

JAERI-Tech

99-067



JP9950602



溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素
及び希ガス等の放出挙動の検討
(受託研究)

1999年9月

阿部 仁・田代信介・永井 斉・小池忠雄・岡川誠吾・村田幹生

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

本レポートは、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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討
(受託研究)

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター燃料サイクル安全工学部

阿部 仁・田代 信介・永井 斉・小池 忠雄

岡川 誠吾・村田 幹生

(1999年8月4日受理)

核燃料再処理工程では溶液状燃料を取り扱うために、運転時の異常な過渡変化を越える事象の一つとして想定されている溶解槽の臨界事故時には、放射性物質が気相中へ放出され、さらに槽類ベント系へと移行していくことが予想される。このような事故下においても槽類ベント系の安全機能が十分な裕度をもって維持できることを実証するために原研では NUCEF の TRACY を用いて臨界事故時放射性物質閉じ込め機能試験を実施している。

本報告書は、平成 10 年度における同試験で得られた研究成果をまとめたものである。

本報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づき、原研が科学技術庁から委託されて実施した「再処理施設臨界安全技術開発」の研究成果の一部である。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

Study on the Release Behavior of Radioactive Iodine Spices and Noble Gases from
the Fuel Solution under Simulated Nuclear Criticality Accident
(Contract Research)

Hitoshi ABE, Shinsuke TASHIRO, Hitoshi NAGAI, Tadao KOIKE,
Seigo OKAGAWA and Mikio MURATA

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

(Received August 4, 1999)

In criticality accident at the dissolver, which is assumed as one of the Design Basis Accidents for the fuel reprocessing plant, the release of radioactive gases (iodine, xenon and krypton), radioactive aerosol particles (other non-volatile nuclides) and radiolysis gases (hydrogen and NO_x) from the fuel solution will be expected. To verify the confinement capability for the released materials of the ventilation system in the plant and the safety margin for the values adopted in the safety evaluation of the plant, data concerning the release and transport of these materials will be acquired through the accident during simulation experiments in NUCEF-TRACY.

The present report summarizes the research activities carried out in fiscal 1998 on the verification tests.

Keywords : NUCEF, TRACY, Fuel Solution, Criticality Accident,
Radioactive Aerosol, Iodine, Noble Gas, Radiolysis Gas, Confinement,
Design Basis Accidents

This work was carried out by Japan Atomic Energy Research Institute under the auspices of the Science & Technology Agency of Japan.

目 次

1. 緒言	1
2. 試験装置及び方法	3
2.1 試験装置	3
2.2 試験方法	3
2.3 試験条件	4
3. 試験結果及び考察	4
3.1 放射線分解ガスの放出挙動	4
3.2 放射性物質の放出挙動	6
4. 結言	10
謝 辞	11
参考文献	12

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental Devices and Methods	3
2.1 Experimental Devices	3
2.2 Experimental Methods	3
2.3 Experimental Conditions	4
3. Results and Discussion	4
3.1 Release Behavior of Radiolysis Gases	4
3.2 Release Behavior of Radioactive Materials	6
4. Conclusion	10
Acknowledgment	11
Reference	12

This is a blank page.

1. 緒 言

溶液燃料を取り扱う核燃料再処理工程では、「運転時の異常な過渡変化」を超える事象に係わる設計基準事象(DBA)の一つとして、溶解槽の臨界事故が想定されている。この事故では、溶液燃料中の放射性物質が気相中へ放出されるとともに槽類ベント系へと移行していくことが想定される。これら放射性物質は施設が有する閉じ込め系を経て最終的に施設外へ放出される。したがって事故時の公衆の被曝評価を実施するためには、放射性物質の放出・移行挙動に加えて施設の健全性評価を行い、施設の閉じ込め性能を総合的に評価する必要がある。同工程を対象とした DBA の評価では放射性物質の放出・移行及び施設外への放出に関して幾つかの重要な値を採用している。これらの値が有する安全裕度を確認し、放射性物質の施設内閉じ込めに関する槽類ベント系が有する十分な安全性能を実証することは同工程の総合的な安全性を評価する上できわめて重要となる。日本原子力研究所では、NUCEF¹⁾の TRACY を用いて「放射性物質閉じ込め機能試験」を実施し、溶液燃料における臨界事故特性と関連づけた形で放射性物質のソースターム・配管内移行挙動及び熱流動に係わるデータを収集し解析・評価している。表 1 に TRACY 運転条件と実機再処理条件との比較を示す²⁾。臨界事故の規模を表す全核分裂数に関しては、実機を対象とする DBA では 10^{19} fissions が想定されているのに対して TRACY では最大で 10^{18} fissions と一桁少ない。しかしながら燃料溶液体積当たりの核分裂数密度に換算すると TRACY 条件は実機を対象とする DBA での値をカバーしている。また溶液の吸収線量についても TRACY 条件は実機を対象とした DBA での値をほぼ模擬していることが分かる。このことは実機で想定されている事故を TRACY によって模擬することで、有効かつ実用的な閉じ込めデータを得ることができることを示唆している。

表 2 に TRACY における放射性物質閉じ込め試験(以下、TRACY 試験)で測定対象としている項目と予想される放出挙動、評価項目及びそれらに対する測定方法を示す。TRACY 試験では、溶液燃料の臨界事故時に気相中に放出されると予想される放射性物質を、放射性希ガス核種、放射性ヨウ素種及びその他の非揮発性核種に大別し、それぞれの核種を TRACY 炉心気相及びベントガスからサンプリングすることで気相への放出率の評価を試みている。これらの内、放射線分解ガスについては、核分裂によって溶液燃料に与えられるエネルギー量に対するガスの発生量、すなわち発生 G 値として整理し TRACY の形状等に依存しない普遍的な値として導出する必要がある。また爆発性を有する水素に関しては放出量が水素の爆発下限界濃度を下回ることを確認する。揮発性核種に関しては DBA シナリオでの放出率として採用されている値(放射性希ガス核種で 100%、放射性ヨウ素種で 25%)が有する安全裕度を確認する。また溶液中での化学形によって放出挙動が異なる放射性ヨウ素種に関しては、放出されたヨウ素種の化学形別(無機状及び有機状)捕集を行い、これら組成を検討する。非揮発性核種の気相への放出に対しては、放射線分解ガスが溶液中で形成する気泡が溶液表面で破裂することに起因する微小な液滴(ミスト)の飛散が主たる原因であるもの

と予想される。非揮発性核種に関しても溶液燃料からの放出率として試験データを整理する必要がある。

非揮発性核種の放出に関しては、溶液中で形成された気泡の破裂に伴うミストの放出挙動をより詳細に検討する必要がある。そこで本「放射性物質閉じ込め機能試験」では、ミストの放出機構を気泡径や溶液の物性をパラメータとしてより詳細に観察し明らかにするための「ミスト放出挙動観察試験」を TRACY 試験と並行して実施している。また TRACY 試験で測定対象としている放射性物質のうち、放射性ヨウ素種に関しては、ベントガス配管に設置したサンプラによってヨウ素種毎(エアロゾル状ヨウ素、無機ヨウ素、有機ヨウ素)に分別捕集する計画である。そこで TRACY 試験で実際に使用されているヨウ素サンプラを対象にして、サンプラのヨウ素種ごとの分別捕集性能についてガス中の NO_x 濃度やサンプラ温度等の影響を明らかにする「ヨウ素捕集材性能試験」も実施している。これらの試験は TRACY 試験のバックアップ試験として位置づけられる。また、TRACY 試験によって得られたデータを解析・評価するためのソフトウェアも並行して開発している。これらのソフトウェアとしては、TRACY 試験で定量されたデータを収集し、さらに解析・評価を加えた形で整理するまでの一連の処理を行う放射性物質閉じ込め効果実証試験データ解析コード、ベントガス配管系における熱流動及び物質移動をシミュレーションするための一次元熱流動解析コード、さらにベントガス配管系での放射性物質の測定結果からソースタームを推定するための逆解析コード等がある。

平成 8 年度までに、それぞれの放出量を測定するための装置の製作と TRACY ベント系への取り付けを完了し、平成 8 年度には各装置の性能試験を兼ねた予備試験を 1Run(R35)行った。平成 9 年度は、反応度添加モード及び溶液燃料中での全核分裂数をパラメータとして、エアロゾル状物質、放射性希ガス、放射性ヨウ素及び放射線分解ガス(水素及び窒素酸化物(NO_x))の溶液から気相への放出挙動を観察すべく TRACY における閉じ込め試験を 2 Run(R69、R75)実施した。平成 10 年度には、閉じ込め試験を主に放射線分解ガスの放出挙動を観察するための試験(ガス分析試験)と、これに加えてサンプラを稼働し放射性物質の放出挙動を観察するための試験(オールラン試験)とに大別したうえで合計 8 Run 実施した(表 3 参照)。放射線分解ガスのうち、水素については各試験で得られた放出ピーク濃度を比較し、爆発下限濃度以下であることを確認するとともに、放出 G 値として整理するための基礎的なデータ整理を実施した。放射性希ガスや放射性ヨウ素種のような揮発性核種の放出機構の検討では、¹³¹I の放出に対する考察に加えて、試験後に溶液中に残存する ¹⁴⁰Ba 放射エネルギーをもとにした ¹⁴⁰Xe の気相への放出機構の検討も実施した。さらに、非揮発性核種の放出挙動を観察するため、試料中の燃料溶液中で非揮発性核種としてもっとも存在量の多いウランに着目し、サンプラで捕集されたウランを直接、α放射能測定や ICP 測定によって定量することを試みた。

本報告書は、平成 10 年度におけるこれらの作業のうち、TRACY 試験に関する成果をまとめたものである。

2. 試験装置及び方法

2.1 試験装置

TRACY ベントガス配管系及び閉じ込め実証試験装置の概要を図 1 に示す。炉心タンクを中心としてベントガス配管系が設置されており、ベントガスが循環している(流量：約 270 l/min)。本試験では炉心タンク及びベントガス配管に各種サンプラ、ガス分析計及び流量・温度・圧力計等の流動計測機器を設置している。炉心タンク気相部は常にベントガスによって換気・希釈されている。炉心タンクとベントガス配管入出口の接続位置は直線上になく(図 12 参照)、同気相部の流動は極めて複雑になっているものと予想される。

本試験装置に設置されているサンプラのうち、ミストサンプラ(Mst)の概要を図 2 に示す。Mst は放射性物質の放出挙動を評価することを目的として炉心タンクに接続しており、同気相を直接サンプリングする。Mst は同気相中のエアロゾル状放射性物質の粒径分布特性を観察するための粒子径分級ユニット(液溜付き 4 段)とヨウ素捕集フィルタ(ICF)エレメントから構成されている。ICF エレメントは、放出された放射性ヨウ素を物理形・化学形別に捕集するために、エアロゾル状ヨウ素の捕集を目的としたメンブレンろ紙、無機ヨウ素の捕集を目的とした銀添着ろ紙、さらに有機ヨウ素の捕集を目的とした硝酸銀添着アルミナベッドから構成されている。カスケードインパクタ(C-a 及び C-b)は、7 段の捕集段からなるアンダーセンタイプカスケードインパクタとその後段に Mst と同様の ICF エレメントが設置されている。またメイパックサンプラ(M-a、M-b 及び M-c)は ICF エレメントのみが設置されている。

ガス分析計のうち、水素濃度計としては接触燃焼式水素分析計((株)ヤナコ応技製 TC-201S)を、NO_x 濃度計としては NO と O₃ のケミルネセンス反応を利用した窒素酸化物測定装置((株)島津製作所製 CLM-500)をそれぞれ用いている。

2.2 試験方法

上記各サンプラに流量 10 l/min で試料ガスを導入し、80°C 恒温条件のもとで試料ガス中の放射性物質を捕集した。各サンプラは 8 つのチャンネルから構成されており(図 2 参照)、これらを時間とともに切り替えることで、試料ガス中の放射性物質量の経時変化を測定する。試験後にこれら各サンプラを各ユニットに分解してγ線計測を行い、各ユニットに捕集された放射性物質を同定・定量する。さらに JNDC(Japanese Nuclear Data Committee)核データライブラリ³⁾中の核データを使用したデータ処理ソフトによる崩壊補正や希釈率補正等の各種補正計算を経ることでサンプリング時刻での捕集された放射エネルギーを算出する。水素及び NO_x 濃度の測定では、ベントガス(試料ガス)を水素で 1/10 倍、NO_x で 1/20 倍に希釈した上で、流量 10 l/min で各検出器に導入し、試料ガス中の濃度の経時変化を測定する。NO_x 濃度計では NO と O₃ のケミルネセンス反応を利用し、O₃ との反応で生成・励起した NO₂^{*}の基底状態への遷移時における放射光(5,900~30,000 Å)を測定し NO_x 濃度を定量する。同濃度計には

NO₂/NO コンバータが設けられており、これを on にすると試料ガス中の NO₂ が NO に変換され、NO₂ と NO のトータル量として NO_x 濃度を測定できる。R96 と R97 では同コンバータを off、R101 と R103 では測定途中から on、そしてそのほかの試験でははじめから on に設定し、NO_x 濃度を計測した。

過渡臨界に伴って気相中へ放出されたミスト量を推定するため、Mst の粒子径分級ユニット及びメンブレンろ紙に捕集された試料中に存在するウランの定量分析を試みた。測定対象試料として平成 9 年度に実施した R69 での捕集試料(過渡臨界から 2 分間サンプリング)を用いた。まず粒子径分級ユニットの各段の捕集板上に装着されていた円型ろ紙及びメンブレンろ紙について 2π gas flow 検出器を用いてα放射能を測定し、ウランの存在の有無を確認した。次に、ウランの存在が確認された試料に王水 3.2 ml を添加し捕集試料上に存在するウランを溶解させるとともに全体を 10 ml に調製する。調製した溶液 0.2 ml を Ta 試料皿表面に薄膜状に蒸着させ、2π gas flow 検出器及び SSB 検出器(部分欠乏層型プレーナシリコン検出器)を用いて同試料皿上のウランのα放射能及びウランの同位体組成を定量した。測定の精度向上を図るため Ta 試料皿を同様に 5 検体作成し同様の計測操作を行った。また ICP(Inductively Coupled Plasma)発光分光分析装置を用いて調製した溶液試料中のウランの存在量を定量した。

さらに、各試験開始時に燃料溶液中に残存する放射性物質量の定量と各試験での全核分裂数の推定のために、試験前後の燃料溶液中の放射性物質存在量をγ線計測によって計測した。サンプリング試料に対する処理と同様に、本測定結果についても崩壊補正を行い任意の時刻における放射能存在量を求めた。

2.3 試験条件

表 3 に今年度実施した各試験条件を示す。ガス分析試験では全核分裂数の影響を観察するため、反応度添加モードを主に PW(調整トランジェント棒パルス引抜きモード)に固定した一連の試験を実施した。一方オールラン試験では反応度添加速度の影響を検討するため、主に添加反応度 2.9% の下で反応度添加速度を変化させ、各放射性物質の放出パターンの経時変化を観察した。

3. 試験結果及び考察

3.1 放射線分解ガスの放出挙動

3.1.1 水素の放出挙動

図 3 及び図 4 にベントガス中の水素濃度の経時変化に対する、添加反応度量及び反応度添加速度の影響をそれぞれ示す。水素濃度はいずれの場合でも過渡臨界直後にピークを示した後、指数関数的に減衰していった。そのピーク濃度は、添加反応度が大きくなるにつれて高くなっている。添加反応度が最小の R96 試験では有為な水素量

が検出されなかった。このことは添加反応度 0.5\$(R96)と 1.1\$(R97)の間に水素発生に関する何らかの閾値が存在することを示唆している。この結果は、炉の動特性解析あるいは圧力の発生機構解析等を行う際の有効な情報となり得るものと考えられる。一方、反応度添加速度を変えた試験では、水素濃度の経時変化には大きな相違が見られなかった。水素濃度ピーク値は最も高い場合(R112)でも約 1.7%であり、水素の爆発下限濃度である 4%⁴⁾を十分下回っていた。

これら水素濃度経時変化をもとに水素放出量を時間積算し、溶液中に加えられたエネルギーに対してプロットした結果が図 5 である。積算時間は 1,000 秒である。なお溶液の吸収エネルギーとして、 3.2×10^{-12} J/fissions (10^{18} fissions = 32MWs)を、また水素の体積から個数の換算には標準状態を仮定してそれぞれ計算を行った。両者の間には正の相関が見られ、最小二乗法によって線形近似を行うことにより傾き(すなわち G 値)として 0.77 (分子数/100 eV)が得られた。このときの Y 軸切片は 0.0085 (分子数)と非常に小さく、得られた近似関数は実質的にはほぼ原点を通る直線となった。この場合の相関係数は 0.909 であった。フランス Valduc 研究所において溶液燃料臨界事故に関するデータを得る目的で一連の核的暴走実験が行われた(CRAC 試験)。同試験では水素の発生 G 値が溶液中のウラン濃度を関数として測定されており、その測定結果の図よりウラン濃度 400 g/l に対する水素発生 G 値を約 0.6 (分子数/100 eV)と読みとることができる⁶⁾。これは図 5 に示した結果とほぼ一致している。しかしながら図 5 の結果はあくまでも積算時間を 1,000 秒とした場合の結果であり、積算時間が長くなると放出水素量も多くなるので算出される G 値も大きくなる。図 6 に図 5 と同様の方法で求めた G 値に対する水素体積積算時間の影響を示す。この計算では各試験での溶液への吸収エネルギーは一定である。一方、実際には積算時間が長くなると、核分裂生成物からの放射線による放射線分解の寄与も考慮しなくてはならなくなるため、各試験に対する溶液吸収エネルギーは 3.2×10^{-12} J/fissions よりも大きく、さらにその増加分は核分裂数が大きい試験ほど大きくなることが予想される。この点を考慮すると、積算時間を長く取った場合の近似直線の傾きは実際には図 6 に示した値より小さくなるものと考えられる。水素放出分子数に対してプロットすべきなのは溶液に実際に吸収されたエネルギーであろう。今後はこの点を考慮して再評価していく必要があるものと考えている。

3.1.2 NO_x の放出挙動

図 7 に R101、R103、R104 そして R116 で得られたベントガス中の NO_x 濃度の経時変化を示す。過渡臨界直後に大きなピークを示した。しかしながらこのピークは、装置の応答性から判断して外部からの放射線等によるノイズであると考えている。図 7 中で過渡臨界後約 15 分付近で、R101 の NO_x 濃度が約 190 ppm から約 18,000 ppm に急上昇した。この変動は同コンバータを on にした結果である。同じ操作を行った R103 では同コンバータを on にした瞬間にノイズのような信号が混入し、濃度指示値が約 2,300 ppm から約 580 ppm に急低下し、その後約 2,500 ppm に急上昇した。

R101での濃度指示値の変化からは全NO_xに占めるNO₂の割合が約90%であると考えられることもできるが、R103では同じような傾向が見いだされておらず、さらに詳細な検討が必要であると考えている。

R104では、過渡臨界直後のノイズ様のピークに続いて、濃度指示値は再上昇し極大値(約5,300 ppm)を示した。その後約4,400 ppmのまま推移した。R116でも同様にノイズ様ピークの後ろにR104と比べて微小ではあるが極大値(約780 ppm)を示した後、約670 ppmのまま推移した。

3.2 放射性物質の放出挙動

3.2.1 揮発性放射性物質の放出挙動

(1) ¹³¹Iの放出挙動

試験装置に設置してあるMst等のサンプラ試料のγ線計測を行えるのは過渡臨界試験後数週間から数カ月後とならざるを得ないのが現状である。このことから、γ線計測によって同定・定量できるのは半減期が適当な¹⁴⁰Ba(半減期：12.7 d)-¹⁴⁰La及び¹³¹I(半減期：8.04 d)等が主となる。そこでヨウ素の代表核種として¹³¹Iを用いヨウ素の放出挙動の解析を実施している。

図8にMstでのサンプリング結果をもとに算出した炉心タンク気相中の¹³¹Iの放射能濃度の経時変化を示す。なおR101については、Mstでのサンプリング結果にばらつきが生じたため、参考値としてC-aにおけるサンプリング結果を示してある。¹³¹Iの放射能濃度は水素の場合とは異なり、過渡臨界時点から数分の時間遅れの後上昇し、約1時間以降はほぼ一定の値となった。PWモードで比較した場合、¹³¹Iの放射能濃度は核分裂数が高い程高いという傾向が見られる。しかしながらR101、R104及びR116では¹³¹Iの放射能濃度はほぼ等しく、¹³¹Iの放射能濃度と全核分裂数との間に相関関係は見いだせなかった。

図9は、ヨウ素種の内、有機ヨウ素の分別捕集を目的に設置された硝酸銀添着アルミナベッドに捕集された¹³¹I放射能割合の経時変化を示しているが、R101とR116ではR116の一点を除いて6割以上であった。このことは放出されたヨウ素種の組成は約6割以上が有機ヨウ素であった事を示唆している。サンプラでのヨウ素の化学形別の分別捕集には共存するNO_xガス特にNO₂ガスが悪影響を及ぼすことが「ヨウ素捕集材性能試験」から分かっている。R104ではNO_x濃度が他の試験よりも高く、このことがR104での分別捕集性能に影響した可能性があるものと考えている。

図8の結果を対象として、¹³¹Iの溶液から気相への放出に関するモデルを考えるとともに気相への放出割合の評価を試みた。¹³¹Iの気相への放出モデルの概要を図10に、また¹³¹Iを含む崩壊系列を図11にそれぞれ示す。2.1で述べたようにTRACY炉心タンク気相はベントガスによって常に一定の割合で希釈・換気されており、Mstから得られたデータを基に気相中に放出された放射性核種量を評価するためには、この換気による希釈効果をも考慮する必要がある。そこで¹³¹Iの溶液中から気相への放出係数 ξ (1/s)とベントガスによるTRACY炉心タンク気相内の換気効果を表す希釈係

数 ψ (1/s)を新たに導入し、炉心タンク溶液中及び気相中における ^{131}I の濃度を表す式として以下の式を考える。

(溶液中の ^{131}I 原子数の時間変化)

$$\frac{dI_{\text{sol}}}{dt} = F_s \times \eta_I + \lambda_p \times P_{\text{sol}} - (\lambda_I + \xi_I) \times I_{\text{sol}} \quad (1)$$

$$\frac{dI'_{\text{sol}}}{dt} = F_s \times \eta_I + \lambda_p \times P_{\text{sol}} \quad (2)$$

(気相中の ^{131}I 原子数の時間変化)

$$\frac{dI_{\text{gas}}}{dt} = \xi_I \times I_{\text{sol}} - (\lambda_I + \psi) \times I_{\text{gas}} \quad (3)$$

$$\frac{dI'_{\text{gas}}}{dt} = \xi_I \times I_{\text{sol}} \quad (4)$$

ここで、 I_{sol} 及び I_{gas} は溶液中及び気相中の ^{131}I 原子数である。 I_{sol} 及び I_{gas} はそれぞれ I_{sol} 及び I_{gas} の時間変化を表す微分方程式から消滅項を削除した式より計算される ^{131}I 原子数であり、溶液中及び気相中で減衰せず蓄積していくものと考えた場合の ^{131}I の積算原子数を意味している。また F_s (1/s)は単位時間当たりの核分裂数、 η (-) は核分裂収率そして λ (1/s)は崩壊係数である。さらに P は親核種を、また添字 I は ^{131}I の値であることを表している。 F_s については各試験の出力の経時変化曲線を幾つかの時間領域に分け、指数曲線で近似することで経時変化曲線を得た。 ψ については、TRACY 炉心タンクと同一形状を有する模擬装置を製作し、ベントガス流量及び炉心タンク内気相体積等の条件を TRACY 試験に合わせた上で、実験的に測定し決定した。図 12 に ψ 測定装置の概要及び測定結果を示す。今回の解析では、気相容積 0.28 m^3 、ベントガス流量 $4.5 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{s}$ ($270 \text{ l}/\text{min}$)の条件の下で測定された値($\psi=0.016$)を使用した。過渡臨界時には炉心タンク中では溶液燃料液面の上昇等の動的現象が引き起こされているものと考えられる。そこで炉心模擬装置の気相体積やベントガス流量をパラメータとして ψ を測定しこれら動的現象を ψ の評価に取り入れるべく検討を開始している。

上記の微分方程式のうち、 I_{gas} を気相中の濃度に変換した値は、Mst で測定された実験データに対応する。そこで Mst で測定された炉心気相中の ^{131}I 個数の経時変化(図 8 参照)が以下の式で表されるものと仮定する。

$$I_{\text{gas}} = \alpha \times \exp(\beta \times t) \quad (5)$$

ここで α 及び β はパラメータである。これらパラメータを Mst による実測値を用いて各測定時間間隔毎に算出する。またこの式から I_{gas} の時間変化に関する微分方程式を以下のように表すこともできる。

$$\frac{dI_{\text{gas}}}{dt} = \alpha \times \beta \times \exp(\beta \times t) \quad (6)$$

この式と(3)式を連立させて ξ_I を決定するとともに(1)~(4)式を連立させることで各変数の経時変化を算出する。そして以下の式で定義される ^{131}I の放出割合 R_I (%)の経時変化を計算する。

$$R_I = \frac{I'_{\text{gas}}}{I'_{\text{sol}}} \times 100 \quad (7)$$

これらの計算には JNDC 核データライブラリに記載された核データを用いた³⁾。評価結果を図 13 に示す。放出割合は時間とともに増加していった。図 8 で R104 と比べて R101 では全核分裂数が少ないにもかかわらず炉心気相中の ^{131}I 放射能濃度が高かった。このことから放出割合についても R101 に対する評価結果は R104 の結果より大きい値となっている。過渡臨界 4.5 時間後の時点では放出割合は R101 で 0.21%、R104 で 0.15%と評価された。これらの値は再処理施設の設計基準事象として考えられている溶解槽における臨界事故時のヨウ素の放出割合 25%よりかなり低い値であった。

(2) ^{140}Xe の放出挙動

放射性希ガスは一般に化学的活性が低く、また半減期が短いものが多いため放出挙動の評価が困難である。本試験では過渡臨界時に溶液燃料から放出される放射性希ガスの放出挙動を把握するために、放射性希ガスを含むベントガスを直接希ガス濃度測定装置へ導入して γ 線計測を行い、放射性希ガスの同定・定量を行う予定にしている。しかしながら同測定装置の外部及び内部遮蔽や装置自身の構造上の問題のため、現状では同装置を用いた放射性希ガスの定量は行えていない。一方、放射性希ガスは気相中に放出された後崩壊して娘核種に壊変しエアロゾル化する。エアロゾル化した娘核種は Mst 等のサンプラで捕集できるので、サンプラによって捕集された放射性希ガスの娘核種の量及び捕集量の経時変化から親核種である放射性希ガスの放出挙動を推定することは可能であるものと考えられる。実際にサンプラには半減期が比較的長い ^{140}Ba や ^{137}Cs 等の放射性希ガスの娘核種が捕集されており、 γ 線計測によって定量されている。しかしこれら核種の親核種である ^{140}Xe や ^{137}Xe は実質的に過渡臨界と同時に溶液中に形成され、同時に形成される放射線分解ガスバブル等に同伴し短時間で気相へ放出されるものと予想される。したがって希ガスの放出挙動を評価するためには過渡臨界直後の気相サンプリングデータが重要となるが、一方で、捕集時刻が早いものについては娘核種のサンプラへの捕集効率等が問題となる。このように希ガスに対しては捕集情報が不十分であり、気相サンプリングデータだけを用いて ^{131}I と同様の解析モデルを適用することは困難であった。

そこで今回は燃料溶液の γ 線計測で定量された試験前後の燃料溶液中に存在する ^{140}Ba 量を用いて、親核種である ^{140}Xe の気相への放出割合を評価した。図11と同様の ^{140}Xe を含む崩壊系列と図10と同様の放出機構を考えるとともに、(1)~(4)式と同様の連立微分方程式を ^{140}Xe について作成した。 ^{131}I の解析では ξ_{I} の決定にサンブラによる実測データを条件の一つに用いたが、 ^{140}Xe に関しては ^{140}Ba のサンプリングデータが捕集効率等の問題から使用できない。そこで ^{140}Xe は過渡臨界後非常に短い時間放出されるものと仮定し、 ^{140}Xe の気相への放出係数 ξ_{Xe} を平均値として一定の値で与えることにした。これら連立方程式を解き、溶液燃料中の ^{140}Ba 濃度に関する実測値と計算値が一致するように ξ_{Xe} の値を逆解析的に求めた。放出割合 R_{Xe} (%)は(7)式と同様に溶液中に生成した積算原子数に対する気相中に放出された積算原子数に比として求めた。また今回は例としてR104試験を対象に計算を行った。

計算結果を図14に示す。 ξ_{Xe} を3.7(1/s)とすると過渡臨界5時間後における燃料溶液中の ^{140}Ba 放射能濃度についての計算値と実測値は一致した。そのときの R_{Xe} は98.7%と計算された。なお上述したR104の ^{131}I の放出割合評価で計算された ξ_{I} は過渡臨界1時間後の時点で約 1.6×10^{-7} (1/s)であり、 ^{140}Xe に対する放出係数評価結果はほぼ7桁大きかった。仮定で述べたように、 ^{140}Xe は過渡臨界直後の極めて短い時間に燃料溶液中に生成し、気相中に放出されるものと考えられる。従って ^{140}Xe の放出挙動には過渡臨界に伴う燃料溶液内部の対流や攪拌等の動的現象や放射線分解ガスによる気泡の生成による気液界面積の増大等が影響を及ぼしていることが予想される。一方 ^{131}I の生成には数分の時間遅れが存在し、 ^{131}I の放出挙動に対するこれらの影響は ^{140}Xe と比べて極めて小さい。 ξ_{Xe} と ξ_{I} の相違はこの違いが影響しているものと考えられる。今後はさらに詳細なモデルを考え、この相違についても考察を加えて行きたい。

3.2.2 非揮発性放射性物質の放出挙動(Mstに捕集されたウランの定量)

表4に 2π gas flow 検出器を用いたMst捕集試料の α 放射能測定結果を示す。表中でのミスト-1~4は、Mstの粒子径分級ユニットに装着されていた円型ろ紙を意味する。メンブレンろ紙以外ではいずれも α 放射能が確認された。捕集材試料を直接測定した場合(非破壊測定)よりTa皿試料を測定した場合(破壊測定)の方が1.2から1.5倍 α 放射能値が高かった。これは α 放射能の飛程が短いため、エアロゾル自身あるいは捕集材を構成する濾材によって遮蔽されたためであると考えられる。

表5にSSB検出器で計測されたウランの同位体比をTRACY溶液燃料における同位体比と比較して示す。両者はほぼ一致した。このことからMstで捕集されていたウランはTRACY溶液燃料から炉心気相部に放出されたものであることが確認された。なお捕集試料中の α 放射能はすべてウランであり、その他の α 核種は存在しないことを確認した。表6に 2π gas flow 検出器、SSB検出器及びICPによるウランの重量測定結果を示す。 2π gas flow 検出器による結果については、同検出器で計測されたグロスの α 放射能を表5に示したSSB検出器で得られたウランの同位体比を用

いて重量に換算したものである。各測定装置での定量結果は、ICPでの測定結果に対して0.93~1.10倍の範囲で一致しており、このことは各測定装置を用いた測定結果の信頼性が十分高いことを意味している。これらの点を考慮すると、仮に2 π gas flow 検出器を用いた非破壊測定結果と各測定装置を用いた破壊検査結果との間に系統的な相関性が確認できれば、溶解等の破壊検査を行うことなく、捕集材試料を直接測定することでウラン量あるいはミス放出量を評価することができることになる。さらにデータの蓄積を図り、両者間の相関性をさらに詳細に検討していく予定である。

4. 結 言

今年度は反応度添加モード及び反応度添加量等をパラメータとして合計8試験実施した。以下に得られた成果を示す。

- (1) 水素放出挙動について、放出量とエネルギーとの間での相関を確認し、放出G値として整理した。その結果、放出G値として0.77(分子数/100 eV)を得た。またベントガス中の水素濃度は最大で約1.7%であり、水素の爆発下限濃度4%よりも下回っていることを確認した。
- (2) ^{131}I の溶液から気相への放出機構モデルを仮定し、 ^{131}I の放出量(測定値)を用いて ^{131}I の気相への放出割合を評価した。その結果、放出割合はR104で約0.15%と評価された。
- (3) 試験後に溶液中に残存している ^{140}Ba 量を用いて、その親核種である ^{140}Xe の放出割合評価に着手した。R104について評価を実施したところ、 ^{140}Xe の放出割合は約98.7%と評価された。
- (4) ミストに同伴されて気相へ放出されるものと考えられる非揮発性核種の放出挙動を明らかにするため、サンプラでの捕集試料中のウラン量を計測した。その結果、溶液燃料起源であるとみなしうるウランを定量することができた。

一方で、NO_xについては装置の応答性等の問題から定量的に放出量を計測できなかった。放射性ヨウ素の放出に関しては放出量及び放出割合と反応度添加速度との間の明確な相関を確認できなかった。またエアロゾルの配管内移行挙動(含コンデンサによる除去機構)の把握を目的とした試験を実施したが試験途中でC-b サンプラが異常停止したためデータの収集ができなかった。

これらを踏まえ今後は以下の点に留意しながら試験を実施していく予定である。

- A. 水素放出挙動については、出力エネルギーの分配を考慮することで水素放出 G 値を各放射線分解機構別に評価する。また水素発生の閾値を明らかにするとともに再現性を確認する。NO_x 分析に関しては装置の応答性の向上等によってデータの信頼性の向上を図るとともに NO/NO₂ ガスの組成をより詳細に検討する。
- B. 放射性ヨウ素の放出量及び放出割合と出力エネルギーの関係を観察する。溶液温度等の外的要因との関係を検討する。またヨウ素捕集材性能試験で得られた試験結果及び解析結果を用いてヨウ素種の化学形に対する考察を行う。
- C. 放射性希ガス放出挙動に関しては昨年度から着手した溶液残存 ¹⁴⁰Ba 量を用いた放出割合評価法をこれまで実施した試験データ及び今年度得られる試験データに適用し炉特性との関係を観察する。希ガス濃度測定装置に関しては検出器位置を測定試料ガスチャンバに近づける等の改造を実施することでデータの収集を図る。
- D. 引き続きミストサンプラ試料の破壊検査を実施しデータを蓄積するとともにミスト放出量に関する解析モデルを考慮し、ミスト放出機構の定量的な検討を進める。
- E. 昨年度の試験で運転停止してしまったサンプラ(特に C-b)を安定して稼働させることによりエアロゾルの配管内移行及びコンデンサによる除去機構の解明を図る。
- F. 試験全般に渡る誤差評価を実施する。

謝 辞

本報告書は、電源開発促進対策会計法に基づき、日本原子力研究所が科学技術庁から委託されて実施した「平成 10 年度再処理施設臨界安全技術開発」の研究成果の一部である。本試験計画及び試験結果全般にわたって貴重なご意見及びコメントを頂いた「臨界事故時放射性物質閉じ込め専門部会」を構成する各委員の方々に深く感謝いたします。

参考文献

- 1) NUCEF 実験計画検討グループ, “燃料サイクル安全工学施設(NUCEF)における研究計画”, JAERI-M 94-066 (1994).
- 2) 日本原燃サービス, “六カ所事業所 再処理事業指定申請書 本文及び添付書類” (1989.3).
- 3) K.TASAKA, J.KATAKURA, H.IHARA, T.YOSHIDA, S.IIJIMA, R.NAKASIMA, T.NAKAGAWA and H.TAKANO, “JNDC Nuclear Data Library of Fission Products -Second Version-“, JAERI 1320 (1990).
- 4) 日本火災学会編, “火災便覧 (新版)”, 共立出版株式会社, 東京 (1984).
- 5) H.M.Forehand, Jr., “Effect of Radiolytic Gas on Nuclear Excursions in Aqueous Solutions”, NUREG/CR-2517 (1982).

表 1 TRACY 運転条件と実機溶解槽条件の比較

項目	実機溶解槽条件及び設計基準事象における採用値 ²⁾	TRACY 体系条件
臨界事故発生要因	<ul style="list-style-type: none"> 溶解槽の硝酸濃度低下しせん断燃料がすべて未溶解 溶解槽のバスケット内で臨界 (以上、設計基準事象) 	<ul style="list-style-type: none"> 均一濃度燃料
全核分裂数	10 ¹⁹ fissions (設計基準事象)	10 ¹⁸ fissions (最大)
反応度添加率	(想定なし)	可変
核分裂密度	10 ¹⁹ fissions/3 m ³ = 3.3 × 10 ¹⁸ fissions/m ³ (設計基準事象)	10 ¹⁸ fissions/0.75 m ³ ~ 0.19 m ³ = 1.3 × 10 ¹⁹ ~ 5.3 × 10 ¹⁸ fissions/m ³
燃料仕様	<ul style="list-style-type: none"> 平均濃縮度 : 3.5 wt% 燃料濃度 : 250 g(U+Pu)/l 遊離硝酸濃度 : 3 N 	<ul style="list-style-type: none"> 10 wt% : 200 ~ 500 gU/l : 0.5 ~ 0.9 N
溶液吸収線量	76 kGy (10 ¹⁹ fissions) (設計基準事象)	2.9 × 10 ² ~ 1.2 × 10 ² kGy (10 ¹⁸ fissions) (76 kGy → 2.6 × 10 ¹⁷ ~ 6.3 × 10 ¹⁷ fissions)
容器の幾何形状 ^{*1} 及び換気条件	溶液体積 : 3 m ³ 溶液表面 : 1.7 m ² 溶液表面/溶液体積 : 0.57 液深 : 2.5 m ペントガス流量 : 0.14 m ³ /s	<ul style="list-style-type: none"> : 0.075 ~ 0.19 m³ : 0.19 m² : 1.0 ~ 2.5 : 0.4 ~ 1.0 m (炉心容器 50 cm) : 0.0045 m³/s
放射性物質放出割合	希ガス : 生成量の 100% コウ素 : 生成量の 25% その他 : 蒸発量(0.14 m ³)中の含有量の 0.05% (Ru は 0.1%) (以上、設計基準事象)	(求めるべきソースターム)

*1 : 図面からの読み取り値であり、正確な値ではない

表 2 TRACY 試験項目の整理

測定項目	予想される放出挙動の特徴	試験データ評価項目	測定方法
放射線分解ガス (H ₂ 及び NO _x)	<ul style="list-style-type: none"> 核分裂によって生じる核分裂片(高 LET 粒子)による放射線分解の結果、過渡臨界直後に放出のピークが存在すると予想される。 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線分解ガスの発生 G 値として整理する必要。 水素爆発下限濃度(4%)との関係。 	<ul style="list-style-type: none"> 水素及び NO_x ガス分析計。
揮発性核種	<ul style="list-style-type: none"> 幾つかの核種を除き過渡臨界直後に溶液中に生成し放出される。 核分裂の経時変化(出力のオシレーション等)の影響即ち反応度添加モードの影響を受けると予想される。 	<ul style="list-style-type: none"> 放出率評価を行い設計基準事象での採用値(放出率 100%)が有する安全裕度を確認。 	<ul style="list-style-type: none"> 希ガス測定装置。 サンプラに捕集された、あるいは燃料溶液中に残存した娘核種(¹⁴⁰Ba 等)の定量結果を用いて評価。
放射線分解ヨウ素種	<ul style="list-style-type: none"> 希ガスと比べて過渡臨界時点より数分の時間遅れを経て溶液中に生成する。 溶液中で複雑な化学形態を取り、放出挙動に影響を受ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 放出率評価を行い設計基準事象での採用値(放出率 25%)が有する安全裕度を確認。 ヨウ素種の化学的組成の同定。無機・有機ヨウ素種の分別。 	<ul style="list-style-type: none"> 各サンプラに設置されたヨウ素捕集ファイルタエレメントに捕集されたヨウ素種をγ線測定によって同定・定量する。
非揮発性核種	<ul style="list-style-type: none"> 放射線分解ガスによって形成される気泡の溶液表面での破裂によって放出されるミスストに含有し放出される。 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線分解ガス発生との関係。 ベントガス配管系コンデンサによる除去機構の解明。 	<ul style="list-style-type: none"> ミストサンプラに捕集されたウランの同定・定量。

表3 各試験条件

Run No.	実施日	反応度 (\$)	添加モード	核分裂数	燃料溶液条件	
					[U] (g/l)	[HNO ₃] (M)
R35	H8.11.19	1.8	PW	2.9×10^{17}	405.5	0.78
R69	H9.10.28	2.9	PW	5.7×10^{17}	394.3	0.76
R75	H9.12.2	2.9	RW300 cm/min	6.9×10^{17}	394.1	0.73
R96	H10.7.7	0.5	PW	1.5×10^{17}		
R97	H10.7.14	1.1	PW	2.8×10^{17}		
R101	H10.8.18	1.8	RW300 cm/min	4.5×10^{17}	394.3	0.66
R103	H10.9.8	2.9	RW300 cm/min	6.8×10^{17}		
R104	H10.10.7	2.9	PW	6.5×10^{17}	395.3	0.70
R106	H10.10.20	1.8	PW	3.0×10^{17}		
R112	H10.12.1	2.9	RW100 cm/min	5.8×10^{17}	390.1	0.70
R116	H11.1.19	2.9	RW600 cm/min	5.7×10^{17}	392.9	0.70

- ・ 網掛けあり：ガス分析試験、網掛けなし：オールラン試験
- ・ PW：調整トランジェント棒パルス引抜き、RW：ランプ引抜き

表4 2 π gas flow 検出器による α 放射能(グロス)測定結果

試料	α 放射能 (Bq)		B/A
	捕集材直接測定結果(A)	Ta 皿試料測定結果(B)	
ミスト-1	17.4	20.6	1.18
ミスト-2	10.2	14.9	1.46
ミスト-3	33.1	46.3	1.40
ミスト-4	44.9	63.7	1.42
メンブレン フィルタ	検出限界以下	未実施	—

表5 ミスト-3~4 試料および TRACY 燃料溶液のウラン同位体の重量比

試料	α スペクトル測定結果から求めた重量比(%)			TRACY 溶液燃料の重量比(%)*			
	^{234}U	^{235}U	^{238}U	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U
ミスト-3	0.07	8.38	91.55	0.08	9.96	0.01	89.95
ミスト-4	0.08	8.36	91.56				
組成平均	0.08	8.36	91.56				

* TRACY 燃料溶液の重量比は H10.4.15 の測定値

表6 ウランの重量測定結果

試料	ウラン重量(μg)		
	ICP	2π gas flow 検出器	SSB 検出器
ミスト-1	105	110*	未実施
ミスト-2	73	80*	未実施
ミスト-3	250	255**	241**
ミスト-4	356	331**	346**
全量	784	776	—

* : 表5 の組成平均を用いた換算値

** : 表5 の組成を用いた換算値

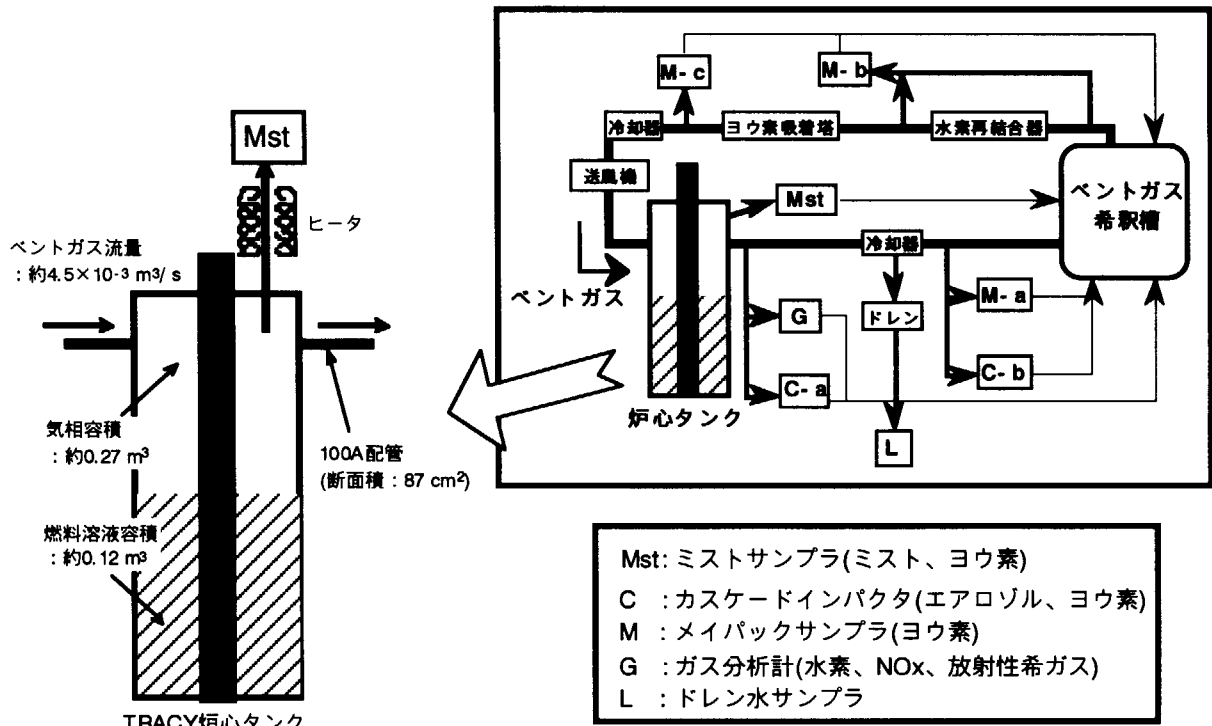


図1 TRACY 炉心及びベントガス配管系の形状

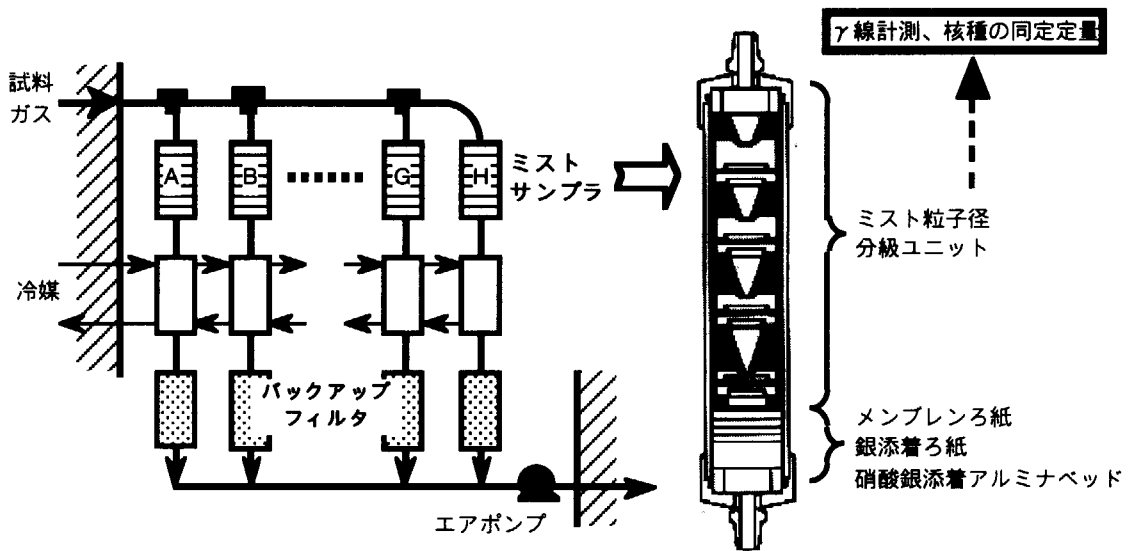


図2 ミストサンプラ(Mst)の概要

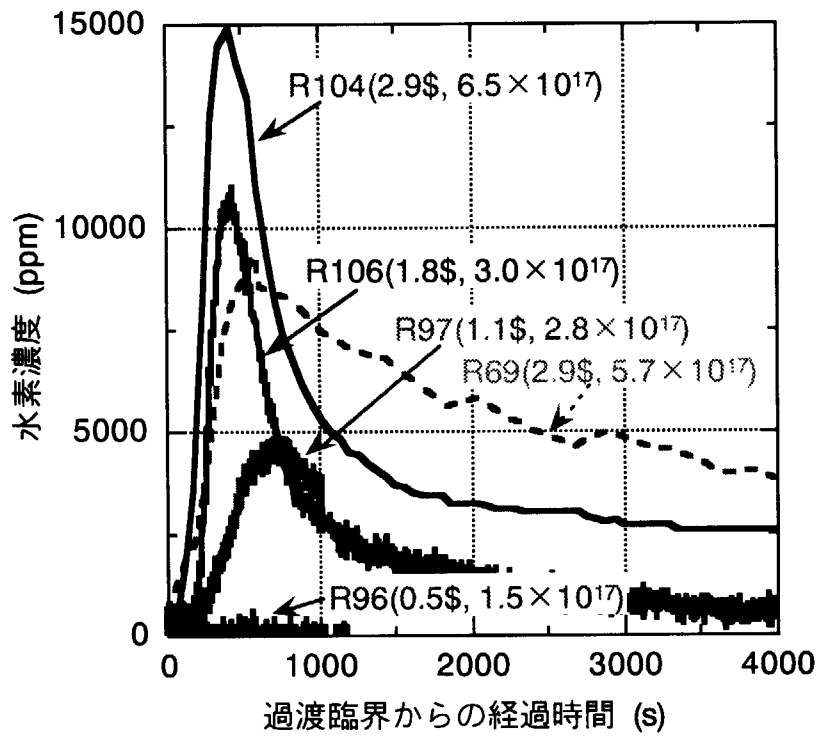


図3 ベントガス中の水素濃度の経時変化(添加反応度の影響)

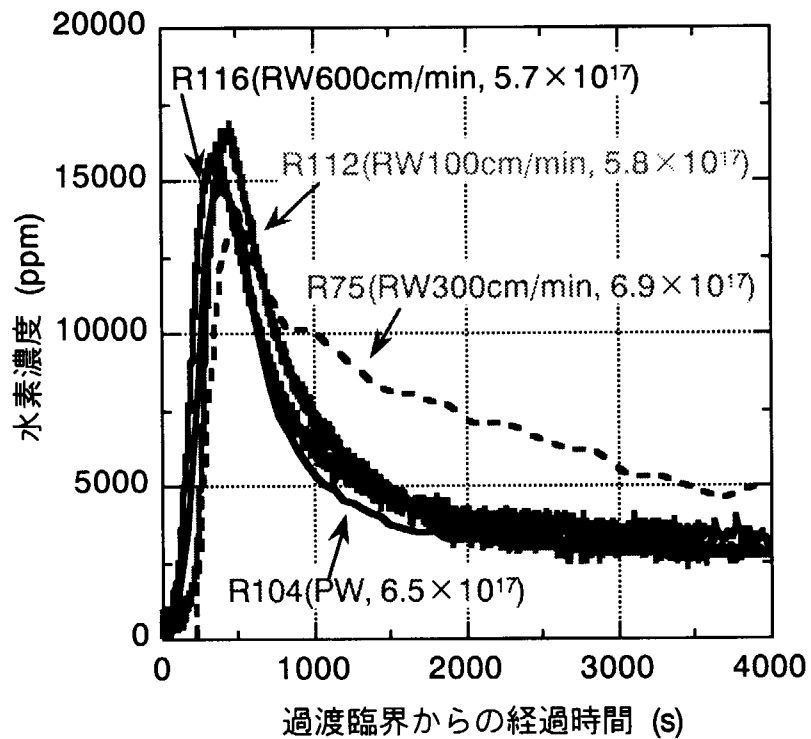


図4 ベントガス中の水素濃度の経時変化(反応度添加速度の影響)

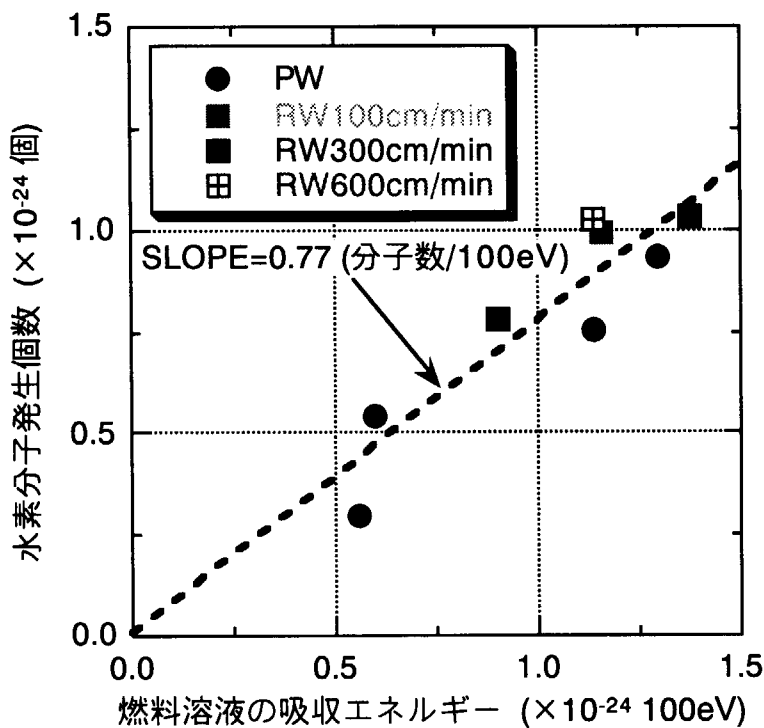


図5 溶液の吸収エネルギーと水素分子発生個数との関係
 計算仮定：水素放出量積算時間 0~1,000 秒
 ：吸収エネルギー計算：10¹⁸ fissions = 32 MWs

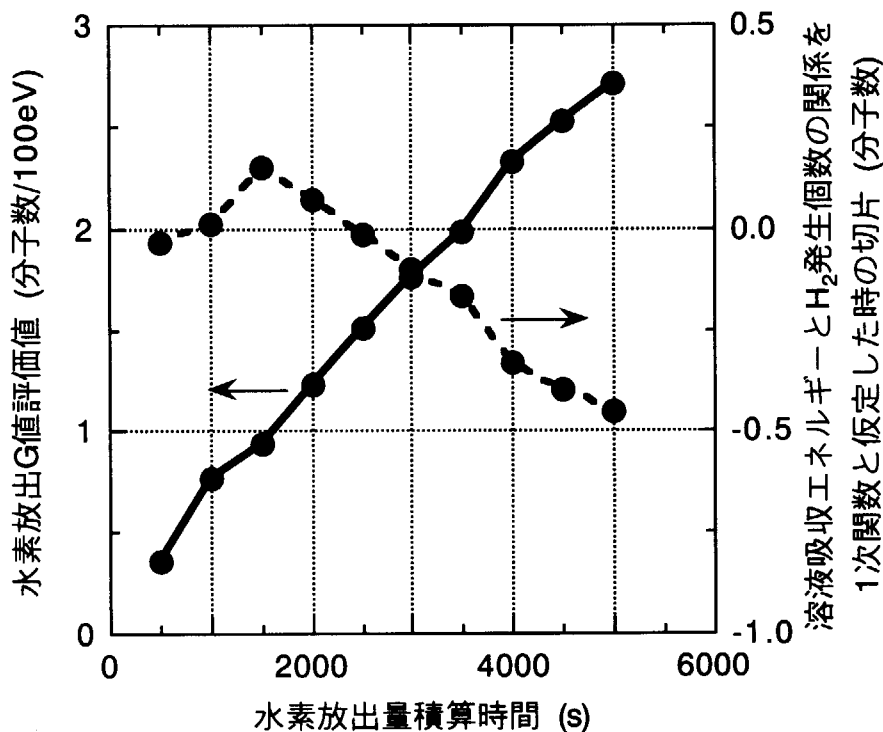


図6 水素の気相への放出 G 値(評価値)に対する積算時間の影響

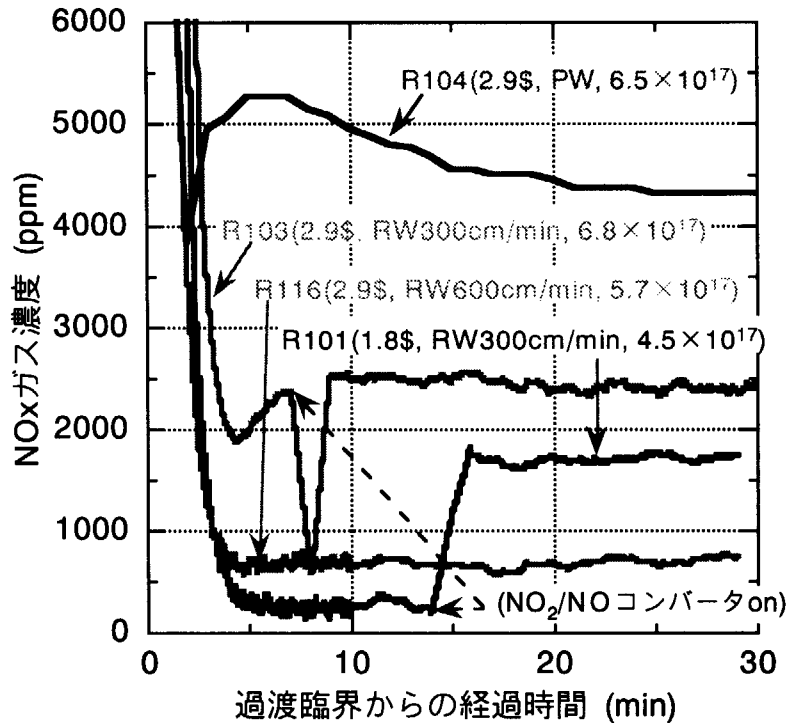


図7 ベントガス中のNO_x濃度の経時変化

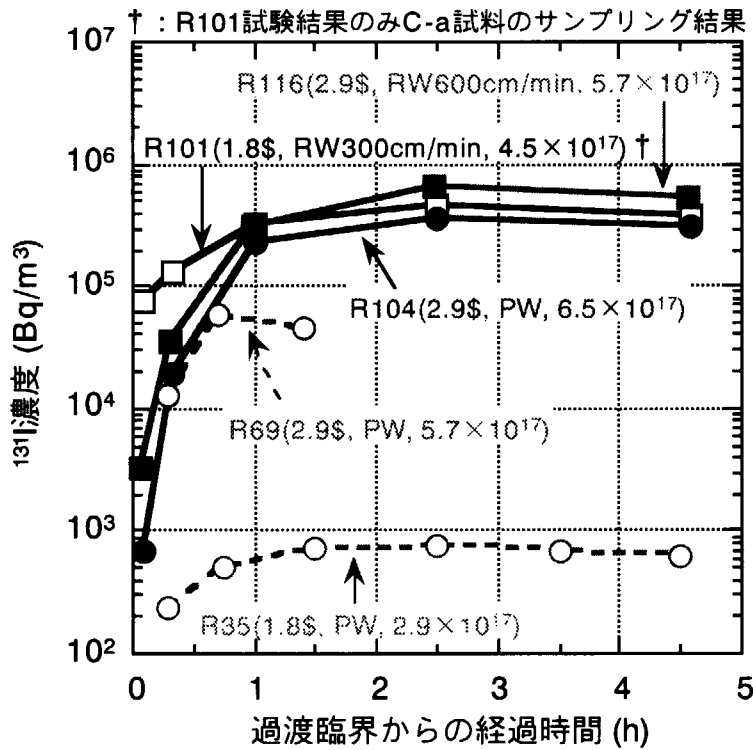


図8 炉心タンク気相中の¹³¹I濃度の経時変化(Mstでの捕集結果)

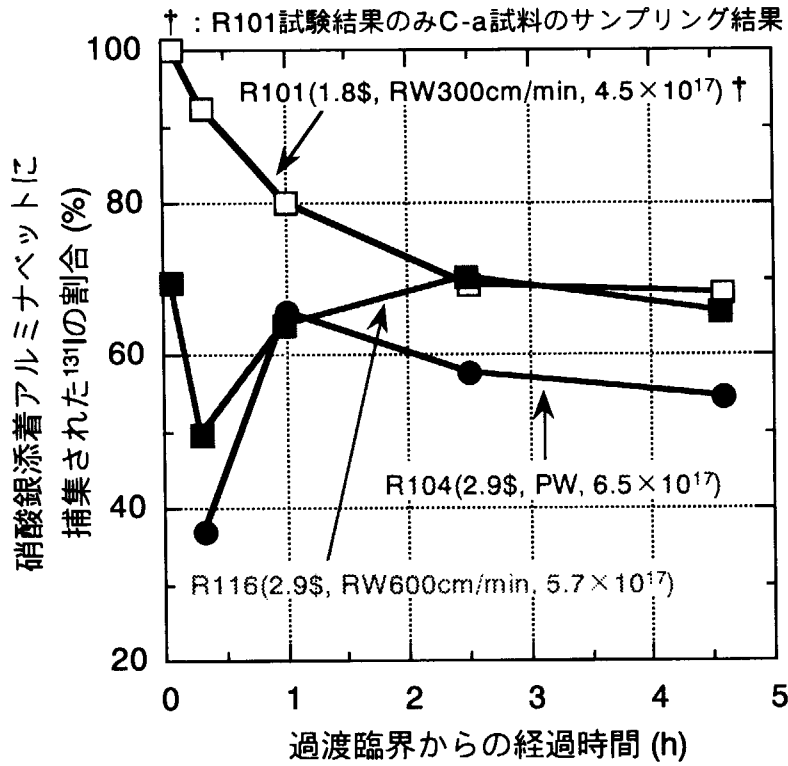


図9 サンプラに捕集された¹³¹Iのうち、硝酸銀アルミナベッドに捕集された割合

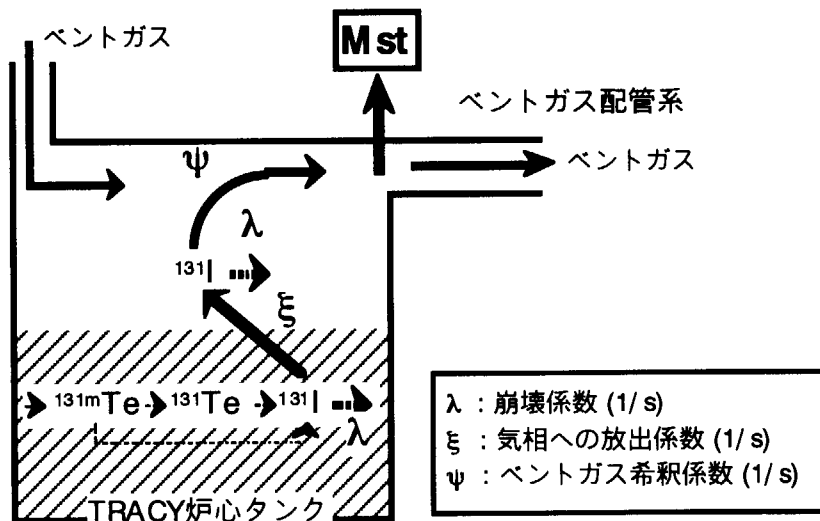


図10 ¹³¹Iの気相への放出モデルの概要

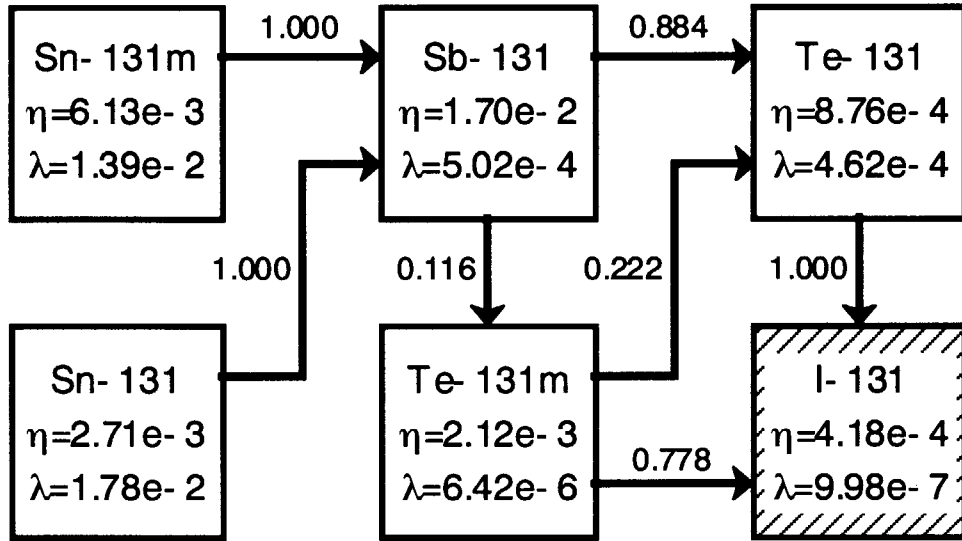


図 11 ^{131}I を含む崩壊系列

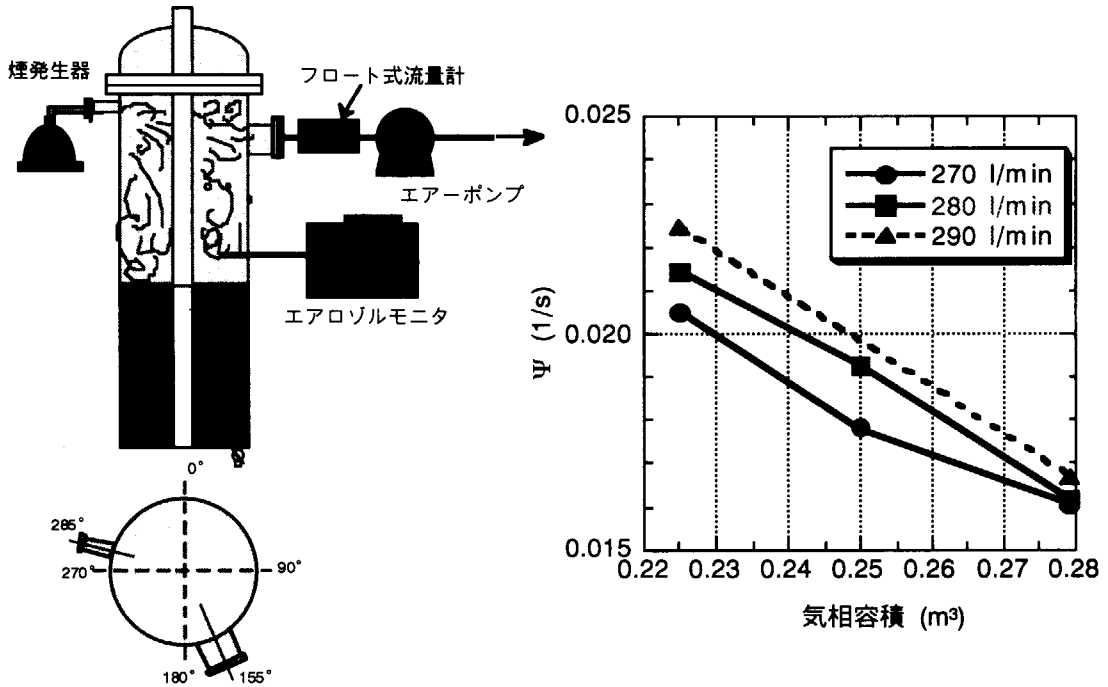


図 12 TRACY 炉心模擬装置の概要と希釈係数 ψ の測定結果

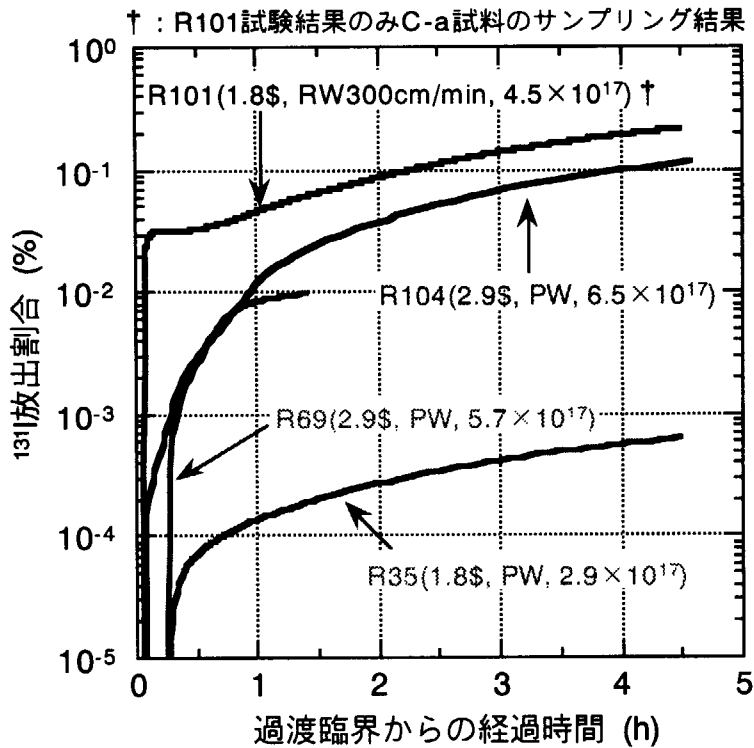


図 13 ^{131}I の燃料溶液中から炉心タンク気相への放出割合(評価値)の比較

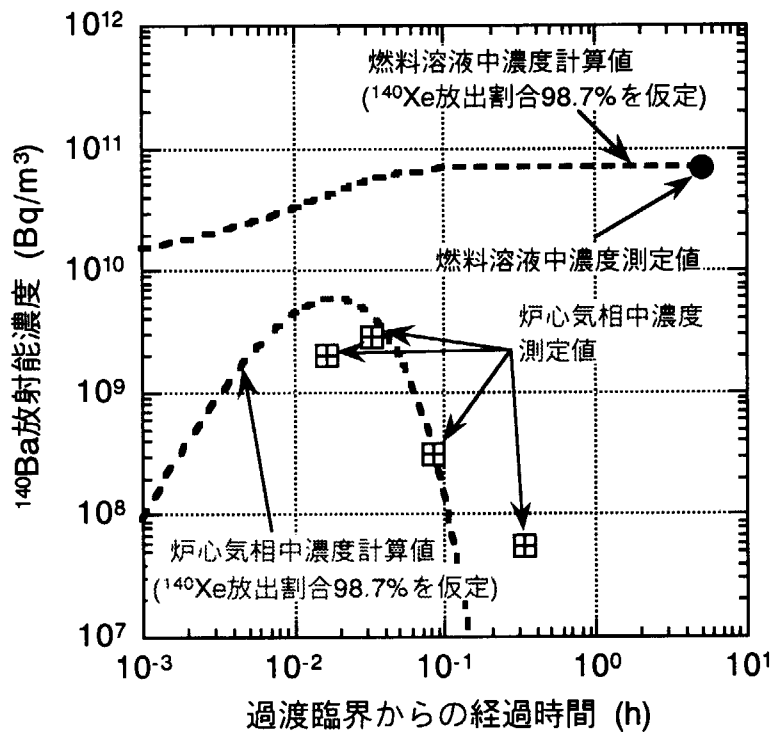


図 14 燃料溶液及び炉心気相中の ^{140}Ba 放射能濃度の経時変化に関する計算値と測定値との比較(R104)

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1 eV および 1 u の値は CODATA の 1986 年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- bar は、JIS では流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC 閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHg を表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討(受託研究)