

JAERI-M
92-061

原子炉のシビアアクシデント評価に関する研究の現状

1992年5月

早田 邦久・日高 昭秀・橋本和一郎

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

原子炉のシビアアクシデント評価に関する研究の現状

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

早田 邦久・日高 昭秀・橋本和一郎

(1992年4月1日受理)

原子炉安全確保の基本は、事故の発生を未然に防ぎ、異常や事故が、シビアアクシデントに至らないようにすることである。実際には、原子炉に異常が発生しても、それを早期に検出し処置をとることができるように設計・製作されていること、仮に事故が発生しても事故の拡大を防止し、さらに収束できるように機器・施設を備えていること、等が設計上要求されている。しかし、シビアアクシデントに対する対応についても発生防止も含め十分に考慮することが、安全性のさらなる向上にとっても重要であり、シビアアクシデント評価に関する研究は、そのための知見を得るために必要である。

シビアアクシデント研究は国内外において積極的に実施されており、これまでに多くの知見が得られている。原研では、シビアアクシデントの事象の解明と原子炉の安全裕度の定量的評価を目的として実験を行なっている。現在までに得られている知見から、燃料損傷初期の進展過程については多くのデータが得られているが、後期の進展過程については不確実さが大きく、今後の検討課題である。また、アクシデントマネジメントの観点からの研究が今後必要である。

Present Status of Research Activities in Severe Accident
Evaluation for Nuclear Power plants

Kunihisa SODA, Akihide HIDAKA and Kazuichiro HASHIMOTO

Department of Fuel Safety Research
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 1, 1992)

The basis for securing nuclear safety is to prevent occurrence of accidents and to mitigate propagation of abnormal events or accidents to severe accidents. In practice, a nuclear power plant is designed and constructed so that abnormal events can be detected at the early phase to cope with the events and safety features and facilities are installed to mitigate and reduce the consequences in the case of such accidents. However it is important to prepare preventive measures as well as mitigative measures to cope with severe accidents to further improve the level of safety. Research on the evaluation of severe accidents is needed to develop such measures.

Severe accident research is performed in many countries including Japan and a lot of findings have been made. At JAERI, experiments are being conducted to clarify severe accident phenomena and to make quantitative evaluation of safety margin of a nuclear power plant against severe accidents. A lot of findings on the fuel damage process in the early phase of severe accidents have been obtained in the past years. However there are still large uncertainties on the fuel damage process in the late phase of accidents. In the area of accident management, there exists need for experiments and analyses.

Keywords: Severe Accident, Fuel Damage, Accident Management, Fission Products, Containment, Source Term, PSA, Analysis Code

目 次

1. はじめに	1
2. 実験研究の現状と知見	2
2.1 シビアアクシデント時の燃料損傷挙動	2
2.2 F P 放出・移行・除去過程	5
2.3 圧力容器健全性	7
2.4 格納容器健全性	8
2.5 シビアアクシデント解析	10
3. おわりに	11
参考文献	12
付録 1 S T C P コードの概要	30
付録 2 C O R C O N コードの概要	32
付録 3 M E L C O R コードの概要	34
付録 4 S C D A P / R E A L P 5 コードの概要	37

Contents

1. Introduction	1
2. Present Status of Experimental Research and Findings	2
2.1 Fuel Degradation Behavior Under Severe Accident Condition	2
2.2 Fission Product Release, Transport and Removal Behavior	5
2.3 Integrity of Pressure Vessel	7
2.4 Integrity of Containment Vessel	8
2.5 Analysis of Severe Accident Phenomena	10
3. Conclusion	11
References	12
Appendix 1 Outline of STCP Code	30
Appendix 2 Outline of CORCON Code	32
Appendix 3 Outline of MELCOR Code	34
Appendix 4 Outline of SCDAP/RELAP5 Code	37

1. はじめに

原子炉のシビアアクシデントとは、機器類の損傷や故障、誤動作、運転員の誤操作等が多重に発生することにより、通常の手段では炉心の冷却ができないほど大幅に設計基準事故を上回るような損傷に至る事故のことをいう。したがって、シビアアクシデントの程度は損傷の度合いにより異なる。このようなシビアアクシデントの発生を防ぎ、異常や事故が、シビアアクシデントに至らないようにすることが、原子炉の安全確保の基本でもある。実際には、原子炉に異常が発生しても、それを早期に検出し処置をとることができるように設計・製作されていること、仮に事故が発生しても事故の拡大を防止し、さらに収束できるように機器・施設を備えていること、等が設計上要求されている。従って、実際にシビアアクシデントが原子力発電所に発生する確率は極めて低いと考えられている。⁽¹⁾

しかしながら、TMI-2事故やチェルノブイリ事故は、原子炉の炉心が大幅に損傷する事故が実際に起き得ることを示し、世界各国で原子力発電に対する不安を生む大きな引金となってしまった。我が国の原子力発電所においては、炉型の相違、厳密な運転管理、安全性に関する基本姿勢の遵守等の理由により、この様な事故が起きることはまず有り得ないといえよう。しかし、シビアアクシデントに対する対応についても発生防止も含め十分に考慮することが、安全性のさらなる向上にとっても重要であり、シビアアクシデント評価に関する研究は、そのための知見を得るために必要である。

我が国の発電用原子炉についての規制では、シビアアクシデントに対する特別な対策は要求されていない。一方、諸外国では、シビアアクシデントの発生防止だけでなく、発生後の対応を含めたシビアアクシデント対応策を取っている国が多い。これらの対策は、事故を早期に収束させることと事故の影響を緩和すること（アクシデントマネジメントという）を目的としたものである。

我が国では、現在、科技庁の共通問題懇談会で我が国の原子力発電所についてシビアアクシデントをどのように考えるかを検討している。平成2年2月に発表された中間報告書では、我が国ではシビアアクシデントの発生の予防に最重点を置く事を基本にしていると同時に、アクシデントマネジメントについても利害得失を含めた検討の必要性を明確に打出している。また、原子力安全委員会の現行安全研究年次計画（平成3年～平成7年）⁽²⁾の中では、シビアアクシデント時の安全研究の必要性と重要性が明確化さ

れている。

原研では、これらの要請に応え、「原子炉の炉心損傷挙動に関する研究」を実施している。研究の目的は、

- ① 原子炉の炉心損傷事故時の炉心損傷過程を明らかにすること、
- ② 炉心損傷事故時の放射性物質挙動（ソースターム）を明らかにすること、
- ③ 原子炉の持つ安全裕度を明らかにすること、
- ④ アクシデントマネジメント手法の有効性を検討、提言すること、
- ⑤ 原子炉の持つリスク低減手法を提案すること、

である。

2. 実験研究の現状と知見

2.1 シビアアクシデント時の燃料損傷挙動

原子炉の炉心で、除熱が不十分になり燃料温度が上昇すると、炉心が損傷し、炉心損傷事故となる。炉心損傷事故時には、状況によって炉心の一部または全体が溶融し、さらに溶融した炉心を冷却できないと、溶融物が原子炉容器を破損し格納容器内に流出する。格納容器内に流出した溶融物を冷却できない場合には、格納容器床のコンクリートと反応し、発生する非凝縮性ガスにより格納容器内の圧力が上昇し、格納容器が破損する恐れがある。

これら一連の物理現象を図1に示すが、これらの現象は、実際に発生するかどうかを含めてまだ不明の点も多く、原子炉のリスクを評価する際の不確実さの主要な原因となっている。そこで、これらの現象を明らかにするための実験及び解析が原研を初め、各国で実施されている。

その中で、シビアアクシデント時の燃料損傷挙動は、シビアアクシデント時のソースターム評価を支配する現象で、燃料損傷過程を精度良く評価することがソースターム評価の精度向上に繋がっている。特に、炉心が大幅に損傷したTMI-2事故については事故後十分な調査が行なわれ、その結果は、シビアアクシデント時の燃料損傷過程を理解する上で貴重なデータを提供している。また、各国で実施された、大規模燃料損傷実験は、燃料損傷過程とFP放出過程のデータを得る上で貴重な実験である。これらの調査と実験から、以下の知見が得られている。

れている。

原研では、これらの要請に応え、「原子炉の炉心損傷挙動に関する研究」を実施している。研究の目的は、

- ① 原子炉の炉心損傷事故時の炉心損傷過程を明らかにすること、
- ② 炉心損傷事故時の放射性物質挙動（ソースターム）を明らかにすること、
- ③ 原子炉の持つ安全裕度を明らかにすること、
- ④ アクシデントマネジメント手法の有効性を検討、提言すること、
- ⑤ 原子炉の持つリスク低減手法を提案すること、

である。

2. 実験研究の現状と知見

2.1 シビアアクシデント時の燃料損傷挙動

原子炉の炉心で、除熱が不十分になり燃料温度が上昇すると、炉心が損傷し、炉心損傷事故となる。炉心損傷事故時には、状況によって炉心の一部または全体が溶融し、さらに溶融した炉心を冷却できないと、溶融物が原子炉容器を破損し格納容器内に流出する。格納容器内に流出した溶融物を冷却できない場合には、格納容器床のコンクリートと反応し、発生する非凝縮性ガスにより格納容器内の圧力が上昇し、格納容器が破損する恐れがある。

これら一連の物理現象を図1に示すが、これらの現象は、実際に発生するかどうかを含めてまだ不明の点も多く、原子炉のリスクを評価する際の不確実さの主要な原因となっている。そこで、これらの現象を明らかにするための実験及び解析が原研を初め、各国で実施されている。

その中で、シビアアクシデント時の燃料損傷挙動は、シビアアクシデント時のソースターム評価を支配する現象で、燃料損傷過程を精度良く評価することがソースターム評価の精度向上に繋がっている。特に、炉心が大幅に損傷したTMI-2事故については事故後十分な調査が行なわれ、その結果は、シビアアクシデント時の燃料損傷過程を理解する上で貴重なデータを提供している。また、各国で実施された、大規模燃料損傷実験は、燃料損傷過程とFP放出過程のデータを得る上で貴重な実験である。これらの調査と実験から、以下の知見が得られている。

(1) TMI-2事故からの知見

原子炉の炉心で発熱量を除去するのに十分な炉心冷却が行われないと、燃料温度が上昇し燃料損傷に至る。したがって、炉心冷却を確保するために冷却材が存在する必要がある。TMI-2事故では、加圧器の圧力逃し弁が開いたままの状態が続いたために冷却材が失われ、しかもその補給がされなかつたため、最終的には炉心燃料が裸の状態になり、燃料損傷に至った。図2にTMI-2事故時の炉心内最終状態を示す。

TMI-2事故の事故進展経緯は、必ずしも代表的な炉心損傷事故とは言えないが、燃料損傷過程については、冷却材喪失の結果起きる燃料損傷過程で起き得る現象が現れた代表的な事故と言える。そこで、TMI-2事故について多くの調査と解析が行われ、事故の経緯と燃料損傷過程について重要な情報と知見を得ている。

TMI-2事故時の燃料損傷過程は、燃料、被覆管や構造材の温度に応じて次の幾つかのフェーズに分けることができる。

- ① 冷却材喪失に伴う燃料温度の上昇、
- ② 制御棒材料の溶融と移動、
- ③ ジルコニウムと水反応による被覆管温度上昇と水素の発生、
- ④ 被覆管温度上昇による被覆管の溶融と移動、
- ⑤ 被覆管溶融物と燃料、構造材との共晶物質の生成、
- ⑥ 炉心崩壊とデブリ層の生成、
- ⑦ デブリ層内の発熱によるデブリ層の再溶融、
- ⑧ 溶融炉心の下部プレナムへの移動、
- ⑨ 溶融炉心と冷却材の相互作用、
- ⑩ 溶融炉心と圧力容器との相互作用、
- ⑪ 最終的な冷却状態の維持。

このような炉心損傷過程で起きる物理現象は、FPの放出量を推定するためにきわめて重要な情報である。特に、TMI-2事故については、事故後の詳細な調査と解析の結果、それぞれのフェーズ毎に起きた物理現象が明らかにされ⁽³⁾、とくに、原子炉内のデブリ層を取り出して分析した結果からは、燃料溶融の過程と燃料の到達温度を推定する貴重なデータが得られている。現在までに推定された燃料の最終分布状態から、炉心内の燃料の約46%が何等かの形で溶融してしまったことが分かっている。また、最近実施された圧力容器下部ヘッドの観察結果から、下部ヘッドの一部亀裂があったこと

が明らかになっている。

(2) 燃料損傷実験からの知見

原子炉の炉心損傷事故時の燃料損傷過程を明確にし、解析コードを検証することを目的に、研究用原子炉を用いて実際に燃料を損傷させる大規模な実験が実施されている。また、模擬燃料を用いた燃料損傷実験、燃料と構造材料との反応実験、燃料の冷却性限界を明らかにする実験も各国で実施されている。これらの実験結果は、炉心損傷事故時の燃料損傷過程を明らかにするためのデータとなっている。

これまでに行われた主要な実験一覧を表1に示す。このうち、研究用原子炉を用いた燃料損傷実験は、米国のアイダホ国立研究所のLOFT実験(図3)及びPBF実験(図4)、サンディア国立研究所のACRR実験(図5)、カナダのチョークリバー研究所のNRU炉を用いたFLHT実験(図6)、フランス原子力庁のカダラシュ研究所のPHEBUS実験(図7)がある。これらの実験の共通点は、いずれもTMI-2事故のように冷却材喪失が原因となって燃料温度が上昇することによる損傷過程を再現した点である。一方、原研のNSRRによる燃料損傷実験(図8)は、反応度事故時の燃料損傷実験としてチェルノブイリ事故後特に関心が高くなった実験である。また、ドイツのカールスルーエ原子核研究センターでは電気加熱の模擬燃料を用いたCORA実験(図9)を行っている。

これまでに得られた知見から、燃料の溶融に関連して次のことが明らかになっている。

- 低融点の制御棒材料が最初に融ける。
- 制御棒材料が溶け落ちた後の隙間を燃料被覆管や構造物の溶融物材料が次に溶け落ちる。
- 溶融落下した溶融燃料、構造物はスペーサ部分や下部炉心支持板附近に蓄積する。
- 燃料は構造材や制御棒材料と反応するため、単体での融点より低い温度で溶融が始まる。
- BWR模擬実験では、B-Fe反応により、ステンレス鋼の融点より低い温度で制御棒が融け始めた。
- 損傷炉心の再冠水時に水素が発生する。

表 1 主要な燃料損傷実験と実験規模

実験名	実施機関／国	実験規模
TMI-2	GPUNC/USA	実事故
OECD/LOFT	OECD	121本バンドル、1.6m長
PBF/SFD	INEL/USA	32本バンドル、0.9m長
ACRR	SNL/USA	16本バンドル、0.9m長
NRU	AECL/CANADA	12本バンドル、3.6m長
PHEBUS	CEA/FRANCE	21本バンドル、0.8m長
NSRR	JAERI/JAPAN	4本バンドル、0.5m長
CORA	KFK/FRG	25本電気加熱、2.0m長

2. 2 FP放出・移行・除去過程

シビアアクシデント時には高温になった燃料からFPが炉心に放出容器を経て環境に放出される。この過程で、FPは一次系内、あるいは格納容器内での移行途中で除去される。しかし、条件によっては、再び蒸発し、放出されることもある。この時のFPの形態、放出経路、放出量は、事故進展過程、原子炉の設計等により異なる。

(1) FP放出実験からの知見

損傷燃料からのFP放出実験は、加熱した燃料ペレットから発生するFPの放出量を測定する実験が米国のオークリッジ国立研究所（図10）、カナダのチョークリバー研究所、フランスのグルノーブル研究所で実施されている。これらの実験で得られた実験データに基づいて解析コードでは損傷燃料からのFP放出率を推定しているが、NUR EG-0772の解析モデル⁽⁴⁾ではFPの放出率を単純に温度の関数として図11のように定めている。実際には、燃焼度、加熱速度、冷却速度の影響がある場合もあって、解析コードで用いられている放出率は凡そのオーダーを与えていると考えるのが妥当である。近年では、これらの影響考慮した解析モデルの開発も行なわれつつある。なお、

原研では、照射済み燃料からのFP放出率測定のための実験装置の設計をすすめている。

一方、FPの化学形については、熱力学的平衡を仮定すると、シビアアクシデント時に発生するヨウ素の安定な化学形はCsIとされ、原子炉冷却系や格納容器中でエアロゾルとして存在するとされている。このことは、現在の規制でヨウ素を単体気体として扱うのと異なり、エアロゾルの物理化学的性質に基づく一次系や格納容器内での除去が期待できることを表している。これまでの燃料損傷実験からは、明確にCsIの存在を示した実験データは得られていないが、ヨウ素とセシウムがほぼ等量同じ場所で検出されている結果は存在する。なお、CsIが分解し、単体ヨウ素を生成する可能性は、場合によっては否定しきれない。米国では、ヨウ素の化学形としてヨウ化セシウムを想定した新しい規制案を検討中である。⁽⁵⁾

揮発性FPは、シビアアクシデント時には燃料が高温になるため殆どが燃料体から放出されるが、難揮発性のFPは、格納容器中で溶融炉心がコンクリートと反応する時に溶融炉心が高温となって放出されるとされている。しかし、難揮発性のFP放出については情報が少ない。

(2) FP移行実験からの知見

FPは、原子炉一次系や格納容器内で構造物との相互作用、単純なエアロゾルの沈着、付着等により環境へ放出されるまでにある程度除去される。除去機構の有効性を調べるため、スウェーデンのスタッビクにあるマルビケン施設(図12)を用いた大型実験が国際協力研究として実施され、FPがエアロゾルの形態を取る時の一次系内での除去挙動について多くのデータを得ると同時に、解析コードの開発も行った。同様な実験は、EPRI主催の国際協力研究であるLACE(LWR Aerosol Containment Experiments)計画の中で配管中のエアロゾルの除去実験(図13)として実施された。また、格納容器中のエアロゾル挙動についても実験が行なわれ、原研では独自に開発したREMOVALコードにより実験データの予測と実験データとの比較を行った。図14はREMOVALコードによる予測結果を実験データと比較したものである。

これまでに得られた主要な知見の主要なものは次のとおりである。

- エアロゾルは、一次系で沈着する。
- エアロゾルは、格納容器内で沈着等のメカニズムで除去される。
- 配管中では、配管曲り部での慣性衝突による除去機構が支配的である。

- 除去されたエアロゾルは再蒸発、再浮遊する可能性がある。
- 沈着したエアロゾルの発熱により構造材が破損する可能性がある。

(3) F P 除去実験からの知見

EPRI主催の国際協力計画であるACE(Advanced Containment Experiments)計画では、FPを積極的に除去する装置として各国で採用されている格納容器フィルターベント⁽⁶⁾用のフィルターの性能比較試験を行なった。フィルターの形式は、グラベルベッド方式、スクラバー方式、スティールファイバー方式等である。いずれの場合にも極めて効率よくFPを除去することができた。また、格納容器スプレイによる除去効果は、既に、ハンフォード工学試験所や原研のスプレイ実験によりその効果は明らかにされている。また、プール水中をFPが通過することによって除去されるスクラビング効果は、原研のソースターム評価試験装置(EPSI)を用いた高圧実験⁽⁷⁾を含め、幾つかの実験結果により高効率であることが示されている。

これまでに得られている主要な知見は、次のとおりである。

- 格納容器スプレイは、1ミクロン以上のサイズのエアロゾル除去に効果がある。
- 格納容器フィルターによる除去効果は、極めて大きい。
- プールスクラビングによる除去効果は、圧力によらず大きい。

2.3 圧力容器健全性

溶融炉心は炉心損傷事故時には圧力容器下部に蓄積し、冷却が不十分であると圧力容器の健全性を脅かすことになる。この時、主として温度により圧力容器の強度が損われ、破損すると推定されている。圧力容器の健全性に係わる実験は、スイスのPSI研究所のCORVINS実験以外ではなく、TMI-2事故後の圧力容器の下部ヘッドの検査結果が待たれているところである。

なお、圧力容器が破損する機構として、一次系内の圧力が高いまま破損すると、炉内の溶融炉心がジェット流となって格納容器内に噴出し、格納容器の健全性を脅かす恐れがあるとされているが、実現象としておこり得るかどうかは、議論が分かれている。したがって、これを避けるために、一次系の圧力を強制的に下げる手段がアクシデントマネジメントの一つとして提案されている。

主要な知見は次のとおりである。

- 圧力容器は炉心溶融物による加熱によって破損する恐れがある。
- 破損形状、破損箇所についての情報は不足している。

2. 4 格納容器健全性

シビアアクシデント時には、多量のFPが一次系から格納容器中に放出されるが、環境への放出を最小限に留めるためには、格納容器の健全性を確保することが極めて重要である。しかしながら、シビアアクシデント時には、格納容器内部の圧力、温度は設計値を上回ることが予測されており、さらに、水素の燃焼、炉心溶融物によるコンクリートの侵食等、格納容器は設計基準を越えた苛酷な状況に曝されることになる。従って、シビアアクシデント時の格納容器の健全性がどの程度保たれるかを予測するためには、格納容器に対する負荷の原因に関する研究と、負荷を受けた時の格納容器挙動についての研究が必要である。⁽⁸⁾これまでに行われている研究で得られた知見のうち主なものは、以下のとおりである。

(1) 格納容器への負荷に関する実験からの知見

格納容器への負荷となるのは、格納容器中に一次系から放出される水蒸気、水素、等のガスと、格納容器中で生成される可燃性、不活性ガスである。特に、金属・水反応により生じる水素は、格納容器中で燃焼する可能性があり、燃焼の仕方によっては、格納容器の健全性を脅かす恐れがある。TMI事故以後、この水素の燃焼については、サンディア国立研究所が精力的に実験を行い、水素の燃焼については数多くのデータを蓄積し、基礎的なデータは存在するといえる。なお、大型実験施設による水素の分布、燃焼に関する実験はEPRIや電力会社により、ハンフォード工学試験所、Nevada実験場等で既に実施されている。日本では、三菱重工高砂研究所で水素の分布に関する試験が行われた他、原研で水素の燃焼に関する基礎実験を行った。また、原子力工学試験センターでも、水素の分布及び燃焼に関する試験を進めている。

溶融炉心とコンクリート反応により生成される不活性ガスは、格納容器内の圧力を上昇させる原因となる。また、溶融炉心が高圧時に、格納容器中に放出されると、格納容器を直接加熱し、格納容器を破損するおそれが出てくる。そこで、サンディア国立研究所では、コンクリート反応についての実験（図15）と、直接加熱に関する実験（図16）を行い格納容器への負荷を明らかにする実験を実施している。コンクリート反応に

については、西独のカールスルーエ原子核研究センターでも大規模な B E T A 実験（図 17）を行いコード検証のためのデータを得ている。また、原研でも事故時格納容器挙動試験（A L P H A）計画（図 18）の中で格納容器への負荷を明らかにする実験を行なっている。

これまでに得られた知見の主要なものは次のとおりである。

- 水素の爆発限界については十分なデータがある。
- 水素燃焼を強制的に起こさせるイグナイターの形式、効果に関する実験が行なわれている。
- 水素の格納容器内の分布は、格納容器内のコンパートメントの構成により濃度分布が生じる。
- 我が国の P W R の場合には、比較的早く均質化する。
- 溶融炉心とコンクリートの反応による非凝縮性のガスの発生は、反応を止めない限りガス圧により格納容器破損に至る可能性が高い。但し、かなりの時間経過（数十時間）を必要とする。

（2）格納容器挙動に関する実験と解析からの知見

格納容器がシビアアクシデント時に受ける負荷に対してどのように挙動するかを調べる実験は、主としてサンディア国立研究所で実施された。これまでに、1/32スケール、1/8 スケールの鋼性格納容器について破損限界を調べる実験、及び1/6 スケールのコンクリート製格納容器について破損実験を実施した。また、1/10 P C C V 格納容器実験が英国で実施された。なお、日本では、産業界が1/4 規模の R C C V 格納容器実験と P C C V 実験を行なっているが、いずれも設計の妥当性を確認するための実験であった。これらの実験については、構造解析コードを用いて限界挙動を予測する解析が各国で実施され、原研においても、鋼製格納容器、コンクリート製格納容器についての解析を実施した。

一方、格納容器の貫通部については、サンディア国立研究所、アイダホ国立研究所で電線貫通口やその他の貫通口がシビアアクシデント時に受ける条件でどのように漏れを生じるかを調べる実験を実施した。また、原研では A L P H A 計画の中で、格納容器電線貫通口からのリークを定量化する実験を行なっている。

これまでに得られた主要な知見は次のとおりである。

- 鋼製格納容器は、設計圧力の約3～4倍までは弾性変形の範囲にある。
- コンクリート製格納容器も同様に、設計圧力の約3～4倍までは弾性変形である。
- コンクリート製格納容器の方が変形量ははるかに小さい。
- コンクリート製格納容器の破損箇所は、応力集中が生じている部分から破損が生じるが、破損は壊滅的でない可能性が高い。
- 鋼製格納容器の破損は、壊滅的な実験結果があるが、不明である。
- リークの発生は、貫通口の構造に依存するため、個々に検討する必要がある。

2.5 シビアアクシデント解析

(1) 簡易解析コード

確率論的安全評価では、数多くの事故シーケンスに対して、ソースターム評価を実施するので、計算時間の短い簡易解析コードが必要である。そのため米国NRCはソースターム評価コードパッケージ(STCP:Source Term Code Package)(付録1、2参照)を開発し、ソースターム評価に役立ててきたが、今後は、次期ソースターム評価用総合解析コードMELCOR(付録3参照)を開発し、ソースターム評価に用いることとしている。このコードは原研がリスク評価のために開発しているTHALESコードシステムに相当するものである。

(2) 詳細解析コード

ソースターム評価コードの不確実度を明らかにするためと、ベンチマーク計算を行うために、米国NRCでは、ソースターム評価コードと並行として、シビアアクシデント時の諸現象を詳細に解析する詳細解析コードSCDAP/RELAP5(付録4参照)を開発している。

SCDAP/RELAP5は、原子炉容器内で収束するシビアアクシデントの解析を対象に作成されたコードである。中心となっているのは、燃料損傷過程を詳細に解析するSCDAPコードで、これまでに原研では、研究炉を用いた大型燃料損傷実験(PBF, NRU, ACRR)やTMI-2事故時の燃料損傷挙動の解析を行ない、コードの性能評価を行なった。

(3) 原研で開発中のコード

原研では、シビアアクシデント時の燃料挙動、FP挙動を解析するために幾つかの詳細

コードを開発中である。MUFLAR コードは、シビアアクシデント時の炉心内燃料及び熱流動挙動の解析を行うコードである。本コードの特徴は、炉心水位より上で水蒸気・水素の2次元流れを計算し、隣接する燃料棒領域間の熱ふく射を計算するところにある。さらに、炉心水位はそれ以下の質量・エネルギー保存方程式を1点近似で解いている。これまでに、PBF-SFD実験、TMI-2 事故等の解析を実施しコードの性能を評価した。HORN コードは、燃料から気相中に放出されたFPが1次冷却系中を移行する間に物理的、化学的に変化し、その結果として壁へ沈着する割合を計算するコードである。HORNコードでは、1次系内部での現象のうち、化学反応と相変化（エアロゾル析出）を平衡論的に捉え伝熱と壁面への移行を速度論的に取り扱っている。

REMOVAL コードは、格納容器内のFPエアロゾルの濃度の減衰過程を計算するコードである。このコードは、重力沈降、拡散泳動、熱泳動等の自然除去機構、格納容器スプレイ等の工学的安全施設による除去機構が考慮されている。また、ヨウ素については、気体状ヨウ素と粒子状ヨウ素の両方を解析することが可能であり、異なったエアロゾル粒子を考慮することができる。図19にREMOVAL コードに考慮されている解析モデルを示す。LACE/ACE計画の実験結果を用いてコードの性能評価を行っている。図20に格納容器破損時に格納容器内（ウェットウェル）に再浮遊する粒子の濃度とその経時変化を破断口をパラメータとして示す。再浮遊量は、破断口面積に大きく依存し、格納容器の破損形態がソーススター評価にとって重要であることが示された。

3. おわりに

原子炉安全確保の基本は、事故の発生を未然に防ぎ、異常や事故が、シビアアクシデントに至らないようにすることである。実際には、原子炉に異常が発生しても、それを早期に検出し処置をとることができるように設計・製作されていること、仮に事故が発生しても事故の拡大を防止し、さらに収束できるように機器・施設を備えていること、等が設計上要求されている。しかし、シビアアクシデントに対する対応についても発生防止も含め十分に考慮することが、安全性のさらなる向上にとっても重要であり、シビアアクシデント評価に関する研究は、そのための知見を得るために必要である。

シビアアクシデント研究は国内外において積極的に実施されており、これまでに多くの知見が得られている。原研では、シビアアクシデントの事象の解明と原子炉の安全裕度の定量的評価を目的として実験を行なっている。現在までに得られている知見から、

コードを開発中である。MUFLAR コードは、シビアアクシデント時の炉心内燃料及び熱流動挙動の解析を行うコードである。本コードの特徴は、炉心水位より上で水蒸気・水素の2次元流れを計算し、隣接する燃料棒領域間の熱ふく射を計算するところにある。さらに、炉心水位はそれ以下の質量・エネルギー保存方程式を1点近似で解いている。これまでに、PBF-SFD実験、TMI-2 事故等の解析を実施しコードの性能を評価した。HORN コードは、燃料から気相中に放出されたFPが1次冷却系中を移行する間に物理的、化学的に変化し、その結果として壁へ沈着する割合を計算するコードである。HORNコードでは、1次系内部での現象のうち、化学反応と相変化（エアロゾル析出）を平衡論的に捉え伝熱と壁面への移行を速度論的に取り扱っている。

REMOVAL コードは、格納容器内のFPエアロゾルの濃度の減衰過程を計算するコードである。このコードは、重力沈降、拡散泳動、熱泳動等の自然除去機構、格納容器スプレイ等の工学的安全施設による除去機構が考慮されている。また、ヨウ素については、気体状ヨウ素と粒子状ヨウ素の両方を解析することが可能であり、異なったエアロゾル粒子を考慮することができる。図19にREMOVAL コードに考慮されている解析モデルを示す。LACE/ACE計画の実験結果を用いてコードの性能評価を行っている。図20に格納容器破損時に格納容器内（ウェットウェル）に再浮遊する粒子の濃度とその経時変化を破断口をパラメータとして示す。再浮遊量は、破断口面積に大きく依存し、格納容器の破損形態がソーススター評価にとって重要であることが示された。

3. おわりに

原子炉安全確保の基本は、事故の発生を未然に防ぎ、異常や事故が、シビアアクシデントに至らないようにすることである。実際には、原子炉に異常が発生しても、それを早期に検出し処置をとることができるように設計・製作されていること、仮に事故が発生しても事故の拡大を防止し、さらに収束できるように機器・施設を備えていること、等が設計上要求されている。しかし、シビアアクシデントに対する対応についても発生防止も含め十分に考慮することが、安全性のさらなる向上にとっても重要であり、シビアアクシデント評価に関する研究は、そのための知見を得るために必要である。

シビアアクシデント研究は国内外において積極的に実施されており、これまでに多くの知見が得られている。原研では、シビアアクシデントの事象の解明と原子炉の安全裕度の定量的評価を目的として実験を行なっている。現在までに得られている知見から、

燃料損傷初期の進展過程については多くのデータが得られているが、後期の進展過程については不確実さが大きく、今後の検討課題である。また、アクシデントマネジメントの観点からの研究が今後必要である。

参考文献

- (1) Hirano, M. et al., "Recent Results of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants in Japan", Proc. the CSNI Workshop on PSA Applications and Limitations, NUREG/CP-0115, Sept. 1990.
- (2) 原子力安全委員会、「原子力施設等安全研究年次計画（平成3～7年）」
- (3) Proceedings of the Topical Meeting on TMI-2 Accident, Trans. ANS., Vol. 57, 1988.
- (4) USNRC, "Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents", NUREG-0772, July 1981.
- (5) USNRC, "Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents", NUREG/CR-5732, July 1991.
- (6) 早田、「シビアアクシデントに対する各国の対応」、原子力工業誌、34(7), 7-12 (1988)
- (7) Hashimoto, K. et al., "Pool Scrubbing at High Pressure", Thermal Reactor Safety Meeting, Portland, July, 1991.
- (8) Soda, K., "Containment Research Overview", Proc. The Second International Conference - Containment Design and Operation -, Toronto, Oct., 1990.

燃料損傷初期の進展過程については多くのデータが得られているが、後期の進展過程については不確実さが大きく、今後の検討課題である。また、アクシデントマネジメントの観点からの研究が今後必要である。

参考文献

- (1) Hirano, M. et al., "Recent Results of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants in Japan", Proc. the CSNI Workshop on PSA Applications and Limitations, NUREG/CP-0115, Sept. 1990.
- (2) 原子力安全委員会、「原子力施設等安全研究年次計画（平成3～7年）」
- (3) Proceedings of the Topical Meeting on TMI-2 Accident, Trans. ANS., Vol. 57, 1988.
- (4) USNRC, "Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents", NUREG-0772, July 1981.
- (5) USNRC, "Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents", NUREG/CR-5732, July 1991.
- (6) 早田、「シビアアクシデントに対する各国の対応」、原子力工業誌、34(7), 7-12 (1988)
- (7) Hashimoto, K. et al., "Pool Scrubbing at High Pressure", Thermal Reactor Safety Meeting, Portland, July, 1991.
- (8) Soda, K., "Containment Research Overview", Proc. The Second International Conference - Containment Design and Operation -, Toronto, Oct., 1990.

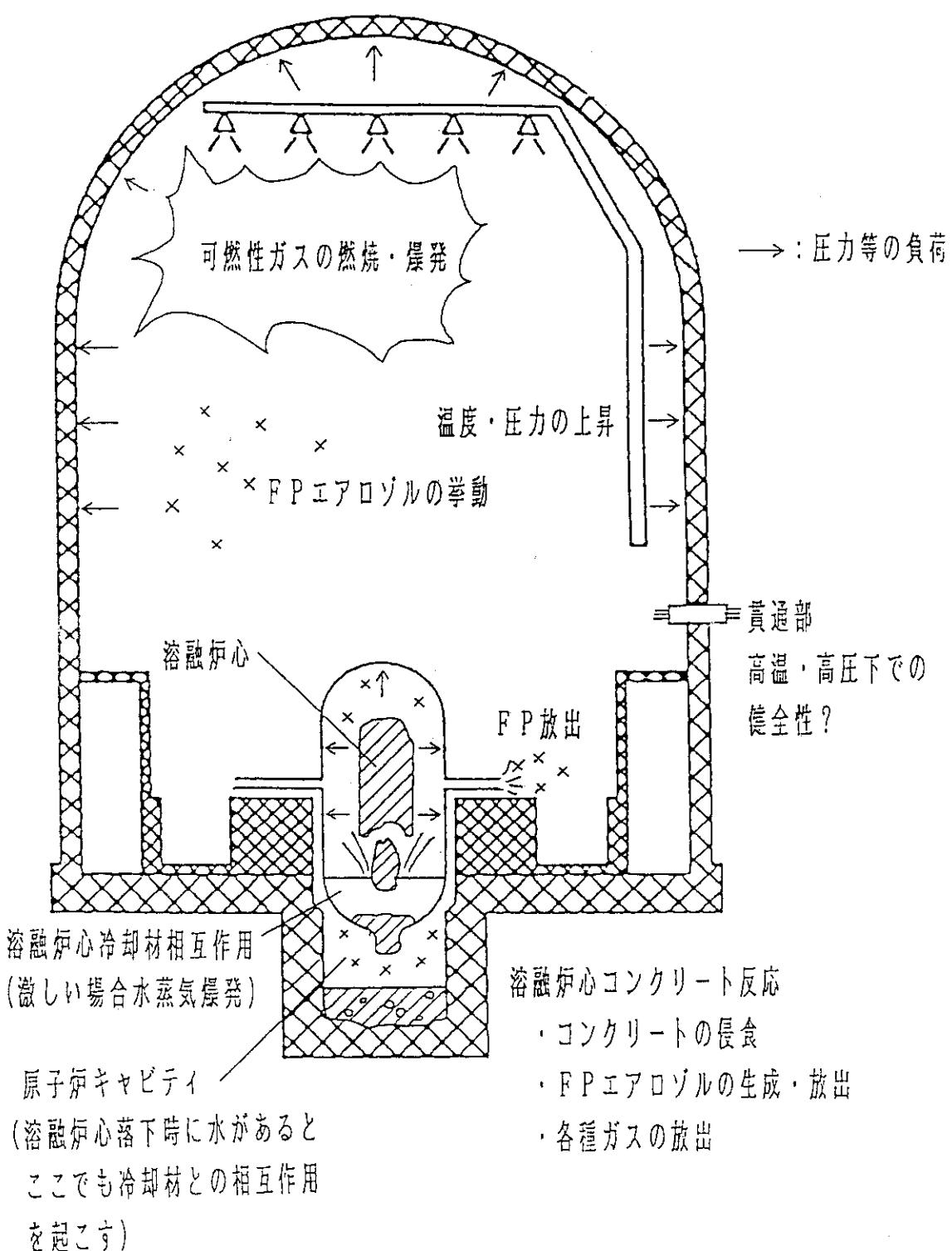


図 1 シビアアクシデント時の諸現象

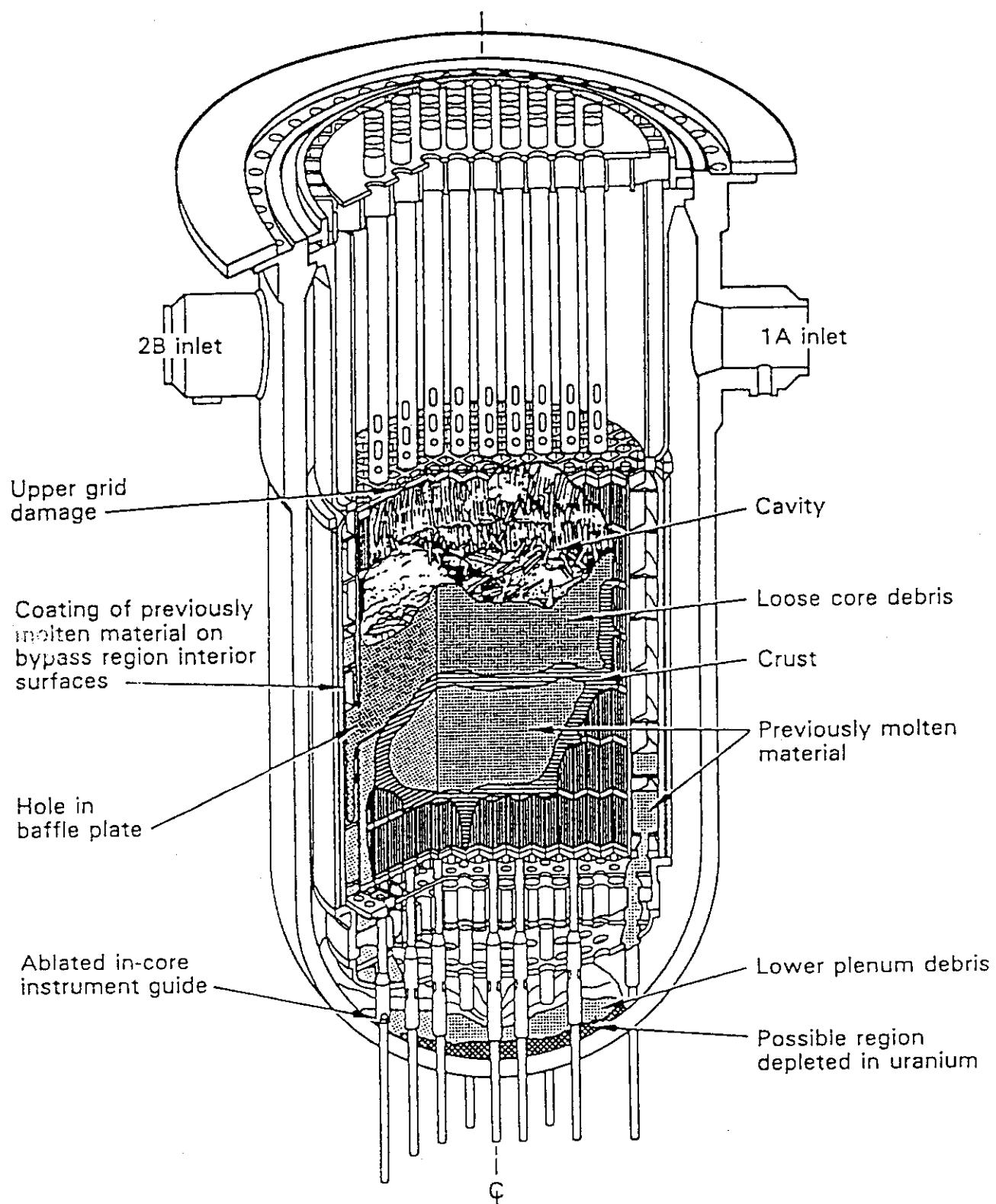


図 2 T M I - 2 事故時最終炉心損傷状態図

LOFT System Configuration

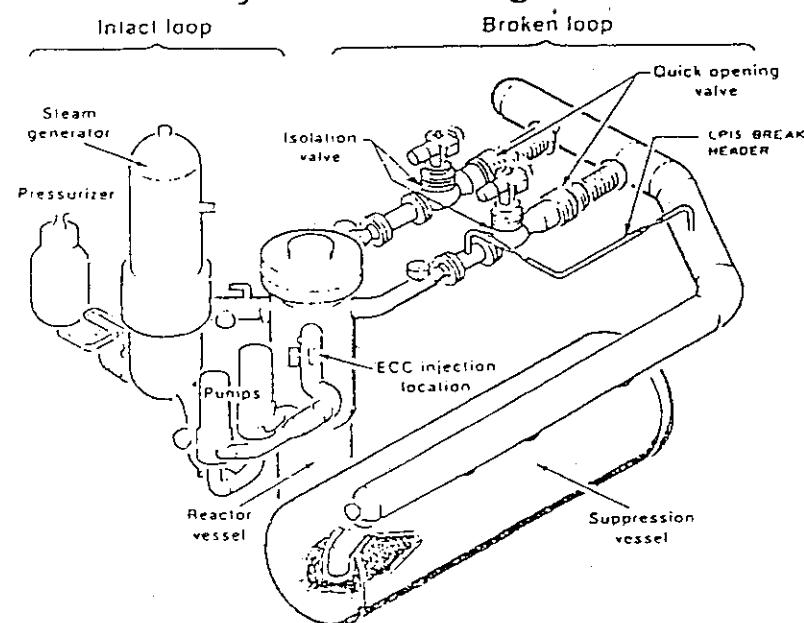


図 3 L O F T 実験概念図

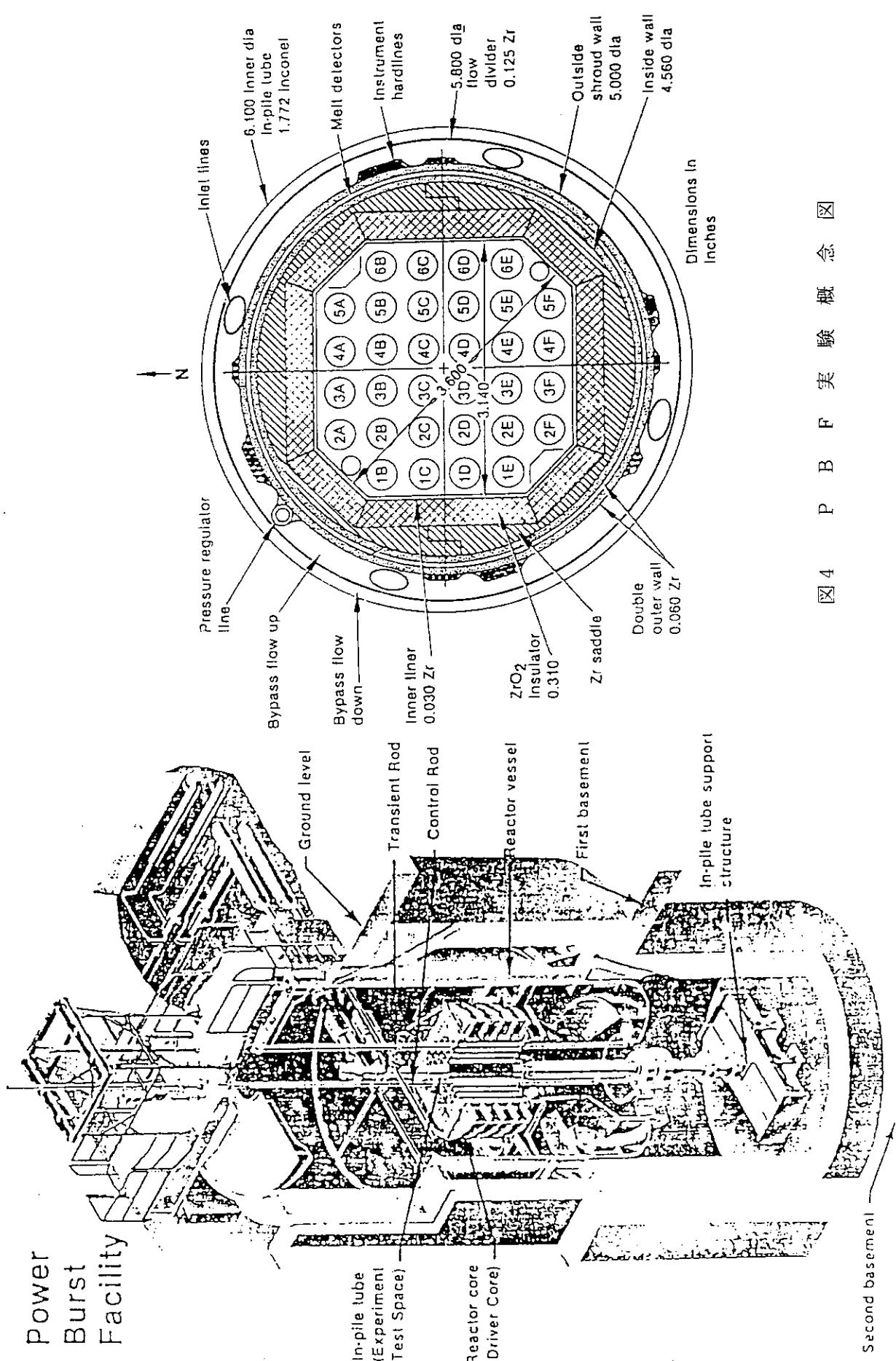


図4 PBF実験概念図

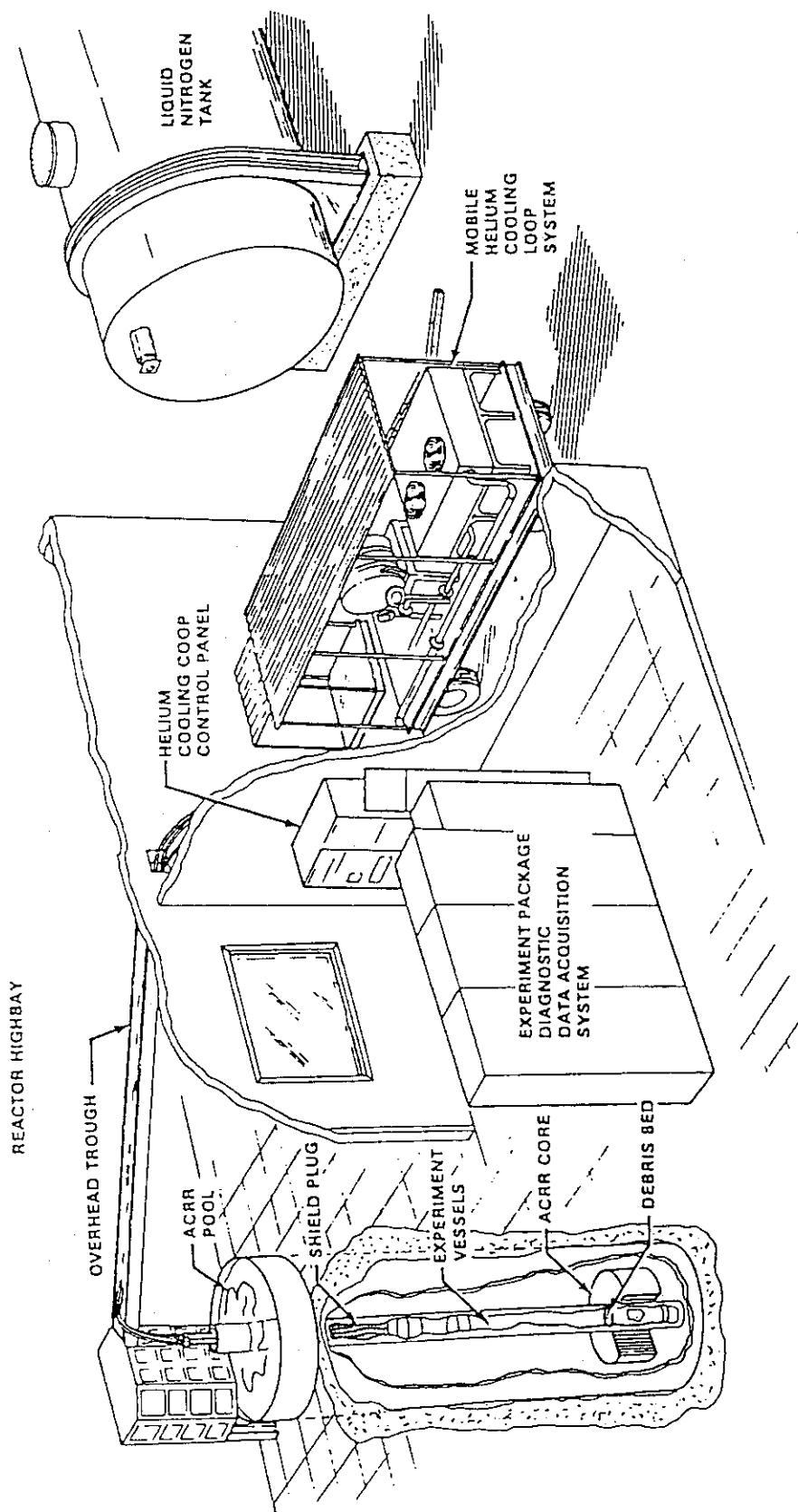
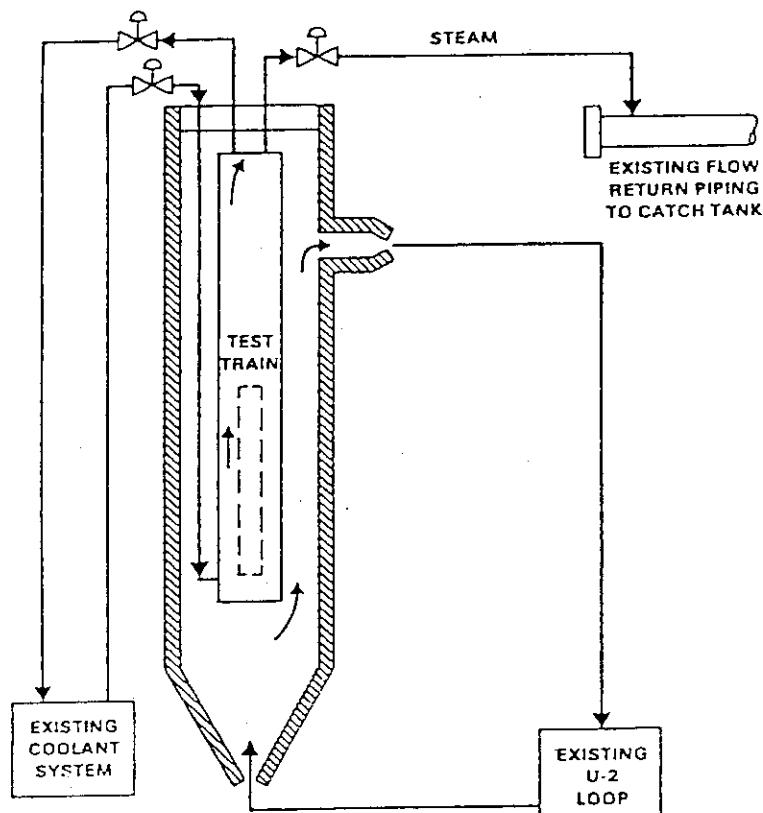


図5 A C R R 実験概念図

FLHT FLOW SCHEMATIC



FLHT-1 TEST ASSEMBLY AXIAL SCHEMATIC

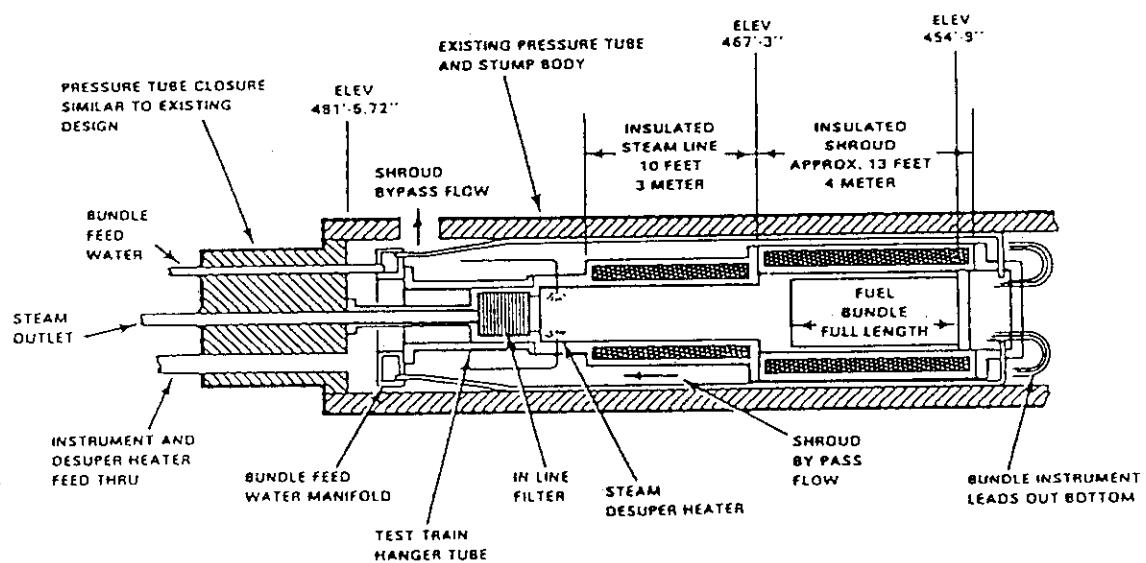


図 6 FLHT 実験概念図

REACTOR AND CIRCUITS

PRESSURIZER STEAM GENERATOR

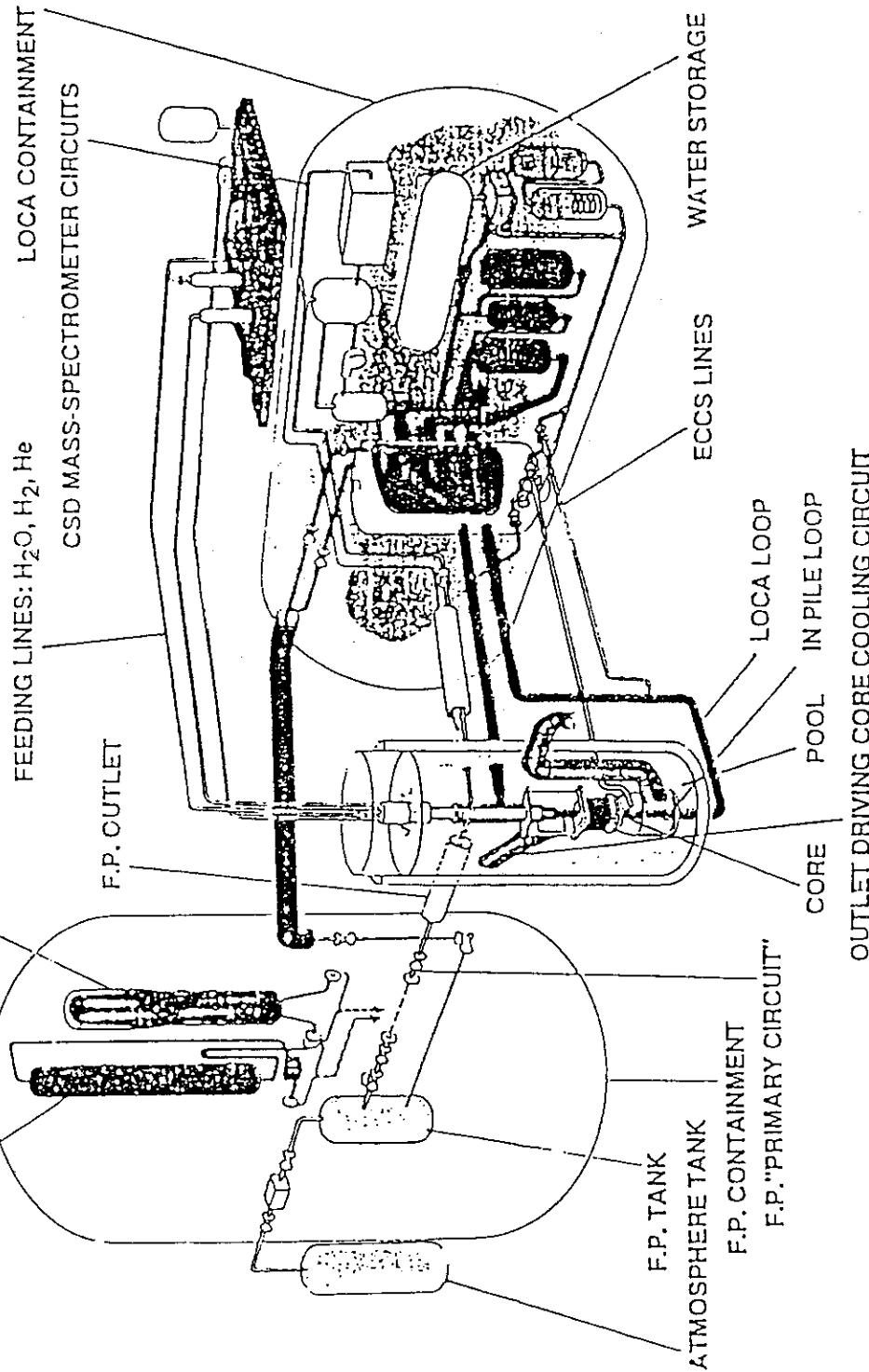


図 7 PHENS / FP 実験装置概念図

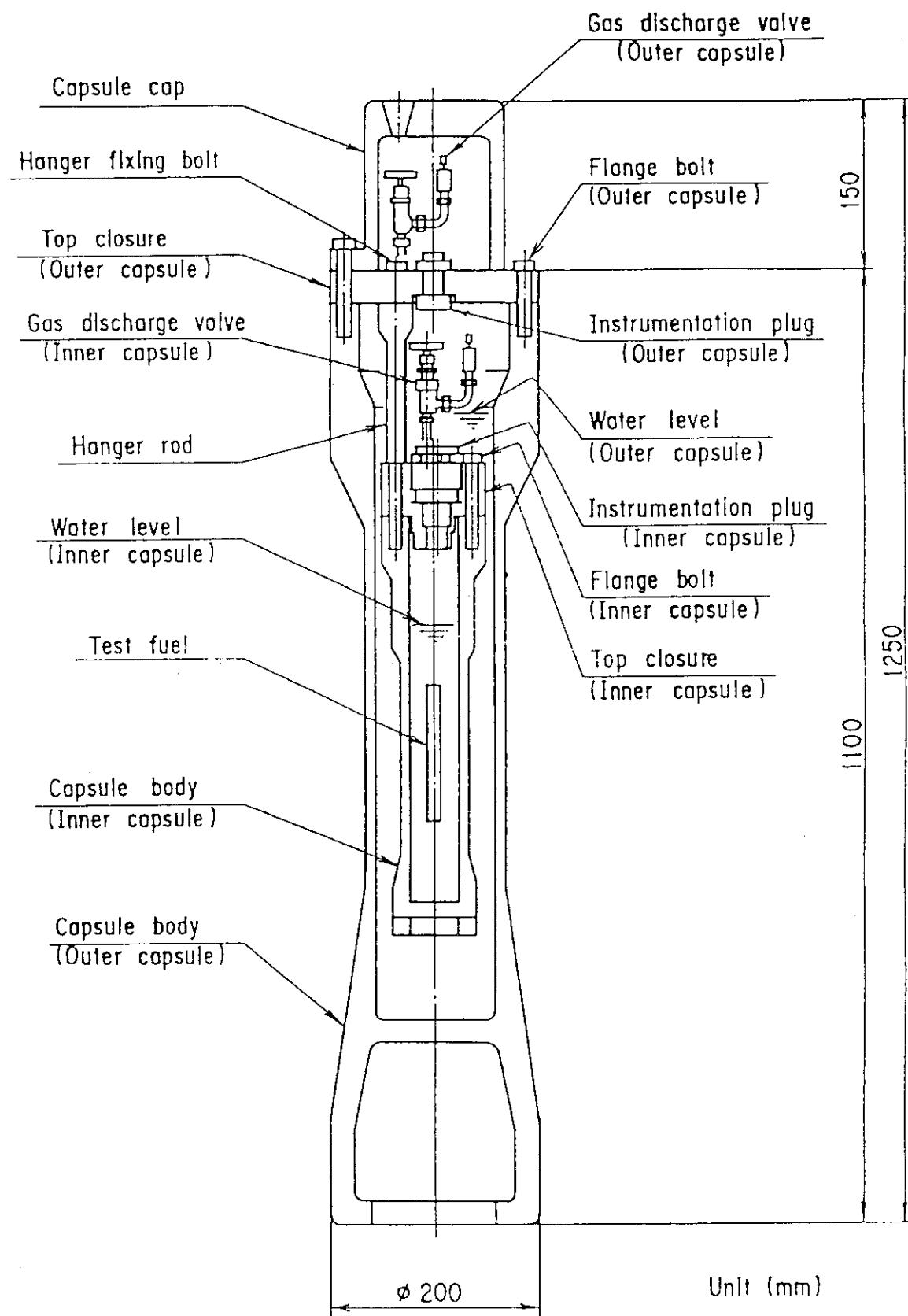


図 8 N S R R 実験概念図

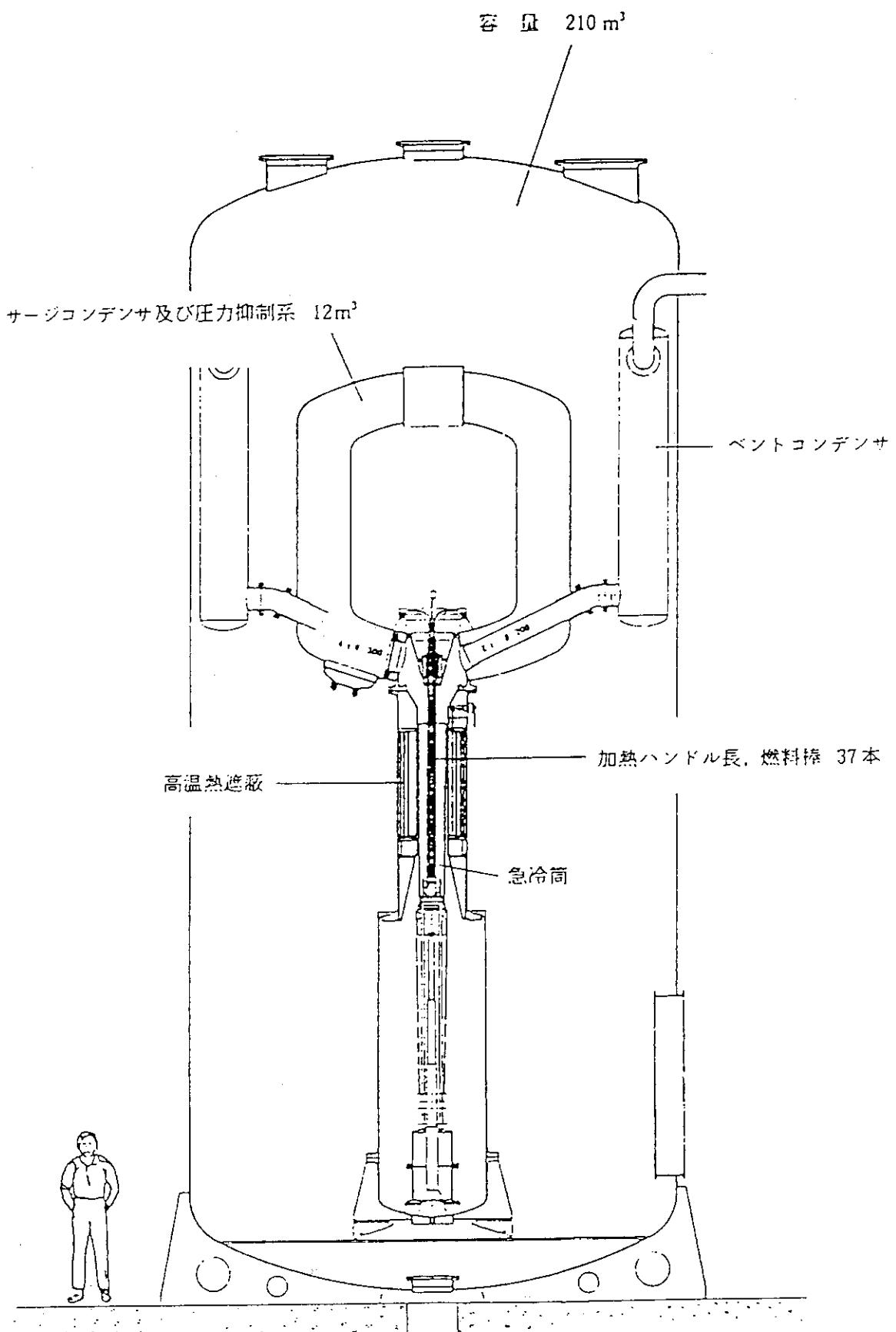


図 9 C O R A 実験概念図

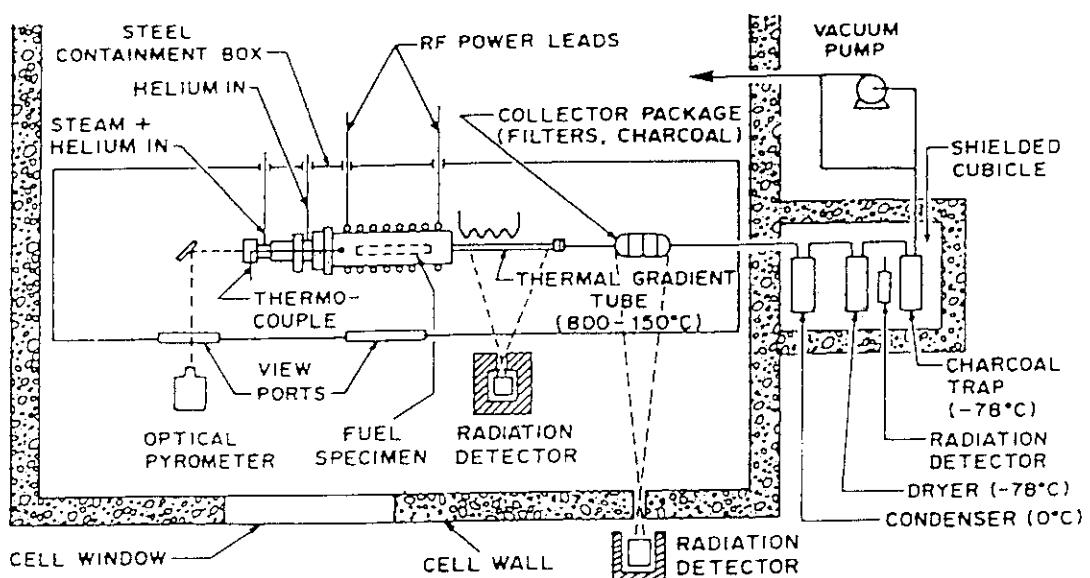


図10 FP放出率測定実験概念図

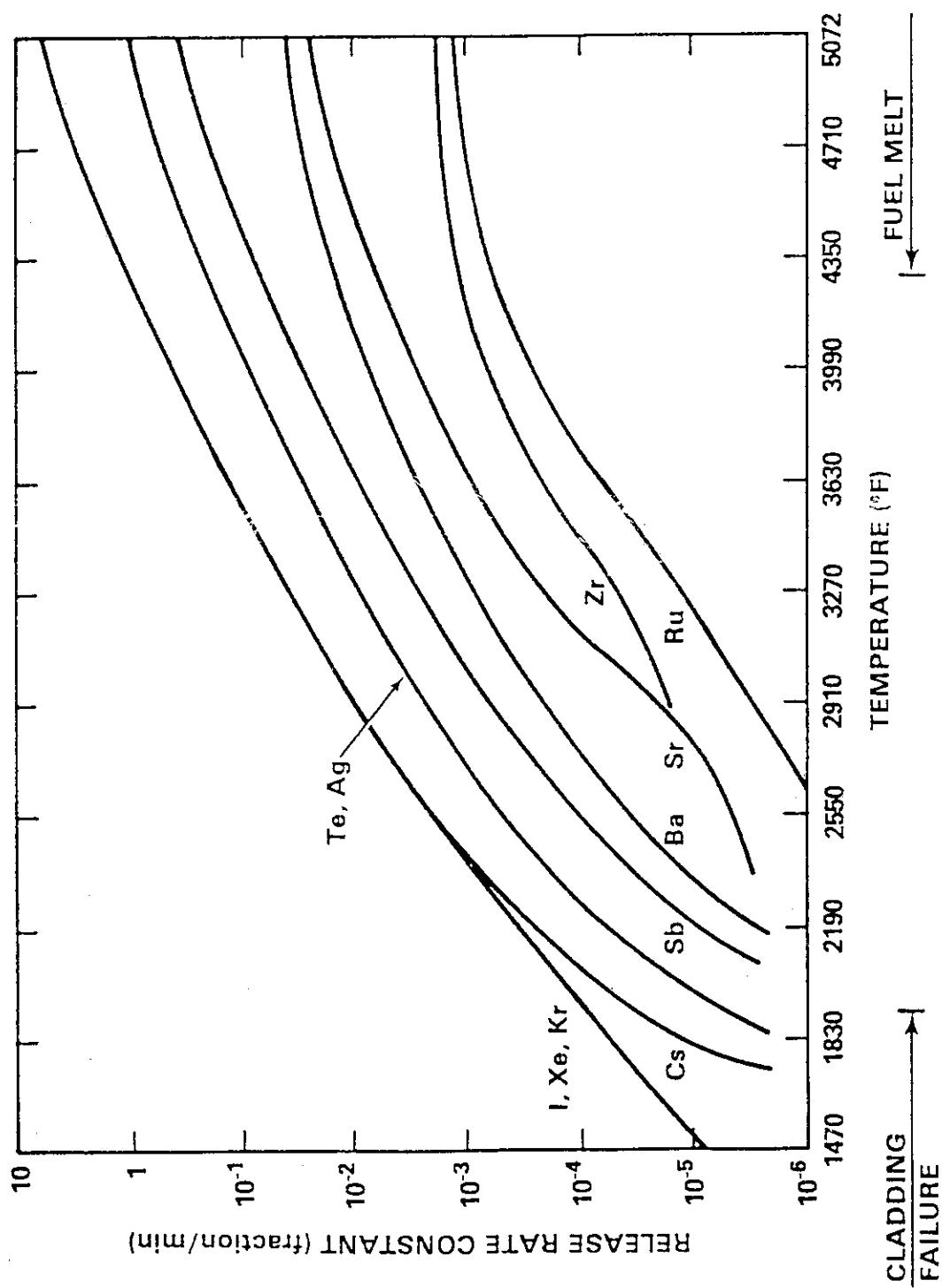


図11 FP放出率(NUREG-0772より)

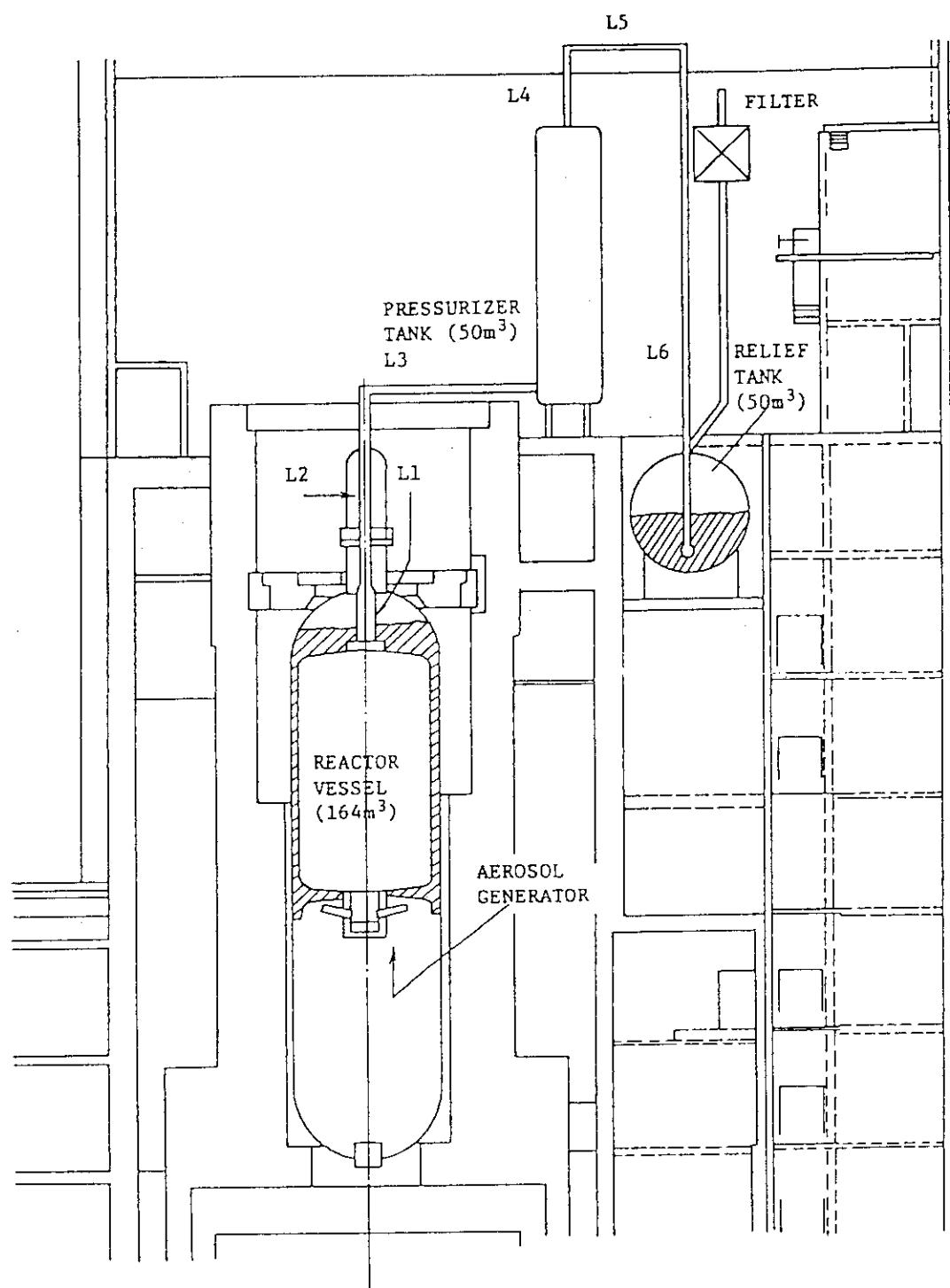


図12 マルビケンV実験概念図

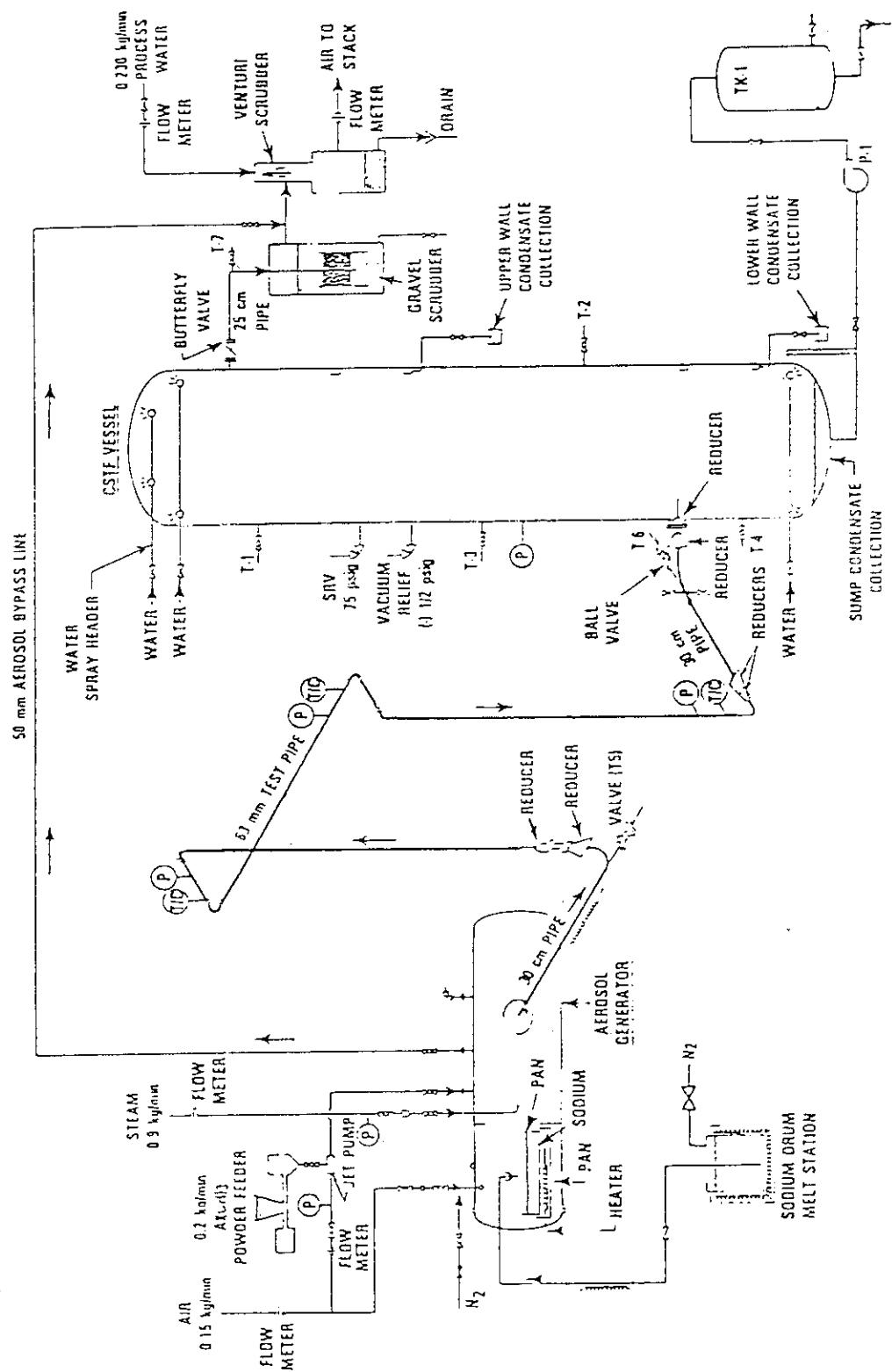


図13 実験概念図

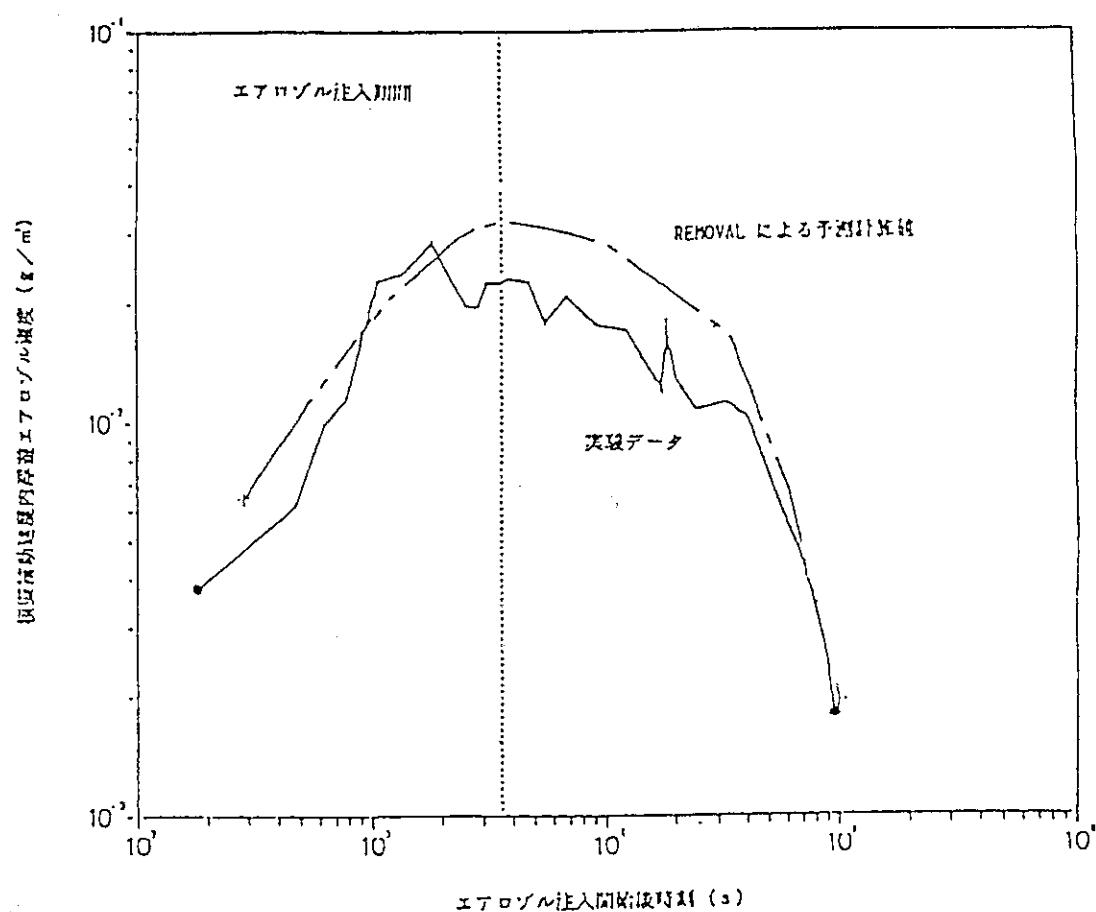


図14 REMOVALコードによるLACE実験予測結果

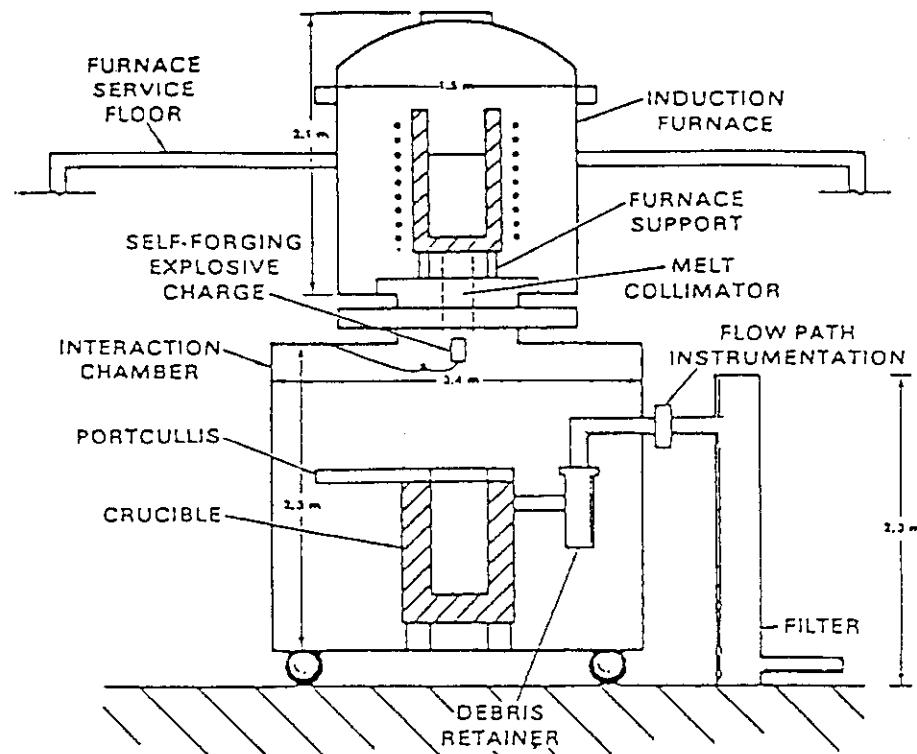


図15 溶融炉心とコンクリート反応実験装置（S N L）

HIPS TEST APPARATUS

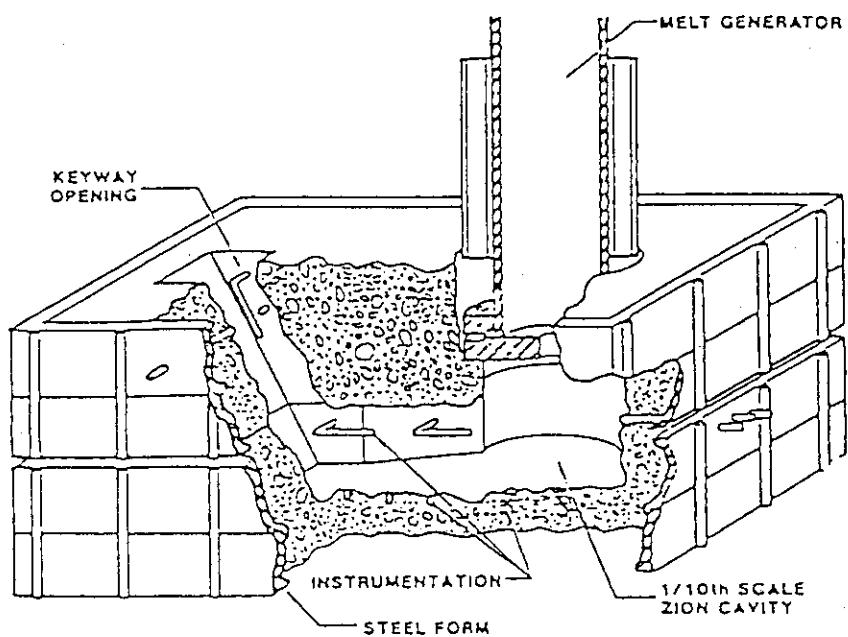


図16 格納容器直接加熱実験装置

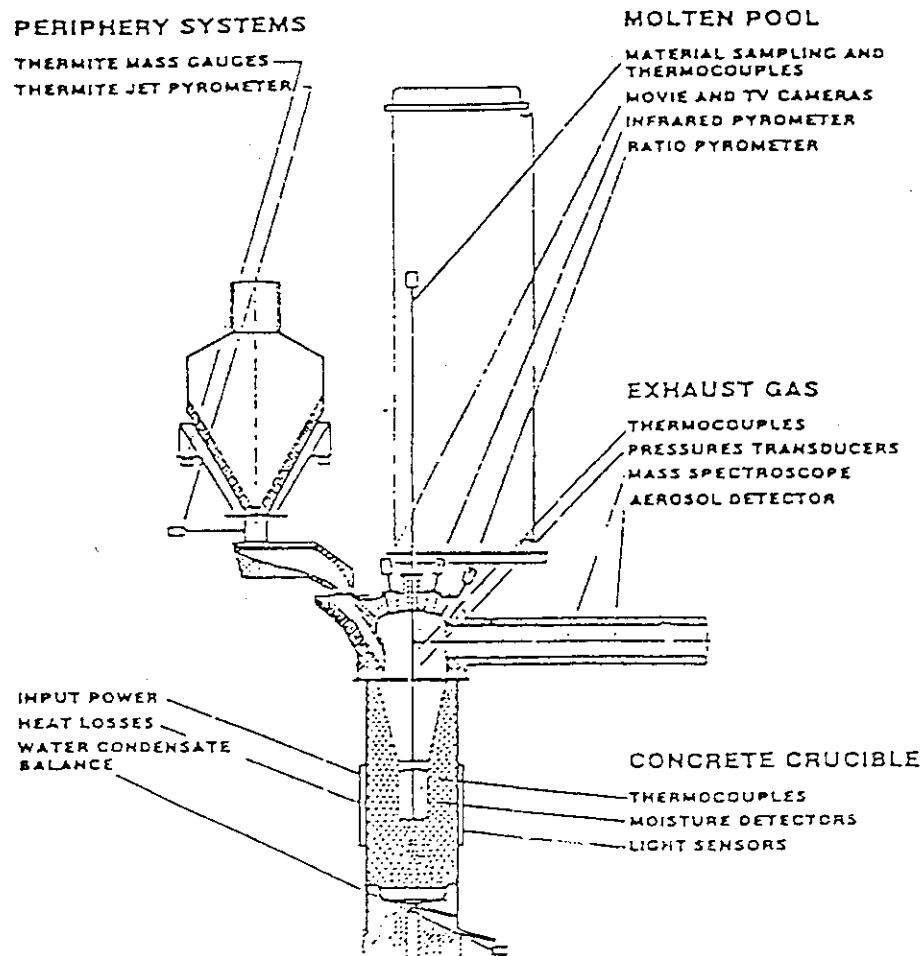


図17 溶融炉心とコンクリート反応実験装置（KfK）

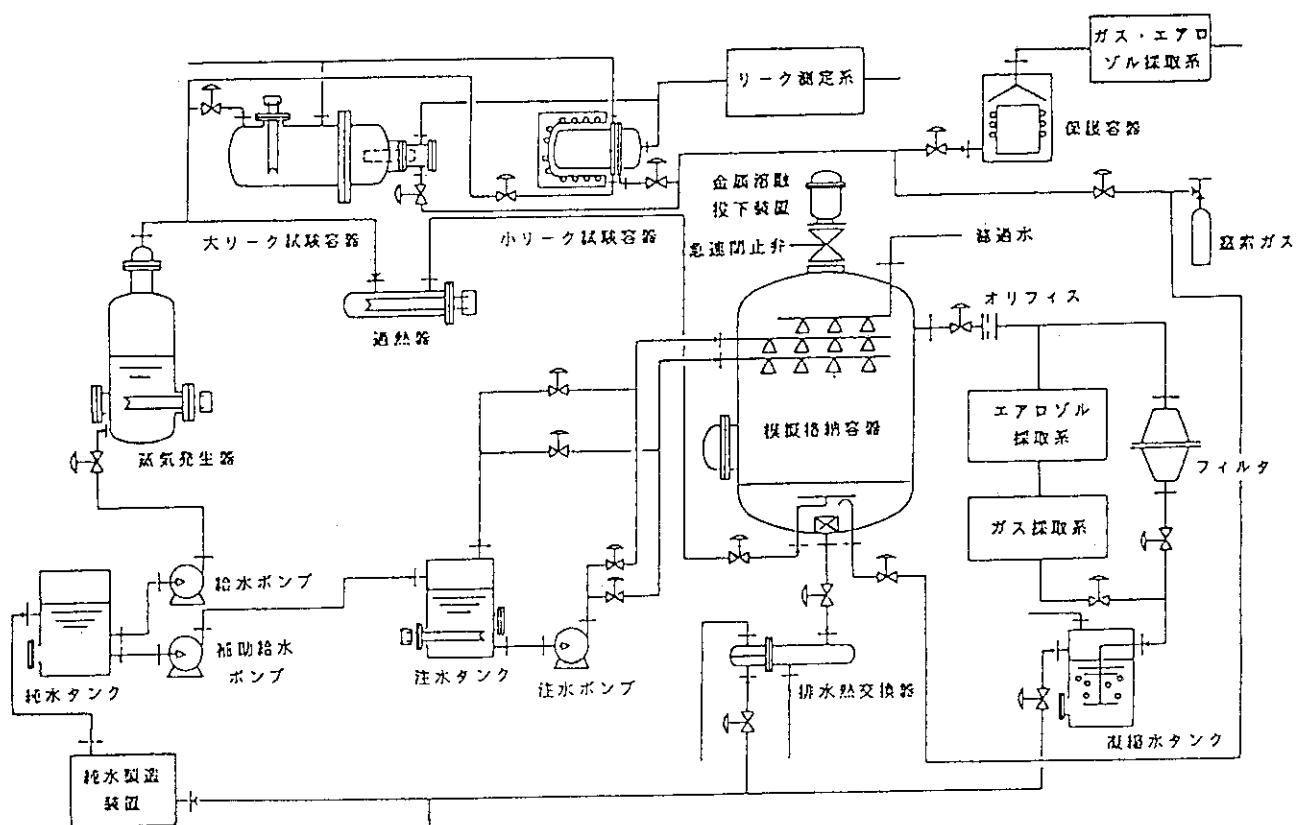


図18 A L P H A 実験装置

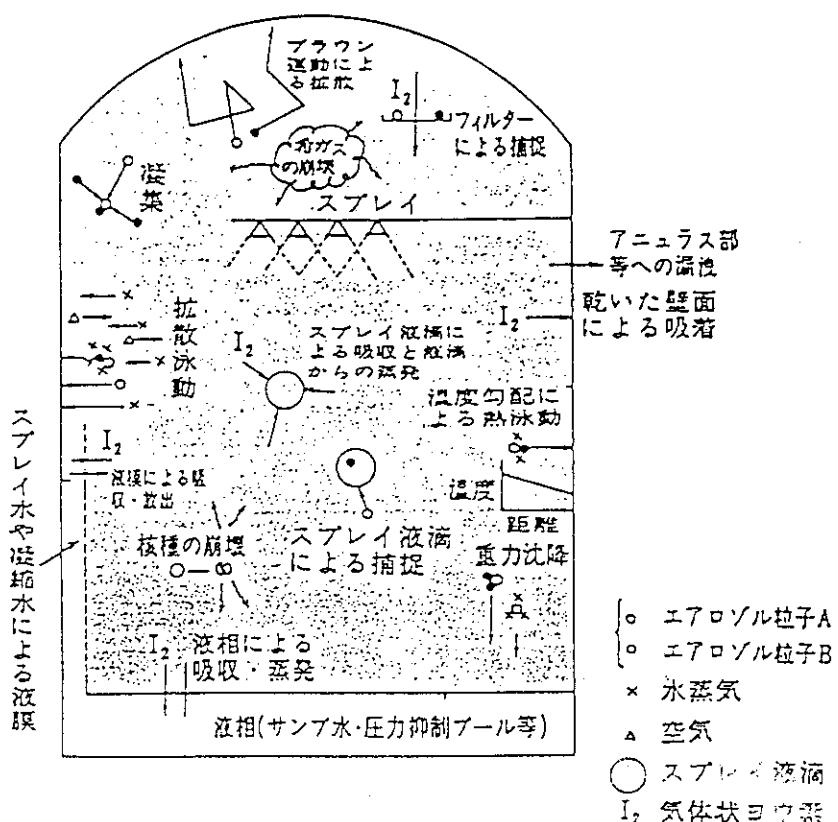


図19 REMOVALコードの解析モデル

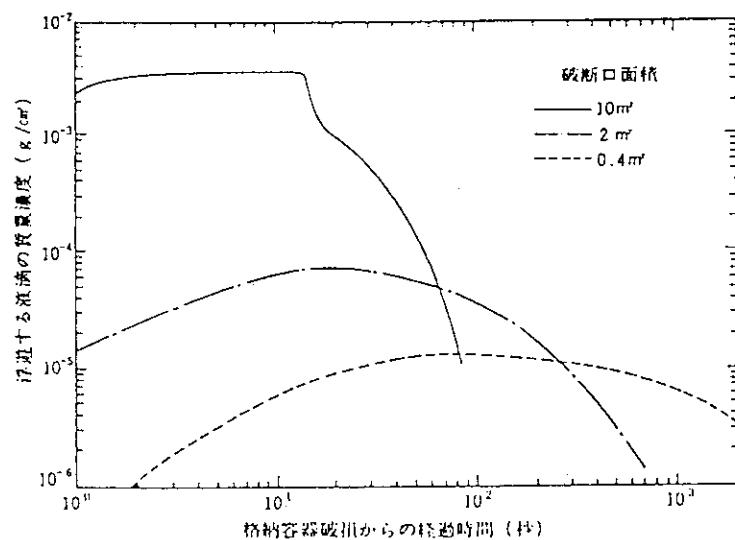


図20 格納容器破損時の再浮遊量解析値

付録 1

「S T C P コードの概要」

1. 開発時期

1984年～1990年

2. 開発機関

U S N R C (米国原子力規制委員会) の委託によりバテルコロンバス研究所
(BCL; Battelle Columbus Laboratory) が開発

3. ユーザー

U S N R C の S F D (Severe Fuel Damage) 計画に参加している各国及び機関

4. 評価対象事象

シビアアクシデント時の冷却系内及び格納容器内の熱水力、燃料棒の温度上昇／損壊、溶融炉心／コンクリート反応、可燃性ガスの生成／移行、放射性核種（エアロゾル、気体）の放出／移行／沈着、工学的安全施設による放射性核種の除去等の解析を行うことにより、環境中への FP 放出量を計算する。

5. 検証用に用いた実験

・炉心損傷挙動； P B F - S F D 実験、 N R U 実験、 A C R R 実験、

C O R A 実験

・燃料からの FP 放出； O R N L の H I 実験、 A N L の S T E P 実験

・原子炉冷却系内 FP 挙動； Marviken 実験、 O R N L のエアロゾル移行実験、

L A C E 実験

・格納容器内 FP 挙動； D E M O N A 実験、 N S P P 実験、 L A C E 実験

・工学的安全施設による FP 除去； B C L のプールスクラビング実験

・溶融炉心／コンクリート反応； S U R C 実験、 B E T A 実験

6. コード内容

1) 基礎方程式

・熱水力関係；質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式

・エアロゾル挙動；質量保存式

2) 構成方程式

・熱水力関係；蒸気生成率、界面間熱伝達、壁面熱伝達

・エアロゾル挙動；質量移行係数、エアロゾルの凝縮

7. 特徴・備考

1) コード開発の目的

確率論的安全評価で必要となるシビアアクシデント時のソースタームを、比較的短時間で計算するためのツールを提供する。

2) コード開発の経緯

BCLがソースターム評価用に開発したBMI-2104計算コード群を基に、1984年に開発が開始され、現象間のフィードバック効果や入出力インターフェイス等の改良が行われた。その後、NUREG-1150のドラフト等に計算結果が引用されたが、第2世代のMELCORコードが開発され使用され始めた1990年に開発は中止された。

3) コードの機能

STCPは6種類のコードから構成されている。ソースターム解析は、これらのコードを順に実行することにより行われる。MARCH3コードは、事故進展の全体に渡る熱水力挙動を計算する。TRAP-MELT3コードは、原子炉冷却系から格納容器へ流出するFP及びエアロゾル量を求める。VANESAコードは、溶融炉心／コンクリート反応により放出されるFP及びエアロゾル量を求める。NAUAコードは、格納容器内のエアロゾルの移行・沈着過程を解析する。SPARC、ICEDFコードは、それぞれBWRにおけるサプレッションプールによるエアロゾルの除去、PWRにおけるアイスコンデンサによるエアロゾル除去を評価する。

8. コードの限界、問題点

STCPの限界として、詳細なモデルと簡易なモデルが混合していること、特に、原子炉冷却系は単一ボリュームでモデル化されているため、詳細な熱水力解析を行えないこと、コード間のインターフェイスが繁雑であること等が挙げられる。

9. 参考資料

- 1) Gieseke, J. A., Cybulskis, P., Jordan, H., Lee, K. W., Schumacher, P. M., Curtis, L. A., Wooton, R. O., Quayle, S. F., Kogan, V.: Source Term Code Package: A User's Guide (Mod 1), NUREG/CR-4587, BMI-2138(1986).
- 2) Gieseke, J. A., Curtis, L. A., Cybulskis, P., Jordan, H., Kogan, V., Lee, K. W., Schumacher, P. M., Wooton, R. O., Weiss, A. J.: Source Term Code Package: Modifications and Applications, Proceeding of the US Nuclear Regulatory Commission Fifteenth Water Reactor Safety Information Meeting Vol. 1, NUREG/CP-0091 Vol. 1, pp. 329-336(1988).

付録2

「CORCONコードの概要」

1. 開発時期

1981年～（現在も開発中）

2. 開発機関

USNRC（米国原子力規制委員会）の委託によりサンディア国立研究所（SNL：Sandia National Laboratories）が開発

3. ユーザー

USNRCのCSARP（Collaborated Severe Accident Research Program）計画（旧SFD（Severe Fuel Damage）計画）に参加している各国及び機関

4. 評価対象事象

CORCON/MOD2コードは、溶融炉心／コンクリート反応時の熱水力挙動を扱う計算コードであり、①溶融物中の崩壊熱、②溶融物からコンクリートへの熱伝達、③コンクリートの侵食と原子炉キャビティの形状変化、④コンクリートの分解による二酸化炭素や水蒸気の発生、⑤溶融物中を気泡として上昇する二酸化炭素、水蒸気と溶融物中の金属との化学反応、⑥化学反応によって発生する熱及び水素、一酸化炭素等の可燃性ガスの発生、を扱う。

5. 検証用に用いた実験

SNL；TURC、SURC実験、KFK；BETA実験

ACE計画；フェイズC実験

6. コード内容

1) 基礎方程式

・熱水力関係；質量保存式、エネルギー保存式

2) 構成方程式

・熱水力関係；溶融プール内層間熱伝達、溶融物／コンクリート熱伝達
化学反応熱（ギブスの自由エネルギーの最小化法）

7. 特徴・備考

1) コード開発の目的

溶融炉心／コンクリート反応時に発生するガスの種類と量及びコンクリートの侵食量を解析する。

2) コード開発の経緯

1975年に研究が開始され、1977年にINTER1が開発された。その後、改良が加えられ、1981年にCORCON/MOD1が、1984年にMOD2が開発された。現在、エアロゾル放出コードであるVANESAモデルと一体化したMOD3の開発が進められている。

3) コードの機能

MARCH3コード等から与えられた初期の溶融物の量及び組成、原子炉キャビティの初期形状及びコンクリートの組成を基に、コンクリートの侵食量及び発生するガスの量を解析する。また、エアロゾル放出解析コード（VANESA等）に溶融物温度及びガス発生量計算結果を提供する。

8. コードの限界、問題点

溶融プールを完全に分離した多層プールとして扱っており、層間の混合を考慮できないこと、溶融プール表面からの熱輻射等により上部のコンクリートも侵食されるが、溶融物と直接接した物以外の侵食は考慮していないこと、溶融物と雰囲気の間の化学反応や雰囲気中の反応は扱えないこと等が挙げられる。

9. 参考資料

- 1) Cole, R. K. Jr.: CORCON: Molten Fuel/Concrete Interactions Code, SAND-82-2 354C, CONF-821037-23(1982).
- 2) Cole, R. K. Jr., Kelly, D. P., Ellis, M. A.: CORCON-MOD2: A Computer Program for Analysis of Molten-Core Concrete Interaction, NUREG/CR-3920-R3, SAND-84-1246-R3(1984).
- 3) Casas, J. C., Norkus, J., Corradini, M. L., Mueller, U., Rehme, K., Rust, K. : Analysis of Argonne Core-Concrete Experiment (ACE) Using a Modified CORCON Model, Fourth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-4) Proceedings Vol. 1, pp.721-727(1989).

付録3

「MELCORコードの概要」

MELCORコードは、シビアアクシデント時の冷却系内及び格納容器内の熱水力、FP (Fission Products) 移行、炉心溶融進展、溶融炉心／コンクリート反応、格納容器内の水素挙動等の解析を行うことにより、シビアアクシデント時のソースターム計算を行う総合解析コードである。現在、MELCORコードは、米国のSNL (Sandia National Laboratories) で開発中であり、USNRC (米国原子力規制委員会) は、同コードをSTCP (Source Term Code Package) に代る次世代のリスク評価コードとして位置付けている。最初のバージョンであるMELCOR1.0.0は1985年12月に完成し、その後、開発は継続され、1989年3月にUSNRCは、CSARP (Collaborated Severe Accident Research Program) 計画に参加している各国及び機関にMELCOR1.8.0を広く配布した。

BWR用の解析モデルはほぼ完成し、ORNLによって指摘されたいくつかのモデルについて現在評価が行われている。PWR用の解析モデルの開発は若干遅れていて、格納容器直接加熱、アイスコンデンサー及び一次冷却系内の自然循環に関する解析モデルがまだ組込まれていない。FPがプラント外に放出された後の環境影響評価コードMACCSもSNLで同時に開発されており、将来、MELCORコードに組込まれる予定である。

コードの特徴は以下の通りである。1) 圧力容器内外の現象を同時にかつ首尾一貫して計算する。2) 感度解析／不確かさ解析が容易である。3) リスク解析での使用を考慮して計算時間が短い。4) モジュラ構造であるためにモデル改良と保守が容易である。5) 解析モデル説明書、利用者マニュアルが充実している。

MELCORコードは、MELGEN、MELCOR、MELPLTから構成されている。MELGENコードは、入力データが文法的に正しく作成されているかをチェックするプログラムで、誤った入力、整合性のとれない入力をするとエラーメッセージを出力し、正しい入力データを作成するためのサポート機能を持っている。MELCORコードはメインコードであり、シビアアクシデント時のソースターム計算を行う。MELPLTコードは、MELCORコードによって得られた計算結果を、DISSPLAプロットパッケージを用いて図形出力する。

解析対象範囲はSTCPとほぼ同等であるが、より詳細計算が可能である。また、STCPのような複雑なデータの受渡しがないために取扱いが容易である。MELCORコードの解析モデルは基本的に既存の計算コードと同等であり、冷却系内熱水力はRELAP4、TRACモデル、炉心溶融進展はMELPROGモデル、FP放出はCORSOR、VANESAモデル、冷却系内FP挙動はTRA

P-MELT2モデル、水蒸気爆発はIFCIモデル、溶融炉心／コンクリート反応はCORCONモデル、格納容器内水素挙動はHECTRモデルで、格納容器挙動はCONTAINモデルで解析する。

1. 開発時期

1982年～（現在も開発中）

2. 開発機関

U S N R C（米国原子力規制委員会）の委託によりサンディア国立研究所
(S N L : Sandia National Laboratories) が開発

3. ユーザー

U S N R C の C S A R P (Cooperative Severe Accident Research Program) 計画
(旧 S F D (Severe Fuel Damage) 計画) に参加している各国及び機関

4. 評価対象事象

シビアアクシデント時の冷却系内及び格納容器内の熱水力、燃料棒の温度上昇／損壊、溶融炉心／コンクリート反応、可燃性ガスの生成／移行、放射性核種（エアロゾル、気体）の放出／移行／沈着、工学的安全施設による放射性核種の除去等の解析を行うことにより、環境中へのF P放出量を計算する。

5. 検証用に用いた実験

・炉心損傷挙動

P B F - S F D 実験、N R U 実験、A C R R 実験、C O R A 実験

・燃料からのF P放出

O R N L の H I 実験、A N L の S T E P 実験

・原子炉冷却系内F P挙動

Marviken実験、O R N L のエアロゾル移行実験、L A C E 実験

・格納容器内F P挙動

D E M O N A 実験、N S P P 実験、L A C E 実験

・工学的安全施設によるF P除去

B C L のプールスクラビング実験

・溶融炉心／コンクリート反応

S U R C 実験、B E T A 実験

6. コード内容

1) 基礎方程式

- ・熱水力関係；質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式
- ・エアロゾル挙動；質量保存式

2) 構成方程式

- ・熱水力関係；蒸気生成率、界面間熱伝達、壁面熱伝達
- ・エアロゾル挙動；質量移行係数、エアロゾルの凝縮

7. 特徴・備考

1) コード開発の目的

確率論的安全評価で必要となるシビアアクシデント時のソースタームを、比較的短時間で精度良く計算するためのツールを提供する。

2) コード開発の経緯

1982年にコード開発に着手し、1985年に最初のバージョンであるMELCOR 1.0.0が完成した。1991年9月現在の最新バージョンはMELCOR 1.8.0である。BWR用の解析モデルはほぼ完成したが、PWR用の解析モデルの開発は遅れている。

3) コードの機能

- ・原子炉圧力容器内外の現象を同時にかつ首尾一貫して計算する。
- ・感度解析／不確かさ解析が容易である。
- ・リスク解析での使用を考慮して計算時間が短い。
- ・モジュラ構造であるためにモデル改良と保守が容易である。
- ・解析モデル説明書、利用者マニュアルが充実している。

8. コードの限界、問題点

MELCORコードは、シビアアクシデント時の広い現象を解析対象とするため、ある現象を扱うモデルは他と比べて精度が比較的低かったり、欠落していたりして適用が制限される場合がある。また、各機関の使用経験から、計算機の種類によって計算結果が若干異なること等が指摘されている。

9. 参考資料

R.M.Summers et al., "MELCOR 1.8.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Severe Accident Source Term and Risk Assessment Analyses," NUREG/CR-5531 (1991).

付録4

「SCDAP/RELAP5コードの概要」

SCDAP/RELAP5コードは、シビアアクシデントを含む原子炉事故時における軽水炉冷却系内の熱水力挙動及び炉心損傷挙動を相互に関連させて詳細に解析する機能を有するものである。このコードは、米国原子力規制委員会(USNRC)が、規制過程での必要上、シビアアクシデントを対象とした事象をより最適に評価する手段を得ることを目的として開発を進めているものである。同コードの開発実施担当機関は、米国のアイダホ国立工学研究所(INEL)である。本コードは、原子炉冷却系内の熱水力挙動を解析するRELAP5(Reactor Excursion and Leak Analysis Program 5)コード、核分裂生成物(FP)挙動を解析するTRAP-MELTコード、及び炉心損傷挙動を詳細に解析するSCDAP(Severe Core Damage Analysis Package)コードを結合した統合コードである。

構成コードの一つである炉心損傷挙動詳細解析コードSCDAPは、燃料棒挙動解析コードFRAP-T6とBWRのLOCA時最適予測コードTRAC-BD1コードを組合せ、これにシビアアクシデント事象に関するモデルを追加して1982年に作成された。以後、SCDAPコード単体の改良が進められた。1986年に、別途開発が進められていた熱水力挙動解析コードRELAP5と原子炉冷却系内FP挙動解析コードTRAP-MELTをSCDAPコードに結合した統合コードSCDAP/RELAP5/MOD0が完成した。その後、この統合コードに改良が加えられ、1988年にSCDAP/RELAP5/MOD1が開発された。現時点で最新のコードバージョンは、SCDAP/RELAP5/MOD2.5であるが、最終的には、SCDAP/RELAP5/MOD3となる予定である。

本コードは、シビアアクシデント時に生じる燃料の破損、溶融、リロケーション、デブリ層形成等に関する詳細な解析が可能である。さらに、燃料からのFPの放出及び原子炉冷却系内移行挙動を解析できる。シビアアクシデント事象が進展し、炉心部で溶融した燃料及び炉心構造物が炉心領域から下部ヘッド上に流下し、堆積した場合、下部ヘッドの損傷又は溶融貫通といった事象が生じ得るが、本コードはこれら下部ヘッド損傷に関するモデルは含まれない。すなわち、原子炉圧力容器が破損する以前のシビアアクシデント事象を解析対象としている。

1. 開発時期

1985より。現在も開発中。

2. 開発機関

米国原子力規制委員会（U S N R C）の委託でアイダホ国立工学研究所（I N E L）が開発。

3. ユーザー

米国原子力規制委員会（U S N R C）。C S A R P 計画（旧S F D／F P S T 計画）参加機関。他。

4. 評価対象事象

シビアアクシデントを含む原子炉事故時における軽水炉冷却系内の熱水力挙動、炉心損傷挙動、及び核分裂生成物（F P）放出移行（原子炉冷却系内）挙動。

5. 検証用に用いた実験

- ・L O F T／L P - F P - 2（インパイル、F P 放出実験）。
- ・A C R R／D F - 4（インパイル、デブリ層形成実験）。

6. コード内容

1) 基礎方程式

質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式。

2) 構成方程式

熱伝達相関式。

燃料被覆管の酸化：Cathcart-Powellの式及びUrbanicの式。

燃料被覆管の塑性変形：Prandtl-Reussの式。

7. 特徴

1) コード開発の目的

S C D A P／R E L A P 5 コードは、米国原子力規制委員会（U S N R C）が、規制過程での必要上、シビアアクシデントを対象とした事象をより最適に評価する手段を得ることを目的として開発されている。

2) コード開発の経緯

構成コードの一つである、炉心損傷挙動詳細解析コードS C D A Pが、1982年にF R A P - T 6とT R A C - B D 1 コードを組合せて作成された。1986年に、熱水力挙動解析コードR E L A P 5と原子炉冷却系内F P 挙動解析コードT R A P - M E L

TをSCDAPコードに結合した統合コードSCDAP/RELAP5/MOD0が完成した。その後、改良が加えられ、1988年にSCDAP/RELAP5/MOD1が開発された。現時点での最新版は、SCDAP/RELAP5/MOD2.5である。

3) コードの機能

シビアアクシデントを含む原子炉事故時における軽水炉冷却系内の熱水力挙動及び炉心損傷挙動を相互に関連させて詳細に解析する機能を有する。特に、燃料の破損、溶融、リロケーション、デブリ層形成等に関する詳細な解析が可能である。さらに、燃料からのFPの放出及び原子炉冷却系内移行挙動を解析できる。

8. コードの限界、問題点

シビアアクシデント時に生じる事象のうち、燃料損傷、燃料溶融及びリロケーション、デブリ層形成といった事象を対象とするが、全て原子炉圧力容器が破損する以前の状態を対象としている。すなわち、原子炉圧力容器下部ヘッドの破損を考慮していない。

9. 参考資料

- 1) Allison, C. M., Shieh, A. S. L., Wagner, R. J., Cheng, T. C.: A SCDAP/RELAP5 Generalized Three-Fluid Model for Coolant and Molten Metal Transport, Trans. Am. Nucl. Soc. CONF-900608, vol.61, pp.477-478(Jun 1990).
- 2) Allison, C. M., Carlson, E. R., Cheng, T. C., Siefken, L. J., Hohorst, J. K.: SCDAP/RELAP5 Code Assessment: Models for the Liquefaction of UO₂ in Molten Zircaloy, Proceedings of Forth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-4), Vol. 1, pp.243-247(Oct. 1989).
- 3) Allison, C. M., Siefken, L. J., Hagrman, D. L., Cheng, T. C.: Extention of SCDAP/RELAP5 Severe Accident Models to Non-LWR Reactor Designs, EGG-M-89534, CONF-900917-19(1990).
- 4) Hohorst, J. K.: SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual Volume 4, MATPRO: A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-5273 vol. 4, EGG-2555 vol. 4(Feb. 1990).
- 5) Allison, C. M., Johnson, E. C., Berna, G. A.: SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, User's Guide and Input Requirements, NUREG/CR-5273 vol. 3, EGG-2555 vol. 3(Sep. 1989).
- 6) Allison, C. M., Johnson, E. C., Berna, G. A.: SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, RELAP5 Code Structure, System Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5273 vol. 1, EGG-2555 vol. 1(Sep. 1989).
- 7) Allison, C. M., Johnson, E. C., Berna, G. A.: SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, RELAP5 Code Structure, Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5273 vol. 2, EGG-2555 vol. 2(Sep. 1989).
- 8) Allison, C. M., Carlson, E. R., Cheng, T. C., Siefken, L. J., Hohorst, J. K.: SCDAP/RELAP5 Code Assessment: Models for the

Liquefaction of UO₂ in Molten Zircaloy, EGG-M-88272, CONF-891004-3
(1989).

- 9) Cheng, T. C., Berna, G. A., Allison, C. M., Wagner, R. J., Hagrman, D. L., Weiss, A. J.: RELAP5/SCDAP - An Integrated Code for Severe Accident Analysis, NUREG/CP-0072 vol. 6(Feb. 1986).