信号により原子炉は自動停止される。

ケースB：2次系冷却材流量の急上昇事故

イ. 2次系ポンプの駆動モータは、短絡事故が起こらないよう設計、製作上十分な対策を行う。

ロ. 低温のナトリウムが原子炉に導入され出力が上昇した場合には、「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ運転員の注意を喚起する。

ハ. 警報が無視され修正動作がとられずに、さらに出力が上昇する場合には、「中性子束高」のスクラム信号により原子炉は自動停止される。

ケースC：主冷却器空気流量の急上昇事故

イ. 主冷却器は冷却系1回路につき2ユニットより構成され、停止中のユニットが誤って起動しても最大1回路（2ユニット）に限られる。

ロ. 主冷却器の誤動作により空気流量が増加し、主冷却器出口ナトリウム温度が低下すると、警報が発せられ運転員の注意を喚起する。原子炉入口冷却材温度を自動制御運転する場合には、制御系により空気流量が調節され、2次ナトリウム温度の低下は防止される。

ハ. 上記の対策にもかかわらず、低温の1次冷却材が原子炉に導入され出力が上昇すると、「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ運転員の注意を喚起する。

ニ. 警報が無視され修正動作がとられずに、さらに出力が上昇する場合には、「中性子束高」のスクラム信号により原子炉は自動停止される。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、各ケースについてそれぞれ解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は出力100%とする。
- ロ. 1次系及び2次系流量は定格流量とする。
- ハ. 中性子束定格値の107%にスクラムレベルを仮定し、スクラム遅れは200msecとする。
- ニ. スクラム時に挿入される反応度値は、最大の反応度値を有する制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されない場合のものとする。
- ホ. 反応度温度係数としては原子炉出力のピーク値が最大に評価されるように、被覆材膨張係数、ナトリウム膨張係数及び構造材膨張係数は各々の最小値（絶対値が最大の負の値）を考え、ドップラー係数については最大値（絶対値が最小の負の値）を用いる。
- ヘ. 事故の経過はMIMIR-N2及びEXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。
- ト. 流量の上昇は次のように仮定する。
 - ケースA：1次系冷却材流量の急上昇は瞬時に起こるものとする。
 - ケースB：2次系冷却材流量の急上昇は瞬時に起こるものとする。
 - ケースC：主冷却器空気流量の急上昇は瞬時に起こるものとする。

(2) 解析結果

ケースA：1次系冷却材流量の急上昇事故

定格流量で運転されている1次系のポンプの駆動モータが短絡を起こすと、1次系流量は炉心部で約10%上昇する。これにより冷却材温度は平均で約8℃低下し、これによる反応度付加のため出力は上昇するが、約32秒でスクラムレベルに到達する。燃料の温度上昇は最高132%以下であり、冷却材は初期温度以上にはならない。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 ℃、約 ℃、及び約 ℃であり、制限値を下回っている。

ケースB：2次系冷却材流量の急上昇事故

定格流量で運転されている2次系ポンプの駆動モータが短絡を起こすと、2次系流量は約20%上昇する。これによる炉心入口ナトリウムの温度低下は約4℃であり、出力は約6%上昇するが、スクラム設定点には至らない。このとき燃料、冷却材等の温度上昇はそれぞれ約140%、約20℃以下であるので制限値に対して十分な余裕がある。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□℃、約□℃、及び約□℃であり、制限値を下回っている。

ケースC：主冷却器空気流量の急上昇事故

100%出力運転時に風量制御系の誤動作により、空気流量は1ループにおいて110%に上昇する。これによる原子炉部分での影響は冷却材入口温度は約50秒後から最大約0.6℃/秒の割合で低下し、240秒後には約4℃の低下となり、このため炉出力は上昇するがスクラム設定点には至らない。このとき燃料、冷却材の温度上昇はそれぞれ75℃及び7℃以下であり、制限値に対して十分な余裕がある。240秒以後は燃料、冷却材等の温度はいずれも低下し、新たな定常状態に落ち着く。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□℃、約□℃、及び約□℃であり、制限値を下回っている。

以上のように核的にもっとも苛酷な状態で事故が発生したと仮定しても、冷却材温度の降下による反応度付加現象が極めて苛酷となることはなく、いかなる過渡状態中にも燃料破損の制限値に対する余裕は十分である。

また、高燃焼度予備試験用要素の健全性は損なわれない。

3.3.3 結論

この事故においては、実際よりも十分に厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料、被覆管、及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはない、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.4 冷却材流路閉塞事故（参考用：暫定として「もんじゅ」から転用）

3.4.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は冷却材中の不純物が蓄積したり、原子炉容器内に予期せぬ異物が存在したりして、局部的に冷却材の流路が閉塞される事故並びに何らかの原因で燃料要素に破損を生じ内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接燃料要素表面に向かって放出される現象として考える。この場合燃料要素から発生する熱を除去し切れずに、局部的に冷却材温度が上昇したり燃料が過熱されたりし燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、燃料要素の破損が生じた場合には破損燃料検出装置で検出し、原子炉を停止する等の措置をとり、この事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故を防止し、また、万一、事故が発生した場合にもその影響を限定するために以下の対策を講じる。

- イ、燃料要素の材料選択、設計、製作、据付、試験及び検査等は、諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ、1次冷却材の純度は、適切な管理の下に、十分な純度を維持する。
- ハ、炉心燃料集合体は、その入口において各方向に多数の穴を開け、冷却材を流入させる。このようにすることによって各方向の穴が同時に塞がることのないようにする。
- ニ、運転状態の監視及び炉心の異常監視のために炉心燃料集合体の出口に温度計等を設置しており、異常が発生すれば中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- ホ、また、万一、事故が発生し、仮に燃料被覆管が破損した場合には、燃料要素より放出される核分裂生成物を破損燃料検出装置で検出する。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は計算コードFALLを用いて解析する。解析では、実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は出力100%で運転され、冷却材流量は定格流量とする。
- ロ. 燃料集合体内の1サブチャンネルが瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- ハ. 閉塞物質の物性値は構造材の値を使用する。
- ニ. 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- ホ. 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- ヘ. 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は実験データに基づき $1\text{ W/cm}^2\text{C}$ とする。

(2) 解析結果

第3.4.1図に流路閉塞部での被覆管肉厚中心最高温度の時間変化を、第3.4.2図に核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管の温度変化を示す。閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管肉厚中心最高温度は約 $730\text{ }^{\circ}\text{C}$ であり、運転時の異常な過渡変化時の被覆管内圧破損に関する制限値に対しても十分余裕がある。

また仮に、ある燃料要素が破損して、隣接燃料要素に核分裂生成ガスがジェット衝突した場合を想定しても、被覆管肉厚中心最高温度は約 $760\text{ }^{\circ}\text{C}$ であり、運転時の異常な過渡変化時の被覆管内圧破損に関する制限値に対しても十分余裕がある。核分裂生成ガス放出の継続時間は高々数分程度（破損孔直径 0.2 mm で約 20 秒 ）であり、その後は被覆管温度は初期の温度に復帰する。

3.4.3 結 論

燃料集合体内の1サブチャンネルが閉塞された場合においても被覆管の温度は過度に上昇することはない。仮にある燃料要素が破損し、核分裂生成ガスが放出することを想定した場合においても、隣接燃料要素の健全性が損なわれることはない。

尚、カバーガス法破損燃料検出装置や遅発中性子法破損燃料検出装置による燃料破損の監視によって運転員は燃料集合体内の損傷程度が安全上問題となる以前に十分な時間的余裕をもって原子炉を停止することができる。

3.5 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

3.5.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの機械的原因により、1次主冷却系循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量の減少を引起こす現象として考える。1次冷却材流量が減少すると、炉心各部の温度が上昇し、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

この場合、安全保護系の動作により、原子炉は自動停止し、補助冷却設備による崩壊熱除去運転に移行し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また万一事故が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講じる。

- イ. 1次主冷却系循環ポンプの材料選定、設計、製作、据付、試験及び検査等は、諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ. 万一、ポンプ軸固着が生じた場合には「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉停止後の崩壊熱は1次冷却系のポニーモータ及び補助冷却設備により熱除去を行う。ポニーモータは1台で崩壊熱の除去が可能である容量とする。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は出力100%で運転され、冷却材流量は定格流量とする。
- ロ. 事故を想定する冷却回路の1次主冷却系循環ポンプは最も厳しい場合を仮定して瞬時に回転を停止するものとする。
- ハ. 原子炉は故障側冷却系回路流量80%により自動停止し、その遅れは0.7秒とする。
- ニ. 単一故障の仮定として1回路のポンプスティックと同時に、他の1回路

のポンプもトリップするとする。

ホ. 過渡期における原子炉出力を最大に評価するために、反応度温度係数としては、被覆材膨張係数、ナトリウム膨張係数及び構造材膨張係数は最大値（絶対値が最小の負の値）を、また、ドップラー係数及び燃料軸方向膨張係数は最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。

へ. 事故の経過はMIMIR-N2、EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第3.5.1図に冷却材流量及び冷却材温度、原子炉出力、炉心流量、炉心の熱点の燃料、被覆管肉厚中心及びナトリウムの各温度変化をそれぞれに示す。

1回路のポンプスティック事故により、炉心流量は2秒後に定格の50%まで減少する。被覆材及び冷却材の温度上昇はそれぞれ約150℃及び約160℃で最高到達温度はそれぞれ約800℃及び約780℃にとどまる。燃料温度は初期温度を越えることはない。

高燃焼度予備試験用要素の試験最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約2090℃、約820℃、及び約800℃であり、制限値を下回っている。

原子炉容器出口ナトリウム温度並びに原子炉容器入口ナトリウム温度は初期温度に比べほとんど上昇しない。

3.5.3 結論

この事故においては、「1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。

この事故の場合でも、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

3.6. 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

3.6.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの機械的原因により、2次主冷却系循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量の減少を引起こす事故として考える。2次冷却材流量が減少すると、1次冷却材温度が上昇し、原子炉入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

この場合、安全保護系の動作により、原子炉は自動停止し、健全側冷却回路による壊熱除去運転に移行し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また万一事故が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講じる。

- イ. 2次主冷却系循環ポンプの材料選定、設計、製作、据付、試験及び検査等は、諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ. 上記のような対策があるにもかかわらず、ポンプ故障が起こる2次系の冷却材流量は低下し、「2次冷却材流量低」により警報を発し、運転員に注意を喚起する。
- ハ. 警報が発せられたにもかかわらず、修正動作が行われない場合、あるいは間に合わない場合は、「2次冷却材流量低」の信号により制御棒一斉挿入動作が行われ原子炉は自動停止される。
- ニ. 万一、前項の動作が行われなかった場合でも、「原子炉入口冷却材温度高」の信号により、原子炉は自動停止される。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は出力100%で運転され、冷却材流量は定格流量とする。

- ロ. 事故を想定する冷却回路の2次主冷却系循環ポンプは、最も厳しい場合を仮定して瞬時に回転を停止するものとする。
- ハ. 原子炉は故障側2次冷却系回路の「2次冷却材流量低」の信号により制御棒一斉挿入動作が行われ、その遅れは0.4秒とする。
- ニ. 反応度温度係数は原子炉出力を最大に評価するように各反応度係数の最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。
- ホ. 事故の経過はMIMIR-N2、EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第3.6.1図に冷却材温度変化を、第3.6.2図に原子炉出力、炉心流量、炉心の熱点の燃料、被覆管肉厚中心及びナトリウムの各温度の変化を示す。

冷却回路2系統中、1系統の2次冷却回路の冷却材流量が失われると、その系統の1次冷却材は中間熱交換器で冷却されずに原子炉へ戻ることになる。これにより炉心入口冷却材温度は約50℃上昇する。しかし、原子炉は「2次冷却材流量低」により制御棒が一斉挿入されるので、出力、燃料温度及び冷却材炉出口温度等はいずれも初期値以上にならない。

高燃焼度予備試験用要素の試験最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 ℃、約 ℃、及び約 ℃であり、制限値を下回っている。

原子炉容器出口ナトリウム温度は初期温度よりほとんど上昇しない。また原子炉容器入口温度は約480℃までの上昇にとどまる。

3.6.3 結論

この事故においては、「2次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。

この事故の場合でも、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、高燃焼度予備試験用要素の健全性が損なわれることはない。

3.7 主冷却器送風機軸固着事故

3.7.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、空冷式冷却器の送風機が電氣的あるいは機械的原因により停止し、空気冷却器の除熱が低下する現象として考える。空気流量が減少すると主冷却器及び中間熱交換器を介して1次系に悪影響を及ぼす可能性がある。

この場合、安全保護系の動作により、原子炉は自動停止、健全側冷却回路による崩壊熱除去運転に移行し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また万一事故が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講ずる。

- イ. 主冷却器の材料選択、設計、製作、据付、試験及び検査等は諸規格、基準に適合されるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ. 主冷却器は各系統2ユニットにし、系統毎に送風機トリップインターロックを備える。
- ハ. 万一空気流量が低下するような事故が起こると「冷却器出口ナトリウム温度高」の信号により運転員に注意を喚起する。
- ニ. 上記処置にもかかわらず事故が進行すれば、原子炉は「原子炉入口温度高」の信号により自動停止される。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は出力100%、各系の流量が定格の100%とする。
- ロ. 事故により空気流量が0%に低下したとする。
- ハ. 原子炉は「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止され、その遅れは10秒とする。
- ニ. 単一故障の仮定として1回路の送風機スティックと同時に、他の1回路

の送風機もトリップするものとする。

ホ. 反応度係数は原子炉出力を最大に評価するように反応度係数の最小値（絶対値が最大の負の値）を用いる。

へ. 事故の経過はMIMIR-N2、EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

空気流量の低下により、2次冷却材の温度が上昇し、中間熱交換器を介して1次冷却材温度は事故後約65秒から上昇を始める。その後原子炉入口冷却材温度高により原子炉は自動停止されるので原子炉入口及び出口冷却材温度の上昇はそれぞれ40℃及び50℃以下であり、出力及び燃料温度はいずれも初期値を超えない。

高燃焼度予備試験用要素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□□℃、約□□℃、及び約□□℃であり、制限値を下回っている。

3.7.3 結論

この事故においては、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止する。

この事故の場合でも、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、高燃焼度予備試験用要素の健全性は損なわれない。

3.8 1次冷却材漏洩事故

3.8.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、何らかの原因により、原子炉冷却材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏洩する現象として考える。

1次冷却系配管にヒビ、ワレが入り、ナトリウムが流出する事故が発生すると、炉心冷却能力の低下を来し、原子炉に悪影響を及ぼす可能性がある。

また、内管破損が生じている原子炉を停止後、保守のため床下の窒素ガス雰囲気は通常の空気におきかえられている状態において、外管からのナトリウム流出事故が生じたとする。流出したナトリウムは炉室床下にたまり空気と反応し、ナトリウム火災を生じ、同時に冷却系中に存在する放射性物質を放出することになる。

この場合、原子炉冷却材の漏洩を早期に検出して、原子炉を停止し、冷却材の循環に必要な原子炉容器の液位を確保して、炉心の冷却を維持することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、ナトリウムの燃焼抑制対策により、原子炉格納容器の温度、圧力が過度に上昇することも防止され、周辺公衆への著しい放射線被曝のリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にもその影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- イ、材料の選定、設計、製作、据付は諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ、熱応力などが過度となることのないように設計上配慮し、圧力や機械的な原因による過度の負荷応力を制限する。
- ハ、1次冷却系には耐食性の強くステンレス鋼を用い、また、冷却材ナトリウムの純度管理を行い酸素量や塩素量をおさえて腐食を防止する。
- ニ、1次冷却系配管はすべて2重壁にし、内管破損によるナトリウム流出が生じて外管によって格納される。

- ホ. また2重壁にすることにより内管からの漏洩を漏洩検出器により確実に検出する。
- ヘ. 2重管内の中空部分を満たしている窒素ガス系によって外管の破損検査を行う。
- ト. さらに漏洩が進んで原子炉が停止されない場合は原子炉容器の「ナトリウムレベル低」により自動停止される。
- チ. 1次系ナトリウムの漏洩が生じてオーバーフロータンクよりのナトリウム補給系によってナトリウムレベルは確保される。
- リ. 1次冷却系配管の破損が如何なる場所で起こっても炉心が露出しないように安全容器、サイホンブレイカー等を設ける。安全容器はそのために空間の体積を限定する。
- ヌ. 以上のように主冷却系回路は確保され十分崩壊熱が除去されるが、万一主冷却系による冷却が不可能な場合には補助冷却系により冷却を行い得るよう補助冷却系統を設ける。
- ル. 内管からの漏洩が検出された場合には適切な措置が講ぜられ、原則としてナトリウムが空気中に漏洩しても発火しないような温度まで冷却した後か、または、ナトリウムをドレンした後でなければ窒素雰囲気を空気に置換しないようにする。
- ヲ. ナトリウムの火災によって格納容器内圧が負圧となる可能性があるので、格納容器にはバキュームブレイカーを設置する。

3.8.2 炉心冷却能力の解析

(a) 内管破損事故

1次冷却系の内管破損によってナトリウム漏洩事故が発生しても、1次冷却系配管は2重壁になっており漏洩検出器が必要な個所に備えられているので直ちに検出され適切な措置が講ぜられる。

また、さらにナトリウムの流出が進行し2重管内の空間がすべて流出したナトリウムによって満たされたとしてもナトリウム補給系によってナトリウムレベルは通常位置に確保される。また、補給系のポンプが作動しなくても原子炉容器ナトリウムレベルは1次冷却系出口ノズル以下にさがらず、この

間原子炉は自動停止され、崩壊熱は補助冷却系統により十分除去できる。

(b) 外管破損事故

外管のみの破損は炉心の冷却能力自体には何等の影響を与えることもないので、ここでは前項同様内管破損によるナトリウム流出事故と重ねて考えることにする。この事故は内管破損の結果漏洩検出器によって適切な措置が講ぜられ得るので、ここでは停止後の崩壊熱除去を考える。この事故では原子炉容器ナトリウムレベルが低下し、主冷却系による冷却が期待できなくなることがあり得る。しかしながら1次冷却系のサイホンブレイカーの作動によって、ナトリウムレベルは1次冷却系出口ノズル以下に下ることはないので、炉心がナトリウムから露出することはない。この際炉心冷却は直ちに補助冷却系によって行われるので被覆管及び冷却材温度の異常な温度上昇は生ぜず制限値に対する余裕は十分存在する。

上記のように原子炉運転中に1次冷却材の漏洩が生じても炉心の冷却能力が失われることはない。

3.8.3 漏洩ナトリウムによる熱的影響の解析及び被曝評価

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- イ. 原子炉は原子炉停止中の保守のため床下の窒素ガス雰囲気は通常の空気におきかえられているものとする。
- ロ. 1次冷却系配管からナトリウムが炉室地下に放出されプール状にたまるとする。プールの面積としては200 m²を考える。
- ハ. プール状にたまったナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例しガスの絶対温度の平方根に比例するとする。初期ナトリウム燃焼率は5 lb/hr・ft²とする。
- ニ. 格納容器内ガス温度並びに構造材温度の初期値は300°Kとする。
- ホ. ガスから格納容器及び格納容器内コンクリート壁への伝熱は自然対流による熱伝達並びに熱輻射を考える。
- ヘ. 格納容器の内圧は理想気体の法則が適用できるとしてガス温度から求め

る。

(2) 解析結果

第3.8.1図に格納容器の温度変化を示す。

事故開始後15分間で内圧は最大となり、その時の内圧は、約0.5 kg/cm² gであり、ガス温度は事故開始後約30分で最高値約180℃に到達する。コンクリート壁の内側温度は燃焼開始後約4時間で最高となり約90℃である。

一方鋼壁温度は燃焼開始後1時間で最高となり、約110℃である。内圧、ガス温度、壁温度ともに最高値到達後は滑らかに下り、内圧は燃焼開始後約7時間で大気圧となる。

以上のように格納容器の内圧及び壁温は設計圧力及び温度を十分に下回っている。また原子炉崩壊熱の熱除去は補助冷却系で行われる。

この際放出される希ガスは約26 Ci (0.5 MeV換算) 放射性沃素は約0.73 Ci (I¹³¹換算) である。

3.8.4 結論

原子炉出力と冷却材流量のバランスは、この事故においても、適切な範囲内に維持され、原子炉の燃料、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉容器のナトリウム液位は、安全容器及び配管の2重壁が設置されているので、最終的な原子炉容器の液位はエマージェンシ・レベル以上に維持され、冷却材の循環に支障をきたすことはなく、炉心の冷却が可能である。

原子炉格納容器の内圧は最高使用値を十分に下回り、その健全性が損なわれることはない。

また、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した計算から、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えることはない。

3.9 2次冷却材漏洩事故

3.9.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、何らかの原因により、2次主冷却系配管が破損し、2次冷却材が漏洩する現象として考える。

2次冷却系配管にヒビ、ワレが入ったりしてナトリウム漏洩事故が起こると、長時間後には2次冷却系の冷却能力が低下し、中間熱交換器を介して原子炉入口温度が上昇する可能性がある。また、主冷却器建物では、ナトリウム火災を起こす可能性がある。

この場合、2次冷却材の漏洩を早期に検知して、原子炉を停止し、炉心の損傷を招くことはない。また、漏洩したナトリウムは早期に消火するので、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にもその影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- イ. 材料の選定、設計、製作、据付は諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行う。
- ロ. 熱応力などが過度となることのないように設計上配慮をし、圧力や機械的な原因による過度の負荷応力を制限する。
- ハ. 2次冷却系には十分な腐れ代を見込み、また、冷却材ナトリウムの純度管理を行い酸素量や塩素量をおさえて腐食を防止する。
- ニ. 2次冷却系配管には適当な所に漏洩検出器を設け、この検出により運転員に注意を喚起する。
- ホ. 2次冷却系流量の一層の低下に対しては「2次冷却材流量低」の信号により原子炉は制御棒一斉挿入により停止する。
- ヘ. 中間熱交換器中で破損が起こった場合は放射性的の1次冷却系ナトリウムが2次冷却系へ流入しないよう1次側を低圧とする。
- ト. 主冷却器中で破損が起こった場合にはこれを検出するためにスモーク検出器を備える。
- チ. 漏洩または破損事故に備えて配管室には消火設備を配置し、ナトリウム

火災を最少限に止めるようにする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過を実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように限定する。

- イ. 原子炉は出力100%で運転され、冷却材流量は定格流量とする。
- ロ. 小規模な漏洩事故が発生すれば漏洩検出器により検出され運転員に注意を喚起し、原子炉停止等の適切な処理がとられるので直接原子炉に影響を与えることはない。そこで、ここでは2次主冷却系2ループのうち1ループ配管が万一瞬時に破断した場合を想定する。
- ハ. 事故の経過はMIMIR-N2、EXCURS（またはそれらと同種のコード）及びTHERMOSTを用いて解析するものとする。

(2) 解析結果

第3.9.1図に各温度変化を示す。

事故ループの冷却能力がなくなるため原子炉容器入口温度が上昇し、事故発生後約46secで炉は「原子炉入口冷却材温度高」によりスロースクラム（制御棒一斉挿入）し、炉心出口温度は最大約26℃の上昇にとどまる。また、燃料温度は初期値を超えることはない。

高燃焼度予備試験用沃素の試料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約□□℃、約□□℃、及び約□□℃であり、制限値を下回っている。

一方、ナトリウム流出の生じた主冷却器建物ではナトリウム火災が発生するが、配管からの流出を検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして空気中への流出量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最少限に止められ、かつ、特殊化学消火薬品等の消火設備により消火されるので、ナトリウム火災は大規模なものにならない。また2次系ナトリウムは放射化されず、核分裂生成物も存在しないので公衆に放射線被曝をもたらすことはない。

3.9.3 結 論

この事故においては、「原子炉入口温度高」信号により原子炉は自動停止する。この事故の場合でも、被覆管及びナトリウムの各温度は過度に上昇することとはなく、炉心冷却能力が失われることは無い。また、高燃焼度予備試験沃素の健全性は損なわれない。

原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、漏洩ナトリウムの熱的影響についてもナトリウム火災は大規模なものとはならず、外部への影響はない。

3.10 燃料取替取扱事故

3.10.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、燃料取替作業中に燃料出入設備にて取扱中の使用済燃料集合体が、何らかの原因により破損する事故として考える。

(2) 防止対策

イ、燃料出入機を用いて炉内貯蔵ラックとトランスファロータとの間で炉心燃料集合体等の交換を行う際、カバーガスが炉室へ漏洩しないように燃料出入機最下部にコフィンドアバルブを備え原子炉との気密保持をする。

ロ、燃料出入機を使用中、炉内ナトリウム上面からの燃料出入機までの通路及び燃料出入機からトランスファロータまでの燃料通路内のポット停止事故に対しては、ポットグリップを手動に切り換えてポットを炉容器内及びトランスファロータ内に降ろすようにする。このほかに出入機には緊急冷却管を設け、アルゴンガス源よりの常温ガスを燃料ポットの周囲を通して炉容器内カバーガス内に流しこめるようにする。コフィン内長時間滞留事故に対しては、たとえ、コフィンスリーブ外面の空気強制冷却系が故障してもポット～コフィンスリーブ間の自然冷却のみで燃料被覆管を破損させることはない。

ハ、万一、燃料出入機が炉容器上部からトランスファロータ上部へ移動中、燃料集合体を含むポットがグリップよりはずれて落下したとする。しかし燃料出入機の移動中は必ずコフィンドアバルブが閉じるようインターロックが行われているので、多量の放射性物質が原子炉格納容器内の空気中に放出されることはない。

3.12.2 被曝評価

(1) 評価条件

イ、事故はサイクル末期の最大出力燃料集合体の移送時に生じたとする。

- ロ. 事故発生は原子炉停止の5日後に生じたとする。
- ハ. 燃料被覆管のすべてが破損し、燃料要素ガスプレナム中の核分裂生成物が燃料出入設備内に放出されるとする。
- ニ. 燃料出入設備内の気相部より建物への漏洩率は $3 \times 10^{-1} \%$ /日とする。
- ホ. フィルタの効果を期待することなく、建物内に放出された核分裂生成物は排気筒から放出されるものとする。
- ヘ. 被爆評価に用いる相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) は実効放出継続時間 $T = 2 \text{ hr}$ として以下の値を用いる。

	地上放出(F-4部放出)	排気筒放出
χ/Q (SEC/m ³)	6.6×10^{-5}	2.3×10
D/Q (rem/MeV·Ci)	3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}

(2) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

沃 素 (I-131換算) 約9.9 Ci

希 ガ ス (γ 線0.5 MeV換算) 約1.1 Ci

となる。敷地境界外における最大の被曝線量は、

小児甲状腺被曝線量 約0.031 rem

γ 線による全身被曝線量 約0.000000063 rem

である。

3.1.1 1次ナトリウム補助設備漏洩事故

放射性物質を含むナトリウムが漏洩する可能性がある事故として、下記の事象を想定し、評価をおこなう。

(a) 1次ナトリウムオーバーフロー系からのナトリウム漏洩

(b) 1次ナトリウム純化系のコールドトラップからのナトリウム漏洩

3.1.1.1 オーバーフロー系からのナトリウム漏洩事故

(1) 事故原因及び事故説明

(i) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により1次ナトリウムオーバーフロー系から放射性物質を含んだナトリウムが漏洩する事故として考える。

(ii) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 材料の選定、設計、制作、据付は諸規格、基準に合致するように考慮を払う。
- (b) 熱応力などが過度となることのないように設計上配慮をし、圧力や機械的な原因による過度の負荷応力を制限する。
- (c) 補助冷却系には耐食性の強いステンレス鋼を用い、また1次冷却ナトリウムの純化管理を絶えず行い、酸素量や塩素量をおさえて腐食を防止する。
- (d) 補助冷却1次配管には漏洩検出器を多数設け、この検出により適切な措置を講ずる。
- (e) 流出量の比較的大きな破損に対しても原子炉容器ナトリウムレベルは確保され、主冷却系による冷却が可能であるように補助冷却系の配管のエレベーションを考慮し、サイホンブレーカを設置する。
- (f) 補助冷却系の冷却材バウンダリは二重構造である。
- (g) 周囲の雰囲気はナトリウム火災を生じないように窒素ガス雰囲気とする。

(2) 漏洩ナトリウムによる熱的影響の解析

(i) 解析条件

- イ. オーバーフロー系からのナトリウムが、プール状にたまるとする。プール面積としては200㎡を考える。
- ロ. 床下室内雰囲気の初期酸素濃度は4%（重量比）とする。
- ハ. 室内は内外圧差100mmAqに対して100%/dの通気率があるものとする。

ニ. プール状にたまったナトリウムと空気との反応速度は室内の酸素濃度に比例しガスの絶対温度の平方根に比例するとする。初期ナトリウム燃焼率は $1 \text{ lb/hr}\cdot\text{ft}^2$ とする。

ホ. 床下室内及び格納容器内ガス温度並びに構造材温度の初期値は 300k とする。

ヘ. ガスから壁への伝熱は自然対流による熱伝達並びに熱輻射を考慮する。

ト. 床下室内及び格納容器の内圧は理想気体の法則が適用できるとしてガス温度から求める。

(ii) 解析結果

第3.11.1図に格納容器内圧力、ガス温度、鋼壁及びコンクリート表面温度の時間変化を示す。事故開始後約24分で内圧は最大となり、その時の内圧は約 $0.033\text{kg}/\text{cm}^2\text{g}$ である。ガス温度は事故開始後約15分で最高値約 28°C に到達する。コンクリート壁、鋼壁温度の上昇はごくわずかであり最高値到達後は滑らかに下り、内圧は燃焼開始後約4時間で大気圧となる。

以上のように格納容器の内圧及び壁温は設計圧力及び温度を十分に下廻っている。

この場合、ナトリウム燃焼量は約 1.5トンである。

(3) 被爆評価

(i) 評価条件

イ. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長期間にわたって運転されていたものとする。

ロ. 通常運転時に2%の燃料欠陥率を想定する。

ハ. 希ガスはNa中の全量が、沃素は燃焼Na中の全量が、瞬時に原子炉格納容器内床上へ移行するものとする。沃素のうち10%はガス状で、残りの90%はエアゾル状とする。エアゾル状沃素については原子炉格納容器内で半減期1hrで沈降するものとする。

ニ. 原子炉格納容器ドーム部及び円筒部のアニュラス部への漏洩率については $1.35\text{kg}/\text{cm}^2\text{g}$ で各々 $0.009\%/d$ 、 $5\%/d$ とし内圧と外

圧の差の平方根に比例するものとする。原子炉格納容器内圧はNa
火災解析からピーク値を用い、漏洩率を安全側に次のようにする。

t (hr)	内圧 (kg/cm ²)	ドーム部漏洩率 (%/d)	アニュラス部への 漏洩率 (%/d)
0~4	0.033	1.41×10^{-3}	7.82×10^{-1}
4~	0	0	0

ホ. アニュラス部へ漏洩したFPは瞬時に排気筒より放出されるもの
とする。尚、アニュラス喚起系のフィルタ除去効率として沃素に対
して90%を考慮する。

ヘ. 被爆評価に用いる相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) は実
効放出継続時間 $T = 2 \text{ hr}$ として以下の値をもちいる。

	地上放出(ドーム部放出)	排気筒放出
χ/Q (sec/m ³)	6.6×10^{-5}	2.3×10^{-6}
D/Q (rem/MeV·Ci)	3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}

(ii) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次ナトリウムオーバーフロー
系からのナトリウム漏洩事故を想定した場合、大気中へ放出される核
分裂生成物の量は、

沃 素 (I-131換算) 約 0.044 Ci

希 ガ ス (γ線0.5 MeV換算) 約 240 Ci

となる。これらのFP放出による一般公衆の被爆線量は以下のように
なる。

小児甲状腺被爆線量 約 0.00021rem

γ線による全身被爆線量 約 0.00013rem

3.1.1.2 コールドトラップからのナトリウム漏洩事故

(1) 事故原因及び防止対策

(i) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により1次ナトリ
ウム純化系のコールドトラップから放射性物質を含んだナトリウムが

漏洩する事故として考える。

(ii) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 材料の選定、設計、制作、据付は諸規格、基準に合致するように考慮を払う。
- (b) 熱応力などが過度となることのないように設計上配慮をし、圧力や機械的な原因による過度の負荷応力を制限する。
- (c) 補助冷却系には耐食性の強いステンレス鋼を用い、また1次冷却ナトリウムの純化管理を絶えず行い、酸素量や塩素量をおさえて腐食を防止する。
- (d) 補助冷却1次配管には漏洩検出器を多数設け、この検出により適切な措置を講ずる。
- (e) 補助冷却系破損によりナトリウム流出が生じても、原子炉容器ナトリウムレベルが低下しないように、オーバーフロー系によりオーバーフロータンクからナトリウムを原子炉容器に汲上げていく。
- (f) 流出量の比較的大きな破損に対しても原子炉容器ナトリウムレベルは確保され、主冷却系による冷却が可能であるように補助冷却系の配管のエレベーションを考慮し、サイホンブレーカを設置する。
- (g) 補助冷却系の冷却材バウンダリは二重構造である。
- (h) 周囲の雰囲気はナトリウム火災を生じないように窒素ガス雰囲気とする。

(2) 漏洩ナトリウムによる熱的影響の解析

(i) 解析条件

- イ. コールドトラップからのナトリウムが、プール状にたまるとする。
プールの面積としては 200 m²を考える。
- ロ. 床下室内雰囲気の初期酸素濃度は 4 % (体積比) とする。

ハ. 室内は内外圧差 100mmAq に対して 100%/d の通気率があるものとする。

ニ. プール状にたまったナトリウムと空気との反応速度は室内の酸素濃度に比例しガスの絶対温度の平方根に比例するとする。初期ナトリウム燃焼率は $1 \text{ lb/hr}\cdot\text{ft}^2$ とする。

ホ. 床下室内及び格納容器内ガス温度並びに構造材温度の初期値は 300k とする。

ヘ. ガスから壁への伝熱は自然対流による熱伝達並びに熱輻射を考慮する。

ト. 床下室内及び格納容器の内圧は理想気体の法則が適用できるとしてガス温度から求める。

(ii) 解析結果

3.11.1節の「オーバフロー系からのナトリウム漏洩事故」と同じ結果になる。

(3) 被爆評価

(i) 評価条件

イ. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長期間にわたって運転されていたものとする。

ロ. 通常運転時に 2% の燃料欠陥率を想定する。

ハ. 希ガスは Na 中の全量が、沃素は燃焼 Na 中の全量及びコールドトラップ存在量の 10%* が、瞬時に原子炉格納容器内床上へ移行するものとする。沃素のうち 10% はガス状で、残りの 90% はエアゾル状とする。エアゾル状沃素については原子炉格納容器内で半減期 1 hr で沈降するものとする。(* 燃焼 Na と漏洩 Na の比を安全側に丸めた値)

ニ. 原子炉格納容器ドーム部及び円筒部のアニュラス部への漏洩率については $1.35 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ で各々 0.009%/d、5%/d とし内圧と外圧の差の平方根に比例するものとする。原子炉格納容器内圧は Na 火災解析からピーク値を用い、漏洩率を安全側に次のようにする。

t (hr)	内圧 (kg/cm ² g)	ドーム部漏洩率 (%/d)	アニュラス部への 漏洩率(%/d)
0~4	0.033	1.41×10^{-3}	7.82×10^{-1}
4~	0	0	0

ホ. アニュラス部へ漏洩したFPは瞬時に排気筒より放出されるものとする。尚、アニュラス喚気系のフィルタ除去効率として沃素に対して90%を考慮する。

へ. 被爆評価に用いる相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) は実効放出継続時間 $T = 2 \text{ hr}$ として以下の値をもちいる。

	地上放出(ドーム部放出)	排気筒放出
χ/Q (sec/m ³)	6.6×10^{-5}	2.3×10^{-6}
D/Q (rem/MeV·Ci)	3.2×10^{-6}	1.1×10^{-6}

(ii) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次ナトリウムオーバーフロー系からのナトリウム漏洩事故を想定した場合、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

沃素 (I-131換算) 約 0.25 Ci

希ガス (γ 線0.5MeV換算) 約 240 Ci

となる。これらのFP放出による一般公衆の被爆線量は以下のようになる。

小児甲状腺被爆線量 約 0.0021 rem

γ 線による全身被爆線量 約 0.00013rem

3.1.2 廃棄物処理設備の破損事故

3.1.2.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

廃棄物処理設備の廃ガス貯留タンク、廃液タンク、ポンプ、配管等が何らかの原因で破損または漏洩を起こした場合、内蔵されている放射性物質が原子炉施設外に放出される可能性がある。評価では、放射量が最大となる気体廃棄物処理設備の廃ガス貯留タンク 1 基が破損して内蔵されている核分裂生成物が原子炉付属建屋内に放出される事故として考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講じる。

イ. 廃棄物処理設備の廃ガス貯留タンク、廃液タンク、ポンプ、配管等は、高い品質管理の基に材料選定、設計、製作、及び据付けを行い、破損や漏洩の起こる可能性を少なくする。

ロ. 廃棄物処理設備のうち、気体廃棄物処理設備にあっては、万一、何らかの原因で気体廃棄物が漏出したとしても、すべてこれらを換気系から排気筒へ導くようにする。液体廃棄物処理設備にあっては、万一、何らかの原因で液体廃棄物が漏出したとしても、これらをすべて廃液タンクに貯留して敷地外へ放出させないようにする。尚、廃液タンクは、液体廃棄物の全量を十分貯留できる容量を有するものとする。さらに、排気筒には、放射性ガスの監視装置を設け、周辺環境に対する最終の監視装置として事故に対処する。

3.1.2.2 被曝評価

(1) 評価条件

この事故のうち、気体廃棄物処理設備の廃ガス貯留タンク 1 基が破損して内蔵されている核分裂生成物が原子炉施設外に放出される事故に対し、前項に述べたような各種の防止対策及び事故対策を施すこととしているが、下記のような評価条件を仮定して、原子炉施設の設計の基本方針の

妥当性を確認する。

- イ. 燃焼度が一律に $75,000 \text{ MWd/t}$ に達した燃料集合体からなる炉心に存在する核分裂生成物の 2% に相当する量が 1 次冷却材中に漏出するものとする。
- ロ. 1 次冷却材中に漏出した核分裂生成物がカバーガス中に移行し、このカバーガスがダンプタンクを経由して、廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- ハ. 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- ニ. 廃ガス貯留タンクに貯留されている廃ガス中の核分裂生成物は、同タンクの破損時に瞬時にすべてが原子炉付属建物内へ放出されるものとする。
- ホ. 原子炉付属建物へ放出される核分裂生成物のうち、10% は直接大気中に、90% は原子炉付属建物の換気設備から排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- ヘ. 大気中に放出される核分裂生成物による被曝線量の評価条件は、5.1.2 に示す「(2)被曝線量の計算条件」及び「(3)解析方法」によるものとする。

(2) 評価結果

気体廃棄物処理設備の廃ガス貯留タンク 1 基が破損して内蔵されている核分裂生成物が原子炉施設外に放出される事故の評価結果は、下記の通りである。同事故によって、大気中に放出される核分裂生成物の量は、

沃素 (I-131 換算)	約 $1.6 \times 10^{-2} \text{ Ci}$
希ガス (γ 線 0.5 MeV 換算)	約 $3.4 \times 10^2 \text{ Ci}$

である。

人の居住の可能性のある敷地境界外で、最大となる場所における被曝線量は、

小児甲状腺被曝線量	約 0.0014 rem
γ 線による全身被曝線量	約 0.0006 rem

である。

3.1 2.3 結 論

廃棄物処理設備の破損事故を仮定した場合、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えることはない。

3.1 3 原子炉サービス系の事故

3.1 3.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

本原子炉では冷却材としてナトリウムを使用しているため、アルゴン系及び純化系等の原子炉サービス系（補助系）が付属する。

これらの系統には放射性物質を内包しているものがあり、破損事故を起こすと直接原子炉に影響を及ぼさなくとも、周辺公衆に被曝をもたらす可能性がある。評価では炉容器上部の1次アルゴンガス系配管が破損し、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが炉容器上部に漏洩する事故として考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にもその影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

イ. アルゴンガス系は、1次冷却系、2次冷却系その他ナトリウムを使用する機器の自由液面をアルゴンガスでカバーし、ナトリウムの酸化を防止すること、機器のシール、機器及び燃料の冷却、予熱、燃料の浄化及びナトリウムの加圧充填等々に使用される。1次及び2次カバーガス系にはアルゴンガス供給タンクからアルゴンガスを供給するが、1次系は放射化されるので、他の系統と分離し、管理する。

ロ. 1次カバーガス及び放射性アルゴンガスの排出は廃ガス系に導き減衰、稀釈して排気筒から大気中へ放出する。さらに、排気筒には、放射性ガスの監視装置を設け、周辺環境に対する最終の監視装置として事故に対処する。

ハ、放射性物質を内包するナトリウムサービス系は可能な限り原子炉格納容器へ納め周囲の雰囲気窒素とし、たとえ破損が起きても火災を防止し、また放射性物質が敷地周辺へ拡散しないようにする。放射性物質を内包するナトリウムサービス系で格納容器外へ設置されるものは1次ナトリウム充填配管のみである。この充填配管が破損しても非放射性ナトリウムが漏洩するだけで放射線被曝上の問題はない。

3.1 3.2 被曝評価

(1) 評価条件

万一、1次アルゴン系統で破損事故が発生したとすると、周辺公衆へ被曝をもたらす可能性がある。従って、炉内の燃料の一部が破損している状態で原子炉の運転が行われており、炉内で発生する核分裂生成物の2%相当量が継続してナトリウム中に放出されていると仮定した場合の炉容器上部の1次アルゴンガス系配管の破損を考える。

(2) 評価結果

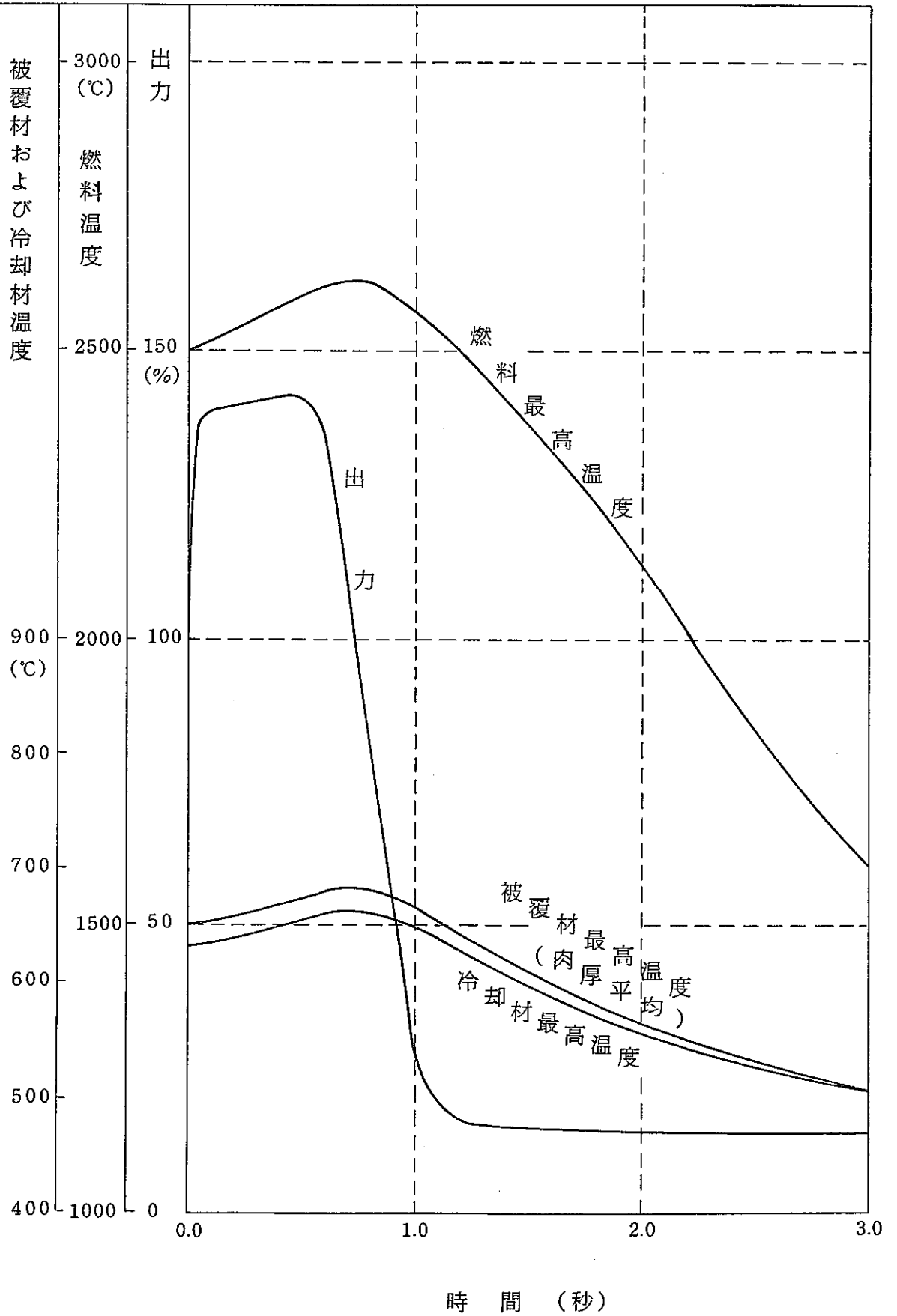
前記条件を考慮して計算した結果、事故によって大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

沃素 (I-131換算)	約 4.9×10^{-3} Ci
希ガス (γ 線0.5 MeV換算)	約 9, 200 Ci

3.1 3.3 結論

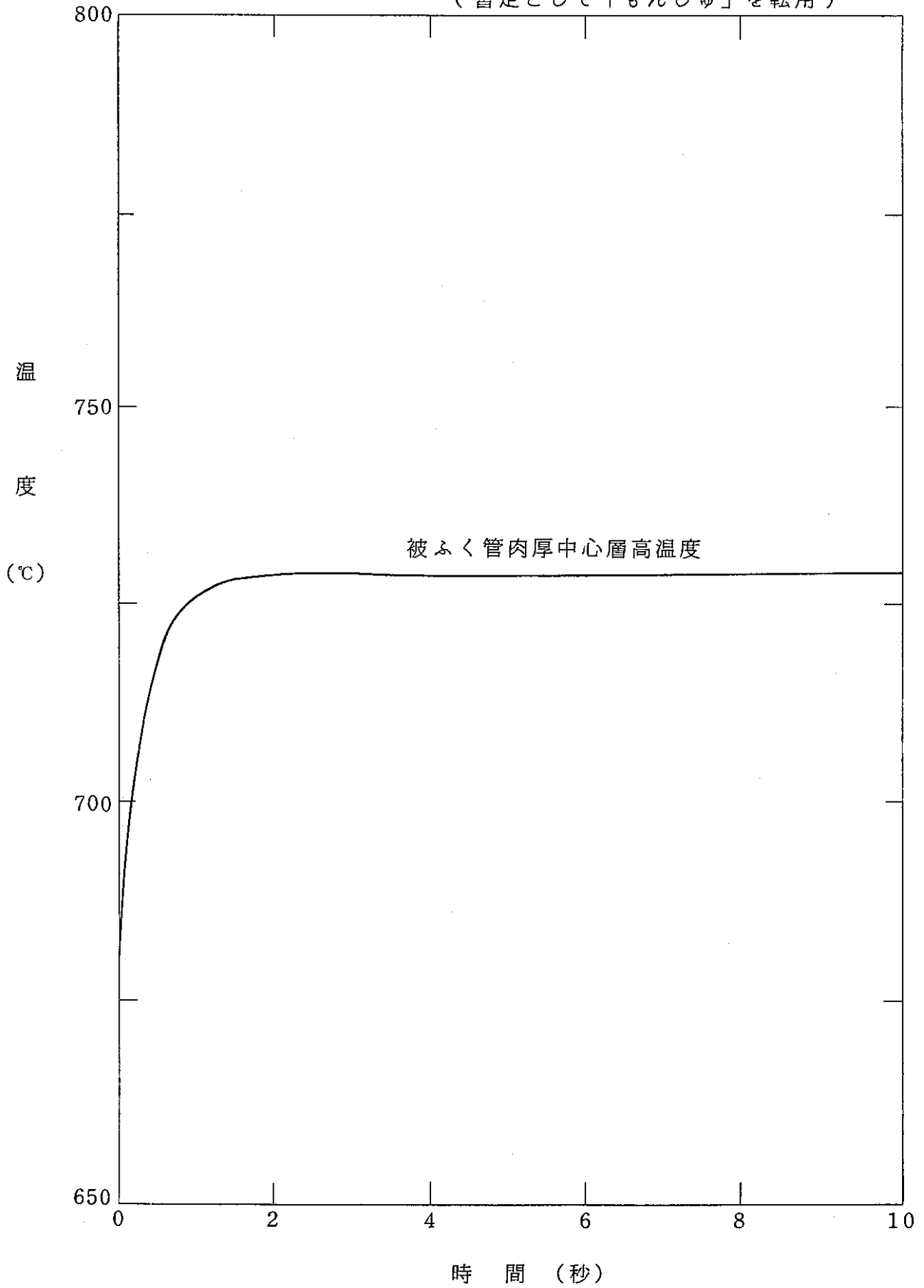
原子炉サービス系の事故を仮定した場合、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射性被曝のリスクを与えることはない。

(現行申請書より)

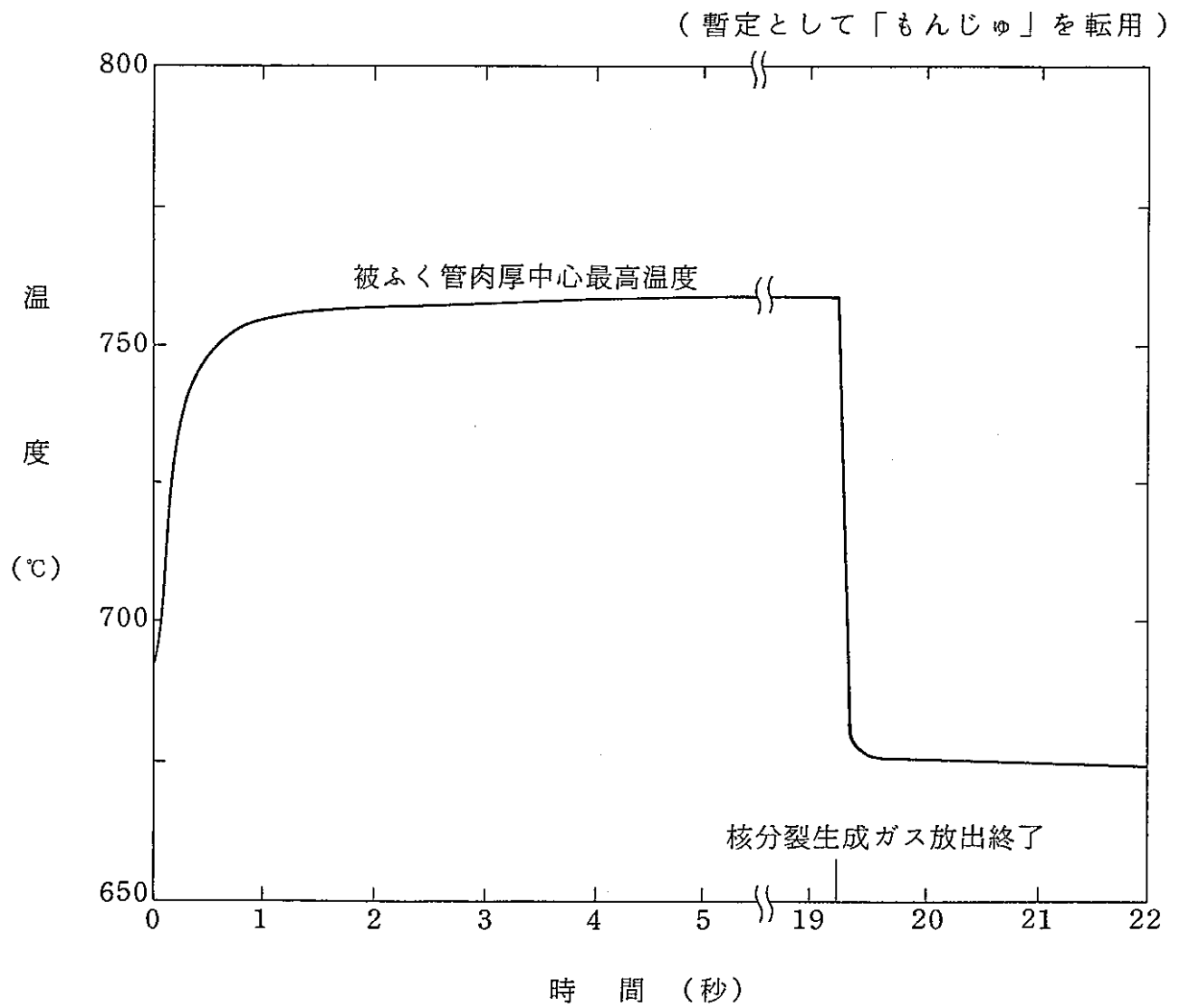


第 3. 2. 1 図 燃料スランピング事故

(暫定として「もんじゅ」を転用)

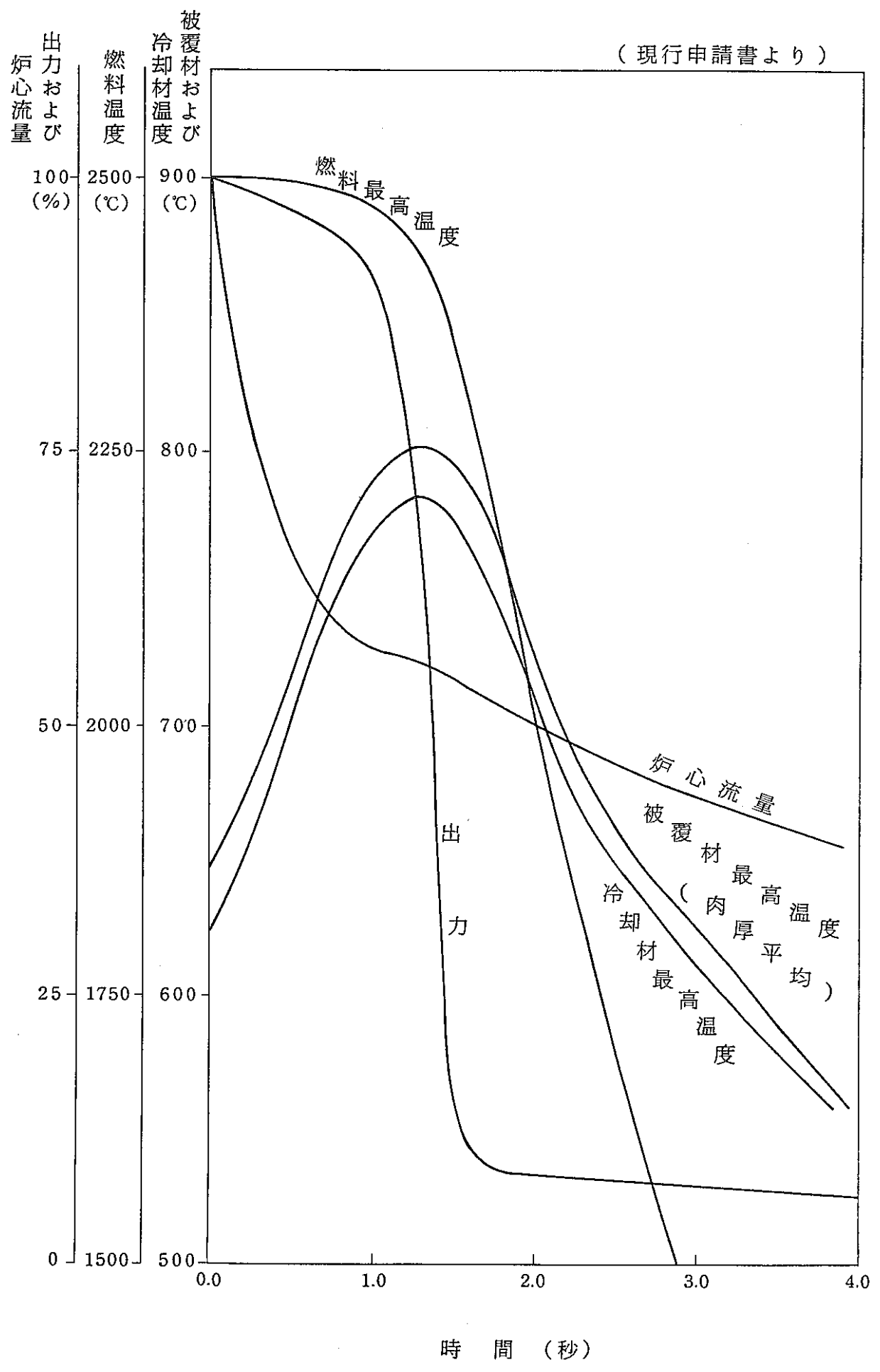


第3.4.1図 冷却材流路閉塞事故(1)
- 流路閉塞による被覆管温度変化



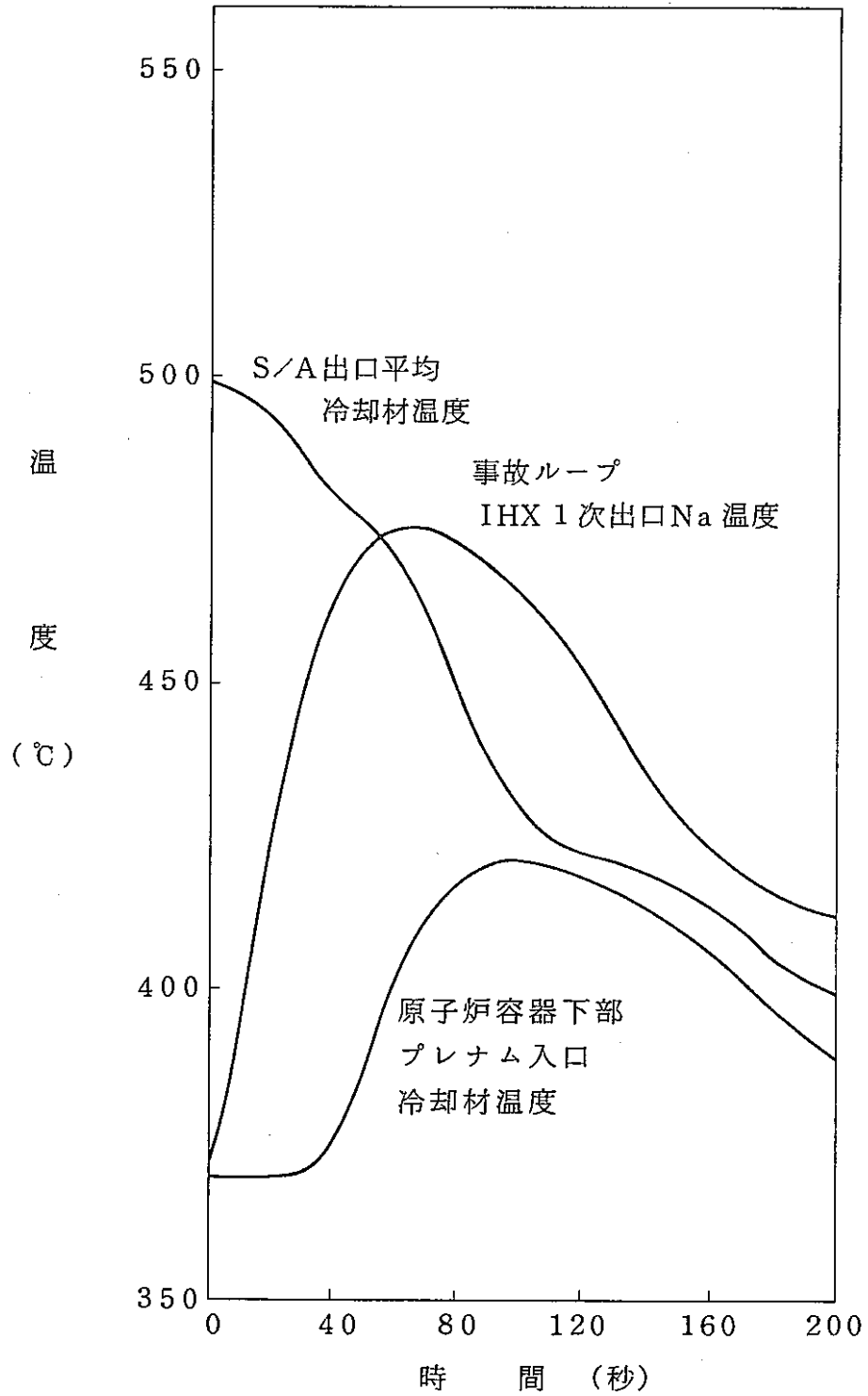
第 3.4.2 図 冷却材流路閉塞事故 (2)
 - 核分裂生成ガスジェット衝突による
 隣接燃料被覆管温度変化

(現行申請書より)



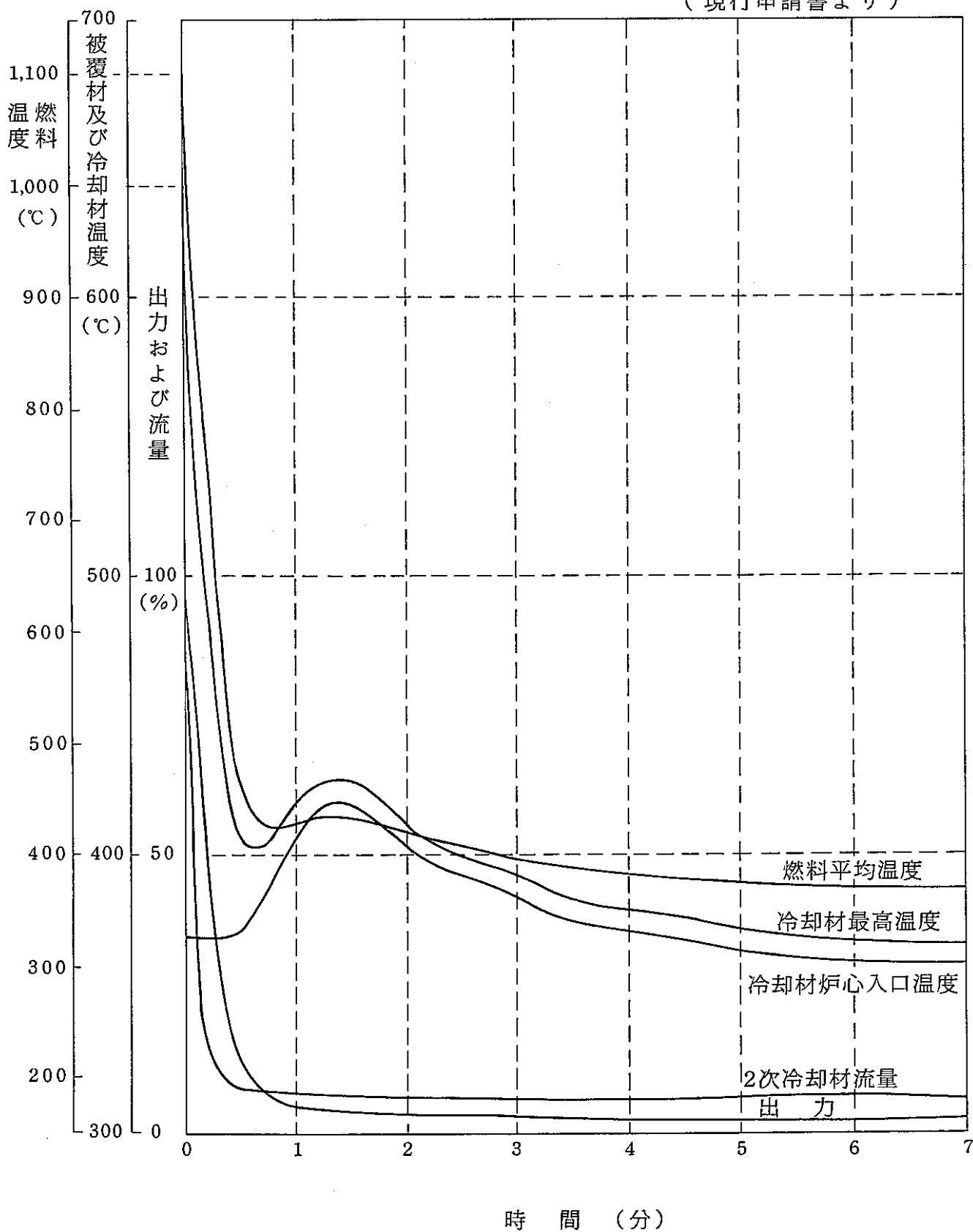
第 3.5.1 図 1 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

(調整設計より転用)



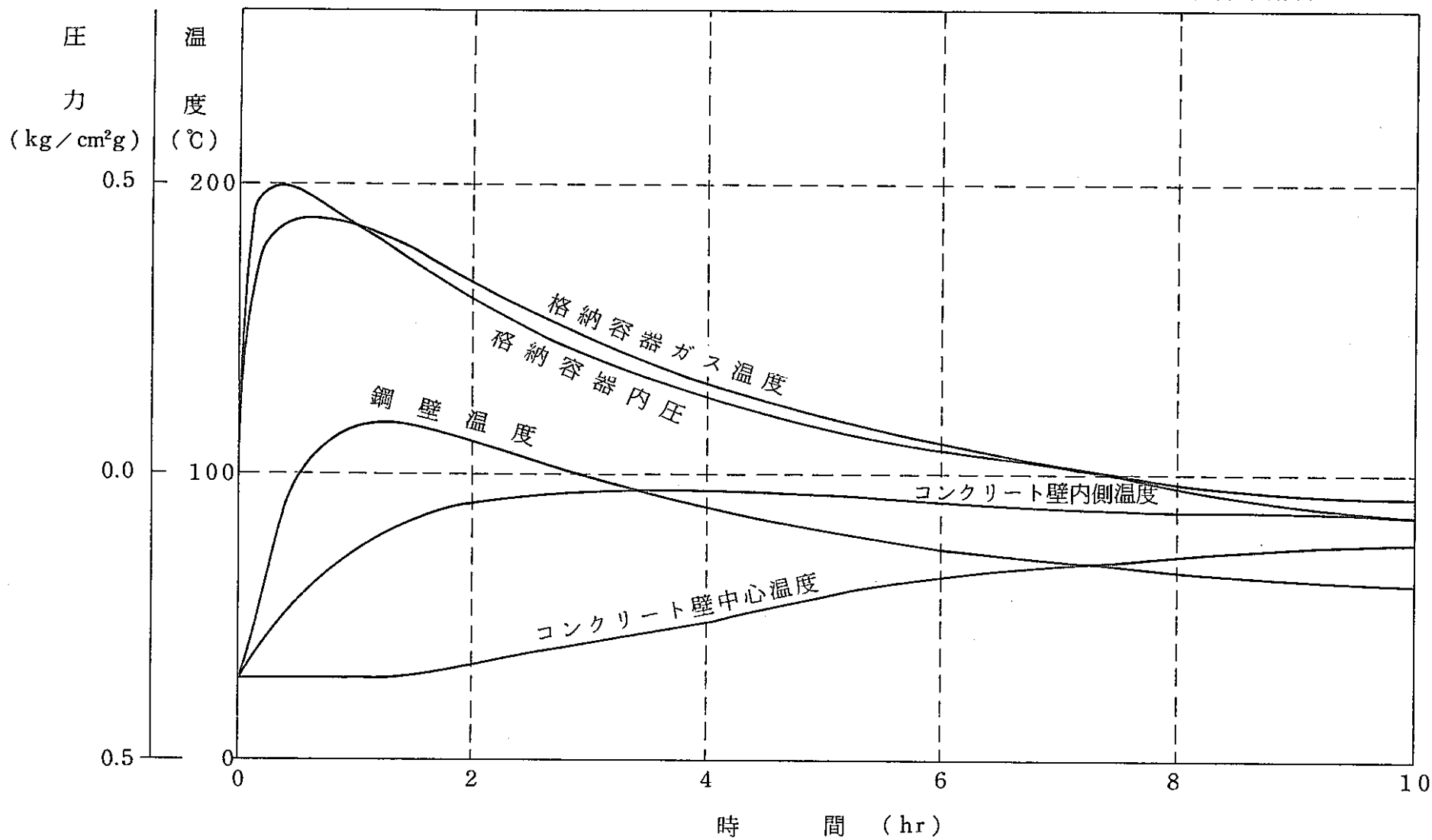
第 3.6.1 図 2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
- 冷却材温度変化

(現行申請書より)

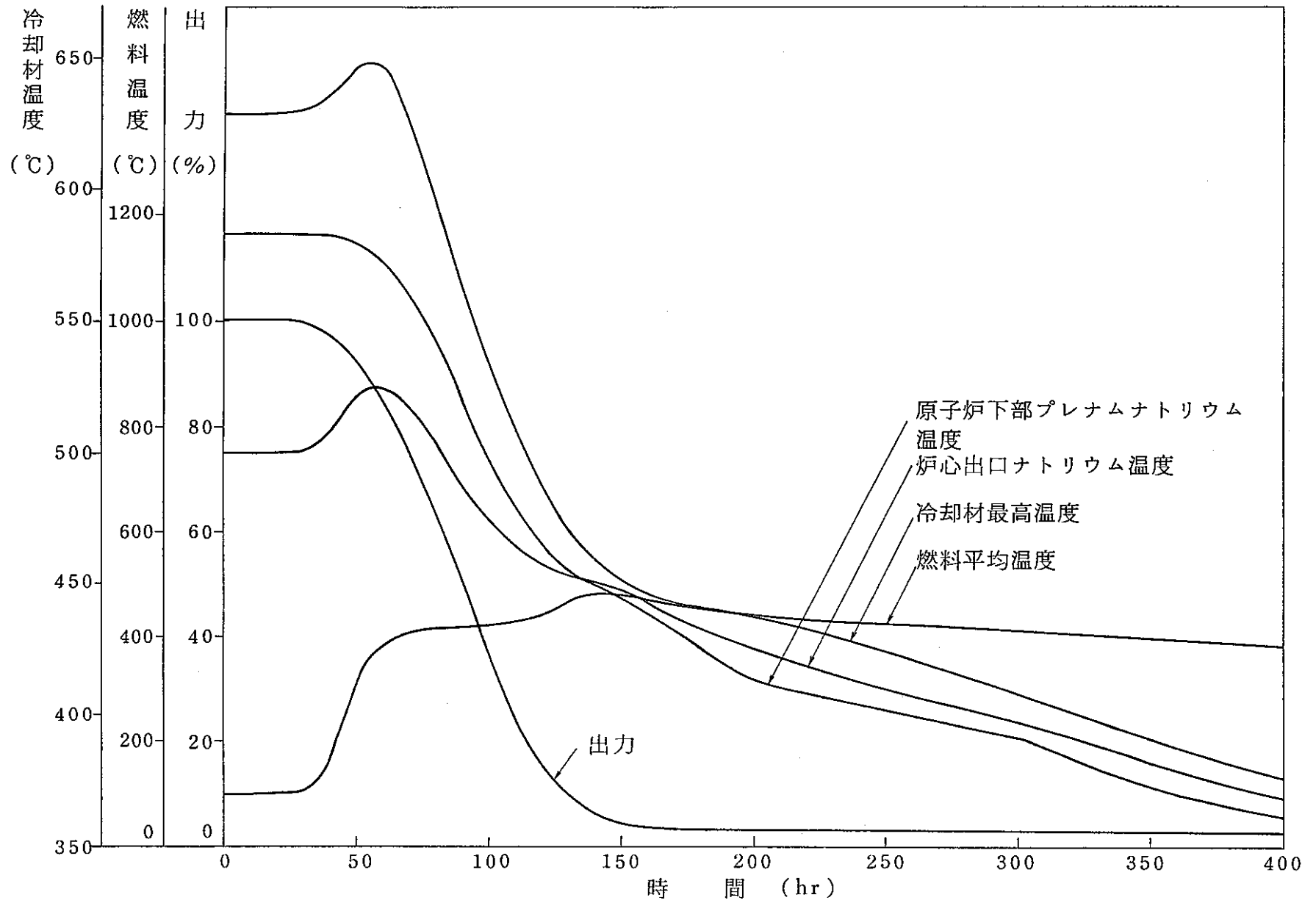


第 3. 6. 2 図 2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

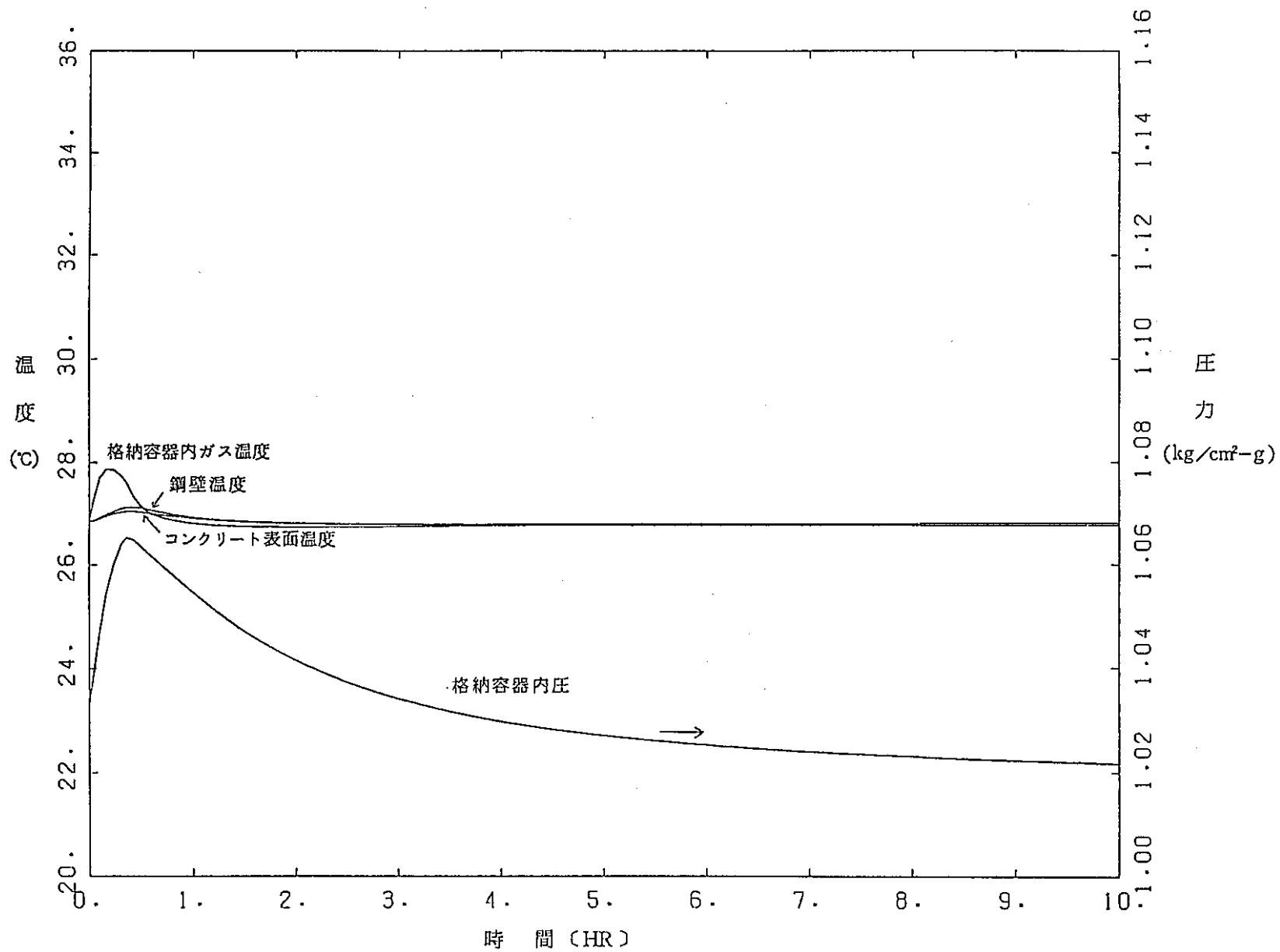
(現行申請書より)



第3.8.1図 1次冷却材漏えい事故



第 3.9.1 図 2 次冷却材漏えい事故



第 3.11.1 図 1 次ナトリウムオーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故

4. 技術的には起こるとは考えられない事象の解析

4.1 序

4.1.1 はじめに

本節では、発生頻度は極めて低いが結果が重大であると想定される事象、すなわち技術的には起こるとは考えられない事象について、高速増殖炉の運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを説明する。

原子炉施設の材料選定、設計、製作、据付、試験、検査等は諸規格、基準に適合させるようにし、また品質管理や工程管理を十分に行い極めて信頼性の高いものとしており、機器、システムの故障、破損あるいは運転員の誤操作等の異常事象の発生に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、万が一これらの修正動作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により重大な事故に発展することがないように設計されている。

しかしながら、ここでは技術的には起こるとは考えられない事象として、発生頻度が無視し得る程極めて低いが炉心が大きな損傷に至る恐れがある次の事象を選定し、防止対策との関連において放射性物質の放散に対する障壁の抑制機能を評価するため、原子炉施設の深層防御の観点から評価を行う。

技術的には起こるとは考えられない事象として次のものを選定する。

「炉心溶融再臨界事象」

評価に当たっては、以下に述べるように起因となる事象の発生を仮定した場合、事象経過に対する防止対策との関連において炉心損傷の程度を評価し、事象に応じて放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認するため、一部の機器等に設計条件を超える結果が生じても、放射性物質放散に対する障壁としての原子炉冷却材バウンダリのナトリウム保持機能等または格納容器バウンダリによる最終的な放射性物質の放散に対する抑制機能が保たれることを確認する。

4.1.2 解析に用いる計算コード

解析は2次元の炉心崩壊事故解析コード「VENUS」を用いて行う。

「VENUS」は炉心を円筒で模擬し、以下に示す(R-Z)2次元流体力学計算によって物質の運動を計算する。「VENUS」の計算手順を第4.1.1図に示す。

(1) 核計算

原子炉の出力 $P_t(t)$ は一点近似動特性方程式によって計算される。

事象中に考慮される反応度は起因事象によって挿入される反応度 δk_{IN} 燃料の温度上昇に伴うドップラー反応度 δk_{DOP} 及び炉心物質の移動による反応度 δk_{DIS} である。

$$\frac{dP_t(t)}{dt} = \frac{\rho^* - \beta}{\ell} P_t(t) + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i \quad \dots\dots\dots (4.1.1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i P_t(t)}{\ell} - \lambda_i C_i \quad (i=1, 2 \dots I) \quad \dots (4.1.2)$$

ρ^* : 反応度

β_i : 遅発中性子グループ*i*の割合

λ_i : 遅発中性子グループ*i*の崩壊定数

C_i : 遅発中性子グループ*i*の先行核濃度

ℓ : 即発中性子寿命

β : 全遅発中性子割合

I : 遅発中性子のグループ数

ここで反応度 ρ^* は(4.1.3)式で表わされる。

$$\rho^* = \frac{\delta k_{IN} + \delta k_{DOP} + \delta k_{DIS}}{1 + \delta k_{IN} + \delta k_{DOP} + \delta k_{DIS}} \quad \dots\dots\dots (4.1.3)$$

(i) 挿入反応度 (δk_{IN})

炉心燃料が溶融し重力落下によって集積するために急激に反応度が挿入される。反応度はランプ状に挿入されると仮定すると δk_{IN} は下式で示される。

$$\delta k_{IN} = A \cdot t + \delta k_0 \quad \text{-----} \quad (4.1.4)$$

- A : 反応度挿入率
 t : 時間
 δk_0 : 初期挿入反応度

(ii) ドップラー反応度 (δk_{DOP})

燃料の温度上昇に伴って負の反応度フィードバックが働く。

$$\frac{d k_{DOP}}{d T} = a T^{-\frac{3}{2}}(t) + b T^{-1}(t) + c T^{m-1}(t) \quad \text{-----} \quad (4.1.5)$$

ここで、a、b、c 及び m は定数であり、T は燃料の温度である。(4.1.

5) 式を積分して下式が得られる。

$$k_{DOP} = 2 a T^{\frac{1}{2}}(t) + b \ln T(t) + \frac{c}{m} T^m(t) \quad \text{-----} \quad (4.1.6)$$

計算を簡単にするために、燃料の温度は各セルで平均化し、その結果温度変化による反応度の変化は次式のようなになる。

$$\delta k_{DOP} = \sum_{\text{cell } i} (k_{DOP, i}(t) - k_{DOP, i}(t=0)) \cdot W_i^* \quad \text{-----} \quad (4.1.7)$$

W_i^* は各セルの出力密度に比例しており、ドップラー効果に対する重みの関数を表わしている。

(iii) 炉心物質移動による反応度 (δk_{DIS})

燃料の温度が上昇し蒸気化を始めると、燃料は圧力を発生し炉心物質を分散させる。炉心物質の分散によって急激に負の反応度フィードバックが働き事象は修了する。この反応度は物質反応度値分布 $W(r, z)$ が時間に依存しないものと仮定し、1次摂動論によって求められる。 $W(r, z)$ を Taylor 展開すると次式が得られる。

$$W(r, z) = W_0(r, z) + \frac{\partial W_0(r, z)}{\partial r} \Delta r + \frac{\partial W_0(r, z)}{\partial z} \Delta z + \quad \text{-----} \quad (4.1.8)$$

ここで $W_0(r, z)$ は初期物質反応度値分布を表わす。

(4.1.8) 式の2次以上の項を無視すると単位密度当りの局所的な反応度変化は(4.1.9)式で示される。

$$W(r, z) - W_0(r, z) = \frac{\partial W_0}{\partial r} \Delta r + \frac{\partial W_0}{\partial z} \Delta z$$

$$= \nabla W_0 \cdot \Delta X \quad \text{-----} \quad (4.1.9)$$

従って、炉心全体の反応度変化は体積で積分することによって得られる。

$$\delta k_{DIS} = \int V \rho(r, z, t) \nabla W_0(r, z)$$

$$\cdot \Delta X(r, z, t) dV \quad \text{-----} \quad (4.1.10)$$

$\rho(r, z, t)$: 炉心物質の密度

V : 各セルの体積

ΔX : 流体力学計算で計算される点 (r, z) での変位ベクトル

(2) 熱計算

出力上昇によって Δt 時間に発生するエネルギー $\Delta Q(r, z, t)$ は(4.1.11)で示される。

$$\Delta Q(r, z, t) = P t(t) \cdot \Delta t \quad \text{-----} \quad (4.1.11)$$

エネルギー保存式より Δt 時間に蓄えられる単位体積当りの内部エネルギー $-\Delta E(r, z, t)$ は次式で示される。

$$\Delta E(r, z, t) = \Delta Q(r, z, t) - P(r, z, t)$$

$$\cdot \rho(r, z, t) \cdot \Delta V(r, z, t) \quad \text{-----} \quad (4.1.12)$$

ここで $P(r, z, t)$ は燃料の圧力 $\Delta V(r, z, t)$ はセル内での比体積の変化を示す。

$$\Delta V(r, z, t) = \frac{1}{\Delta \rho(r, z, t)} \quad \text{-----} \quad (4.1.13)$$

従って、 Δt 時間での燃料の温度上昇は燃料の比熱 C_v を用いて次式で与えられる。

$$\Delta T(r, z, t) = \frac{\Delta E(r, z, t)}{C_v} \quad \text{-----} \quad (4.1.14)$$

(3) 燃料の状態方程式

出力上昇に伴って燃料の温度が上昇すると燃料は圧力を発生する。発生した圧力は炉心物質を移動させる。従って燃料の状態方程式は核・熱計算と流体力学計算を結びつける役目をしている。

状態方程式は燃料の高温での物性値が不正確であるため対応状態の原理より理論的に求められることになる。対応状態の原理とは臨界点 T_c 、 P_c 、 V_c で規格化して温度 ($T_r = T/T_c$)、圧力 ($P_r = P/P_c$)、体積 ($V_r = V/V_c$) を表わせればそれらの間の関係は物質によらず同じであるというものである。

状態方程式には多くの型があるが、ここでは閾エネルギー (Thershold) 型状態方程式を採用する。この型の状態方程式を用いると有効破壊エネルギーが容易に計算できる。状態方程式は (4.1.15) 式で示される。

$$0 P = \rho (r - 1) (E - E^*) \quad \text{-----} \quad (4.1.15)$$

- r : Gruneisen ratio
- E^* : Thershold Energy
- E : 内部エネルギー

(4.1.15) 式において内部エネルギー E が Thershold energy E^* ⁽⁵⁾ を超えると圧力を発生し、炉心物質に加速度を生じる。

従って、 E^* を超えて発生したエネルギーは運動エネルギーに変換しうる可能性をもっているとして次式から有効破壊エネルギー Q_{eff} を求める。

$$Q_{eff} = \int v \cdot (E - E^*) \rho dV + K \cdot E \quad \text{-----} \quad (4.1.16)$$

ここで V^* は $E > E^*$ の領域の体積を表わし、 $K \cdot E$ は運動エネルギーを表わしている。

$$K \cdot E = \sum_i \frac{1}{2} M_i V_i^2 \quad \text{-----} \quad (4.1.17)$$

但し、 i は各点の番号を示す。

また炉心から放出される全エネルギー \bar{W} は次式で示される。

$$W = \int_{\text{炉心}} E dM \quad \text{-----} \quad (4.1.18)$$

(4) 流体力学計算

炉心の体系は軸方向に対称な円筒形を考える。炉心物質の運動は圧縮性のある、粘性のない液体の運動方程式を満足するものと仮定する。半径方向の距離を r 、軸方向の距離を z で表わし、 $t=0$ での物質の位置を表わすラグランジアン座標 r 、 z を定義する。炉心物質の運動は密度 $\rho(r, z, t)$ 、圧力 $P(r, z, t)$ 、温度 $T(r, z, t)$ 及び半径方向速度 $u(r, z, t)$ 、軸方向速度 $v(r, z, t)$ で特徴づけられる。

基本となる関係式は次の二式である。

質量保存

$$\overline{\rho \Delta V} = \overline{\rho_0 \Delta V_0} \quad \text{-----} \quad (4.1.19)$$

運動保存式

$$\dot{u} \cdot \ddot{r} = - \frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial r} \quad \text{-----} \quad (4.1.20)$$

$$\dot{v} \cdot \ddot{z} = - \frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial z} \quad \text{-----} \quad (4.1.21)$$

ここで $\overline{\Delta V}$ はセルの体積、 $\overline{\rho_0}$ 、 $\overline{\Delta V_0}$ はそれぞれ ρ 、 ΔV の初期値を表わす。また $\overline{P} = P + q$ で、 P は燃料の圧力、 q は疑似粘性圧を示している。上記の関係式をFinite-difference Equationで解法するが、そのとき計算を発散させないために疑似粘性圧を導入する。

$$q \begin{cases} 1.44 A \rho^3 \left(\frac{\partial v}{\partial t} \right)^2 & \text{但し } \frac{\partial v}{\partial t} < 0 \\ 0 & \text{但し } \frac{\partial v}{\partial t} \geq 0 \end{cases} \quad \text{-----} \quad (4.1.22)$$

ここで A はセル面積、 V は比体積を表わす。

4.2 炉心溶融再臨界事象

4.2.1 事象の経過

4.2.1.1 解析条件

本事象は以下に示す通り、技術的には起こり得ないものであるが解析に当たって用いる解析条件を次のように仮定する。

(i) 本原子炉においてはナトリウムボイド係数は、大きく負であり、炉心物質の飛散によってしか終わらすことのできない厳しい即発臨界事象は炉心溶融による再臨界事象のみである。炉心溶融による放出エネルギーは体系の大きさに大きく依存する。そこで燃焼に伴う燃料追加も考慮して、解析は100 MWt、約240ℓ炉心を対象にし、燃料はプルトニウム-ウラン混合酸化燃料について解析を行う。

(ii) ナトリウムが炉心を流れている限り即発臨界に至る程の大きな炉心溶融は起こり得ない。そこで炉心から瞬時に全ナトリウムがなくなったと仮想し、それを炉心溶融再臨界事象解析の出発点とする。炉心からナトリウムがぬげ、冷却能力がなくなると炉心は、中心から溶けはじめ半径方向へ溶融が広がっていく。溶けた燃料は重力落下し、反応度が挿入される。反応度フィードバックとしては炉心破壊によるフィードバックとドップラー効果のみを考え他の負のフィードバックは無視する。スクラムは、働かないとする。炉心溶融による反応度挿入は大変大きく結局炉心破壊によって事故は終わることになる。

(iii) 炉心からナトリウムがぬけると約5%Δk/kの反応度減少があり出力は急激に低下する。しかし出力は100 MWtのまま保たれたと仮定して半径方向溶融伝播の計算を行う。

軸方向最高出力点（炉心中央面）において、燃料平均温度が融点に達した時間をもってその半径での溶融開始時間とし、融解熱は考慮していない。

軸方向最高出力点で燃料が融点に達すると同時にその半径での燃料が重力落下を開始するものとする。溶融開始後約0.16秒で系は

即発臨界に達し、その時の反応度挿入速度は約 $30 \text{ } \$/\text{sec}$ である。

4.2.1.2 解析結果

前項で述べた解析条件により炉心溶融再臨界事象時の有効破壊エネルギーを求めると 120 MWsec となり、これは TNT 換算で約 30 kg であるが、構造設計は増殖炉心 100 MWt の場合を考慮して 50 kg TNT 担当として設計している。

(i) 爆発エネルギーは水平方向には炉心バレル構造物及び炉容器の変形によって十分吸収され、安全容器側壁には作用を及ぼさない。また垂直方向のエネルギーのうち、上方へのエネルギーは主に回転ブラグの固定ボルトによって吸収される。垂直下方へのエネルギーは炉容器の垂直下方への伸び、黒鉛遮へい体の変形及び安全容器の変形、下部スラグの変形で十分吸収がなされる。この場合安全容器は変形するが炉容器から流出したナトリウムが漏洩するような破壊は生じない。

従って、事故後炉心及びナトリウムは安全容器によって保持され、炉心崩壊熱除去のためにはコンクリート遮へい体冷却系の作動が確保されている。

(ii) 本原子炉の設計においては、即発臨界時に床上部へのナトリウム噴出は起こりにくい構造としている。

しかし炉心溶融再臨界事象時の格納容器内圧・温度変化を評価するためにナトリウムの噴出を仮想する。すなわち噴出ナトリウムの放出量は 230 kg とし、ナトリウムは瞬時に空気と反応するものとする。この場合除熱設備としてはコンクリート遮へい体冷却系が存在するが、その効果は考慮しないこととし、燃焼熱と崩壊熱のすべてが炉室のガスの温度上昇に費やされるとすると、ガス温度は $246 \text{ }^\circ\text{C}$ まで上昇する。従って、内圧は $0.72 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ に上昇する。これを初期条件としてガス温度、壁温度、内圧の時間変化を求めると、内圧及び温度は減少し続ける。

従って、内圧及びガス温度は時刻零における値が最大であり、そ

それぞれ 0.72 kg/cm^3 及び 246°C となる。内圧は、事象開始後約10時間で 0.14 kg/cm^3 となる。コンクリート内面温度は最高値約 59°C となる。(第4.2.1図)

(iii) 上記のように格納容器内圧、温度とも設計値を十分下まわり、過渡状態においても放射性物質を収納できる。

4.2.2 被曝線量の評価

(1) 被曝線量の計算

(a) 大気中に放出される放射性物質による被曝線量

i) 大気中に放出される放射性物質の量の計算条件

大気中に放出される放射性物質の量の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内存在量に対して希ガス3%、沃素1%及びプルトニウム0.1%とする。尚、放出される沃素は、95%が無機沃素、5%が有機沃素とする。

ロ. 放射性物質の原子炉格納容器内への放出は瞬時とし、その放射性物質はすべてがエアボーンになるものとする。

ハ. 原子炉格納容器に放出される放射性物質のうち、無機沃素及びプルトニウムの濃度にあっては原子炉格納容器内においてそれぞれ半減期1時間及び2.1時間の沈降・付着による減衰があるものとし、希ガス及び有機沃素の濃度にあっては沈降・付着による減衰はないものとする。尚、無機沃素及びプルトニウムの粒度分布は、対数正規型とする。

ニ. 放射性物質の原子炉格納容器からアニュラス部への漏洩率及び原子炉格納容器のドーム部から大気中への漏洩率は、原子炉格納容器の内圧の平方根に比例するものとし、原子炉格納容器の内圧変化を考慮して解析結果が厳しくなるよう、次のように設定する。

	内 圧	漏 洩 率	
		アニュラス部	ドーム部
0～0.5時間	0.8 kg/cm ²	3.85%/d	0.693%/d
0.5～5時間	0.2 kg/cm ²	1.93%/d	0.347%/d
5～∞時間	0.15 kg/cm ²	1.67%/d	0.300%/d

ホ. アニュラス部へ漏洩した放射性物質の滞留時間は、解析結果が厳しくなるよう無視するものとする。

ヘ. アニュラス部へ漏洩した放射性物質は、非常用換気設備から排気筒を経て大気中に放出されるものとする。

ト. 非常用換気設備のフィルタの沃素及びプルトニウムに対する除去効率は95%とし、希ガスに対する除去効果は考慮しないものとする。

ii) 被曝線量の計算条件

大気中に放出される放射性物質による人の居住の可能性のある敷地境界外における被曝線量の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 沃素の吸入による甲状腺被曝線量は、5.1.2「(3)解析方法」によるものとする。

但し、呼吸率(R)は、放射性物質が大気中に放出される継続時間が長いことを考慮して、ICRPの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会IIの報告」に基づく標準人の1日の平均の呼吸率 $2.32 \times 10^{-4} \text{cm}^3/\text{s}$ に代えるものとし、放射性物質の地表空气中濃度は、添付書類6の1.8.4の「第6.1.19表 安全評価に用いる相対濃度及び相対線量」に示す仮想事故時の相対濃度に大気中に放出される放射性物質の量を乗じるものとする。

ロ. 希ガスによる γ 線被曝線量は、添付書類6の1.8.4の「第6.1.19表 安全評価に用いる相対濃度及び相対線量」に示す仮想事故時の相対線量に、大気中に放出される放射性物質の量を乗じるものとする。

ハ. 希ガスによる β 線外部被曝線量は、5.1.2「(3)解析方法」によるものとする。

ニ、プルトニウムの吸入による体内被曝線量は、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」⁽⁷⁾に示されている預託線量当量にイ. のただし書に示す呼吸率（R）及び放射性物質の地表空气中濃度を乗じるものとする。

(b) 原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による被曝線量

i) 積算線源強度の計算条件

原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による積算線源強度の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内存在量に対して希ガス3%、ハロゲン1%及びその他の主要な放射性物質0.1%とする。

ロ. 放射性物質の原子炉格納容器内への放出は、床上雰囲気は瞬時に放出されるものとし、その放射性物質はすべてがエアボーンになるものとする。

ハ. 積算線源強度の積算は、事故後無限時間の線源強度とする。

ii) 被曝線量の計算方法

原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による被曝線量は、原子炉格納容器床上雰囲気内に放出されるエアボーン状の放射性物質からの放射される γ 線が、原子炉格納容器ドーム部を透過して空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器の外周コンクリート壁を透過する直接線量に分けて計算するものとする。それぞれの線量による被曝線量の計算は、「i) 積算線源強度の計算条件」で求めた強度の積算線源が原子炉格納容器床上中心軸上の1点にあるものとし、G-33コード⁽¹⁴⁾を用いて行うものとする。

(2) 被曝線量の計算結果

計算結果では、仮想事故において大気中に放出される放射性物質の量は、

沃素 (I-131換算)	約 6.0×10^1 Ci
希ガス (γ 線0.5 MeV換算)	約 3.6×10^3 Ci*
プルトニウム	約0.04 Ci

である。

また、人の居住の可能性のある敷地境界外における最大の被曝線量は、

甲状腺被曝線量（小児）	約0.4 rem
（大人）	約0.09 rem
γ 線による全身被曝線量	約 5.5×10^{-3} rem
希ガス	約 1.9×10^{-3} rem*
スカイシャイン及び直接線	約 3.6×10^{-3} rem**
プルトニウムによる被曝線量	
肺臓	約 8.6×10^{-5} rad
骨表面	約 4.3×10^{-4} rad
肝臓	約 9.2×10^{-5} rad

であり、これらはいずれも「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」⁽⁶⁾及び「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」⁽⁷⁾に示されているめやす線量（甲状腺被曝線量（成人）300 rem、全身被曝線量25 rem、プルトニウムによる被曝線量（肺臓15 rad、骨表面12 rad、肝臓25 rad）を十分下回っている。

尚、希ガスの β 線による全身被曝線量は、約 1.9×10^{-3} rem*である。

* 前年度報告書の値を3倍にした。

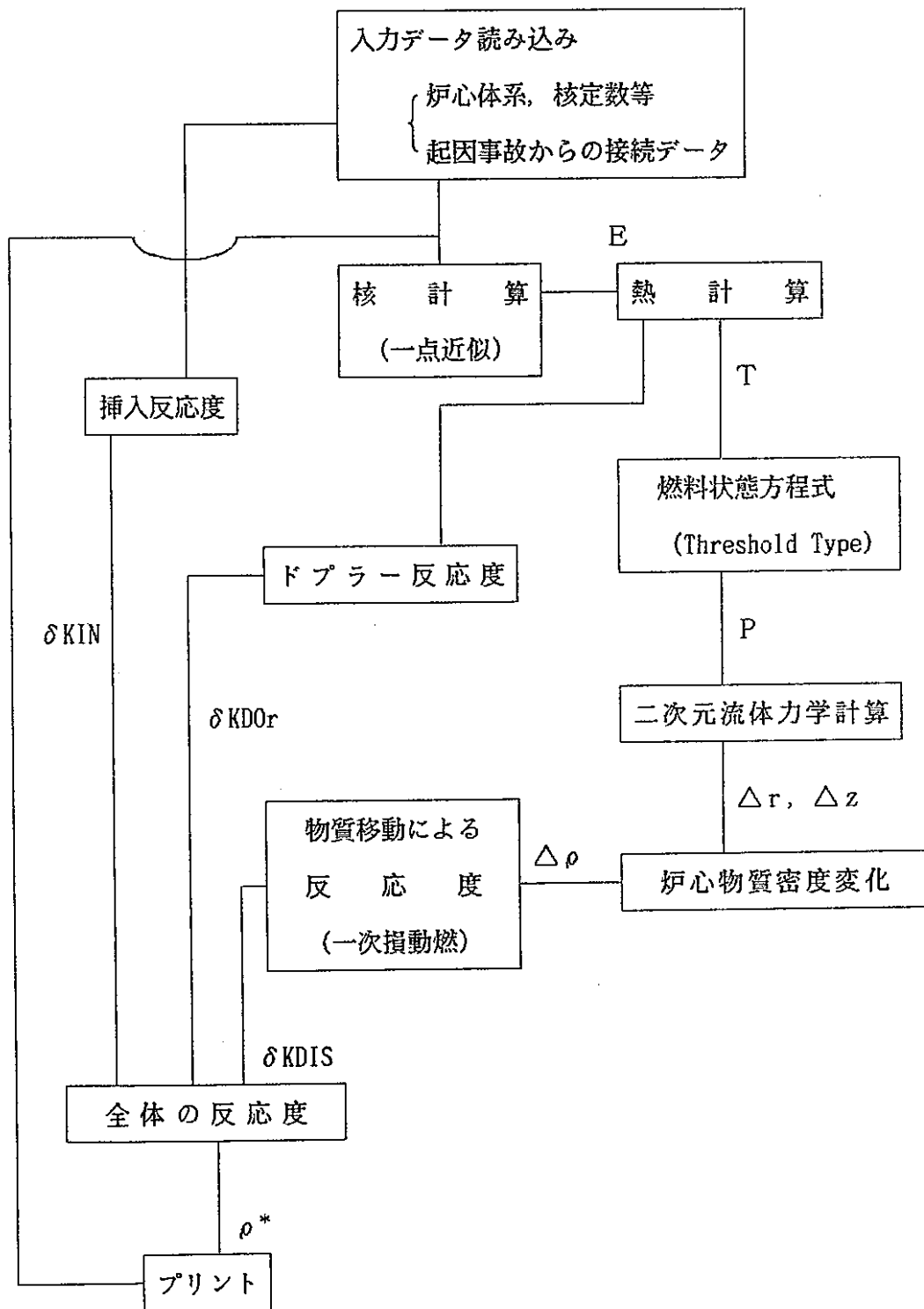
** 保守的に3倍とした。詳細は別途スカイシャイン評価が必要。

4.2.3 結 論

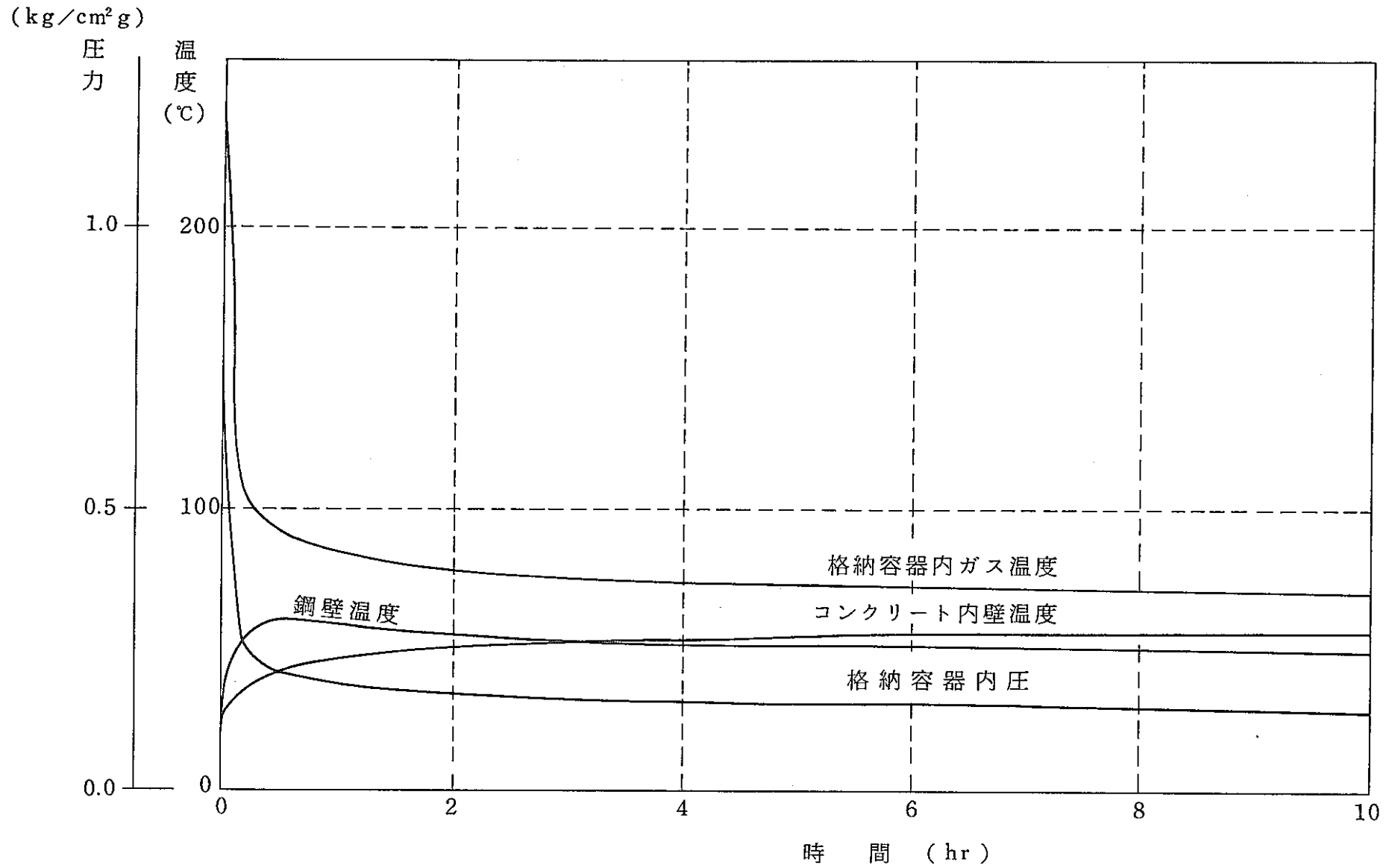
(1) 炉心溶融再臨界事象を仮定しても原子炉冷却材バウンダリのナトリウムの保持機能は維持され、崩壊熱の除去機能は確保される。

また、原子炉格納容器床上雰囲気中に噴出したナトリウムの燃焼を考慮しても、原子炉格納容器の内圧、温度とも最高使用値を下回っており、その健全性は損なわれることはない。

(2) 本事象における周辺公衆に対する被曝線量は、上記の通りであり、放射性物質の放散は適切に抑制されている。



第4.1.1図 VENUS計算手順



第 4.2.1 図 炉心溶融再臨界事象時格納容器内圧及び温度変化

5. 安全評価

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、炉心は大きな損傷に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、本原子炉施設の各種の安全防護設備及び立地条件との関連において、「原子炉立地審査指針」⁽⁶⁾及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」⁽¹⁵⁾に基づき重大事故及び仮想事故を想定して、安全評価を行った結果を示す。

5.1 重大事故

5.1.1 重大事故の想定

本章では「原子炉立地審査指針」に準拠し原子炉の特性、工学的安全防護施設などの信頼性、敷地周辺の現象などを考慮し、技術的見地からみて最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大事故を想定し評価を行う。

本原子炉では各種の事故において直接燃料が破損することはない。

また、一方燃料破損が起これば冷却材中に核分裂生成物が放出されても冷却材の液体ナトリウムが非常に良くトラップするとともに1次冷却系は閉じられた回路を形成しているので、放射性物質が漏洩することはほとんど考えられない。

また、仮に制御棒駆動機構等の上部プラグの貫通部より格納容器に漏洩があったとしても格納容器自体の内圧の上昇が考えられない限り、敷地周辺への放射性物質の放出は考えられない。従って、ここでは気体廃棄物処理系の破損事故をもって重大事故として安全の評価を行う。

5.1.2 被曝線量の評価

(1) 事故経過

(a) 3.11でも記述したように通常運転時におけるアルゴンガス及びナトリウム中に不純物として含まれているウランの核分裂生成物等の放出による被曝は極く僅かである。

(b) 本原子炉では、ある程度の燃料破損があっても運転を継続することがあり得る。従って、仮に燃料のすべてが健全に最大燃焼度に達したときにその一部が破損して、その時点までに炉内に蓄積されていた核分裂生成物の

全量の2%相当量がナトリウム中に瞬時に放出されるとする。さらにその後も引続いて原子炉が運転されているとして、炉内で新たに生成する核分裂生成物の2%相当量がナトリウム中に連続して放出されるものとする。このような状況下で、燃料破損が起こった以後の15日間のカバーガスの廃ガスをダンプタンクを経由させずに貯留タンク1基に9 kg/cm²まで加圧滞留させ続けた時に、このタンクが瞬時に破損したとする。

(c) この場合には、放射性汚素約0.11 Ci (I-131換算)、希ガス約 1.4×10^4 Ci (γ 線0.5 MeV換算)⁽⁹⁾、⁽¹⁰⁾、約 3.0×10^4 Ci (β 線0.5 MeV換算)が貯留タンク室へ放出される。

(2) 被曝線量の計算条件

(a) 貯留タンクに滞留されていた放射性物質が瞬時にタンク室に放散され、その室内の圧上昇から安全側に10%が地上から放出し、また残りは80 m高さの排気筒から放出されたものとする。

(b) 敷地境界付近の地表空气中濃度は、添付書類6 1.8.4 想定事故時の被曝評価に使用する気象条件で求めた相対濃度(地上放出に対しては 8.1×10^{-5} sec/m³、排気筒放出に対しては 2.7×10^{-6} sec/m³)に核分裂生成物の放出量を放出高さごとに乗じてから、その総和をとり求める。

(c) 敷地境界付近の希ガスによる γ 線被曝線量は、添付資料6 1.8.4 想定事故時の被曝評価に使用する気象条件で求めた相対線量(地上放出に対しては 3.9×10^{-6} rem/(MeV·Ci)、排気筒放出に対しては 1.2×10^{-6} rem/(MeV·Ci))に希ガスの放出量を放出高さごとに乗じてからその総和をとり求める。

(3) 解析方法⁽⁸⁾、⁽⁹⁾

(a) 甲状腺被曝線量

敷地周辺における甲状腺被曝線量 D_T (rem)は(5.1.1)式で計算する。

$$D_T = R \cdot D_\infty \cdot f_c \cdot (\chi/Q) \cdot Q_T \dots\dots\dots (5.1.1)$$

ここで、

R : 人間の呼吸率 (m³/s)。ICRPによれば標準人の呼吸率は20 m³/dであり、この内の半分は8時間の作業時間に、

残り半分は16時間の比較的活動しない時期や休息時間に呼吸するとされているが、気体廃棄物処理系破損事故の継続時間が短いことを考慮し、ICRPによる標準人の1日の呼吸量のうち作業時間の分を平均した値 $1.25 \text{ m}^3/\text{h}$ を用いる。

D_{∞} : 沃素 ^{131}I 吸入した場合の成人甲状腺被曝線量 (rem/Ci) で (5.1.2) 式で計算する。

$$D_{\infty} = 854 \frac{f_a \cdot E \cdot T_E}{m} \dots\dots\dots (5.1.2)$$

但し、

- f_a : 吸入沃素が甲状腺に到達する割合
- E : 沃素の1崩壊当たり甲状腺に吸収される有効エネルギー (MeV/dis)
- T_E : 沃素の体内での実効半減期 (s)
- m : 甲状腺の質量 (20 g)
- f_c : 成人の甲状腺被曝線量を小児甲状腺被曝線量に変換する係数 (4)
- Q_i : 事故期間中の沃素の大気放出量 (Ci)
- x/Q : 相 対 濃 度 (sec/m^3)

尚、 f_a 、 E 、 T_E 、 m の値として、ICRPの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会IIの報告」の値を用い計算した D_{∞} を〔第5.1.1表〕に示す。

また、同表には ^{131}I が甲状腺に与える影響を1とした場合の他の沃素核種が甲状腺に与える影響の割合を K_R として示す。

〔第5.1.1表〕 放射性沃素を吸入したときの甲状腺被曝線量とI-131
等価量への換算係数 (K_R)

核種	f _a	E (MeV/dis)	T _E (s)	D [∞] (rem/Ci)	K _R (換算係数)
I-131	0.23	0.23	6.57×10 ⁵	1.48×10 ⁶	1
I-132	0.23	0.65	8.38×10 ³	5.35×10 ⁴	3.61×10 ⁻²
I-133	0.23	0.54	7.52×10 ⁴	3.99×10 ⁵	2.70×10 ⁻¹
I-134	0.23	0.82	3.11×10 ³	2.50×10 ⁴	1.69×10 ⁻²
I-135	0.23	0.52	2.42×10 ⁴	1.24×10 ⁵	8.38×10 ⁻²

(b) 全身被曝線量

敷地周辺における外部被曝線量D_r (rem) は(5.1.3)式で計算する。

$$D_r = (D/Q) \cdot Q_r \quad \text{----- (5.1.3)}$$

ここで、

D/Q : 相対線量 (rem / (MeV · Ci))

Q_r : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (MeV · Ci)

尚、β線外部被曝線量D_β (rem) は、β線の飛程が非常に短いので、サブマージョンモデルに基づく(5.1.4)式で計算する。

$$D_\beta = 0.23 \cdot E_\beta \cdot (\chi/Q) \cdot Q_\beta \quad \text{----- (5.1.4)}$$

ここで、

E_β : β線のエネルギー (0.5 MeV)

χ/Q : 相対濃度 (sec/m³)

Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Ci)

(0.5 MeV換算値)

(4) 評価結果

(1)、(2)及び(3)に示した条件により計算した結果、最大被曝線量は次に示す値となる。

積算甲状腺線量 (小児) 約0.010 rem

積算全身被曝線量 γ 線 約0.010rem
(β 線 約0.036rem)

これらの線量は「原子炉立地審査指針」に記載されているめやすとしての線量を十分下まわるものである。

5.2 仮想事故

仮想事故については技術的には起こることは考えられない事象及び重大事故としてとりあげた事象等を踏まえて、より多くの放射性物質の放出量を仮想して評価を行う。

5.2.1 事故の想定

炉心内から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心に内蔵されている核分裂生成物のうち希ガス100%、沃素10%が原子炉格納容器床上に放出されると仮定する。また、プルトニウムの炉内存在量の1%が原子炉格納容器内床上に放出されるものとする。

5.2.2 評価線量の種類

仮想事故を想定した場合の敷地境界外での被曝線量は次のように2つに分けて計算する。

- (1) 原子炉格納容器から大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量、すなわち、沃素吸入による甲状腺被曝線量及び希ガスの外部ガンマ線による全身被曝線量（また、この際参考として希ガスのベータ線による外部被曝線量をも計算する。）
- (2) 原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質の外部ガンマ線による全身被曝線量、すなわち、原子炉格納容器から外部遮へい建物のドーム部を透過したガンマ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建物を透過したガンマ線による直接線量。

また、プルトニウムの吸入による体内被曝線量を評価する。

さらに国民遺伝線量の見地から、大気中に放出された希ガスの外部ガンマ線による全身被曝線量の積算値の評価も行う。

5.2.3 被曝線量の評価

(1) 被曝線量の計算

仮想事故時について、下記のような計算条件等を仮定して本原子炉施設の立地の妥当性を確認する。

(a) 大気中に放出される放射性物質による被曝線量

i) 大気中に放出される放射性物質の量の計算条件

大気中に放出される放射性物質の量の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内存在量に対して希ガス100%、沃素10%及びプルトニウム1%とする。尚、放出される沃素は、90%が無機沃素、10%が有機沃素とする。

ロ. 放射性物質の原子炉格納容器内への放出は瞬時とし、その放射性物質はすべてがエアボーンになるものとする。

ハ. 原子炉格納容器内に放出される放射性物質のうち、無機沃素及びプルトニウムの濃度にあっては原子炉格納容器内においてそれぞれ半減期1時間及び2.1時間の沈降・付着による減衰があるものとし、希ガス及び有機沃素の濃度にあっては沈降・付着による減衰はないものとする。尚、無機沃素及びプルトニウムの粒度分布は、対数正規型とする。

ニ. 放射性物質の原子炉格納容器からアニュラス部への漏洩率及び原子炉格納容器のドーム部から大気中への漏洩率は、原子炉格納容器の内圧の平方根に比例するものとし、原子炉格納容器の内圧変化を考慮して解析結果が厳しくなるよう、次のように設定する。

	内 圧	漏 洩 率	
		アニュラス部	ドーム部
0～0.5時間	0.8 kg/cm ²	3.85%/d	0.693%/d
0.5～5時間	0.2 kg/cm ²	1.93%/d	0.347%/d
5～∞時間	0.15 kg/cm ²	1.67%/d	0.300%/d

- ホ. アニュラス部へ漏洩した放射性物質の滞留時間は、解析結果が厳しくなるよう無視するものとする。
- ヘ. アニュラス部へ漏洩した放射性物質は、非常用換気設備から排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- ト. 非常用換気設備のフィルタの沃素及びプルトニウムに対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効果は考慮しないものとする。

ii) 被曝線量の計算条件

大気中に放出される放射性物質による人の居住の可能性のある敷地境界外における被曝線量の計算条件は、下記の通りとする。

- イ. 沃素の吸入による甲状腺被曝線量は、5.1.2の「(3)解析方法」によるものとする。

但し、呼吸率(R)は、放射性物質が大気中に放出される継続時間が長いことを考慮して、ICRPの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会Ⅱの報告」に基づく標準人の1日の平均の呼吸率 $2.32 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ に代えるものとし、放射性物質の地表空气中濃度は、添付書類6の1.8.4の「第6.1.19表 安全評価に用いる相対濃度及び相対線量」に示す仮想事故時の相対濃度に大気中に放出される放射性物質の量を乗じるものとする。

- ロ. 希ガスによる γ 線被曝線量は、添付書類6の1.8.4の「第6.1.19表 安全評価に用いる相対濃度及び相対線量」に示す仮想事故時の相対線量に大気中に放出される放射性物質の量を乗じるものとする。

- ハ. 希ガスによる β 線の外部被曝線量は、5.1.2の「(3)解析方法」によるものとする。

- ニ. プルトニウムの吸入による体内被曝線量は、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」⁽⁷⁾に示されている預託線量当量にイ. のただし書に示す呼吸率(R)及び放射性物質の地表空气中濃度を乗じるものとする。

iii) γ 線による全身被曝線量の人口積算値の計算条件

大氣中に放出される希ガスの γ 線による全身被曝線量の人口積算値の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 計算モデルは、サブマージョンモデルとする。

ロ. 放出点は、地上高30mとする。

ハ. 計算の対象とする方位は、敷地から見て最も人口の多い東京を含む南西方向30°扇型とする。

ニ. 大氣中での拡散条件は、風速を1.5m/s、縦の広がりを大氣安定度F型、横の広がりを30°とする。

ホ. 敷地から太平洋までを任意の距離で区分した1セクター内の放射性物質の濃度は、一定とする。

ヘ. 昭和50年の人口は国勢調査⁽¹²⁾によるものとし、昭和95年の人口は信頼できる各種の人口統計調査^{(11)~(13)}により推定するものとする。

(b) 原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による被曝線量

i) 積算線源強度の計算条件

原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による積算線源強度の計算条件は、下記の通りとする。

イ. 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内存在量に対して希ガス100%、ハロゲン10%及びその他の主要な放射性物質1%とする。

ロ. 放射性物質の原子炉格納容器内への放出は、床上雰囲気⁽¹⁴⁾に瞬時に放出されるものとし、その放射性物質はすべてがエアボーンになるものとする。

ハ. 積算線源強度の積算は、事故後無限時間の線源強度とする。

ii) 被曝線量の計算方法

原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質による被曝線量は、原子炉格納容器床上雰囲気内に放出されるエアボーン状の放射性物質から放射される γ 線が、原子炉格納容器ドーム部を透過して空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器の外周コンクリート壁を透過する

直接線量に分けて計算するものとする。それぞれの線量による被曝線量の計算は「i) 積算線源強度の計算条件」で求めた強度の積算線源が原子炉格納容器床上中心軸上の1点にあるものとし、G-33コード⁽¹⁴⁾を用いて行うものとする。

(2) 被曝線量の計算結果及び結論

計算結果では、仮想事故において大気中に放出される放射性物質の量は、

沃素 (I-131換算)	約 6.3×10^2 Ci
希ガス (γ 線0.5 MeV換算)	約 1.2×10^5 Ci
プルトニウム	約8 Ci

である。

また、人の居住の可能性のある敷地境界における最大の被曝線量は、

甲状腺被曝線量 (成人)	約0.7 rem
γ 線による全身被曝線量	約0.076 rem
希ガス	約0.064 rem
スカイシャイン及び直接線	約0.012 rem
プルトニウムによる被曝線量	
肺臓	約0.017 rad
骨表面	約0.085 rad
肝臓	約0.018 rad

であり、これらはいずれも「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」⁽⁶⁾及び「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価に必要なプルトニウムに関するめやす線量について」⁽⁷⁾に示されているめやす線量 (甲状腺被曝線量 (成人) 300 rem、全身被曝線量25 rem、プルトニウムによる被曝線量 (肺臓15 rad、骨表面12 rad、肝臓25 rad)) を十分下回っている。

尚、希ガスの β 線による全身被曝線量は、約0.064 remである。

さらに、希ガスの γ 線による全身被曝線量の人口積算値は、昭和50年では約3.1万人 rem、昭和95年の推定人口では約4.0万人 remであり、これらはいずれも「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」⁽⁶⁾にめやすとして示されている参考値200万人 remを十分

下回る。

5. 諸 言

本研究では、「もんじゅ」用に制定された安全設計、安全評価の基本的考え方の「常陽」へ適用性について検討を実施した。

本研究の成果をまとめると次ようになる。

(1) 「高速増殖炉の安全性の考え方」に基づく安全設計方針の見直し

すでに指摘されているように、現状の「常陽」の設備面では次の課題が挙げられている。⁽¹⁾

イ) 外部電源系が1系統

ロ) 原子炉停止系が1系統

ハ) 制御室外からの停止機能が不明確

イ) については、「常陽」での自然循環試験による説明を、ロ) については、炉停止系の検出系の非信頼性が支配的にならないように、異常な過渡事象時のスクラム変量の多重性の検討を、ハ) については、PWRにおける事例の検討をそれぞれ実施した。また、動燃殿検討資料⁽¹⁾を見直し、新たに設置変更許可申請添付資料八に記載すべき安全設計方針(案)を提案した。

(2) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づく事故分類に伴う事象解析

前年度の検討結果により、新たに添付資料10に記載すべき事故として、以下の3つを取り挙げ、解析を実施した。

イ) 燃料取扱事故

ロ) オーバーフロー系からのNa漏洩事故

ハ) コールドトラップからのNa漏洩事故

解析の結果、公衆への被曝線量は問題ないことがわかった。また、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に関し、「もんじゅ」のように、初期出力が定格よりも小さいところで、燃料温度のピークが生じないことを示した。

最後に、再臨界事故を5項事象に位置付けるための検討を実施した。その結果、「もんじゅ」で想定した他の5項事象に関し、1次系ギロチン破断の解析を実施し、再臨界事故に包絡されることを確認した。ATWS事象もSAS-3Dの解析結果等により、包絡される見直しを得た。

以上の検討を踏まえ、前年度の設置変更許可申請書添付資料十(案)を見直し、加筆、修正を実施した。

6. 謝 辞

本研究の実施に当たって、動力炉、核燃料開発事業団大洗工学センター実験炉部の溝尾宣辰課長、前田清彦課長代理並びに池田一三氏には数々の御指導並びに御助言をいただきました。ここに深く感謝の意を表します。

7. 参考文献

- 1-(1) PNC SJ9214 87-002
高速炉用燃料安全性実証試験の予備解析A
；三菱原子力工業株式会社
- 1-(2) 燃料性能実証試験用集合体の設計 ；三菱原子力工業株式会社
- 2-(1) J12-P010
高速実験炉の指針類への適合性について
；動力炉・核燃料開発事業団
- 2.3-(1) 日本原子力学会誌, Vol.125, No.9, PP729#~738(1983)
- 3.1.2-(1) J12-P039
設置変更(その12)準備データ支給
Na火災関連 ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.2-(2) PNC ZJ206 75-10(3)
「常陽」照射用炉心詳細設計
動特性・安全解析書 ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.2-(3) JOYOPR-5S010-00
メモ「高速実験炉「常陽」安全解析条件の対比説明書」
；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.2-(4) PNC ZJ206 75-10(3)
「常陽」照射用炉心詳細設計
動特性・安全解析書 ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.2-(5) J12-P037
設置変更(その12)準備データ支給
炉心・冷却系計装データ ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.3-(1) J12-P039
設置変更(その12)準備データ支給
Na火災関連 ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.4-(1) J12-P039
設置変更(その12)準備データ支給
Na火災関連 ；動力炉・核燃料開発事業団
- 3.1.5-(1) J12-P040
燃料取扱事故、再臨界事故等について
；動力炉・核燃料開発事業団

- 3.2.1-(1) PNC ZN941 85-162
『高速実験炉「常陽」MK-II
J2炉心におけるATWS起因過程の研究』
; 動力炉・核燃料開発事業団
- 4.2-(1) JAERI-M 7280(1977)
S.Saito. "EXCURS;A Computing Programme for Analysis of
Core Transient Behaviour in a Sodium Cooled Fast Reactor".
- 4.2-(2) JAERI 1198(1971)
K.Tasaka and N.Sssamoto, "FP-S;Program for Calculation of
Atomic Density for Each Fission Product Nuclide".
- 4.2-(3) BNWL.-707.April(1968).
C.D.Flower and I.H.Gerhardstein, "Analog-Hybrid Dynamic
Simulation of the FFTF Reactor and Heat Transport System".
- 4.2-(4) ANL-7701(1970)
W.T.Sha and T.H.Hughes, "VENUS;A Two-dimensional Coupled
Neutronics Hydrodynamics Computer Program for Fast-React
-or Power Excursions".
- 4.2-(5) Vol. II Thermodynamics(1959).
O.A.Hough et al. "Chemical Process Principles".
- 4.2-(6) 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」
原子力委員会 昭和39年 7月
- 4.2-(7) 「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要な
プルトニウムに関するめやす線量について」
原子力委員会 昭和57年 7月
- 4.2-(8) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」
原子力委員会 昭和57年 1月
- 4.2-(9) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する
評価指針について」
原子力委員会 昭和57年 9月
- 4.2-(10) NEDO 12154-1(1974)
N.E.Meek and B.F.Rider. "Compilation of Fission Products
Yields". "Vallecitos Nuclear Center".
- 4.2-(11) 「都道府県別将来推計人口：昭和50,55,60年10月 1日現在」
厚生省人口問題研究所、昭和46年 7月

- 4.2-02 「昭和50年国勢調査-全国都道府県市区町村別人口及び世帯数」
総理府統計局、昭和50年10月
- 4.2-03 「日本の将来推計人口：昭和50～125年」
厚生省人口問題研究所、昭和51年11月
- 4.2-04 NUS-TM-NA-42.Nov.(1965)
M.L.Couchman and G.H.Anno, "G-33 CODE".
- 4.2-05 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」
原子力安全委員会、昭和55年11月6日
- 5-(1) J12-P010
高速実験炉の指針類への適合性について
; 動力炉・核燃料開発事業団
- A-(1) PNC ZJ206 75-10(3)
“「常陽」照射用炉心詳細設計” 動特性・安全解析書
; 動力炉・核燃料開発事業団
- B-(1) J12-P044
線源計算条件の支給
; 動力炉・核燃料開発事業団

〔添付資料A〕

詳細設計時の解析を再現できるNa燃焼解析手法

1. 解析事象

照射用炉心100MWt出力に対する変更申請における詳細設計^{A-(1)}での「1次冷却系配管破損事故時プール火災」である。

解析条件を表A-1に添付する。

2. 解析手法

解析コードは、高速炉事故時における格納容器内の各部屋の温度、圧力等を解析するCEDANを使用する。使用に当たり、詳細設計時の手法を再現するために、CEDANを改修した。その内容を表A-2に示す。

3. 解析結果

“常陽”解析用に改修したCEDANコードによる結果を図A-1に示す。

図A-2には、詳細設計での結果を示す。詳細設計の結果をデジタル値として、表A-3に示す。尚、図A-1にはこのデジタル値も一緒に記載した。

図から判るように、数値・全体の傾向は合っており、再現性は、まずまずと考えられる。

4. 検 討

(1) コンクリートのメッシュ分割法

図A-1のケースは、40cm厚さのコンクリートを以下のように分割した。

2cm、3cm、5cm、5cm、10cm、15cm

表面は薄く、中に行くほど厚く切る方法は、通常のNa火災解析で使用されているものである。

資料A-1には、6分割と記載されており、メッシュの分割法を以下のように等分割し、結果を比較したのが図A-3である。

6cm、6cm、6cm、6cm、6cm、10cm

図から判るように、コンクリートのメッシュ分割は、ガス温度のピークに大きな影響を与える。

(2) ガスと壁との自然対流熱伝達係数

申請書と資料A-1とでは、少し値が相異している。すなわち、

申請書 $10 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$

資料 1 $0.1628 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{min} \cdot ^\circ\text{C} = 9.77 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$

である。小さな差であるが、その影響を示したのが図A-4である。図に示すように、本数値の差は小さい。尚、参考として、図A-5に酸素濃度変化図を、表A-3に主要な結果を示す。

2.5 ナトリウム火災

2.5.1 1次冷却系配管破損事故時プール火災

1) 事故の想定

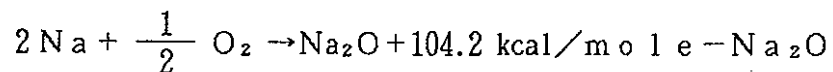
炉停止後、機器補修時に格納容器床下窒素雰囲気気を空気雰囲気気に置換した際に、1次冷却系配管破損事故によりナトリウムが冷却系機器室に流出し、雰囲気中の酸素と反応し、ナトリウム火災になるものとする。このナトリウムの反応熱と、破損燃料から冷却材中へ放出された炉内インベントリに対して2%の核分裂生成物の1部が雰囲気中に放散されて、発熱することにより、格納容器内雰囲気気の温度、内圧が上昇する。

2) 解析条件

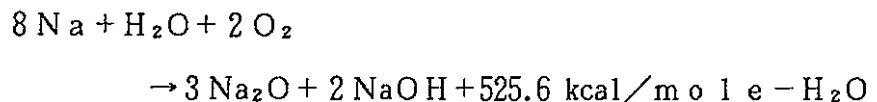
a) 事故発生は、窒素雰囲気気を空気に置換した炉停止7日後とする。

b) 発熱源としては、ナトリウムの燃焼、保温材の燃焼、核分裂生成物の崩壊熱を考慮する。

ナトリウムの燃焼による発熱量は次式で表わされる。



保温材の燃焼による発熱量は次式で表される。



核分裂生成物の崩壊熱は、動燃殿指定の崩壊熱曲線に10%のマージンを見込み、炉内核分裂生成物の崩壊熱の2%が格納容器内雰囲気気中で発熱するものとする。

c) 雰囲気気温度は、格納容器内で一様とする。

d) 壁温は、鋼壁について2分割、コンクリート壁について厚さ方向に6分割して壁温を求める。

e) 格納容器内雰囲気気から壁への伝熱は、鋼壁に対して自然対流による熱伝達と輻射、コンクリート壁に対して自然対流による熱伝達によるとする。壁から外気への放熱は、自然放熱とし、鋼壁に対しては熱伝達と輻射、コンクリート壁に対しては熱伝達によるとする。

表A-1 ナトリウムプール燃焼解析条件 (2/2)

f) 格納容器の内圧は、理想気体の法則が適用できるとしてガス温度より求める、但し、燃焼による酸素濃度の減衰を考慮する。

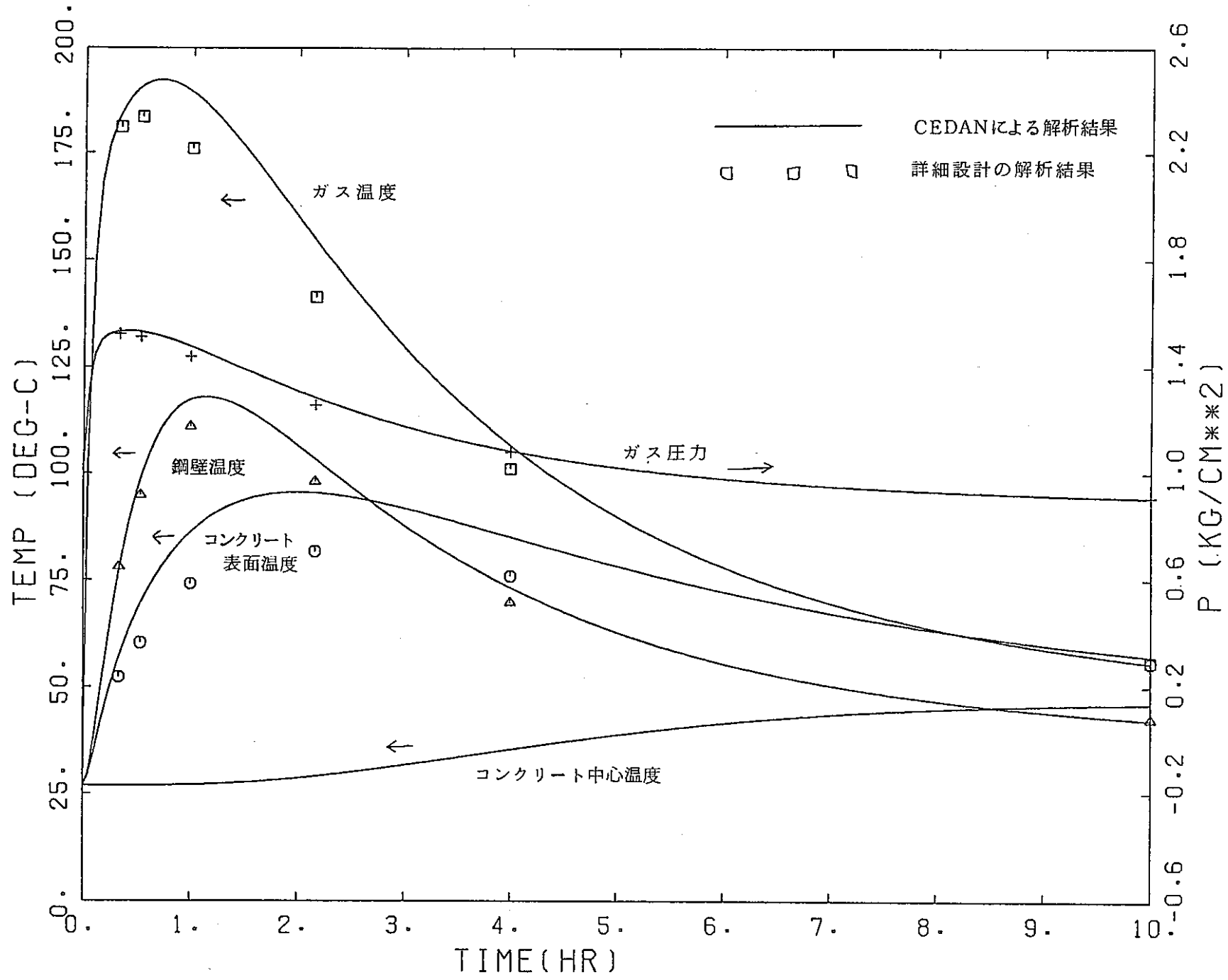
表A-2 CEDANの改修内容

項 目	CEDANオリジナルモデル	改 修 内 容
ガスと壁との自然対流	平板まわりの自然対流熱伝達相関式 $Nu = 0.14 (Gr \cdot Pr)^{1/3}$	一定値とする $1.628 \times 10^{-1} \text{kcal/m}^2 \cdot \text{min} \cdot ^\circ\text{C}$ $(9.768 \text{kcal/m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C})$
鋼 壁	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材のメッシュは4以上 ・ 構造材外表面から外気への輻射はなし 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鋼壁はうすく、熱伝導度もいいのでメッシュは1つ ・ 表面から外気への輻射を考慮
ナトリウムプール燃焼	flame燃焼モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ $W(t) = W(0) \frac{C_{O_2}(t)}{C_{O_2}(0)} \sqrt{\frac{T_g(t)}{T_g(0)}}$ で計算する <li style="margin-left: 2em;">W : ナトリウム燃焼速度 CO₂ : 酸素濃度 <li style="margin-left: 2em;">T_g : ガス温度 ・ 発生熱はガスに与える

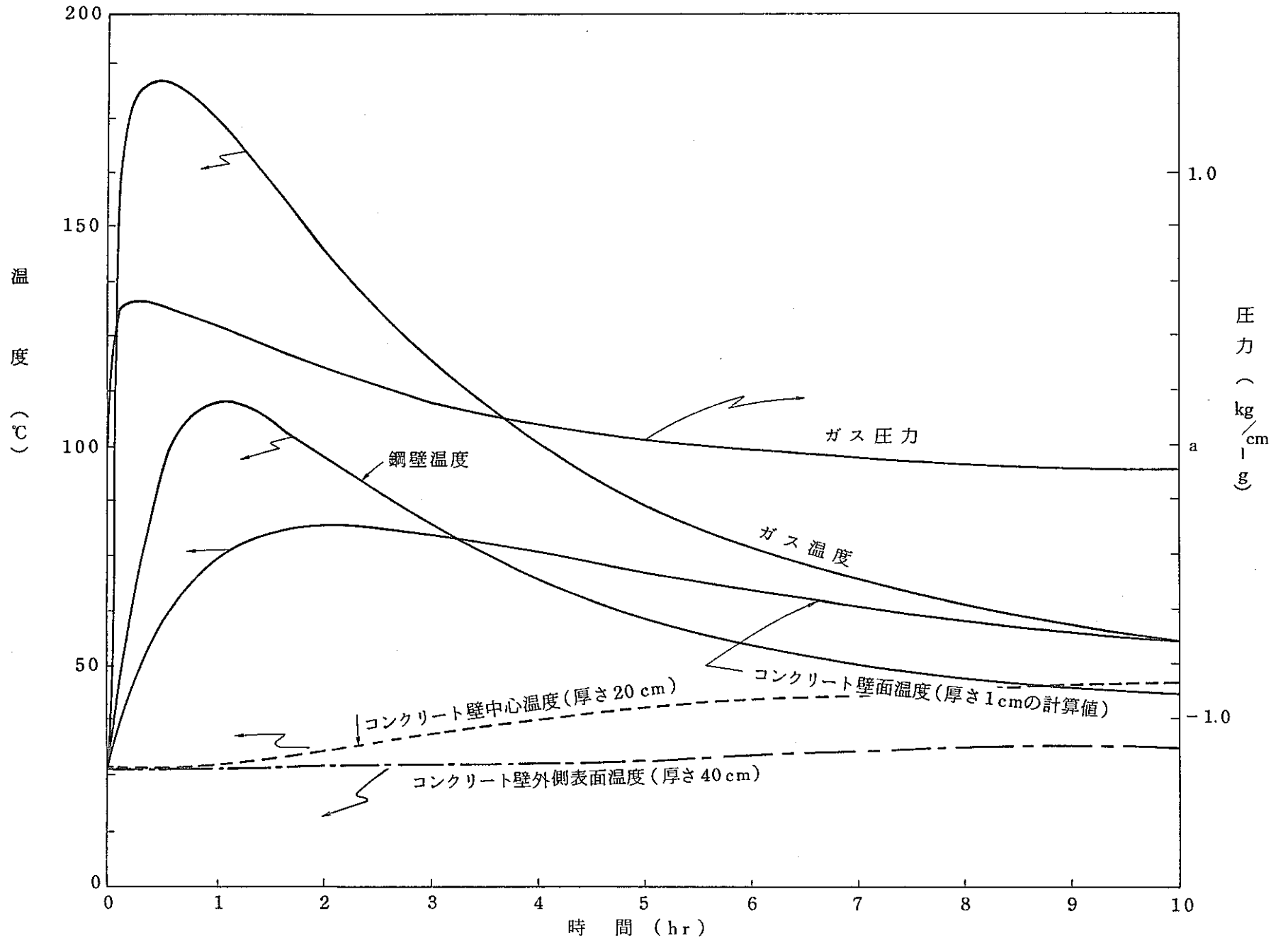
表A-3 主要な結果の比較

		コンクリート 不 等 間 隔	コンクリート 等 間 隔	詳 細 設 計
ガス温度 (°C) (ガス圧力) (kg/cm ² -g)	20分	184.5 (0.532)	172.0 (0.492)	181.1 (0.523)
	32分	191.1 (0.530)	174.3 (0.475)	183.5 (0.512)
	60分	189.3 (0.476)	170.6 (0.417)	176.0 (0.439)
	130分	153.9 (0.281)	143.8 (0.253)	141.3 (0.256)
	240分	105.9 (0.081)	105.5 (0.081)	101.1 (0.080)
	600分	55.6 (-0.092)	57.3 (-0.087)	55.9 (-0.090)
鋼壁温度 (°C)	20分	78.0	74.7	78.0
	32分	99.9	92.9	94.8
	60分	117.2	105.9	110.9
	130分	103.0	95.5	98.1
	240分	72.8	72.0	69.7
	600分	42.2	43.1	42.4
* コンクリート 表面温度 (°C)	20分	57.4	41.2	52.3
	32分	70.1	50.2	60.3
	60分	86.1	65.3	74.1
	130分	95.4	84.1	81.7
	240分	84.8	84.1	75.9
	600分	57.2	59.0	55.6

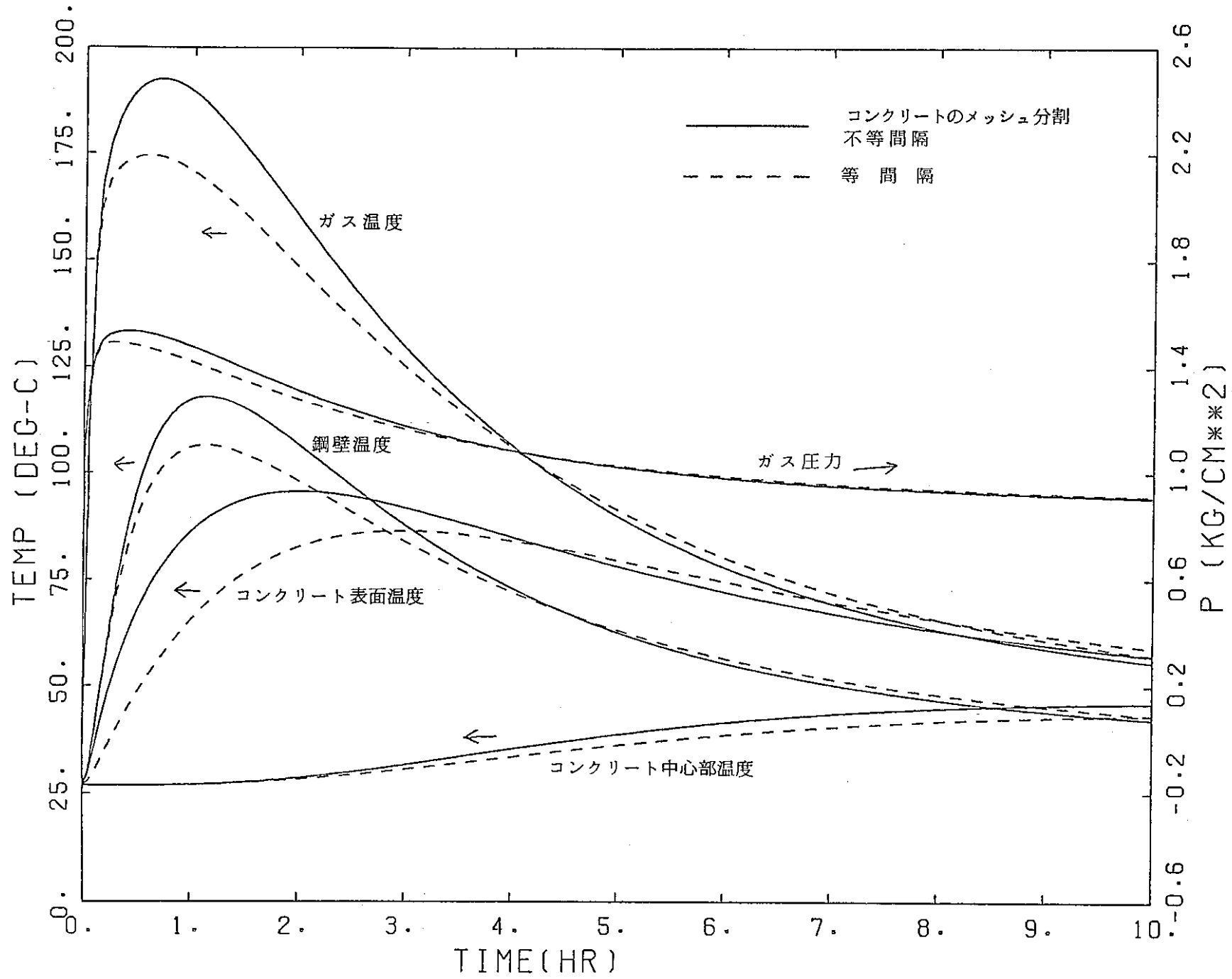
*詳細設計はコンクリート表面から1cmのところ今回は表面温度



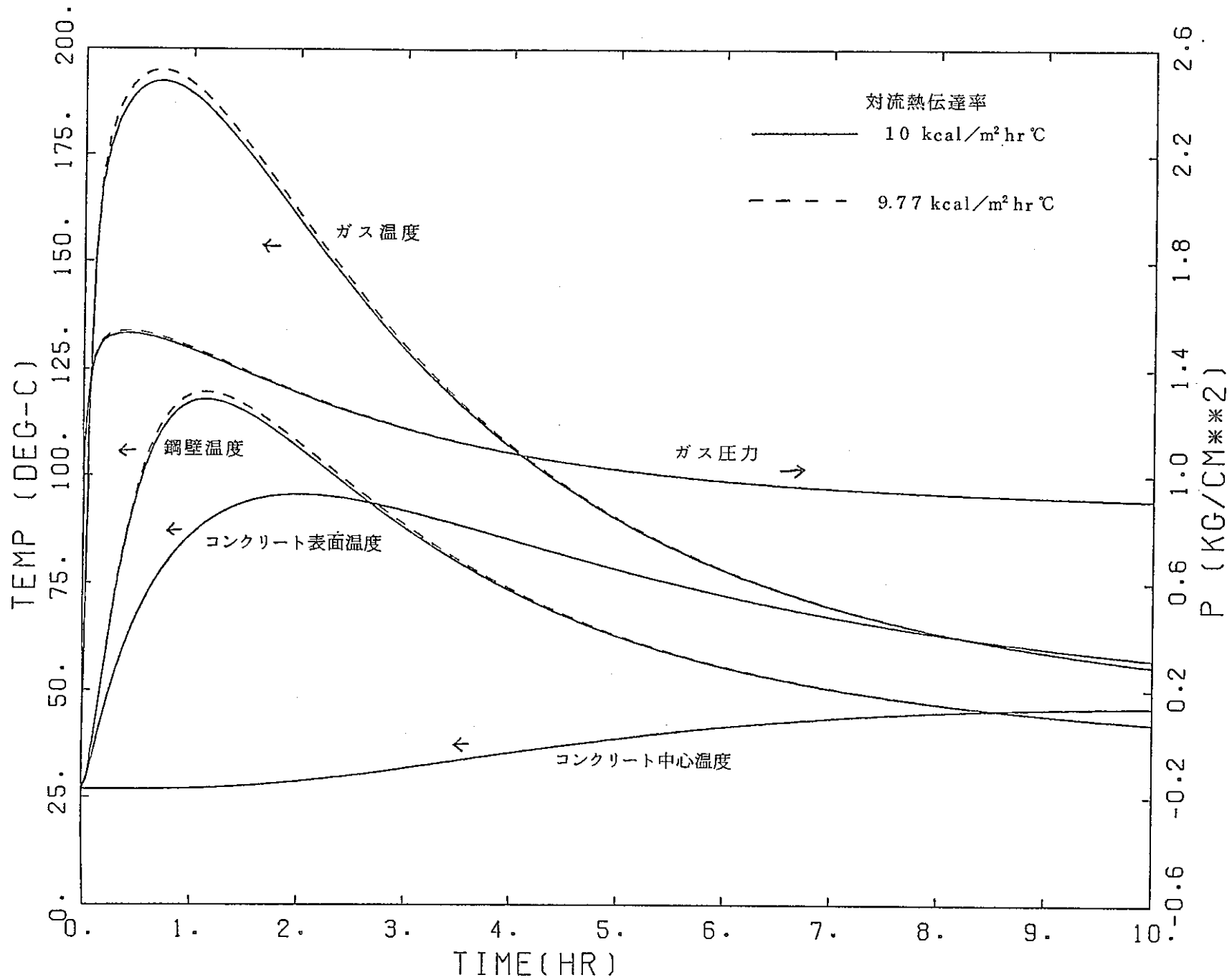
図A-1 改修CEDANコードの解析結果と詳細設計との結果の比較



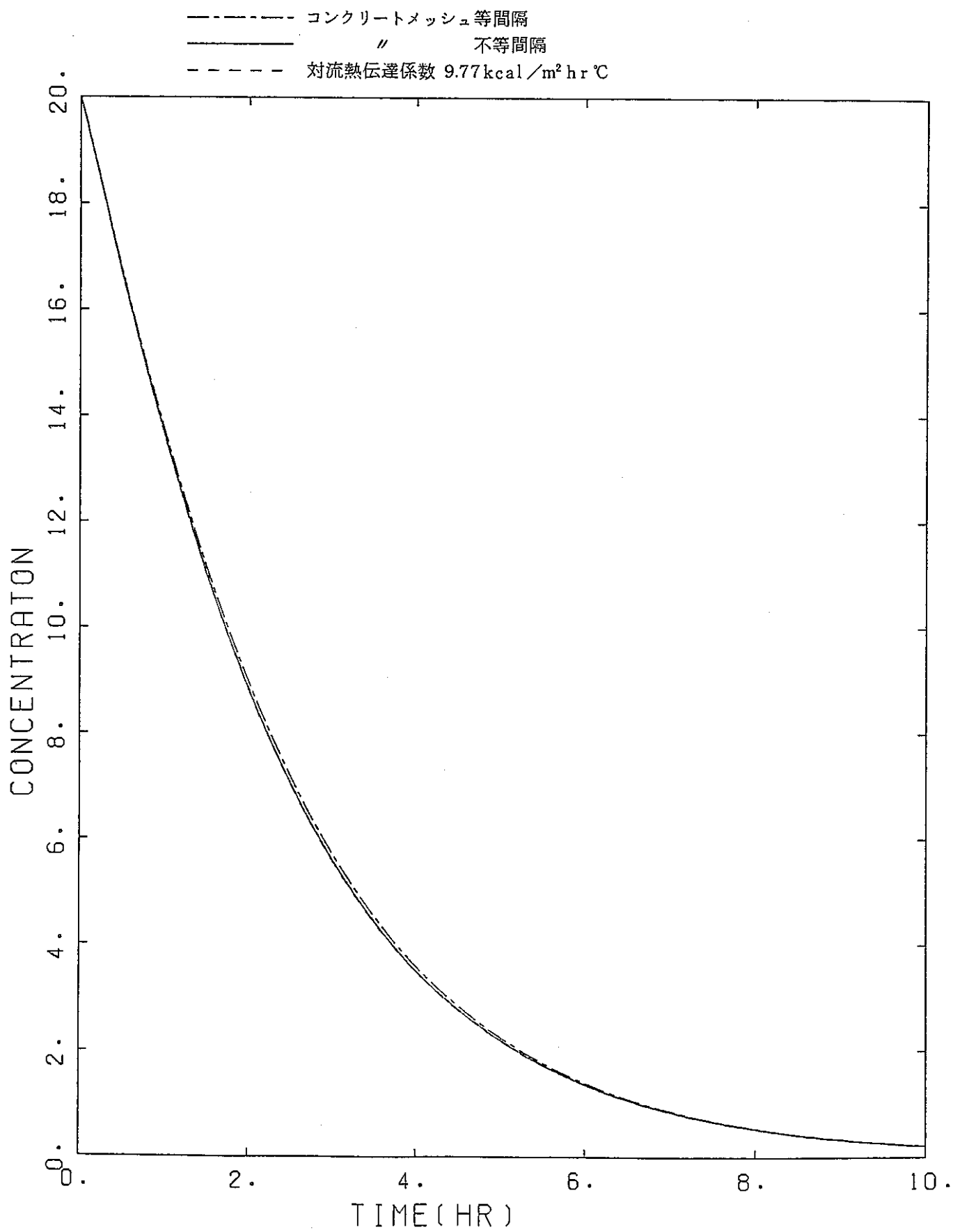
図A-2 1次冷却系配管破損事故時格納容器内内圧及び過渡変化



図A-3 コンクリートのメッシュ分割方法の相異による影響



図A-4 壁とガスとの自然対流熱伝達係数の相異なる影響



図A-5 酸素濃度変化図

〔添付資料B〕

被曝評価用線源のまとめ

1. ラック装荷中の炉停止5日後のS/AのFP存在量とギャップ移行率

1) S/AのFP存在量の評価式

S/AのFP存在量は下記の式にて求める。

$$R_i = K \cdot \frac{Y_i}{A} (1 - e^{-\lambda_i T_0}) e^{-\lambda_i t'} \quad \dots\dots\dots (1)$$

R_i : 核種*i*の存在量 (Ci)

K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/sec)

Y_i : 核種*i*の核分裂収率

λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (1/sec)

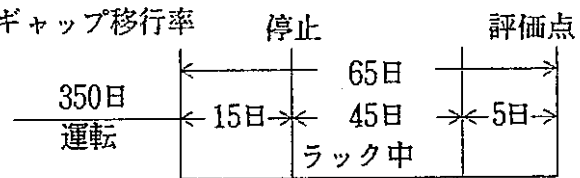
A : キュリーへの換算係数 3.7×10^{10} (1/sec/Ci)

T_0 : 最大燃焼度に対応する積算運転日数 (sec)

t' : 炉停止後日数 (sec)

2) 炉心内装荷中での滞在期間中の蓄積とギャップ移行率

参考文献B-(1)に基づき右図に示す
運転パターンを考えると



$$K = \frac{2.3 \text{ kW}}{95.68 \text{ MW}} \times 3.0087 \times 10^{18} \text{ 1/s} = 7.23 \times 10^{16} \text{ (1/s)}$$

$$T_0 = 350 \times 24 \times 60 \times 60 = 3.024 \times 10^7 \text{ (s)}$$

$$t' = 65 \times 24 \times 60 \times 60 = 5.616 \times 10^6 \text{ (s)}$$

から

$$R_i = 7.23 \times 10^{16} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda_i \times 3.024 \times 10^7})$$

$$e^{-\lambda_i \times 5.616 \times 10^6} = 1.95 \times 10^6 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda_i \times 3.024 \times 10^7})$$

$$e^{-\lambda_i \times 5.616 \times 10^6}$$

これからS/A中の評価点におけるS/AのFP蓄積量を表B-1に示す。

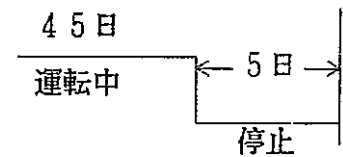
また、ギャップへの移行率は従来の設計通り (動燃殿御指示) にすべて1.0とした。

3) ラック装荷中の滞在期間中のFP蓄積量とギャップ移行率

評価点

参考文献B-(1)に基づき右図に示す

運転パターンと考えると



$$K = \frac{150 \text{ kW}}{95.68 \text{ MW}} \times 3.0087 \times 10^{18} \text{ 1/s} = 4.72 \times 10^{15} \text{ (1/s)}$$

$$T_0 = 45 \times 24 \times 60 \times 60 = 3.888 \times 10^6 \text{ (s)}$$

$$t' = 5 \times 24 \times 60 \times 60 = 4.32 \times 10^5 \text{ (s)}$$

から

$$R_i = 4.72 \times 10^{15} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda_i \times 3.888 \times 10^6})$$

$$e^{-\lambda_i \times 4.32 \times 10^5} = 1.28 \times 10^5 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda_i \times 3.888 \times 10^6})$$

$$e^{-\lambda_i \times 4.32 \times 10^5}$$

これからS/A中の評価点におけるS/AのFP蓄積量を表B-2に示す。

また、ギャップへの移行率は下記のBoothのモデルによって評価する。

$$\left. \begin{aligned} F_i &= \frac{3}{A_i} \left(\coth A_i - \frac{1}{A_i} \right) + 0.008 \\ A_i &= \sqrt{\frac{\lambda_i \cdot a^2}{D_i}} \\ D_i &= 2.6 \times 10^{-9} \exp(-1.62/kT) \end{aligned} \right\} \text{----- (2)}$$

ここで、

F_i : 核種 i のギャップ放出率

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

a : 燃料粒子の等価半径 (cm)

D_i : 核種 i の拡散係数 (cm²/s)

k : ボルツマン定数 (eV/°K) $8.614 \times 10^{-5} \text{ eV/°K}$

T : ペレット温度 (°K)

いま

$a = 4 \times 10^{-4}$, $T = 624^\circ\text{C} = 897.15^\circ\text{K}$ とすると

$D_i = 2.05 \times 10^{-18}$ より

$$A_i = \sqrt{\frac{\lambda_i \cdot a^2}{2.05 \times 10^{-18}}} = 2.79 \times 10^5 \sqrt{\lambda_i}$$

2. 炉運転中の1次冷却材濃度とコールドトラップ存在量

1) 1次冷却材に放出されるFP量

350日照射、2%燃料破損とすると(1)式から1次冷却材中に放出されるFP量は、

$$R_i = 3.0087 \times 10^{18} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda \times 3.024 \times 10^7}) \\ \times 0.02 = 8.13 \times 10^7 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda \times 3.024 \times 10^7}) \times 0.02$$

となる。

2) 1次冷却材中濃度

1次冷却材中に放出されたFP量のうち、希ガス100%、沃素60%が1次冷却材中に存在するものとする。また、このときのNaインベントリは105.4tonとすると1次冷却材中濃度Fi (Ci/ton)は、

$$F_i = C \times \frac{R_i}{105.4} \quad \begin{cases} C=1 & \text{希ガス} \\ C=0.6 & \text{沃素} \end{cases}$$

となる。

3) コールドトラップ存在量

1次冷却材中に放出されたFP量のうち、希ガス100%、沃素40%がコールドトラップに捕獲されるものとする。このときのコールドトラップ存在量Giは、

$$G_i = C \times R_i \quad \begin{cases} C=1 & \text{希ガス} \\ C=0.4 & \text{沃素} \end{cases}$$

となる。

上記1)、2)、3)から求めた結果を表B-3に示す。

3. 高線出力試験用要素中のFP存在量

1) 出力履歴

ピン出力 7.2kW×24hr + 25.2kW×2hrで評価する。

2) 7.2kW×24hr (炉停止2hr後)のFP存在量

$$K = \frac{7.2 \text{ kW}}{95.68 \text{ MW}} \times 3.0087 \times 10^{18} \text{ 1/s} = 2.26 \times 10^{14} \text{ (1/s)}$$

$$T_0 = 24 \times 60 \times 60 = 8.64 \times 10^4 \text{ (s)}$$

$$t' = 2 \times 60 \times 60 = 7.2 \times 10^3 \text{ (s)}$$

から

$$R_i = 2.26 \times 10^{14} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda \times 8.64 \times 10^4})$$

$$e^{-\lambda \times 7.2 \times 10^3} = 6.11 \times 10^3 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda \times 8.64 \times 10^4})$$

$$e^{-\lambda \times 7.2 \times 10^3}$$

となる。

3) 25.2 kW×2 hr (炉停止直後) のFP存在量

$$K = \frac{25.2 \text{ kW}}{95.68 \text{ MW}} \times 3.0087 \times 10^{18} 1/s = 7.92 \times 10^{14} (1/s)$$

$$T_o = 2 \times 60 \times 60 = 7.2 \times 10^3 (s)$$

$$t' = 0 (s)$$

から

$$R_i = 7.92 \times 10^{14} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda \times 7.2 \times 10^3})$$
$$= 2.14 \times 10^4 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda \times 7.2 \times 10^3})$$

となる。

これらの結果から高線出力試験用要素中のFP存在量は表B-4に示す通りとなる。

4. 高燃焼度試験用要素、予備試験用要素中のFP存在量

1) 出力履歴 (高燃焼度試験用要素)

ピン出力 18.7 kW×1,400 day で評価する。

2) 18.7 kW×1,400 day (炉停止直後) のFP存在量

(高燃焼度試験用要素)

$$K = \frac{18.7 \text{ kW}}{95.68 \text{ MW}} \times 3.0087 \times 10^{18} 1/s = 5.88 \times 10^{14} (1/s)$$

$$T_o = 1,400 \times 24 \times 60 \times 60 = 1.2096 \times 10^8 (s)$$

$$t' = 0 (s)$$

から

$$R_i = 5.88 \times 10^{14} \times \frac{Y_i}{3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda \times 1.2096 \times 10^8})$$
$$= 1.59 \times 10^4 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda \times 1.2096 \times 10^8})$$

となる。この結果から高燃焼度試験用要素中のFP存在量は表B-5に示す通りとなる。

3) 出力履歴 (予備試験用要素)

ピン出力 18.7 kW×900 day で評価する。

4) 18.7 kW×900 day (炉停止直後) のFP存在量 (予備試験用要素)

$$K = 5.88 \times 10^{14} (1/s)$$

$$T_o = 900 \times 24 \times 60 \times 60 = 7.776 \times 10^7 (s)$$

$$t' = 0 (s)$$

から

$$R_i = 1.59 \times 10^4 \times Y_i \times (1 - e^{-\lambda \times 7.776 \times 10^7})$$

なる。この結果から予備試験用要素中のFP存在量は表B-5に示す通りとなる。

表B-1 炉心内装荷中に生成するFP蓄積量とギャップ移行率

核種	核分裂収率* ³ (1/fission)	半減期	崩壊定数 (1/s)	炉心内装荷中に生成するFP蓄積量 (Ci)	評価点の* ¹ FP蓄積量 (Ci)	ギャップ* ² 移行率	
希ガス	Kr-83m	0.427×10^{-2}	1.83 h	1.05×10^{-4}	8.33×10^3	0.00	1.0
	Kr-85m	0.853×10^{-2}	4.48 h	4.30×10^{-5}	1.66×10^4	0.00	1.0
	Kr-85	0.197×10^{-2}	10.73 y	2.05×10^{-9}	2.31×10^2	2.28×10^2	1.0
	Kr-87	0.157×10^{-1}	76.3 m	1.51×10^{-4}	3.06×10^4	0.00	1.0
	Kr-88	0.208×10^{-1}	2.80 h	6.88×10^{-5}	4.06×10^4	0.00	1.0
	Xe-131 m	0.515×10^{-3}	11.9 d	6.74×10^{-7}	1.00×10^3	2.28×10^1	1.0
	Xe-133 m	0.207×10^{-2}	2.25 d	3.57×10^{-6}	4.04×10^3	7.92×10^{-6}	1.0
	Xe-133	0.683×10^{-1}	5.29 d	1.52×10^{-6}	1.33×10^5	2.61×10^1	1.0
	Xe-135 m	0.139×10^{-1}	15.65 m	7.38×10^{-4}	2.71×10^4	0.00	1.0
	Xe-135	0.711×10^{-1}	9.08 h	2.12×10^{-5}	1.39×10^5	0.00	1.0
	Xe-137	0.623×10^{-1}	3.83 m	3.02×10^{-3}	1.21×10^5	0.00	1.0
Xe-138	0.554×10^{-1}	14.17 m	8.15×10^{-4}	1.08×10^5	0.00	1.0	
沃素	I-131	0.368×10^{-1}	8.06 d	9.95×10^{-7}	7.18×10^4	2.69×10^2	1.0
	I-132	0.511×10^{-1}	2.28 h	8.44×10^{-5}	9.96×10^4	0.00	1.0
	I-133	0.681×10^{-1}	20.8 h	9.26×10^{-6}	1.33×10^5	0.00	1.0
	I-134	0.743×10^{-1}	52.6 m	2.20×10^{-4}	1.45×10^5	0.00	1.0
	I-135	0.641×10^{-1}	6.61 h	2.91×10^{-5}	1.25×10^5	0.00	1.0

*1 炉停止65日後のFP蓄積量。10⁻¹⁰以下は0.0とした。

*2 ギャップ移行率はPNC殿の御指示により1.0とした。

*3 参考文献B-(1)の表2の基準組成3の核分裂収率。

表B-2 ラック装荷中に生成するFP蓄積量とギャップ移行率

核種		核分裂収率 (1/fission)	半減期	崩壊定数 (1/s)	ラック中でのJ ₁ 燃料 集合体のFP蓄積量 (Ci)	評価点の *1 FP蓄積量 (Ci)	ギャップ 移行率
希 ガ ス	Kr-83m	0.427×10^{-2}	1.83 h	1.05×10^{-4}	5.47×10^2	0.00	0.009
	Kr-85m	0.853×10^{-2}	4.48 h	4.30×10^{-5}	1.09×10^3	9.35×10^{-6}	0.010
	Kr-85	0.197×10^{-2}	10.73 y	2.05×10^{-9}	3.11×10^0	2.00×10^0	0.227
	Kr-87	0.157×10^{-1}	76.3 m	1.51×10^{-4}	2.01×10^3	0.00	0.009
	Kr-88	0.208×10^{-1}	2.80 h	6.88×10^{-5}	2.66×10^3	3.29×10^{-10}	0.009
	Xe-131 m	0.515×10^{-3}	11.9 d	6.74×10^{-7}	6.48×10^1	4.57×10^1	0.021
	Xe-133 m	0.207×10^{-2}	2.25 d	3.57×10^{-6}	2.65×10^2	5.67×10^1	0.014
	Xe-133	0.683×10^{-1}	5.29 d	1.52×10^{-6}	8.74×10^3	4.52×10^3	0.017
	Xe-135 m	0.139×10^{-1}	15.65 m	7.38×10^{-4}	1.78×10^3	0.00	0.008
	Xe-135	0.711×10^{-1}	9.08 h	2.12×10^{-5}	9.10×10^3	9.59×10^{-1}	0.010
	Xe-137	0.623×10^{-1}	3.83 m	3.02×10^{-3}	7.97×10^3	0.00	0.008
	Xe-138	0.554×10^{-1}	14.17 m	8.15×10^{-4}	7.09×10^3	0.00	0.008
沃 素	I-131	0.368×10^{-1}	8.06 d	9.95×10^{-7}	4.70×10^4	3.00×10^3	0.019
	I-132	0.511×10^{-1}	2.28 h	8.44×10^{-5}	6.54×10^3	0.00	0.009
	I-133	0.681×10^{-1}	20.8 h	9.26×10^{-6}	8.72×10^3	1.60×10^2	0.012
	I-134	0.743×10^{-1}	52.6 m	2.20×10^{-4}	9.51×10^3	0.00	0.009
	I-135	0.641×10^{-1}	6.61 h	2.91×10^{-5}	8.20×10^3	2.85×10^{-2}	0.010

*1 炉停止5日後のFP蓄積量。10⁻¹⁰以下は0.0とした。

表B-3 1次冷却材中濃度とコールドトラップ存在量

核種		核分裂収率 (1/fission)	半減期	崩壊定数 (1/s)	1次冷却材に放出されるFP量 (Ci)	1次冷却材中 *1 濃度 (Ci/ton)	コールドトラップ 存在量 (Ci)
希 ガ ス	Kr-83m	0.427×10^{-2}	1.83 h	1.05×10^{-4}	6.94×10^3	6.58×10^1	6.94×10^3
	Kr-85m	0.853×10^{-2}	4.48 h	4.30×10^{-5}	1.39×10^4	1.32×10^2	1.39×10^4
	Kr-85	0.197×10^{-2}	10.73 y	2.05×10^{-9}	1.93×10^2	1.83×10^0	1.93×10^2
	Kr-87	0.157×10^{-1}	76.3 m	1.51×10^{-4}	2.55×10^4	2.42×10^2	2.55×10^4
	Kr-88	0.208×10^{-1}	2.80 h	6.88×10^{-5}	3.38×10^4	3.21×10^2	3.38×10^4
	Xe-131m	0.515×10^{-3}	11.9 d	6.74×10^{-7}	8.37×10^2	7.94×10^0	8.37×10^2
	Xe-133m	0.207×10^{-2}	2.25 d	3.57×10^{-6}	3.37×10^3	3.20×10^1	3.37×10^3
	Xe-133	0.683×10^{-1}	5.29 d	1.52×10^{-6}	1.11×10^5	1.05×10^3	1.11×10^5
	Xe-135m	0.139×10^{-1}	15.65 m	7.38×10^{-4}	2.26×10^4	2.14×10^2	2.26×10^4
	Xe-135	0.711×10^{-1}	9.08 h	2.12×10^{-5}	1.16×10^5	1.10×10^3	1.16×10^5
	Xe-137	0.623×10^{-1}	3.83 m	3.02×10^{-3}	1.01×10^5	9.58×10^2	1.01×10^5
	Xe-138	0.554×10^{-1}	14.17 m	8.15×10^{-4}	9.01×10^4	8.55×10^2	9.01×10^4
沃 素	I-131	0.368×10^{-1}	8.06 d	9.95×10^{-7}	5.98×10^4	3.40×10^2	2.39×10^4
	I-132	0.511×10^{-1}	2.28 h	8.44×10^{-5}	8.31×10^4	4.73×10^2	3.32×10^4
	I-133	0.681×10^{-1}	20.8 h	9.26×10^{-6}	1.11×10^5	6.32×10^2	4.44×10^4
	I-134	0.743×10^{-1}	52.6 m	2.20×10^{-4}	1.21×10^5	6.89×10^2	4.84×10^4
	I-135	0.641×10^{-1}	6.61 h	2.91×10^{-5}	1.04×10^5	5.92×10^2	4.16×10^4

*1 1次冷却材インベントリーは105.4 tonとした。

表B-4 高線出力試験用要素中のFP存在量

核種		核分裂収率 (1/fission)	半減期	崩壊定数 (1/s)	7.2 kW×24hr (炉停止2日後) のFP存在量 (Ci)	25.2 kW×2hr (炉停止直後)の FP存在量 (Ci)	高線出力試験用要素 中のFP存在量 (Ci)
希 ガ ス	Kr-83m	0.427×10^{-2}	1.83 h	1.05×10^{-4}	1.22×10^1	4.85×10^1	6.07×10^1
	Kr-85m	0.853×10^{-2}	4.48 h	4.30×10^{-5}	3.73×10^1	4.86×10^1	8.59×10^1
	Kr-85	0.197×10^{-2}	10.73 y	2.05×10^{-9}	2.13×10^{-3}	6.22×10^{-4}	2.75×10^{-3}
	Kr-87	0.157×10^{-1}	76.3 m	1.51×10^{-4}	3.23×10^1	2.23×10^2	2.55×10^2
	Kr-88	0.208×10^{-1}	2.80 h	6.88×10^{-5}	7.72×10^1	1.74×10^2	2.51×10^2
	Xe-131 m	0.515×10^{-3}	11.9 d	6.74×10^{-7}	1.77×10^{-1}	5.34×10^{-2}	2.30×10^{-1}
	Xe-133 m	0.207×10^{-2}	2.25 d	3.57×10^{-6}	3.27×10^0	1.12×10^0	4.39×10^0
	Xe-133	0.683×10^{-1}	5.29 d	1.52×10^{-6}	5.08×10^1	1.59×10^1	6.67×10^1
	Xe-135 m	0.139×10^{-1}	15.65 m	7.38×10^{-4}	4.18×10^{-1}	2.96×10^2	2.96×10^2
	Xe-135	0.711×10^{-1}	9.08 h	2.12×10^{-5}	3.13×10^2	2.15×10^2	5.28×10^2
	Xe-137	0.623×10^{-1}	3.83 m	3.02×10^{-3}	1.37×10^{-7}	1.33×10^3	1.33×10^3
	Xe-138	0.554×10^{-1}	14.17 m	8.15×10^{-4}	9.57×10^{-1}	1.18×10^3	1.18×10^3
沃 素	I-131	0.368×10^{-1}	8.06 d	9.95×10^{-7}	1.84×10^1	5.62×10^0	2.40×10^1
	I-132	0.511×10^{-1}	2.28 h	8.44×10^{-5}	1.70×10^2	4.98×10^2	6.68×10^2
	I-133	0.681×10^{-1}	20.8 h	9.26×10^{-6}	2.14×10^2	9.40×10^1	3.08×10^2
	I-134	0.743×10^{-1}	52.6 m	2.20×10^{-4}	9.31×10^1	1.26×10^3	1.35×10^3
	I-135	0.641×10^{-1}	6.61 h	2.91×10^{-5}	2.92×10^2	2.59×10^2	5.51×10^2

表B-5 高燃焼度試験用要素中のFP存在量

核種		核分裂収率 (1/fission)	半減期	崩壊定数 (1/s)	高燃焼度試験用要素 中のFP存在量 (Ci)	予備試験用要素中 のFP存在量 (Ci)
希 ガ ス	Kr-83m	0.427×10^{-2}	1.83 h	1.05×10^{-4}	6.79×10^1	6.79×10^1
	Kr-85m	0.853×10^{-2}	4.48 h	4.30×10^{-5}	1.36×10^2	1.36×10^2
	Kr-85	0.197×10^{-2}	10.73 y	2.05×10^{-9}	6.89×10^0	4.62×10^0
	Kr-87	0.157×10^{-1}	76.3 m	1.51×10^{-4}	2.50×10^2	2.50×10^2
	Kr-88	0.208×10^{-1}	2.80 h	6.88×10^{-5}	3.31×10^2	3.31×10^2
	Xe-131 m	0.515×10^{-3}	11.9 d	6.74×10^{-7}	8.19×10^0	8.19×10^0
	Xe-133 m	0.207×10^{-2}	2.25 d	3.57×10^{-6}	3.29×10^1	3.29×10^1
	Xe-133	0.683×10^{-1}	5.29 d	1.52×10^{-6}	1.09×10^3	1.09×10^3
	Xe-135 m	0.139×10^{-1}	15.65 m	7.38×10^{-4}	2.21×10^2	2.21×10^2
	Xe-135	0.711×10^{-1}	9.08 h	2.12×10^{-5}	1.13×10^3	1.13×10^3
	Xe-137	0.623×10^{-1}	3.83 m	3.02×10^{-3}	9.91×10^2	9.91×10^2
Xe-138	0.554×10^{-1}	14.17 m	8.15×10^{-4}	8.81×10^2	8.81×10^2	
沃 素	I-131	0.368×10^{-1}	8.06 d	9.95×10^{-7}	5.85×10^2	5.85×10^2
	I-132	0.511×10^{-1}	2.28 h	8.44×10^{-5}	8.12×10^2	8.12×10^2
	I-133	0.681×10^{-1}	20.8 h	9.26×10^{-6}	1.08×10^3	1.08×10^3
	I-134	0.743×10^{-1}	52.6 m	2.20×10^{-4}	1.18×10^3	1.18×10^3
	I-135	0.641×10^{-1}	6.61 h	2.91×10^{-5}	1.02×10^3	1.02×10^3

【添付資料C】

Na 燃焼解析の入力データリスト及び出力デジタル値

本作業のNa 燃焼解析で使⽤したCEDANコードの入力データリストと出力デジタル値とをまとめた。

入力データリスト Page C. 2～C. 5

出力デジタル値 Page C. 6～C. 14

なお、出力デジタル値における各変数の意味は以下の通りである。

TATM (1) Na 漏洩室ガス温度

P (1) " 圧力

O2 (1) " 酸素濃度

TATM (2) 格納容器床上ガス温度

P (2) " 圧力

O2 (2) " 酸素濃度

TSTR (1, 5)

" (2, 5)

" (3, 5)

" (4, 5)

" (5, 5)

" (6, 5)

格納容器側壁コンクリートの各メッシュ温度

TSTR (1, 6) 格納容器鋼壁温度

TSTR (1, 7) Na 漏洩室壁ライナー温度

" (2, 7)

" (3, 7)

" (4, 7)

Na 漏洩室壁コンクリートの表面3メッシュの温度

DATA LIST

.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....

1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
18
19
20
21
22
23
24
25
26
27
28
29
30
31
32
33
34
35
36
37
38
39
40
41
42
43
44
45
46
47
48
49
50

** CEDAN 2-CELL MODEL** FOR JOYO NEW REGULATORY GUIDE
SODIUM LEAK AT COLD TRAP AND/OR OVER-FLOW TANK

2	6	7	2							
100	1									
5	5	700		0	50	51	0			
40	10	0	10	21		20	1			
2	1	11	1							
3	1	3	2							
1										
1	5	2	5	3	5	4	5	5	5	5
6	5	1	6	1	7	2	7	3	7	7
4	7									
1	1									
O2	CO2	H2	N2							
1		2								
700		700								
0										
9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000
0										
7										
11.63										
0.8										
6	5									
11.63		11.63								
0.8		0.0								
5860.0		12850.0	9.807	+2	9.807	+2	9.807	+2		
0.0		6.78E-02	1.49E-01							

CONC	879.27	0.0	0.0	2000.	0.0	0.0	1.163			
STEL	460.57			7830.			34.9			
7	1	3								
					11.63		300.			
2200.		2200.		2200.	2200.		2200.		2200.	
2200.										
0.02		0.03		0.05	0.05		0.10		0.15	
0.025										
0.0										
0.0										
1	1	1	1	1	1	2				

.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....

- 863 -

DATA LIST

	1	2	3	4	5	6	7	8
51	1	1	3					
52				11.63		300.		
53	1200.							
54	0.012							
55	0.0							
56	2							
57	8	1	4					
58					0.0	0.0		
59	5100.	5100.	5100.	5100.	5100.	5100.	5100.	
60	5100.	5100.						
61	0.0045	0.02	0.03	0.05	0.05	0.05	0.10	
62	0.10	0.15						
63	0.0							
64	0.0							
65	2	1	1	1	1	1	1	
66	1							
67	1 7 1	0.001	0.0	0.8	0.88			
68	6 1.0							
69	18.0 -03	23.0 -03	32.0 -03	44.0 -03	2.0 -03	28.0 -03		
70	62.0 -03	78.0 -03	24.0 -03	12.0 -03				
71	534.0	800.0	127.0	253.0	82.8	104.0		
72	5.2572 -03	5.2572 -03	1.1867 -03	5.2572 -03	5.2572 -03	5.2572 -03		
73	6.8949 -05	6.8949 -05	7.8851 -05	6.8949 -05	6.8949 -05	6.8949 -05		
74								
75	5.5013 -06	5.5013 -06	6.0348 -06	5.5013 -06	5.5013 -06	5.5013 -06		
76	4.1049 -08	4.1049 -08	4.7961 -08	4.1049 -08	4.1049 -08	4.1049 -08		
77								
78	963.91	963.91	816.28	611.32	1.407E+04	963.91		
79	841.51	590.23	398.36	31.058				
80	0.22447	0.22447	0.37253	0.91341	0.36062	0.22447		
81	1.0295	2.2421	4.4898	2.6937				
82	-2.6028 -05	-2.6028 -05	-1.0195 -04	-2.8557 -04	6.0730 -04	-2.6028 -05		
83	-3.2837 -04	-1.4835 -03	-2.6768 -03	-9.1020 -04				
84	667.19	667.19	770.70	468.41	9952.9	880.80		
85	841.51	590.23	398.36	31.058				
86	0.22415	0.22415	0.0	0.82500	0.33443	0.0		
87	1.0295	2.2421	4.4898	2.6937				
88	-2.5805 -05	-2.5805 -05	0.0	-2.4772 -04	6.2081 -04	0.0		
89	-3.2837 -04	-1.4835 -03	-2.6768 -03	-9.1020 -04				
90	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+03				
91								
92								
93	6							
94	0.02	0.240	0.240	0.240	0.240	0.02		
95	4187.							
96	4187.							
97	983.2							
98	0.654							
99	1630.	-0.8337	4.631E-4					
100	1630.	-0.8337	4.631E-4					

DATA LIST

	1	2	3	4	5	6	7	8
101	1012.	-0.2218	-1.461E-5					
102	109.9	-0.06532	1.172E-5					
103	1500.	0.001	500.		0.05	0.1	1.0	
104	0.01	2.0	1.0 -10		0.02	0.01	0.01	
105	0.01	0.01	0.02		0.02	0.01	1.0E-07	
106	0.05	0.01	0.1		1.1	0.7	1.0E-03	
107	500.	1.0	1.0		1.0E-05	1.0E-05	1.0E-01	
108	0.8	1.0E-03	1.0E-02		0.01	0.01	0.02	
109	0.99	0.001	0.001		0.001	1.0E-04	1.0E-07	
110								
111								
112	8.3434	5.676 -08	9.8		1.0			
113	0.0	-0.75	2000.					
114	1.0 +10	1.0 +10						
115	0	0	0					
116	140.	140.						
117	140.	140.						
118								
119								
120								
121	1.22 +06	3.638 +05	8.133 +05	9.4626 +06				
122				4.6E+09				
123	0	0						
124	1.0 -03	0.0	1.0 -03	1.0 -03	1.0 +06			
125	0.0	7.80 +04						
126	0.0							
127	0.0							
128	2.75 +03	2.75 +03						
129	2.75 +03	2.75 +03						
130	0.0	0.0						
131	0.0	0.0						
132	0.0	0.0						
133	1.0							
134	3.60 +04							
135	&JOYOI							
136	TLEAK=0.0E+00,VELJO=6.78E-03,SAREA=200.,TGASO=300.,XGAS30=0.2,							
137	DTMAX=6.0E+01,							
138	&END							
139								
140								
141								
142	0.01	0.01	0.1	1.0				
143								
144								
145								
146								
147	300.	300.	300.					
148	0	0						
149	0	0						
150	0	0						

- 4 0 0 -

DATA LIST

	1	2	3	4	5	6	7	8
.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....								
151	0							
152	300.							
153	0.0							
154	0	0						
155	300.		300.					
156	0.0		0.0					
157	0.0							
158	0.0		0.0	303.57	0.0	0.0	6374.9	
159	0.0		0.0	3328.3	0.0	0.0	11649.2	
160	773.15							
161	773.15	773.15		773.15	773.15	773.15	773.15	
162	773.15							
163	773.15	773.15		773.15	773.15	773.15	773.15	
164	300.		300.	300.	300.	300.	300.	
165	300.							
166	300.							
167	300.		300.	300.	300.	300.	300.	
168	300.		300.					
169				0.23			0.77	
170	1.057	1.013 E+05						
171	0							

END+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....+.....0.....

** CEDAN 2-CELL MODDEL** FOR JOYO NEW REGULATORY GUIDE
SODIUM LEAK AT COLD TRAP AND/OR OVER-FLOW TANK

***** INPUT DATA *****

NUMBER OF CELLS = 2 NUMBER OF GAS SPECIES = 6 NUMBER OF HEAT-STRUCTURE = 7
 NSTCON(K) = 1 2
 VT(K) (M**3) = 5.8600E+03 1.2850E+04
 PD(K) (KG-W/CM**2) = 9.8070E+02 9.8070E+02 9.8070E+02

***** JSTCON(J,K) *****

K	1	2	3	4	5	6	7
1	7						
2	6	5					

***** H(J,K) *****

K	1	2	3	4	5	6	7
1	1.1630E+01						
2	1.1630E+01	1.1630E+01					

***** F(J,K) *****

K	1	2	3	4	5	6	7
1	8.0000E-01						
2	8.0000E-01	0.0000E+00					

***** RLEAK(K,L) (M**3/SEC) *****

L	1	2	3	4	5	6	7
1	0.0000E+00	6.7800E-02					
2	1.4900E-01	0.0000E+00					
3	0.0000E+00	0.0000E+00					

***** ADPEN(K,L) (M**2) *****

L

** CEDAN 2-CELL MODEL** FOR JOYO NEW REGULATORY GUIDE
SODIUM LEAK AT COLD TRAP AND/OR OVER-FLOW TANK

***** SUMMARY (PLOT DATA) OUTPUT *****

NO.1 TEMPERATURE AND PRESSURE OF CELLS

I	TIME (MIN)	TATM(1) (DEG-C)	TATM(2) (DEG-C)	P(1) (KG/CM**2)	P(2) (KG/CM**2)
1	0.000	26.850	26.850	1.013002E+05	1.012996E+05
2	2.742	55.620	27.289	1.097064E+05	1.018974E+05
3	6.067	60.257	27.693	1.094411E+05	1.026687E+05
4	9.873	62.178	27.861	1.082374E+05	1.033577E+05
5	13.873	63.053	27.858	1.069215E+05	1.038927E+05
6	18.873	63.145	27.717	1.054674E+05	1.043164E+05
7	21.873	62.853	27.581	1.047876E+05	1.044362E+05
8	25.873	62.254	27.332	1.042680E+05	1.043946E+05
9	29.873	61.508	27.141	1.039792E+05	1.042678E+05
10	32.873	60.902	27.058	1.037893E+05	1.041804E+05
11	36.873	60.077	26.985	1.035689E+05	1.040662E+05
12	39.873	59.456	26.946	1.034243E+05	1.039802E+05
13	43.873	58.638	26.907	1.032556E+05	1.038650E+05
14	48.873	57.643	26.870	1.030768E+05	1.037205E+05
15	52.873	56.875	26.846	1.029551E+05	1.036057E+05
16	55.873	56.316	26.832	1.028736E+05	1.035206E+05
17	59.873	55.596	26.815	1.027765E+05	1.034088E+05
18	62.873	55.073	26.804	1.027104E+05	1.033267E+05
19	66.873	54.398	26.792	1.026297E+05	1.032199E+05
20	70.873	53.748	26.781	1.025559E+05	1.031162E+05
21	73.873	53.276	26.775	1.025043E+05	1.030408E+05
22	77.873	52.666	26.768	1.024390E+05	1.029432E+05
23	82.873	51.932	26.760	1.023624E+05	1.028263E+05
24	86.873	51.368	26.756	1.023041E+05	1.027366E+05
25	89.873	50.957	26.753	1.022619E+05	1.026717E+05
26	93.873	50.425	26.750	1.022071E+05	1.025881E+05
27	96.873	50.038	26.748	1.021672E+05	1.025274E+05
28	100.873	49.535	26.746	1.021152E+05	1.024495E+05
29	104.873	49.049	26.744	1.020643E+05	1.023745E+05
30	107.873	48.695	26.743	1.020272E+05	1.023203E+05
31	112.873	48.124	26.742	1.019664E+05	1.022333E+05
32	116.873	47.683	26.741	1.019190E+05	1.021668E+05
33	120.873	47.256	26.741	1.018729E+05	1.021029E+05
34	123.873	46.944	26.741	1.018389E+05	1.020566E+05
35	127.873	46.542	26.741	1.017947E+05	1.019967E+05
36	130.873	46.248	26.741	1.017624E+05	1.019534E+05
37	134.873	45.866	26.741	1.017199E+05	1.018974E+05
38	139.873	45.407	26.742	1.016684E+05	1.018306E+05
39	143.873	45.053	26.743	1.016286E+05	1.017792E+05
40	146.873	44.794	26.743	1.015991E+05	1.017420E+05
41	150.873	44.459	26.744	1.015610E+05	1.016940E+05
42	153.873	44.216	26.745	1.015330E+05	1.016591E+05
43	157.873	43.899	26.746	1.014965E+05	1.016139E+05
44	161.873	43.592	26.746	1.014611E+05	1.015704E+05
45	164.873	43.368	26.747	1.014349E+05	1.015388E+05
46	168.873	43.078	26.748	1.014009E+05	1.014979E+05
47	173.873	42.729	26.749	1.013601E+05	1.014489E+05
48	177.873	42.458	26.750	1.013281E+05	1.014111E+05
49	180.873	42.261	26.751	1.013049E+05	1.013837E+05
50	184.873	42.006	26.752	1.012747E+05	1.013482E+05
51	187.873	41.820	26.753	1.012526E+05	1.013224E+05
52	191.873	41.578	26.754	1.012236E+05	1.012890E+05
53	195.873	41.343	26.754	1.011956E+05	1.012567E+05

54	198.873	41.172	26.755	1.011750E+05	1.012331E+05
55	203.873	40.895	26.756	1.011416E+05	1.011952E+05
56	207.873	40.681	26.757	1.011157E+05	1.011659E+05
57	211.873	40.473	26.758	1.010904E+05	1.011376E+05
58	214.873	40.321	26.758	1.010722E+05	1.011169E+05
59	218.873	40.124	26.759	1.010481E+05	1.010903E+05
60	221.873	39.980	26.760	1.010306E+05	1.010708E+05
61	225.873	39.793	26.760	1.010079E+05	1.010455E+05
62	230.873	39.567	26.761	1.009802E+05	1.010151E+05
63	232.873	39.479	26.762	1.009695E+05	1.010032E+05
64	237.873	39.264	26.763	1.009432E+05	1.009744E+05
65	241.873	39.097	26.763	1.009226E+05	1.009522E+05
66	244.873	38.976	26.764	1.009077E+05	1.009359E+05
67	248.873	38.817	26.765	1.008883E+05	1.009147E+05
68	252.873	38.664	26.765	1.008694E+05	1.008943E+05
69	255.873	38.551	26.766	1.008555E+05	1.008793E+05
70	259.873	38.405	26.766	1.008375E+05	1.008598E+05
71	264.873	38.228	26.768	1.008157E+05	1.008365E+05
72	266.873	38.158	26.768	1.008071E+05	1.008274E+05
73	270.873	38.022	26.769	1.007903E+05	1.008094E+05
74	274.873	37.890	26.770	1.007739E+05	1.007921E+05
75	278.873	37.761	26.770	1.007579E+05	1.007751E+05
76	282.873	37.636	26.770	1.007425E+05	1.007584E+05
77	286.873	37.514	26.770	1.007272E+05	1.007425E+05
78	290.873	37.395	26.771	1.007124E+05	1.007269E+05
79	294.873	37.280	26.771	1.006980E+05	1.007117E+05
80	298.873	37.167	26.771	1.006841E+05	1.006969E+05
81	300.873	37.112	26.772	1.006773E+05	1.006898E+05
82	304.873	37.004	26.772	1.006639E+05	1.006757E+05
83	308.873	36.898	26.773	1.006508E+05	1.006619E+05
84	312.873	36.795	26.773	1.006379E+05	1.006484E+05
85	316.873	36.694	26.773	1.006252E+05	1.006353E+05
86	320.873	36.596	26.773	1.006129E+05	1.006225E+05
87	324.873	36.500	26.773	1.006011E+05	1.006100E+05
88	328.873	36.407	26.773	1.005892E+05	1.005979E+05
89	332.873	36.316	26.773	1.005778E+05	1.005862E+05
90	336.873	36.227	26.773	1.005669E+05	1.005746E+05
91	338.873	36.184	26.773	1.005614E+05	1.005690E+05
92	342.873	36.098	26.774	1.005507E+05	1.005581E+05
93	346.873	36.015	26.774	1.005405E+05	1.005472E+05
94	350.873	35.933	26.774	1.005301E+05	1.005367E+05
95	354.873	35.853	26.774	1.005202E+05	1.005263E+05
96	358.873	35.774	26.774	1.005103E+05	1.005162E+05
97	362.873	35.698	26.774	1.005007E+05	1.005064E+05
98	366.873	35.623	26.774	1.004914E+05	1.004967E+05
99	370.873	35.551	26.774	1.004822E+05	1.004874E+05
100	372.873	35.515	26.774	1.004779E+05	1.004828E+05
101	376.873	35.444	26.774	1.004688E+05	1.004737E+05
102	380.873	35.375	26.774	1.004602E+05	1.004648E+05
103	384.873	35.307	26.775	1.004519E+05	1.004562E+05
104	388.873	35.241	26.775	1.004437E+05	1.004477E+05
105	392.873	35.176	26.775	1.004354E+05	1.004394E+05
106	396.873	35.113	26.775	1.004274E+05	1.004314E+05
107	400.873	35.051	26.775	1.004197E+05	1.004234E+05
108	404.873	34.990	26.775	1.004121E+05	1.004156E+05
109	406.873	34.960	26.775	1.004084E+05	1.004118E+05
110	410.873	34.901	26.775	1.004012E+05	1.004042E+05
111	414.873	34.843	26.775	1.003938E+05	1.003969E+05
112	418.873	34.787	26.775	1.003867E+05	1.003898E+05
113	422.873	34.731	26.775	1.003799E+05	1.003827E+05
114	426.873	34.677	26.775	1.003732E+05	1.003757E+05
115	430.873	34.624	26.776	1.003667E+05	1.003692E+05
116	434.873	34.571	26.776	1.003603E+05	1.003624E+05

117	438.873	34.520	26.776
118	440.873	34.494	26.776
119	444.873	34.445	26.776
120	448.873	34.396	26.777
121	452.873	34.347	26.777
122	456.873	34.301	26.777
123	460.873	34.254	26.777
124	464.873	34.208	26.777
125	468.873	34.164	26.778
126	472.873	34.120	26.778
127	476.873	34.077	26.778
128	478.873	34.056	26.778
129	482.873	34.014	26.778
130	486.873	33.995	26.773
131	490.873	33.977	26.772
132	494.873	33.939	26.771
133	498.873	33.900	26.771
134	502.873	33.862	26.771
135	506.873	33.824	26.771
136	510.873	33.786	26.771
137	512.873	33.767	26.771
138	516.873	33.731	26.771
139	520.873	33.695	26.771
140	524.873	33.659	26.771
141	528.873	33.625	26.771
142	532.873	33.590	26.771
143	536.873	33.556	26.771
144	540.873	33.523	26.771
145	544.873	33.490	26.771
146	546.873	33.474	26.771
147	550.873	33.442	26.771
148	554.873	33.410	26.772
149	558.873	33.379	26.772
150	562.873	33.349	26.772
151	566.873	33.318	26.772
152	569.873	33.295	26.772
153	572.873	33.273	26.772
154	575.873	33.251	26.772
155	578.873	33.229	26.773
156	581.873	33.207	26.773
157	584.873	33.187	26.773
158	587.873	33.166	26.773
159	590.873	33.145	26.773
160	593.873	33.124	26.773
161	596.873	33.104	26.773
162	599.873	33.084	26.773

1.003537E+05	1.003560E+05
1.003504E+05	1.003528E+05
1.003442E+05	1.003467E+05
1.003381E+05	1.003406E+05
1.003320E+05	1.003346E+05
1.003264E+05	1.003286E+05
1.003206E+05	1.003227E+05
1.003151E+05	1.003169E+05
1.003094E+05	1.003115E+05
1.003042E+05	1.003059E+05
1.002987E+05	1.003006E+05
1.002962E+05	1.002979E+05
1.002917E+05	1.002924E+05
1.003036E+05	1.002810E+05
1.003055E+05	1.002757E+05
1.003026E+05	1.002697E+05
1.002972E+05	1.002649E+05
1.002924E+05	1.002601E+05
1.002877E+05	1.002552E+05
1.002827E+05	1.002505E+05
1.002806E+05	1.002481E+05
1.002760E+05	1.002437E+05
1.002717E+05	1.002390E+05
1.002669E+05	1.002347E+05
1.002627E+05	1.002302E+05
1.002584E+05	1.002259E+05
1.002540E+05	1.002217E+05
1.002501E+05	1.002174E+05
1.002458E+05	1.002134E+05
1.002437E+05	1.002113E+05
1.002398E+05	1.002073E+05
1.002360E+05	1.002034E+05
1.002317E+05	1.001997E+05
1.002282E+05	1.001958E+05
1.002243E+05	1.001921E+05
1.002214E+05	1.001892E+05
1.002187E+05	1.001866E+05
1.002163E+05	1.001838E+05
1.002132E+05	1.001812E+05
1.002104E+05	1.001785E+05
1.002082E+05	1.001758E+05
1.002055E+05	1.001732E+05
1.002030E+05	1.001706E+05
1.002001E+05	1.001683E+05
1.001978E+05	1.001656E+05
1.001954E+05	1.001631E+05

NO.2 CONCENTRATION OF GASES IN CELLS (%)

I	TIME (MIN)	O2(1)	O2(2)
1	0.000	4.000	20.000
2	2.742	3.802	19.929
3	6.067	3.566	19.828
4	9.873	3.308	19.728
5	13.873	3.052	19.643
6	18.873	2.755	19.567
7	21.873	2.588	19.540
8	25.873	2.387	19.530
9	29.873	2.219	19.530
10	32.873	2.107	19.530
11	36.873	1.973	19.530
12	39.873	1.882	19.530
13	43.873	1.772	19.530
14	48.873	1.648	19.530
15	52.873	1.559	19.530
16	55.873	1.498	19.530
17	59.873	1.421	19.530
18	62.873	1.367	19.530
19	66.873	1.300	19.530
20	70.873	1.238	19.530
21	73.873	1.194	19.530
22	77.873	1.138	19.530
23	82.873	1.073	19.530
24	86.873	1.025	19.530
25	89.873	0.990	19.530
26	93.873	0.946	19.530
27	96.873	0.915	19.530
28	100.873	0.875	19.530
29	104.873	0.837	19.530
30	107.873	0.810	19.530
31	112.873	0.767	19.530
32	116.873	0.734	19.530
33	120.873	0.703	19.530
34	123.873	0.681	19.530
35	127.873	0.653	19.530
36	130.873	0.633	19.530
37	134.873	0.607	19.530
38	139.873	0.576	19.530
39	143.873	0.553	19.530
40	146.873	0.536	19.530
41	150.873	0.515	19.530
42	153.873	0.499	19.530
43	157.873	0.480	19.530
44	161.873	0.461	19.531
45	164.873	0.447	19.531
46	168.873	0.430	19.531
47	173.873	0.409	19.531
48	177.873	0.394	19.531
49	180.873	0.383	19.531
50	184.873	0.368	19.531
51	187.873	0.358	19.531
52	191.873	0.344	19.531
53	195.873	0.332	19.531
54	198.873	0.322	19.531
55	203.873	0.308	19.531
56	207.873	0.296	19.531
57	211.873	0.286	19.531
58	214.873	0.278	19.531
59	218.873	0.268	19.531

60	221.873	0.261	19.531
61	225.873	0.251	19.531
62	230.873	0.240	19.531
63	232.873	0.236	19.531
64	237.873	0.226	19.531
65	241.873	0.218	19.531
66	244.873	0.213	19.531
67	248.873	0.205	19.531
68	252.873	0.198	19.531
69	255.873	0.193	19.531
70	259.873	0.187	19.531
71	264.873	0.179	19.531
72	266.873	0.176	19.531
73	270.873	0.170	19.531
74	274.873	0.165	19.531
75	278.873	0.159	19.531
76	282.873	0.154	19.531
77	286.873	0.149	19.531
78	290.873	0.145	19.531
79	294.873	0.140	19.531
80	298.873	0.136	19.531
81	300.873	0.133	19.531
82	304.873	0.129	19.531
83	308.873	0.125	19.531
84	312.873	0.122	19.531
85	316.873	0.118	19.531
86	320.873	0.114	19.531
87	324.873	0.111	19.531
88	328.873	0.108	19.531
89	332.873	0.104	19.531
90	336.873	0.101	19.531
91	338.873	0.100	19.531
92	342.873	0.097	19.531
93	346.873	0.094	19.531
94	350.873	0.091	19.531
95	354.873	0.089	19.531
96	358.873	0.086	19.531
97	362.873	0.084	19.531
98	366.873	0.082	19.531
99	370.873	0.079	19.531
100	372.873	0.078	19.531
101	376.873	0.076	19.531
102	380.873	0.074	19.531
103	384.873	0.072	19.531
104	388.873	0.070	19.531
105	392.873	0.069	19.531
106	396.873	0.067	19.531
107	400.873	0.065	19.531
108	404.873	0.063	19.531
109	406.873	0.063	19.531
110	410.873	0.061	19.531
111	414.873	0.059	19.531
112	418.873	0.058	19.531
113	422.873	0.057	19.531
114	426.873	0.055	19.531
115	430.873	0.054	19.531
116	434.873	0.053	19.531
117	438.873	0.051	19.531
118	440.873	0.051	19.531
119	444.873	0.050	19.531
120	448.873	0.048	19.531
121	452.873	0.047	19.531
122	456.873	0.046	19.531

123	460.873	0.045	19.531
124	464.873	0.044	19.531
125	468.873	0.043	19.531
126	472.873	0.042	19.531
127	476.873	0.041	19.531
128	478.873	0.041	19.531
129	482.873	0.040	19.531
130	486.873	0.041	19.530
131	490.873	0.040	19.530
132	494.873	0.040	19.530
133	498.873	0.039	19.530
134	502.873	0.038	19.530
135	506.873	0.037	19.530
136	510.873	0.036	19.530
137	512.873	0.036	19.530
138	516.873	0.035	19.530
139	520.873	0.034	19.530
140	524.873	0.034	19.530
141	528.873	0.033	19.530
142	532.873	0.032	19.530
143	536.873	0.032	19.530
144	540.873	0.031	19.530
145	544.873	0.030	19.530
146	546.873	0.030	19.530
147	550.873	0.029	19.530
148	554.873	0.029	19.530
149	558.873	0.028	19.530
150	562.873	0.028	19.530
151	566.873	0.027	19.530
152	569.873	0.027	19.530
153	572.873	0.027	19.530
154	575.873	0.026	19.530
155	578.873	0.026	19.530
156	581.873	0.026	19.530
157	584.873	0.025	19.530
158	587.873	0.025	19.530
159	590.873	0.025	19.530
160	593.873	0.024	19.530
161	596.873	0.024	19.530
162	599.873	0.024	19.530

NO.4 TEMPERATURE OF HEAT-STRUCTURES (DEG-C)

TSTR(I,J)

I = MESH NUMBER

J = HEAT-STRUCTURE SERIES NUMBER

I	TIME (MIN)	TSTR (1, 5)	TSTR (2, 5)	TSTR (3, 5)	TSTR (4, 5)	TSTR (5, 5)	TSTR (6, 5)	TSTR (1, 6)	TSTR (1, 7)	TSTR (2, 7)	TSTR (3, 7)	TSTR (4, 7)
1	0.000	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850	26.850
2	2.742	26.858	26.842	26.840	26.839	26.841	26.840	26.860	29.738	26.958	26.846	26.840
3	6.067	26.893	26.844	26.837	26.835	26.839	26.838	26.906	34.021	27.521	26.902	26.839
4	9.873	26.943	26.852	26.837	26.835	26.836	26.837	26.972	37.615	28.477	27.085	26.848
5	13.873	26.990	26.864	26.838	26.835	26.835	26.836	27.037	40.230	29.581	27.413	26.876
6	18.873	27.028	26.883	26.840	26.835	26.834	26.834	27.095	42.359	30.905	27.965	26.946
7	21.873	27.040	26.894	26.842	26.835	26.833	26.834	27.115	43.208	31.626	28.343	27.009
8	25.873	27.040	26.906	26.845	26.835	26.833	26.833	27.121	43.987	32.488	28.870	27.117
9	29.873	27.027	26.915	26.849	26.835	26.832	26.832	27.106	44.476	33.237	29.402	27.251
10	32.873	27.014	26.919	26.852	26.835	26.832	26.831	27.089	44.705	33.729	29.792	27.367
11	36.873	26.995	26.922	26.855	26.835	26.832	26.830	27.063	44.881	34.302	30.290	27.537
12	39.873	26.982	26.922	26.858	26.835	26.832	26.829	27.042	44.941	34.677	30.645	27.676
13	43.873	26.966	26.920	26.861	26.835	26.831	26.828	27.016	44.951	35.111	31.087	27.870
14	48.873	26.948	26.916	26.863	26.836	26.830	26.827	26.985	44.883	35.566	31.592	28.124
15	52.873	26.935	26.912	26.864	26.837	26.829	26.826	26.963	44.783	35.869	31.956	28.333
16	55.873	26.926	26.909	26.865	26.838	26.829	26.825	26.947	44.690	36.066	32.208	28.491
17	59.873	26.915	26.904	26.866	26.838	26.829	26.824	26.928	44.547	36.294	32.517	28.701
18	62.873	26.907	26.900	26.866	26.838	26.829	26.823	26.915	44.429	36.441	32.729	28.857
19	66.873	26.897	26.896	26.866	26.838	26.829	26.822	26.899	44.260	36.611	32.989	29.064
20	70.873	26.888	26.891	26.865	26.838	26.829	26.821	26.885	44.082	36.753	33.223	29.265
21	73.873	26.882	26.887	26.865	26.838	26.829	26.821	26.876	43.944	36.844	33.384	29.413
22	77.873	26.875	26.882	26.864	26.838	26.829	26.820	26.865	43.754	36.946	33.580	29.605
23	82.873	26.866	26.876	26.863	26.838	26.829	26.818	26.853	43.512	37.048	33.798	29.837
24	86.873	26.860	26.871	26.861	26.838	26.829	26.818	26.844	43.316	37.110	33.953	30.015
25	89.873	26.855	26.868	26.859	26.838	26.829	26.818	26.838	43.167	37.148	34.059	30.143
26	93.873	26.850	26.863	26.857	26.838	26.829	26.818	26.832	42.969	37.187	34.187	30.308
27	96.873	26.846	26.860	26.856	26.838	26.829	26.818	26.827	42.819	37.208	34.274	30.428
28	100.873	26.841	26.856	26.854	26.838	26.829	26.818	26.822	42.620	37.227	34.380	30.580
29	104.873	26.837	26.853	26.852	26.838	26.829	26.818	26.817	42.422	37.237	34.474	30.726
30	107.873	26.834	26.850	26.851	26.838	26.829	26.818	26.814	42.274	37.239	34.537	30.831
31	112.873	26.829	26.845	26.848	26.838	26.829	26.818	26.810	42.029	37.232	34.631	30.997
32	116.873	26.825	26.842	26.846	26.838	26.829	26.818	26.807	41.835	37.219	34.696	31.123
33	120.873	26.822	26.839	26.844	26.837	26.829	26.818	26.805	41.644	37.199	34.752	31.241
34	123.873	26.820	26.837	26.843	26.837	26.829	26.818	26.804	41.501	37.181	34.790	31.326
35	127.873	26.817	26.833	26.841	26.836	26.828	26.818	26.802	41.313	37.154	34.834	31.434
36	130.873	26.815	26.831	26.839	26.835	26.828	26.818	26.801	41.174	37.130	34.863	31.511
37	134.873	26.812	26.828	26.837	26.834	26.827	26.818	26.800	40.991	37.094	34.895	31.609
38	139.873	26.810	26.825	26.835	26.833	26.826	26.818	26.799	40.767	37.045	34.928	31.724
39	143.873	26.808	26.823	26.833	26.832	26.825	26.818	26.798	40.590	37.003	34.949	31.810
40	146.873	26.806	26.821	26.832	26.831	26.824	26.818	26.797	40.460	36.969	34.962	31.870
41	150.873	26.804	26.819	26.830	26.830	26.824	26.818	26.797	40.289	36.922	34.975	31.947
42	153.873	26.803	26.817	26.828	26.829	26.824	26.818	26.797	40.163	36.886	34.982	32.002
43	157.873	26.801	26.815	26.826	26.828	26.824	26.818	26.797	39.998	36.835	34.989	32.071
44	161.873	26.799	26.813	26.824	26.827	26.823	26.818	26.797	39.835	36.783	34.991	32.135
45	164.873	26.798	26.812	26.823	26.827	26.823	26.818	26.797	39.716	36.743	34.991	32.180
46	168.873	26.797	26.810	26.821	26.826	26.822	26.818	26.797	39.559	36.689	34.988	32.238
47	173.873	26.796	26.808	26.820	26.824	26.821	26.818	26.797	39.368	36.620	34.980	32.303
48	177.873	26.795	26.806	26.819	26.823	26.820	26.818	26.797	39.218	36.563	34.971	32.353
49	180.873	26.794	26.805	26.817	26.823	26.820	26.818	26.797	39.108	36.520	34.963	32.387
50	184.873	26.793	26.804	26.816	26.822	26.820	26.818	26.797	38.964	36.463	34.950	32.430
51	187.873	26.792	26.803	26.815	26.821	26.820	26.818	26.797	38.858	36.419	34.939	32.460
52	191.873	26.791	26.801	26.813	26.820	26.819	26.818	26.797	38.719	36.361	34.923	32.498
53	195.873	26.790	26.800	26.813	26.819	26.818	26.818	26.797	38.584	36.302	34.905	32.532
54	198.873	26.790	26.799	26.812	26.818	26.817	26.818	26.797	38.484	36.258	34.890	32.557
55	203.873	26.788	26.798	26.810	26.817	26.816	26.818	26.798	38.321	36.184	34.864	32.594
56	207.873	26.787	26.797	26.809	26.816	26.815	26.818	26.798	38.194	36.125	34.842	32.620
57	211.873	26.786	26.796	26.808	26.815	26.814	26.818	26.799	38.069	36.066	34.818	32.645
58	214.873	26.786	26.795	26.807	26.814	26.813	26.818	26.799	37.978	36.022	34.800	32.661

59	218.873	26.785	26.794	26.806	26.813	26.813	26.818	26.799	37.858	35.963	34.774	32.682
60	221.873	26.785	26.793	26.805	26.813	26.813	26.818	26.800	37.770	35.919	34.754	32.696
61	225.873	26.784	26.792	26.804	26.812	26.812	26.818	26.800	37.654	35.861	34.727	32.712
62	230.873	26.783	26.791	26.803	26.811	26.811	26.818	26.800	37.514	35.788	34.692	32.731
63	232.873	26.783	26.791	26.802	26.810	26.811	26.818	26.800	37.458	35.759	34.678	32.737
64	237.873	26.783	26.789	26.801	26.809	26.810	26.818	26.801	37.323	35.687	34.642	32.752
65	241.873	26.782	26.788	26.800	26.808	26.809	26.818	26.801	37.218	35.630	34.612	32.761
66	244.873	26.782	26.788	26.799	26.807	26.808	26.818	26.802	37.140	35.587	34.589	32.768
67	248.873	26.782	26.788	26.798	26.806	26.808	26.818	26.802	37.038	35.531	34.559	32.775
68	252.873	26.781	26.787	26.797	26.805	26.808	26.818	26.802	36.938	35.475	34.527	32.781
69	255.873	26.781	26.786	26.797	26.804	26.808	26.818	26.803	36.865	35.434	34.504	32.784
70	259.873	26.781	26.786	26.796	26.803	26.807	26.818	26.803	36.770	35.379	34.473	32.787
71	264.873	26.781	26.786	26.794	26.802	26.806	26.818	26.804	36.653	35.311	34.433	32.790
72	266.873	26.781	26.785	26.794	26.802	26.806	26.818	26.804	36.607	35.283	34.417	32.790
73	270.873	26.781	26.784	26.793	26.801	26.805	26.818	26.804	36.516	35.230	34.384	32.791
74	274.873	26.780	26.783	26.792	26.800	26.804	26.818	26.804	36.428	35.176	34.352	32.790
75	278.873	26.780	26.782	26.791	26.799	26.803	26.818	26.805	36.341	35.124	34.319	32.788
76	282.873	26.779	26.782	26.790	26.798	26.803	26.818	26.805	36.256	35.072	34.286	32.785
77	286.873	26.779	26.781	26.789	26.797	26.803	26.818	26.805	36.173	35.021	34.254	32.781
78	290.873	26.778	26.780	26.788	26.796	26.803	26.818	26.805	36.092	34.970	34.221	32.777
79	294.873	26.778	26.780	26.787	26.795	26.802	26.818	26.805	36.012	34.920	34.188	32.772
80	298.873	26.778	26.780	26.786	26.794	26.801	26.818	26.806	35.934	34.870	34.155	32.766
81	300.873	26.778	26.780	26.786	26.793	26.801	26.818	26.806	35.895	34.845	34.138	32.763
82	304.873	26.778	26.779	26.785	26.792	26.800	26.818	26.806	35.820	34.796	34.105	32.756
83	308.873	26.777	26.778	26.784	26.792	26.799	26.818	26.806	35.745	34.748	34.072	32.748
84	312.873	26.776	26.777	26.783	26.791	26.798	26.818	26.806	35.673	34.700	34.040	32.740
85	316.873	26.775	26.776	26.782	26.790	26.798	26.818	26.806	35.601	34.653	34.007	32.731
86	320.873	26.775	26.775	26.781	26.789	26.798	26.818	26.806	35.531	34.606	33.975	32.722
87	324.873	26.774	26.774	26.780	26.788	26.798	26.818	26.806	35.463	34.560	33.942	32.713
88	328.873	26.773	26.773	26.779	26.787	26.797	26.818	26.806	35.396	34.515	33.910	32.703
89	332.873	26.773	26.773	26.779	26.786	26.796	26.818	26.806	35.330	34.470	33.878	32.692
90	336.873	26.773	26.773	26.778	26.785	26.795	26.818	26.806	35.265	34.426	33.845	32.681
91	338.873	26.773	26.773	26.777	26.784	26.795	26.818	26.807	35.233	34.404	33.830	32.676
92	342.873	26.773	26.773	26.776	26.784	26.794	26.818	26.807	35.170	34.360	33.798	32.664
93	346.873	26.773	26.772	26.776	26.783	26.793	26.818	26.807	35.109	34.316	33.766	32.652
94	350.873	26.772	26.771	26.775	26.782	26.793	26.818	26.807	35.048	34.274	33.735	32.640
95	354.873	26.771	26.770	26.774	26.781	26.793	26.818	26.807	34.989	34.232	33.704	32.627
96	358.873	26.771	26.769	26.773	26.780	26.793	26.818	26.807	34.931	34.190	33.672	32.615
97	362.873	26.770	26.769	26.772	26.779	26.792	26.818	26.807	34.874	34.149	33.642	32.602
98	366.873	26.770	26.768	26.771	26.778	26.791	26.818	26.807	34.817	34.109	33.611	32.588
99	370.873	26.770	26.768	26.770	26.777	26.791	26.818	26.807	34.762	34.068	33.581	32.575
100	372.873	26.770	26.768	26.770	26.777	26.790	26.818	26.807	34.735	34.049	33.566	32.568
101	376.873	26.770	26.768	26.769	26.776	26.789	26.818	26.807	34.681	34.009	33.535	32.554
102	380.873	26.770	26.768	26.769	26.775	26.789	26.818	26.807	34.629	33.970	33.505	32.540
103	384.873	26.770	26.767	26.768	26.774	26.789	26.818	26.807	34.577	33.932	33.476	32.526
104	388.873	26.769	26.766	26.767	26.774	26.789	26.818	26.807	34.526	33.894	33.446	32.511
105	392.873	26.768	26.765	26.766	26.774	26.789	26.818	26.807	34.476	33.857	33.417	32.497
106	396.873	26.767	26.764	26.766	26.774	26.789	26.818	26.807	34.427	33.820	33.387	32.482
107	400.873	26.767	26.764	26.766	26.774	26.789	26.818	26.807	34.378	33.783	33.359	32.468
108	404.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.807	34.331	33.747	33.330	32.453
109	406.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.807	34.308	33.729	33.316	32.446
110	410.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.807	34.261	33.694	33.288	32.431
111	414.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.807	34.216	33.659	33.260	32.416
112	418.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.807	34.171	33.625	33.232	32.400
113	422.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	34.127	33.590	33.205	32.385
114	426.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	34.083	33.557	33.177	32.370
115	430.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	34.041	33.523	33.150	32.355
116	434.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.999	33.491	33.123	32.340
117	438.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.958	33.458	33.097	32.325
118	440.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.938	33.442	33.083	32.317
119	444.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.897	33.410	33.057	32.302
120	448.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.858	33.378	33.032	32.287
121	452.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.819	33.347	33.006	32.272

122	456.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.780	33.317	32.980	32.256
123	460.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.808	33.742	33.286	32.955	32.241
124	464.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.705	33.257	32.930	32.226
125	468.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.668	33.227	32.906	32.211
126	472.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.632	33.198	32.881	32.196
127	476.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.597	33.169	32.857	32.181
128	478.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.579	33.154	32.845	32.173
129	482.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.809	33.544	33.126	32.821	32.158
130	486.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.510	33.098	32.797	32.144
131	490.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.478	33.070	32.774	32.129
132	494.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.447	33.043	32.751	32.114
133	498.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.416	33.017	32.728	32.099
134	502.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.384	32.991	32.705	32.085
135	506.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.353	32.964	32.683	32.070
136	510.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.322	32.939	32.661	32.055
137	512.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.307	32.926	32.650	32.048
138	516.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.277	32.901	32.628	32.033
139	520.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.247	32.877	32.607	32.019
140	524.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.217	32.852	32.585	32.004
141	528.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.188	32.828	32.564	31.990
142	532.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.159	32.803	32.543	31.976
143	536.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.131	32.779	32.523	31.962
144	540.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.102	32.756	32.502	31.948
145	544.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.074	32.732	32.482	31.934
146	546.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.061	32.720	32.472	31.927
147	550.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.033	32.697	32.451	31.914
148	554.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	33.006	32.675	32.432	31.900
149	558.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.980	32.652	32.412	31.886
150	562.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.953	32.630	32.393	31.873
151	566.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.927	32.608	32.373	31.859
152	569.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.908	32.591	32.359	31.849
153	572.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.889	32.574	32.345	31.838
154	575.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.870	32.559	32.331	31.828
155	578.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.851	32.542	32.316	31.818
156	581.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.833	32.527	32.302	31.808
157	584.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.814	32.511	32.289	31.798
158	587.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.796	32.495	32.275	31.788
159	590.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.778	32.479	32.261	31.779
160	593.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.810	32.760	32.464	32.247	31.769
161	596.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.811	32.742	32.448	32.233	31.760
162	599.873	26.767	26.764	26.765	26.774	26.789	26.818	26.811	32.725	32.433	32.220	31.750

〔添付資料D〕

HARHO-IN及びPRUDEコードによる解析に使用したデータ

本検討の安全評価において、HARHO-IN及びPRUDEコードによる解析に使用したデータを以下にまとめる。

内 容	単 位	default
即発中性子寿命 (ℓ)	sec	3.74×10^{-7}
遅発中性子割合内訳け	β_1 —	1.29×10^{-4}
6	β_2 —	9.65×10^{-4}
$\beta_{eff} = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ ($i=1\sim6$)	β_3 —	8.36×10^{-4}
$i=1$	β_4 —	1.7×10^{-3}
	β_5 —	6.71×10^{-4}
	β_6 —	1.67×10^{-4}
遅発中性子先行核崩壊定数	λ_1 1/sec	0.0128
(λ_i ; $i=1\sim6$ 組)	λ_2 1/sec	0.0313
	λ_3 1/sec	0.126
	λ_4 1/sec	0.331
	λ_5 1/sec	1.410
	λ_6 1/sec	3.78
原子炉定格出力	Wt	1.0×10^9
スクラム反応度	Δk /k	-0.074
スクラム設定点 (出力高) (定格出力に対する比)	—	1.07
スクラム設定点 (炉心流量低) (初期流量に対する比)	—	0.8

内 容	単 位	default
制御棒挿入開始遅れ時間 (出力高信号)	sec	0.2
制御棒挿入開始遅れ時間 (流量低信号)	sec	0.7
平均チャンネル炉心部ドップラー係数	T dk/dt	-3.0×10^{-4} $\sim 1.78 \times 10^{-3}$
平均チャンネル燃料温度係数 (炉心部のみ)	Δk k/°C	-2.1×10^{-6} $\sim -4.5 \times 10^{-6}$
平均チャンネル冷却材温度係数 (炉心部のみ)	Δk k/°C	-5.6×10^{-6} $\sim -1.37 \times 10^{-5}$
平均チャンネル被覆管温度係数 (炉心部のみ)	Δk k/°C	-6.3×10^{-7} $\sim -1.6 \times 10^{-6}$
平均チャンネル構造材温度係数 (炉心部のみ)	Δk k/°C	-3.9×10^{-7} $\sim -9.8 \times 10^{-7}$
燃料ペレット半径	cm	————— 0.2315
炉心燃料ピン被覆管内半径	cm	0.24

内 容		単 位	d e f a u l t
炉心燃料ピン被覆管外半径		cm	0.275
炉心燃料密度 (製作時)		g/cm ³	10.4
ブランケット燃料密度 (製作時)		g/cm ³	10.4
燃料融点		℃	2710
燃料溶融潜熱		J/g	280.0
炉心燃料理論密度比	未組織変化領域	-	0.93
	等軸晶領域	-	0.97
	柱状晶領域	-	0.99
被覆管融点		℃	1371.0
ギャップコンダクタンス		W/cm ² ・℃	0.5678 (1000BTU /hr・ft ² ・°F相当)

核分裂生成物の崩壊熱

崩壊熱曲線は炉心出力100MWで350日運転後のものである。このカーブを最小自乗法によりフィットした関数近似式は次のとおりである。

時間範囲 (sec)	式 (MW)	誤差
$t \leq 10$	$\frac{84.52}{t^{0.66} + 15.37}$	0.25%以下
$10 \leq t \leq 10^2$	$\frac{66.56}{t^{0.5} + 12.5}$	0.35%以下
$10^2 \leq t \leq 10^3$	$\frac{20.70}{t^{0.33} + 2.35}$	0.60%以下
$10^3 \leq t \leq 10^4$	$\frac{17.47}{t^{0.33} + 0.4}$	1.0%以下
$10^4 \leq t \leq 10^5$	$\frac{19.34}{t^{0.33} + 2.75}$	0.25%以下
$10^5 \leq t \leq 10^6$	$\frac{242.8}{t^{0.5} + 300.0}$	0.54%以下
$10^6 < t$	$\frac{0.3515}{(t/10^6)^{0.8} + 0.89}$	0.94%以下

U²³⁹、Np²³⁹の崩壊熱

U²³⁸の中性子捕獲により生ずるU²³⁹及びNp²³⁹の崩壊熱計算式は次のとおりである。

U²³⁹に対して

$$(P/P_0) = 2.28 \times 10^{-3} \left(\frac{\Sigma c^{28}}{\Sigma f} \right) \times \left(1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0} \right) \times e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s}$$

Np²³⁹に対して

$$(P/P_0) = 2.17 \times 10^{-3} \left(\frac{\Sigma c^{28}}{\Sigma f} \right) \times \left(7.0 \times 10^{-3} (1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0}) \right. \\ \left. \times (e^{-3.41 \times 10^{-6} t_s} - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s}) \right. \\ \left. + (1 - e^{-3.41 \times 10^{-6} t_0}) \times e^{-3.41 \times 10^{-6} t_s} \right)$$

但し、P₀ = 炉心全出力

t₀ = 原子炉運転時間 (s)

t_s = 炉停止後の時間 (s)

$\Sigma c^{28} / \Sigma f$ = 中性子バランスより (0.236)

入口温度 (370℃)

	平均チャンネル	最高 (ホット) チャンネル
定格流速	556.5 cm/s	580 cm/s
出力密度	1853.3 w/cc	2702 w/cc (線出力449 w/cm)
等価冷却材半径	0.3397 cm	同 左
等価構造材半径	0.3578 cm	同 左

最大線出力 (ホットチャンネル)

定 格 時 449 w/cm

50%出力時 225 w/cm

30%出力時 135 w/cm

ホットチャンネルの最高温度

燃 料 2500℃

被覆管肉厚中心 650℃

冷 却 材 630℃

S字カーブ (スクラム時)

t (sec)	ρ (相対値)	ストローク (cm)
0.0	0.0	0
0.3	0.0	0
0.437	0.015	2.5
0.494	0.031	5.0
0.538	0.050	7.5
0.575	0.075	10.0
0.607	0.105	12.5
0.636	0.140	15.0
0.688	0.225	20.0
0.776	0.440	30.0
0.849	0.690	40.0
0.882	0.795	45.0
0.898	0.845	47.5
0.914	0.880	50.0
0.944	0.938	55.0
0.958	0.960	57.5
0.973	0.975	60.0
0.986	0.988	62.5
1.0	1.0	65
1000,0	1.0	65

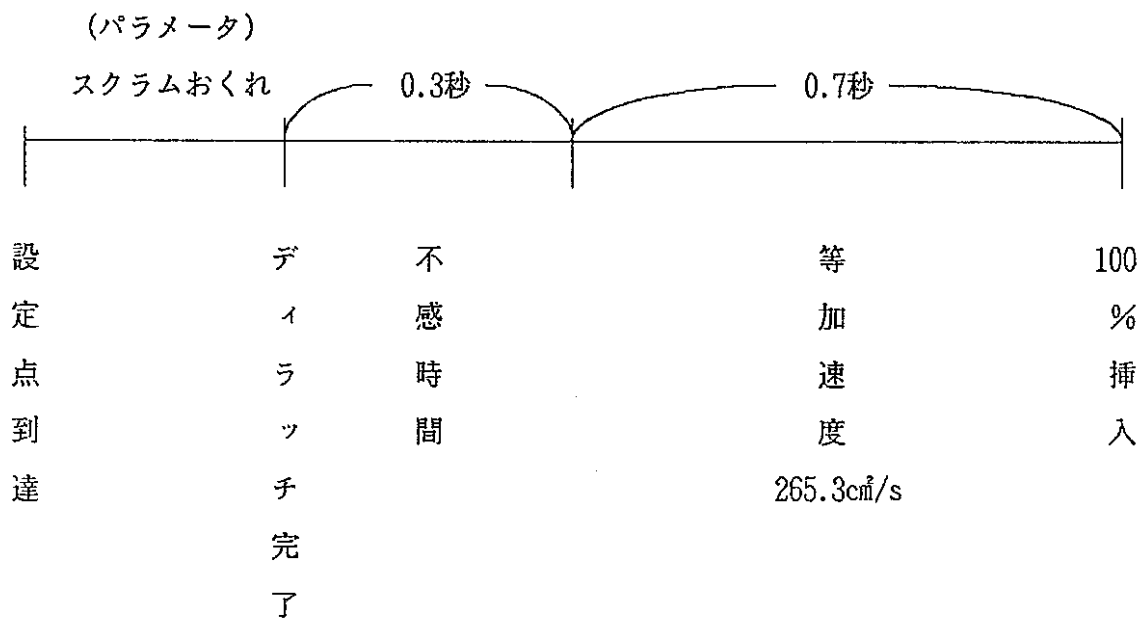
一斉挿入は、 $-0.025\% \Delta k / k / \text{sec}$ 一定。

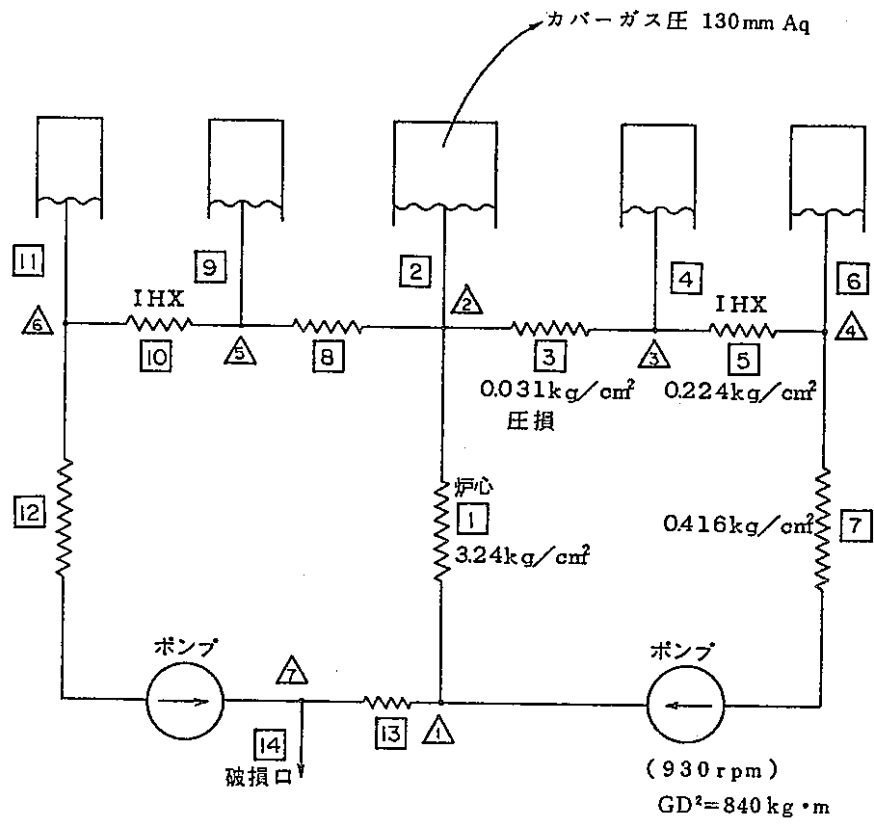
軸方向出力分布 (標準初期炉心)

(注) 制御棒効果 (2%) を含まぬ分布である。

領域	距離 (cm)	流量領域	流量領域	流量領域	流量領域	流量領域
		1	2	3	4	5
上部インシュレータ	5 7.4 8 9	0.0553	0.0547	0.0533	0.0516	0.0453
炉心部	5 5.1 4 5	0.5800	0.5797	0.5820	0.6041	0.6669
	5 1.6 6 5	0.6689	0.6696	0.6749	0.6897	0.7248
	4 8.1 8 5	0.7549	0.7558	0.7604	0.7713	0.7921
	4 4.7 0 5	0.8314	0.8321	0.8352	0.8433	0.8554
	4 1.2 2 5	0.8946	0.8949	0.8966	0.8994	0.9060
	3 7.7 4 5	0.9439	0.9440	0.9446	0.9458	0.9486
	3 4.2 6 5	0.9777	0.9777	0.9777	0.9780	0.9787
	3 0.7 8 5	0.9953	0.9952	0.9952	0.9952	0.9952
	2 7.3 0 5	0.9963	0.9965	0.9969	0.9971	0.9977
	2 3.8 2 5	0.9807	0.9812	0.9828	0.9840	0.9867
	2 0.3 4 5	0.9486	0.9497	0.9532	0.9562	0.9627
	1 6.8 6 5	0.9008	0.9029	0.9091	0.9148	0.9267
	1 3.3 8 5	0.8394	0.8428	0.8533	0.8649	0.8843
	9.9 0 5	0.7648	0.7698	0.7859	0.8020	0.8325
6.4 2 5	0.6828	0.6902	0.7146	0.7369	0.7833	
2.9 4 5	0.6072	0.6183	0.6547	0.6879	0.7605	
下部インシュレータ	0.6025	0.0571	0.0571	0.0570	0.0564	0.0515
F z *		1.197	1.194	1.184	1.170	1.143

スクラムシーケンス





1 次主冷却系流動計算モデル ポンプモーター $\frac{N}{No} = 0.1$
回転数

流路	流量 (g/sec)	流路長 (cm)	高低差量 (cm)	流路断面積
1	6.033×10^5	4.75×10^2	4.75×10^2	1.382×10^3
2	0.0	1.10×10^2	1.10×10^2	1.018×10^5
3	3.0165×10^5	3.14×10^3	2.00×10^1	1.878×10^3
4	0.0	5.40×10^1	5.40×10^1	2.545×10^4
5	3.0165×10^5	2.63×10^3	-1.05×10^2	1.530×10^3
6	0.0	1.95×10^2	1.95×10^2	1.135×10^4
7	3.0165×10^5	3.34×10^3	-3.90×10^2	7.330×10^2
8	3.0165×10^5	3.14×10^3	2.00×10^1	1.878×10^3
9	0.0	5.40×10^1	5.40×10^1	2.545×10^4
10	3.0165×10^5	2.63×10^3	-1.05×10^2	1.530×10^3
11	0.0	1.95×10^2	1.95×10^2	1.135×10^4
12	3.0165×10^5	3.09×10^3	-6.04×10^2	7.330×10^2
13	3.0165×10^5	2.50×10^2	2.14×10^2	7.330×10^2
14	0.0	10.0	0.0	7.330×10^2

[物性値データ]

ナトリウム密度 (ANL-7323)

$$\rho = 0.9501 - 2.2976 \times 10^{-4}t - 1.4605 \times 10^{-8}t^2 + 5.6379 \times 10^{-12}t^3 \quad [\text{g/cc}] \quad (t: ^\circ\text{C})$$

ナトリウム比熱 (ANL-7323)

$$C_p(t) = 0.3433 - 1.3869 \times 10^{-4}t + 1.1055 \times 10^{-7}t^2 \quad [\text{Cal/g}\cdot\text{deg}] \quad (t: ^\circ\text{C})$$

ナトリウム熱伝導率 (ANL-7323)

$$K(t) = 0.2220 - 1.4072 \times 10^{-4}t + 2.8008 \times 10^{-8}t^2 \quad [\text{Cal/cm}\cdot\text{sec}\cdot\text{deg}] \quad (t: ^\circ\text{C})$$

被覆管-冷却材間の熱伝達 (修正 Lyon の式)

$$Nu = 7.0 + 0.025 (0.5 \cdot Pr \cdot Re)^{0.8} \quad \left[\begin{array}{l} Nu: \text{Nusselt 数} \\ Pr: \text{プラントル数} \\ Re: \text{レイノズル数} \end{array} \right]$$

被覆管密度 (AECD-3647; Nuclear Handbook)

$$\rho = 7.9865 - 0.479 \times 10^{-3}t \quad [\text{g/cc}] \quad (t: ^\circ\text{C})$$

t = 500°C の時の値 $\rho = 7.747$ を使用。(一定値)

被覆管比熱 (AECD-3647; Nuclear Handbook)

I) 1400°C 未満

$$C_p(t) = 0.1078 + 4.89 \times 10^{-5}t \quad \text{Cal/g}\cdot^\circ\text{C}$$

II) 1400°C 以上

$$C_p(t) = 0.17626 \quad \text{Cal/g}\cdot^\circ\text{C}$$

被覆管熱伝導率(International Nickel Co.)

$$K(t) = 3.1534 \times 10^{-2} + 3.106 \times 10^{-5}t \quad [\text{Cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C}]$$

燃料密度

$$10.424 \quad [\text{g/cm}^3]$$

燃料比熱

I) 温度が融点未満 (Godfreyの式)

$$C_p(T) = 2.033 \times 10^{-2} + 1.699 \times 10^{-4}T$$

$$[\text{Cal/g} \cdot \text{deg}] - 1.829 \times 10^{-7}T^2 + 7.872 \times 10^{-11}T^3$$

$$- 1.059 \times 10^{-14}T^4 \quad (T : ^\circ\text{K})$$

II) 温度が融点以上 (Leibowitzの実験値)

$$C_p = 0.1202 \quad [\text{Cal/g} \cdot \text{deg}]$$

燃料伝導率(GEAP-13967)

$$K(t) = 0.0117 + 1.0 / \{0.0672 + 0.0223(1.0 - D) / (M - 1.9)\}t$$

[W/cm·°C]

$$+ 0.7214 \times 10^{-12}t^3$$

$$\left[\begin{array}{l} M=1.97 \quad ; \quad \text{O/M比} \\ t \quad \quad \quad ; \quad \text{燃料温度}(^\circ\text{C}) \\ D = \left[\begin{array}{l} 0.94 ; \text{燃料初期理論密度} \\ 0.97 ; \text{等軸晶理論密度} \\ 0.99 ; \text{柱状晶理論密度} \end{array} \right. \end{array} \right]$$

燃料-被覆管ギャップコンダクタンス

起動事故 $500 \text{ BTU/ft}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{F}$

その他の事故 $1000 \text{ BTU/ft}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{F}$