

高速増殖炉安全研究の動向

Current Status of Liquid-Metal-Cooled Fast Breeder Reactor Safety Research

動力炉・核燃料開発事業団を中心に、電気出力28万kWループ型高速増殖原型炉「もんじゅ」の開発が進められている。その開発に当たっては、高速増殖炉が高速中性子を利用していること、冷却材としてナトリウムを使用していることから、軽水炉とは異なった種々の安全性研究が必要とされる。

本稿は、日立製作所が高速増殖炉安全性研究の一環として冷却系を中心に実施してきた、(1)一次冷却材漏洩時の原子炉—冷却系内熱流動に関する安全性研究、(2)衝撃荷重を受ける冷却系機器・配管構造に関する健全性研究、(3)漏洩ナトリウムと空気との化学反応に関する安全性研究、(4)崩壊熱除去系に関する信頼性研究の概要と、最近の成果について紹介する。これらの研究により、この分野での高速増殖炉の基本的な安全性評価技術を確立することができた。

八巻 秀雄* *Hideo Yamaki*
井上孝太郎** *Kôtarô Inoue*
鈴置 昭*** *Akira Suzuoki*
新谷定則**** *Sadanori Shingai*

1 緒 言

高速増殖炉の安全性研究に対する基本的な考え方は、プラントの異常や事故の発生を未然に防止し、万一それらが発生したとしてもこれを抑制・局限化し、最終的に放射線被曝をできるだけ低減化するという3段階の対策を講ずることであり、軽水炉の場合と同じ考え方である。

しかし、高速増殖炉の特徴を踏まえ、軽水炉とは異なった安全設計基準、想定されるべき事象、安全設計も必要となる。

軽水炉では冷却材に使用する水はその沸点が大気圧下で100℃と低いため、冷却材を加圧することが必要となる。これに対し高速増殖炉では、冷却材が大気圧下での沸点が880℃のナトリウムを使用するので、加圧することなく500℃程度の運転状態を保つことができる。しかし、ナトリウムは化学的に活性であるため、水や空気との接触を防止しなければならない。更に高速増殖炉は現在研究開発段階にあり、軽水炉と比べ運転実績が少ないので安全性についての研究はいっそう重要となる。

このような高速増殖炉の特徴から安全性研究テーマとしては、(1)原子炉—冷却系内の異常時熱流動、(2)事故の際に動的荷重を受ける原子炉—冷却系機器・配管構造の応答挙動、(3)漏洩ナトリウムと空気との化学反応、(4)崩壊熱除去系及び原子炉停止系の信頼性評価などが挙げられる。

日立製作所は高速増殖原型炉「もんじゅ」で主に一次冷却系設備に関する安全性研究を行っており、本稿ではその現状を概説する。

2 一次冷却材漏洩時の熱流動に関する安全性研究¹⁾

一次冷却材漏洩時の原子炉—冷却系内熱流動に関する研究は、高速増殖炉でも重要なテーマの一つである。特に高速増殖炉では、低圧で運転されていること及び高沸点のナトリウムを使用していることから、万一一次冷却系で冷却材ナトリウムが漏洩したとしても冷却材ナトリウムが炉心から急激に喪失することはない。しかし、流路パスを確保し炉心を冷却

するためには、原子炉容器内の冷却材液位を保持することは必要になる。

日立製作所は一次冷却材漏洩時の原子炉—冷却系内での熱流動特性を把握するため、一次冷却系事故解析評価コード

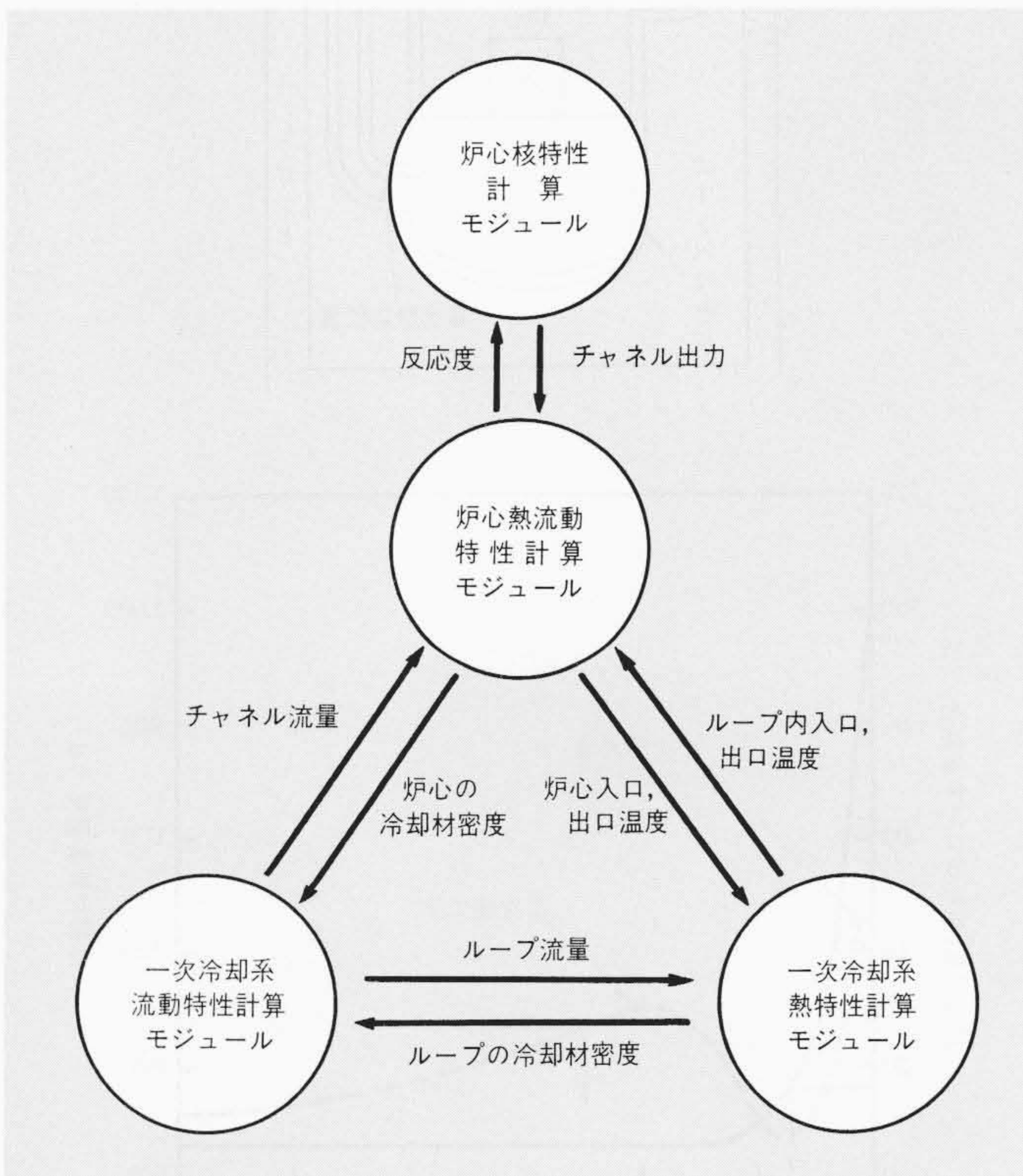


図1 HIPRAC-IIIコードの構成及び伝達データ HIPRAC-IIIコードは四つの独立したモジュールから構成されており、各タイムステップごとに各モジュール間で少数の伝達データの授受が行なわれる。

* 日立製作所日立工場 ** 日立製作所エネルギー研究所 工学博士 *** 日立製作所エネルギー研究所
**** 日立製作所システム開発研究所

HIPRAC-IIIを開発した。

本コードの主な特徴を以下に述べる。

- (1) 一次冷却材漏洩以外にポンプトリップ、ポンプスティックなどの一次冷却系の異常事象を取り扱える。
- (2) 原子炉と一次冷却系での過渡熱流動特性を同時に解析することができる。
- (3) 長時間にわたる原子炉容器内の冷却材液位変動解析を行なえる。
- (4) 自然循環力を考慮できる。

また、本コードは図1に示すように、炉心核特性計算モジュール、炉心熱流動特性計算モジュール、一次冷却系流動特性計算モジュール及び一次冷却系熱特性計算モジュールから構成される。炉心核特性計算モジュールは出力の計算に関して一点近似動特性モデルを、炉心熱流動特性計算モジュールは冷却材温度、燃料温度、反応度などの計算に関して1本の燃料ピンとその周囲の冷却材流路で代表される単チャンネルモデルを用いている。一次冷却系流動特性計算モジュールは、

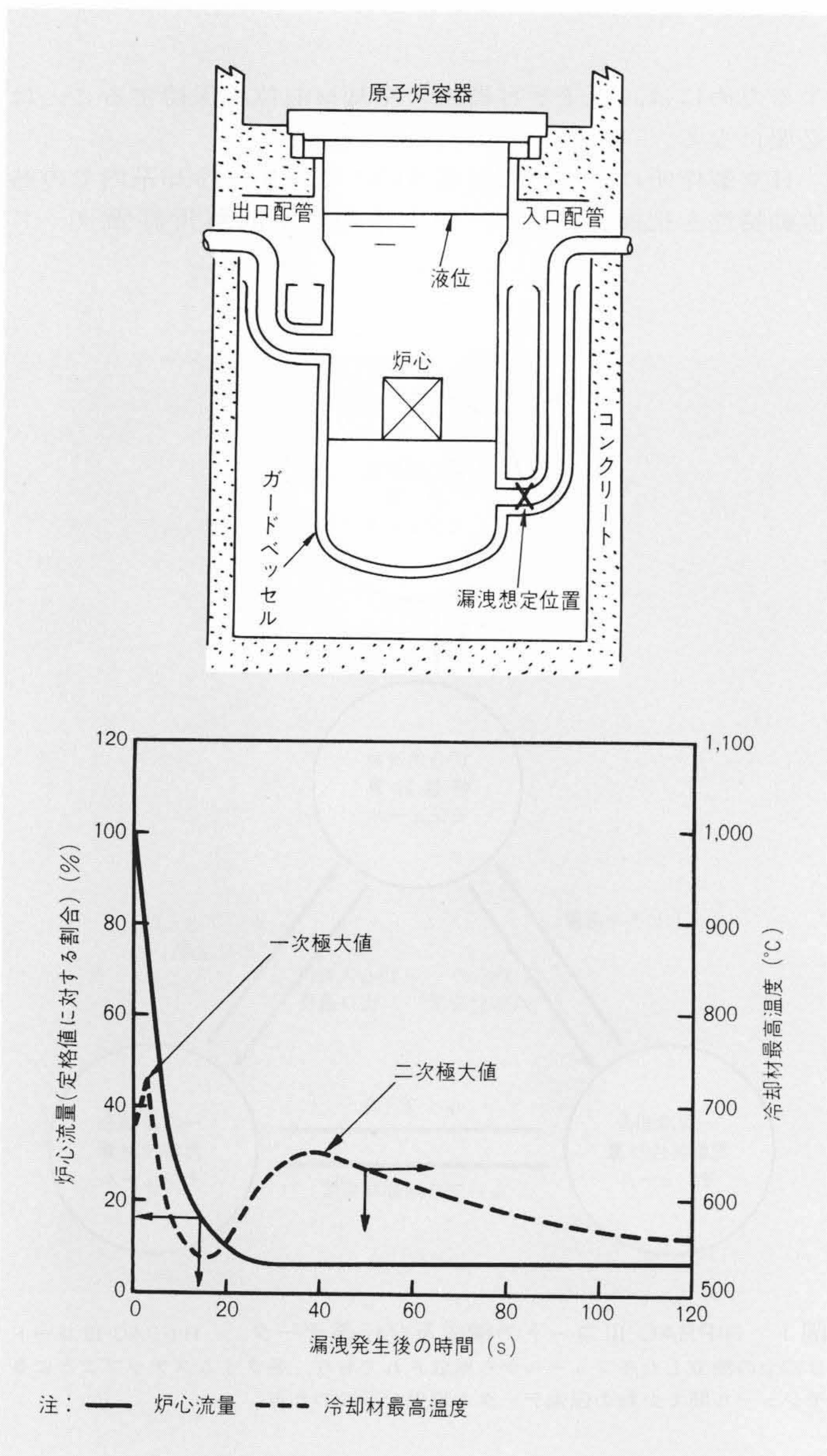


図2 一次冷却材漏洩時の漏洩想定位置と炉心流量・冷却材最高温度の時間変化 ホットテストチャンネルでの冷却材最高温度は約730℃であり、沸点(880℃)に対して十分余裕があり、炉心冷却上問題はない。

流量・原子炉容器内冷却材液位などを連続の式及び運動方程式を用いて解く。一次冷却系熱特性計算モジュールは、ループ内の冷却材温度をピストンモデル・混合モデルを用いて解く。このように、本コードでは各モジュールの機能が明確に分けられているため、各々のモジュールを単独に計算でき、またタイムメッシュ幅も任意に設定できるよう工夫されている。

図2に本コードによる「もんじゅ」原子炉容器入口配管付近での冷却材漏洩を想定(外部電源も漏洩と同時に喪失するとした場合。)した場合のホットテストチャンネルでの流量と冷却材最高温度の時間変化を示す。炉心流量は原子炉トリップ(漏洩後約1秒で発生)後急激に低下するが、その後は炉心の冷却に必要な流量が確保される。冷却材温度は2度にわたり極大値が現われる。1度目の極大値は漏洩直後に炉心流量が急激に低下し、出力とのバランスが崩れることが原因で発生する。その後、原子炉停止系の作動により出力も急速に低下し、定格出力時の数パーセントの崩壊熱となり漸減していく。2度目の極大値は一時的に炉心流量がこの漸減する崩壊熱とバランスしないことから生ずる。冷却材最高温度は約730℃と算定され、沸点に対して十分な余裕があるので、炉心冷却上問題はないと結論することができる。

以上述べたように、高速増殖炉では一次冷却材漏洩が生じると、冷却材温度には2度にわたり極大値が発生することが分かり、かつ炉心流量を確保するための工夫が必要であることが分かる。

3 衝撃荷重を受ける冷却系機器・配管構造の健全性評価^{2),3)}

高速増殖炉は高い信頼性をもつ原子炉停止系、崩壊熱除去系をもっているため、実際には起こり得ない事象ではあるが運転経験が少ない点を考慮して、炉心流量の異常な減少や出力の異常な増大に対して、原子炉停止系が作動しないとする反応度抑制機能喪失事象を想定する。衝撃荷重はこの事象に伴い原子炉容器内で発生しごく短時間持続するとされる100 kg/cm²程度の衝撃波により引き起こされるものであり、この衝撃荷重に対し原子炉-冷却系機器・配管構造はそのバウンダリの健全性を保たねばならない。

日立製作所は冷却系機器・配管構造の健全性実験研究の一環として、簡易配管モデル実験を実施した。なお引き続き「もんじゅ」ホットレグ配管の1/4スケールの配管モデルを使用した実験研究を行なっている。

簡易配管モデル実験では衝撃波が配管を塑性変形させ、自身は減衰し配管下流へ伝搬する現象を把握することを目的とする。試験体としては「もんじゅ」一次冷却系配管の管径、肉厚とも1/4スケールの直管を用い、流体は高温ナトリウムの代わりに室温の水を用いた。衝撃波は厚肉の反応筒内で火薬を爆発させることにより発生させた。火薬はSk火薬と点火管を用い、両方の火薬の波高の相違による衝撃波伝搬現象の相違をみることにした。本実験では反応筒内の圧力、配管内での圧力、動ひずみ及び塑性変形量を測定した。図3に圧力測定点、圧力・塑性変形量の測定結果を示す。以下に本実験から得られた主な結果について述べる。

- (1) 配管の降伏圧力以下の衝撃波(点火管による)は、配管を塑性変形させず、また波高も減衰せずに配管下流へ伝搬する。
- (2) 配管の降伏応力以上の衝撃波(Sk火薬による)は、配管を塑性変形させ、衝撃波の波高は降伏圧力に減衰して配管下流へ伝搬する。降伏圧力はひずみ速度に依存し、配管下流へい

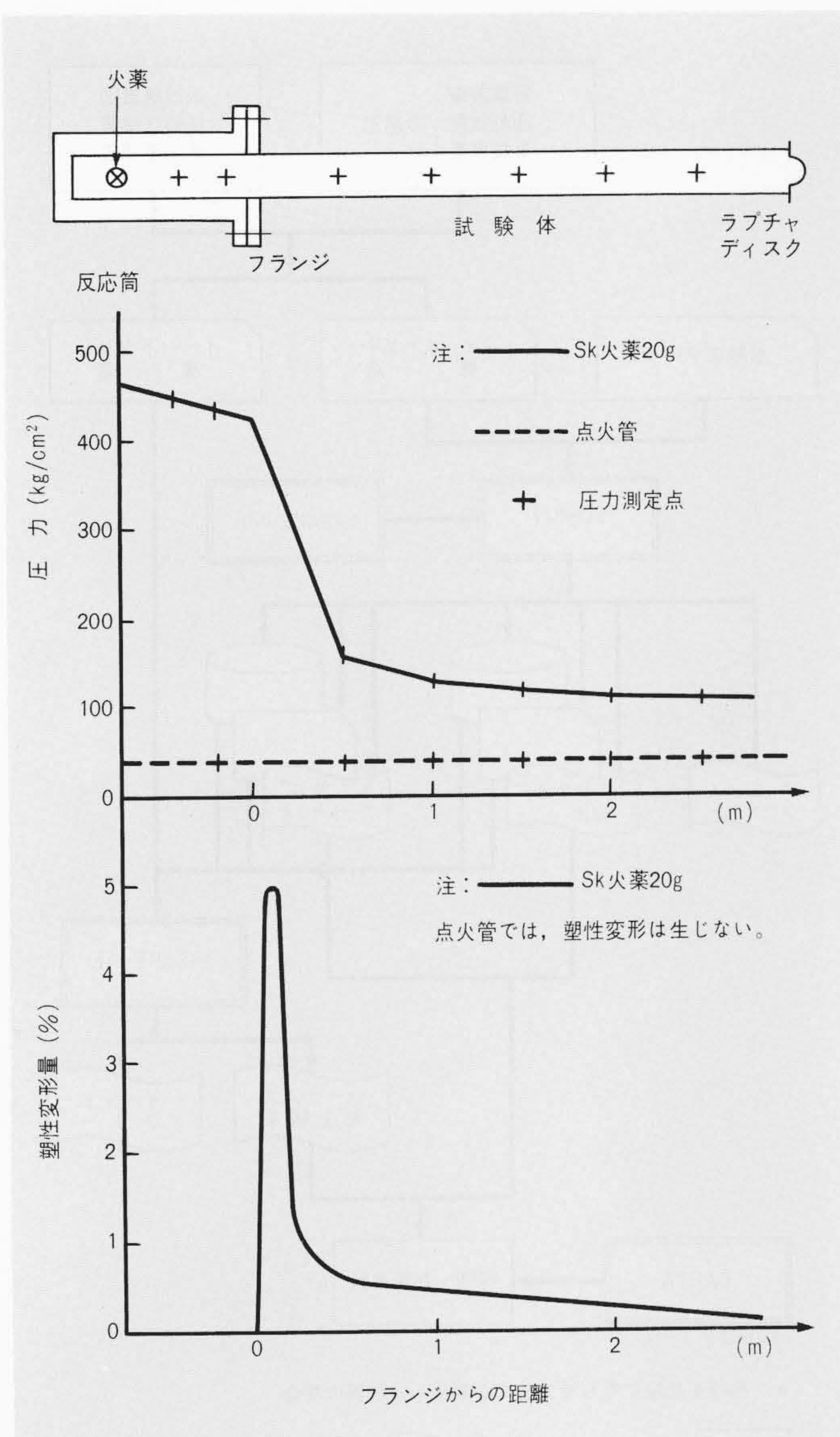


図3 簡易配管モデル実験 簡易配管モデル実験でのSk火薬と点火管を用いた場合の実験結果の比較を示したもので、Sk火薬では反応筒直後の配管で塑性変形が生じるとともに、圧力の波高は急激に低下する。

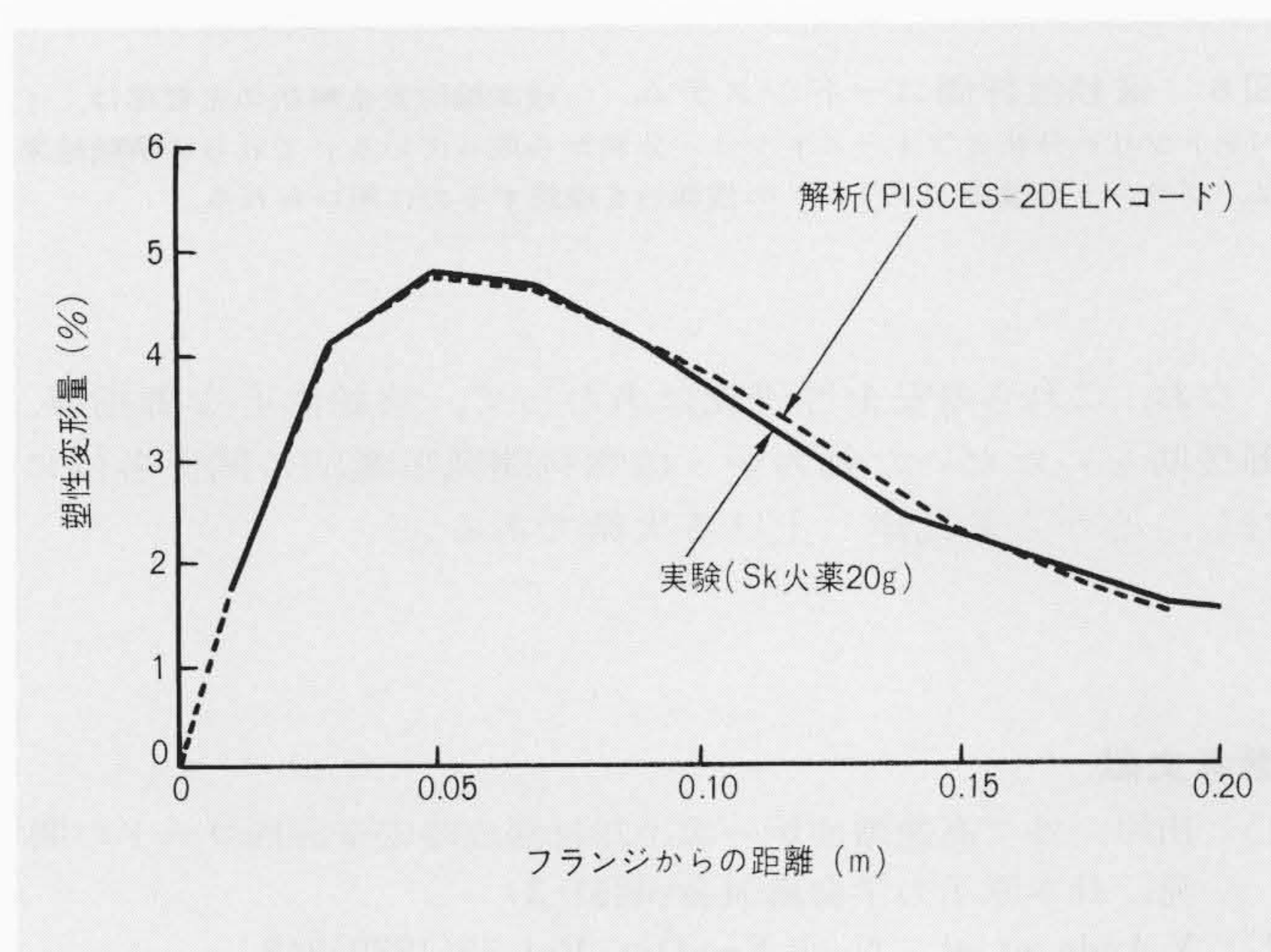


図4 試験体配管入口部の塑性変形量 簡易配管モデル実験での試験体配管の塑性変形量についての実験値と解析値との比較を示すもので、よく一致している。

くほど小さくなるので衝撃波も漸減し、やがて静的な降伏圧力に静定して、その波高で配管下流へ伝搬する。

以上を解析でも確認するために、「もんじゅ」原子炉機器・配管構造の衝撃挙動評価に用いられているPISCES-2DELKコードに、ひずみ速度依存性を考慮した応力-ひずみ曲線を入力として実験解析を行なった。圧力とともに図4に示すように、塑性変形量の解析値と実験値がよく一致することから、この方法により冷却系配管など構造物の塑性変形を伴う衝撃波伝搬現象を模擬することができるといえる。

この評価手法を用いて、「もんじゅ」実機配管について塑性変形を伴う衝撃波伝搬現象を評価した結果、配管の塑性変形量は小さく破断には至らないことを確認することができた。

4 漏洩ナトリウムと空気との化学反応に関する安全性研究⁴⁾

ナトリウムが系統から建屋に万一漏洩したと想定すると、その高い化学的活性のため雰囲気中の酸素と反応し、いわゆるナトリウム火災となり、雰囲気温度、圧力を上昇させる。またナトリウム火災による温度上昇は、建屋コンクリートからその水分を放出させるので、それを防止するためライニング設備といわれるコンクリートに内張りした鋼製板を設ける必要がある。したがって、ライニング設備はナトリウム火災により上昇した雰囲気温度や、圧力に対しそれ自身健全性を保たねばならぬとともに、コンクリートの健全性も保たせる役目をもっている。そのためナトリウム火災時での建屋内での雰囲気温度、圧力及び建屋コンクリートの温度を評価する手法を確立しなければならない。

日立製作所は直径1m、高さ3m、容積2m³の密閉反応容器を用いたナトリウムスプレー火災実験を実施し、解析コードSOFIA-IIの開発と検証を行なった。スプレー状に噴出すると想定したナトリウム液滴と雰囲気中の酸素の反応であるスプレー火災の特徴は、雰囲気温度・圧力上昇に対するナトリウム液滴粒径の影響が大きいこと、ナトリウム液滴が幅広い粒径分布をもつことであり、SOFIA-IIコードはこれらの特徴をモデルとして組み込んでいる。

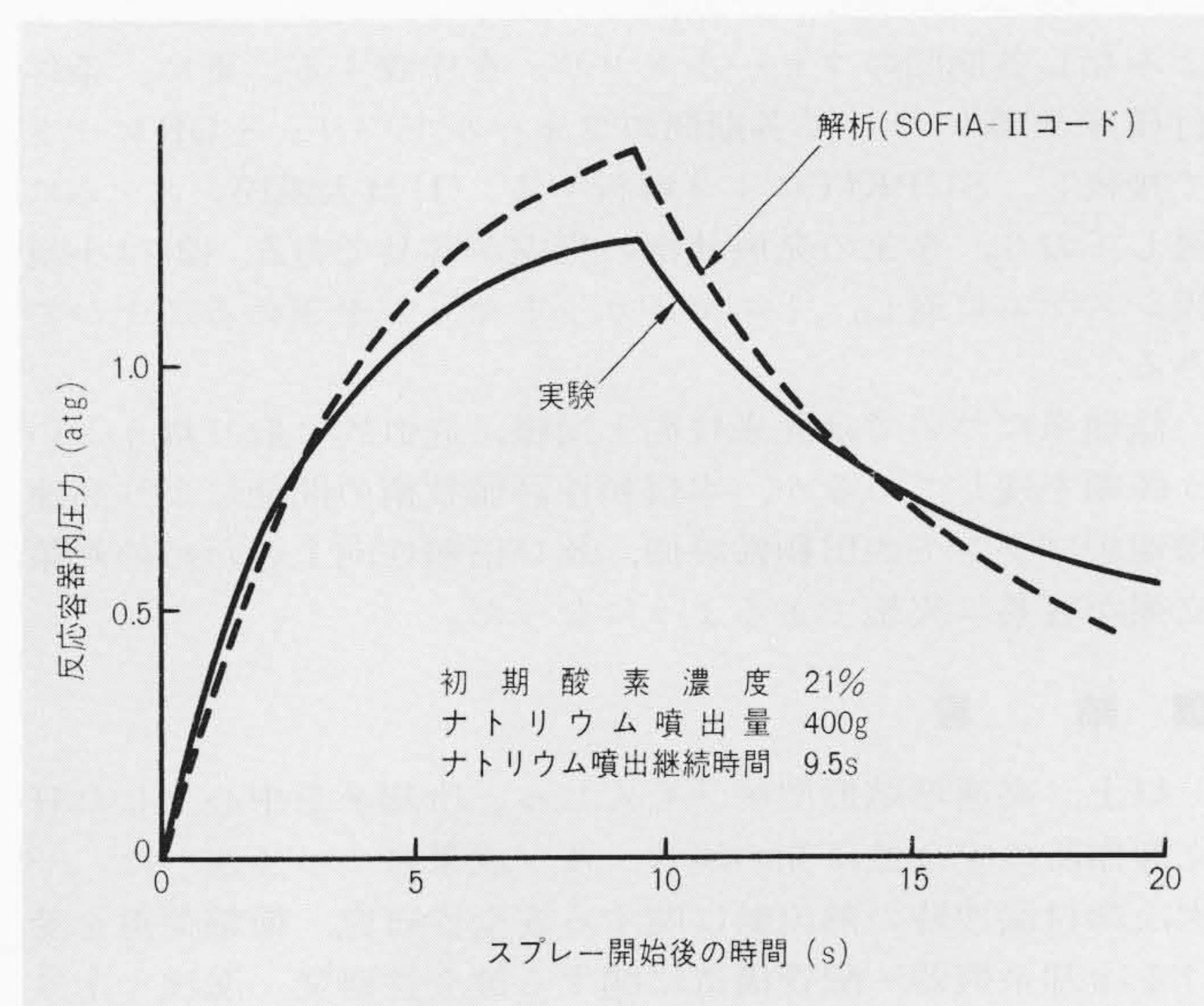


図5 反応容器内圧力時間変化 日立製作所でのスプレー火災実験結果とSOFIA-IIでの解析結果を比較したものである。ナトリウムが噴出している間は反応容器内の圧力は上昇し続けるが、噴出停止後は放熱が大きくなり圧力も低下していく。

図5はSOFIA-IIコードによる解析結果と実験値を比較したものであり、密閉反応容器内の雰囲気圧力に関して両者はよく一致している。密閉反応容器内の雰囲気圧力は、ナトリウムが噴出している間はナトリウム自身のもつ顕熱と雰囲気酸素との反応熱により上昇するが、酸素が消費されるとともに発熱に比べ放熱の割合が大きくなり、雰囲気圧力は減少する。放熱を無視できるスプレー噴出開始後数秒間での雰囲気圧力の立上りに関し実験値と解析値とがよく一致しているのは、本コードの発熱モデルが妥当であることを示しており、一方、約10秒以降の雰囲気圧力の減少で両者がよく一致しているのは、本コードの放熱モデルが妥当であることを示している。

本実験及びSOFIA-IIコードの開発・検証により、ナトリウムスプレー火災に対する基本的な評価手法を確立することができた。今後はこの成果を踏まえ、「もんじゅ」実機で想定されるナトリウムスプレー火災評価に適用していく計画である。

5 高速増殖炉プラント信頼性評価技術の開発

高速増殖炉プラントでも軽水炉プラントと同様に、決定論的安全評価に加え確率論的安全評価も実施している。そのため、日立製作所は下記に示す高速増殖炉プラントの信頼性評価に用いるコードシステムの開発・整備を行ってきた。

HISAFE-AE：イベントツリー解析用プログラム

SUPKIT：フォールトツリー解析用プログラム

HISAFE-MF：カットセット探索プログラム

CAFTA：対話型フォールトツリー解析用プログラム

これらを用いた信頼性評価コードシステムの流れを図6に示す。

次に、日立製作所開発の高速増殖炉プラントの一次冷却系の崩壊熱除去に関する信頼性評価を実施する上での評価技術の特徴について以下に述べる。

(1) 故障論理構造遷移系

使命変更により、その時点を境として故障論理構造の遷移が生じる。この故障論理構造遷移系に対してHISAFE-AEでは、「基本事象の変換」、「インプリカントセットの削除」を実施することにより、計算機の記憶容量・計算時間を実用レベルにまで短縮している。

(2) 期間使命法の適用方法

同じ機器でも異なった期間での故障は、異なった基本事象とみなし各期間のフォールトツリーを作成する。更に、条件付確率演算について各期間のフォールトツリーをORゲートで接続し、SUPKITにより解析する。(1)は大規模システムに適しており、事象の発展状況の把握が容易である。(2)は小規模システムに適し、ミニマルカットセットを求めることができる。

修理系については従来技術と同様、近似的に取り扱うという課題を残しているが、本信頼性評価技術の開発により高速増殖炉プラントの信頼性評価、及び信頼性向上のための対策立案が容易に実施できるようになった。

6 結 言

以上、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」冷却系を中心とした日立製作所の安全性研究の現状、及び成果について述べた。一次冷却材漏洩時の熱流動に関する安全性研究、衝撃荷重を受ける冷却系機器・配管構造に関する健全性研究、漏洩ナトリウムと空気との化学反応に関する安全性研究及び崩壊熱除去系に関する信頼性研究により、この分野での冷却系系統及び機器に対する基本的な安全性評価技術を確立することができた。

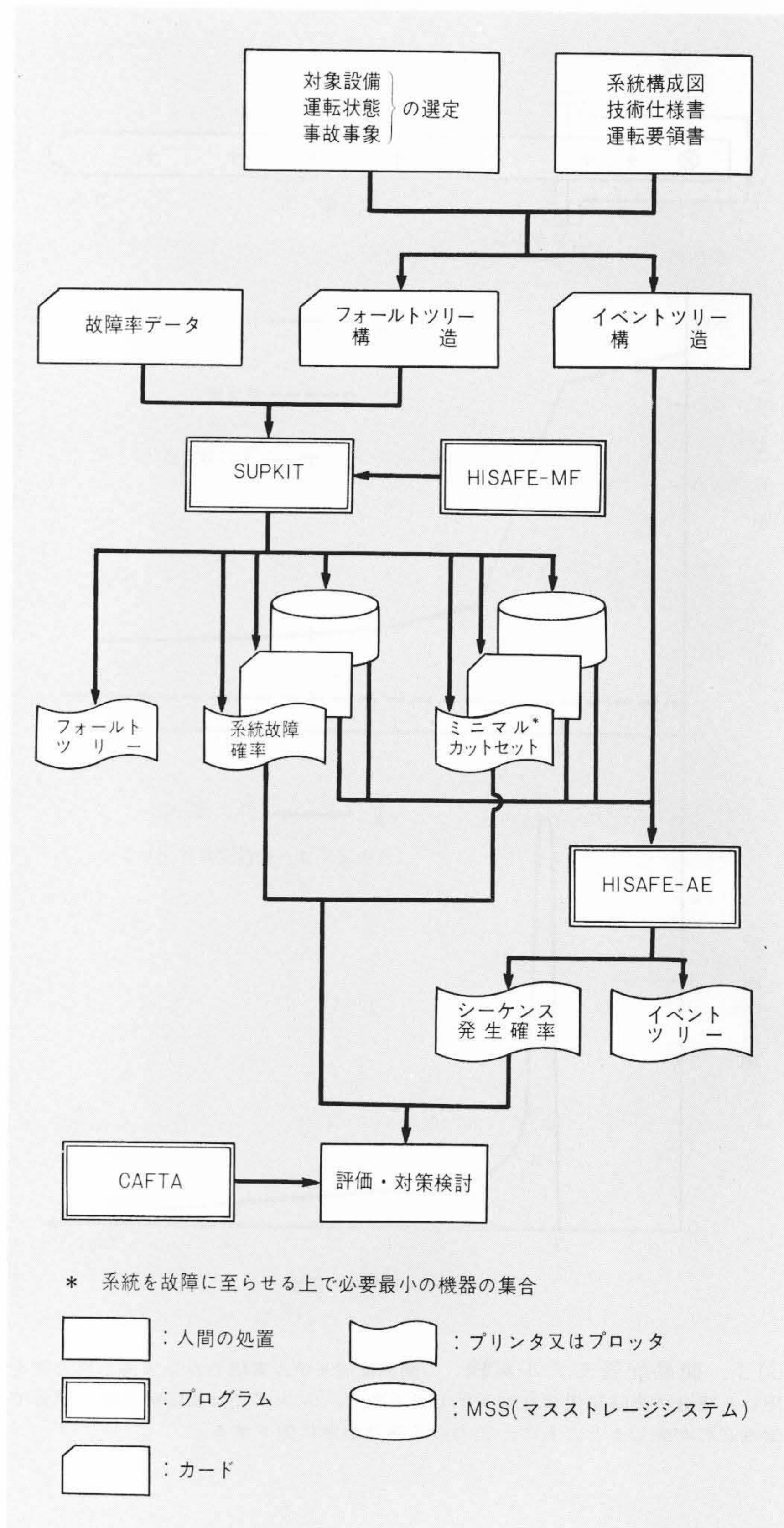


図6 信頼性評価コードシステム 確率論的安全解析の主要部は、イベントツリー分析とフォールトツリー分析から成っている。これらの解析結果は、プラントの改良・プラントの信頼性を確認するのに用いられる。

なお、これらの安全性研究に当たって、終始熱心な御指導、御援助をいただいた動力炉・核燃料開発事業団の関係各位に対し、心からお礼申し上げる次第である。

参考文献

- 1) 田岸, 外: 高速増殖炉一次冷却材漏洩時安全評価コードの開発, 日本原子力学会講演会(昭57-3)
- 2) Y.Ando, et al.: Nucl. Eng.Des. Vol. 55(1979)249
- 3) Y.Ando, et al.: Trans. 6th Int.Conf.Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris(1981)paper No.E6/8
- 4) 佐川, 外: プラント事故(ナトリウム火災), 第18回原子力総合シンポジウム要綱集(1980)