

安全設計、安全評価上の代表事象並びに 設計基準外事象の検討

区分変更	
変更後資料番号	PNC TN9410 90-119
決裁年月日	平成 10 年 3 月 26 日

1990年3月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するものです。従って、その取扱いには十分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載、引用等には事業団の承認が必要です。

安全設計、安全評価上の代表事象並びに 設計基準外事象の検討

安全技術検討グループ*

要 旨

高速増殖大型炉を念頭に、格納施設やルーフスラブの設計に当たっての条件設定の適切化を図るために、考慮すべき代表事象の選定方法、仮想事故の想定におけるナトリウムのFP保持効果の取扱い、及び設計基準外事象に対する安全裕度の評価手法等について検討を行った。

本報告書は、これらの検討に際して、用意された資料をまとめたものである。

* メンバーは以下の通り。

可児吉男、中井良大（技術開発部システム解析室）

姫野嘉昭、羽賀一男、三宅収（安全工学部プラント安全工学室）

近藤悟、丹羽元（安全工学部高速炉安全工学室）

前田清彦、森山正敏（技術開発部プラント工学室）

Study on Representative Events for Safety Design/
Evaluation and Beyond-design-basis Events

Safety Technology Study Group*

Abstract

With a view to giving reasonable requirements for design of containment features in a large LMFBR, this study discusses the following issues: selection of representative events considered in the safety design/evaluation, consideration of the effect of sodium on FP retention in the "Hypothetical Accident" (site evaluation accident), and evaluation of safety margin against beyond-design-basis events.

This report contains some technical documents which are provided to the study group meeting.

* Members of this group :

Y.Kani, R.Nakai (Technology Development Division, Systems Analysis Section)

Y.Himeno, K.Haga, O.Miyake (Safety Engineering Division, FBR Plant Safety Section)

S.Kondo, H.Niwa (Safety Engineering Division, FBR Safety Engineering Section)

K.Maeda, M.Moriyama (Technology Development Division, Plant Engineering office)

目 次

1. 起因事象の選定について	1
2. ナトリウムのFP保持特性に関する研究	11
2.1 セシウム、よう素及びテルルの気液相平衡分配係数	11
2.2 セシウム及びよう素の気液相非平衡分配係数	15
2.3 よう素のナトリウム中溶解に関する文献調査	19
2.4 HCDA時の燃料粒子に対する保持係数（文献調査）	27
2.5 関連試験装置フローシート	29
3. 設計基準外事象の評価研究	31
4. ナトリウム・スプレー燃焼に係わるパラメータの効果	39
4.1 概 略	39
4.2 スプレー燃焼計算モデル	39
4.3 パラメータサーベイ	39
4.4 ソースタームに対するアニュラス部の効果	47
4.5 まとめ	54
4.6 参考資料	54

1. 起回事象の選定について

起回事象とは公衆にリスクを与える可能性のある事象であり、それらの内原子炉及び原子炉熱輸送系に係わる事象は「原子炉の停止を必要とする異常な事象であり、プラントの安全設備の作動を必要とする事象」である。もんじゅの確率論的安全評価（PSA）で用いられた起回事象の選定手法について述べる。PSAでは起回事象を漏れなく選定することが重要であり、起回事象の選定方法は演繹的な論理手法であるマスターロジックダイアグラム（MLD）と総合的な工学的評価を組み合わせて用いている。

MLDとは潜在的な起回事象を系統的に見つけだすための道具であり、本質的にはフォールトツリーと同じである。高速炉プラントで用いられたMLDを図1-1、1-2に示す。MLDの中間ゲートや各事象にはレベル番号が割り振られ、各レベルに於ける論理的な位置づけを明確にし、完成させていく方針をとっている。

MLDの頂上事象は「大気への大量の放射性物質の放出」とし、順次下のレベルでこのような事象が発生するための条件としての引金となる事象をみつけだす。放射性物質の放出は炉心もしくは放射性物質を内包する他の設備に影響を与えるような事象によって生じるのでこれらの事象がレベル2となる。炉心から環境へと放射性物質の放出が生じるためには炉心が損傷しかつ1次冷却材バウンダリ並びに格納施設が損傷しなければならない。これらの事象がレベル3となる。炉心の損傷は何らかの原因によるプラント内の異常によっても外部事象によっても起こりうるのでこれらをレベル4とする。外部事象としては地震、火災、洪水、津波等が考えられる。レベル5では原子炉の出力状態によって分類を行う。すなわち原子炉出力40%以上の出力運転時と0～40%の起動時または停止時とである。ここでは出力運転時のみについて展開しているが低出力についてもMLDの構造は同じである。レベル6では炉心損傷に至るには起回事象の発生の他に安全設備の不作動が重なって生じることを示している。炉心に影響する起回事象は次のレベル7でその起回事象が直接影響する系に関して分類される。ここでは原子炉及び1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系、原子炉保護設備、補助設備に分類している。レベル8ではレベル7で挙げた各系統の重要なパラメータの異常について分類する。システムパラメータとは反応度、冷却材インベントリ、圧力、流量、そして温度である。パラメータの中には相関関係があり、区別できないものもある。1次冷却系の温度変化という事象は1次冷却材の流量と原子炉出力の異常という事象の中で考慮されており、MLDのなかにあらわれない。すなわち各起回事象はその直接の影響に基づいて分類している。レベル9ではシステムパラメータの増大及び減少について展開する。一般にインベントリの減少、流量減少、正の反応度挿入が生じると炉心の損傷を防止するため安全設備の作動が要求される。一方、インベントリの増大、流量増大、負の反応度挿入の

場合には直接炉心の損傷に至ることはない。しかしこれらの事象が発生すると多くの場合ポンプトリップや原子炉トリップに至るので結果的に炉心の損傷を防止するためのシステムの作動が必要となる。

レベル9の各システムパラメータの増減に対応する起因事象の選定に当たっては工学的総合評価によった。即ちプラント設計の詳細な検討とこれまでに発行された起因事象に関する文献の調査検討を行う。このレベルではプラント固有の特性が現れてくる。

これまでに発行された高速炉プラントについての起因事象関係の文献としてはCRBRP Safety Study, CRBRP PSAR, LMFBR Accident Delineation Studyが参考となる。また水・蒸気系についてはPWRの2次系とその共通点が多く、PWRの起因事象例も参考とすることができる。主なソースとしてはReactor Safety Study, Indian Point 2等のPRAやEPRI NP-2230, 原子力発電運転管理年報である。他のプラントを参考とする場合にはその設計上の特徴を十分考慮して行う必要がある。

各システムパラメータの増減について選定された起因事象の例を表1-1、1-2、1-3、1-4、1-5に示す。

表1-1 起因事象選定例 — 原子炉及び1次主冷却系に関する起因事象（抜粋）

レベル9	起因事象例
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス圧力制御系故障による圧力増加
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系漏洩 1次アルゴンガス圧力制御系故障による圧力減少
正の反応度挿入	ガス気泡通過（炉心中心部） 制御棒誤引抜き
負の反応度挿入	制御棒落下 制御棒誤挿入
1次主冷却系インベントリ増大	1次ナトリウムオーバフロー系故障 メンテナンス冷却系中間熱交換器伝熱管破損
1次主冷却系インベントリ減少	1次主冷却系漏洩 メンテナンス冷却系漏洩
局所的燃料異常による除熱不足	局所閉塞 局所的過熱事象
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障による流量増大
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプ故障／トリップ 1次主循環ポンプ軸固着

表1-2 起因事象選定例 — 2次主冷却系に関する起因事象（抜粋）

レベル9	起因事象例
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウムオーバフロー系故障
2次主冷却系インベントリ減少	2次主冷却系漏洩 2次主冷却系誤ドレン
2次主冷却系流量増大	2次主冷却系流量制御系故障による流量増大
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ故障／トリップ 2次主循環ポンプ軸固着
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス圧力制御系故障による圧力増加 蒸発器／過熱器伝熱管破損
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系漏洩 2次アルゴンガス圧力制御系故障による圧力減少

表1-3 起因事象選定例 - 水・蒸気系に関する起因事象 (抜粋)

レベル9	起因事象例
給水インベントリ増大	補給水設備故障による給水インベントリ増加
給水インベントリ減少	補給水設備故障による給水インベントリ減少 給水漏洩
蒸気インベントリ減少	主蒸気管漏洩 各種蒸気逃し弁誤開
給水温度低下	給水加熱器故障 抽気管漏洩による給水温度低下
蒸気温度低下	主蒸気温度制御系故障による蒸気温度低下
蒸気流量増大	主蒸気圧力制御系故障による蒸気流量増大 負荷増大
蒸気流量減少	主蒸気止め弁誤閉 タービントリップ
給水流量増大	給水流量制御系故障による給水流量増大 給水流量制御弁バイパスライン誤開
給水流量減少	給水止め弁誤閉 給水・復水ポンプ故障/トリップ

表1-4 起因事象選定例 — 原子炉保護設備に関する起因事象 (抜粋)

レベル9	起因事象例
誤トリップ	誤トリップ (自動) 誤トリップ (手動)

表1-5 起因事象選定例 — 補助設備に関する起因事象 (抜粋)

レベル9	起因事象例
電源喪失	外部電源喪失 非常用6.6kV電源喪失
換気空調設備機能喪失	電気設備室換気装置故障 蒸気発生器室換気装置故障
補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却海水設備故障

Level 2

Level 3

Level 4

Level 5

Level 6

Level 7

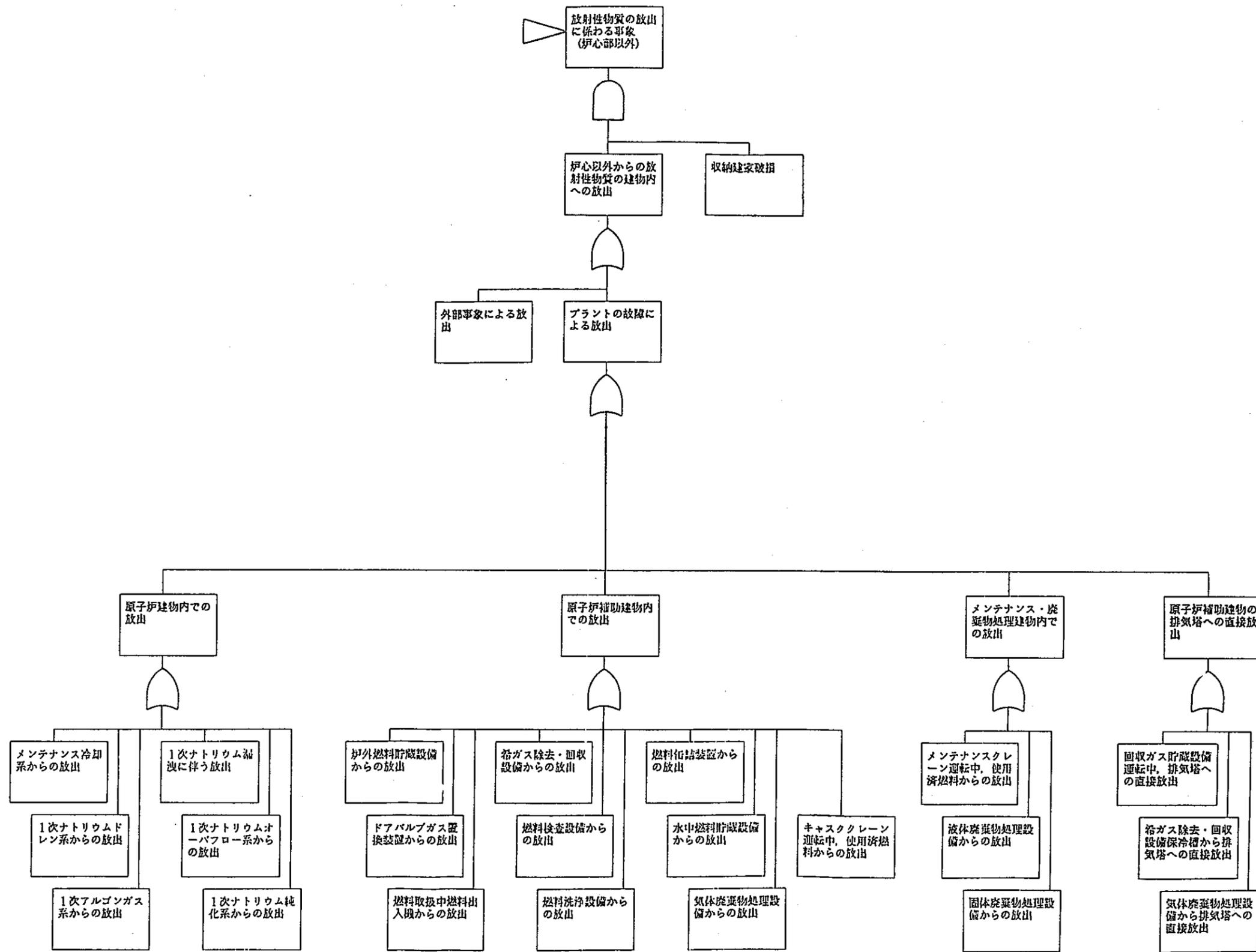


図1-2 放射核物質の放出に係わる事象のマスターロジックダイアグラム

2. ナトリウムのFP保持特性に関する研究

2.1 セシウム、よう素及びテルルの気液相平衡分配係数

動燃技報 No.72 1989.12の技術小論を以下に引用する。



セシウム、ヨウ素およびテルルの ナトリウム／カバーガス平衡分配 係数の測定

西沢 千父 渡辺 智夫 羽賀 一男
大洗工学センター安全工学部

資料番号：72-2

Measurement of Equilibrium Partition Coefficient of
Cesium, Iodine and Tellurium between
Liquid Sodium and Cover Gas

Yukinori Nishizawa Toshio Watanabe Kazuo Haga
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center.)

LMFBRの燃料が万一破損した場合ナトリウム中に移行するセシウム、ヨウ素およびテルルについて、ナトリウムのプールとカバーガス間の平衡分配係数 K_d (=気相中のモル分率/液相中のモル分率) をトランスパイレーション法によって求めた。

得られた K_d は、セシウム、ヨウ素、テルルについて、それぞれ、20~100、0.1~1、 10^{-5} ~ 10^{-4} であり、ヨウ素、テルルではナトリウムによる保持効果が著しいことがわかった。また、 K_d の温度依存性ではセシウムだけが負の傾向を示した。

1. 序 言

LMFBRにおいて燃料が万一破損した場合、ナトリウム中へ放出される揮発性核分裂生成物 (FP) は、溶解や化学的活性が高いナトリウムとの化合物の形成により、その多くがナトリウム液相中に保持され、アルゴンカバーガス中に放出される割合は非常に小さいことが考えられる。

液体による揮発性物質の保持効果の大小は、注目物質の気相中のモル分率と液相中のモル分率の比で定義される平衡分配係数 K_d で表わされる。安全評価上重要な FP であるヨウ素についてこれまで報告されている K_d は、測定者によって大きなバラツキがあり、その温度依存性の傾向すら異なっている¹⁻⁶⁾。同じく重要なセシウムについて報告されている K_d の温度依存性は、温度上昇に対して K_d がすべて負の傾きを有する (温度上昇とともに増加するナトリウムの蒸発速度に、セシウムの蒸発速度が追いつかない) ことでは一致しているが、 K_d の値そのものは報告者相互でバラツキが大きい^{1,2,6)} のは、ヨウ素の場合と同様である。さらに、テルルの測定例はなく、わずかに理論式⁶⁾だけが文献に見られる。

そこで、(1)ヨウ素とセシウムについてバラツキの要因を排除した測定を行い信頼性の高い値を得る、

(2)テルルについて実験値を得て理論式もしくは推定値の妥当性を明かにする、ことなどを目的として、ナトリウム中にこれらの模擬 FP を混入し K_d の測定を行った。

2. 実験方法

測定には高温、多成分の蒸気圧測定に向いている^{7,8)}トランスパイレーション法 (ガス流通法) を採用した。

本研究のために製作した試験装置の概要を図1に示す。蒸発容器の受け皿には約50gのナトリウムと模擬 FP 物質の混合物を入れ、蒸発容器を電気炉で加熱し、試料蒸発部の温度を均一に保つ。ナトリウム蒸気で飽和したアルゴンのキャリアガスを、ステンレス鋼製の焼結フィルター等を設けたサンプリングラインに導き、蒸気を凝縮して捕集し、最終的にはガス流量補正用に水を満たしたメスプラスチック内に残りのキャリアガスを放出させる。

フィルタで捕集したサンプルの水溶液は、セシウム、テルルは原子吸光法分析によって、またヨウ素はイオンクロマトグラフ分析によって定量した。ナトリウムの定量は中和滴定分析によっても行った。

本試験のように、ナトリウムの蒸気圧 p_a と模擬

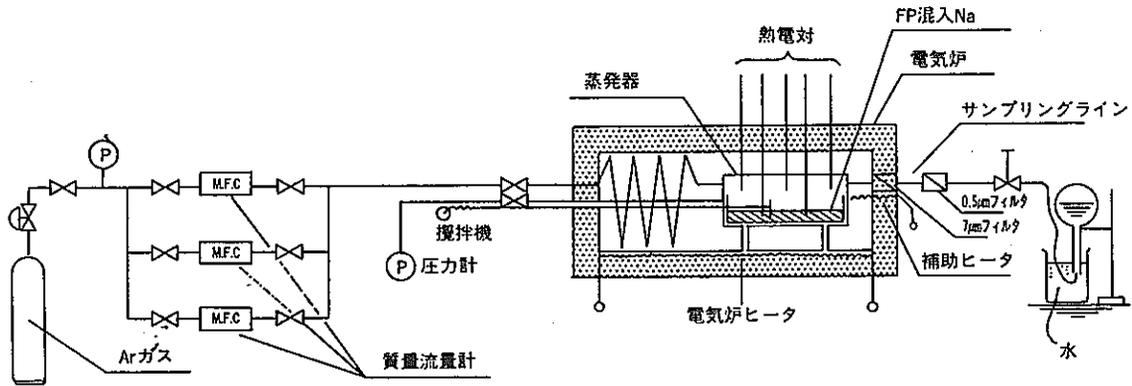


図1 試験装置

FP 物質の蒸気圧 p_i との間に $p_i \ll p_a$ が成立し、かつ、ナトリウムの液相濃度 (モル分率) x_a と模擬 FP である元素 i の液相濃度 (モル分率) x_i との間に $x_i \ll x_a$ が成立する場合には、 i 元素の K_d である $K_d(i)$ は純ナトリウムの蒸気圧を p_a^0 として

$$K_d(i) = \frac{p_i}{p_a^0 \cdot x_i} \dots\dots\dots(1)$$

から求められる。

3. 実験条件

表1に実験条件を示す。模擬 FP として、セシウムとテルルは単体の粉末を、ヨウ素はヨウ化ナトリウムの粒状結晶を添加した。

この測定のポイントは、試料蒸発部の温度を均一に保つことの他に、キャリアガスに成分蒸気を均一に完全に飽和させてから、混合気体を取り出すことである。キャリアガスの流速が遅い場合は、濃度や温度の勾配のために拡散によって蒸気が凝縮部に流れ、逆にキャリアガスの流速が速い場合は蒸気がキャリアガスに飽和されずに流出してしまう。このため、キャリアガスは蒸気が飽和する範囲であることを確認しながら流量を設定した。

また温度は気相と液相が等しいことが理想である

が、ナトリウムミストの生成を抑えるために気相温度を若干高くした。この温度差は最大13℃であった。

さらに、濃度が不均一になり易いヨウ化ナトリウム溶液に対しては、大部分のランに対し攪拌を行い測定値のバラツキがなくなるように努めた。

4. 実験結果と検討

図2に、本実験で求められた各 FP 元素の結果について、温度と K_d との関係を示す。

セシウムは蒸気圧が高く、 K_d 値は20~100と今回測定した FP 元素の中で最も大きい。またセシウムは実験データのバラツキが最も小さく、ナトリウム/セシウム合金系の状態図に基づいた Castleman の理論との一致が良い。

一方ヨウ素の K_d は、450℃で0.05~0.5、650℃で0.3~0.8というように、各測定温度で他の元素に比較して大きな幅に分布している。この測定値の大きな幅の原因は、ヨウ素は系内の状態、例えば壁面や液表面、温度、濃度のわずかな違いが大きく影響するためである。

(1)式の分子である p_i は、FP 純物質 i での蒸気圧を p_i^0 、活量係数を γ_i とすると、

$$p_i = \gamma_i \cdot p_i^0 \cdot x_i \dots\dots\dots(2)$$

表1 実験条件

模 擬 F P	セシウム	ヨウ素 (NaI)	テルル
液相中モル分率 ($\times 10^{-5}$)	4.02~7.35	2.74~3.27	2.09~8.01
目 標 温 度	450、500、550、600、650		500、550、600、650
キャリアガス流量 (l/min)	0.03~4.2	0.1~4.6	0.25~1.5
液 相 の 攪 拌	なし	あり	あり
測 定 回 数	16	30	13

* 蒸発容器内温度、圧力条件での値

で表わされる。本実験で得られた η はセシウムで 2~5 であるのに対し、ヨウ化ナトリウムでは 100~3000、テルルでは $3 \times 10^{-2} \sim 7 \times 10^{-2}$ であり、これからヨウ化ナトリウムでは環境条件のわずかな違いが Kd に大きな影響を与えることがわかる。

蒸気圧が低く捕集量が少ないテルルについては、精度が分析下限値近くの測定になったにもかかわらず、実験値の幅は比較的小さい。また、平衡分配係数とナトリウム液相温度との関係は、テルルがナトリウムと化合物を作り、純テルルより蒸発し難くなる場合の Castleman の理論式に一致している。その化合物としては、 Na_2Te が考えられる。

Kd の定義から、今回の測定結果のように Kd が 1 以下であることは、ヨウ素やテルルなどは大部分が液相ナトリウム中に保持されることを意味している。

5. 結言

ナトリウム液相とカバーガス間の平衡分配係数として、同一温度での測定値の最大値と最小値との比がセシウムで 3 倍以内、ヨウ素で 1 桁以内の値が得られた。また今回初めて実験値が得られたテルルでは、ヨウ素同様ナトリウム化合物としての振るまいを示すことがわかった。これにより、今後のナトリウムの FP 保持効果に係わる安全解析において、精度向上が図られる見通しを得た。

参考文献

1) Pollock, B. D., Silberberg, M. and Koontz, R. L.: Vaporization of Fission Products from Sodium, ANL-7520, pp. 549-554 (1968).
 2) Clough, W. S., The Partition of Iodine between Liquid Sodium and the Gas Phase at 500°C, J. Nucl. Energy, Vol. 23, pp. 495-503 (1969).

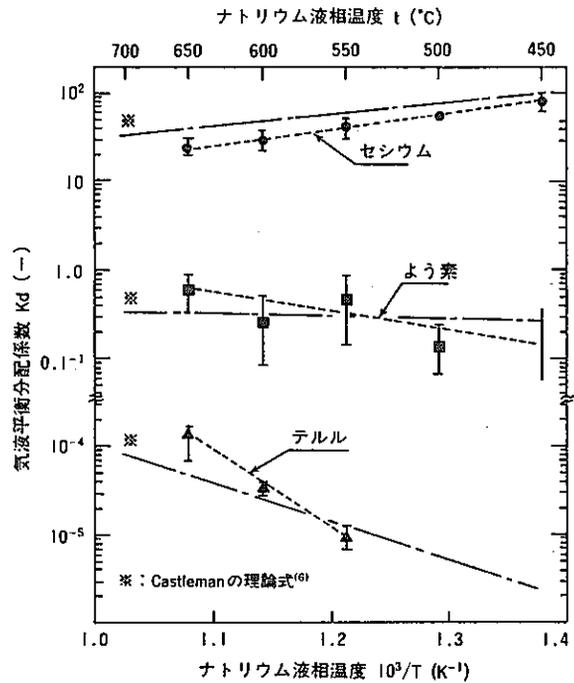


図 2 気液平衡分配係数の測定値

3) Schutz, W.: UO_2 und Spaltproduktfreisetzung aus Natriumlachen, KfK-3010 (1980).
 4) Schutz, W.: Aerosol und Aktivitätsfreisetzung aus Kontaminierten Natriumlachen in Inertgasatmosphäre, KfK-3504 (1983).
 5) Berlin, M., Dufresne, J. and Ceisse, G.: Evaluation of the Sodium Retention Factors for Fission Products and Fuel, Proc. of ANS/ENS Int. Mtg. on Fast Reactor Safety Tech., pp. 369-380, Lyon (1982).
 6) Castleman, Jr. A. W. and Tang, I. N.: Fission Product Vaporization from Sodium System, ANL-7520, pp. 540-548 (1968).
 7) 日本化学会編:「新実験化学講座 2 基本技術 1 熱・圧力」、平衡蒸気圧の測定、丸善, pp. 333-409 (1975).
 8) 谷口雅男:「Transpiration 法による平衡圧の測定」、化学と工業, Vol. 18, pp. 645-655 (1965).

2.2 セシウム及びよう素の気液相非平衡分配係数

2.1節で述べた気液相平衡分配係数は、液相と気相とが等温で静的平衡状態にある場合の値である。

しかし、気相と液相との間に温度差があると気相中でナトリウムとFPのミストが発生する可能性がある。FPのミストとナトリウムのそれとは、凝縮性の違いにより気液相分配係数に影響する。

このとき、気液相非平衡分配係数 Kd' は次式で表わされる。

$$Kd' = Kd \frac{FP_i/Na}{(FP_i/Na)_{eq}}$$

ここで

FP_i/Na : 気相におけるナトリウム蒸気量に対するFP元素 i の量 (g/g)

$(FP_i/Na)_{eq}$: 気相、液相間が平衡状態にあるときの気相におけるナトリウム蒸気量に対するFP元素 i の量 (g/g)

Kd' をSTART-1装置により測定した。その装置を図3-1に、軸方向温度分布例を図3-2に示す。図3-3には、セシウムとよう素に対して得られた Kd' および Kd の値を共に示す。図によれば、よう素では Kd' と Kd の違いは明確ではないが、セシウムでは Kd' の方が Kd より一桁近く小さい。

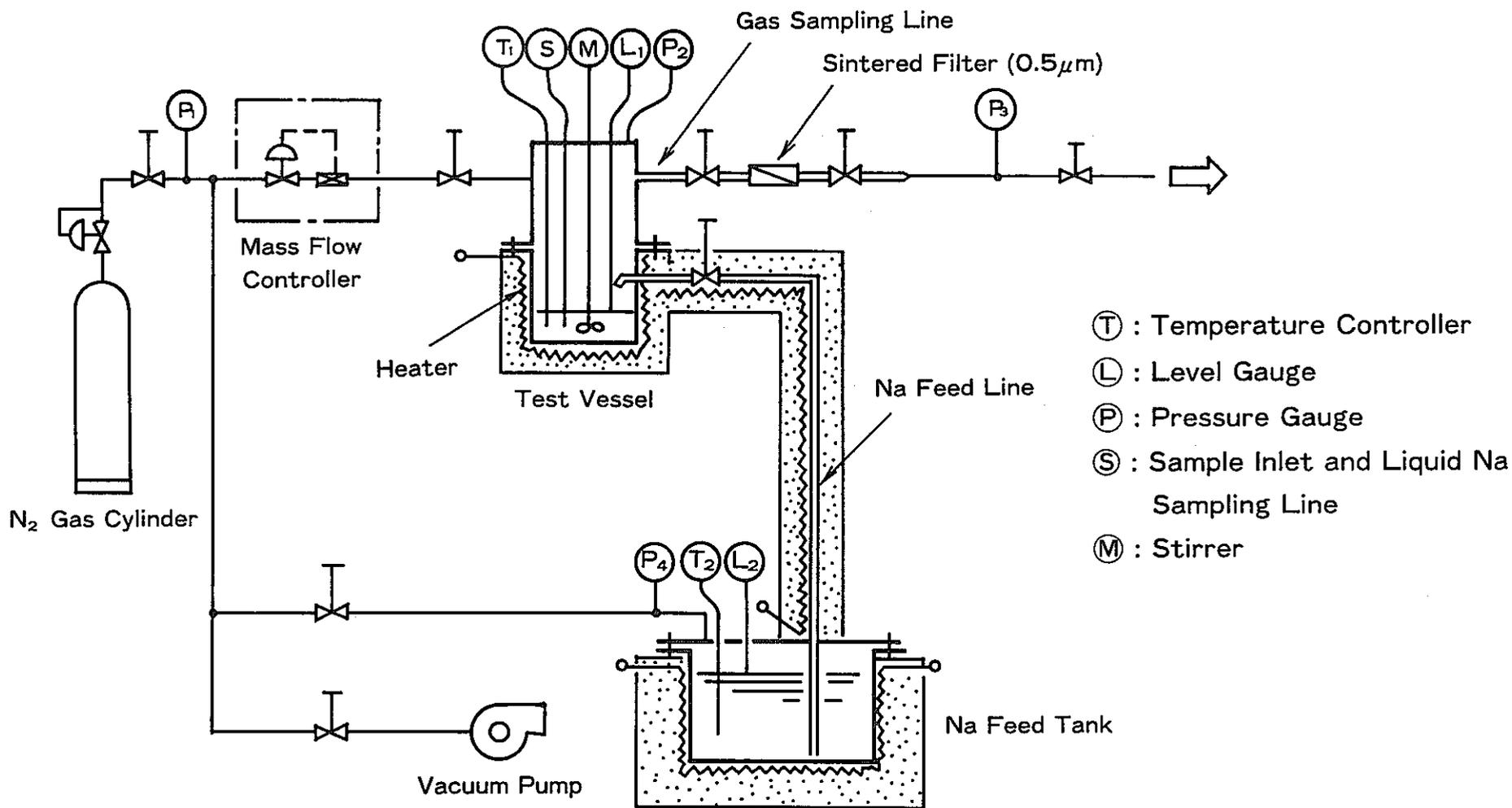
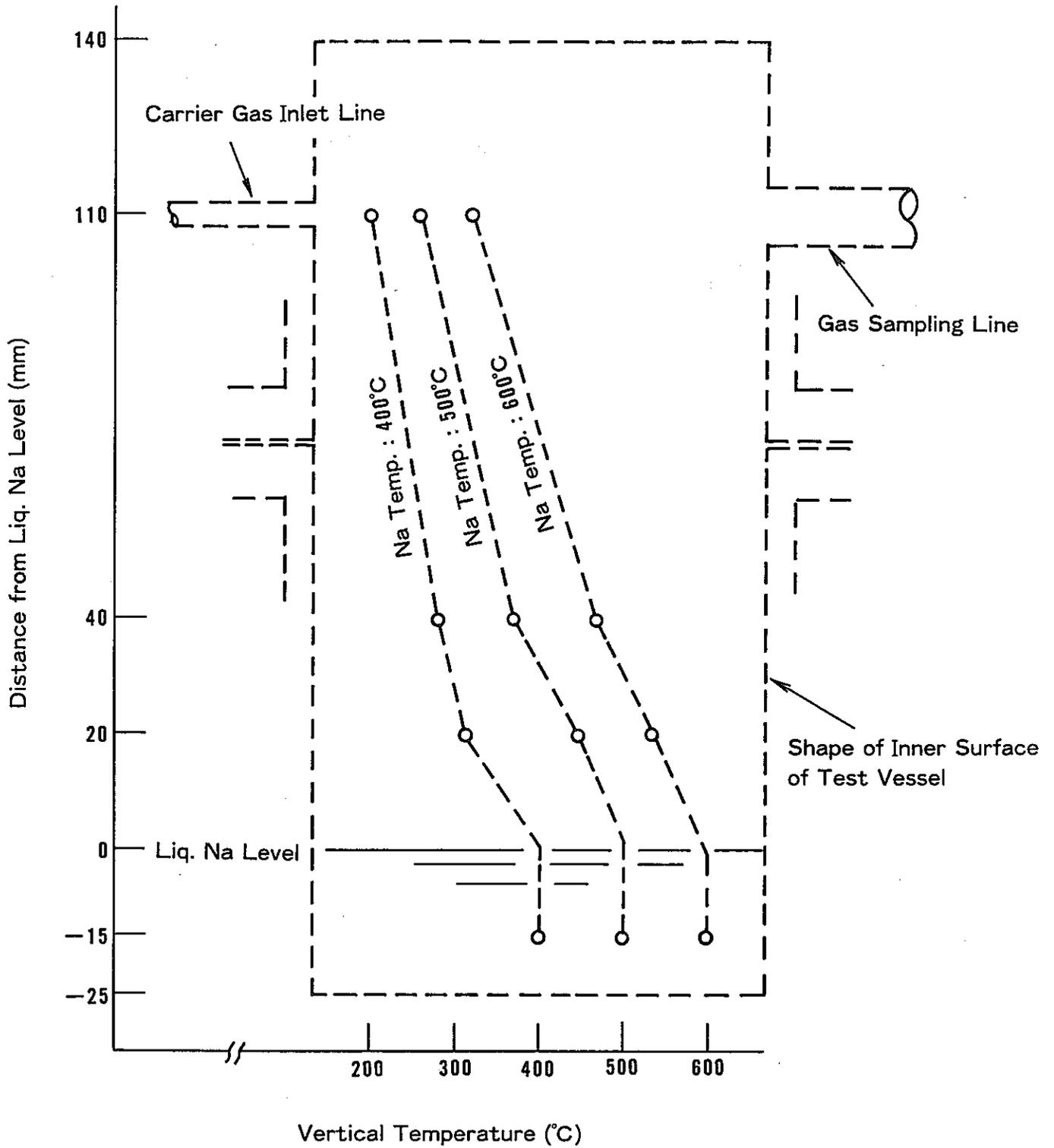
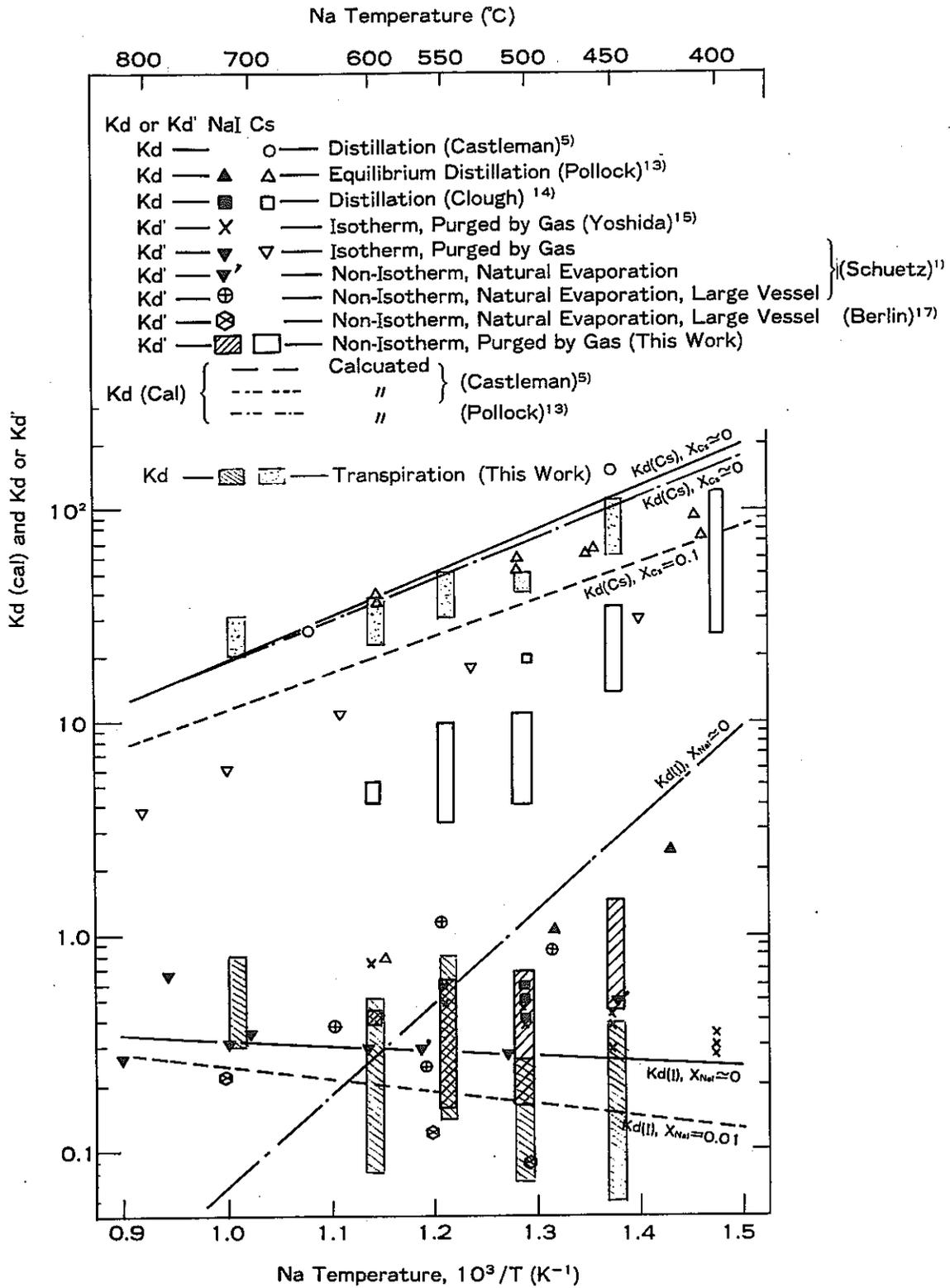


图3-1 Schematic Diagram of START-1 Apparatus



⊗3-2 Axial Distribution of Temperature in Test Vessel
 Test Temp. (Na Temp.) : 400°C, 500°C, 600°C



3-3 Measured and Calculated Values of Partition Coefficient of Iodine and Cesium

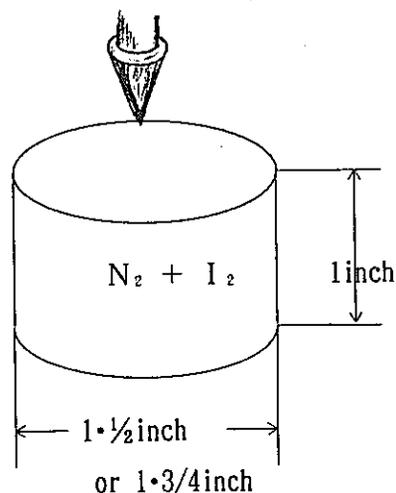
2.3 よう素のナトリウム中溶解に関する文献調査

- (1) Fission product retention in sodium - A summary of analytical and experimental studies at Atomics International

要 旨

本文献は、ATOMICS INTERNATIONAL の W. P. KUNKEL らによって行なわれた、ナトリウム中のヨウ素溶解挙動試験と分析結果について述べたものである。

実験は、径4-inch(101.6mm)、長さ12feet(3.66m)のパイプで作られた試験容器に、液深10feet(3.05m)のNaコラムを作り、窒素とヨウ素の入った数個のカプセルをその中に設置した。そのカプセル(右図)を先端の鋭いロットで破裂させ、Na中にカプセル内のガス状ヨウ素を放出させた。Na中からカバーガス中に出了ガス状ヨウ素は、活性炭フィルタでサンプリングされ、放射化分析で全ヨウ素量を測定した。



実験パラメータは、(1)Na液深：6feet(1.83m), 10feet(3.05m)、(2)Na温度：500F(260°C), 1000F(538°C)、(3)ガス混合割合：N₂=0~90%(残りはヨウ素)となっており、それぞれの組合せで試験が行なわれた。

Table-5に10ケースの実験結果を示した。この結果では減衰率(=放出ヨウ素量/混入ヨウ素量)は1/100~1/10000の範囲となった。パラメータごとの傾向をみると、Na温度の影響についてはCapsule No. 8(500 F)とNo. 9(1000 F)を比較し1000 Fの方が500 Fに比べ減衰率が2桁小さく、液深の影響についてはCapsule No. 8(6feet)とNo. 10(10feet)を比較し10feetの方が6feetの1/5になる。また濃度の影響についてはCapsule No. 6(100%)とNo. 1, No. 8(50%)を比較しヨウ素100%の方が50%に比べ1/5~1/8になることがわかった。

また、減衰が大きくなる要因の一つに、Naプール表面の酸化物が放出率を減少させるということがわかった。

Iodine Bubble Experiment (R. J. Begley) (ヨウ素気泡実験)

このヨウ素気泡実験では、燃料溶融や蒸発により燃料本体から放出されるヨウ素形態を予測しようとするものではない。

* 核分裂生成物として作られたヨウ素は、フリーな状態か、合金やウラン、他のFPもしくは燃料やナトリウム中に被覆管、不純物等の形で存在している他の核種と複雑な化合物として存在し得る。

ここでは、典型的な燃料ロット中で燃料の上部にあるガス空間からの不活性ガスの気泡の放出を模擬したスコーピング実験を意図した。

実際の原子炉で考えられる温度では、その気泡は Xe, Krの他に揮発性同位元素を含む。

これらはおそらく燃料から放出されるヨウ素も含むであろう。

ナトリウムに吸収されるヨウ素の割合は次のものによって影響される。

- (a) Na 温度
- (b) 反応時間にも直接関係する気泡のNa中上昇距離
- (c) 気泡の不活性希釈ガスの割合
- (d) Na 純度

典型的Na冷却型の原子炉では、コールドトラップとその他のクリーンアップ方策によって、数ppmの不純物レベルを保持しているが、Na純度は、変化し易いためこの実験では考えていない。

十分なデータが、試験変数の一次的な相関性を評価するのに得られた。

最初は、ガスの入った小さなカプセルをNaのプール下の様々な液位で破裂させて、気泡放出試験を行なった。

そのカプセルは、ほぼ1-inch長で、1-3/4-inchか1-1/2-inchのいずれかの口径のチューブを使い、その上下をフラットなステンレススチールで覆うことでシールされて組み立てられた。

上蓋は、穴を開けることを容易にするため0.006-inchのつめ木(shim stock)をした。

そのカプセルは、最初、sideに溶接された1/4-inchパイプを通して、窒素清掃ガスがパージされた。

そして、事前に重量を計ったヨウ素の結晶が、カプセルの中に置かれた。

カプセルの中の窒素ガス圧力は、Table-4 に示す数値まで真空引きにより減少された。

カプセルの密封に引続き、ヨウ素-窒素カプセルは、試験コラム中に吊るされたスチールフレームのリングに溶接し、精密に取付けられた。(図参照)

試験体は、ヒータ、温度計、断熱材があり、径4-inch(101.6mm)、長さ12feet(3.66m)のパイプで作られてた。

ステンレススチールロットは、上部プレートのスライディングシェルを通して作動する。

ロットの先端部は、カプセルの蓋を破裂させるためと、Naプール中に窒素とヨウ素ガスを放出させるために円錐形状になっていた。

試験体のナトリウムの深さ(液深)は、10feet(3.05m)で、Na温度はTable-4に示す温度に制御装置で一定に保持された。

プランジャーの作動と共に、狭いカプセル上部の隙間を通して放出された。

放出されたガスは、Naコラムを通り抜けて移動し、Naプール上の2feet(0.61m)のカバーガス領域に入った。

それぞれのカプセルを破裂させるまえに、キャリアガスを流すことを始めた。

窒素カバーガスは、活性炭フィルターを通った。そして、中性子放射化分析方法を利用し、活性炭フィルターの中の全ヨウ素を決定した。

* (キャリアガスブローは、ヨウ素、窒素気泡が液面に達してから、カバーガス量で5回行なった。)

Naに加えたヨウ素の量は、total たかだか12ppmであるため、ヨウ素のためのNaのサンプリングはあまり意味が無い。

実験の結果を、Table5に示す。

試験装置分離後、カバーガス部を覆っているその表面は、水を使って洗い落とし、硫酸を使ってエッチングし、その後残留ヨウ素を取り除くために再び洗い落とした。

回収された量は、放出されたヨウ素の全量と比較するにはごくわずかであった。

試験結果に影響した一つの要素は、1000Fの試験で見られたカバーガスに入った少量の空気である。

これは疑いなく表面を酸化し、ナトリウムプールからの放出量を著しく減少したであろう。

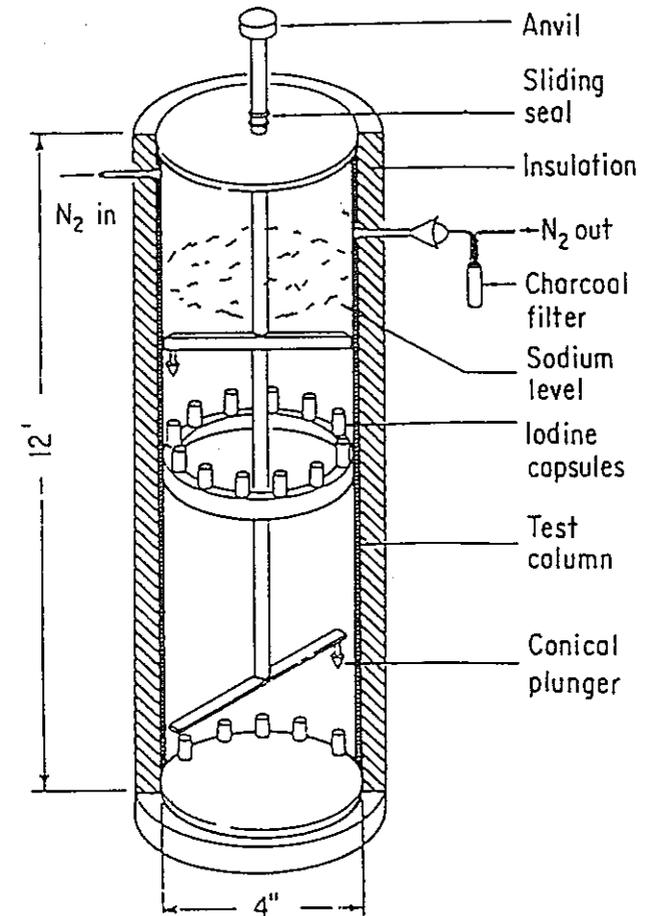
(ナトリウムをビーカーで温めそしてヨウ素気泡を酸化した表面を通らせた他の試験では、少なくとも気泡状での移行に関しては、酸化物はヨウ素の流れを妨げることが確認された。)

TABLE 4
DESCRIPTION OF PLANNED TEST CONDITIONS

Capsule	Depth Under Surface (ft)	N ₂ Gas Diluent (wt %)	Sodium Temperature (°F)
1	6	50	500
2	6	50	1000
3	6	90	1000
4	10	50	500
5	10	50	1000
6	6	0	500
7	6	0	1000
8	6	50	500
9	6	50	1000
10	10	50	500

TABLE 5
IODINE BUBBLE TEST RESULTS

Capsule	Initial Iodine (mg)	Iodine in Filter (mg)	Fraction Released (10 ⁻²)
1	0.6	0.009	1.5
2	0.7	<0.010	< 1.5
3	1.80	<0.010	< 0.5
4	7.0	0.0013	0.01
5	8.0	<0.010	< 0.01
6	14.2	0.023	0.2
7	14.6	<0.010	< 0.01
8	60.0	0.60	1.0
9	60.8	<0.010	< 0.01
10	59.8	0.14	0.2



IODINE IN CAPSULES in our experiments is released when plunger punctures capsules one at a time; gas that bubbles up through sodium is almost entirely absorbed by sodium, although small fraction enters cover-gas region above sodium

(2) Some potential reductions in the release of radioactivity under LMFB accident conditions

(Proc. of Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics.

Chicago, October 5-8, 1976, PP 1937~1944)

要 旨

希ガス気泡に伴うヨウ素のカバーガスへの移行について、既に国外で実験実施例があり、報告されていたので調査した。

実験は、XeとKrの希ガスにI₂ガスを混入して液体ナトリウム中にバブリングして行い、カバーガスに移行したヨウ素量を測定することによって希釈率 (= 放出ヨウ素量 / 捕集ヨウ素量) として結果を整理している。実験パラメータは、①気泡径 (ノズル直径)、②ナトリウム温度、③液深である。

結果は、かなりばらついているが、概ね希釈率 = 10~200である。

1. 目的

燃料破損時にナトリウム中に放出されるヨウ素 I_2 を含んだ希ガス気泡がナトリウムプール中を上昇する際のヨウ素 I_2 の気泡からの移行を実験的に明らかにする。

ヨウ素の移行メカニズム

- ① ヨウ素 I_2 が気泡表面に移行し、NaIを形成してナトリウムに溶解。
- ② ナトリウム蒸気が気泡内に拡散し、NaIエアロゾルを形成。ただし、エアロゾルの拡散は遅いので、気泡内からの移行は恐らくあまり期待できない。

2. 実験方法

ナトリウムプール下でXe及びkrガスと共にヨウ素 I_2 を放出し、カバーガスに達したヨウ素(I_2 かNaIかどちらか)の量を測定。

装置は右図 (Fig. 1) のとおり。

容器 : 直径43cm、高さ1.8mのステンレス製

Na 量 : 145 kgで高さ1.4mのNaコラムができる。

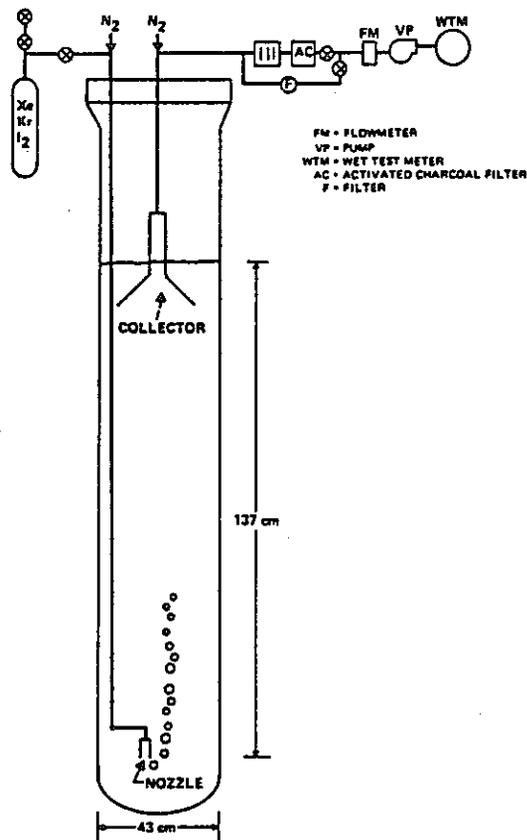
バブル

発生装置 : Xe、Krガス状 I_2 をリザーブしておくタンク、先端部が移動可能な外径0.64cmのガス供給配管、内径0.48cm、1.27cm、3.8cmのいずれかの気泡ノズルより成る。

- その他 :
- ・気泡はいろいろな液深で生成可能。
 - ・ガス流量はニードルバルブで調節。
 - ・放出される気泡はNa表面にじょうごをひっくり返したものを設置して集める。

※ 当初、カバーガスをサンプリングしたが、放出された I_2 が壁面に付着したり、Na蒸気と反応してしまい、全量を捕集できなかった。

- ・捕集したガスは上方に移行し、 N_2 パージガスと混合して活性炭フィルターを通過する。



9005-40136A

Figure 1. Iodine Attenuation Test Apparatus

パージガスの目的は、圧力を正確に調整する為に、バブリングに先
 立ってフィルターを通過する一定の流れを維持するため。

- ・パージガス流量は、液体ナトリウムの液面が一定に維持される様、自動的に制御される。
- ・フィルターを通過したガスの体積測定は、Wet test meterで行う。

分析については

フィルターに捕集されたヨウ素の質量は、I-127 の放射化分析で求める。…統計誤差は、±10%以下

(フィルターをAI L-85 研究炉で照射し、γ線検出器と4000ch分析器で分析)

フィルターの捕集効率は、少なくとも99%である、…事前に確認済

3. 実験条件

ガス放出圧力：1～2気圧

ヨウ素の分圧は 165torr $\frac{1}{5} \sim \frac{1}{1.0}$

XeとKrに対する相対濃度は 0.4～0.2

(炉内で燃料からすべてのヨウ素、Xe、Krが放出された場合で、0.06)

ノズル直径：0.48cmと1.27cm (気泡径1.1cmと2.3cmに対応)

ノズル部液深：2.5～137cm

Na温度：104～230°C 20回

(気泡中とカバーガス中のNa蒸気量を減らすため)

450°C 14回

(気泡中とカバーガス中でのI₂とNa蒸気との反応の効果を見るため)

4. 実験結果

Na液深と希釈率(log)をFig. 2、Fig. 3に示す。

{ Fig. 2 : 気泡径 1.1 cm }
 { Fig. 3 : 気泡径 2.3 cm }

希釈率 = 放出したヨウ素の質量 / 捕集したヨウ素の質量

希釈率の結果はかなりばらついている。(統計誤差をはるかに上回っている。)

↓

恐らく、気泡から気泡への内部乱流の変動による。

保守的な下限は定義できる。

0.48cmと1.27cmの直径のノズルは、燃料被覆管の強度低下に伴う放出気泡径を包絡すると
 考える径の気泡を生成する。

浮力のあるガス気泡はナトリウム中では、約0.3m/sの終末速度で上昇する。

↓

希釈は時間の関数としても与えられる。(図の上部横軸)

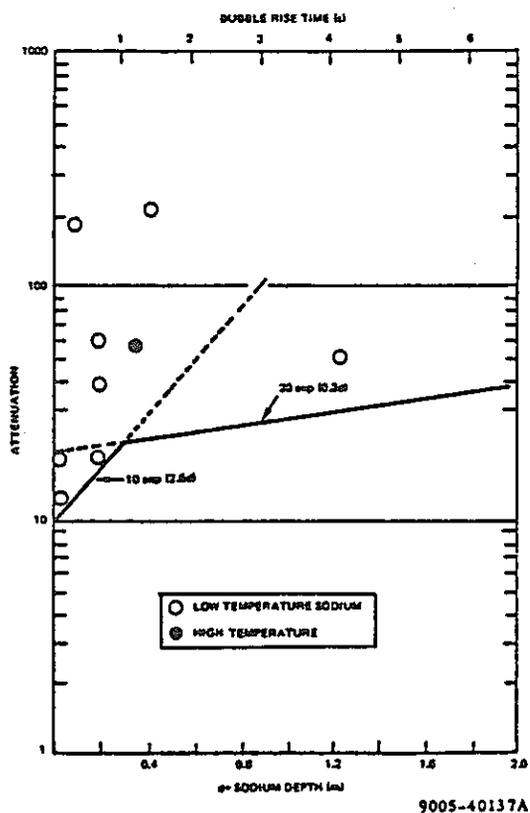


Figure 2. Iodine Attenuation Factor vs Depth, 1.1 cm Bubble Diameter

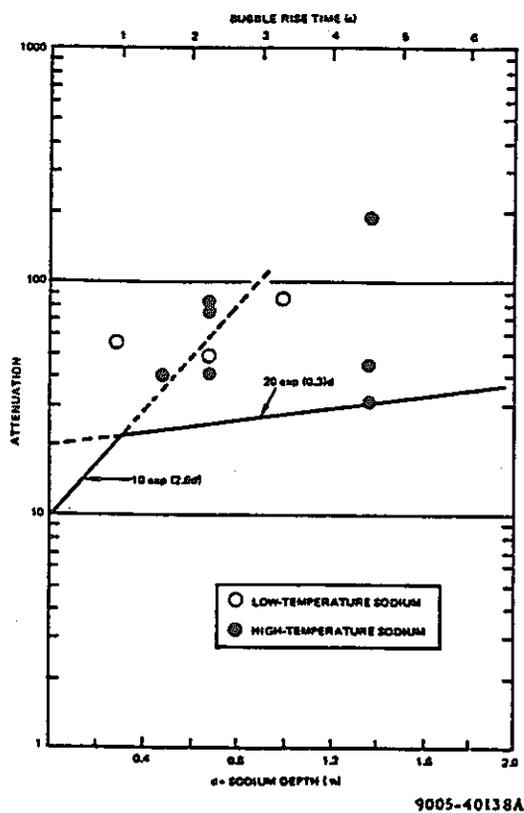


Figure 3. Iodine Attenuation Factor vs Depth, 2.3 cm Bubble Diameter

2.4 HCDA時の燃料粒子に対する保持係数（文献調査）

(1) Investigation on bubble behaviour and aerosol retention in case of an LMFBR core disruptive accident-KfK-FAUST tests

PNC N2600 86-003

S7 No. 28
 Investigation on bubble behaviour and aerosol retention in case of an LMFBR core disruptive accident - KfK-FAUST tests
 J Minges, W Schütz and W Seither (Kfk)
 LMFBR炉心崩壊事故での気泡挙動とエアロゾル保持能力の研究
 -KfK- FAUST実験

〔要 旨〕

HCDA後、炉心部に発生した圧力の炉上部への伝播及び放射性物質の移行を模擬する実験。同種の実験は模擬物質（ブール、放射性物質）、実験条件を様々に選んで、米、仏、日本でも過去に実施されて来た。放射性物質移行過程では、気泡サイズや幾何形状がエアロゾル濃度、粒径分布、エアロゾル移行に大きい影響を与えるが、未だ実験から得られる情報が不十分だとして、西独で実験が実施されている。（このFAUSTシリーズ実験は1982年のリヨン会議でも報告されている）

FAUSTでは主に、気泡とエアロゾル挙動の関連性、特にカバーガス中へのエアロゾルの移行が研究され、第1ステップとして水ブール（FAUST-1A, 1B）、第2ステップとしてナトリウムブール（FAUST-2A, 2B）での実験が行なわれている。装置は液体ブール、カバーガスを貯める円筒容器と、その下部に取付けられるラブチャーディスクで隔てられた高圧領域から成る。実験はラブチャーディスクの破壊によって、高圧ガスをブールに導入しブール気泡の運動、高圧ガス内に予め封入されている模擬粒子の移行を観察・測定するものである。

表 1

実験の主要パラメータを表1に示す。

各実験よりRF（=注入粒子量/放出粒子量）として、 10^4 以上の値が得られた。但し、2Aにおける単体ヨウ素に対してはRF=8となった。粒子移行過程では気泡の振動とエントレインされた冷却材沈殿による洗い流しが重要なメカニズムである。

	円筒容器	ブール容量	高圧部圧力	ブール物質	粒子物質
1 A	0.3mφ×1mh	~0.9m(高さ)	~2MPa	水	Ni-Fe (1~100μmφ)
1 B	0.6mφ×0.6mh	~0.5m(高さ)	~4MPa	水	Ni-Fe (1~100μmφ)
2 A	0.1mφ×0.8mh	2.5ℓ	~4MPa	ナトリウム (500℃)	UO ₂ , SrO, NaI I ₂ , Cs
2 B	0.6mφ×1mh	300ℓ	?	ナトリウム	?

(2) Fuel and fission product release from hot sodium pool and aerosol behaviour in inert gas atmosphere

PNC N2600 86-003

S7	No. 32
Fuel and fission product release from hot sodium pool and aerosol behaviour in inert gas atmosphere	
H Sauter and W Schütz (KfK)	
高温ナトリウムプールからの燃料，FP放出と不活性ガス雰囲気中でのエアロゾル挙動	

〔要 旨〕

KfK-NALAプログラムにおける高温ナトリウムプールから不活性ガス雰囲気への燃料，FPとナトリウムエアロゾルの放出およびそのふるまいに関する実験結果を示した論文である。

SNR-300の炉心崩壊事故後の炉容器貫通後シナリオでは炉容器外コアキャッチャー上に炉心デブリが保持されるが，プール中のデブリは長期にわたってエアロゾルソースとなる。プールからのエアロゾル放出はリスク評価上，重要なメカニズムであるため，実験で放出割合を求めることがNALAプログラムの主要な目的となっている。

NALA実験はNALA-I（小規模実験—100gのナトリウム—1gの UO_2 あるいはFPで実施），NALA-II（大規模実験—1kgのナトリウム中，20gの混合物）に分けられる。

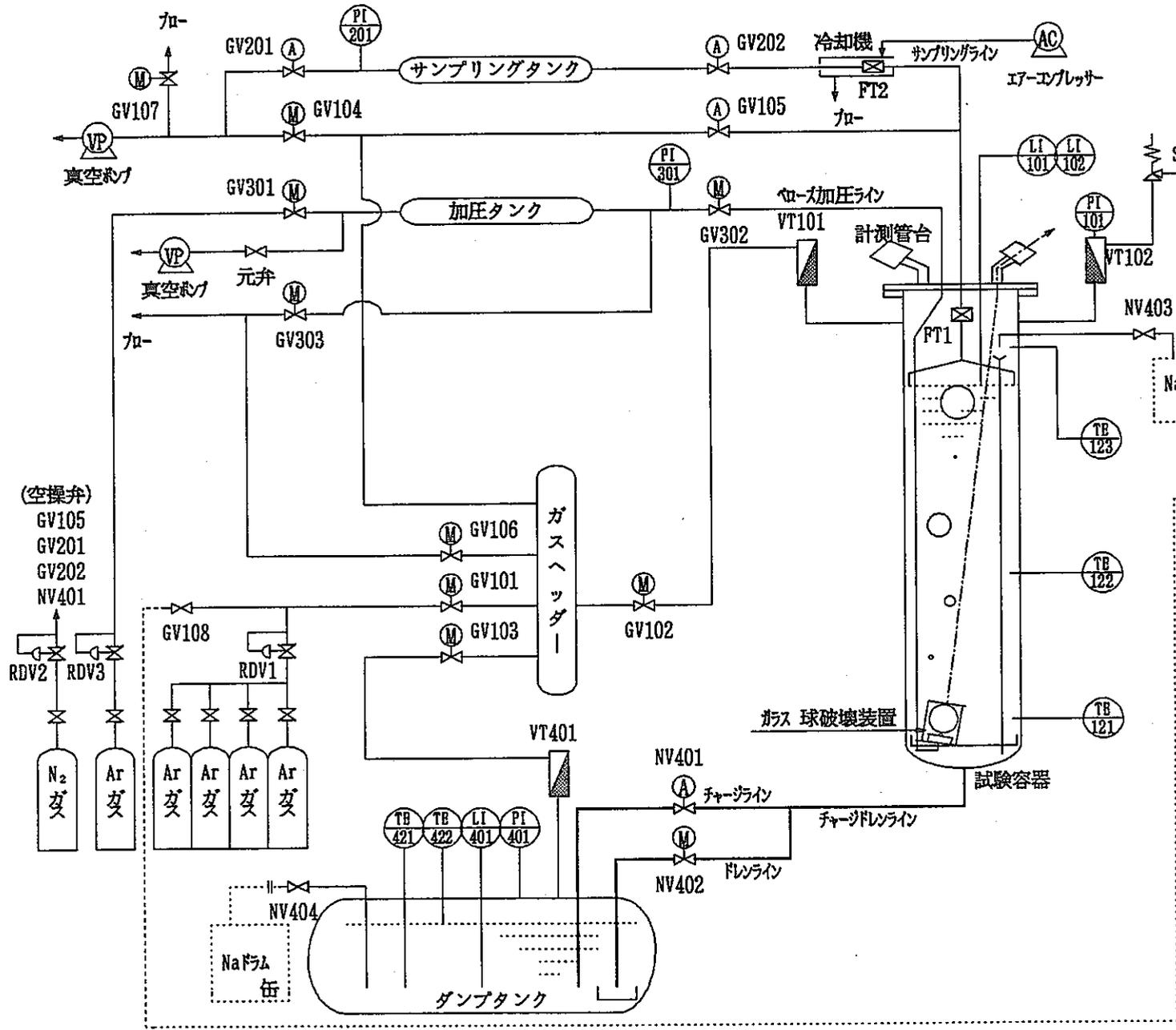
NALA-Iでは2種の実験，即ち①400℃～900℃のナトリウムを用い不活性ガスを強制循環，②500℃のナトリウムを用いグローブボックス内で不活性ガスを自然循環，が行なわれた。エアロゾルのガス雰囲気中への移行挙動はRF (Retention Factor) で整理された。20 μ mの UO_2 粒子の実験ではRFは約 10^3 でプール温度，プール中の UO_2 量，ガスの流量には依存しない。また，グローブボックスでの結果は $RF=4 \times 10^3$ となった。 UO_2 粒子はプール中に不均質に存在しており，特に表面に集まり易いことが放出メカニズムに関係している。

次にNALA-II実験はプール温度400℃～700℃，ガス温度130℃，容器体積2.2 m^3 で行なわれた。

UO_2 のRFは $10^3 \sim 10^4$ の間にあり，RFのプールの大きさに対する依存性は見られなかった。またストロンチウムに対しては， $RF=500$ であった。UとSr放出率の時間依存性を調べたところ，時間の経過に従って放出率が低下し，通常の蒸留理論と矛盾する結果が得られた。放出率の粒子径依存性も調べられ200 μ m粒子で $RF=1.9 \times 10^4$ となった。更にヨウ素のRFが求められ1～11の値となった。

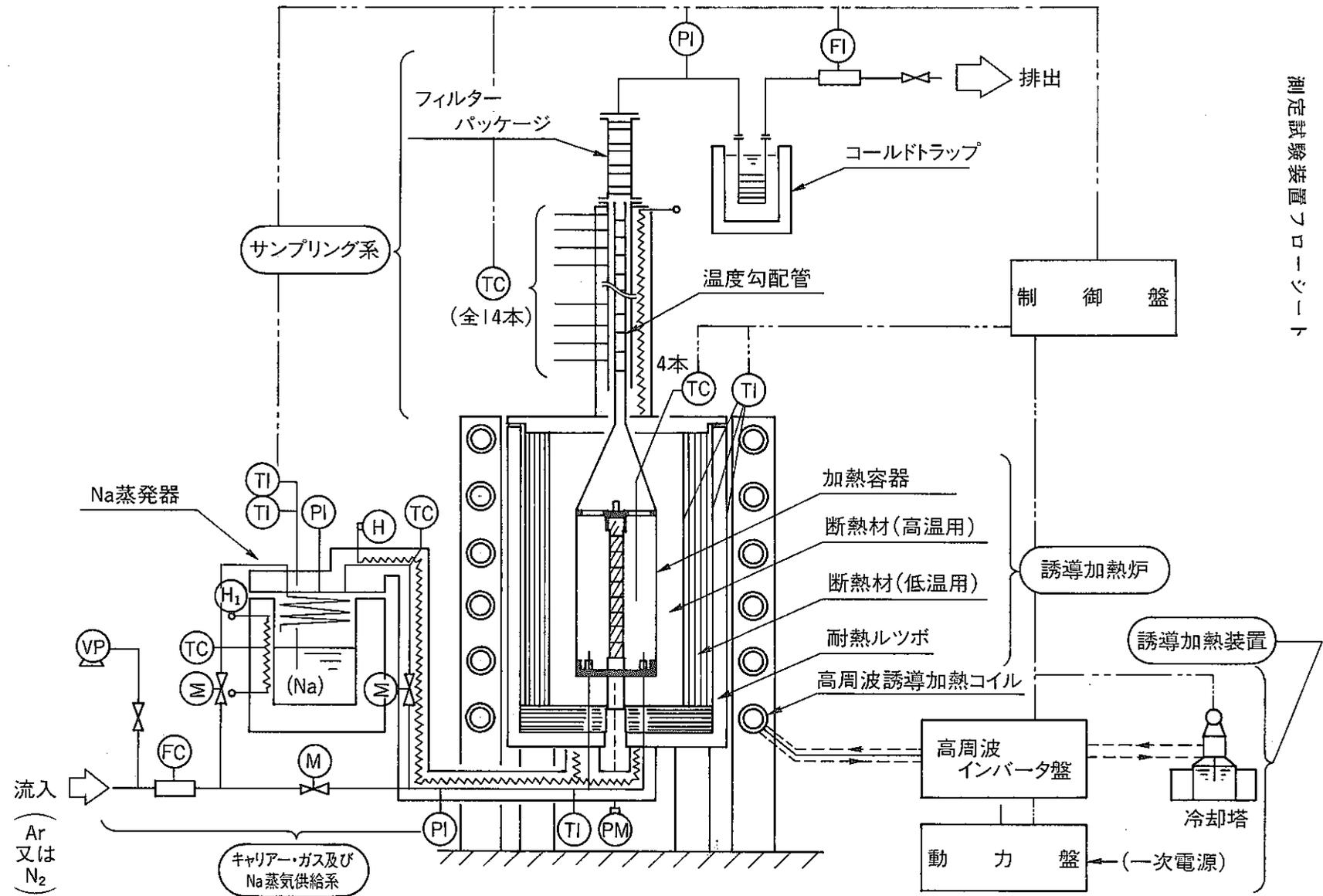
ナトリウム蒸発率測定では，蒸発率 \dot{m} ($kg \cdot Na / m^2 \cdot hr$)とナトリウム温度(K)との間の相関式として $\log \dot{m} = 8.062 - 5426/T - 0.5 \log T$ が得られた。またナトリウムエアロゾルの粒径，タンク内での沈着位置についての情報も得られた。PADISEKOコードによる実験解析も実施されたが，乱流沈着の効果を考慮しないと実験結果との一致は良くなかった。

2.5 関連試験装置フローシート
 (1) Pd気泡ナトリウム中溶解試験装置フローシート



記号	名称
TE	温度
PI	圧力
LI	液面
VT	ベーパートラップ
GV	ガス系バルブ
NV	ナトリウム系バルブ
RDV	減圧弁
FT	フィルター
(A)	空気作動バルブ
(M)	電動バルブ

(2) 燃料からのFP放出率
測定試験装置フローシート



試験装置フローシート

3. 設計基準外事象の評価研究

FBRの設計基準外事象のうち、コンシケンスの点から重要となる、炉心損傷にいたる事象として、

ATWS系事象（反応度抑制機能喪失）

ULOF（流量喪失）

UTOP（反応度異常挿入）

ULOHS（除熱系異常）

LOHRS系事象（除熱機能喪失）

PLOHS（崩壊熱除去系機能喪失）

LORL（原子炉液位喪失）

等が考えられる。これら2系統の事象に対する大型炉の安全評価を、現時点で行う場合と数年先に行う場合とを想定して、利用可能な安全研究による知見、見通される結果等をまとめたものが表3-1である。同表では炉心の大型化に伴う諸要因を併記し、中型炉心との相違を明らかにするとともに、安全設計における留意点とした。

(1) ATWS系事象について

表1にも示されている通り、炉心の大型化に伴うボイド反応度の増大は、ATWS系事象においてはコンシケンスに影響し得る特性として考慮されなければならない。動燃では、実証炉（合理化設計炉心）の核的特性をにらみつつ、海外の大型炉評価例との比較を行った（添付1）。

(2) LOHRS系事象について

LOHRS系事象については、炉心損傷にまで事象が進展した場合には炉容器損傷の回避が困難であることから、事象発生防止を意図した設計と、事象進展過程での事故管理とを強調する観点で、添付2のステイトメントを示した。

表3-1 設計基準外事象の評価

技術課題	安全研究による知見		大型化に伴う諸要因	技術開発の成果	備考
	現時点で評価する場合	数年先の研究を見通した場合			
事象分類の 設定 設計基準を超 える事象 (1)設計基準外 事象の設 定 (2)シビアア クシデントの 取扱	設計基準を超える事象のうち、コンシケン スの点から重要となる、HCDAに至る潜在 的可能性のある事象としてATWSとLOHS を想定する。なお、LORLについては、炉 心損傷に至る場合はLOHSと同様の事象経過 となる。 <u>I ATWS系事象を想定する場合</u> 1.事象発生頻度の低減(事故防止) ・深層防護の考え方による設計 ・少なくとも「もんじゅ」と同程度の発生 頻度 ・新型炉停止機構(SASS)の採用が見込ま れる。 2.事故拡大(炉心溶融)の防止 ・UTOP事象の一部は健全又は部分損傷で 終息する可能性もある。 ・ULOFは全炉心損傷が不可避である。 3.事故の炉容器内収納 ・「もんじゅ」以上の合理的評価(起因過 程/遷移過程事象推移の現実的解析による エネルギー発生低減、炉心膨張過程の現実 的解析による機械的エネルギー低減)。 ・評価の合理化と大型化要因の競合 ・熱的影響の収納については、「もん じゅ」の外挿では困難。また、事象推移 の不確実性も大きい。	1.事象発生頻度の低減 ・システム解析による信頼度評価と設計へ の反映が見込まれる。 2.事故拡大(炉心溶融)の防止 ・ATWS緩和対策の追求(フローコーストダ ウン特性、制御棒相対伸び、炉心/構造の 径の膨張) ・部分損傷で終息させる方策の追求(インコ ヒーレンス強、破損先行集合体の設置、 アニュラーピン等) 3.事故の炉容器内収納 ・評価手法高度化(SAS4A, SIMMER-III)に よるエネルギー発生源(事象推移)のさらに 現実的解析が可能。また、評価の信頼性も 向上する。 ・積極的影響低減対策の追求(低ポイド反応 度炉心、燃料炉外分散経路の確保、再臨界 防止対策等) ・事故後の炉心物質の移行・クエンチ挙動に ついての理解向上。 ・炉内保持・冷却性の向上(コアキャッ チャー、再臨界防止策)。	①核的特性 ・ポイド反応度増大 ・インコヒーレンス大 ②燃料インベントリ増 大 ・再臨界性高い ・事故後保持・冷却性低 い ③格納施設の容積減少 ・加圧事象に対する緩 和小 ④原子炉容器径・炉内構造 ・炉心膨張(エナジェ テックな事象推移)に 対する応答 ⑤流量減少特性(1次系ボ ンプコーストダウン) ・ULOF事象推移及び結 果に影響が大きい (SPX-1との比較) ⑥ガスプレナム位置 ・+-の効果がある ⑦遮蔽プラグの構造・耐 性 ・スラグインパクトに 対する応答 ・ナトリウム床上噴出 量		

表3-1 (つづき)

技術課題	安全研究による知見		大型化に伴う諸要因	技術開発の成果	備考
	現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合			
	<p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Naスプレーの防止・低減(遮蔽プラグの設計) ・Naスプレーの収納(耐圧条件) ・SNR300のinner containment(N₂雰囲気) ・CRBRのTMBDB(ex-vessel) <p>・格納系の総合的解析手法の整備(CONTAINコード)により現実的な解析が可能になった。</p> <p>・Na又はデブリとコンクリートとの反応による水素ガス発生の影響が重要。</p> <p>5.見通し</p> <p>① エナジェティクスについては、低減効果を取り入れることにより、1次系の構造健全性の確保はできる可能性はある。</p> <p>② スラッグインパクトに対するNaの床上噴出量は、遮蔽プラグの設計に強く依存し、現状では定量的予想は難しい。</p> <p>③ 「もんじゅ」の外挿で考えるならば、燃料インベントリ増大を考えた場合に、熱的影響の収納は極めて困難であると判断せざるをえない。</p>	<p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納施設の加圧防止対策(H₂イグナイター、フィルタ・ベント、Na床上噴出量の抑制とスプレー防止) ・メルトスルーに対する評価手法の高度化による裕度の合理化 ・ソースタームの発生・移行・放出のより合理的評価手法の追求 <p>5.見通し</p> <p>① 上記1.及び2.の成果を十分活かし、炉心溶融に至る確率を十分小さくすることが基本的目標である。</p> <p>② 炉内事象推移に関する高度化手法による現実的評価を行い、原子炉容器内の事故収納性向上を実証する。エナジェティクスについては、Naスプレーの防止・低減が適切に行われれば問題とはならない。事故後熱除去については、設計対応なしに炉内収納を実現することは難しいかもしれない。</p> <p>③ 原子炉容器内収納の困難な場合は影響緩和のための設計対応に戻るか、その確率をさらに低減するための防止・緩和対策に戻るか、あるいはCRBRのようなex-vessel評価を合理化する必要がある。</p> <p>④ 格納施設損傷に至る可能性のある事象推移については、これを残留リスクとみなし得るまで、その確率を小さくする必要がある。</p>	<p>⑧ 高燃焼度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ソースタームの増加 ・起因過程燃料挙動への影響 		

表3-1 (つづき)

技術課題	安全研究による知見		大型化に伴う諸要因	技術開発の成果	備考
	現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合			
	<p>IILOHS系事象を想定する場合</p> <p>1.事象発生頻度の低減(事故防止) ・深層防護の考え方による設計(特に崩壊熱除去系) ・プラント系統(特に冷却系)設計に依存するが、「もんじゅ」と同程度の発生頻度又はその後の設計研究を反映して改善がなされる。</p> <p>2.事故拡大(炉心損傷)の防止 ・事象推移が非常に緩慢であるため、修復操作等の事故管理が可能である。 ・自然循環による崩壊熱除去が期待できる。 ・プラント動特性解析のための汎用的総合コード(SSC,LEDHER)により、自然循環を含む合理的評価が可能となった。</p> <p>3.原子炉容器内事象進展と影響緩和 ・炉心損傷に至った場合は必ずメルトスルーに至り、格納系事象推移につながる。 ・1次系全体が高温になるため、バウンダリの破損の可能性もある。 ・炉心の熱的崩壊・燃料落下により再臨界に至る可能性が高いが、機械的影響は重要とはならない。</p> <p>4.事故の格納系内収納 ・Na又はアプリとコンクリートとの反応による水素ガスの発生の影響が重要である。水素の燃焼による格納容器破損の可能性も考え得る。 ・格納系の総合的解析手法の整備(CONTAINコード)により、現実的な解析が可能となった。</p>	<p>1.事象発生頻度の低減(事故防止) ・システム解析による信頼性評価と設計への反映 ・高信頼度崩壊熱除去系の採用</p> <p>2.事故拡大(炉心損傷)の防止 ・自然循環を積極的に考慮した設計の採用により、崩壊熱除去の信頼度を向上する。 ・プラント動特性解析による結果の設計・運転・保守への反映。 ・事故管理の明確化(異常時運転マニュアル、修復操作等)</p> <p>3.原子炉容器内事象進展と影響緩和 ・炉心の熱的崩壊過程及び再臨界事象に対する評価手法が改善され、事象推移の解析精度は向上するが、炉内保持は期待できない。 ・この段階では事故管理も難しい。</p> <p>4.事故の格納系内収納 ・格納系評価手法の高度化による裕度の合理化。 ・特にソースタームの発生・移行・放出のより合理的評価の追求。 ・水素発生防止対策(ライナー健全性維持、コンクリート含水率低下)。 ・格納施設の加圧防止対策(水素イグナイター、フィルタ・ベント)。</p>	<p>①冷却系設計 ・ループ型/タンク型 ・冷却系の熱慣性 ・自然循環能力</p> <p>②炉心熱設計 ・燃料ビン束内における再循環流の発生に伴うホットスポット ・流量振動の可能性 ・除熱すべき熱量の増大</p> <p>③燃料インベントリ増大 ・再臨界性の増加</p> <p>④格納施設の体積 ・加圧事象に対する応答 ・水素濃度</p> <p>⑤高燃焼度化 ・ソースターム増大</p>		

表3-1 (つづき)

技術課題	安全研究による知見		大型化に伴う諸要因	技術開発の成果	備考
	現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合			
	5.見通し ①1.及び2.の結果、炉心損傷に至る確率は低く抑えられる。 ②炉内事象推移と格納系の総合的解析により、現実的な解析が可能である。 ③「もんじゅ」の外挿で考えると、炉心損傷に至った際の格納系の破損を考慮する必要がある。	5.見通し ①炉心損傷に至る確率はさらに低く抑えられる。 ②格納系評価手法の高度化とソースタームの合理的評価により、コンシケンスは小さく抑えられる。 ③格納施設の加圧防止対策が講じられれば、格納系破損の可能性も無視できる。			

(添付1)

均質炉心大型炉におけるULOF起因過程発生エネルギー評価例

ULOF起因過程におけるエネルギー発生を支配する因子は多様であり、事象の進展に伴って各因子の重要度も変化し得るが、通常、正反応度挿入を駆動するボイド反応度、事象進展の同時性を規定する流量減少特性及び集合体間の出力/流量比ピーキング等がその主要な因子と考えられている。

現在検討されている実証炉（合理化設計炉心）の既知のプラントパラメータを、海外のSAS3Dコードによる大型均質炉心の評価例におけるプラントパラメータと比較すると下表の通りである。

均質炉心大型炉のプラントパラメータと
SAS3DによるULOF起因過程エネルギー発生評価例の比較

炉心	ボイド反応度[\$] S/A内のみ/S/Aキップ ⁶⁾ 含	流量半減時間 [S]	エネルギー発生評価結果
実証炉 ¹⁾	5.6/6.5	5.5	(未評価)
CDS ²⁾	4.4/6.9	5~6 ⁷⁾	30~3000[MJ]以上 ^{a)}
GE評価 ³⁾	4~5/(不明)	6~7 ⁷⁾	0~2732[MJ] ^{a)}
NRC/UKAEA ⁴⁾	4.4/6.8	9	230~11422[Po] ^{b)}
SPX-1型 ⁵⁾	5~6/6.5	50	リファレンスケース 0~282[MJ] ^{c)} 上限ケース 825[MJ]

- 1) 実証炉合理化設計炉心、原電より。1989.12
- 2) Conceptual Design Study Phase-1, 1980年, ANLより入手した情報
- 3) T. A. Shih and M. I. Temme, "A SAS3D Analysis of Unprotected Loss-of-Flow Transient for 1200 MWe LMFBR Homogeneous and Heterogeneous Core Design," Nucl. Tec. p.312, 41 (1978)
- 4) R. Leslie, et al. "Joint Studies of LOF and TOP Incidents for a 1300 MW(e) LMFBR Using the Computer Codes SAS3D/EPIC and FRAX-2," ND-R-597(R), NUREG/CR-1892, ANL-81-1 (1982)
- 5) P. Royl, et al. "Parametric SAS3D simulations of ULOF accidents for a reactor of the Superphenix-1 type," Proc. Guernsey Conference, Paper 35, (1986)
- 6) S/A キップ⁶⁾ Naを含む値か否か不明。
- 7) 記述なし。沸騰開始時刻よりPNCにて推定。
- a) 1atmまでの等エントルピー-膨張を仮定。リファレンスケースから上限ケースまでを含む。
- b) 最高到達比出力。リファレンスケースから上限ケースまでを含む。
- c) 水蒸気体積 (625m³) までの等エントルピー-膨張を仮定。

同表に示す様に実証炉合理化設計炉心は、他の設計例と比べてボイド反応度が高めであり、かつ流量半減時間が短いとの特性を持つ。これらの情報に基づく限り、仮に同様の仮定による評価を実証炉に対して実施すれば、同表に示される影響因子の特性から、そのエネルギー発生の特長は、例えば上記CDSやGEの評価例と比較して厳しい側へシフトする可能性があるものと推定される。ただし起因過程でのエネルギー発生は上述のように出力／流量比ピーキングにも強く支配されるので上記の情報のみから結論を導くことは困難であることは銘記されねばならない。

なお、起因過程における燃料破損・物質移動挙動については炉内試験等を通じて多くの知見が蓄積されてきているところであり、これらを評価条件へ反映することによって発生エネルギー評価値は低減し得るものと見通されている。

(添付2)

LOHRS系事象の評価

a. 炉心損傷発生の防止

LOHRS系事象については事象推移が非常に緩慢であるために修復操作等の事故管理が可能であり、炉心損傷発生の回避が十分に期待できる。

PLOHSについては自然循環による除熱成功の可否が炉心損傷の発生の有無を規定するが、この事故事象に対してはプラント動特性コードSSC, LEDHER等により、自然循環を含むプラント挙動の合理的評価が行えるようになってきている。これらによるPLOHS時の許容停止時間、使命時間等の評価を通して、修復操作を考慮した除熱成功条件の現実的判断が可能となっている。

LORL事象は除熱不可能な事故想定であるが、通常は起因事象の発生からLORLの達成(すなわち除熱不可能状態への到達)までにはある程度の時間を要するため、この時間内にサイフォンブレイク等の事故管理による事象進展の阻止を考慮する事は可能である。

総じてLOHRS事象に対しては設計対応によりその発生頻度を低減する事が可能であり、また発生後の事故管理を容易にする設計を考慮する事も可能であろう。

b. 炉容器内事象の進展

LOHRS事象で事象進展を阻止できずに炉心損傷に至った場合には、除熱不可能との想定から必然的にメルトスルーを生じ、格納系内事象につながる。炉心の熱的崩壊過程で再臨界に至る可能性は高いが、その時点では発生エネルギーをプラグへ伝達する媒体である液体ナトリウムが蒸発もしくは流出していることから、プラグへの機械的影響は重要とはならない。

4. ナトリウム・スプレー燃焼に係わるパラメータの効果

4.1 概略

CONTAINコード [1] に含まれるナトリウム・スプレー燃焼計算モデルを用いてスプレー燃焼に係わる主なパラメータの効果をサーベイした結果を紹介する。本検討で対象としたパラメータは、ナトリウムの噴出量、スプレー平均液滴径、噴出初速度、スプレー有効高さの4ヶである。

最後にソースターム評価のデモンストレーションとして、格納系にアニユラス部を設置しない場合と設置した場合の、環境への放出放射性物質量の比較計算例を示す。

4.2 スプレー燃焼計算モデル

CONTAINで採用しているスプレー燃焼計算モデルは、NACOMコードに基づいたものである。詳細はNACOMのマニュアル [2] を参照されたい。主な計算上の仮定は以下の各項目である。

- (1) 燃焼は、単液滴モデルに基づく。(複数の液滴間の相互作用は考慮しない)
- (2) 燃焼は、pre-ignitionフェーズと ignitionフェーズの二つの燃焼フェーズに区分する。(空気雰囲気での燃焼では、実質的にはignitionフェーズのみの燃焼と考えて差しつかえない)
- (3) 液滴径は、入力データとして与える平均径を中心とした液滴径分布を考慮する。
- (4) 一次元(垂直方向)の液滴運動を考慮する。(上記の各液滴群に対し、燃焼に伴う液滴径の変化を考慮して dragを計算する)
- (5) ガスの熱計算は、lumped-parameterで扱う。(SPRAYコードで採用している領域・スプレー・コーン内部、コーン外部 -の区分けは行なわない)

CONTAINの最も大きな特長は、熱流力(この場合、上記のナトリウムのスプレー燃焼)とエアロゾル挙動(この場合、燃焼で発生するナトリウム酸化物エアロゾル)、さらにFP挙動(この場合、スプレーと共に放出される放射性物質)の三つの現象挙動を、複数のセル体系で解析することができることである。格納系アニユラスを考慮した簡単な計算例を本資料の末に示す。

4.3 パラメータ・サーベイ

ナトリウム・スプレー燃焼に係わる主なパラメータの効果を把握するため、ナトリウム噴出量、平均液滴径、噴出初速度、スプレー有効高さに関するパラメータ・サーベイを図4-1のセル体系について行なった。

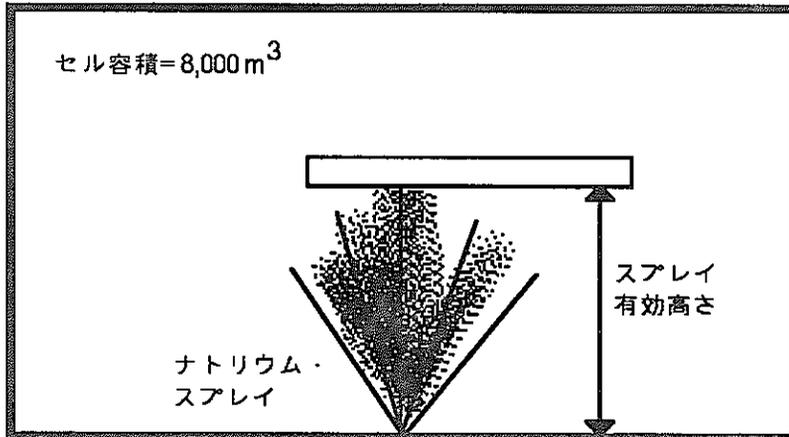


図4-1単セルモデル

下表にパラメータの値を示す。なお、全ケースにおいてスプレー噴出時間は1秒間に、また噴出ナトリウム温度は803K、燃焼反応式は $2\text{Na} + \text{O}_2 \rightarrow \text{Na}_2\text{O}_2$ とした。四角で囲んだ数値は基準パラメータとした値で、例えば、液滴径のサーベイの際は噴出量 100kg、初速度 30 m/s、有効高さ500 mとしたことを示す。

表4-1 パラメータ表

Na噴出量 (kg)	Na平均液滴径 (mm)	スプレー初速度 (m/s)	スプレー有効高さ (m)
10	0.5	5	1
50	1	10	2
100	2	30	5
200	5	50	10
500	10	100	500*

□
基準
パラメータ

* 十分に高い高さとして設定

計算結果を図4-2-1から図4-2-3(ナトリウム噴出量)、図4-3(液滴径)、図4-4(噴出初速度)、図4-5(スプレー有効高さ)に示す。

- 1) 基準パラメータに基づく噴出量のサーベイの範囲では、噴出量とピーク圧、ピーク温度の関係はほぼ比例関係にある。燃焼効率(噴出量に対する燃焼量の比と定義)は約98%であり、計算結果は完全燃焼を仮定した簡易計算とほぼ一致する。

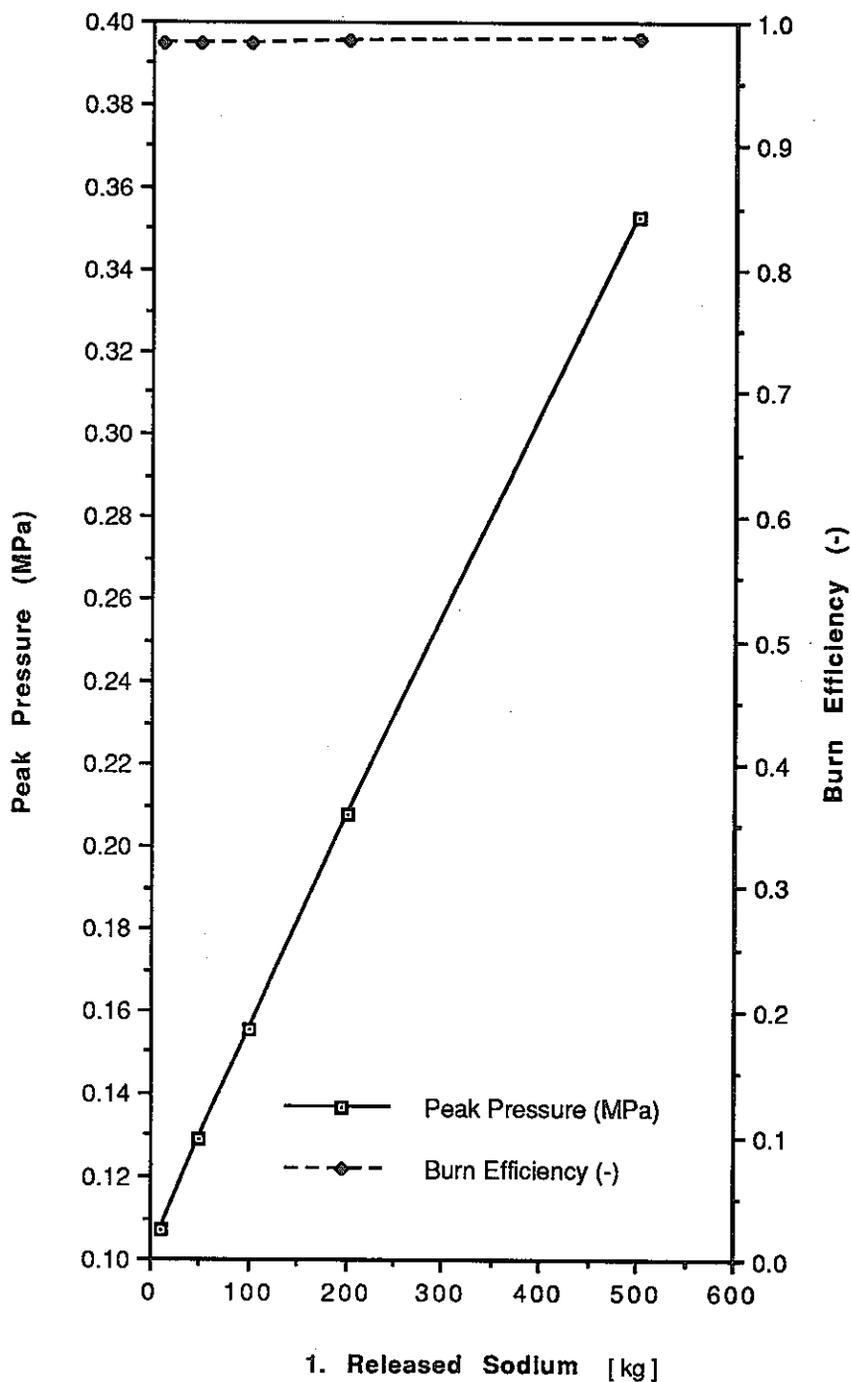


図4-2-1 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
(ガス圧力と燃焼効率に対する、ナトリウム噴出量の効果)

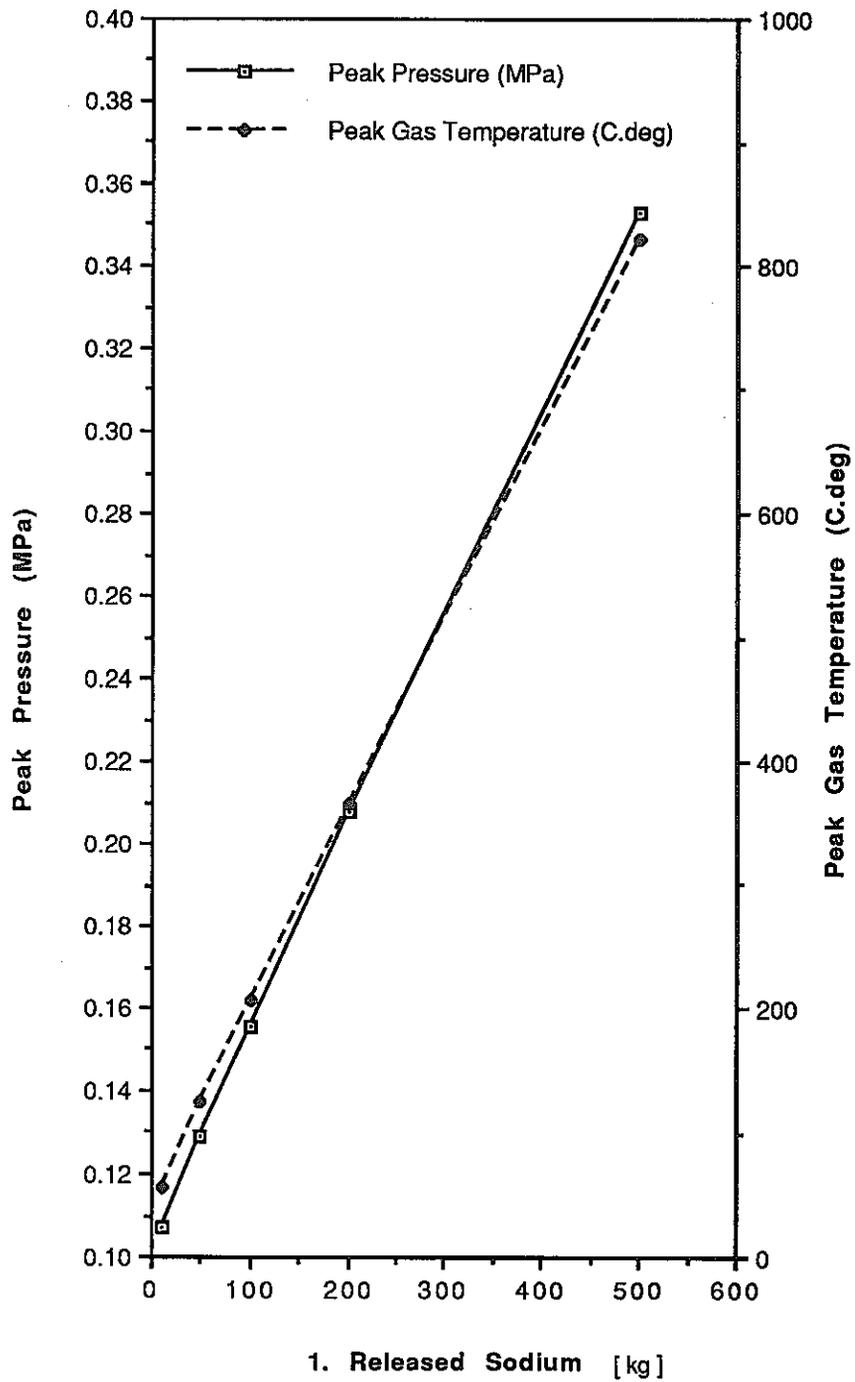


図4-2-2 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
(ガス圧力とガス温度に対する、ナトリウム噴出量の効果)

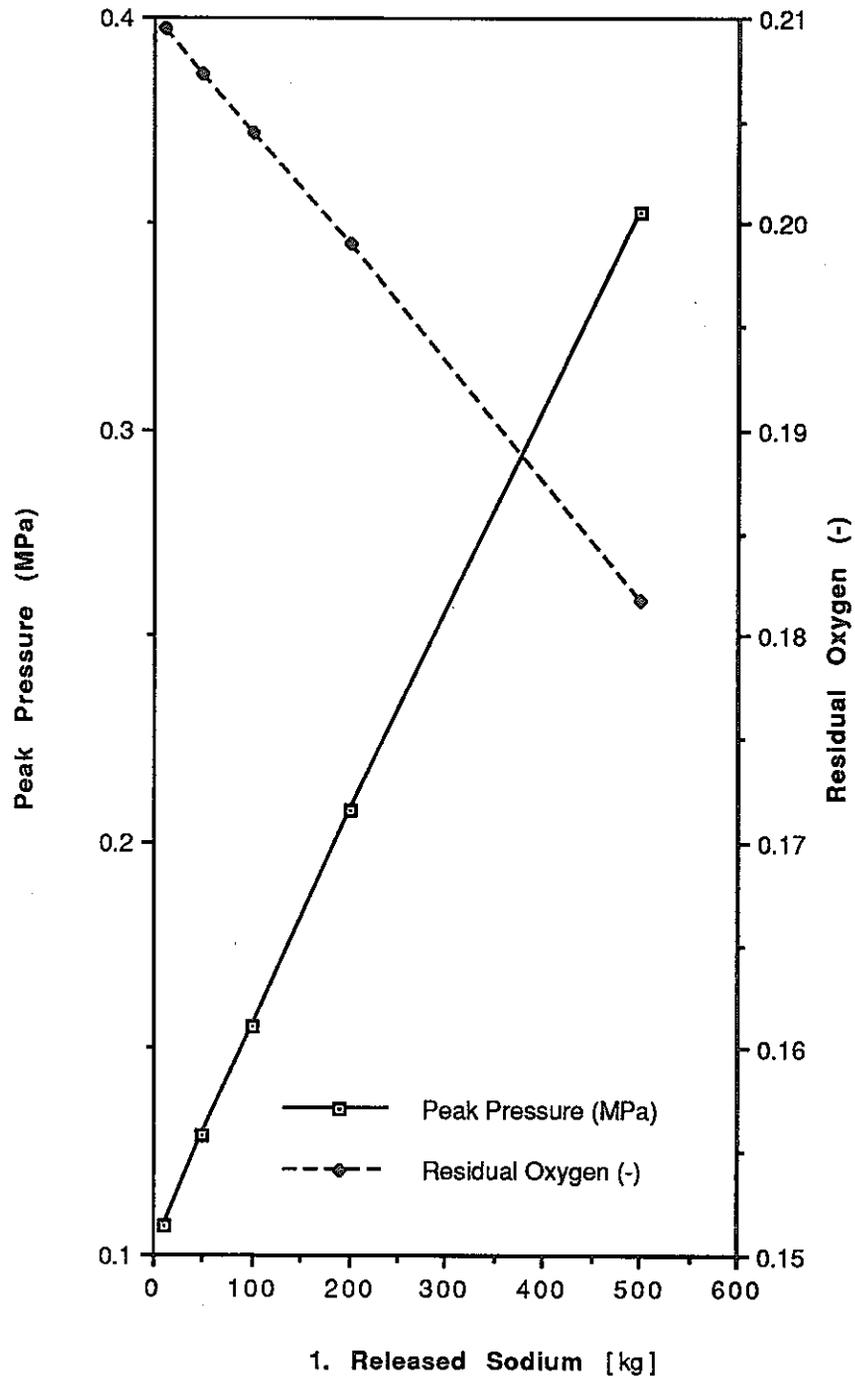


図4-2-3 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
(ガス圧力と残留酸素濃度に対する、ナトリウム噴出量の効果)

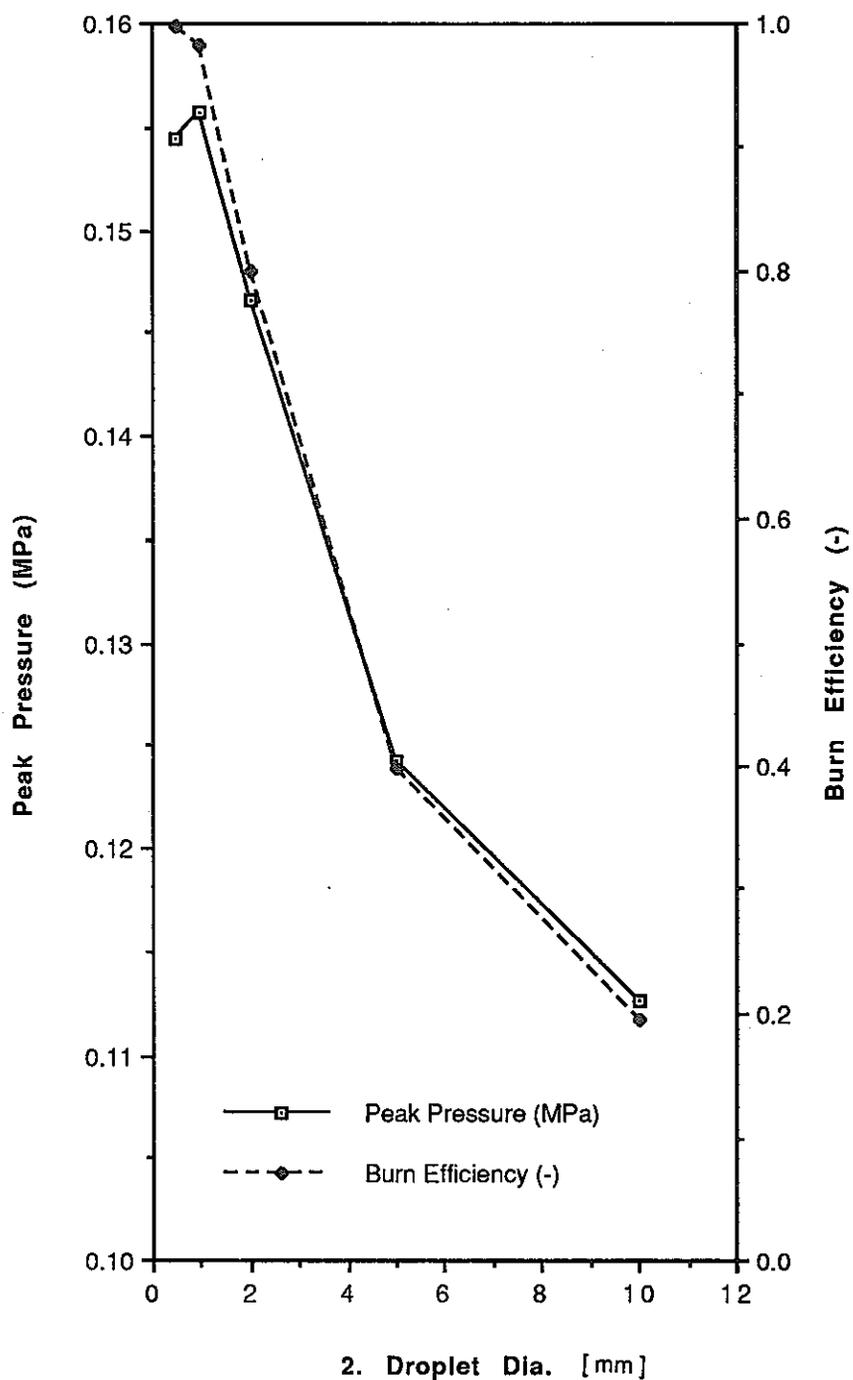


図4-3 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
(ガス圧力と燃焼効率に対する、ナトリウム液滴径の効果)

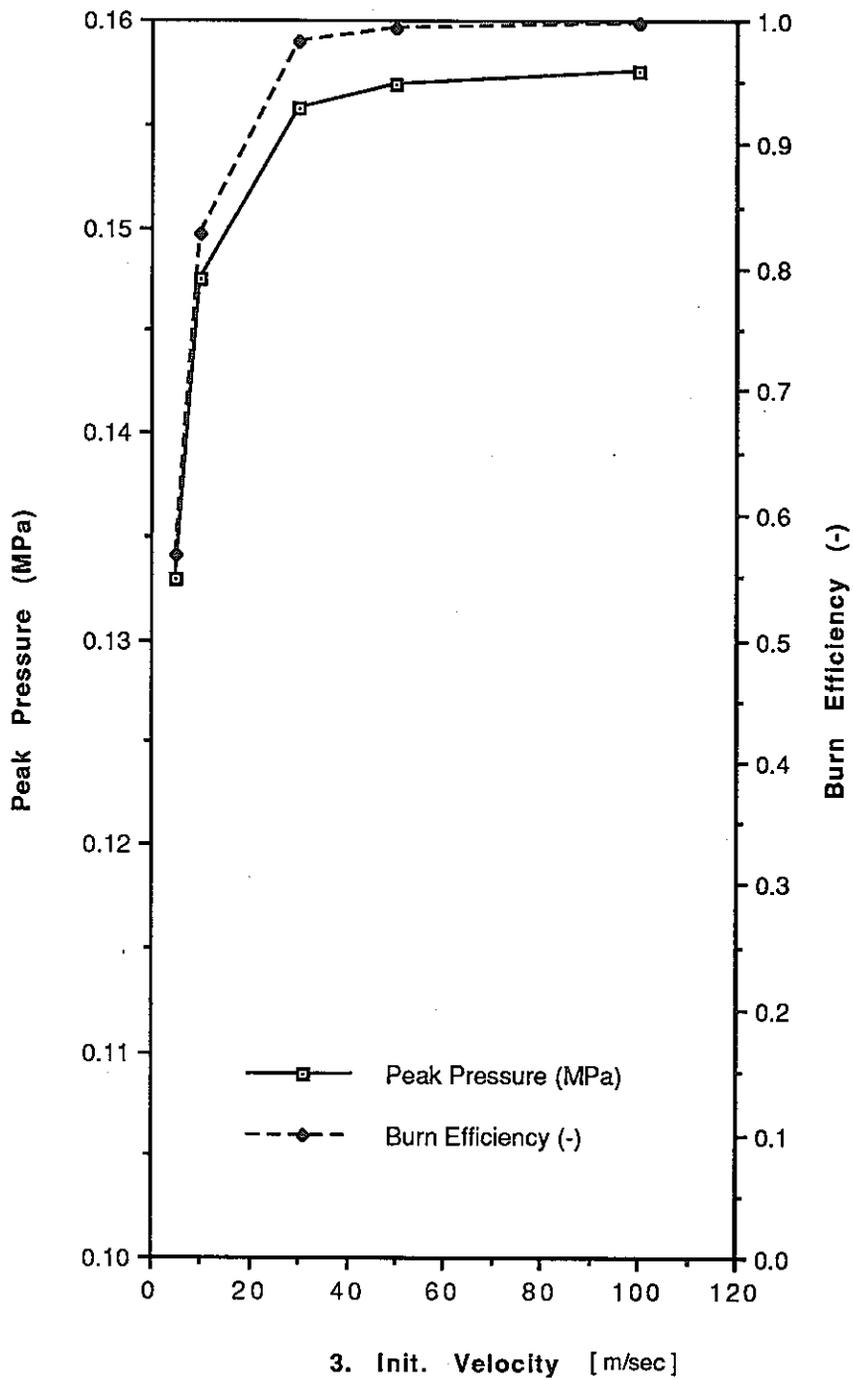


図4-4 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
(ガス圧力と燃焼効率に対する、ナトリウム噴出初速度の効果)

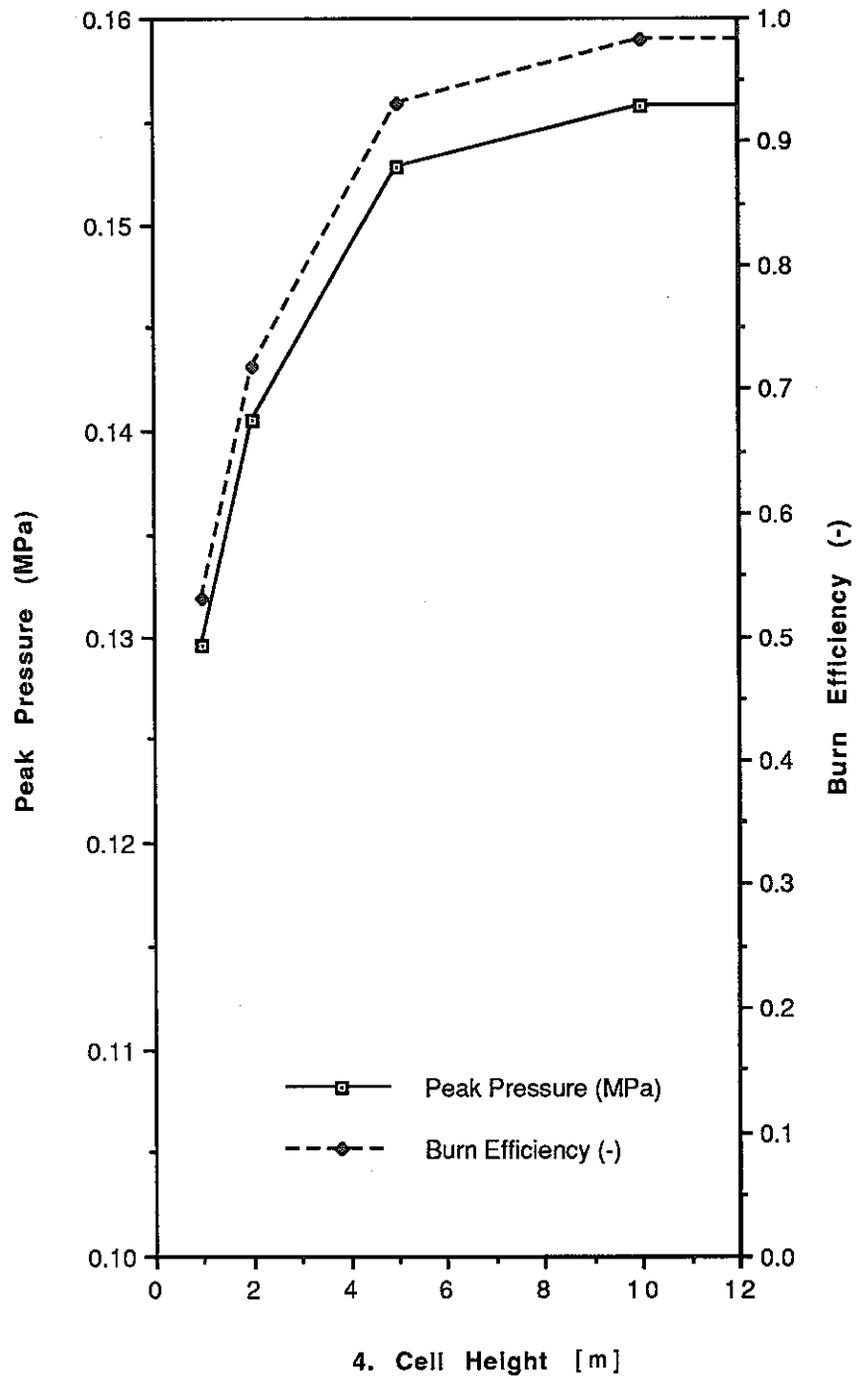


図4-5 ナトリウム・スプレイ燃焼パラメータの影響
 (ガス圧力と燃焼効率に対する、スプレイ有効高さの効果)

- 2) 液滴径は、ピーク圧に対し大きな効果を持つ(図3)。ピーク圧(差圧)は、液滴径が1 mmと比較して、5 mmで約1/2に、10 mmでは約1/5になる。他方、1 mm以下では既に燃焼効率が100%に近いので、効果を持たない。
- 3) 噴出初期速度は、基準とした30 m/secと比較して、10 m/secではピーク圧(差圧)が約1割、5 m/secでは約3割減少する。他方、50 m/sec以上では既に燃焼効率が100%に近いので、効果を持たない。
- 4) スpray有効高さは、基準(効果なし)と比較して、2 mではピーク圧(差圧)が約2.5割、1 mでは約4割減少する。他方、10 m以上では効果を持たない。

上記の数値はあくまで基準パラメータに対する効果の度合いを示していることに注意が必要である。また、ピーク圧が低くなるのは全て燃焼効率が低くなることを意味している。すなわち非燃焼分のナトリウムは、スプレイの燃え残りとして床に落下する。したがって、床上でのプール燃焼、さらに床面がコンクリートである場合は、ナトリウムとコンクリートの反応(水素の発生)に注意を払う必要がある。ただし、一般的にプール燃焼は燃焼速度は穏やかであり、圧力上昇には余り寄与しないと考えられる。また、ナトリウム-コンクリート反応によって発生する水素は、1/2モル反応 ($\text{Na} + 1/2\text{SiO}_2 + 1/2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 1/2\text{NaSiO}_3 + 1/2\text{H}_2$) であり、仮に100 kgのナトリウムが反応するとして水素約4.4 kg (約50 Nm³)の発生であるから、全体的な水素濃度としては燃焼下限(4%)以下に収まると考えられる。

上記の各パラメータの内、噴出量と初速度は炉内で発生すると想定するエネルギー(発生圧力)に依存し、液滴径はプラグ部に生じる間隙の形状と初速度に依存する。また、スプレイ有効高さは、プラグの上部空間にスプレイに対する障害物があるか否か(また、その障害物がスプレイ衝突に対して健全であるか否か)に依存する。

4. 4 ソースタームに対するアニュラス部の効果

4.3節で示したパラメータ・サーベイは密閉セルに対するナトリウム・スプレイ燃焼による内圧上昇に注目したものであるが、本節では放射性物質挙動を含む簡易解析例を示す。ここで示す解析の目的は、格納系にアニュラス(循環フィルター設備を含む)を設置しない場合と設置した場合の環境への放射能(ソースターム)の違いの概値を示すことである。解析上、事故および格納系の諸元は以下のよう仮定した。

- 1) 事故想定: ナトリウム・スプレイ(パラメータは、前節の基準パラメータ)

床上放出放射性物質	(簡略化のため崩壊減衰、壊変は考慮しない)	
希ガス	1.0	(規格化)
ヨウ素	1.0	内3%はガス状と仮定 (同上)
プルトニウム	1.0	(同上)

- 2) 格納施設

容積	8000 m ³
漏洩率	1 %/day at 0.5 kg/cm ² g

アニュラス設備 ケース-1 なし (図4-6)

ケース-2 あり 800 m³ -50 mmAq負圧維持 (図4-7)

フィルター効率=90%

循環割合 =0.833

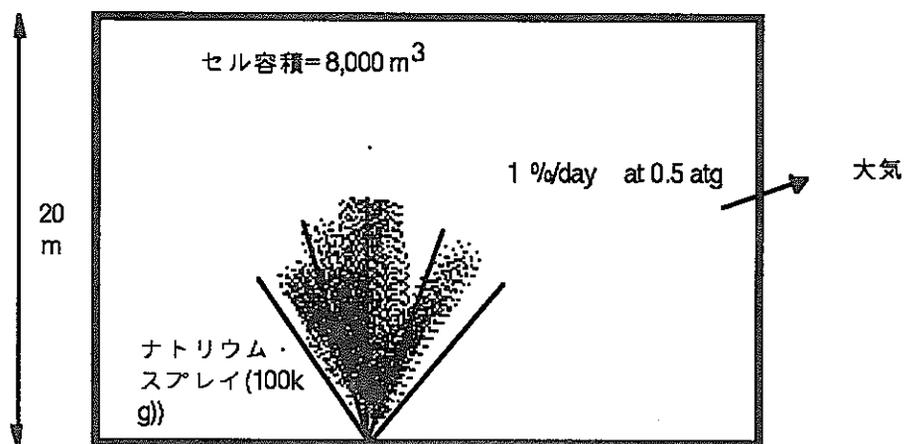
フィルターの計算に関しては、原型炉に準じて以下の条件とした。

1)エアロゾル・フィルター (粒子フィルター) は初期から効果あり。

2)ヨウ素フィルターは事故後10分より効果あり。

(具体的には、事故後10分間はガス状ヨウ素に対してフィルター除去を期待しないことを意味する。)

セルの構造(ヒートシンク)に関しては、両ケースとも20 x 20 x 20 mの直方体セル(床面積=天井面積=400 m²、側部壁面積=1600 m²)、厚さ1 mのコンクリートとして扱った。



ケース1 アニュラス無し

図4-6 アニュラスなしモデル

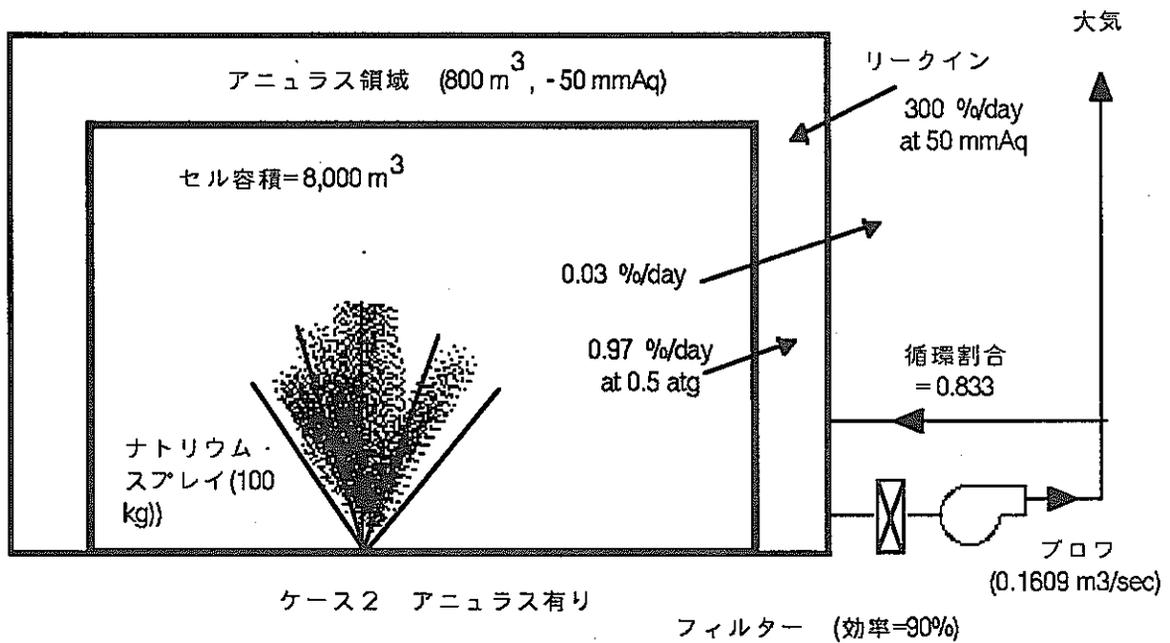


図4-7 アニュラスありモデル

セル内状態量時間変化に関する計算結果を、図4-8(セル・ガスの圧力と温度の時間変化)、図4-9(エアロゾル濃度と沈着量の時間変化)に示す。これらの状態量の変化は(セルの形状、漏洩率で決定されるので) ケース1とケース2の両者とも同じ計算結果となる。

圧力と温度は約1時間で減衰し、ほぼ常温常圧に戻っている。他方、エアロゾルの濃度変化は温度圧力よりは緩慢な変化であるが、約12時間後には発生したエアロゾル(ナトリウム 100kg → Na₂O₂ 換算で約 167kgに相当する)のほとんどが床に沈降している。

図4-10は環境へ放出される放射性物質の量を、ケース1とケース2の結果を比較して示したものである。(数値は床上への放出量を1とした場合の相対値であることに注意。) 同図から、希ガスはアニュラスの有無に拘わらずほぼ同じ値(アニュラスありの方が若干多いのは、ブロワによる掻きだし効果による)であるのに対し、ヨウ素とプルトニウムの放出量はアニュラス(フィルター)の設置により1オーダー以上(約1/20)低減することがわかる。また放出されたヨウ素の中でガス状ヨウ素の比率は約5%から10%で、計算上仮定した3%より大きな値となっている。これはガス状の場合エアロゾルのプレートアウト減衰がないためである。

図4-11はケース2においてリークパスの内訳、即ちアニュラスを経由した漏洩(1%/dayの内の97% - 従って 0.97%/day 相当 -、図では indirect releaseと記入)とアニュラスを経由しない漏洩(1%/dayの内の3% - 従って 0.03%/day 相当 -、図では direct releaseと記入)の両者を比較したものである。図より、エアロゾルとなって挙動する放射性物質(ここでは、ヨウ素、プルトニウム)の環境への放出量は、アニュラスを介さない漏洩分が介す分より約2倍大きいことが分かる。

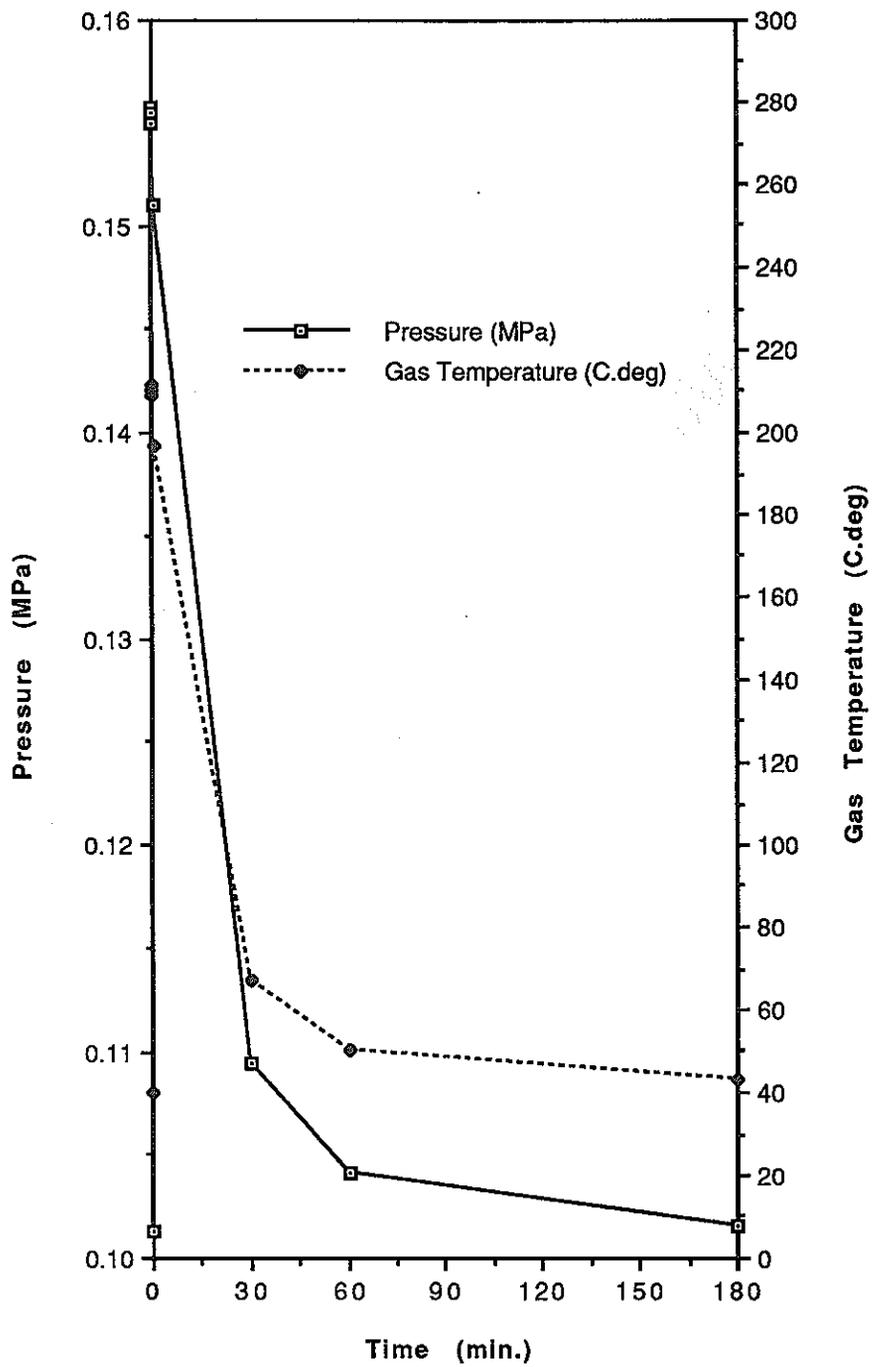


図4-8 セル・ガスの圧力と温度の時間変化

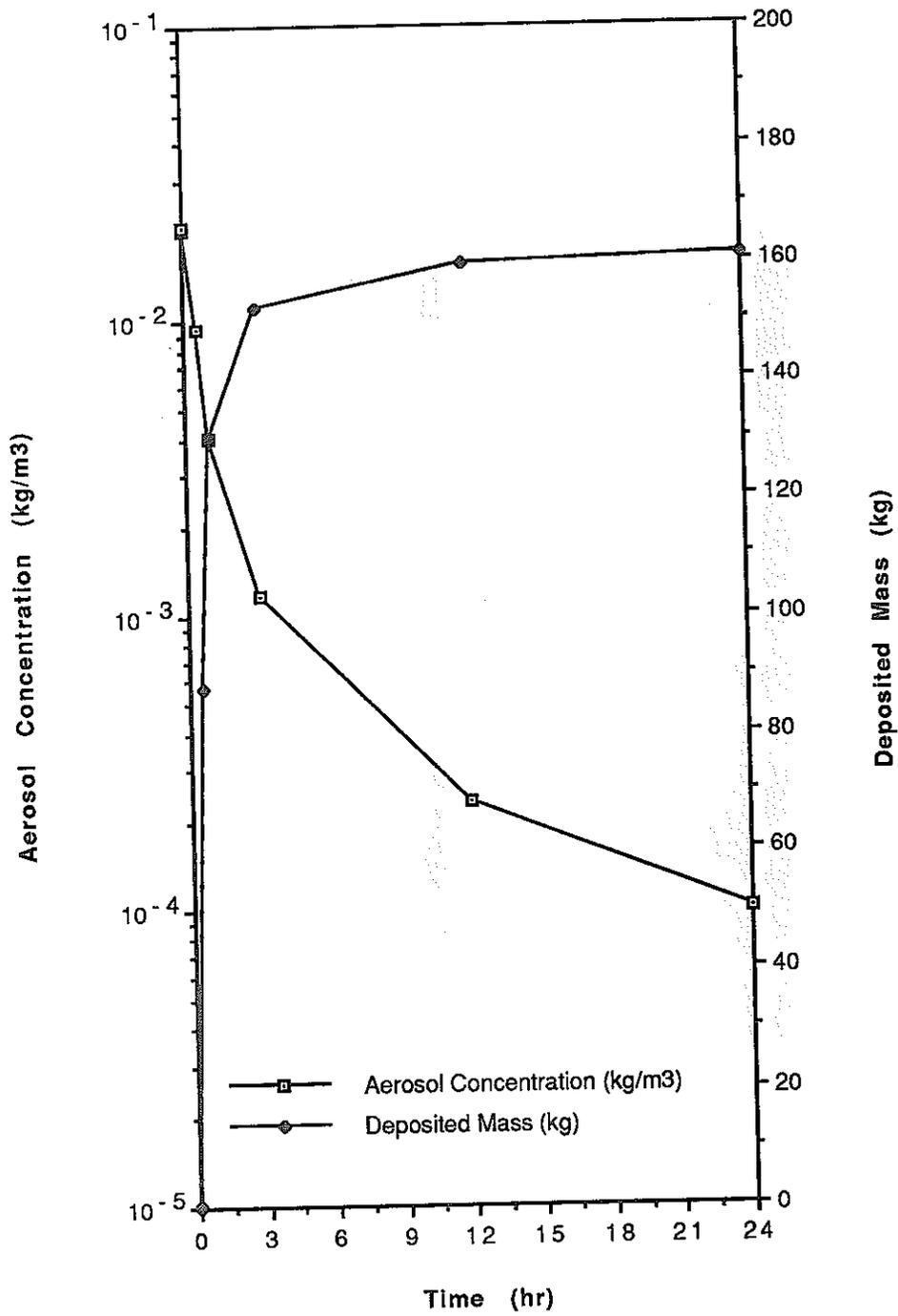


図4-9 エアロゾル濃度と沈着量の時間変化

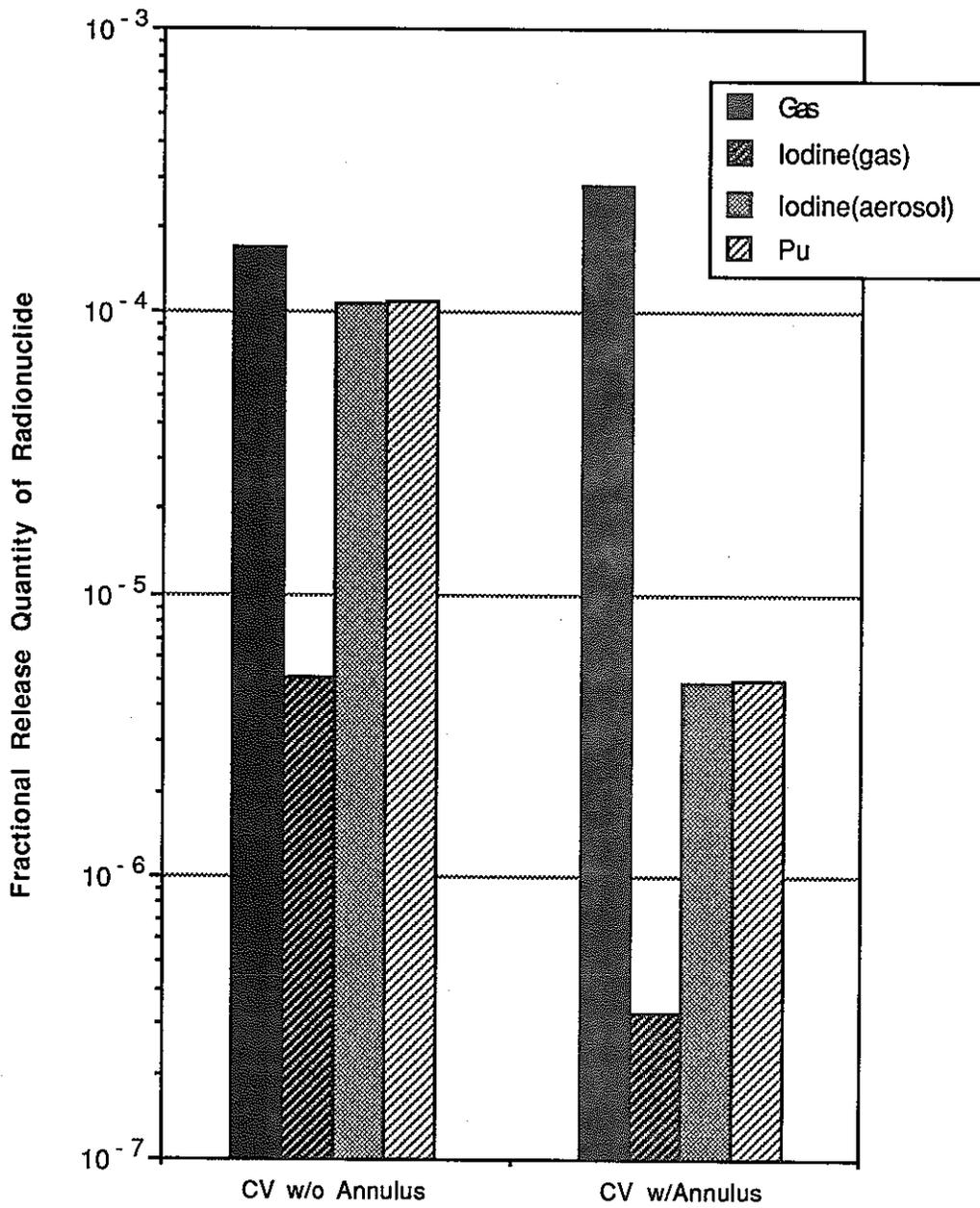


図4-10 アニュラスなしとアニュラスありの格納系による、環境放出放射性物質(床上放出量を1とした場合の相対値)の比較

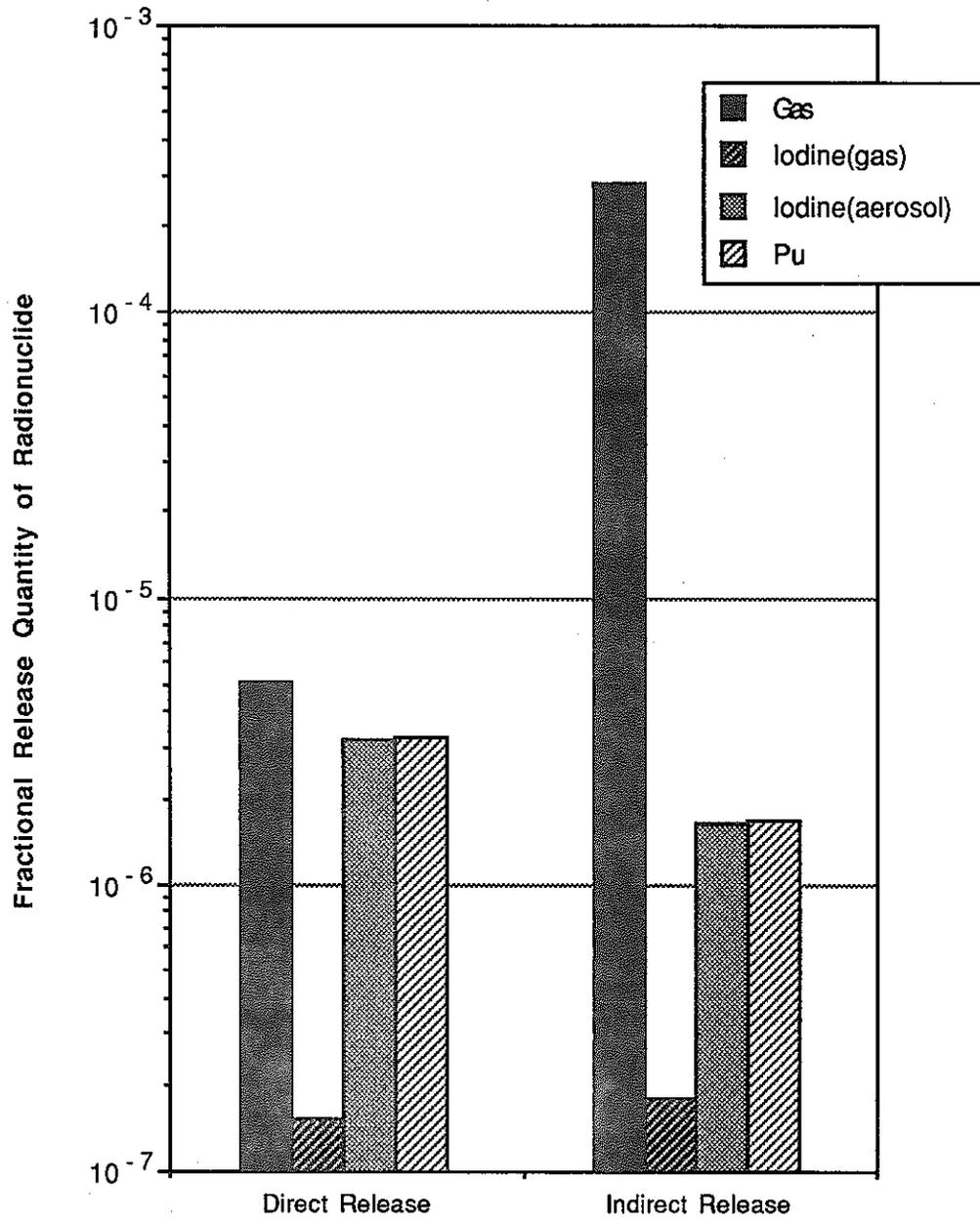


図4-11 アニュラスありの格納系における、アニュラスを経由しない漏洩バスとアニュラスを経由する漏洩バスの放出放射性物質量の比較

4. 5 まとめ

高速炉の炉心エナージェティック事故に対応するナトリウム・スプレイ燃焼について、CONTAINコードによる現象パラメータのサーベイ例と、簡易体系によるソースターム計算例(アニュラスの効果)を示した。本検討では計算を実施する都合上、基準とするパラメータ・セットと格納系の諸元を仮に定めているが、計算結果の傾向あるいはその概値は格納系の概念を検討する際の検討材料として使用できるものとする。

ナトリウム・スプレイ燃焼に係わるパラメータ・サーベイでは、液滴径(大きい程ピーク圧低下する)、噴出初速度(小さい程ピーク圧低下する)、スプレイ有効高さ(低い程ピーク圧低下する)の各々の効果を示した。これらのパラメータはその根拠を(例えば実験によって)明らかにすることができれば、スプレイ燃焼の影響緩和に大きな効果を持つことが期待できる。

ソースターム計算例では、仮決めの諸元に基づいた計算ではあるがアニュラス部の設置によるソースターム低減効果の概値を示した。また同時にエアロゾル・プレートアウトの効果、ガス状ヨウ素の効果、アニュラスを介さない漏洩の効果も示した。これらは何れもソースタームをファクターからオーダーレベルで変化させる要因となる。

4. 6 参考資料

- [1] Bergeron, K.D., et al, "User's Manual for CONTAIN 1.0, A Computer Code for Severe Nuclear Reactor Accident Containment Analysis," NUREG/CR-4085, SAND84-1204, 1985
- [2] Tsai, S.S., "The NACOM Code for Analysis of Postulated Sodium Spray Fires in LMFBRs," NUREG/CR-1405, BNL-NUREG-51180, 1980