

「各国における工学的安全研究の現状」  
( IAEA・ザルツブルグ会議より )

座長 三 島 良 績  
( 東京大学 工学部 教授 )  
( 財 ) 原子力安全研究協会 理事



「各国における工学的安全研究の現状」  
( I A E A ・ザルツブルグ会議より )



日本原子力研究所 東海研究所  
安全性試験研究センター  
センター長 村 主 進

本年の5月2日より13日の2週間にわたり、オーストリアのザルツブルグで「原子力発電と核燃料サイクルに関する国際会議」が開かれた。この会議の発表のうち、軽水炉の工学的安全研究の現状について述べる。

軽水炉の工学的安全研究の現状全般を述べたのは米国、西独、フランスおよび日本であった。その他の国ではデンマークより北欧4カ国協力による安全性評価コードの開発、西独の安全性コードの現状、フィンランドの冷却材喪失事故時放射能放出、フランスの信頼性研究、スウェーデンのマルビッケン計画などの発表があった。

1. 米国における安全研究

米国原子力規制委員会 ( Nuclear Regulatory Commission ) で実施している安全研究を大別すると次の5つの分野に分けることができる。

- (1) 原子炉圧力容器および配管に関する研究
- (2) 仮想事故時の熱水力挙動の実験および工学的安全防護施設の有効性に関する実験
- (3) 仮想事故時の燃料の挙動に関する研究
- (4) 仮想事故解析コードの開発
- (5) 原子炉運転に関する安全研究

一方、電力研究所 ( Electric Power Research Institute ) も大規模な研究計画を持っており、安全研究に関しては米国原子力規制委員会は電力研究所と密接な連絡を保ち、3カ月に1回研究管理の会議を開いて、研究効率の促進と研究計画の重複の回避に努めている。またGE社のBWRブロードダウンおよびECC計画を共同で資金援助をしたり、PWR-FLECHT システム効果実験を共同出資をして実施している。

(1)の原子炉圧力容器および配管に関する研究については、①破壊機構の研究、②照射ぜい化の研究、③応力腐食われなどの研究、④非破壊検査法の開発などを行っている。

①の研究で主なものを述べると、厚さ6インチの鋼製圧力容器に各種の欠陥をつけて内圧破壊実験を行った結果、肉厚の90%の深さの欠陥がある場合でも亀裂が進展して貫通するためには設計圧力の2.2倍の内圧を印加しなければならなかった。熱衝撃試験では、直径21インチ、厚さ6インチの鋼製円筒に欠陥をつけて、壁厚を550°F ( 288°C ) にして40°F ( 4°C ) ないし10°F ( -23°C ) の冷水を流した実験を4回行い、3回の実験では亀裂の進展はあったがある程度進んで停止し、1回の実験では亀裂の進展はなく、いずれも予測通りであった。貫通亀裂の進展に関しては、貫通亀裂に水圧を継続して印加したが亀裂の進展はなか

った。以上の実験など、亀裂の進展、停止に関する解析、実験、理論が進められている。

②の研究ではコンパクト・テンション試験法によって未照射鋼材および照射鋼材の静的および動的破壊靱性値を求めており、その1例を図1に示す。また照射ぜい化の少ない材料の開発を完了し、また照射ぜい化した圧力容器のぜい化回復の研究が進行中である。

③に関しては、オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食われ対策は現在も研究中であるが、敏感化した材料を電気化学的方法で現場試験する方法を開発中である。

④に関しては、超音波探傷法の技術向上の開発がさらに進められ、AE法を利用した亀裂発生モニタリングが研究されている。

(2)、(3)、(4)はそれぞれ冷却材喪失事故時の熱水力的挙動実験、燃料挙動研究および解析コードの開発であるが、これらの相互の関連を図2に示す。

(2)の仮想事故時の熱水力挙動の実験および工学的安全防護施設の有効性に関する実験については、冷却材喪失事故時の二相流熱水力、ブローダウン熱伝達、再冠水現象について関連式の改良が逐次行われている。

また、セミスケール実験は1976年度に26回の実験を行い、RELAP-4コードとの照合を行って、実験結果と解析結果とのよい一致を得ている。

実炉を用いた冷却材喪失事故実験装置としてLOFT計画がある。LOFT炉は図3に示すように健全ループには蒸気発生器、ポンプを有し、破断ループは蒸気発生器とポンプの抵抗模擬体を設けたものである。ループ破断によって放出された蒸気・水はサブプレッションタンクに入れられる。原子炉容器の中には長さ5.5フィートの燃料1,300本が装荷され、等価直径2フィートの炉心を構成する。LOFT炉は今までに4回の非核実験を実施した。

ECCSの改良の実験では、西独方式であるホットレグおよびコールドレグ同時注入方式について、セミスケール装置でスコーピング試験を実施した。またB&Wのベントバルブ方式については1977年秋にセミスケール装置で確認試験をする予定であり、1978年にはWH社のUHI方式の試験のためにセミスケール装置を改造する予定である。

(3)の燃料の挙動に関する研究では、基礎研究で冷却材喪失事故時のジルカロイの酸化、ジルカロイの機械的強度、ペレットよりのFPの放出、燃料の熱的挙動および崩壊熱に関する研究を実施している。研究結果の例を図4、図5、図6に示す。

これらの研究結果は燃料挙動コードFRAP-T、FRAP-Sの開発に利用されているが、このFRAPコードの検証はPBFで行われる。PBFは1977年1月末までに12回の実験を行った。実験は線出力密度500~800W/cmで行い、被覆材温度1,400℃、燃料温度はUO<sub>2</sub>の融点以上に達し、膜沸騰は数秒~10分以上継続したが、燃料はクエンチによって破損することが明らかになった。

この他燃料熔融実験も実施している。

(4)の解析コードの開発に関しては、コンポーネントコードおよびシステムコードを開発し、実験値と照合して検証している。主なコードは図2に示す通りである。このうちTRACコードは現在開発中のコードで、2相非平衡、2相異流量モデルを取り扱い、プレナム、ダウンコマ、炉心などの各部分を多ノードに取ることができるものである。

(5)の原子炉運転に関する安全性研究としては、火災防護に関する研究および人間工学手法による運転員の誤

操作の解析を行っている。

## 2. 西独における安全研究

西独の安全研究の内容も米国とはほぼ同様であるが、西独では①原子炉一次系機器の構造、②非常時炉心冷却③格納容器、④炉心溶融および、⑤外部要因事故の研究に分けている。

西独で安全研究に国が積極的に研究費を投入している理由の一つは、米国よりも人口密度の高い西独で必要と考えられる研究を追加実施することである。西独の安全性研究の目標として、

- (1) 公衆に対し、原子力以外の産業によるリスクよりも、原子力によるリスクは低く保つこと。
- (2) 原子力プラントの保守および修理に従事している従業員の放射線被曝を低減すること。
- (3) 事故現象に対する詳細な知識を得ることによって、極端に保守的な許認可規則をもう少し現実的なものとする。

を掲げている。

西独の安全研究計画の構成を図7に示す。

原子炉一次系機器の構造安全性については、遠隔操作超音波探傷による非破壊検査法の開発、ステンレススチールの溶接熱影響部の亀裂の伝播挙動の研究、圧力容器材料の照射ぜい化の研究を行っている。

非常用炉心冷却の研究については、PWRのシステム効果実験のためにPKL (Primary Coolant Loop) 実験を実施している。PKLはテスト部に340本の実寸長の模擬燃料棒を有するループで、ホットレグとコールドレグと同時にECS水を注入した実験を行い、コールドレグ注入のときよりもクエンチ時間が短くなり、燃料最高温度が低くなることを実証した。またBWRについては49本の燃料棒の集合体2体の実験を行っている。

格納容器の試験については1/4寸法のPWR格納容器実験を実施し、許認可に用いている計算法が実測値とよく一致することを実証し、またBWR圧力抑制型格納容器の実験で、ウェットウエルの蒸気凝縮による動的荷重の大きさを明らかにした。

炉心溶融の研究では、溶融炉心のコンクリートへのメルトスルー、蒸気爆発の可能性、コンクリートおよび溶融金属からのガスの放出などについて実験している。

外的要因事故の研究としては、飛行機落下事故時の原子炉プラントへの影響を調べるために36m<sup>2</sup>の計装付きコンクリートにミサイルを衝突させる実験を行っている。

今後の優先研究としてはRisk Study、HDR計画などを考えている。HDR計画は運転を取りやめた100MWのHDR実験炉を用いて、地震荷重によるプラントの応答、冷却材喪失事故時における一次系機器および格納容器への荷重の解明、非破壊検査法の信頼性の実証および老朽化した原子炉圧力容器の安全余裕の確認などを実規模プラントで実施することを目的としている。

## 3. フランスにおける安全研究

フランスにおける安全研究には一つの特色が見られる。すなわち、冷却材喪失事故時の研究において日本、米国、西独では分離効果実験のみならず、プラントを模擬した総合プラント実験を行っているが、フランスでは他の三国よりも物理現象をより明確にするための分離効果実験を重要視して、解析コードの開発も物理現象

に忠実なコードへの指向が強い。フランスではこのような安全研究の成果によって国際協力をを行い、他の三国の研究の不充分な所を補足することを目標としている。図8はフランスの冷却材喪失事故研究の内容および実験に使用する装置名を示すが、いずれも分離効果実験のみである。たとえば非常用炉心冷却系の有効性を実証するための原子炉であるPHEBUSのテストループ系統図を図9に示すが、破断位置は炉心内テスト部（PWR燃料26本装荷）の上部および下部であり、ECCS注入位置も上部および下部であり、炉心流量は正確に求められる構造であるが、実炉の系統は模擬していない。なおPHEBUSは短時間定格100MW、15～20分間定格60MWの原子炉で、実験孔内のPWR試験燃料の総出力密度は最大500W/cmを予定しており、1977年中頃に完成する予定である。

#### 4. 東欧圏における安全研究

前述の安全研究に関する発表はなかったが、チェコスロバキヤの発表があった。チェコスロバキヤでは安全解析コードの開発をしているが、コードの検証として米国のLOFTなどの実験結果と照合したり、米国のコードの計算結果と比較しているのが現状である。しかしながら大規模実験も逐次計画しているようである。すなわち11MWの電気加熱の限界熱流束およびブローダウン実験装置、および再冠水実験装置を建設中である。また冷却材喪失事故時の総合プラント実験装置の建設も計画している。

一般に東欧圏では、冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系の作動によって一部の燃料の破損しか生じないという考え方に基いて、非常用炉心冷却系の有効性の研究よりも、事故時の環境への放射性物質の移行挙動の解明に重点を置いているようである。

#### 5. その他

北欧4カ国協力による安全性評価コードの開発について述べると、4カ国が分担して、独自のコードの開発を行って米国のLOFT、PBF、TLTAの実験結果と照合するとともに、WREMコードを導入してフィンランドおよびスウェーデン型動力炉に適用できるようにコードを改造している。

西独の安全性コードの現状の発表においては、実験結果と解析結果が一致することを紹介するとともに、配管破断に伴う衝撃波伝播と、それに伴う炉心構造物への衝撃荷重計算の重要性について言及した。

フィンランドは冷却材喪失事故に伴うFP放出計算について、現在の米国の計算は極端に保守的であると述べ、FP放出過程のそれぞれに、ある程度現実的な値を採用すれば、その放出量が非常に少なくなるであろうと紹介した。

フランスの信頼性研究では、機器および運転操作上の信頼度を計算過程に織りこんで確率を求める試みを発表している。

マルビッケン計画では主としてMX-Iの実験結果の要約をまとめている。

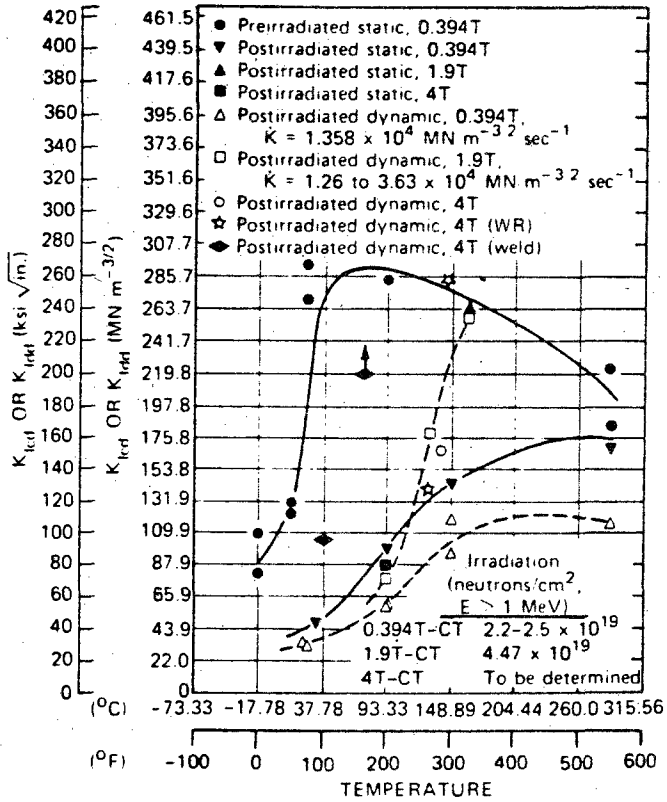


図1. ASTM A533のためのコンパクト・テンション試験法の結果、鋼材Bクラス1程度

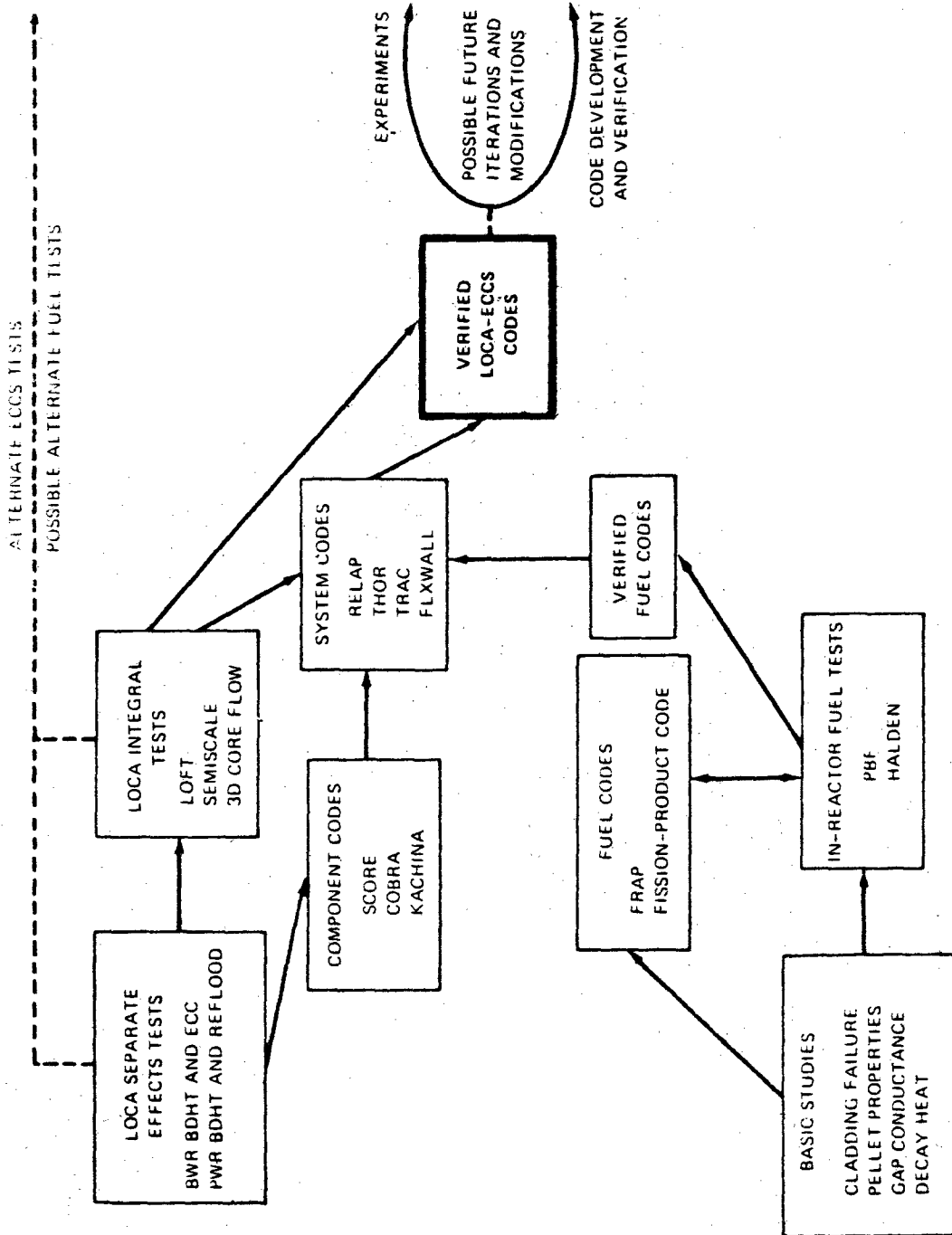


図2. LWR燃料喪失事故時の解析方法を確認する研究計画



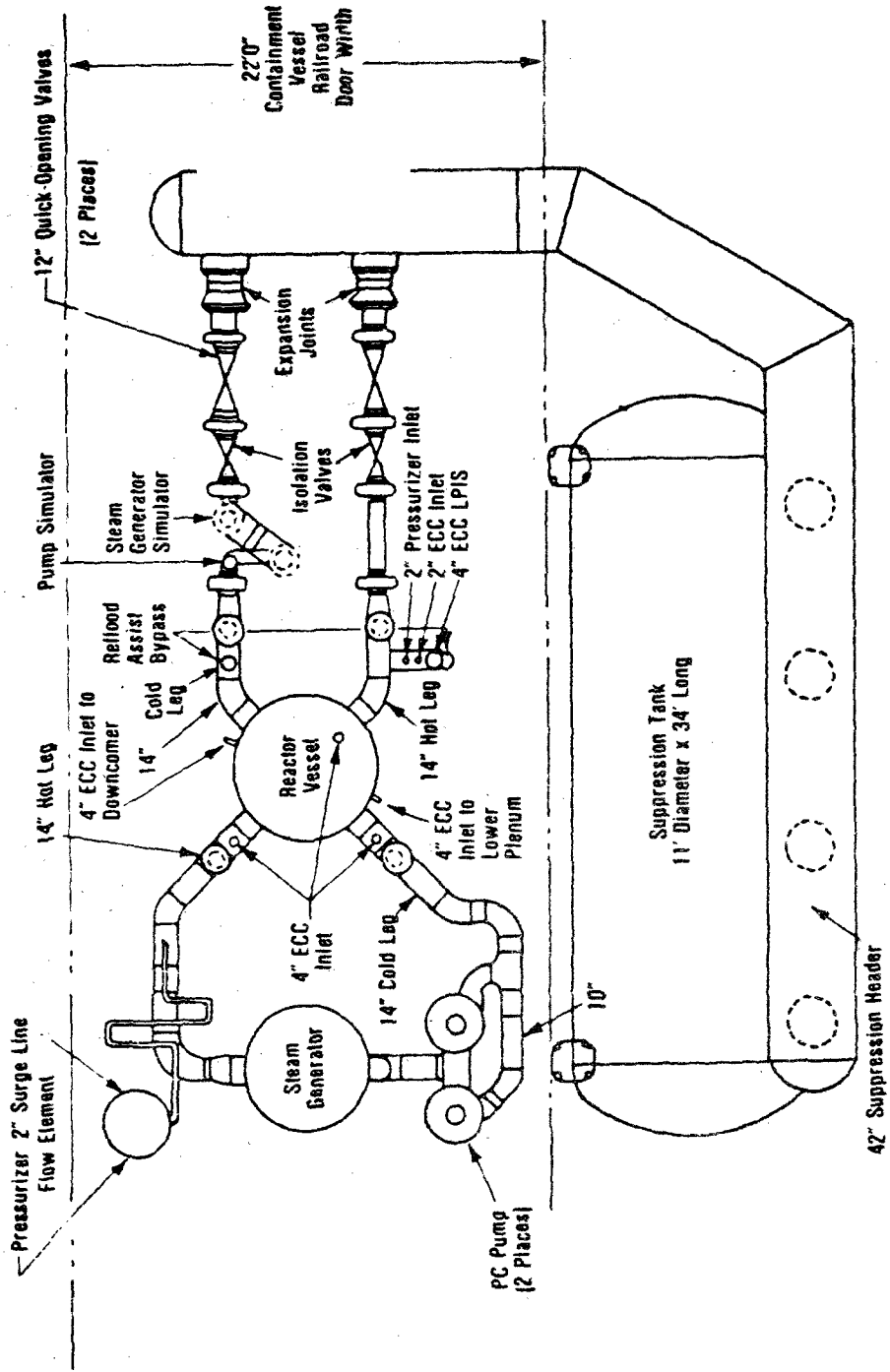


図 3. LOFT 試験の組立て観察計画 (Hot Leg 破壊配列)

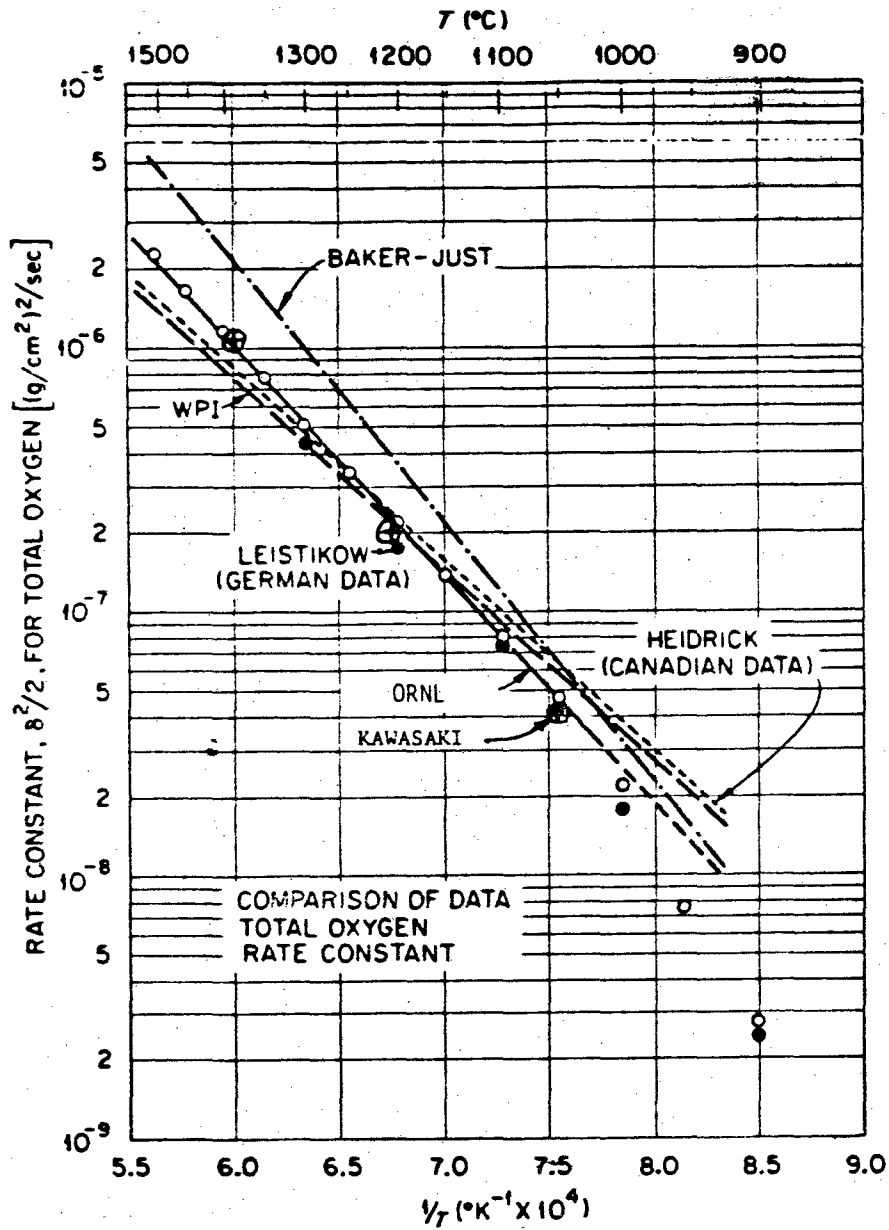


図4. 蒸気としての不変の総酸素率のArrhenius Plot : ジルカロイ-4 反応

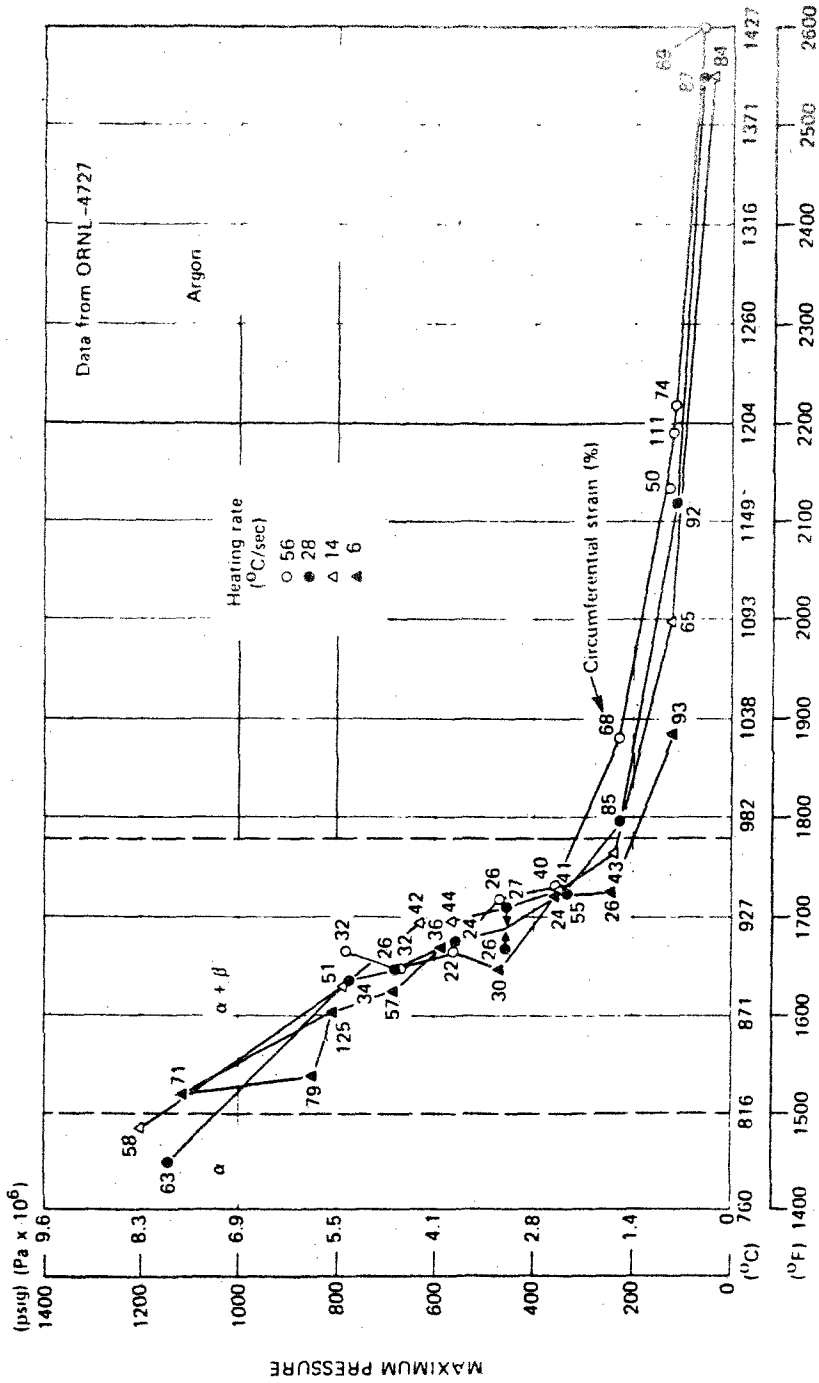


図 5. 破壊温度に対する最高圧力

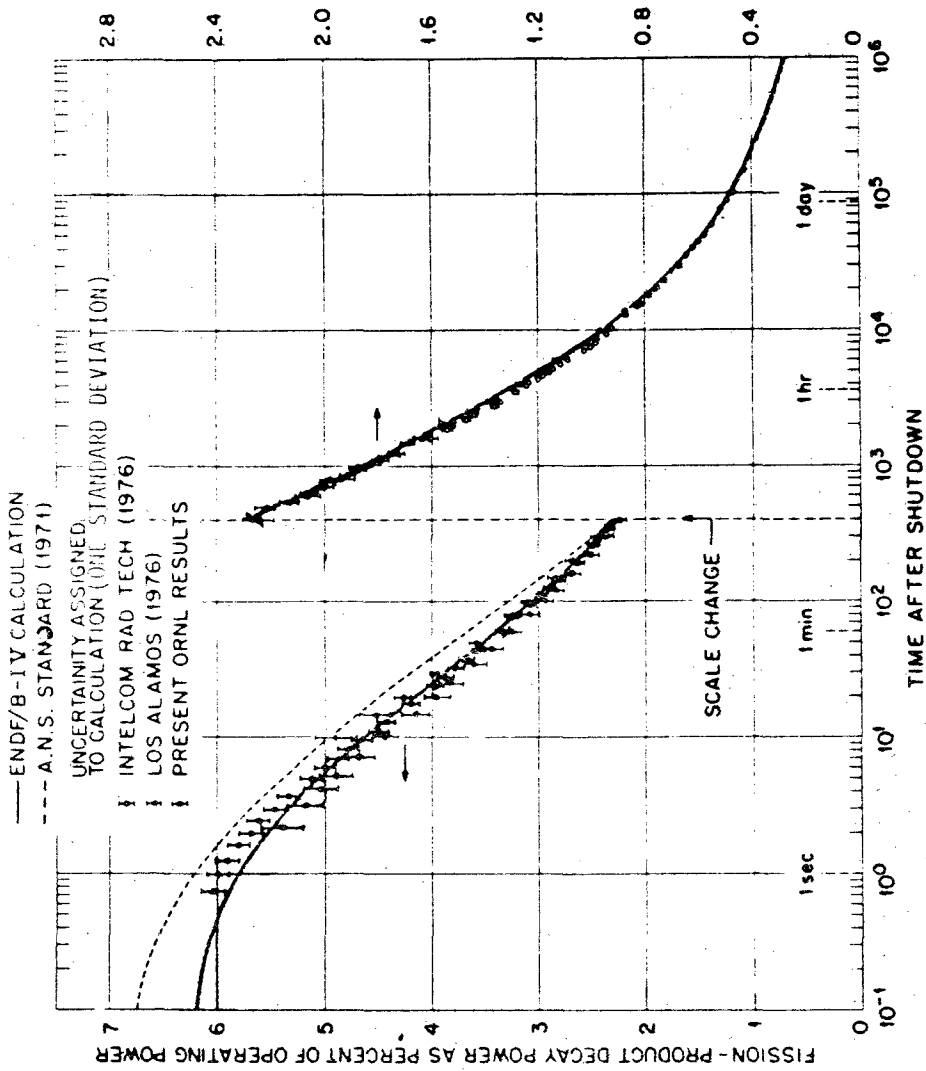


図6. 崩壊熱標準とデータの比較

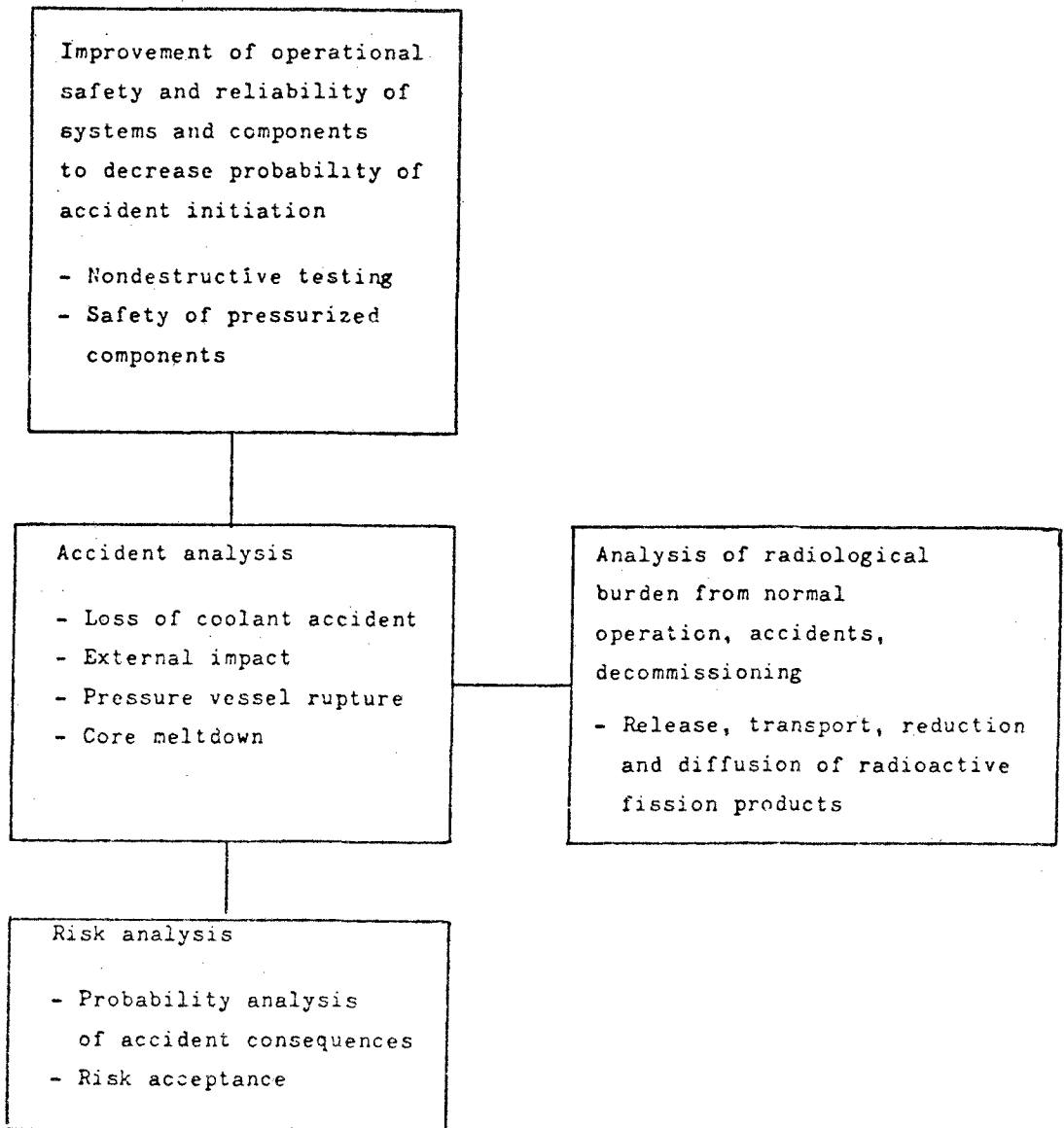


図7. 西独における軽水炉安全研究計画の構成

MOBY DICK  
 SUPER MOBY DICK  
 CANON  
 MARVIKEN 3

CRITICAL FLOW

EPIS

STEAM WATER MIXING

EVA

PUMP BEHAVIOUR

OMEGA

THERMAL EXCHANGE IN CORE

ECOTRAN

THERMAL EXCHANGE IN CONTAINMENT

EDGAR

EXPANSION - FAILURE

AQUITAINE 2

WHIPPING EFFECTS

SUPER BEC

INTERNAL BEHAVIOUR

EPIS

ERSEC

BLOWDOWN ISPRA

ERSEC

HYDRAULIC

BLOWDOWN

PHASE

THERMAL

FUEL

MECHANICAL

HYDRAULIC

REFLOODING

PHASE

THERMAL

IN PILE GLOBAL EXPERIMENT PHEBUS

図 8. フランスにおける冷却材喪失事故研究の内容および実験に使用する装置名

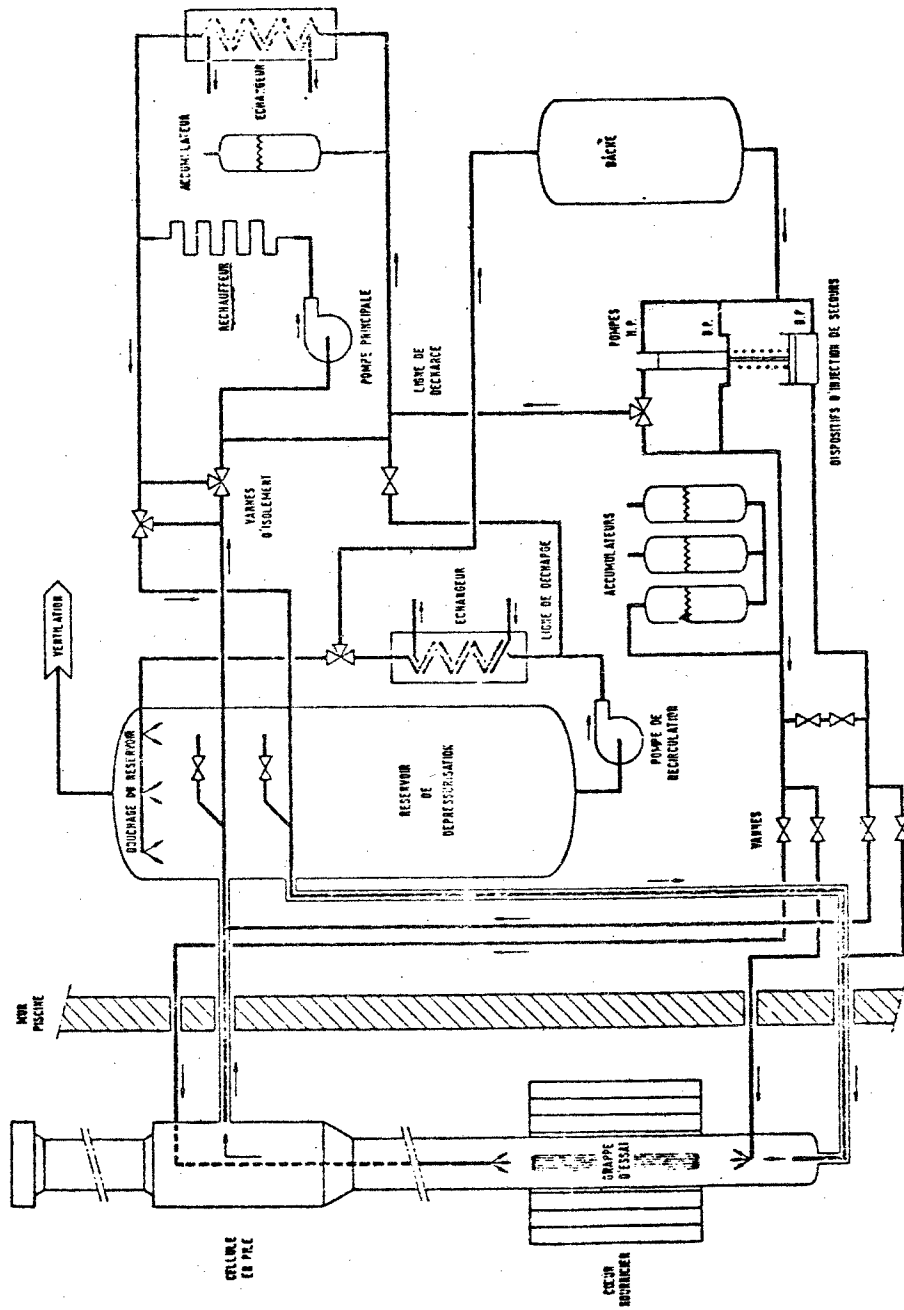


図9. PHEBUS 実験ループ系統図