

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

01.11.30

[技術情報室]

PNC 243 84-01

分置

高速増殖炉安全性研究の現状

昭和59年3月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

高速増殖炉安全性研究の現状

目 次

	頁
0. 要 旨	1
1. はじめに	3
2. 安全性評価手法 -Lines of Assurance-	8
3. 安全性研究の成果と現状	15
4. 確率論的リスク評価	51
5. 国際協力	73
6. おわりに	76
7. 参考文献	79

0. 要 旨

1980年11月原子力安全委員会が提示した「高速増殖炉安全性の評価の考え方について」は、高速増殖炉（FBR）特有の問題を論じた唯一の公的資料であり、これに基づき、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の安全審査が行なわれて来た。

本小冊では第一章で、上記「考え方」を具体的に整理し、第二章で米国流の安全性評価手法を解説した。

過去数年間に亘る原型炉安全審査に係わる安全性研究業務を分析してみると、米独両国の例と同じく、災害が大きくなりそうな仮想的炉心崩壊事故（HCDA）の評価にかなりの精力を費やしてきた。またFBR特有のナトリウム燃焼及びエアロゾル挙動の評価も重点的に行なわれてきた。第三章では動燃事業団FBR開発本部が高速増殖炉原型炉安全審査迄に実施した安全性研究・評価を纏めて述べる。

原型炉の設計基準外事象解析用を中心とした各種コード類は、大洗工学センターに於いて殆ど整備され、使用経験も蓄積されたが、実験データとの照合による計算コードの検証並びにコードの標準化の観点から云えば、未だ充分とは云い難く、今後も地道な努力が必要と考えている。

一方次期高速増殖実証炉建設への気運が高まりつつあるが、(1)FBRの建設・運転経験が僅少であること、また(2)元来安全設計は各種事故事象の発生頻度とその災害度の両者から、最適化されるべきことを考慮すると、将来炉に関する方針は各種の安全性研究の総合化をはかりつつ慎重に対処すべきであろう。

上記の視点から、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を対象に、動燃事業団FBR開発本部では確率論的リスク評価（PRA）を開始しているので、その概要を第四章に述べる。この作業の為には、先ずナトリウム機器の信頼性データ・ベースの確立が肝要であり、大洗工学センターの高速実験炉、各種ナトリウム・ループの運転・故障データを蒐集し、これを米国エネルギー省（DOE）の同種データ・ベースCREDOと結合する計画である。併行して、原型炉プラントのシステム解析を実施しつつあり、データの集積と相俟って、各種事象の発生頻度、事象推移、並びに重要度分類の同定が可能となろう。既に整備され使用経験のある事故解析コードを駆使し、原型炉の本格的なPRAを完成させるべく、鋭意努力中である。これらの成果は、可能な限り原型炉実機システムの設計、建設、運転の計画にも適宜、フィードバックされてゆ

くこととなろう。

第五章では、現在動燃が実施しているまたは交渉中の国際協力を纏めた。動燃が原型炉で培った安全性研究・評価への努力は、今後実証炉の安全設計・評価における費用対効果の判定、R & D計画優先度の選定、最終的には合理的な安全性設計・評価に係わる各種指針類の策定にも資する処が多々あると考えている。

尚、T M I - 2 事故に起因する所謂source termの見直しに関しては、F B Rでは冷却材の温度・化学的条件が軽水炉のそれらとは大きく異なるため別途試験と評価手法の確立のための努力が更に必要であり、大洗工学センターに新設中の大型ナトリウム漏洩火災試験施設内での試験を計画している。

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団（動燃）においては、高速実験炉「常陽」および高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全性評価をサポートする目的で、昭和42年（動燃創立）以来、各分野における安全評価手法の検討、それに使用する解析コードの開発、解析モデルの作成或は検証のための基礎実験および解析コードの総合検証のための実機模擬試験等、多くの研究開発が進められて来ており、これらの研究成果は「常陽」の安全審査、建設、運転に反映されると共に「もんじゅ」の安全性評価に当って有効に活用されている。

1.1 原子力プラントの安全性評価

原子力プラントの安全確保とは、原子炉の運転により原子炉内において発生し蓄積した放射性物質を確実に管理することである。このために原子力プラントの立地選定、設計・製作・運転・保守管理などに安全確保の思想が十分に織り込まれていることが重要である。この観点から、[※] 我国の原子力安全委員会により示された、安全確保のための基本的方針は次の通りである。

- ㊤ 平常運転に伴って放出される放射性物質の量を極力抑制し、これによる周辺公衆被ばく線量が放射線障害を及ぼす恐れのない程度にまで低くなる様に管理すること。（周辺公衆に対する放射線防護）
- ㊦ 異常の発生の防止および異常が発生してもそれが事故にまで拡大し、周辺公衆に放射線障害を及ぼすことのないように十分な事故防止対策をすること。（多重防護）
- ㊧ 万一の事故を想定した場合でも周辺公衆の安全が確保される様に、原子炉はその安全防護設備との関係において、十分に公衆から離れている等の条件を備えること。（適切な隔離条件の確保）

日本の原子力発電プラントは、上記基本的方針に基づいて安全対策がなされるよう設計されており、それらの対策については、原子炉の設置許可、建設・工事認可、運転許可および定期検査の段階で関係行政省庁により確認を受けることになっている。

この基本的方針に従って、原子力プラントの安全性を評価するために、原子力安全委員会

※ 例えば昭和56年度版 原子力安全白書

(1)

において昭和53年に「原子炉立地審査指針等の取扱いについて」が決定され

- ① 「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」
- ② 「発電用軽水型原子炉周辺の線量目標値に関する指針について」
- ③ 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」

等の指針類を当面用いることとした。その後一部は新しい知見を加えて見直しの検討が行われている。

これらの指針は、主に軽水型原子炉（Light Water Reactor : LWR）を対象として作られたものであるが、高速増殖炉（Fast Breeder Reactor : FBR）の安全審査に対処するため、昭和55年に原子力安全委員会において、諸外国におけるFBR安全性評価の考え方を参考にし、

(2)

- ④ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」

をまとめ、「もんじゅ」の安全審査の指針とする共に、今後のFBRの安全性に関する指針等の策定に資することとしている。

この「考え方」においては、上記①～③を含めLWRの安全審査指針を参考にし、FBRの特徴を考慮して安全性の評価を行なうこととし、更にFBRの運転実績がLWRに比較してまだ数少ないことを考慮して、検討評価する項目、即ち「技術的に起こるとは考えられないが、仮に起きたとすると結果が重大であると想定される事象」について評価を行ない、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認することが追加された。

ここで想定される事象と、その進展過程の内最大のものは、結果として炉心の損傷に至る可能性があることから、仮想的炉心崩壊事故（Hypothetical Core Disruptive Accident : HCDA）と呼ばれている。

従って、FBRプラントの安全性評価は、大別して下記の通りとなる。

- ① 原子炉周辺の線量目標値等を参考にして周辺公衆に対する施設の放射線防護余裕度を確保すること。
- ② 原子炉施設に関する安全評価に関する審査指針による運転中の異常な過渡変化および事故を想定して、多重防護機能即ち
 - 異常の発生防止機能（計測・制御系等）
 - 異常の拡大と事故への発展防止機能（異常検出系、炉停止系）

- 放射性物質の異常放出の防止機能（原子炉格納容器等）

等の確認をすること。

- ⑩ 原子炉立地審査指針に定められている重大事故および仮想事故を想定し、周辺公衆に対する放射線被ばく線量が十分に低いことを確認すること。

以上で明確な様に、原子炉の固有の安全性に加えて多重防護の考え方による安全防護装置により、万一に異常状態或いは事故に発展する様な状態に至ったとしても、結果が重大となる事故に発展することがない様に原子力プラントは設計されている。

- ⑪ HCDAを仮定しても、事象経過に対する防止対策との関連に於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こと。

以上の様な手段で、FBRプラントの安全確保が確認されている。

1.2 安全性研究の概要

安全性評価に当っては、プラントに加わる外乱（起因事象）を想定し、つづいて引き起こされる事象発展の過程を把握して、結果を予測するのが普通である。

従って安全性研究においては、まず起因事象の選定と事象進展の過程を定性的に検討し主要な現象を抽出すること、次に、これらの現象を定量的に評価し、事象進展過程を解析する手法、および解析コードを開発することが目的となる。

この事象進展過程では、例えば冷却材の熱流力的挙動、原子炉出力の変動、燃料ピンや構造物の熱的挙動、構造力学的挙動等を扱い、しかもそれらが相互に干渉し合っているという様な、現象論的に複雑な事象を解析対象とする場合が多い。従って個々の現象を把握し、解析に使用する物理モデルを作成する目的で行なう実験、原子炉プラント内における環境を出来るだけ忠実に模擬し事象進展の把握を目的とした試験等をもとにして、解析コードの作成、評価を行ない、更に解析コードが事象進展過程を正しく追跡し、結果を予測し得ることを確認するための総合的検証が必要となる。

又、安全性研究は、原子炉の通常運転時、事故時およびHCDA時に至る幅広い分野の原子炉プラントの挙動を対象としているので、取扱う現象は極めて多岐に亘っており、研究項目として多分野にまたがっている。この多分野に亘る研究項目を整理するために、原子力プラントの安全性評価（安全設計）の基本的方針である多重防護の思想に基いて（かつ仮想的炉心崩壊事故も含めて）LOAs（Lines of Assurance）の考え方が米国エネルギー省

(Department of Energy : D O E) において開発された。

この L O A s の考え方は、又限られた時間、資金、マンパワーのもとに研究管理を進める上で有効である。動燃においても、この L O A s の考え方を参考にして研究項目の整理、および研究管理が進められようとしている。第 2 章において L O A s の考え方の背景および内容をまとめる。

動燃設立（昭和 42 年）以来行なわれてきた、多くの分野にわたる安全性研究をこの L O A s の考え方を参考にして分類し、その成果について第 3 章にまとめる。以下その概要を述べる。

事故防止に関する研究では、「常陽」の運転経験、プラントの各種機器およびシステムの耐久試験、故障データの蓄積等、広範囲にわたる試験研究が、動燃大洗工学センターを中心として行なわれている。

炉心損傷制限に関する研究とは、仮りに炉心の一部で燃料が溶融しても、炉心損傷に進展しないよう措置し得ることを示すものである。ここでは原子炉の運転中および停止後の燃料集合体内におけるナトリウム沸騰除熱試験が行なわれ、沸騰状態での燃料ピン除熱に関する情報が得られている。又、燃料集合体内における局所事故とその検出系の試験、および燃料ピンが破損した場合の破損伝播可能性に関する研究も進められており、関連の解析コードが開発されている。

原子炉一次系の健全性保持に関する研究は、H C D A に関する研究を含んでおり、これは原子炉の運転状態から炉心損傷に至るまでの初期過程（起因過程）と、更に事象が進展して炉心崩壊の過程に於いて発生する機械的エネルギーは原子炉容器などで吸収し（構造物応答過程）、最終的には燃料の放出する崩壊熱を安全に除去（事故後崩壊熱除去）することを確認する研究である。本分野では、これ迄に国際協力による共同研究が多く行なわれている。特に炉内燃料破損、溶融試験および大型解析コードの開発に関して活発な共同研究が行なわれている。

格納健全性と放射線被曝低減に関する研究では、格納容器内におけるナトリウム火災防止のための研究および、万一に事故が発生した場合の格納容器健全性を確保するための各種ナトリウム漏洩・火災に関する研究を対象としている。又、同時に放射性エアロゾルの挙動とフィルタによる除去に関する研究も行なわれている。

安全性研究の分野は非常に広範囲であり、かつ、大型解析コードの開発、原子炉を用いた

炉内試験或は大規模な模擬試験など膨大な資金とマンパワーを必要とするものが多い。このため、共同研究を行なうことで、同種の研究への二重投資を避けようとする気運が各国間に広まって来た。又各国における炉型等設計概念に若干の差があったとしても、安全性に関する基本思想は共通であり、パブリックアクセプタンスに関しては世界的なコンセンサスを得る必要が高い。このため、安全性に関する分野では特に各国共、国際協力を重視している。動燃においても各種の国際会議への参加を始め、諸外国と協力協定を結び、共同研究および成果の交換などに積極的に取り組んでいる。こういった観点から国際協力に関して第4章にまとめる。

安全性研究には、以上にのべた機械論的評価手法の他に確率論的評価手法があり、既にLWRにおいてWASH-1400を始めとしていくつか研究が進められている。FRBにおいては開発の歴史が浅いことなどから、確率評価に必要なデータがLWRに比して不足しており、今後データの蓄積と併せてFRBに対する適用のための研究が進められようとしている。

2. 安全性評価手法 - Lines of Assurance -

原子力プラントには放射性物質の環境への漏洩を防ぐ数多くのプラント固有の、又工学的な防壁がある。まず放射性生成物は、図2-1に示すような4つの物理的防壁によって保持されている。この様な物理的防壁に加え、さらに表2-1に示すようないわゆる多重防護 (Defense in Depth) の設計思想が取り入れられ、たとえ非常に起こりにくい事故に対しても、その発生を防ぎ公衆の健康や安全を守る工夫がなされてきた。この様な多重防護の手法は、安全性研究における基礎的なフィロソフィを与えるが、一方原子炉の設計や安全解析を行なうに当っては、例えばある特定の事故の取扱やプラント全体の安全余裕度を確保するために必要な装置の仕様等に関するより明確な指針が必要である。こういった要求に対し、米国原子力規制局 (Nuclear Regulatory Commission : NRC) は環境に影響を与える事故のタイプを分類し、表2-2に示すような9種類の事故に対する指針を用意した。我が国においても、高速炉に⁽²⁾し同様の趣旨で事象に対する分類と取扱いを示した指針が原子力安全委員会から出されている。(昭和55年)

多重防護の考え方は、プラント・ライフタイム中に起こるかも知れない事故の範囲においては非常に有効であるが、発生確率が無視しうる程低い仮想的炉心崩壊事故 (Hypothetical Core Disruptive Accident : HCDA 後章で詳しく述べる) 等に対しては、十分な研究の指針とはなりにくい。というのは、過去における安全性研究の主な目標は、ある事故事象が "incredible or impossible" であることを立証することか、あるいは又、それが想定事故 (Design Basis Accident : DBA) として、充分対策がなされていることを立証することであった。

しかしFBRは過去約30年にわたる運転実績より off-normalなtransient に対して非常に安定で充分信頼できる原子炉であることが確認されてはきているが、軽水炉に比べ過去における運転炉・年がまだ少ないため、発生確率は無視しうる程低いが、FBR特有の問題であるHCDAが安全研究上重要な問題の一つとして取り扱われてきている。

一方、多重防護の本来の目的は公衆の健康や安全に対し、リスク (事故発生の確率とその結果の積で表わされる) が非常に低くなるようにすることであるが、この多重防護の考え方からだけでは、リスクの量的な目安は得られない。従って、その本来の目的を達成するためには、確率論的手法に基づくリスク評価が必要となる。

この様に発生確率が無視しうる程低いFBRにおけるHCDAのような事象に対して、前述

の多重防護の安全設計思想と、確率論によるリスクの評価手法とに基づくL O A s (Lines of Assurance) の考え方が米国におけるF B Rの安全性研究の進め方の一つの手法として具体化してきた。この手法は従来の研究・開発手法である現象論的、機械論的、そして確率論的手法のそれぞれの特徴をうまく生かして安全性評価を 10^{-6} 以下の発生確率をもつ事象の周辺で議論をするのではなく、機械論的な事故シーケンスに沿って、各事象に区分し、各レベルにおける事象の推移を考慮し、さらに余裕度を確認しようとするのがこのL O A sの基本的な考え方である。

図2-2にL O A sの構成を示す。基本的にはL O A sは図のように事故の防止(L O A - 1)、事故シーケンス対策(L O A - 2, - 3)及び放射線事故結果の低減(L O A - 4)に対応する4つの階層に分けられる。以下L O A sの各層について簡単に説明する。

L O A - 1の究極の目的は想定すべきいかなる起因事象に対しても、燃料溶融に至るのを防止することである。それにはまず、安定な平常運転が得られる原子炉固有の特性を十分に生かして設計し建設し運転すること。又、さらにそれでも稼動中に起こるかも知れないあらゆる異常や誤動作に対し十分な余裕度と高い信頼性をもつプラント安全保護系(炉停止系、崩壊熱除去系等)等により炉を停止し、安定に炉を冷却できることを示すことが必要である。

燃料溶融は出力と冷却の不均衡から起こるので、出力の安定性を保ち、局所事故や全炉心事故の起因事象が生じないように、プラント安全保護系や構造物等の信頼性を工学的に確立するのがL O A - 1の課題である。

L O A - 2における最大の目標は、L O A - 1の防壁を超える事象、すなわち一部に燃料溶融があっても、それが全炉心損傷に進展しないよう対策しうることを示すことである。一般にはこのような事故進展につながる可能性のある事象としては炉停止システムの故障、崩壊熱除去システムの故障、炉心領域における局所事故等が挙げられるが、このような故障・事故による炉心損傷が拡大しないことを示すことがL O A - 2の課題である。

L O A - 3は、L O A - 2の防壁が破られ全炉心損傷に至っても放射性物質が一次格納系から外部へ漏洩しないための防壁である。従って最終的には機械的エネルギーの発生とそれに対する炉容器の対応や溶融、堆積物の収容・冷却に関する研究などがL O A - 3の主な課題である。

L O A - 4は、上記L O A - 1, - 2, - 3の防壁を超えて事象が進展した場合の、放出された放射性物質の公衆への災害軽減をはかるための追加的な防壁である。従って二次格納系内

での工学的施設や自然的現象により災害の軽減が確保できることを示すことがこのLOA-4の研究課題である。

この様なLOAsの考え方は、LMFBRの安全性研究の現状を評価する上で、又限られた時間・資金・マンパワーの運用における災害軽減の為の最適化を目差す将来の研究課題の優先順位を決める上でも非常に有用である。

各LOAsの目標達成のため研究として具体的に何をすべきか、さらに細分化された項目を図2-3に示す。

次章では、現在まで動燃においてなされてきたFBRの安全性研究の成果と現状について対応するよう分類整理しつつこのようなLOAsの考え方にできるだけ述べることとする。

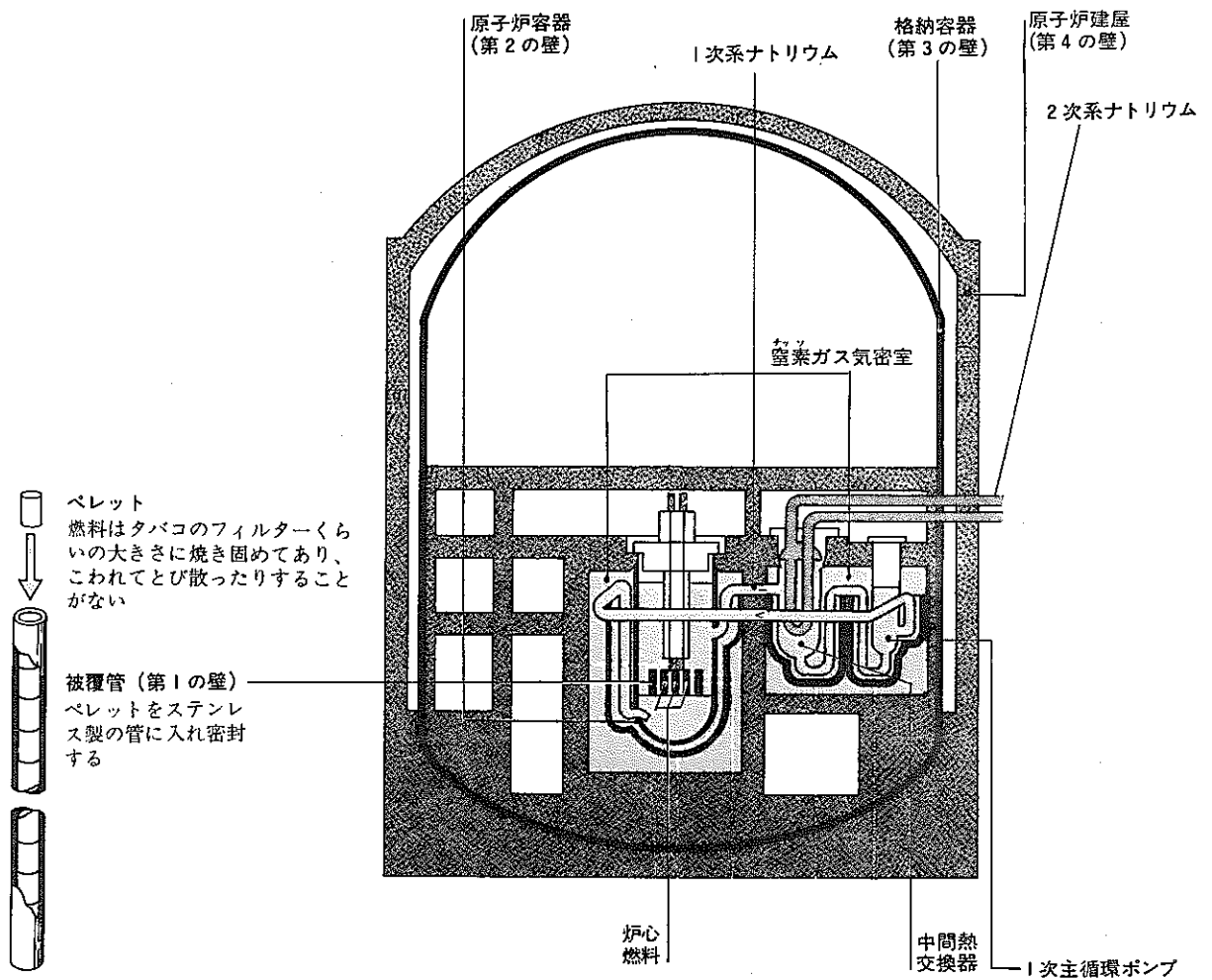


図 2 - 1 高速炉プラントにおける放射性物質の放出に対する物理的防壁

表 2 - 1 深層防御に対する考え方

第 1 のレベル	確実性，保守性および固有の安全性に配慮した設計とすること。
第 2 のレベル	異常事象の防止，検知あるいは安全に終止させるための安全保護系を設置すること。
第 3 のレベル	極めて起りにくくかつ，予測不可能な事態に対しても，公衆の安全を確保できるように多重の安全手段を講ずること。

表 2 - 2 環境への影響の度合いに基づく想定事故の分類

番号	定 義	軽 水 炉 で の 例 (米 国)	高 速 炉 で の 例 (米 国)
1	軽微な異常	格納容器外での微小漏洩	シール破損, ナトリウムの微小リーク
2	微量放出	配管小破損, 水漏洩	2次系バルブ, シールからのナトリウム漏洩
3	放射性廃棄物処理設備の破損	廃棄物貯蔵タンクの破損	カバーガス処理系/セル雰囲気調整系のバルブからの漏洩
4	1次系への放射性物質の放出	通常運転状態及び異常状態での燃料破損	通常運転状態及び異常状態での燃料破損
5	2次系への放射性物質の放出	Class4 + 熱交換器, 蒸気発生器からの漏洩	Class4 + 熱交換器からの漏洩
6	格納容器内での燃料取扱事故	格納容器内での燃料落下又は除熱失敗	格納容器内での燃料落下, クレーンの原子炉容器蓋への衝突
7	格納容器外での使用済燃料の事故	格納容器外での燃料落下又はキャスクの除熱失敗	輸送キャスク落下, EVST又は燃料取扱セルでの漏洩, EVSTの除熱失敗
8	安全解析書で設計基準事象として扱われる事故	反応度事故, 1次冷却材喪失事故, 主蒸気管破断事故	蒸気発生器伝熱管破損, 反応度挿入, 1次冷却系配管破損, ポンプ故障
9	Class8を超えるような多重故障による仮想的な事故推移	設置され, 通常機能が維持されている防壁の多重破壊	設置され, 通常機能が維持されている防壁の多重破壊

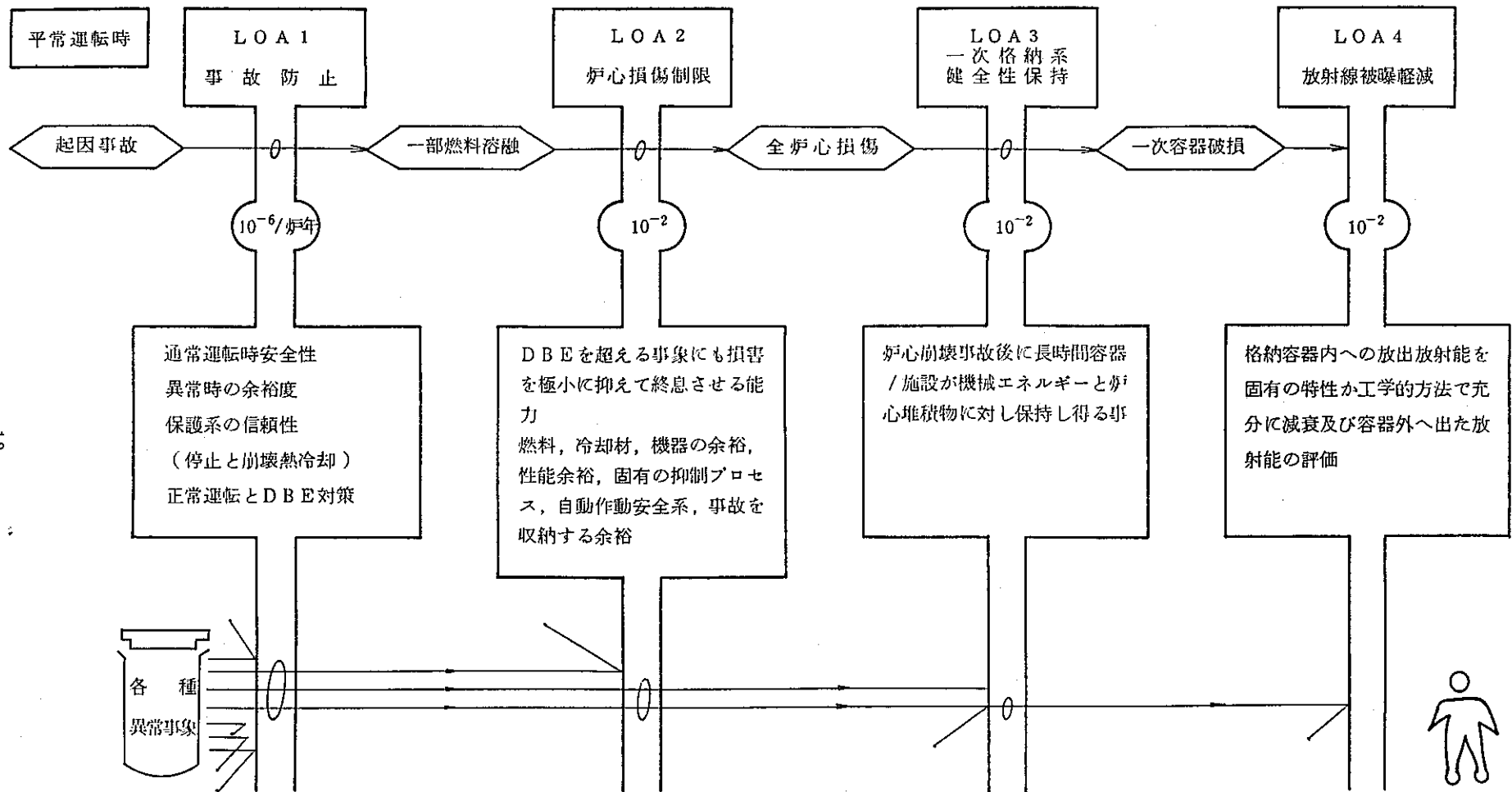


図 2 - 2 米国における LOA の考え方

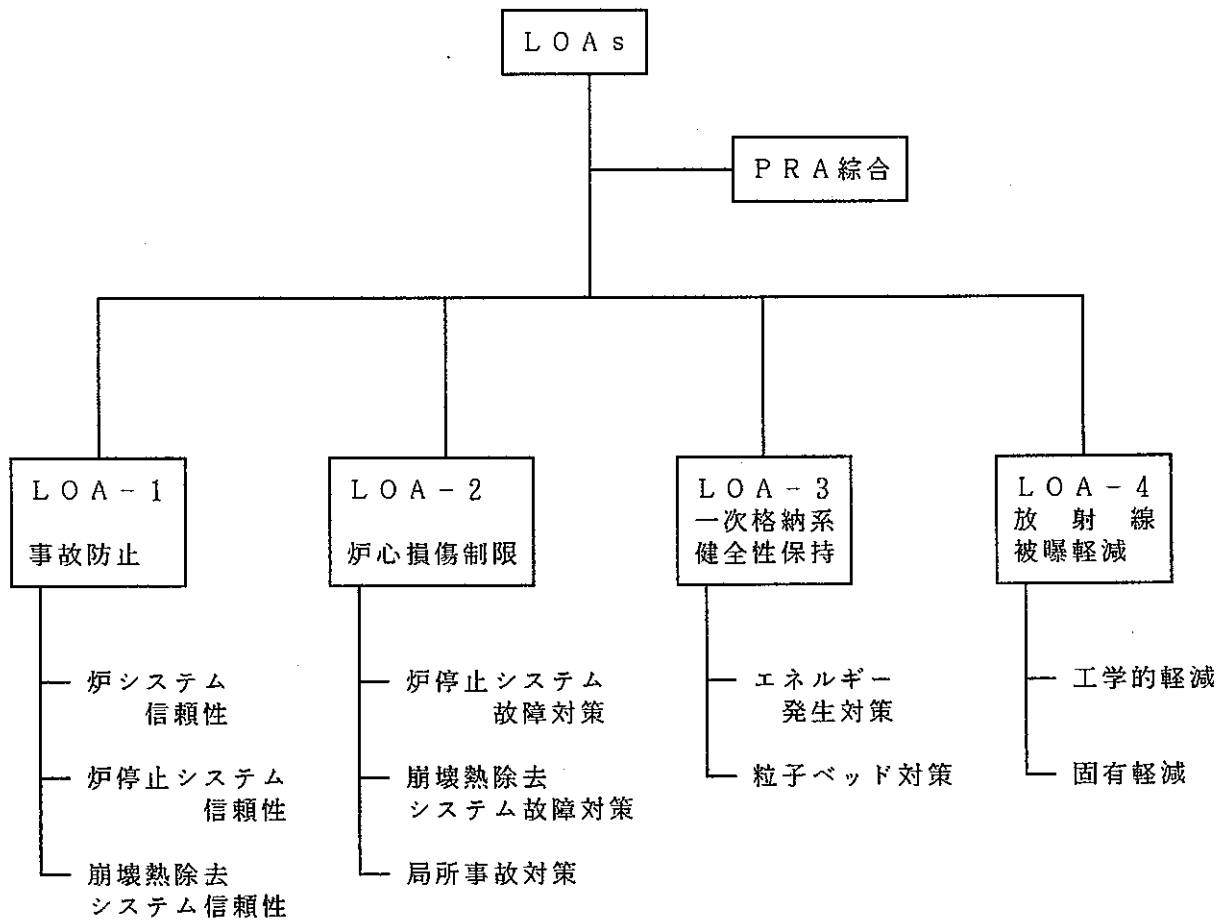


図 2 - 3 FBR 安全性研究の課題

3. 安全性研究の成果と現状

3.1 事故防止に関する研究

前章で述べたように、L O A - 1 の目的は事故発生確率の非常に低い F B R を設計し、建設し運転することと、燃料溶融に想定されるあらゆる起因事象に対し、プラント安全保護系によって高い信頼度の下に、炉が停止し安定に冷却されることを示すことである。

この分野における研究は非常に広範囲にわたり動燃大洗工学センターを中心とした国内関係諸機関に於いて着実に実績が積み重ねられつつある。例えば、安全設計、「常陽」を含め各種機器及びシステムの運転経験、耐久試験・故障データの蓄積、及び各種計測器の開発、信頼性の向上等、事故防止に役立つあらゆるデータ及び技術の蓄積がはかられてきた。

こういった研究の一部を以下に示す。

- ・燃料集合体の流動耐久試験
- ・制御棒駆動試験
- ・1次系および2次系ポンプ耐久試験
- ・ナトリウム純度管理技術の開発（コールドトラップ、プラグング計）
- ・「常陽」自然循環試験
- ・電磁流量計・電磁ポンプ開発試験
- ・熱衝撃試験（バルブ、中間熱交換器、T字管、炉容器出入口ノズル等）
- ・ナトリウムループ耐久試験
- ・燃料交換機機能試験
- ・ベローズ耐久試験
- ・中間熱交換器流動耐久試験
- ・各種計測器開発・性能試験
- ・大型蒸気発生器開発試験
- ・炉心異常診断システムの開発
- ・プラント動特性解析システム開発
- ・炉容器内流動試験
- ・燃料集合体内冷却材流動試験

ここでは燃料ピンのランダム破損（例えば製造時および使用中に何らかの原因で小さなピ

ンホールが発生した場合)に関する異常検出手法の研究について述べる。

3.1.1 FPによる燃料破損の検出

燃料の破損を早期に検出し、適切な対策を取る事は炉心事故を防止する上で大いに有効と考えられる。燃料破損を検出する最も確実な方法は、破損孔から冷却材中に放出される核分裂生成物(FP)の放射能を利用する方法である。FBRでは通常冷却材中の遅発中性子先行核を測定する方法(DN法)とカバーガス中に移行してくる気体状FPを測定する方法(CG法)が採用されている。DN法で対象とするFPは短寿命のハロゲン(Br, I)であり、CG法で対象とするFPは希ガス(Kr, Xe)である。これらFPのナトリウム中、及びカバーガス中における挙動については、インパイルループを用いて研究が行われている。

表3.1-1に、これまで国内で実施されてきたFBRの燃料破損に関するインパイルループ実験をまとめた。これらのループは、「常陽」や「もんじゅ」で使用される燃料破損検出システム(FFD)の試験や設計及び運転に必要なデータを取得するための実験に利用されたが、同時にナトリウム中におけるFPの挙動を理解する上で、有効な多くの知見が得られている。表3.1-1のループは、現在すべて試験を完了しているが、これらの実験の成果をふまえて、FPL-IIが建設され、現在試験が行われている。FPL-IIの主要な目的は、破損燃料から放出されたFPの一次冷却系配管や機器の沈着挙動を定量的に説明することである。このため、約20mのディレイライン配管が設置されている。このディレイラインは流動ナトリウム中における揮発性FPのガンマ線計測以外に、遅発中性子先行核の移行と沈着を調べる上でも有効であり、 ^3He カウンターを用いた遅発中性子検出装置(DND)が設置してある。これによりDN法によるFFDについても、有効な知見が得られる事が期待されている。なお、本件については、日独仏高速炉技術協力協定により、独側も試験に参加しており、特にDNDは西独カールスルーエ研究所の提案を基に製作されたものである。

3.2 炉心損傷制限に関する研究

ここではLOA-1の防壁を超える事象が(すなわち一部燃料が熔融しても)全炉心損傷に進展しないよう充分対策しうることを示すLOA-2の研究として、(1)崩壊熱除去システム故障対策に関する崩壊熱沸騰炉外試験とETR炉を用いたSLSF-W1炉内試験につい

て、又、(2)局所事故対策に関する局所閉塞試験および解析コードの開発、燃料集合体間破損伝播解析コードの開発、局所事故検出試験について述べる。

3.2.1 崩壊熱除去試験

(1) 崩壊熱沸騰炉外試験

通電加熱方式のヒーターピンを用いた37本ピンバンドル（発熱部長 450mm）の低流量低熱流束下におけるナトリウム沸騰試験が実施された。本試験では、ピン出力/冷却材流量の比が正常に保たれている状態から、その比を大きくさせることにより沸騰を発生させ、更にピン出力をステップ状に増加させることによりドライアウト開始条件を調べた。

試験結果によれば急激な沸騰はみられず、二相流の流動様式は気泡流、スラグ流、環状流もしくは環状噴霧流になり、水などでよく観測されるものに対応している。環状流もしくは環状噴霧流になる場合、ドライアウトは高クオリティ（蒸気含有率）領域で伝熱面の液膜が薄くなることによって起きると考えられる。したがってドライアウトの発生条件を出口クオリティ（ X_{exit} ）で表現すると、ドライアウトが起こり得るバンドル平均 X_{exit} として0.5と求められた。従って、実際にドライアウトしている点のクオリティはもっと高い値であると考えられる。入口流量が極端に低い場合には、流動様式がスラグ流であることが多く、バンドル平均 X_{exit} が非常に大きくなってもドライアウトは起きなかった。これは気相中を流動する液滴やミストが多く、絶えず伝熱表面に付着し冷却すること、および流動振動に伴う流体の移動によって除熱が促進されるためと考えられる。

この結果自体は、世界で初めて正常37本バンドル体系でなされた試験であり、かつ出口クオリティという把握の比較的容易な物理量を尺度にしてドライアウト条件を規定出来たのは画期的と言える。

(2) ETR炉SLSF-W1試験

SLSF-W1試験は米国DOEがスポンサーとなってハンフォード研究所（Hanford Engineering Development Laboratory：HEDL）が、アイダホ国立研究所（Idaho National Engineering Laboratory：INEL）のETR炉（Engineering Test Reactor 出力 175MW）に設置されたSLSF（Sodium Loop Safety Facility）で行なわれた試験で、動燃と米国DOE間の安全性研究の情報交換協定に基づいて動燃も参加した。

W1試験は2つの異なる目的を有し、第一の目的は配管破損事故（Loss of Piping Integrity : L O P I）時の燃料ピン挙動を評価することである。第二の目的は定常沸騰の開始および沸騰消滅条件（出力と流量の関係）、いわゆるBoiling Windowを決定することである。

S L S Fはヘリウム熱交換器を内蔵したナトリウムループで多数本ピンバンドル（37本まで）テストを行なうことができる。

表3.2-1にW1テスト結果を示す。C R B R PのL O P I事故条件を模擬したL O P I試験では試験燃料ピンの破損はみられなかった。またBoiling Window試験では、沸騰状態での除熱能力についての情報が得られた。現在これらの試験についての解析が行なわれている。

3.2.2 局所事故研究

F B Rにおいて考えられる燃料集合体内局所閉塞事故形態は、L W Rにおけるそれと基本的には変わらないと言えよう。ただし、F B Rでは出力密度が高いこと、またそれに対処するため燃料ピン配列がコンパクトになっていることから、何らかの局所的異常が燃料集合体全体の健全性を脅やかす可能性が考えられる。このような局所的異常の原因としては、①燃料ピン被覆管破損、②スペーサでの欠損、ピンの熱変形やスウェリングにより、ピン間の間隔が正常に保たれなくなる、③製作時に混入したり、運転中に分離した各種構造材片等の異物による局所閉塞、が挙げられる。このうち、①のピン被覆管破損については、内部に蓄積されたF Pガスがジェット状に放出される場合に熱的に厳しい影響を与えることが考えられるが、系圧力が高いL W Rではこのような現象は見られない。

図3.2-1には、これらの起因事象に引き続いて起こるかと考えられる事故のシーケンスを示した。ただしこの図は起こるかも知れないパスをすべて書き込んだものであり、非常に可能性の小さいものも含まれている。また現実には各種炉内異常検出系の作動により事故進展の途中で検出され、対処がなされるであろう。図3.2-1を描くにあたっては、事象の熱的影響を中心に検討したので、熔融燃料-ナトリウム相互作用（F S I）等による機械的エネルギーの効果は考慮に入れていないが、局所異常は急速に拡大するものでなく、燃料が熔融したとしてもその放出は緩やかであり、この機械的エネルギーが事故シナリオを大きく変えることはないであろう。事故が進展するか否かは、局所閉塞が形成されるか否かにかかっている。その後は局所沸騰が起きるかということが大きなイベントであ

り、さらにはピンのドライアウトが起きるかどうかが問題となる。この最終段階には隣接集合体への影響も考慮されている。

動燃における局所事故関係の研究はこのような事象進展時の物理現象を定量的に評価することを目的としている。すなわち実験結果および解析コードによりある局所異常現象が燃料集合体全体に及ぼす熱的影響を予測出来るような手法を確立することを目指した。このため研究開発項目としては事故シナリオ上に度々現れ、その後の進展を支配するピン接触、F Pガス放出、局所閉塞、局所沸騰、集合体間破損伝播が取り上げられた。以下事故とシナリオと対比させながら研究の成果を述べる。

(1) 被覆管破損に伴うF Pガス放出

閉塞物等がない正常な模擬燃料集合体を用いて過渡ガス放出実験を実施した。それをもとに実機定格運転条件下で、ガスが吹きつけられるピンの表面温度上昇を評価すると約 240℃であり、ピン1本からのバースト的過渡ガス放出は約10秒以内に終わってしまうことも考慮すると、これによるピン破損伝播は考えなくても良いと結論された。

(2) ピン変形

ピン変形が最も進んだ接触状態にある場合のピン表面温度上昇を測定した。試験は「もんじゅ」燃料ピンと同じ直径の電気ヒーターピン7本からなるバンドルを用い、接触形態としては2ピン点接触、2ピン線接触、3ピン点接触、7ピン点接触の4つのモードを選んだ。またこの試験解析用にP I C Oコードが作成された。図3.2-2にはこれらの試験部形状と、P I C Oコードにより評価された実機定格運転条件において、同様な形態の接触が起きた場合の温度上昇が示されている。これによると7ピン接触が起きても温度上昇は150℃に留まり、ナトリウム沸騰が起きるには3ピンないし、7ピンが線状に接触し、閉ざされた長いサブチャンネルを形成する必要があると考えられる。

(3) 局所閉塞（单相）

閉塞を形成するものが燃料集合体外部から流入することを想定する。形状が大きい異物は燃料集合体のエントランスノズルに阻まれるので、エントランスノズル閉塞による流量減少の効果が問題となる。しかしエントランスノズルはその周方向および軸方向に多数の穴をもつ構造に設計されているので、入口を完全に塞ぐような事故想定はあまりにも極端な仮定であるのでここでは扱わない。

燃料集合体内で局所閉塞が起きると、閉塞物付着ピン表面および閉塞物背後で温度が

上昇する。このうち閉塞物付着ピン表面温度は熱伝導計算で精度良く解析可能である。また、閉塞物が発熱体である場合も解析で内部の温度が求められよう。一方閉塞物背後では流れが停滞するか或は渦が出来るが、局所閉塞について欠けていた情報はこのような閉塞物背後における流動状況と、それに支配される温度上昇であり、動燃における局所閉塞の研究もこの点に向けられた。ところでほとんどの場合閉塞物は多孔性で、多数の粒子や破片状のものの集合により構成され、多少なりともナトリウムが流れ得る間隙が存在し得るであろう。しかし、研究においては便宜上この様な閉塞物を模擬するのは難しいので、まず最も厳しい場合を把握して他の場合を推定する方式を採用した。試験に際しては、漏洩流れがない平板を閉塞物として採用し、流動に関する水ループによる可視化試験と、温度上昇の把握を目的としたナトリウム試験を行なった。閉塞物の集合体内での横方向位置に関しては、ラッパー管が閉塞物近傍の流動状況に最も強く影響するラッパー管壁と、最も影響の少ない燃料集合体中央の2つの位置を選んだ。なお、スペーサ型式についてはワイヤ型かグリッド型の両方を研究の対象とした。一方、計算コードではUZUおよびASFREが開発された。いずれもサブチャンネル解析コードであり、水およびナトリウム試験結果を用い検証作業が行なわれた。その後ASFREは大規模ピンバンドル試験を解析するために燃料ピンモデルを付け加えるなど大幅な改良が行なわれている。

以下にこれら研究の成果について述べる。

a 閉塞率と流量減少割合

水ループ中の169本ピンバンドル試験体に6種類の形状の閉塞物が交互に取り付けられ、流量減少と閉塞率との関係がグラフの形で求められた。それによると流量減少割合は閉塞物がかなり大きな面積を占めても予想外に小さいことが明らかとなった。

b 冷却材流動状況

可視化試験で閉塞物後流には渦流（再循環流）が形成されているのが観察された。また有孔閉塞板を用いて漏洩流の影響を観察したところ、漏洩流の増加により再循環領域は徐々に減少し、漏洩流6～8%で消滅した。スペーサ型式の違いは、全体的な再循環流流動状況に対して大きな影響を持たないことが明らかになった。

c 温度分布

図3.2-3にはグリッド型37本ピンバンドル中心閉塞試験結果とUZUおよびAS

F R Eによるベンチマーク解析を示す。両コードの計算結果は、ピンバンドル内の冷却材温度分布の測定値に対し、現在のサブチャンネル解析の限界である閉塞物直下温度を除き、かなりの良い一致をみた。またU Z UとA S F R Eの計算結果の相互比較により、各々のコードで用いられている乱流混合係数、抵抗係数モデル等の妥当性が示された。さらにA S F R Eは1980年に開かれた第9回液体金属沸騰ワーキンググループ会議で、K f Kの169本ピンバンドル局所閉塞試験の解析結果を発表したが、他国のコードと比較しても最も優れたものの1つであることが明らかになった。

(4) 局所沸騰

ナトリウム中局所閉塞試験に供された一部の試験体を用いて、ピン出力/流量の比を大きくさせることにより、局所沸騰試験を実施した。観測された気泡挙動は流量、主流部のサブクール度により気泡が膨脹・収縮を繰返す振動沸騰モードを示す場合と、気泡形状がほとんど変わらない安定沸騰モードを示す場合があった。流量が多いほど、サブクール度が大きいほど安定沸騰モードになった。沸騰開始時のピン出力/流量比の値から、更はその比を大きくさせてゆくと沸騰は次第に激しくなり、最後にはドライアウトが起きて、ピン表面温度が急上昇を示した。ドライアウトが最初に発生する場所は再循環流の下流端付近である。沸騰開始からドライアウト発生までの余裕は安定沸騰モードの場合の方が少なく振動沸騰モードの場合の数分の1であった。

(5) F Pガス放出

局所閉塞物後流域では高温になるためピン被覆材強度が低下し破損し易くなると考えられる。ピン破損が起きれば内部のF Pガスが放出され、一時的にせよ閉塞部後流がさらに高温に曝される。このため局所沸騰試験と同様、各閉塞試験体を用いて再循環流域に模擬F Pガスを放出する実験を実施した。

まず、37本ピンバンドルを用いて可視化試験が行なわれ、正常バンドルでの場合より閉塞物背後でのガス放出の方がガスが滞留し易く、ピン表面がガスに覆われる領域も広い。またワイヤスペーサ型バンドルにおける方がグリッド型におけるよりもガスが滞留し易いことが明らかにされた。図3.2-4はナトリウム中の過渡放出試験結果で、ガス(アルゴン)放出により閉塞物後流のピン表面温度は大きく上昇している。このような温度上昇はガス混入による冷却材熱容量の低下が原因であると考えられる。

(6) 集合体間破損伝播

集合体から集合体への破損の伝播の機構としては、1) 高温の熔融燃料によるラップ管の熱的破損、2) 熔融燃料と冷却体との熱作用によって生じる圧力波によるラップ管の機械的破損が考えられる。

熱的破損伝播の可能性の検討を行なうために、解析コードSARUPおよびFUMESが作成され解析が行なわれた。

SARUPコードは、破損側燃料集合体内壁に、何らかの原因で熔融燃料層が付着した瞬間より以降の、破損側及び隣接健全側集合体の熱水力挙動を解析するコードである。

FUMESコードは、燃料集合体入口部で完全閉塞が生じた場合の熔融燃料プールの挙動まで取り扱えるコードである。

2) の機械的破損については、FSIによる圧力波の発生によるものを想定している。圧力波のラップ管に及ぼす機械的效果については、ラップ管内で火薬を爆発させる方法で試験研究が行なわれた。この結果隣接集合体の凹みは最大2 mmであった。熔融燃料・ナトリウム熱的相互作用により想定される圧力波は、本試験の圧力波より小さいので、実機炉では圧力波による破損伝播は起らないと考えられる。

(7) 局所事故検出

炉心の局所事故がまだ小規模のうちに検出し必要な措置を講ずることは、事故の進展防止に寄与する処大である。閉塞率が小さく、出口温度、流量の直流成分で識別が難しい範囲では、それぞれの揺らぎ信号を利用することが有効と考えられる。このような観点から、熱電対、渦電流型流量・温度計を各閉塞試験体に取り付け試験研究を行なった。得られた結論は次の通り。

- 沸騰に依らず局所閉塞にのみ引き起こされた温度揺らぎは、ピンバンドル中を伝播するうちにほとんど消滅する。局所沸騰が起ればピン先端までその情報は伝わるが、バンドル部を出て流路断面が急変したり、中性子遮蔽体に当たったりすると減衰が著しい。
- 一方、局所沸騰により生じた流量揺らぎは、温度揺らぎよりはるかに減衰が少ない。またパースト的にピン破損が起きFPガスが短時間に放出されれば、流量揺らぎで検出できる範囲がある。

これらの試験結果に基づき、燃料集合体出口における温度・流量信号及びその揺らぎ成

分を用いて、炉心局所事故検出ソフトウェアシステム L O C A D を開発し、炉外実験による実時間機能試験も実施した。

局所沸騰が起きれば、その音響信号が検出に利用出来る可能性が高い。このため沸騰試験時に構造材（試験体）固定型とナトリウム中直浸型の二種類の音響検出器を取付け、データを収録した。この結果いずれの型の検出器でも沸騰が検出され、特に構造材固定型の感度が高かった。

3.3 原子炉一次系の健全保持

3.3.1 概要

本節は L O A - 3 に対応するが、その最終目標は原子炉一次系の健全性を保持し得ることを示すことにある。ここでは技術的には起こるとは考えられない事故事象として想定し得る、いわゆる仮想的炉心崩壊事故（H C D A）に関する研究が含まれる。この研究が動燃における F B R 安全性研究においても大きな比重が置かれている分野の一つとなっている。H C D A の評価は、図 3.3 - 1 に示す様に事故シーケンスをいくつかの過程に分けて行なうのが通例となっている。この内本節では原子炉一次系内における事故過程について、3.4 節では格納容器内における事故過程と放射線被曝低減についての研究の成果と現状について述べる。

3.3.2 起因過程

H C D A の起因過程は、定格運転状態から炉心崩壊に至るまでの事故の初期の過程である。この過程の解析結果はその後の事故進展に与える影響が大きいため、ここに含まれる各種物理現象の正確なモデル化が必要となり、解析面、実験面で多くの研究が行なわれてきた。通常 H C D A としては、過出力型の T O P（Transient Overpower Without Scram）事故、流量減少型の L O F（Loss of Flow Without Scram）事故の 2 種が想定されるが、前者では燃料ピンの過渡挙動、破損、熔融燃料 - 冷却材熱的相互作用（Fuel Coolant Interaction : F C I）が重要となるのに対し、後者ではナトリウム沸騰、被覆材・燃料の熔融移動挙動が重要となる。

起因過程の解析コードの開発は、これらの各種物理現象を個別にモデル化した単体コード群の開発と、それらを総合化したコードシステムの開発の 2 つの方向から進められてきた。コードシステムとしての現在広く使用されているコードとしては P A P A S コード、

米国から導入されたSAS3Dコードが挙げられる。PAPASコードの開発は動燃が共同CABRI試験に参加した昭和50年に開始された。即ちPAPASコードは、単ピン体系（単チャンネル）で、実験体系の特殊性を考慮し、かつ過渡現象（特に燃料ピン挙動と破損予測）を可能な限り詳細にモデル化している。扱う現象は以下の通りである。

- (1) 燃料ピン定常照射挙動
- (2) 燃料ピン定常・過渡伝熱
- (3) 冷却材定常・過渡伝熱・流動・沸騰
- (4) 燃料ピン過渡変形挙動および破損予測
- (5) 構造材熱移行
- (6) 図形処理（汎用会話型図形処理システムGRIP）

PAPASコードで扱えないFCI現象については、単体コードとして開発したEULFCIコードを併せて利用している。又、溶融被覆材・燃料の移動挙動については後述のSAS3Dにより解析をバックアップしている。現在PAPASコードはCABRI試験の解析に広く使用され、改良・検証作業が進められている。PAPASコードの解析例はCABRI試験解析として後述する。

米国DOEとの協定をもとに、起因過程解析用コードシステムとしては世界で最も進んでいるSAS3DコードがANLより昭和54年に導入された。SAS3Dコードは燃料ピンモデル的にはPAPASより簡易ではあるが、炉心全体の挙動を模擬し得る多チャンネルモデルであり、加えて以下のモデルを有している。

- (1) 一点近似核動特性解析
- (2) FCI解析
- (3) 溶融被覆材の移動挙動
- (4) 燃料スランピング挙動

一方、SAS3Dを高速原型炉「もんじゅ」の安全性評価に使用するため、入力データの準備、計算結果の図形処理等を行なうため数多くの補助コード群を開発し、現在では実機炉心のHCDA起因過程を解析する第1の道具として、あるいはCABRI等の炉内試験解析をバックアップする道具として広く使用されている。SAS3Dの計算例としてLOF型HCDAの起因過程における炉心状態を図3.3-2に示す。

起因過程に関する実験的研究としては、ナトリウム過渡試験が、炉外ナトリウムループ

を用いて実施されている。単ピンから37本ピンバンドルまでの試験部により流量減少模擬の各種沸騰試験が行なわれ、熱電対、流量計、圧力計、ボイド計、音響検出器等により測定が行なわれた。実験的に得られた結論としては、初期のナトリウム沸騰の研究で問題とされた初期沸騰過熱度（スーパーヒート）に関しては100℃を越える様な高いスーパーヒートの存在は無視できること、ピン本数が増す程スーパーヒートは減少する傾向にあり、実際の高速炉条件下では例えば10℃程度の値を考慮しておけば十分であることが示された。沸騰開始後の燃料ピン表面のナトリウム液膜の厚さは0.1mm前後であり、この値は実機の解析でも採用されている。沸騰気泡の挙動に関しては、バンドル体系が大きくなれば気泡成長の初期に2次元的効果が現われるものの、LOF事故においてはPAPASあるいはSAS3Dコードで採用している1次元沸騰モデルが良い近似となっていることが判った。また沸騰時の圧力発生もほとんど無視できる程度であることが実験的に確認された。

FCIの分野でも多くの炉外試験が実施されている。FCIとは、事故条件下で燃料が溶融して周囲の液体ナトリウムと接触・混合した際に生じる急速な伝熱の過程である。各種の模擬物質を用いた小規模実験が大学等の協力を得て実施され、FCIに関する多くの基礎的知見が得られた。最初のUO₂-ナトリウム系の試験は、動燃東海事業所で行なわれた溶融燃料の落下試験およびその後のピン溶融試験であり、ナトリウムとの接触により微粒化した燃料の粒径分布が測定された（図3.3-3参照）。以上の試験技術、結果を背景として、さらに起因過程における実機模擬度を向上した試験が動燃大洗工学センターで実施されている。試験は7本までの燃料ピンを直接通電方式により溶融されるもので通常の計測系の他にX線透視撮影を用いて燃料挙動を観測している。現在までに実施した試験では最大発生圧力10atm程度しか観測されていない。

起因過程に関する炉内試験としては、先ず仏独共同のCABRI試験が挙げられ、日本は昭和50年より英国、米国NRCと共に参加している。試験は仏国カグラッシュ研究所のスィミングプール炉CABRIの炉内ナトリウムループを用いて行なわれ、事故時の燃料ピン破損挙動の解明と解析コードの開発・検証を目的としている。試験の基本パラメータは、(1)燃焼度（3種）、(2)模擬する事故モード（TOP型とLOF型の2種）、(3)エネルギー入力（5種）であり、合計30回の試験が計画されている。全体試験計画を表3.3-1に示す。試験は何れも単ピンを用いて、出力、温度、流量、圧力に加えてホドスコープによる燃料の過渡挙動が測定される。試験結果と解析の例として、PAPASコードによる

TOP 模擬の A 2 試験の解析結果を図 3.3 - 4 に、LOF 模擬の B 1 試験の解析結果を図 3.3 - 5 に示す。CABRI 試験は約 1/2 が完了し、現在も年 3 ~ 5 回のペースで試験が実施され、事前・事後解析を通じて解析コードの改良・検証に有効に反映されている。

米国の TREAT 試験は、CABRI より歴史も古く、これまで数多くの試験が実施されている。日本は DOE との協定により、1979 年よりこの試験の一部に参加している。アイダホ国立研究所の TREAT 炉は、黒鉛減速・空冷の熱中性子炉で試験は炉内ナトリウムループ又はカプセル内で実施される。試験はその目的別にシリーズに分けられる。TOP 事故模擬の H, E シリーズ、LOF 事故模擬の F, L, R シリーズ、カプセル内で FCI を模擬した S シリーズ、燃料蒸気圧を測定する EOS シリーズの各試験シリーズに加えて、特殊なものとして英国との共同研究として実施されている LO シリーズ、炭化物燃料使用の AX シリーズ、遷移過程の基礎的研究を目的とした RX シリーズが実施あるいは計画されている。TREAT 試験の成果は、燃料ピンの事故条件における破損機構の解明、SAS3D に代表される起因過程解析コードの開発、検証に広く利用されている。

起因過程から遷移過程に移行するかどうかは、溶融物質が炉心部からどの経路を通過してどの位置迄逸流するかによって定まる。この関連で、NRC が米国サンディア国立研究所 (SNL) で行なう STAR 計画、TRAN 計画への参加準備が進められている。何れも ACRS 炉中のガス・ループ、ガス・カプセルを各々用いる。

STAR 計画では、ガス流中の燃料ピン列にパルスを加え、溶融被覆材・燃料の流出範囲を光学的に観測しようとするもので、SAS3D (及びその後続の SAS4A) コードの検証に活用出来る。一方 TRAN 計画では、各種の漏洩経路 (上部ブランケット、集合体間ギャップ) への溶融燃料の滲入・透過・固化過程を、核加熱溶融後ガス加圧で模擬するもので、SIMMER コードの検証・モデル改良に有用である。

3.3.3 炉心崩壊過程

HCD A の炉心崩壊過程は、HCD A におけるエネルギー発生を決定する重要な過程である。この過程には 2 つの経路が存在する (図 3.3 - 1 参照)。起因過程の結果、即発臨界を越える様な場合には、大きなエネルギー放出を伴う機械的炉心崩壊 (Mechanical Core Disassembly) に至る。一方起因過程が穏やかな場合には大きな反応度挿入が起らないまま徐々に炉心溶融が進展する遷移過程 (Transition Phase) に至る。この分野は比較的新しい分野であり、世界的にも研究が精力的に行なわれようとしている分野である。炉

心崩壊過程における発生熱エネルギーは、通常炉心物質の等エントロピー膨脹を仮定して熱力学的仕事ポテンシャルに換算され、事故の激しさを示す目安とする他、炉心膨脹における圧力-体積の関係が3.3.4節に述べる構造体応答評価に用いられる。

この過程は直接実験的に模擬することは不可能であるため必然的に解析的研究が中心となる。先ずアルゴンヌ研究所 (ANL) のVENUSコードの改良版であるVENUS-PMの開発が行なわれた。VENUS-PMコードは、大きなエネルギー放出を伴う炉心崩壊過程における炉心挙動とエネルギー放出を解析することを目的としている。炉心を流体と仮定して、R-Z 2次元体系で物質移動を評価し、一点近似の動特性解析により出力変化を計算する。さらにVENUS-PMには、炉心崩壊後の膨脹過程に対して燃料の等エントロピー膨脹を仮定して仕事ポテンシャルを評価する機能も含まれる。又、VENUS-PMコードの初期条件は、起因過程の結果を基にするが、SAS3DとVENUS-PMとの間を自動的に接続するためのSAVEコードも開発され、SAS3D/VENUS-PM系は、実機HCDA解析の道具として広く使用されている。尚、図3.3-6にVENUS-PMコードによる解析結果の例を示す。

SIMMER-IIコードは、NRCとの協定の下に1980年にロスアラモス研究所 (LANL) より導入された。SIMMER-IIは空間依存の核動特性を熱流解析と結合した総合的なコードであり、その流体力学部では炉心物質間の可能な質量、運動量、エネルギーの交換の過程を一般的な形で含めた2次元体系での多速度場、多成分の流体力学の方程式を陰的に解くという手法を用いている。SIMMER-IIコードの適用範囲としては、小規模な実験解析から全炉心事故の解析に至るまでの幅広い応用が可能である。現在その有効性が注目されているのが炉心崩壊後の膨脹過程の解析の分野である。膨脹過程で起る種々の熱流力的現象を現実的に取扱うことにより、スラグインパクト (炉心膨脹により加速されたナトリウムスラグのしゃへいプラグへの衝突) 時の運動エネルギーが従来の評価値に比べ大きく低減される可能性が示されている。又、将来的にはSIMMER-IIによる遷移過程の解析がこの分野での中心テーマとなるであろう。そのためにSAS3Dによる起因過程解析とSIMMER-IIとの接続コードであるSAMEの開発を進めている。

燃料の状態方程式を求めるためのレーザーを利用した炉外試験が実施された。この試験では純粋なUO₂に加えて、FPの効果を調べるための模擬試験も行なった。

3.3.4 構造物の応答過程

炉心崩壊過程が非常に大きな機械的エネルギーを伴うのであれば、炉心の急激な膨脹の結果加速された炉容器内の流体と構造材との相互作用により、炉容器および炉内構造物の変形が生じる。ここではこのような構造物の耐衝撃応答評価を行ない、原子炉一次系の健全性を立証するために実施している研究について述べる。

炉容器の耐衝撃応答過程においては、モデル実験と解析コードにより実機への外挿を行なうのが通例となっている。モデル実験では炉心崩壊後の炉心膨脹を模擬するために火薬を用いるが、通常火薬は実際の炉心膨脹に比較して爆発速度が非常に速い。従って模擬度を向上するためには低爆速火薬の開発が不可欠であった。又、火薬の開発と並行して、火薬特性試験を実施して、火薬の爆発エネルギー、解析コードへの入力となる膨脹特性、結果の再現性が調べられた。

炉容器の耐衝撃試験では、炉容器および主要炉内構造物をモデル化したスケール実験であり、水中で火薬を爆発させ各部の圧力変化と構造物各部の歪が測定された。試験装置と圧力測定概念図の例を図3.3-7に示す。炉心膨脹の初期には炉心部の高圧力により炉心周辺の構造物に変形が生じる。その後の炉心膨脹により炉容器内の流体が上方に加速されしゃへいプラグ下面に衝突（スラグインパクト）し、その際の圧力波により炉容器首下部が変形する様になる。

以上の挙動は、解析コードにより実機の評価に反映されている。我が国で一貫して利用している解析コードは米国PISCES International社の流体と構造材の相互作用を扱うPISCESコードであり、本コードではこれまでに行なわれた試験結果を用い検証作業が進められている。さらにこれと関連して、解析コードの国際ベンチマークであるAPRICOT計画へも参加して、コードの相互比較・検証に役立てている。

炉容器試験と併行して、炉容器内で発生した圧力波による一次系配管の耐衝撃応答を調べるための試験が実施された。配管内における圧力波の伝播特性と一次系の健全性確認が試験の主目的である。

構造物の耐衝撃応答を評価するためには、歪速度の効果を含む材料の高速引張試験のデータが必要となる。原研で行なった基礎研究を背景として、現在IspraのEURATOM研究所との間で共同研究を続けているが、この試験では材料の疲労、照射効果も併せて確認することになっている。

3.3.5 事故後崩壊熱除去過程

炉心崩壊事故後の熔融炉心物質は、周囲の冷たい構造材、ナトリウムと接して微粒化しながら、上部プレナム、あるいは炉心下方へ分散し、炉容器内の水平部においてデブリベッドを形成する。原子炉一次系の熱的な健全性が保持されることを示すためには、このデブリベッドの長期にわたる安定な冷却可能性を立証する必要がある、これが事故後崩壊熱除去評価の主目的となっている。

デブリベッドの冷却可能性を調べることを目的とした米国NRC、EURATOM、動燃の共同炉内試験が米国サンディア研究所(SNL)で1980年より実施されている。このデブリベッド試験は、試験結果を直接実機評価に適用できる様に、 UO_2 粒子-Naをるつぽに入れ、これをACRR炉内で核加熱して、その挙動を調べるためのもので、典型的な試験体の例を図3.3-8に示す。デブリベッド試験はこれまで8回の試験が行われ、多くの有益な情報が得られている。即ちデブリベッドの熱伝達特性、ベッドの深さ、ナトリウム温度、デブリの粒子径等の実験パラメータの効果、ナトリウムの沸騰の影響、ドライアウト発生条件等の実験データである。これらの実験結果は、デブリベッドからの熱除去モデルの開発に有効に利用されている。この他にデブリベッド試験を補完するために、デブリベッドがドライアウトした後の燃料熔融の挙動を把握するための小規模試験も実施された。

3.4 格納健全性と放射線被曝低減

事故により1次格納系冷却材や放射性物質の漏洩があった場合、環境への放出を抑制する最終バリアーはFBRにおいても軽水炉と同様に格納容器である。液体金属ナトリウムが格納容器内に放出されると雰囲気中の酸素や水分と反応する。この時、熱と反応生成物のエアロゾルが発生するがこの化学反応の存在が軽水炉の場合との大きな相違である。このため、格納容器内の1次冷却系室を窒素ガス雰囲気とするなどしてナトリウム火災防止対策をとると共に、格納容器の設計条件を定め、事故時の健全性を確保するための各種ナトリウム漏洩・火災の研究を行なっている。また、万が一事故が起こったとしても放射線被曝が適切に制限されるような対策をたてるため、放射性エアロゾルの挙動とフィルターによる除去に関する研究を行なっている。

3.4.1 ナトリウムの漏洩対策

(1) ナトリウムのプール及びコラム燃焼

国内でのナトリウム火災の研究は「常陽」の安全評価のために開始され、まずナトリウムが床にたまって燃焼するプール火災について研究が原研で行なわれた。⁽⁷⁾ 金属ナトリウムは空気中で 200℃程度以上の温度になると自然に着火し、しだいに火点の数を増しながら燃焼を続ける。密閉容器内の場合酸素濃度 5 % 程度に低下するまで燃焼が続き、この間の燃焼速度は酸素濃度に無関係にほぼ一定で大体 $30\text{kg Na} / \text{m}^2\text{h}$ 程度の値となる。酸素濃度が 5 % 付近以下となると発火はおさまり、反応速度は酸素濃度に対して 1 次の反応となる。

「もんじゅ」の 1 次冷却系室はコンクリート面を全面スチールライナで覆い、窒素ガス雰囲気とする設計になっている。このような条件下でのナトリウム漏洩による影響⁽⁸⁾を調べるため、内容積 21m^3 のコンクリートセルによるナトリウム漏洩試験を実施した。試験は主として 5 % 以下の低酸素濃度で実施され前述のプール状燃焼に加えてナトリウムが天井からコラム状に漏洩した場合の効果も調べられた。400℃及び 500℃のナトリウムを最大 1m^3 漏洩させたが、最大圧力は $0.25\sim 0.38\text{kg} / \text{cm}^2\text{g}$ 程度であり、容器のスチール・ライナには何ら異常が認められなかった。コラム状漏洩の場合、ナトリウムの漏洩終了直後にプール状漏洩では見られない鋭い温度圧力のピーク（第 1 ピーク）が認められたが、その後の変化はプール状漏洩の場合と同様である。この第 1 ピークは漏洩ナトリウムのコラムから周囲ガスへの急激な熱伝達によるものと考えられ、ピークの高さはその後に出てくるゆるやかなピーク（第 2 ピーク）よりも若干高い程度であった。

以下の試験結果を米国 A I 社が開発した解析コード S O F I R E - II をもとに改良を加えた S O F I R E - M II で解析した。S O F I R E コードでは、ナトリウムの燃焼速度はプール表面への酸素の物質移動によって律速され、その移動速度は水平平板、上向面の自然対流による熱伝達の式との相似性から求めている。また、ナトリウムプールから周囲のガス、構造物への輻射、対流及び伝導による熱伝達を計算できる。図 3.4 - 1⁽⁹⁾ にプール漏洩の試験結果と S O F I R E - M II の解析結果との比較を示す。両者はほぼ良い一致を示し、ガス温度や圧力のピーク値の差異は 20 % 以下であった。低酸素濃度の雰囲気におけるナトリウムのコラム・プール漏洩については S O F I R E - M II によりほぼ妥当な解析結果が得られており、「もんじゅ」の冷却材漏洩事故の解析に使用され

ている。

(2) スプレイ火災

漏洩口から噴出したナトリウムが壁や天井に衝突するとその一部は液滴となって、スプレイ状に落下する。この時のナトリウムの燃焼と熱伝達は、プールやコラム燃料の時よりもはるかに激しいものと予想される。しかしながら実験の結果を見るとプール燃焼の場合と同様に液滴の近傍に酸素が集まる速度が律速となるため、ナトリウムは必ずしも完全には燃焼しない事が示された。さらに、前述の21m³の容器を用いて試験を実施し酸素濃度、空气中湿分の影響を調べた。また、米国で開発されたSPRAYコードを改良したSPRAY-IIコードとの比較計算を行い、図3.4-4に示すように、両者がよい一致を示すことを確認している。このSPRAY-IIコードも「もんじゅ」の冷却材漏洩事故の解析に使用されている。

3.4.2 放射性エアロゾル対策

高速増殖炉で考慮しなければならない放射性エアロゾルは、一次冷却材漏洩事故によって放出されるFPを含んだ酸化ナトリウムエアロゾルとHCDAにより放出される核燃料物質エアロゾルである。ここではこれらエアロゾルの性状、発生割合、格納容器内での挙動、並びにフィルタによる除去に関する研究の成果について述べる。

(1) 酸化ナトリウム及び酸化ウランエアロゾルの性状

ナトリウムのプール燃焼で発生するエアロゾルはほぼ球形で、その粒径は個数中央径(CMD)が0.3~1 μ m、幾何標準偏差 σ_g が1.5~2.2の対数正規分布である。⁽¹⁰⁾核燃料物質のエアロゾルは発生の方法によって粒径分布が異なるが、金属ウランを燃焼させた場合に生成する1次粒子はCMD0.07 μ m、 σ_g が1.8程度である。この1次粒子は速やかに凝集しCMDが0.27~0.34 μ mの凝集物となる。これらエアロゾルが重力落下する時の見かけ密度は酸化ナトリウムで0.2~0.5g/cm³、酸化ウランで0.6~0.9g/cm³で各々真密度の1/6、1/10程度である。溶融燃料とナトリウムの相互作用(FCI)によって生成するエアロゾルはもっと粒径が大きい事が知られている。

(2) ヨウ素の放出

漏洩ナトリウム中にFPが混入していると、ナトリウムの燃焼によりその一部はガス、又はエアロゾルとなって気相に移行するものと考えられる。そこでFP中でも、被曝評価上最も重要なヨウ素についてナトリウムの燃焼に伴う気相放出を調べた。⁽¹¹⁾ナトリウ

ムのプール燃焼により生成した酸化ナトリウムの10%程度がエアロゾルとなって気相に放出されるが、ヨウ素の気相への放出率はさらに低く、酸化ナトリウムの放出率の30%程度であった。気相に放出されたヨウ素は大部分が酸化ナトリウムエアロゾルと同一の挙動を示し、ガス状と考えられるものは、放出されたヨウ素の約20%程度であった。高速炉の想定事故解析では、ヨウ素はナトリウムと同じ割合で気相に放出され、そのうち5%がガス状ヨウ素として挙動するとしているが、この想定が十分保守側である事は上記のような研究成果によって裏付けられている。

(3) 格納容器内のエアロゾル挙動

格納容器内に放出されたエアロゾルはブラウン運動、重力沈降、乱流によって凝集し、質量濃度は重力沈降、熱泳動沈着、拡散沈着、外部への漏洩などによって減衰して行く。凝集によっては個数濃度が減衰するだけであるが粒子が大きくなる事により、重力沈降より質量濃度の減衰が促進される。FBRの格納容器中のエアロゾルの濃度減衰を正確に評価できる解析コードとしてABC (Aerosol Behavior in Containment) コードが⁽⁹⁾開発されている。ABCコードではエアロゾルをその粒径により最大20群のグループに分け、上記のプロセスを放射性物質の減衰を考慮しながら解析する。ABCコードによる予測計算結果は、図3.4-3に示すように、酸化ナトリウムエアロゾル挙動実験の結果と比較的良好一致を示しており、実機の格納容器内におけるエアロゾル挙動解析に用いられている。

(4) エアロゾルフィルタの開発試験

FBRの格納容器にはアニュラス部が設置されており、事故時には環境への放射性物質の放出を最少とするため、循環排気装置により外気よりも負圧に維持される。循環排気装置には、放射性エアロゾルを除去するためフィルタが設置されている。このフィルタには高性能(HEPA)フィルタを用いるが、①HEPAフィルタで核燃料エアロゾルがどの程度除去できるか、②酸化ナトリウムエアロゾルによってHEPAフィルタが目つまりしないかという点が問題となる。①については実際に酸化ウランエアロゾルを発生させて調べたところ、HEPAフィルタの性能検査に使用されている $0.3\mu\text{m}$ のDOP (Di-Octyl Phthalate) よりも、1桁以上捕獲されやすい事が分かった。これは前述のように鎖状構造となっている事に起因していると考えられる。

②については、定格運転の条件下では酸化ナトリウムのローディング量(フィルタの

圧損が初期圧損の2倍になる負荷量)が1 mg / cm³程度であり、更にローディング量を増すためにプレフィルタの設置が必要である事が分かった。プレフィルタの材質を選定するため、種々のフィルタについて酸化ナトリウムのローディング量を調べたが、いずれも高々2 mg / cm³程度にしかならない。このため、図3.4-4に示すような穴をあけた濾材⁽¹²⁾を穴の位置が交互になるように数枚重ねた多層式フィルタを開発した。このフィルタだと穴を通過して次の濾材に当たる時にインパクションの効果による除去が期待できる。多層式フィルタと中性能フィルタをHEPAフィルタの前段に取り付け、実際に酸化ナトリウムを通して、ローディング量を試験した結果、全体のローディング量はHEPAフィルタだけの場合よりも、3~5倍増加した。このフィルタシステムは「もんじゅ」のアニユラス循環排気系に採用される予定である。

2次系雰囲気中でのナトリウム燃焼、エアロゾル挙動を更に詳細に調べ、解析コードを検証するため、大洗工学センター内に図3.4-5に示すようなスケジュールで試験施設を設ける予定である。試験施設の概要を図3.4-6に示す。また格納系内の事象を連続的に解析するため、SNLから格納系総合解析コードCONTAINを導入し整備しつつある。

表 3.1 - 1 L M F B R 破損燃料検出系の開発に係わる日本の炉内実験例

ループ名	S I L (Sodium Inpile Loop)	F P L (Fission Product Loop)	C G M T F (Cover Gas Monitor Test Facility)	F P L - II
場 所	原 研 (東海)	東 芝 (川崎)	原 研 (東海)	東 芝 (川崎)
原 子 炉	J R R - 2	T T R	J R R - 3	T T R
期 間	1972~1976年	1974~1979年	1978~1982年	1980~1981年
内 容	<p>1) 安全の観点から見たナトリウム中FP挙動 (平野, 他)</p> <p>2) 常陽の許認可に係わる破損燃料検出系 (FFD) の試験</p> <p>(i) 遅発中性子検出器 (DND)</p> <p>(ii) 駆動ワイヤープレシピテータ β-detection γ-spectrometry</p> <p>(iii) Ge γ-spectrometry (阪井, 他)</p>	<p>1) 安全及びFFDの観点から見たナトリウム中及びカバーガス中のFP挙動 (三塚, 他)</p> <p>2) 「もんじゅ」のFFDに関する開発, 試験</p> <p>(i) 固定ワイヤープレシピテータ</p> <p>(ii) Ge γ-spectrometry</p> <p>(iii) 遅発中性子検出器 (DND) (宮沢, 他)</p>	<p>(I) 常陽のFFDの開発, 試験</p> <p>(i) オンラインGe-Spectrometry</p> <p>(ii) 室温チャコールトラップ</p> <p>(iii) 冷却チャコールトラップ</p> <p>(iv) 固定ワイヤープレシピテータ (阪井, 他)</p>	<p>(I) 安全及びFFD (DND) の観点から見たナトリウム中の揮発性及び不揮発性FPの挙動 (酒井, 他)</p>

表3.2 - 1 W1テストの主な結果

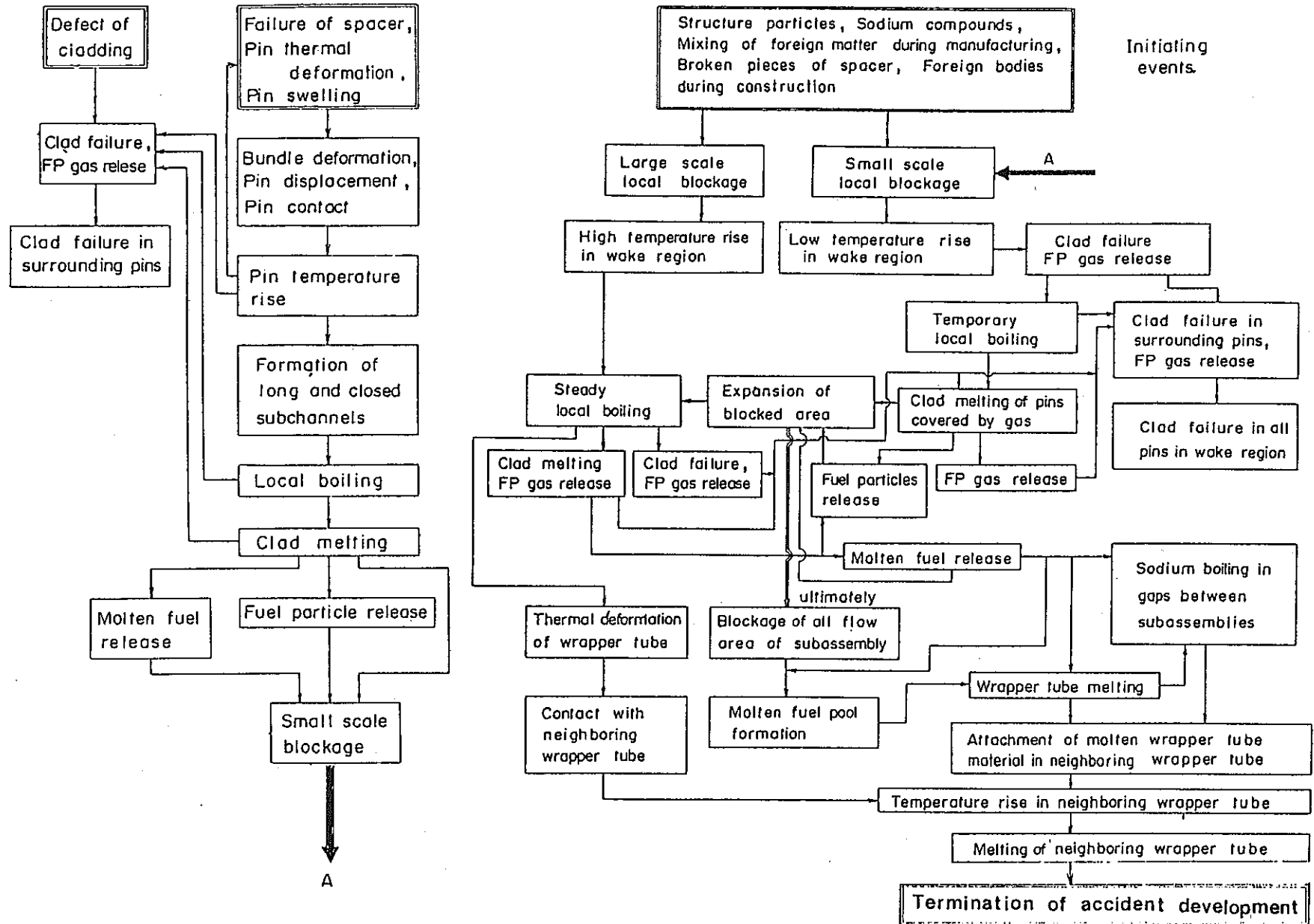
LOPT Test

Phase	boiling	fuel
1	no	fresh, unrestructured (transient initiated 15 min)
2	no	fresh, unrestructured (4 days full power)
3	no	irradiated, uncracked (15 days full power)
4	yes	irradiated, cracked (do. + transient initiated 10 min)

Boiling Window Test

Pin Power	Coolant Flow			
	24%	35%	40%	45%
21 kW/m <54%>	~0.8s of boiling (4 sec) *			
31 kW/m		~1s (4 sec) *		
39 kW/m <full power>		~2s (3 sec) dryout	~1.6s (3 sec)	~0.25s (3 sec) * ~0s (3.5 sec) ~0.9s (4 sec)

* F/P = 0.4 ()内の時間は沸騰継続時間を示す。



3.2 - 1 Key events and potential accident paths for local subassembly faults

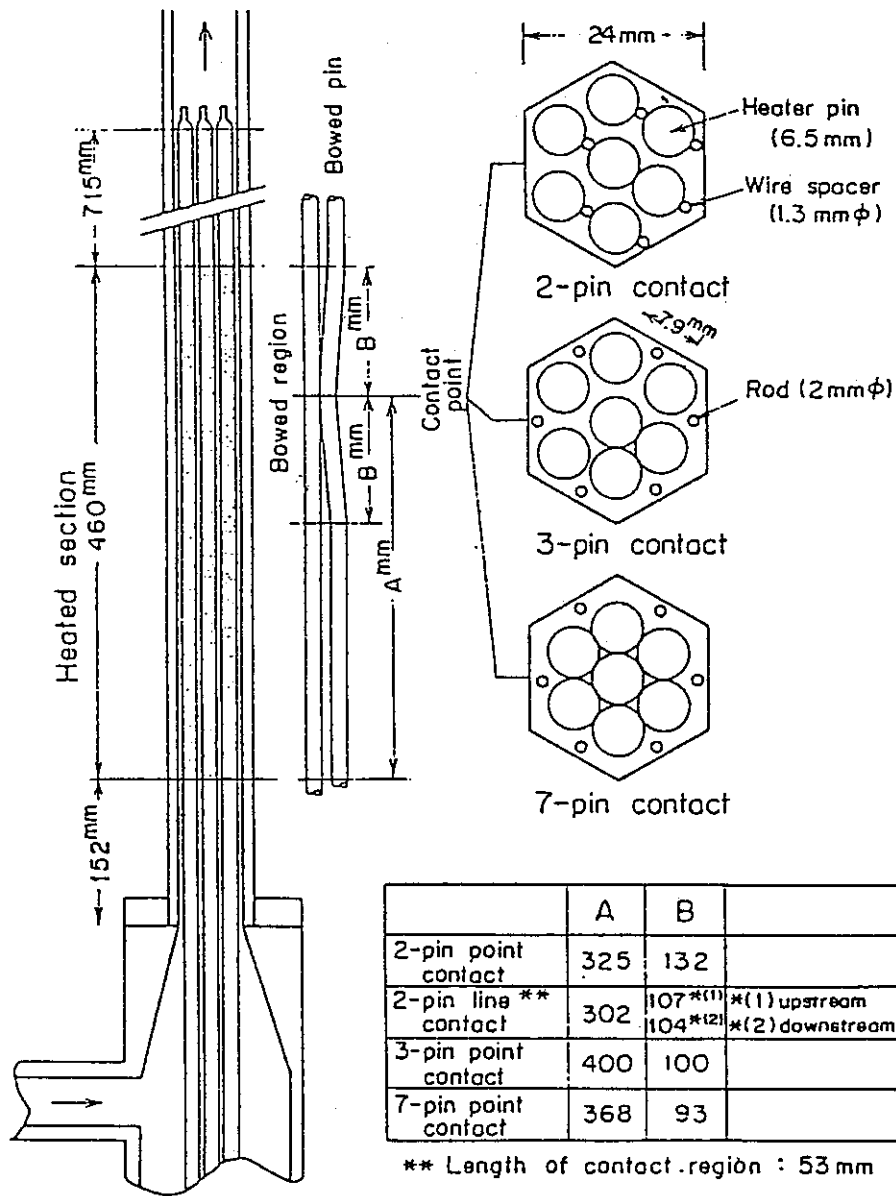


图 3.2 - 2 Fuel pin contact test bundles

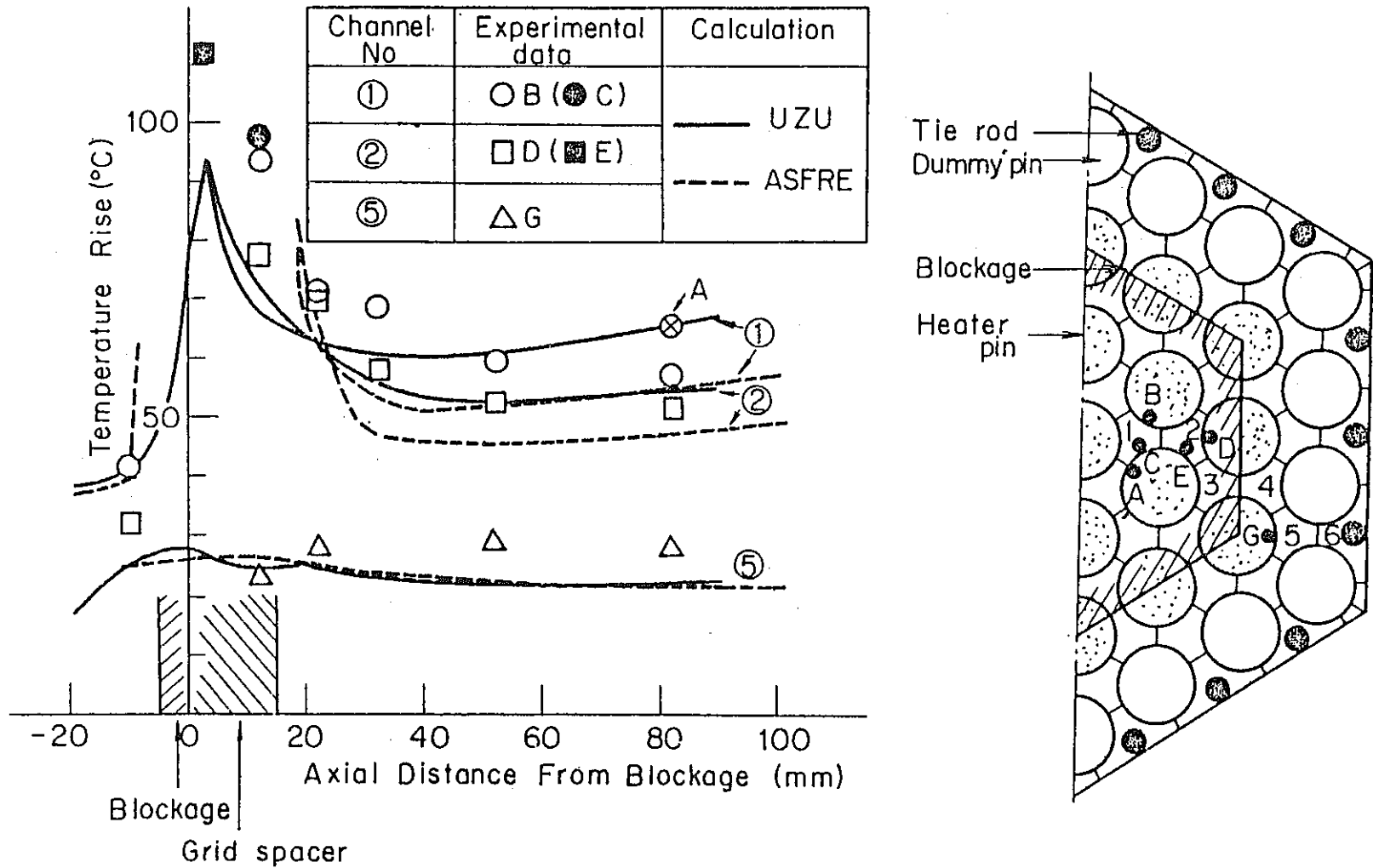
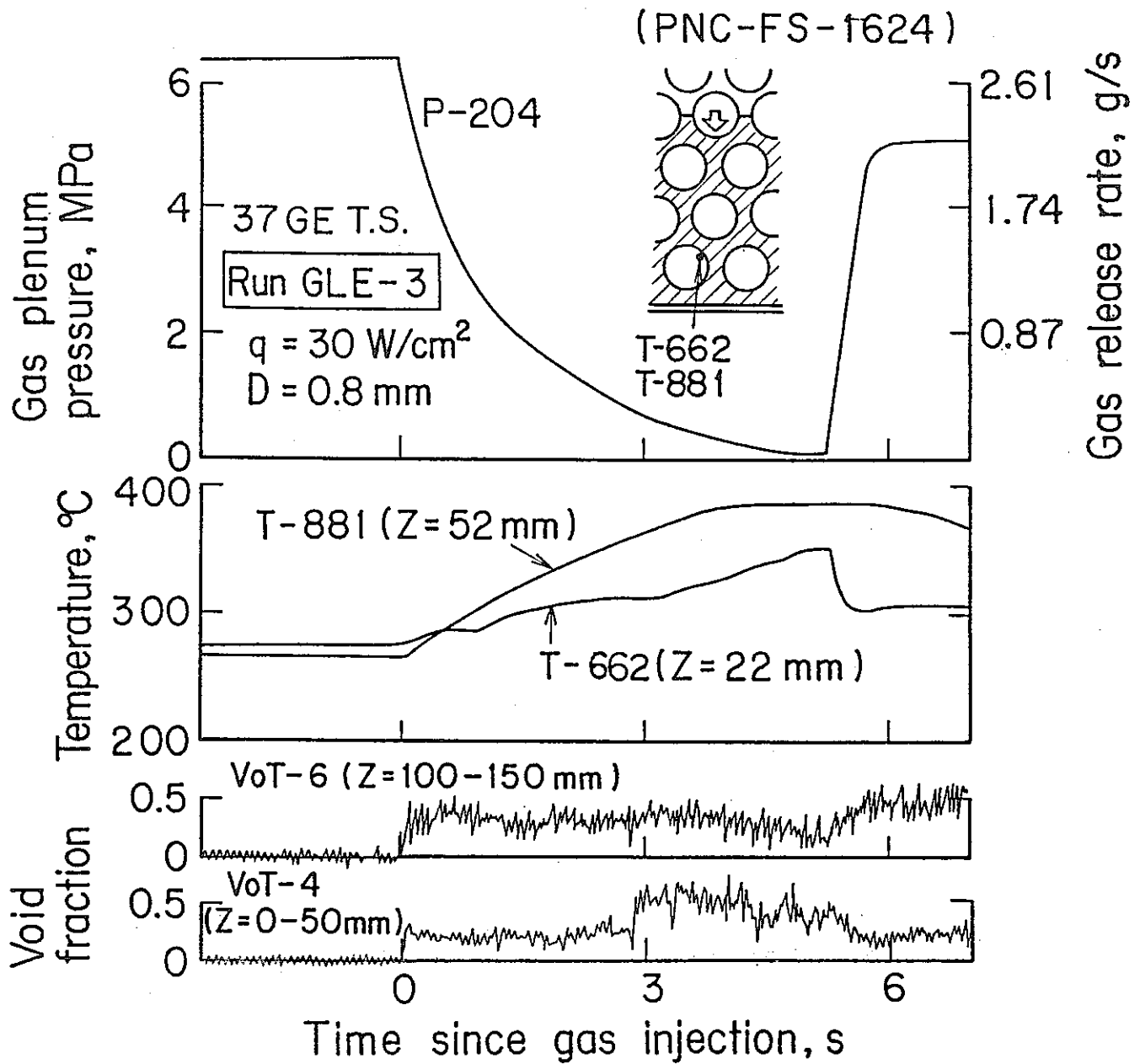


图 3.2 - 3 Comparison of Calculated Coolant Temperature Distribution in a Locally Blocked 37-pin Bundle



3.2 - 4 Dynamic behavior of gas plenum pressure, temperature and void fraction measured in transient gas injection test; Run GLE-3

表 3.3 - 1 STRUCTURE OF THE CABRI EXPERIMENTAL PROGRAM
CABRI 試験プログラム

1. PRBSH OXIDE FUEL PIN EXPERIMENTS (12 TESTS).
 - 1.1 TEST SERIES A (7 TESTS)
SIMULATION OF TOP ACCIDENT CONDITIONS
 - 1.2 TEST SERIES B (5 TESTS)
SIMULATION OF LOF AND LOF DRIVEN TOP
ACCIDENT CONDITIONS
2. INTERMEDIATE BURNUP MIXED OXIDE FUEL PIN
EXPERIMENTS (9 TESTS)
 - 2.1 TEST SERIES AI (TOP)
 - 2.2 TEST SERIES BI (LOF AND LOF DRIVEN TOP)
3. HIGH BURNUP MIXED OXIDE FUEL PIN
EXPERIMENTS (10 TESTS)
 - 3.1 TEST SERIES AH (TOP)
 - 3.2 TEST SERIES BH (LOF AND LOF DRIVEN TOP)

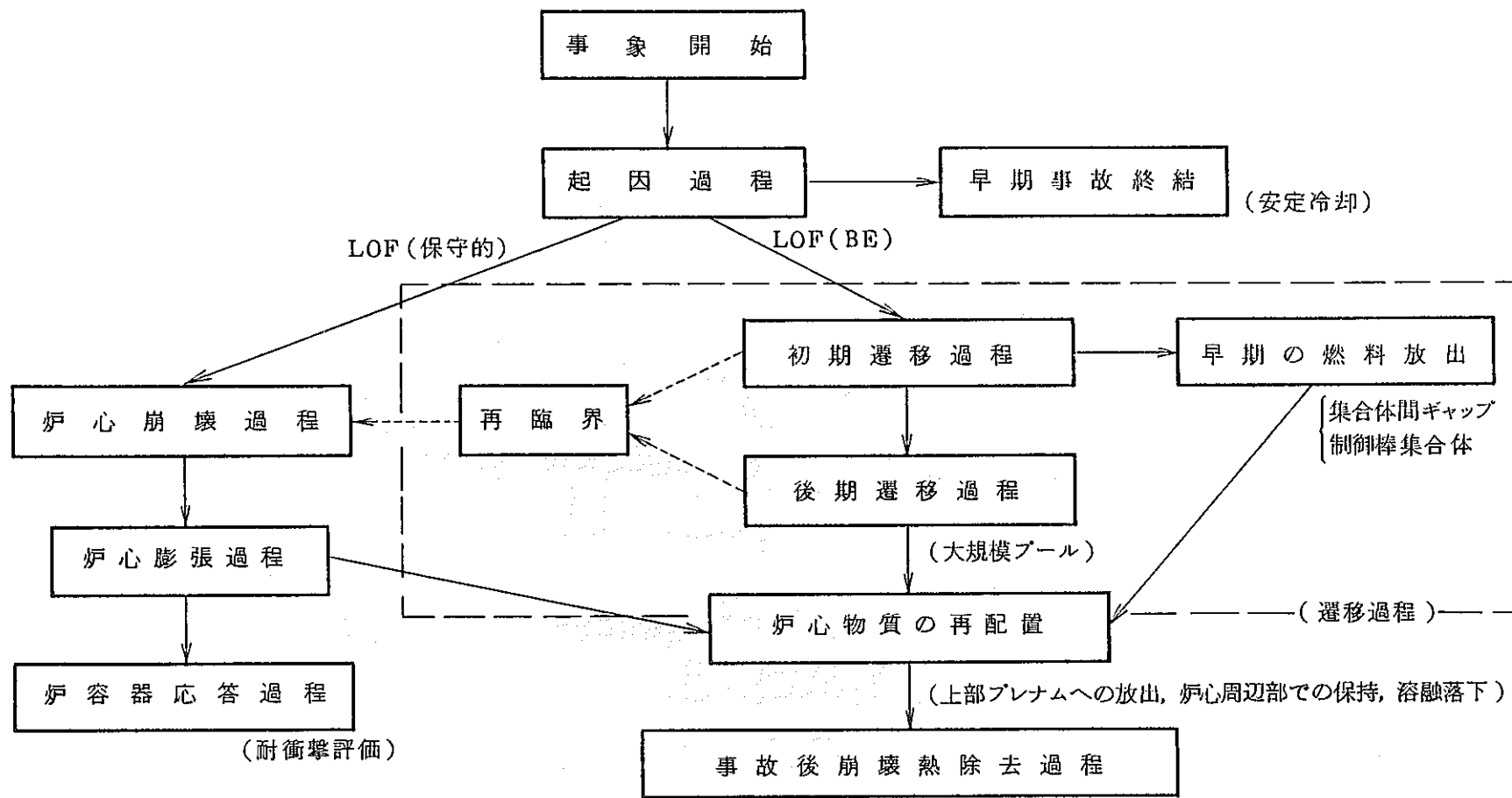







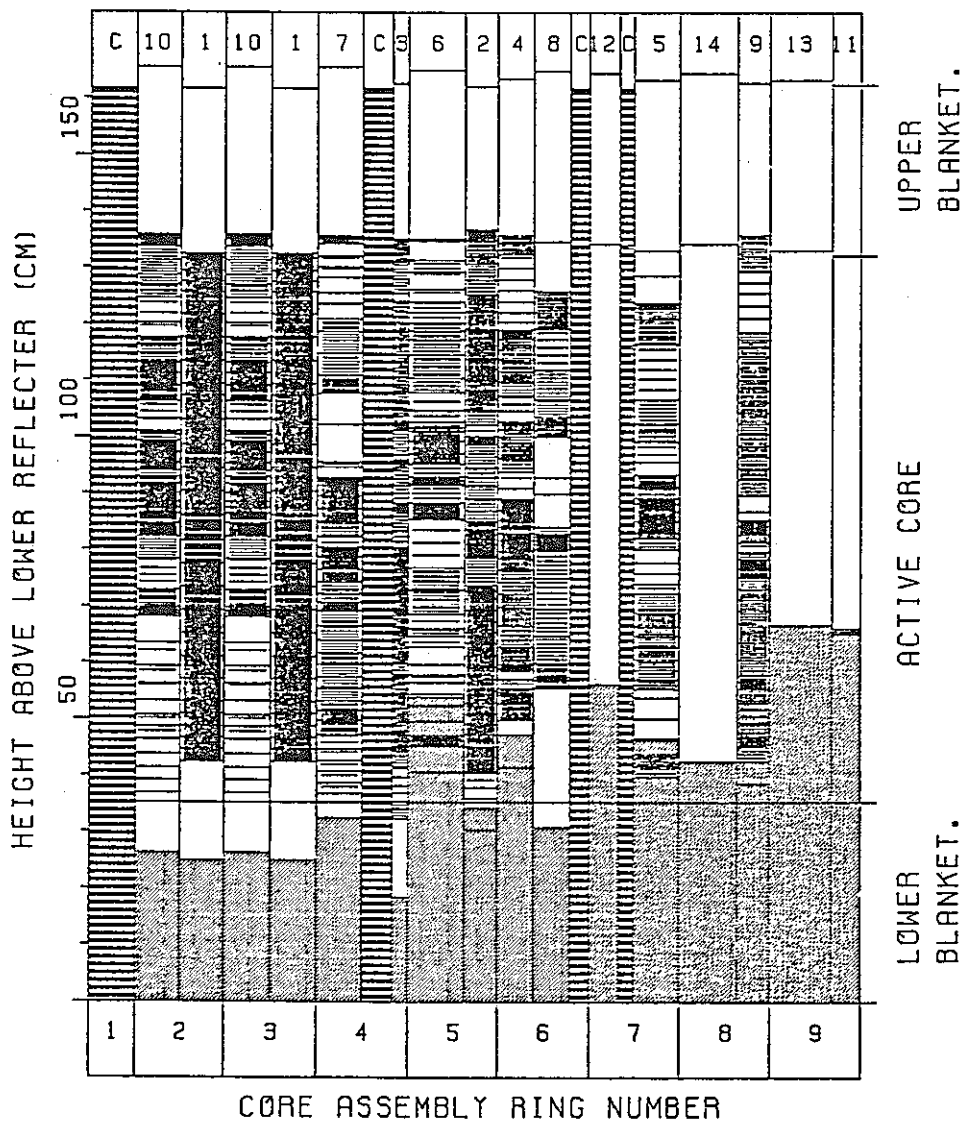


図3.3-1 仮想的炉心崩壊事故 (HCDA) の事故シーケンス

-  : COMPRESSIBLE FUEL DENSITY (SHADE/G/CC).
-  : FUEL FAILURE ZONE.
-  : FCI ZONE.
-  : LIQUID SLUG REGION.
-  : VOIDED REGION.
-  : CONTROL ROD.
-  : POSITIVE VOID WORTH BOUNDARY NUMBERED BY CHANNEL. (C:CONTROL ROD)



LF (EEC) -REAC. BE (C2316)
 TIME =15.63375 (SEC) , STEP =933
 NET REACTIVITY =0.33378 (DOLLARS)

図3.3-2 冷却材ボイド及び燃料分布 (SAS解析)

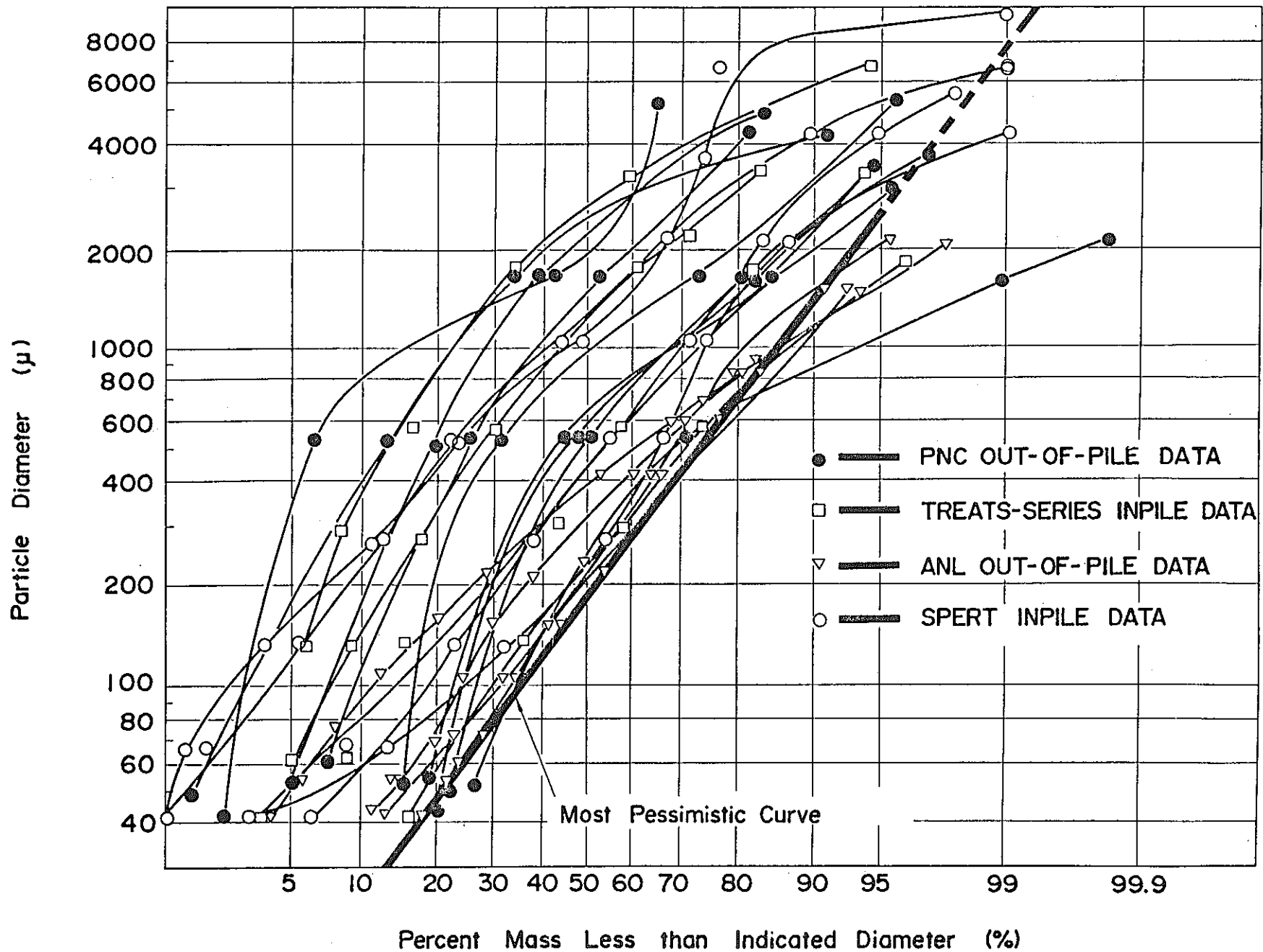
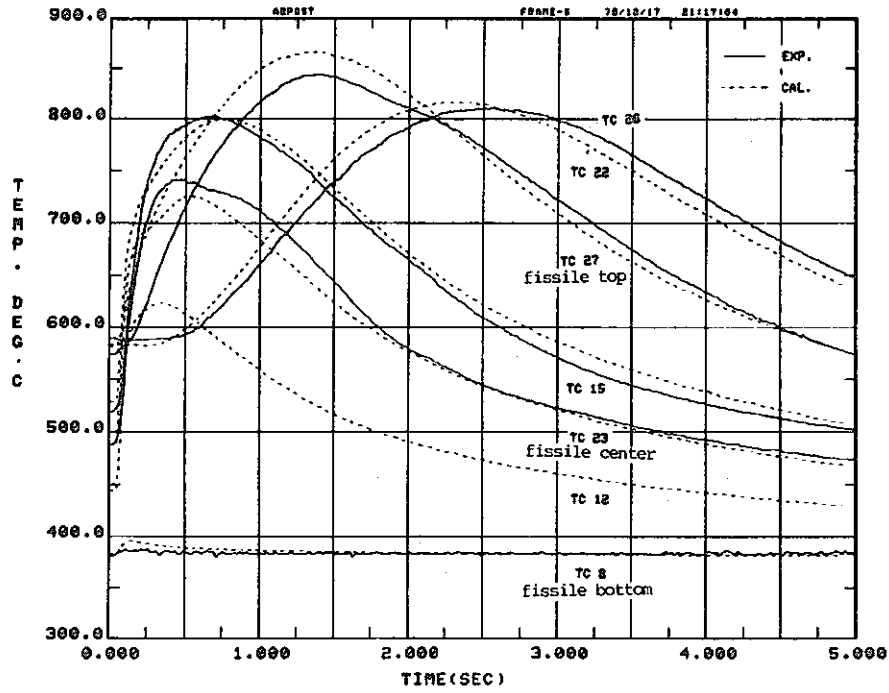


図 3.3 - 3 得られた最小粒子系分布と他の試験結果との比較



Comparison between Experimental Data and Calculated Results for Coolant Temperature

図 3.3 - 4 冷却材温度についての実験データと計算結果の比較 (A 2 試験)

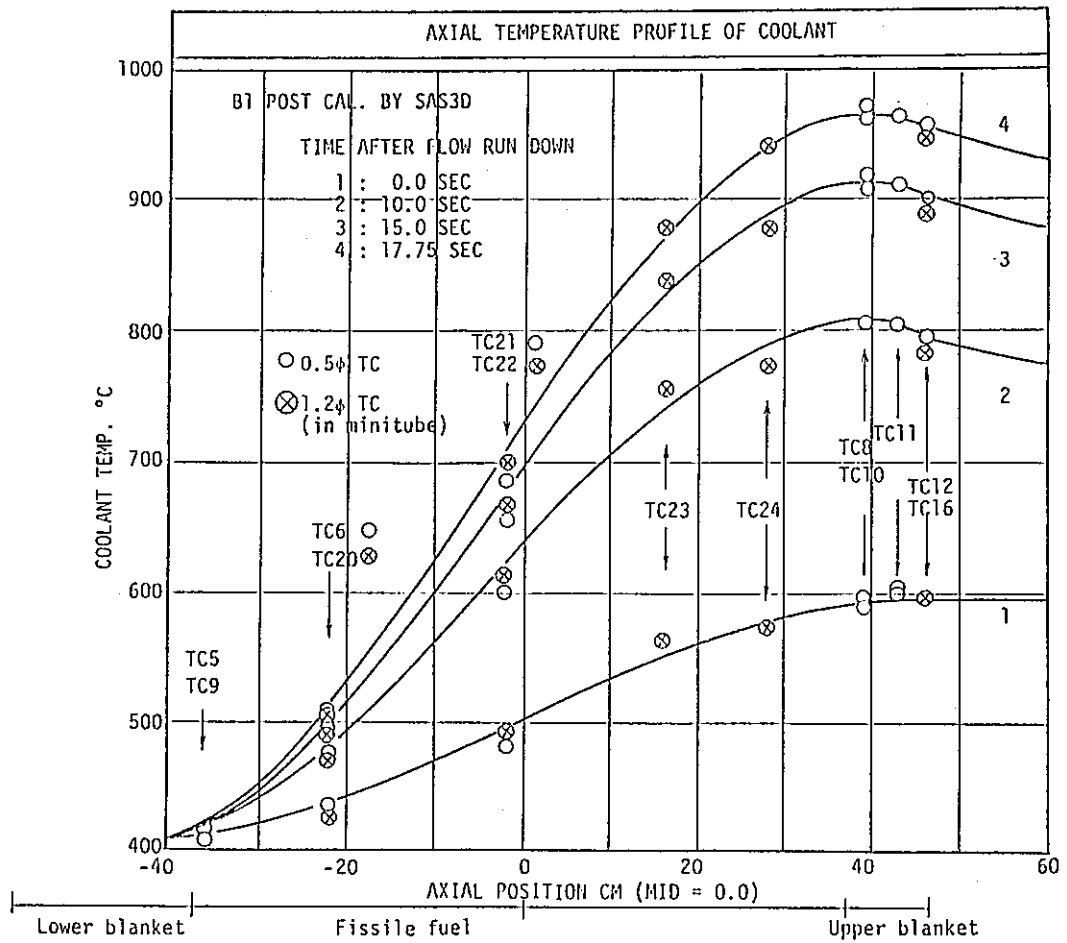
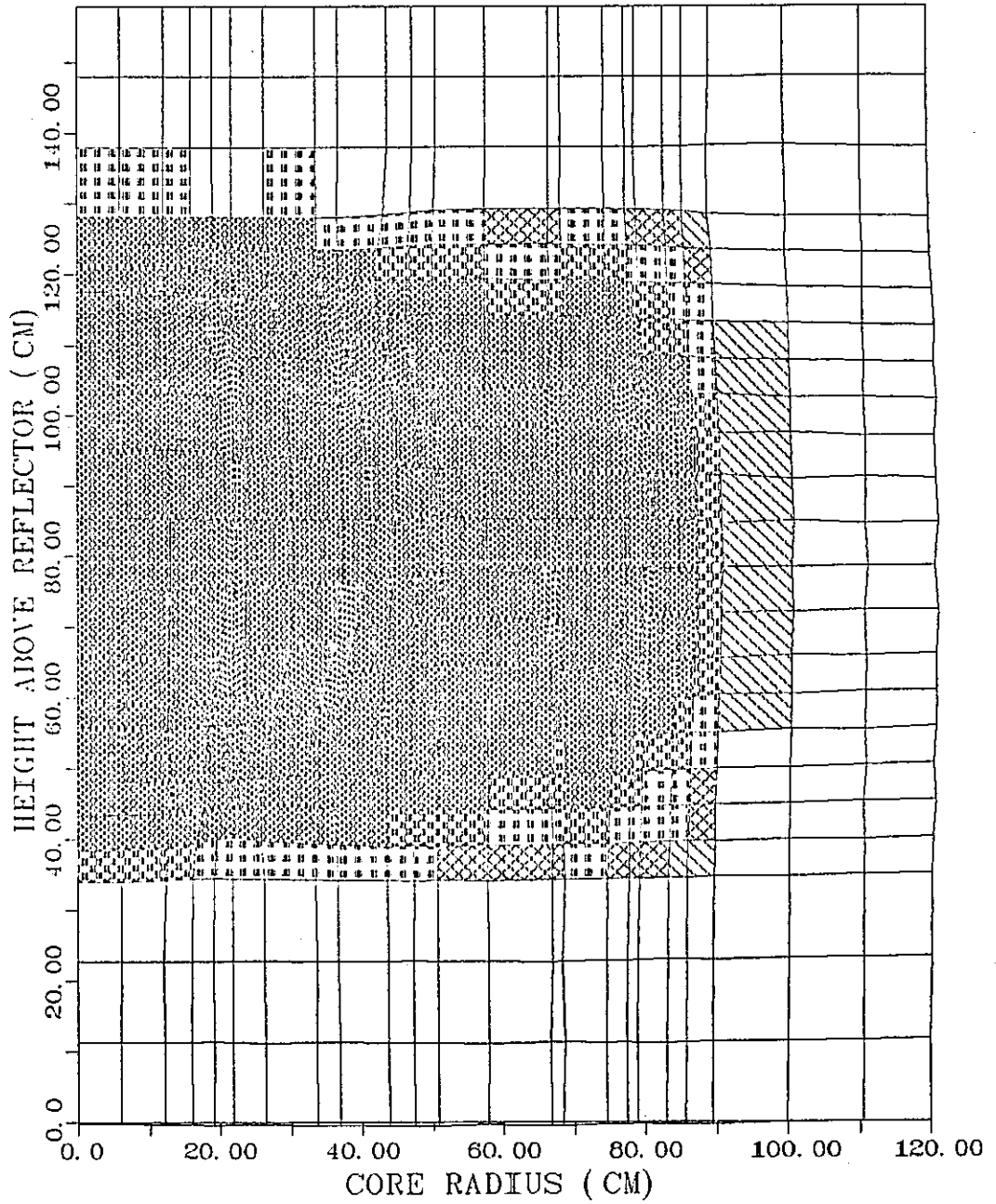
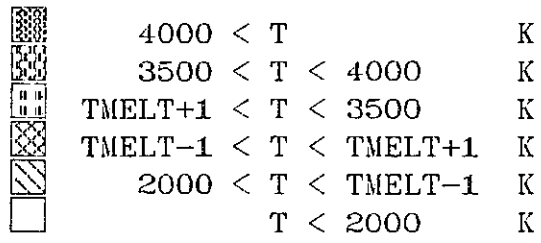


図 3.3 - 5 SAS3DによるCABRI-B1試験の解析



FUEL TEMPERATURE DISTRIBUTION
(FINAL STATE)

图 3.3 - 6 燃料温度分布 (最终状态)

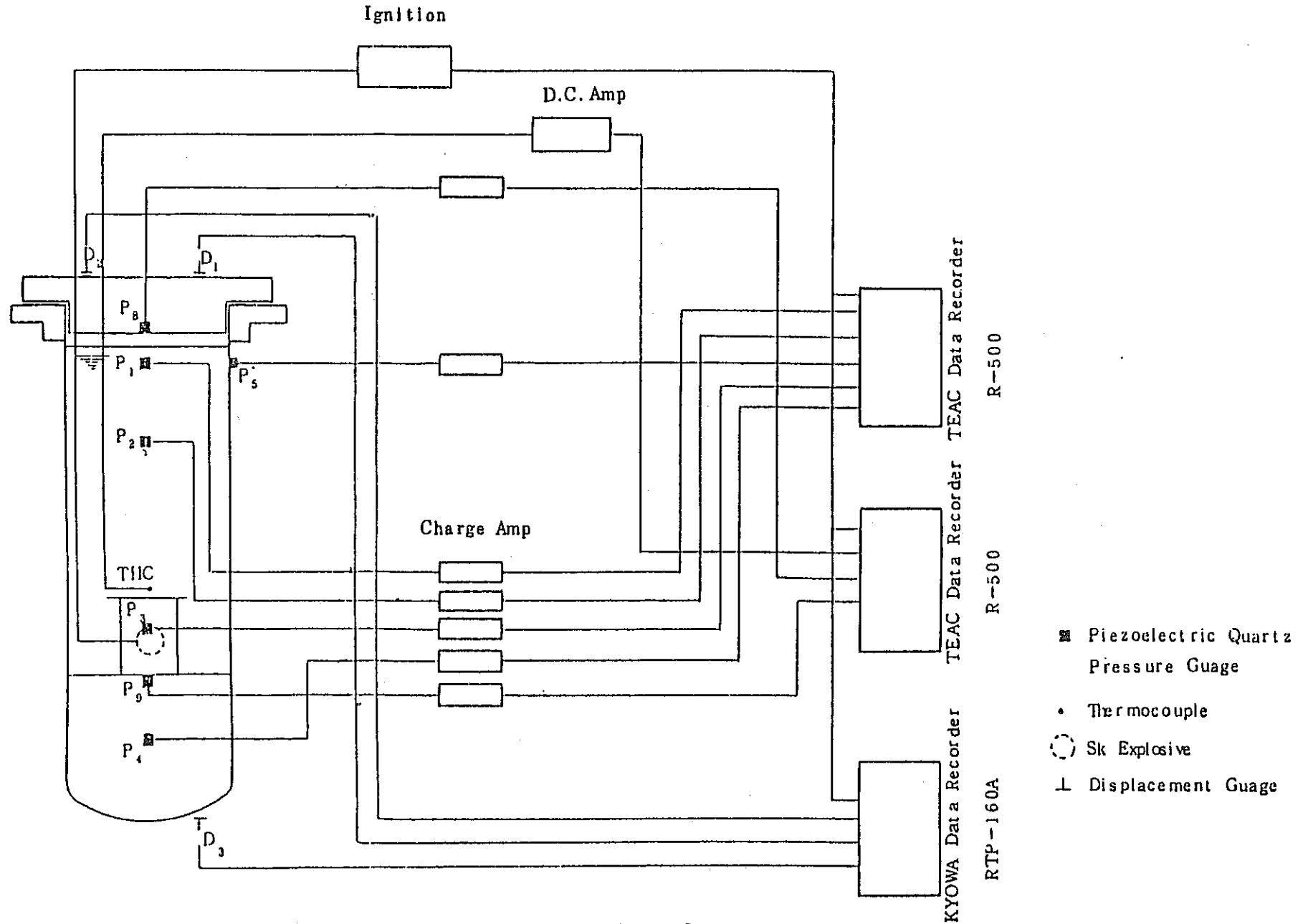
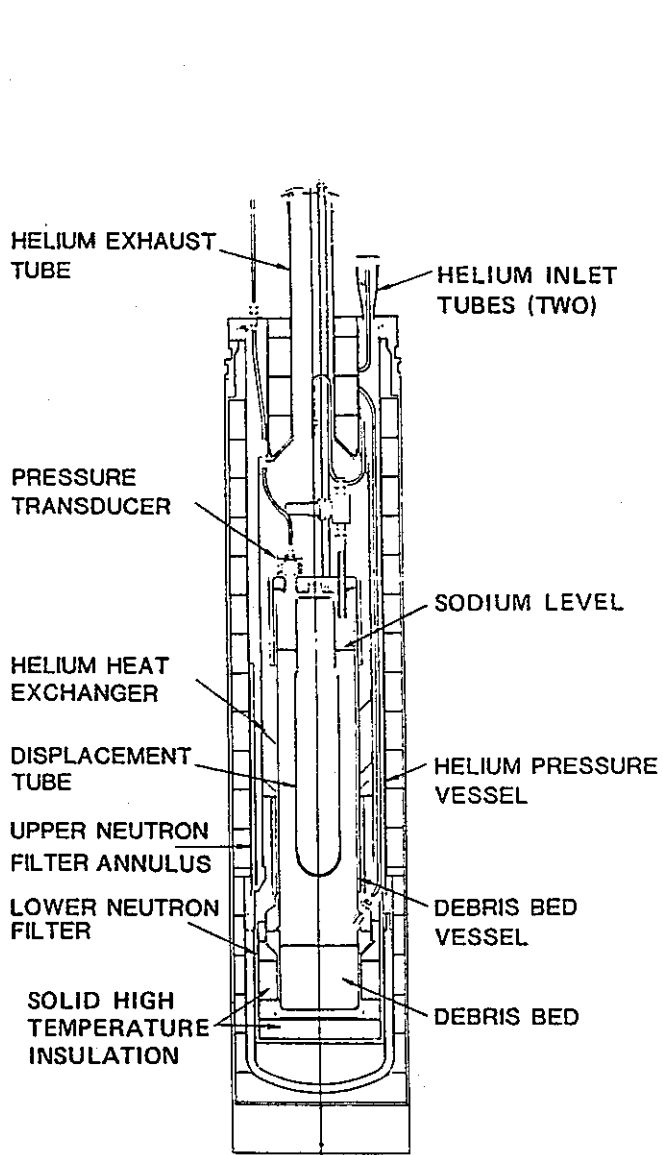
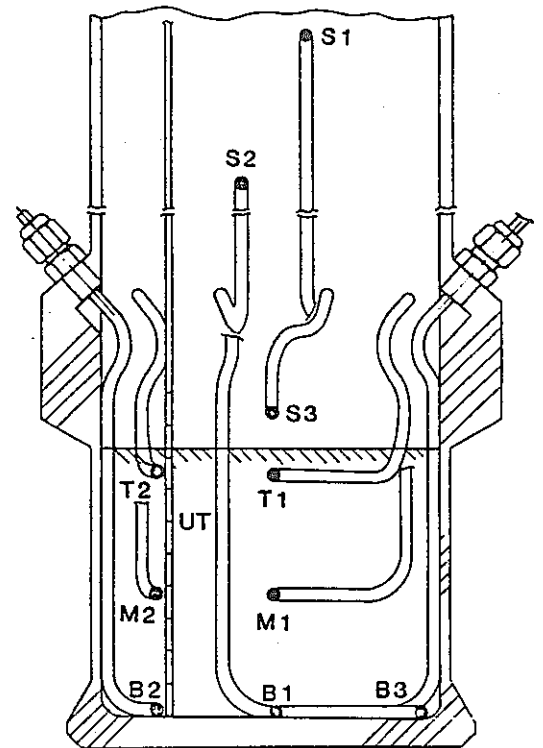
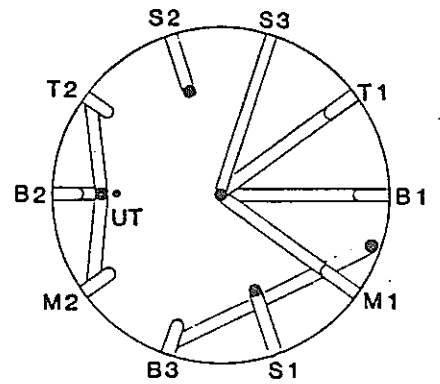


図 3.3 - 7 Pressure Measurement System
圧力計測ダイアグラム



D-4 debris bed experiment section.



D-4 debris bed diagnostic instrumentation locations.

図3.3-8 粒子ベッド試験部

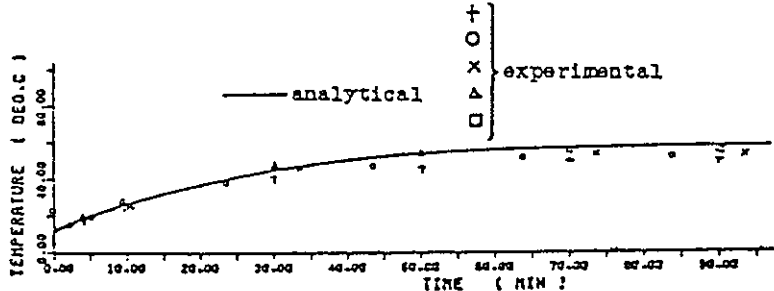
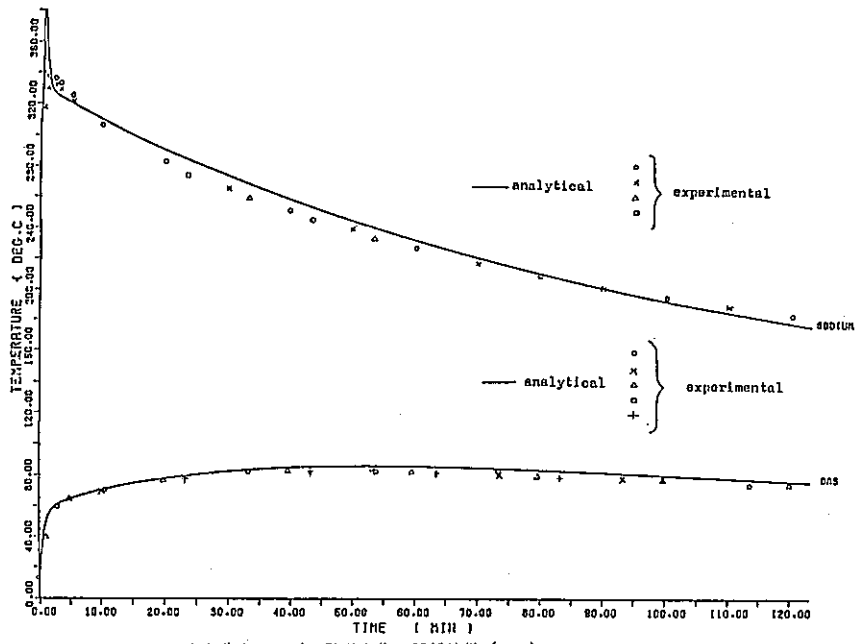


図3.4-1 Naのプール状漏洩試験の結果とSOFIRE-MIIの解析結果の比較

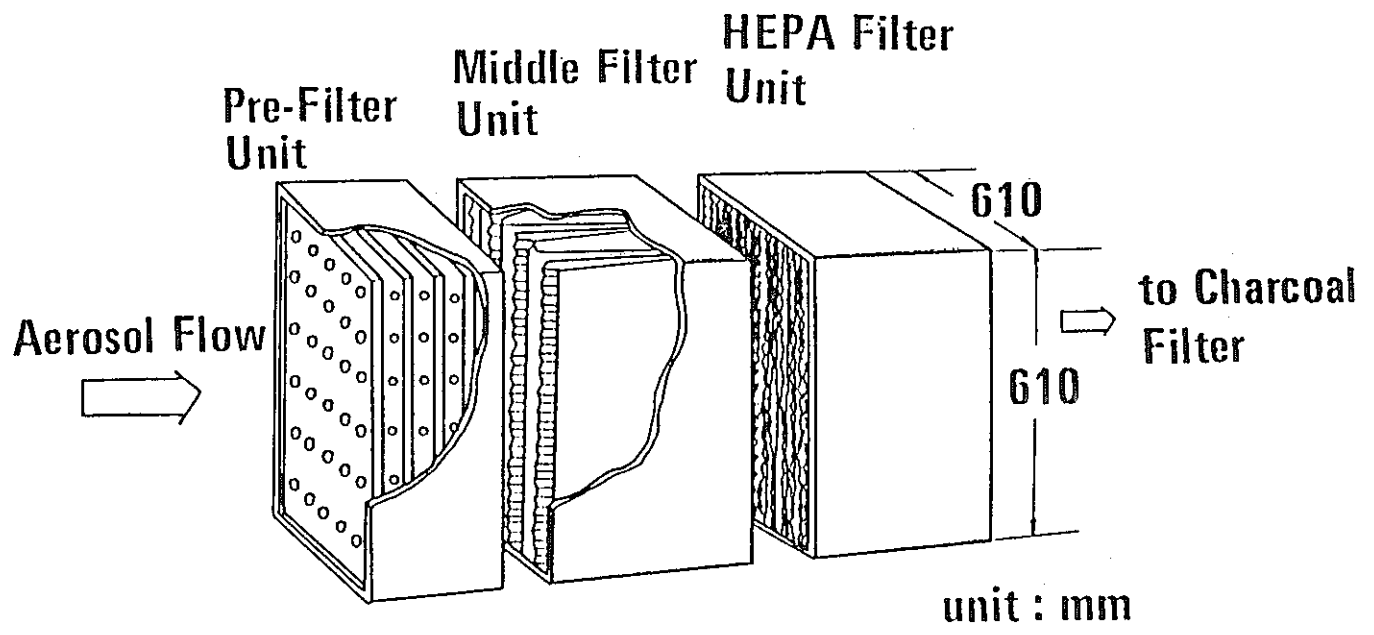


図3.4-2 エアロゾル用フィルタシステム

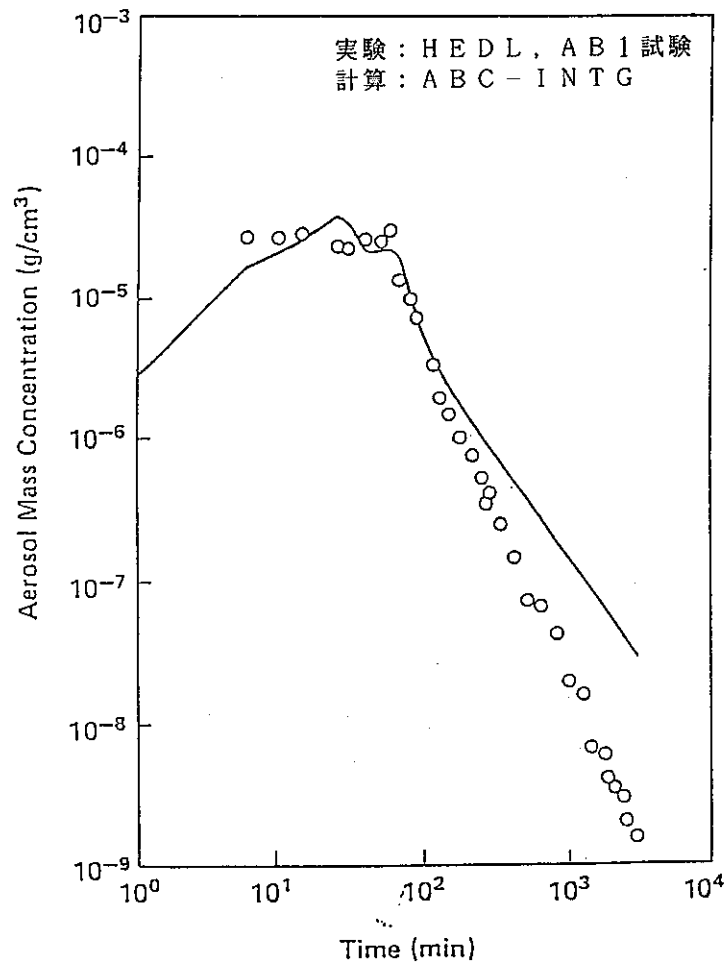


図 3.4 - 3 酸化ナトリウム, エアロゾル挙動の実験と計算との比較

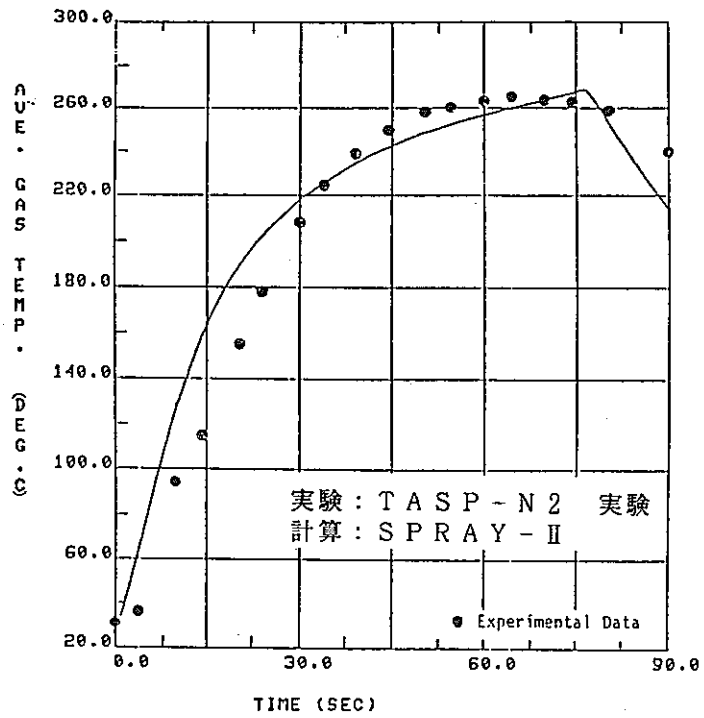
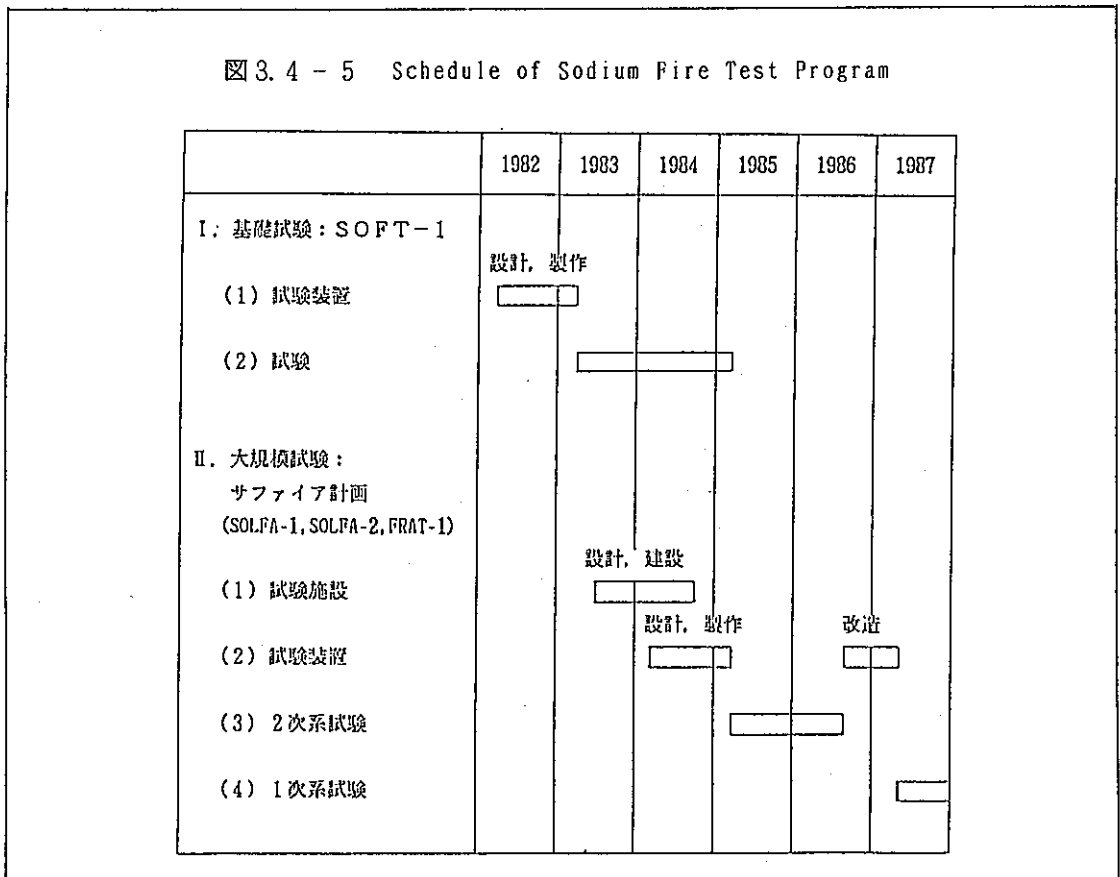


図 3.4 - 4 スプレー燃焼実験時のガス圧の過渡変化

図 3.4 - 5 Schedule of Sodium Fire Test Program



(PSS-SFT-42)

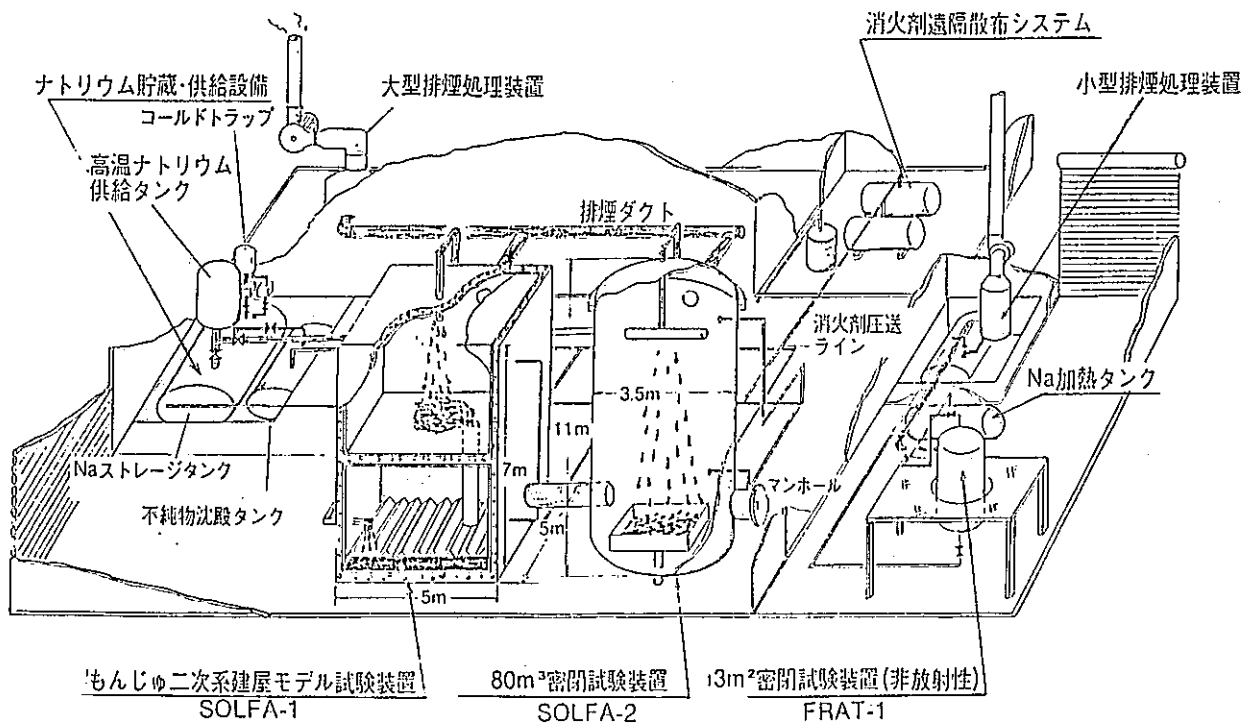


図 3.4 - 6 SAPPIRE PROJECT : Sodium Leak and Fire Test Facility
(PSS-SFT-48)

4. 確率論的リスク評価

4.1 まえがき

安全評価手法として機械論的手法，現象論的手法，確率論的手法の3つが挙げられるが，いずれの方法にも長所・短所があり，実際上は用途に応じて使い分け，安全評価を現実的なものにするよう努力してゆく必要がある。従来，安全評価手法として採用されてきたのは主に前2者より成る決定論的手法であったが，これに代わって，確率論的手法によって軽水型原子力発電プラントのリスク評価を行ったWASH-1400 (Reactor Safety Study, ラスマッセンスタデイ) が1975年に発表されて以来，確率論的手法の有効性が注目されてきた。すなわちこのPRA手法によって，原子力発電プラントを系統的，総合的に解析し，既存の産業施設並びに自然現象によるリスクとの間で有効な相対比較が行なえることとなる。WASH-1400の成果とその限界については，Lewis 報告を始めとして種々の評価がなされてきた。TMI事故以降，このPRA手法は多重故障や人的過誤の発生，あるいは保守点検の効果や影響を併せて総合的に安全性を評価することが可能なことから，以前にも増して高く評価されるようになってきている。米国においては，このPRA手法を(i)一般安全問題の処理，(ii)検査，品質保障システム，審査基準等に対して現存する規制要求の見直し，(iii)新たな規制要求の提示，(iv)新型の原子力プラントの審査，(v)原子炉の安全性研究の一層有効な展開戦略の策定などに活用し始めると共に，安全目標を策定し徐々にPRAを安全規制に用いようとする方向も明確にされつつある。

一方，近年国の内外においては，リスク評価という直接の目的だけでなく，むしろ複数のシステム間の相互干渉や共通原因故障を伴う事象の進展の把握にこのPRA手法を適用しトータルシステムとしての総合的な評価・検討(通常これをSystems Interactions Study; SISと称する。)を行い，システム設計の最適化を図ることが重要視されるようになってきていることに留意すべきであろう。

以上述べたような状況のもとで高速増殖炉開発本部では昭和57年7月15日にPRA Task Force を組織し，高速増殖炉のシステム安全解析，PRA解析に着手した。以下に我々が進めようとしているPRA解析について概説することとする。⁽¹³⁾

4.2 PRA解析の手順

PRA手法はプラントの設計及び運転の種々の要素を系統的に統合してゆき、プラントのリスクを求めるための解析手法であり、そのプラントに特有な、あるいは一般的な種々の問題を分析し検討するための情報を提供するものであって、以下に示すような手順を経て解析される。

4.2.1 事象選定

プラントの全システムを対象として、想定される動的機器の単一故障、運転員の誤操作、漏洩等の故障の原因を全て摘出し、これらの故障が生じたと仮定した場合に予測される事象の推移を分析し、代表的な起因事象の選定を行う。

4.2.2 システム解析

ある起因事象を想定し、その事象が安全保護システムの機能の成否、サブシステム間の相互干渉、運動員の手動操作の有無や過誤等によって、どのような事象推移をたどるか、その最終的な事態はどのようなもので、そこにいたる確率はどの程度かということ、プラント内のシステムのモデル化を通じて解析する。

(1) イベント・ツリーの作成

イベント・ツリーは、ある起因となる事象が生じた場合に、いかなる事態になり得る可能性があるかを検討し明確にするための帰納的方法である。イベント・ツリーの起因事象の典型としては系統あるいは機器の故障が取り上げられ、次にこの事象に対して使用する可能性が有る安全設備を摘出整理し、イベント・ツリーのヘッディングとして配置する。イベント・ツリーは通常2分岐バイナリ構造で、各分岐点ごとに2つの可能性を持つ。例えば、ある起因事象に対して2つの安全設備が関連する場合のイベント・ツリーを図4-1に示す。

上図に示すように、一般には上方向、下方向でそれぞれ成功と失敗を表現する。この手法を使えば 2^{n-1} (n :ヘッディングの数)個のシーケンスができることになるが、この内で意味のないものや物理的に不可能であるものについては通常記載を省略する。この手法によって、重要な事象推移について、それらをわかり易い形で書くことができる。

(2) フォールト・ツリーの作成

対象とすべきシステムとその故障(機能喪失)との関連を、イベント・ツリーとの対応に基づき明確にすると共に、多数の機器部品から成る複雑なシステムの故障にいたる

原因を順次抽出し、フォールト・ツリーを作成する。フォールト・ツリーは与えられたシステムにおける特定の事象（Event）の発生をもたらす事象を結合して得られる論理

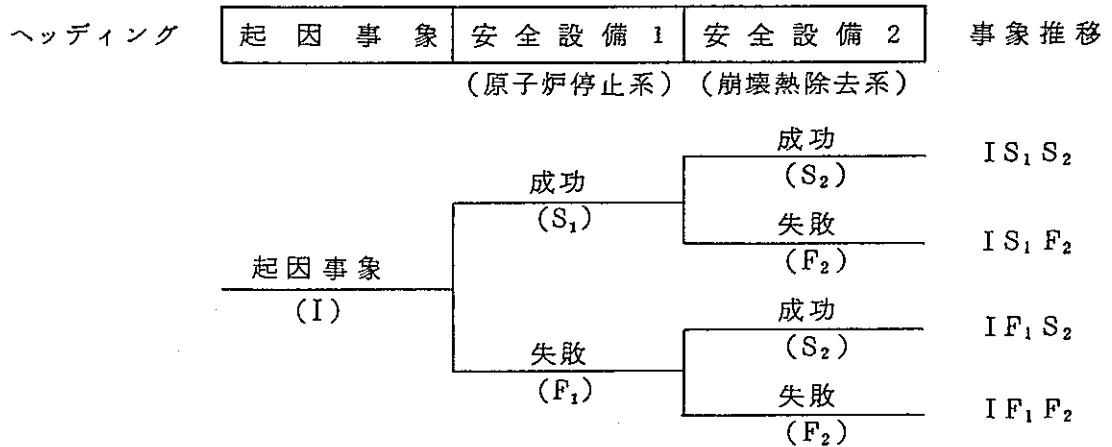


図 4 - 1 イベント・ツリー例

ダイアグラムで、基本的に演繹的な構造を有している。フォールト・ツリー作成の手順は、以下のとおりである。

- (i) 与えられたシステムに発生する特定の望ましくない事象を最終事象として選択する。
- (ii) システムとその使われ方を理解するため、その設計、建設、運転、保守、動作、故障、運転員、保守員、雰囲気条件等に係わる情報を収集し、整理する。この分析を通じて最終事象の原因となり得る事象を抽出する。
- (iii) 分析により求められた関連のある事象間の論理的関係を決定し、OR、AND等のlogic gateを用いて図示する。
- (iv) 図示された事象を誘起する原因を更に追求し、順次、図を下方に展開させてゆき、基本的且つ独立な発生確率を指定できるような事象（Basic Event）にいたった所で終える。
- (v) 作成されたフォールト・ツリーに共通原因故障の寄与やシステム間の相互干渉を考慮すると共に、試験、保守、運転操作に伴う人的因子による故障、あるいは修復を含めてゆく。

(3) データベースの作成

対象とするプラントに適用可能なデータを幅広く収集評価し、設定する。この際、先行プラントの運転データ、既に他のプラントに対するPRAで使用されたデータ、現存する各種データソースが参考となる。現在PRAタスクフォークが収集、利用しているデータソースを、参考の為に表4-1に示す。

(4) 事象シーケンスの定量化

設定したデータベースを用い、以下の手順に従って各事象シーケンスの発生頻度を求める。

- (i) (2)で作成したフォールト・ツリーを用いて、これの最終事象が発生する為に必要最小限の基本事象の組合せ(最小切断集合; Minimal Cut Set)を求める。MCSの導出に当たっては、通常まずフォールト・ツリーをそれと等価なブールの式に変換し、それから、“トップ・ダウン”あるいは“ボトム・アップ”の方式により置換してゆき、ブールの2法則(「分配則」及び「吸収則」)により、重複している事象(切断集合)を取り除いてゆく。このMCSは、それぞれが最終事象の発生仕方、モードを表わしていると言うことができる。
- (ii) それぞれの要素の発生確率をデータベースから求め、これを用いてフォールト・ツリーに対して導出される幾つかのモードのMCSの発生確率を計算する。このようにして各モードの発生確率が求まると、最終事象を最も引き起こし易いモードすなわちクリティカル・パスがわかる。また、MCSの構成要素の分析を通じて、故障を生ずる共通原因を摘出し、システムの共通原因故障に対する感受性をチェックすることができる。
- (iii) 最終事象の発生確率をMCSの形で表現される各モードの発生確率の結合として求める。この際、通常はrare event approximationが採用され、各モードの発生確率の総和をとる。
- (iv) 各フォールト・ツリーに対して最終事象の発生確率が求めれば、これを基にイベント・ツリーの定量化を計り、各事象シーケンスの発生頻度を求める。

(5) システム解析の方法

以上述べてきたシステム解析の実施に当たっては、まず、PRA解析手法に通曉した解析要員を確保すると共に、プラントのシステム設計に係わる詳細データを準備する必要

がある。システム解析作業の過半の労力を要する部分が、(1)イベント・ツリー、(2)フォールト・ツリーの作成作業である。これらは後述する計算コードの利用が不可能な領域で、熟練した解析要員により、プラントのシステムデータが分析され、論理モデルとして構築されてゆく必要がある。通常、計算コードが活用されるのは、(4)の(i)～(iii)で示したフォールト・ツリーに対するMCSの導出及びその定量化作業の部分である。

(6) システム解析コード

フォールト・ツリーの解析に使用される主要な計算コードとしては次のようなものがある。

(i) フォールト・ツリーの最小切断集合(MCS)を求める計算コード

○ PREP, PRANK, MOCUS, FATRAM, FTAP, SETS,
PL-MOD/MODCUT

(ii) フォールト・ツリーの定量化、確率計算を行う計算コード

○ KITT, PRANK, SUPERPOCUS, SETS/SEP,
PL-MODMC, SAMPLE, MOCARS, BOUNDS,
IMPORTANCE, FRANTIC

(iii) フォールト・ツリーに対する共通原因解析を行う計算コード

○ SETS, COMCAN, BACFIRE

(iv) フォールト・ツリーに対する総合解析が行えるシステムコード

○ RAS, COMCAN III, WAM (WAM/CUT/SPASM/TAP/
BAM/DRAW/COM), SETS (SETS/SEP/
IMPORTANCE/FTD)

各計算コードの機能の比較を表4-2、表4-3に示す。

4.2.3 格納施設解析

システム解析の結果を受けて、プラント施設内での炉心物質の溶融移動を含む種々の物理現象並びに放射性物質の移行挙動を解析するもので、各事象シーケンスに対して格納施設の破損(故障)モード及び環境中へ放出される放射性物質の量を評価する。

(1) 物理過程の解析

主として、軽水炉でいうCore Meltに対応する高速増殖炉のHCDAについて、炉心、原子炉冷却材バウンダリ及び格納容器における種々の物理現象を検討し、格納施設のイ

ベント・ツリーを作成する。

(2) 放射性物質の放出移行解析

放射性物質の放出移行挙動を解析し、環境中へ放出される放射性物質の量を評価する。これらの解析作業の実施に当っては、これまでR & D安全性研究の一環として培ってきたH C D Aに対する現象論の理解と解析技術が重要な役割をもつ。活用が期待される大型計算コードとしては、例えばCOMMIX, SSC, MIMIR, APPL OHS, SAS, SIMMER, CONTAIN等が挙げられる。

4.2.4 影響解析

システム解析及び格納施設解析の結果を受けて、プラント施設外での放射性物質の空間拡散挙動を解析し、立地点での気象データ、人口分布等を用いて被曝線量評価を行う。計算コードとしてはCRAC-2が挙げられる。これらの評価結果に基づき、通常は種々の影響被害(Consequence)の程度と発生頻度の関係の形(リスク曲線)に整理される。

4.2.5 全リスク解析

以上に述べてきた解析は、プラントの施設内に起因する事象に端を発したシーケンスの解析であるが、全リスクを評価するには、施設外の起因事象に端を発したシーケンスの解析も併せて実施する必要がある。外部起因事象としては、地震、火災、飛行機の衝突等がその例として挙げられる。これらの検討に際しては、上記のシステムモデルの修正、追加を行うと共に、イベント・ツリーの追加作成も必要となる。

4.2.6 不確かさ幅の評価

データベースの不確かさやモデル化の段階で用いた仮定に起因する不確かさ等の影響の程度を把握する。この為には、各解析フェイズを通じての不確かさの伝播を可能な限り解析するか、若しくは感度解析を実施して最終結果の幅を評価する必要がある。

4.2.7 結果の整理

種々の解析フェイズで得られたデータを総合整理し、結果を解釈する。その際特に、リスクの観点から重要な事象シーケンスとその発生頻度、並びにリスク曲線に着目した整理を行う。リスクに対する支配的因子に係わる施設、系統を摘出して検討を加えることによって、プラントのシステム設計、運転保守手順の妥当性の評価又は変更合理化の検討にとって有用な情報を提供することができる。また、リスクの観点から摘出された事象の重要度に応じて、安全性研究の対象としての位置づけ、優先度を明確にすることができる。

表 4 - 1. コンポーネント故障率に関するデータソース

参 考 文 献	対象コンポーネント例
"Update of the Preliminary Reliability Prediction for CRBRP Shutdown Heat Removal System", NEDM-14082, Jan. 1976.	ポンプ, 弁, 蒸発器, 過熱器, 配管, 容器
"Clinch River Breeder Reactor Plant Safety Study", CRBRP-1, March 1977.	タービン, 弁, 蒸発器, 過熱器, ポンプ, フィルター
"Estimated Recurrence Frequencies for Initiating Accident Categories Associated with the Clinch River Breeder Reactor Plant Design", NUREG/CR-2681, April 1982.	タービン, 弁, 蒸発器, 過熱器, ポンプ
"Failure Data Handbook", LMEC-memo-69-7, June 1970.	ポンプ, タービン, 蒸発器, 過熱器, 弁, 容器, コールドトラップ, 制御プログラム
"The In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Power Plant Components: Data Collection and Methodology Report", NUREG/CR-2641, July 1982.	ポンプ, 制御プログラム
"Interim Reliability Evaluation Program (IREP) Procedures Guide", NUREG/CR-2728, Jan. 1983.	ポンプ, 弁, 蒸発器, 過熱器
"Nuclear Plant Reliability Data Systems (NPRDS) 1979 Annual Reports of Cumulative System and Component Reliability", NUREG/CR-1635, Sep. 1980.	ポンプ, 弁, 蒸発器, 過熱器, フィルター, ブLOWER, 液面計, 容器, 制御プログラム
"Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG 75/014 (WASH-1400), Oct. 1975.	ポンプ, 弁, 配管, 容器, 液面計, ガスシール
"Data Summaries of Licensee Event Reports (LERs) of Valves at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-1363, June 1980.	弁
"Data Summaries of Licensee Event Reports of Selected Instrumentation and Control Components at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-1740, May, 1981	液面計
"Data Summaries of Licensee Event Reports of Control Rods and Drive Mechanisms at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-1331, Feb. 1980.	制御棒
"ATWS: A Reappraisal", EPRI NP-2230, Jan. 1982.	ポンプ, 制御棒, 給水加熱器, 制御プログラム, 弁, 配管, 主蒸気管, 蒸発器, 過熱器, タービン
"Data Summaries of Licensee Event Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-1205, Jan. 1980.	ポンプ
"Proceedings of the LMFBR Safety Topical Meeting", Vol. II, Lyon-Ecully, France, July 1982, pp.677-686.	ポンプ, 液面計, 空気冷却器, コールドトラップ, 制御プログラム, 蒸発器, 過熱器
"Yankee Nuclear Power Station Probabilistic Safety Study", Dec. 1982.	ポンプ, 弁, 液面計, 配管

以上をまとめて図4-2に示す。

表 4 - 2 P R Aコード一覧表

計算コード	フォールトツリー ミニマル カット セット	フォールトツリー 定 量 化			従属 故障 解析	コード システ ム	フェイズ ミッショ ン	プログラム言語	計算機機種	備 考
		点推定	不確 定性	インポー タンス						
SETS/SEP	×	×	×	×	×		FORTRAN (Extended)	CDC 7600 CRAY-1	Large(容量) 8,000 gates and events	
PL-MOD/ MODCUT/ PL-MODMC	×	×	×				PL/1	IBM 360 303X	200K(容量) ゲート数, イベント 数は計算機容量と問 題の複雑さに依存す る。	
PREP-KITT	×	×		×			(KITT-2) FORTRAN IV	IBM 360 Univac 1108	350K(容量) 2,000 gates 2,000 events	
WAMCUT II	×						FORTRAN IV	CDC 7600 IBM 370 FACOM M-200	1,500 gates 1,500 events	
MOCUS	×						FORTRAN IV	IBM 360	ゲート数, イベント 数は計算機容量と問 題の複雑さに依存す る。	
FTAP	×						FORTRAN IV & Assembler	IBM 370 CDC 7600	''	
RAS	×	×		×	×	×	FORTRAN IV 96% Compass 4%	CDC 7600 CDC 6600 CDC 176	''	
FATRAM	×						FORTRAN IV	CDC 76	''	
COMCAN-III	×	×		×	×		FORTRAN IV	CDC 176	''	
PRANK	×	×					FORTRAN IV	CDC 7600		
COMCAN/ COMCAN-II/ COMCAN IIA					×		(IBM) BAL 70% FORTRAN in 30%	IBM 360 CDC 175/176		
WAMCOM					×		FORTRAN IV	CDC 7600		
BACKFIRE					×		FORTRAN IV	IBM CDC		
MOCUS-BACKFIRE	×				×		FORTRAN IV	IBM360/370		
PHAMAS		×		×		×	FORTRAN IV	IBM3031		

表 4 - 3 P R A コード一覧表

計算コード	フォールトツリー ミニマル カット セット	フォールトツリー定量化			従属 故障 解析	コード システ ム	フェイズ ミッショ ン	プログラム言語	計算機機種	備 考
		点推定	不確 定性	インポー タンス						
FRANTIC II		×	×				FORTRAN IV	IBM 370		
MOCARS			×	×			FORTRAN IV 75% Compass 25%	CDC 7600 CDC 76		
PROSA-2			×				FORTRAN 95% BAL 5%	IBM 370		
SAMPLE			×				FORTRAN IV	IBM 360 370, 303X		
GO-2	×	×					FORTRAN IV	CDC 7600		
SPASM			×				FORTRAN IV	CDC 7600 FACOMM-200		
WAM-BAM		×					FORTRAN IV	CDC 7600 FACOMM-200		
SUPER POCUS		×		×			FORTRAN IV	IBM360/370 CDC		
IMPORTANCE		×		×			FORTRAN IV	IBM 370		
BOUNDS			×				FORTRAN IV	IBM 360 IBM 370		
DPD*			×						Baysian Update *離散確率分布法	
RALLY		×	×	×				IBM		

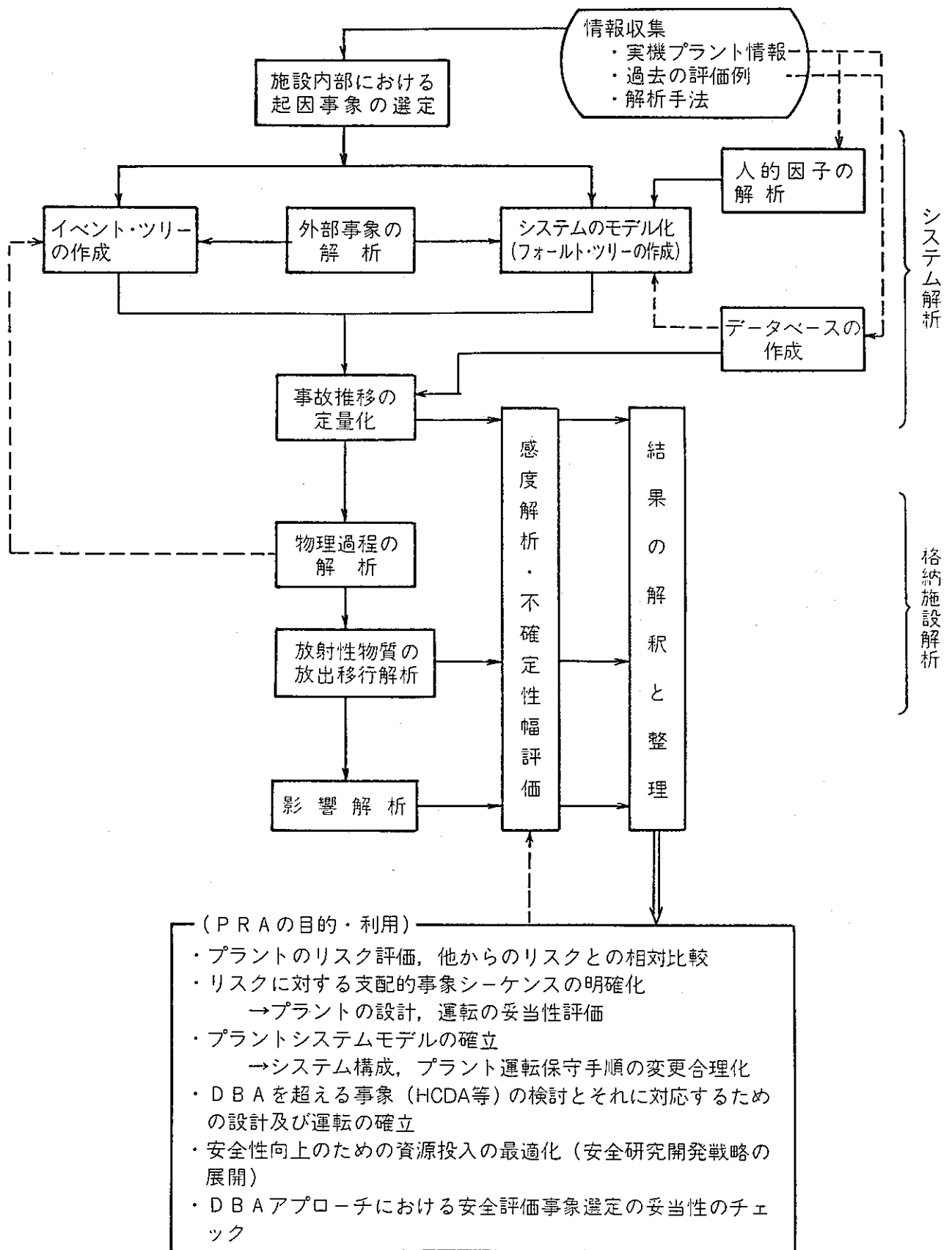


図 4 - 2 P R A のプロセス

4.3 もんじゅシステム安全解析の概況

4.3.1 システム安全解析計画

高速増殖炉開発本部 R & D 部門に設立された P R A タスクフォースでは，C R B R P 及び S N R - 300 等のプラントに対して実施された P R A をも参考にしつつ，高速増殖炉「もんじゅ」の設計の進捗に合わせて，米国の Energy Incorporated 社に委託してそのシステム安全解析作業を進めつつある。以下に，この「高速増殖炉システム安全解析」(P R A) 作業計画の概要を述べる。全体の計画は，図 4 - 3 に示すとおりである。本作業は予備的検討段階を経て，昭和 57 年度後半から 58 年前半にわたって実施されたシステム安全解析 Phase - 2 における「もんじゅプラントを対象にしたシステムモデルの開発」から始められた。

まず，いかなる事象が重大な事故シーケンスの起因事象となり得るかを判断する為に，論理モデルを作成し，これに基づいて事故の起因となるあらゆる要素を系統的に抽出することにより，起因事象の選定及び分類を行った。次に各分類ごとの代表事象に対してプラントの応答を検討し，イベント・ツリーを作成した。そして，このイベント・ツリー上に記述された各安全システム(フロントラインシステム)に対してその機能喪失にいたる原因を順次抽出し，フォールト・ツリーを作成した。

昭和 58 年度後半から 59 年半ばにかけて実施される Phase - 3 においては，更にフロントラインシステムがその機能を果たす上で必要となるサポートシステムに対してもフォールト・ツリーを作成し，プラントシステムモデルの総合化を図ると共に，データベースの作成，整備，フォールト・ツリーの定量評価を介して，主要な事故シーケンスの定量化を行い発生頻度を求める。またリスクの観点からこれらの結果を整理，分析し，解釈を加える事により，各事象シーケンス・カテゴリーに対する支配的な事象シーケンスを明確化することとしている。

システム安全解析作業は，その後 Phase - 4 以降に引継がれ，共通原因故障の評価，ナトリウム火災など外部事象の評価，Human Reliability や Phased Mission の解析，製作設計の進捗に伴うイベント・ツリー，フォールト・ツリーの見直し，詳細化，感度/不確定幅解析などを順次実施してゆく予定である。P R A 作業計画としては，その後，プラントの設計，建設の進捗に合わせ，適宜システム安全解析の見直しと詳細化を計ってゆくと共に，ここから抽出された主要な事象シーケンスに対する物理過程の解析，放射性物質の放

出移行解析，影響解析を順次，大洗工学センター高速炉安全工学部3室にて実施してゆく計画である。これら格納施設解析には，安全性研究分野で，これまでに蓄積されてきた知見並びに各種安全解析コードが活用されることとなる。また，システム安全解析の分野でも，この間，動燃側の解析要員の育成に努め，状況の進展に合わせてPRAタスクフォースメンバーによる作業の比重を増してゆき，最終的にはタスクフォースが纏める計画である。

PRAタスクフォースでは，この為，表4-2，表4-3に示したPRAコードの内から，これまでにSAMPLE（WASH-1400で使用したモンテカルロ法による不確かさ評価），MOCUS-BACFIRE（共通原因故障を考慮したフォールト・ツリー解析），BOUNDS（モーメント法〔Markov, Tchebycheff 法等の解析的手法〕）による不確かさ評価，SETS（フォールト・ツリーに対するMCSの作成。点推定），SEP（MCSを入力としたフォールト・ツリーの定量評価。モンテカルロ法による不確かさ評価），IMPORTANCE（MCSを入力としたフォールト・ツリーの定量評価。MCSや要素ごとの寄与率の順位づけ等），FTD（フォールト・ツリーの図形処理）等のコードを導入整備し，作業の用に供すると共に，今後とも引続いてPRAコード群の整備充実をはかってゆく計画である。以下に，Phase-2で実施された作業の概要を紹介する。

4.3.2 高速増殖炉システム安全解析(2)の概要

4.3.2.1 起回事象の選定と分類

まず，PRA Procedures Guide（NUREG/CR-2300）にならい，事故の起回事象を同定する事を目的として，論理モデルすなわちマスターロジックダイアグラム（MLD）を作成した。MLDはフォールト・ツリーと同様に演繹的な手法であり，論理的に事故の起回事象を抽出し，分類するのに有効である。このMLDの作成に当っては，もんじゅプラントの設計情報をもとに工学的に十分検討すると共に，他のプラントを対象にしたPRAの起回事象をも参考にした。MLDに基づいて同定された起回事象は，それが発生した時のプラントシステムの応答の類似性の観点から分類された。現状では82の起回事象が抽出され，これが13のカテゴリーに分類されている。このような分類を行うことにより，システム解析の実施に当って，イベント・ツリーの数を合理的に設定することが可能となる。

4.3.2.2 起回事象の定量化

表4-1に示したデータベースを主体にして、上記起回事象の発生頻度を各々mean, medianとrange factorの形で評価し、整理した。現状では、全起回事象の発生頻度合計は14/炉・年(mean)となっている。これはEPR I-NP-2230に示された最近のPWR, BWRのその9.5/炉・年に比べると高いが、CRBRP Safety Studyの18/炉・年(median) [mean>20/炉・年]よりは低い値となっている。

尚、炉心溶融には係わりはないが放射性物質放出の可能性のある起回事象についても、同様にして、その発生頻度の定量評価が実施されている。

4.3.2.3 イベント・ツリーの作成

各カテゴリーごとにプラントシステムの応答が検討され、それに基づきイベント・ツリーの作成がなされた。

本資料では第1のカテゴリーである正の反応度挿入事象に対するイベント・ツリーを代表例として取上げて以下に説明する。イベント・ツリーの作成に当たって、このカテゴリー中の代表事象は制御棒急速引抜事故としている。この事故にたいして作動が要求されるシステムは次のとおりである。

- (1) 制御棒挿入：原子炉保護系により出力上昇を検知し、制御棒を炉心に挿入する。有効なスクラム信号として、「出力領域中性子束高」、「広域中性子束高」、更にこれらと検出器は共通になっているが1次及び2次の「ポンプ回転数低」（中性子束に対する比）、1次及び2次の「冷却材流量低」（中性子束に対する比）を挙げるができる。
- (2) 短期の崩壊熱除去：原子炉トリップ後、崩壊熱は初期には補助冷却設備により除去される。事故後20時間の間は、強制循環の場合も自然環境の場合も、補助冷却設備の少なくとも1系統の作動が要求される。
- (3) 長期の崩壊熱除去：原子炉トリップ後20時間以降は、補助冷却設備のみならずメンテナンス冷却系によっても崩壊熱を除去することが可能である。

この正の反応度挿入事象に対するイベント・ツリーを図4-4に示す。各シーケンスの内3と4は原子炉はトリップされるが、崩壊熱の除去に失敗して炉心溶融にいたるケースであり、5は原子炉トリップに失敗し、いわゆるTOP without scramとなるケースである。

4.3.2.4 フォールト・ツリーの作成

本資料では、どのイベント・ツリーにも必ずフロントラインシステムとして記される原子炉保護系を対象としたフォールト・ツリーを代表として紹介する。原子炉保護設備の説明図を図4-5に示す。ロジックトレインはA, Bの2つがあり、各々は独立に制御棒を保持しているMGセット電源を切ることにより制御棒を炉心に挿入する。「原子炉トリップ失敗」を最終事象とするフォールト・ツリーを作成するに当たっては、次のような前提を置いている。

- (1) トリップ遮断器の状態については3種類を考える。すなわち、通常状態、試験状態、異常状態である。異常状態とは、試験終了後に通常状態へと戻す際に、運転員の過誤によりそれが出来ないまま運転に入った場合を指している。
- (2) 双安定回路、論理回路等は、フェイルセーフの設計になっているので、電源喪失、信号伝達回路の断線はトリップ遮断器の開失敗の原因としては考えない。短絡やメンテナンスエラーによる無停電電源への結線は考慮する。
- (3) 計測チャンネルの構成機器としては、検出器、増幅器あるいは信号処理回路、比較器及びバイステابلリレーを対象とする。2/3回路には、この計測チャンネルの3つの信号が入力される。

図4-6に最終事象の「原子炉トリップ失敗」をUVドライバー（OR論理回路）に関する事象の所まで展開したフォールト・ツリーとして示す。このフォールト・ツリーは、いかなる起因事象に対しても適用出来るモデルである。図4-7には、「UVドライバーに信号が入力されない」を最終事象とするフォールト・ツリーを検出器に関する基本事象にまで展開したものとして示す。一般的な1種類の原子炉トリップ信号を対象として描かれているが、実際には起因事象によって有効な原子炉トリップ信号の種類とその数は異なるので、それに応じてここに示したフォールト・ツリーをその数だけ用意してANDゲートを用いて結合する必要がある。フォールト・ツリーの作成に関しては、フロントラインシステムとして、この他にメンテナンス冷却系設備、補助冷却設備、ディーゼル発電機、ナトリウム-水反応抑制設備、1次主冷却系循環ポンプ主モータートリップ、2次主冷却系循環ポンプ主モータートリップ、1次ナトリウムオーバーフロー汲上系、1次アルゴンガス系隔離、破損燃料検出装置をとり挙げている。またこれらフロントラインシステムの作動に必要な関連サポートシス

テムの一部である原子炉補機冷却海水設備や原子炉補機冷却水設備についてもフォールト・ツリーモデルを作成している。フロントラインシステムとサポートシステムの相関を図4-8に示す。更に、これらのシステムの故障メカニズムを分析するため、SETSコードによりMCSの導出を行いつつある。今後は、これらの成果をPhase-3に引継いで、フォールト・ツリーの定量評価及びリスクに関し支配的な事象シーケンスの明確化を計ってゆく予定である。

4.4 今後の課題

以上述べてきたように、PRAの手法は軽水炉プラントを中心として原子力分野においても広く浸透し、その利用実績が積み重ねられつつある。PRAタスクフォースは、設立の趣旨に則り、動燃事業団が設計、建設、運転を行う原子炉（高速炉）がいかに安全であるか、また今後どのようなR&Dを限られた資源（人員、資金、時間）をもって行うべきか、を判断する際の情報を提供することを主目的として、作業を進めてゆく計画である。更に将来の高速増殖炉の大型プラントの開発に目を転じた場合、原子炉の高い安全性を維持しつつ、経済性を向上させるよう、その合理化を計ってゆくことが重要となる。この為には、(i)事故防止用の設備を実用上可能な限り強化し、(ii)事故結果を緩和する為の工安系などの設備を可能な限り軽減する必要がある。設計の妥当性を総合的に評価し、(i)と(ii)とのバランスを適切にとる為には、従来の決定論的手法だけでは対応不可能である。例えば、従来、安全設計に際して採られてきている単一故障基準は、画一的側面が強く、リスクの低減に関し寄与の小さい箇所が、その適用により過重装備となる一方で、場合によっては、最もリスク低減を必要とする箇所の防護対策が不十分となるといった、必ずしも合理的な安全性の確保にとって役立っていない可能性がある。従って今後は、データベースの整備に合わせて、安全設計の分野にも積極的にPRA手法の導入を計る必要がある。現在の知見から推測して、大型炉の開発段階で重要となるPRA関連事項としては、次の3項目が挙げられる。

(i) 安全設計に係わる基準類の合理化

PRA手法を導入し、他のプラントとのリスクの相互比較、高速炉プラントの経済性/安全性のバランス評価を実施し、総合的な検討を行い、安全系・非安全系の役割分担の明確化と最適化、機器重要度分類の見直し、過剰設備の削減を含むシステムの簡素化などを通じて安全設計に係わる合理化を促進する。

(ii) 安全評価項目の整理と深層防護設計の補強

P R A手法の導入による起因事象の摘出，分類と発生頻度の定量評価，リスク評価を通じて，安全評価上のD B A， Beyond D B A， Residual Risk等の分類とその位置づけ，立地評価用事故（Source Term）と格納性に対する要求条件の明確化を計る。併せて各事故事象の位置づけに応じた重みづけで防護設備の設計を行うことで，安全上必要とされる深層防護の要求を合理的に満足させる。

(iii) 事故（リスク）の低減方策の策定

P R A手法の適用により，事故（リスク）に対する支配的な事故シーケンスを明確化し，それに係わる系統，機器及びその運用を摘出して検討を加え，プラント設備の改造のみならず，安全パラメータ表示システムの開発，運転保守マニュアル及び緊急時運転要領の改善などのリスクの低減方策の策定を通じて，安全性の向上を期する。

以上述べてきたような分野で行われるP R A解析を実効有らしめるには，国内外の関係者の協力のもとに，解析手法の開発，判断基準あるいは許容レベル（Safety Goal）の標準化が必要とされるのは勿論であるが，新型炉である高速炉において，その重要性，緊急性が特に強調されるべきものに高速炉プラントのデータベースの整備がある。米国では，このような観点から，新型炉の信頼性データに関する情報交換の中心的役割を果たすセンターを意図して，D O Eの支援のもとに，O R N LがCentralized Reliability Data Organization（C R E D O）を1978年に設立した。1980年より始められたデータ収集の主要対象は，E B R - IIとF F T Fであり，これにE T E C，G E，H E D L，W A R D等の試験ループのデータを付け加えている。

一方，動燃事業団の大洗工学センターにおいては，高速実験炉「常陽」が順調な運転を続け，また，50M W蒸気発生器試験装置，ナトリウム流動伝熱試験装置，各種の機器モックアップ試験装置など多数のナトリウム機器，配管の長期間にわたる試験が実施され，貴重なデータを蓄積してきている。従って今後は，データベース構築の重要性にかんがみ，これら関係箇所において，運転，試験データの統計処理がなされてゆくことが，強く望まれる。現在既に，高速実験炉部においては，関係者の努力によってその第1歩が踏み出されつつある。近い将来，動燃事業団のこれら関係者の努力を核に，米国のC R E D O等の国際間の情報交換を強力に推進し，高速炉に関する有効なデータベースの構築も計ってゆきたいと希望している。

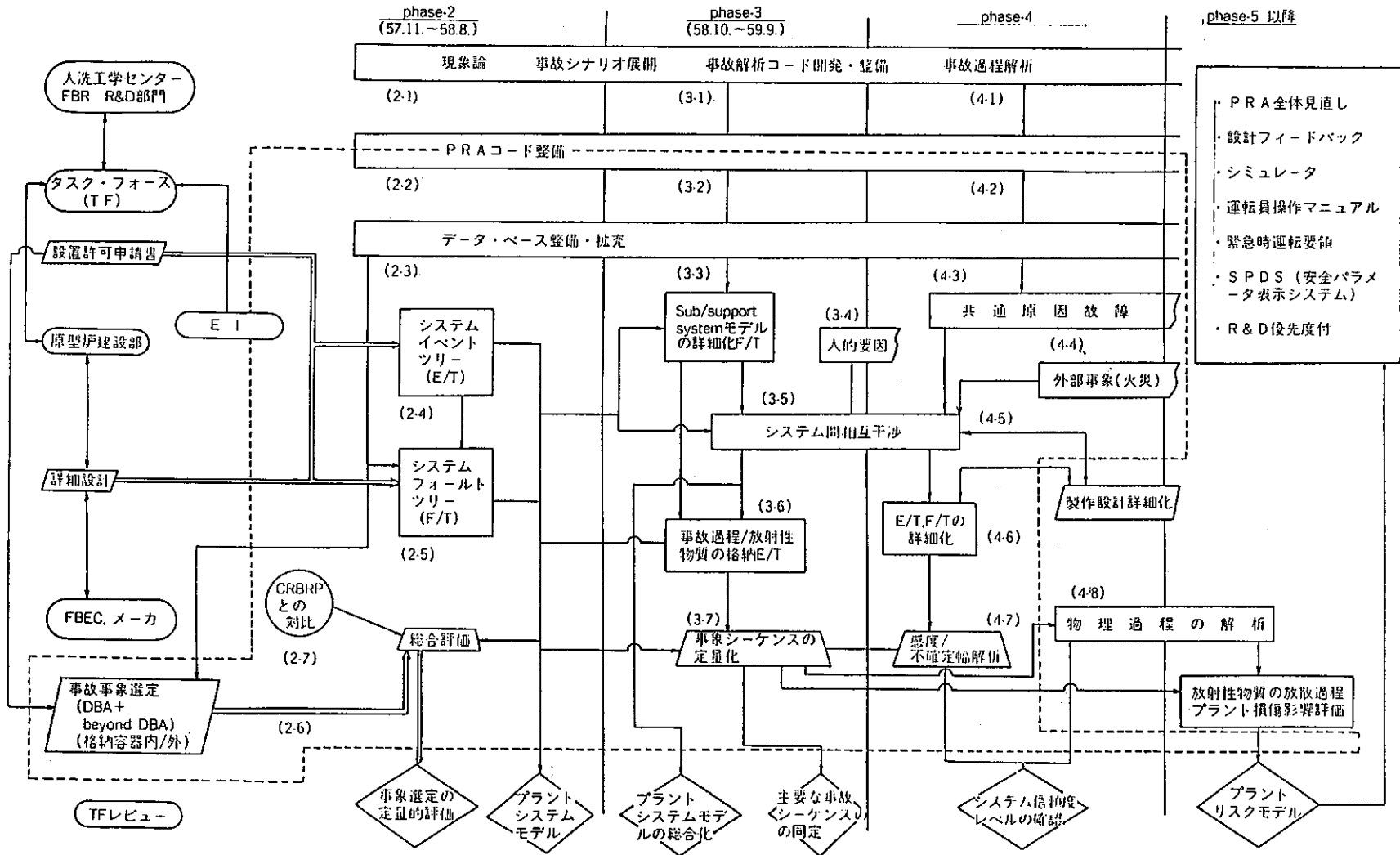


図 4 - 3 全体計画図

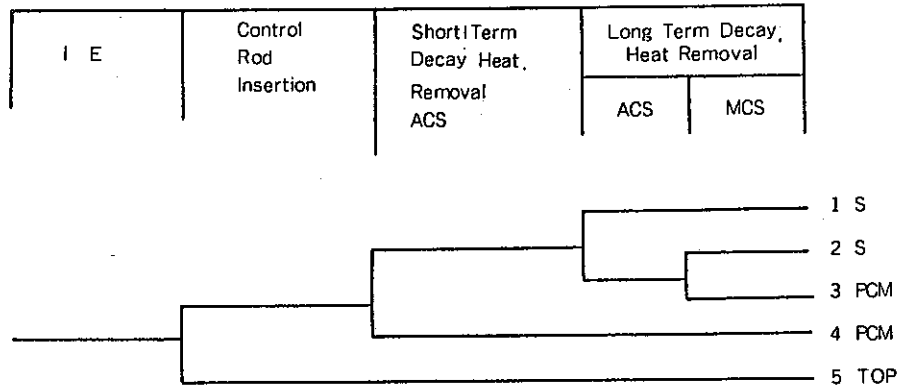


図 4 - 4 正の反応度挿入事象のイベント・ツリー

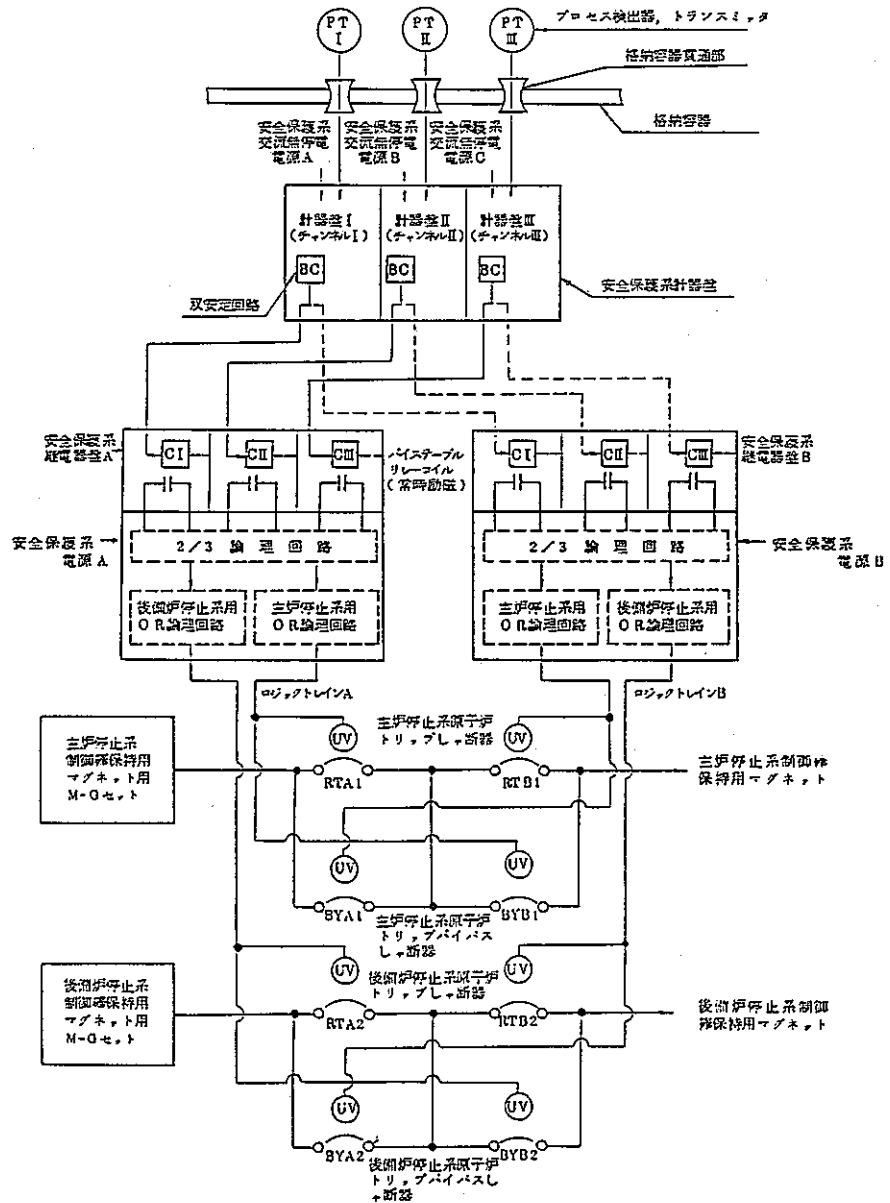


図 4 - 5 原子炉保護設備説明図

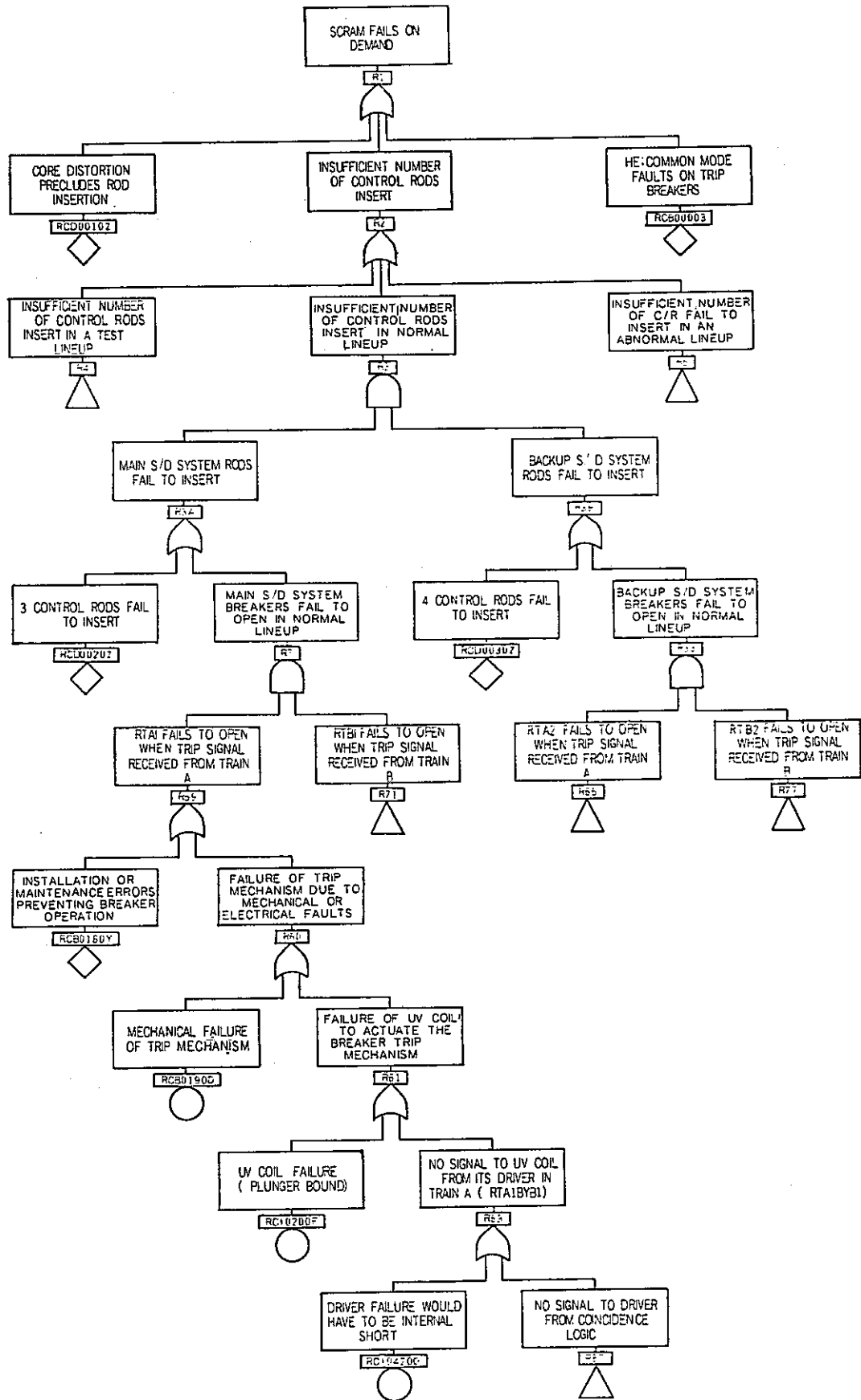


図 4 - 6 原子炉保護設備のフォールト・ツリー(1)

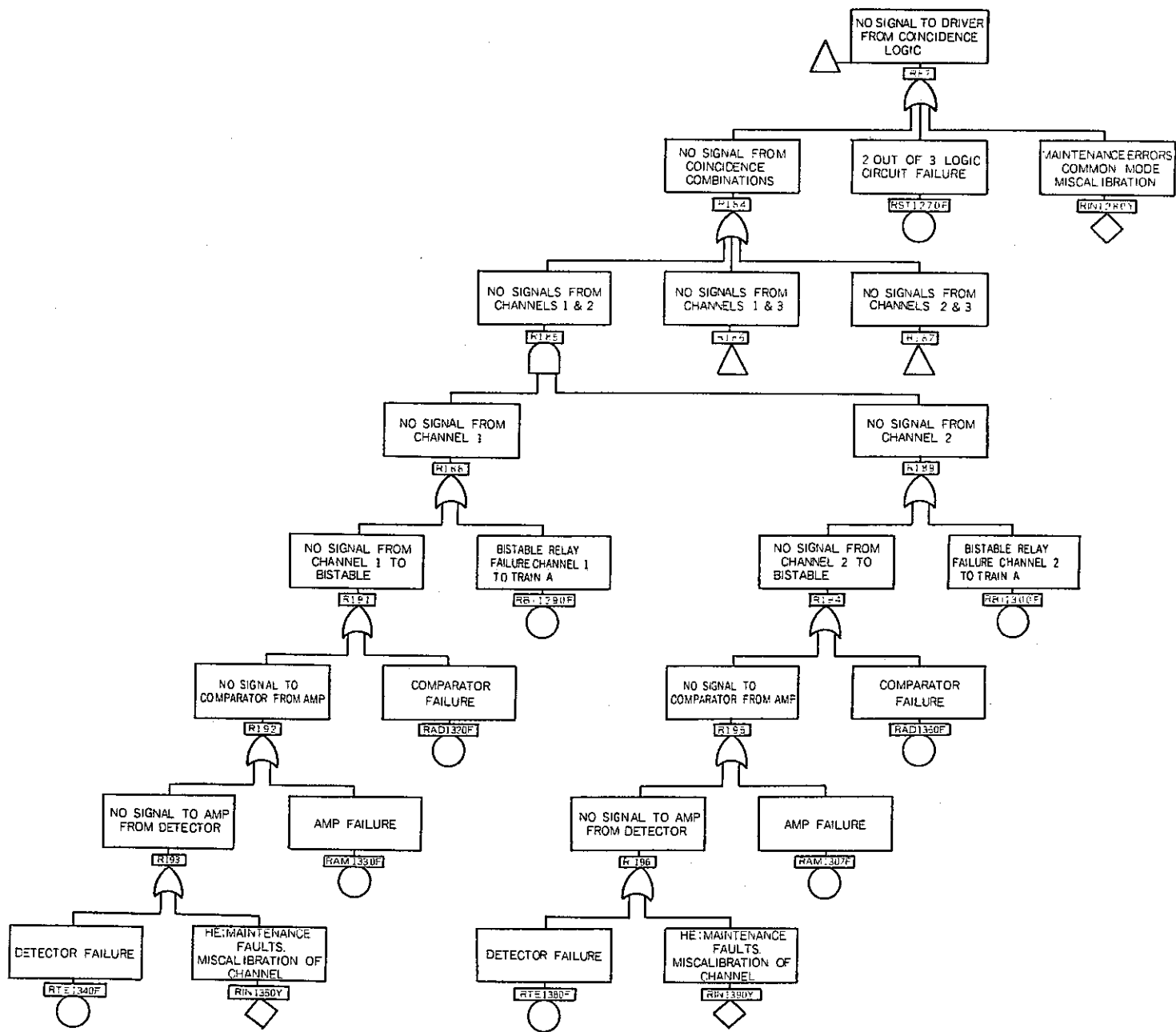


図 4 - 7 原子炉保護設備のフォールト・ツリー(2)

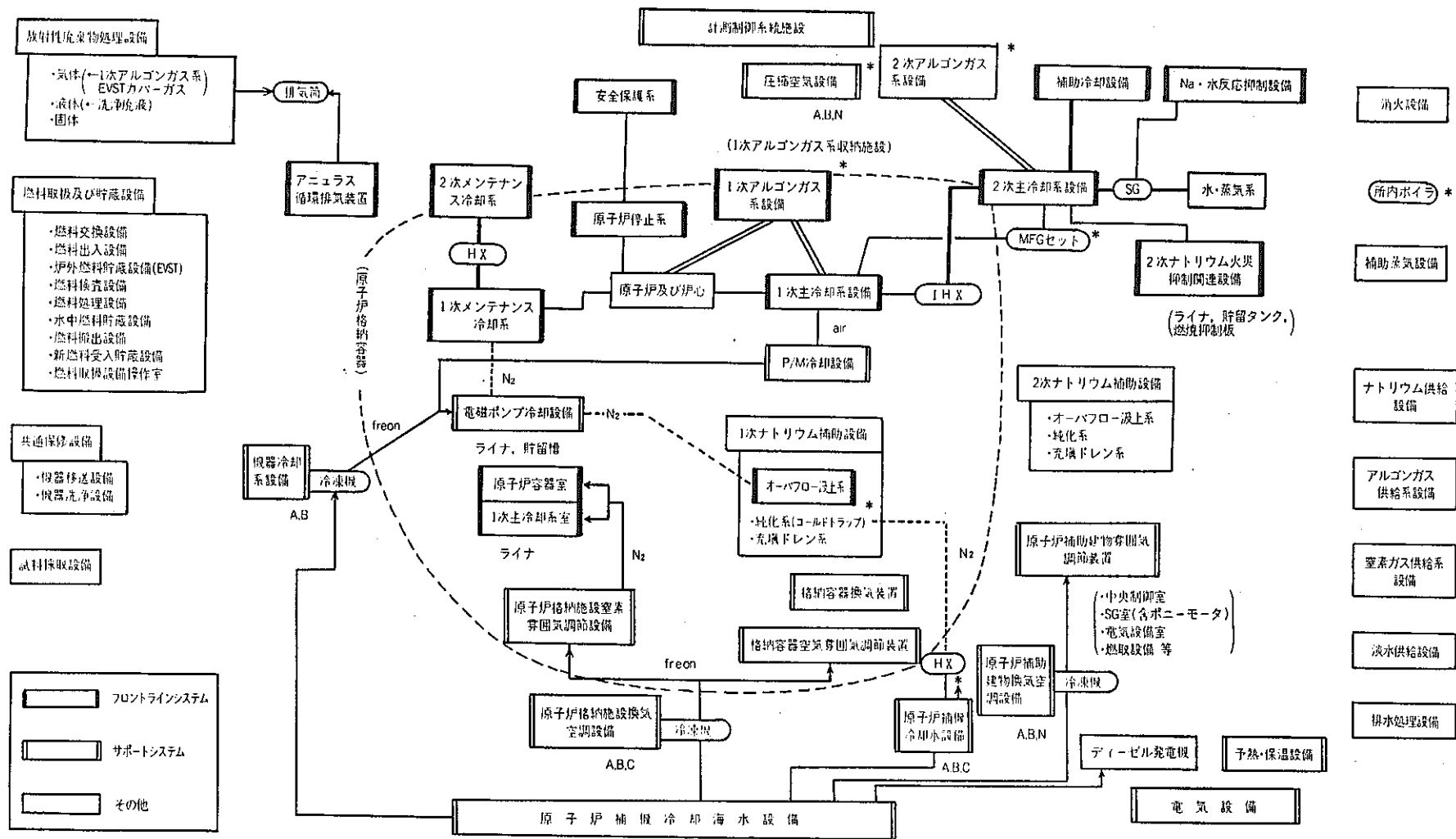


図 4 - 8 フロントラインシステムとサポートシステムとの構成例

5. F B R 安全性研究に関する国際協力

F B R 開発の初期には、各国とも自主開発を目指し独自の研究開発を行ってきた。しかし近年研究開発コストが膨大なものとなってきたため、国際協力を密にし十分な情報交換を行なうと共に同種の研究への二重投資を避けようという気運が高まってきた。特に安全性研究分野では、各国で開発する炉型、設計概念は若干異なるものき、基調となる安全性の理念は共通であり、パブリックアクセプタンスに関する世界的なコンセンサスを得る必要性が極めて高いため、各国共国際協力には非常に力を入れている。図5に、動燃事業団(PNC)の国際協力を図示する。各種の国際会議の他、2国間、3国間協定の下で多くの共同実験や情報交換の場が持たれている。特に国内での実施が必ずしも容易でない炉内試験計画等にも積極的に参加している。又、ソフトウェアに関しても、数多くの計算コードが国際協力に基づいて開発あるいは交換されている。

F B R 安全性に関係した国際会議としては、A N S / E N S 主催の国際会議が2～3年毎に開催され、各国の主要な研究成果はほとんどがこの会議で報告されている。I A E A の主催で F B R 関連の多くの会議が開かれているが、安全性に関しても炉心物質の状態方程式、事故時の F P 挙動、ナトリウム火災等に関する専門家会議が開催されている。O E C D / N E A の原子力施設安全委員会(CSNI)でも、F B R 安全性の親委員会の下にエアロゾル挙動、F C I 等に関するワーキンググループ(WG)を設け、定例会議、専門家会議を開催している。また F C I の WG においては各国の研究の進捗と成果をまとめた F C I Newsletter を定期的に発行している。この他ヨーロッパの各研究所が主催している液体金属沸騰 WG にも参加している。

国際協力協定としては、先ず日米間(PNC-DOE)の高速炉協定の親委員会(合同調整委員会)の下に安全性WGが1976年に発足し、以来情報交換、WG会議、専門会議が開催されている。一方米国NRCに関しては、科学技術庁との間に情報交換協定が締結されており、その下でPNCが窓口となり、F B R 安全性に関する情報交換および専門家会議の開催が行われている。日英間にも高速炉協力協定が締結されており、最近この下に安全性WGが発足し、さらに協力関係が緊密となっている。西独および仏との間には、3ヶ国協定を締結しているが、西独がオランダ、ベルギーと、仏がイタリアと政府レベル、民間レベルでの共同開発体制を形成しているため、この協定はこれらの国を包含するものとなっている。安全性の分野でもこの

3ヶ国協定の下で専門家会議，情報交換会議を開催している。

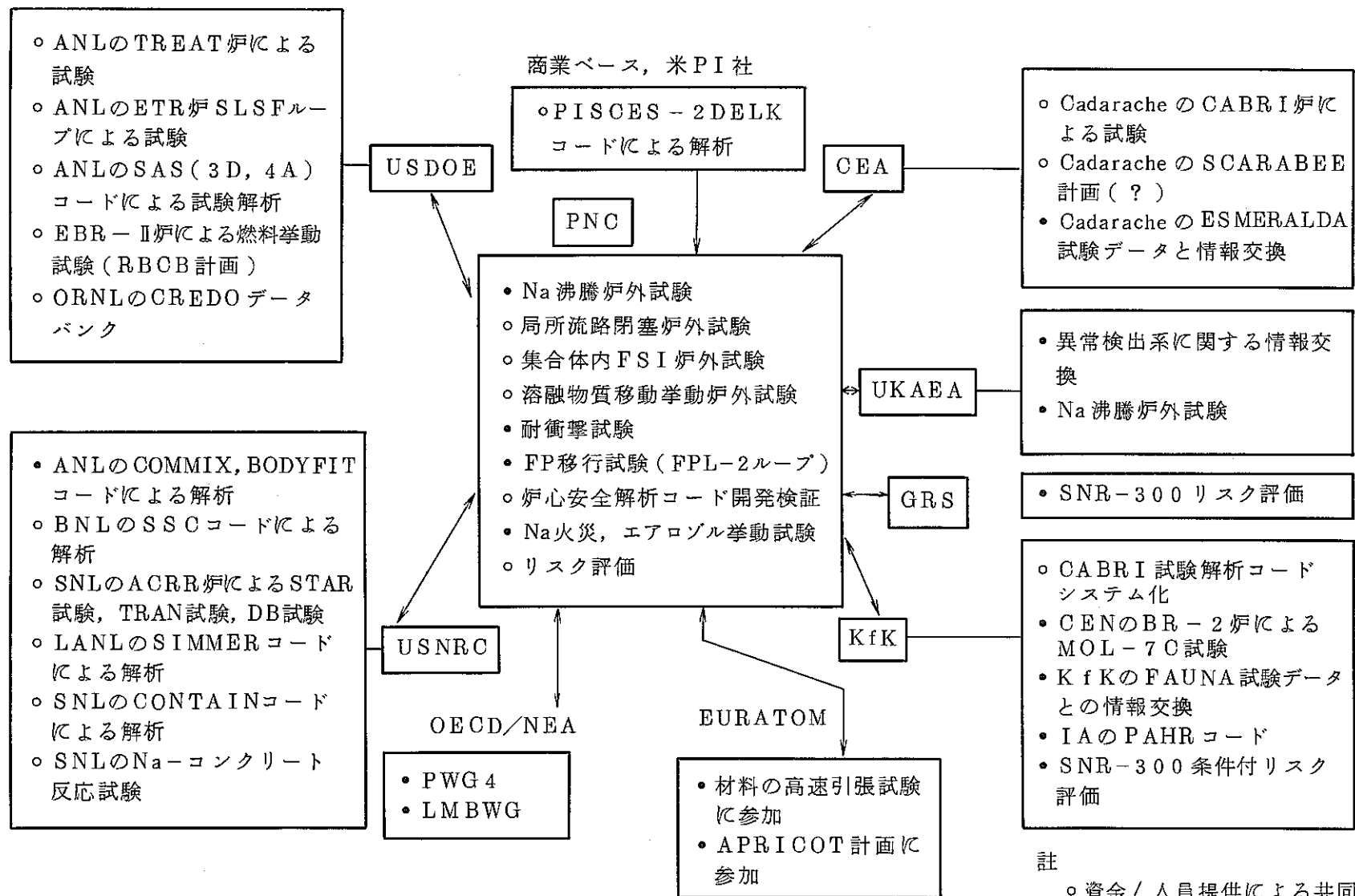
国内での実施が必ずしも容易ではなく，かつ共同研究が提案された海外の試験計画にも積極的に参加し，基礎データの蓄積を計っている。PNCが参加している海外の試験計画としては以下のものが挙げられる。先ず仏独の共同CABRI試験には英国，米国NRCと共にジュニアパートナーとして1975年より参加している。次に米国のTREAT/SLSF試験にも1979年よりその一部に参加し，CABRI試験と併せて事故時の燃料ピン挙動に関する多くの知見を得ている。米国ACRR炉を用いたデブリベッド試験には1980年に参加し，本試験は米国NRC，EURATOM，PNCの三者共同試験となった。同じくNRC主催のACRR炉を用いたSTAR試験，TRAN試験にも，西独KfKと共に参加し，実行に移しつつある。その他構造物応答評価の分野ではEURATOMとの協定により材料の高速引張試験を共同研究している。又，耐衝撃解析コードの国際ベンチマークであるAPRICOT計画にも参加している。

ソフトウェアの分野でも，上記国際協力協定の下で解析コードが導入・交換され，あるいは開発にも参加し，実機の安全解析技術の急速な進歩が達成されてきた。米国から導入されたSAS3D，SAS4A，SIMMER-II，SSC-L，COMMIX-1A，BODYFIT-1FE，CONTAIN等の大型コード群がその例である。これ等のコード群は国内外の炉内・炉外試験との照合計算，国内対応コードとのベンチマーク計算等により，標準化作業を進めている。

リスク評価に関しては，前章で述べたように原型炉「もんじゅ」を対象に鋭意PRAを実施しているが，先行例としてのCRBRPの情報を消化する一方，西独KfKとIAの行った詳細なSNR-300の条件付リスク評価や，GRSの行った軽水炉とSNR-300のリスク比較等と緊密な情報交換を行なっている。

一方，PRAの結果を実機に反映させる為には，データベース（特にナトリウム機器）の整備が不可欠であり，実験炉「常陽」を始めとする大洗工学センターの各種ナトリウム・ループの運転・故障データと，米国DOEのCREDOデータとの相互乗り入れを計るべく，現在DOEと交渉中である。

図5 国際協力協定による実験データ，解析コード・情報交換



註

- 資金 / 人員提供による共同計画
- 対等情報交換

6. おわりに

FBRプラントに対してはLWRと同様にその安全性が確保される様

周辺公衆に対する放射線防護

施設における多重防護

適切な隔離条件の確保

の基本的思想に則った技術的措置（例えば安全保護装置，安全防護設備等）を講じた設計および運用がなされてきている。

従って安全性研究の目的は，①技術的措置に対して必要な機能および情報を提供すること。②対象とするプラントについて，異常状態（例えば機器故障，プラント外よりの外乱）を想定し，それに対して技術的措置が機能し，十分に安全性が確保されることを確認することである。FBRプラントは，LWRと同様に，高い信頼性を持って設計製作されて来ているが，その製作・運転実績がLWRに比較して少ないことから，安全性の余裕度を確認するため，更に③仮想的炉心崩壊事故を含む評価をおこない，放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認することとなっており，これがFBR安全性研究の特徴となっている。

動燃においては，昭和42年創立以来「常陽」および「もんじゅ」の安全性評価を主目的とした研究が進められて来ており，「常陽」についてはこれら研究成果を反映して設計，建設，運転が進められた結果，MK-I炉心の運転を無事終了させることが出来，現在MK-II炉心での運転が進められている。一方昭和47年頃から「もんじゅ」の安全性評価のための研究開発が重点的に進められ，現在その成果が集約されつつある段階である。

安全性研究は非常に広い分野に亘り，数多い研究項目に分れているので，各研究の安全性評価に対する位置づけを明確にする目的で，米国DOEが開発したLOAsの考え方を参考にし，研究分野を，①事故防止，②炉心損傷制限，③原子炉一次系の健全性，④格納健全性および放射線被曝低減，に分類し，現在までの研究および現在行なっている研究を整理した。

これ迄の研究成果としては，

①事故防止に関しては，「常陽」および諸外国のFBRプラントにおける極めて良好な運転実績，動燃大洗工学センターを中心とした各種機器の耐久試験データおよび計測制御系機器信頼性データ等，FBRプラントの信頼性に対する有意義な成果が得られている。

②炉心損傷制限に関しては，原子炉運転中および停止後の燃料ピンの健全性にかかわる研究

が行なわれ、冷却材沸騰状態における燃料ピン除熱能力に関して有用な情報を得た。又本研究と①の成果は、一部の燃料ピンに損傷が生じて、これが起因となり大規模な炉心損傷に進展することはなく、安全保護系の作動により原子炉を停止して安全を確保出来ることを示している。

③原子炉一次系健全性の研究は、一部に仮想的炉心崩壊事故に関する研究を含んでおり、取扱う事象が多岐に亘るため、事故の発生から終息までの事象進展過程を、起因過程、炉心崩壊過程、構造物応答過程および事故後崩壊熱除去過程に分割し研究を進めている。この分野では燃料破損・熔融に関する試験、大型解析コード開発が国際協力による共同研究を中心として実施されている。

④格納健全性と放射線被曝低減に関する研究では、格納容器内に漏洩或は放出されたナトリウム燃焼に関して「もんじゅ」を模擬した試験を実施しこれをもとにして解析コードの開発を行なった。又、事故時に発生が予想される放射性エアロゾルの性状、格納容器内における挙動およびフィルタによる除去に関して実機模擬試験も行なわれている。

以上の成果は「もんじゅ」を始めとするFBRプラントの安全性評価に反映されている。

動燃におけるFBR安全性研究は、最近までは「もんじゅ」の安全性評価を主目標に実施されてきており、動燃の研究成果がその安全確認のために集約されつつある。我々が次に目標とするのは高速増殖炉実証炉の安全性研究である。基本的な安全思想は「もんじゅ」と共通であるが、実証炉の役割が実用炉のヒナ型として、実用炉とほぼ同等の機能を要求されるものである。安全設計方針は経済性および運用性と強い関連のもとに考える必要がある。各々の研究分野における重要度、優先度は実証炉用に策定予定の安全設計基準（指針）およびそれに対する研究分野の成熟度に依存するので、ここでは判断することは早計と思われる。しかしながら、あえて挙げるとすれば、①異常検知および事故発生の防止に関する研究、②仮想的炉心崩壊事故における事象進展の研究、および③確率論的リスク評価手法の研究であろう。

①は安全性と経済性および運用性を効果的にバランスさせる手段として、②は安全防護設備の安全余裕度をより明確にして設計および安全審査に資するため、又③は複雑な事故現象に対する機械論的モデリングの限界、データの不確定性や統計的バラツキを安全評価上考慮してゆくことを可能とするとともに、安全性研究において各研究分野の重要度を総合的に評価し、優先度を合理的に決定することにより、資金、マンパワーおよび時間の有効運用を計るために、重要な役割を果たすものとする。安全性に関しては、FBR開発を行なっている各国において

プラント設計概念は若干異なっても、基本的な思想は共通であり、限られた資金、マンパワーおよび時間の条件のもとに研究を進めることが要請されていることから、国内はもとより今後国際協力をより密にして研究を推進することになる。

7. 参考文献

- (1) 「原子炉立地審査指針等の取扱いについて」 原子力安全委員会 昭和53年11月
- (2) 「高速増殖炉の安全性評価の考え方について」 原子力安全委員会 昭和55年11月
- (3) FBRシリーズ第一回「高速増殖炉をめぐる研究開発と今後の技術的課題」
日本原子力情報センター 昭和57年
- (4) K. Haga, M. Uotani, K. Yamaguchi and M. Hori, "Decay Heat Removal Under Boiling Condition in a Pin-Bundle Geometry" 8th Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Rome, June 1980
- (5) J. Ishimaru, H. Yoshikawa and M. Hori, "A Verification Study of ASFRE Code through Experimental Analyses to Local Flow Blockage Tests" 8th Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Rome, June 1980
- (6) F. Namekawa, K. Yamaguchi and K. Haga, "Out-of-Pile Experiments for Fission Gas Release in LMFBR Fuel Subassemblies - Gas Release into Blockage Wake Region with a Wire-Wrapped 37-Pin Bundle" 1982 ASME Winter Annual Meeting, 81-WA/HT-62, Washington D.C., Nov. 1981
- (7) K. Furukawa, et al, "Model Experiments on Na Pool Fire" JAERI-M6073 (1975)
- (8) T. Sano, et al, "Experimental Studies on Sodium Columnar Fire and Pool Fire, "International Topical Meeting on LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects" Lyon, France (1982)
- (9) 大森康民, 相澤清人他, 「高速増殖炉の安全解析に用いる計算コードについて」 PNC N241
81-28
- (10) S. Kitani, et al, J. Nucl. Sci. Technol., 10, 566 (1973)
- (11) N. Sagawa, et al, IAEA / IWGFR / 28 PP 199 - 208 (1978)
- (12) Y. Tsuzawa, IAEA / IWGFR / 28 PP 138 - 143 (1978)
- (13) 相澤清人, 可見吉男, 「確率論的リスク評価(PRA)について」 動力炉技報 No.48, PNCT
N134 83-04, 1983年12月