JAEA-Research 2012-026



# MELCOR コードを用いた 再処理施設の廃液沸騰事象解析

Thermal-Hydraulic Analysis of Boiling Event of Reprocessed Liquid Wastes with MELCOR Code

> 吉田 一雄 石川 淳 Kazuo YOSHIDA and Jun ISHIKAWA

> > 安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

PS PS 

cv │ 日本原子力研究開発機構

September 2012

Japan Atomic Energy Agency

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department, Japan Atomic Energy Agency 2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2012

# JAEA-Research 2012-026

# MELCOR コードを用いた 再処理施設の廃液沸騰事象解析

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 吉田 一雄、石川 淳

(2012年7月17日受理)

再処理施設では、長時間の全交流電源の喪失による放射性廃液を内包する貯槽の冷却機能の喪 失で、廃液が沸騰する事象が想定される。この事象では、放射性物質は沸騰により発生する蒸気 等により施設外へ移行すると考えられ、事故影響を評価する上では、貯槽を含めた施設内での熱 流動状態を解析する必要がある。そこで、原子炉の過酷事故解析コード MELCOR を用いて当該 事象での施設内のエアロゾル移行を含む熱流動の解析を試み、再処理施設への適用可能性を検討 した。解析では、MELCOR コードの制御関数機能及び複数の状態入力ボリュームを用いて、再 処理廃液の沸騰の特徴である 100℃より高い温度での沸騰、硝酸蒸気、NOx ガスの発生などをモ デル化した。

解析の結果から MELCOR の当該事象への適用性を確認するとともに次の点が明らかとなった。 a)乾固時刻を詳細モデルで予測した場合と単純な水の沸騰で予測した場合と大差ない。b)貯槽セ ルへの放熱は崩壊熱の1%未満であり、沸騰中の廃液温度を100℃と仮定しても除熱量の過度な過 小評価にはならない。c)揮発性 Ru の発生と脱硝反応による NOx 等の発生は、沸騰晩期から乾固 段階初期の同じ時期に起きるため、放射性物質の移行の駆動源となる脱硝反応による吸熱及び NOx 等の発生量の評価は、移行量評価の観点で重要である。

# JAEA-Research 2012-026

# Thermal-Hydraulic Analysis of Boiling Event of Reprocessed Liquid Wastes with MELCOR Code

# Kazuo YOSHIDA and Jun ISHIKAWA

Nuclear Safety Research Center Japan Atomic Energy Agency Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 17, 2012)

Boiling events of reprocessed liquid wastes are postulated to be occurred caused by the loss of cooling function for waste storage tank due to the loss of all of AC power persisting over a long period of time at a fuel reprocessing plant. Some amounts of radioactive materials could be released from facilities caused by vapor flow from a boiling liquid waste storage tank. Thermal-hydraulic behaviors in compartments of facility building are essential to be analyzed for assessing amount of released radioactive materials. MELCOR, which has been developed for severe accident analysis of nuclear reactors, has been applied in this study. Functional features of Control Functions and Time-Specified Volumes in MELCOR have been used to model key phenomena of boiling events such as, boiling at higher temperature than water boiling point, vaporization of nitric acid and generation of non-condensable gases due to denitrating reaction.

Results of analysis demonstrate applicability of MELCOR to those events and clarify following points. a) Simplified modeling of pure water boiling gives almost the same estimated timing of boiling to dryness compared with detailed boiling model. b) Heat removal rate through tank wall assuming waste temperature of 100  $^{\circ}$ C is not over-conservative, because that of calculated with the detailed model is less 1 % of total decay heat. c) Because volatilization of ruthenium and generation of non-condensable gases due to denitrating reaction occur over the same period from the late stage of boiling to early phase of drying, it is important for assessing of aerial transport of radioactive materials to accurately estimate reaction heat rate and mass generation rate of non-condensable gases which are the driving forces of those transportation.

Keywords: Spent Fuel Reprocessing Plant, Radioactive Liquid Waste, Thermal-Hydraulic Analysis, Boiling Event, MELCOR, Ruthenium Transfer

# 目 次

1. はじめに
2. 想定する事故シナリオ
3. 再処理廃液の沸騰乾固
3.1 再処理廃液の組成
<b>3.2</b> 廃液の乾固
4. 解析モデル
4.1 施設内のボリューム分割モデル6
<b>4.2</b> 廃液温度挙動モデル
4.3 廃液濃縮モデル
4.4 崩壊熱モデル
4.5 水-硝酸気液平衡モデル
4.6 乾固物温度挙動モデル
4.7 脱硝時 NOx ガス発生モデル
4.8 エアロゾル発生量
5. 解析結果

υ.	府仍相不	10
5.	1 貯槽の熱流動	$\cdot 16$
5.2	2 建屋内の熱流動	$\cdot 17$
5.	3 エアロゾルの移行挙動	$\cdot 18$
6.	まとめ	$\cdot 24$
参考	·文献	$\cdot 25$

# CONTENTS

1. Introduction 1
2. Postulated accident scenario
3. Boiling to dryness of reprocessed liquid wastes       4         3.1 Compositions       4         3.2 Boiling to dryness       4
4. Modeling of analysis

5. Results of analysis	1	16
5.1 Thermal behavior of liquid waste storage tank	·····	16
5.2 Thermal-hydraulics behavior in compartments of building		17
5.3 Aerosols transport behavior		18
6. Summary	······ <u>2</u>	24
References ·····		25

# 1. はじめに

日本原子力研究開発機構(JAEA: Japan Atomic Energy Agency)では、核燃料施設の確率論 的安全評価手法整備の一環として事故影響評価手法の開発を進めている。事故時の施設外への影 響は、通常、施設外へ移行する放射性物質による周辺公衆の被ばくとして評価する。再処理施設 の機器には、放射性物質の崩壊熱により内包する溶液(廃液を含む)の温度が上昇するものがあ り、このような機器では、溶液が沸騰に至ることを防止するために冷却水により崩壊熱を除去す る対策を施している。万一、この冷却機能が喪失した場合でも溶液の沸騰までに時間余裕があり 種々の対策を施すことができると考えられるが、全てに失敗して溶液が沸騰に至ると機器内気相 部への放射性物質移行量が増加し、施設外へ放出される放射性物質量が平常時より増加する場合 があり得る。このような事象では、放射性物質は沸騰により発生する蒸気等により施設外へ移行 すると考えられ、事故影響を評価する上では、貯槽を含めた施設内での熱流動状態を解析する必 要がある。そこで、廃液の沸騰事象での影響を評価する手法整備の一環として、米国原子力規制 委員会(U.S. Nuclear Regulatory Commission)が開発した原子炉の過酷事故解析コード: MELCOR<sup>(1)</sup>を用いて当該事象での施設内のエアロゾル移行を含む熱流動の解析を試みた。

なお、本報で解析の対象とする施設は、再処理施設に係る公開情報を参考にしつつも、多くの 仮定に基づき想定した仮想的な施設である。したがって後述する解析結果は、解析モデルの有効 性を検討するための基礎となる情報であって、特定の施設の当該事象の解析結果を示すものでは 無いことを明記する。

沸騰事象は、安全冷却水系統への冷却水の供給が断たれることで発生する<sup>(2)</sup>。文献(2)によれば、 冷却水の供給が断たれる原因(起因事象)としては、冷却機能自体の喪失(冷却機故障、全電源 喪失等)と冷却水の移送機能の喪失(循環ポンプ故障、冷却水の供給ラインからのリーク等)が あるとしている。移送機能の喪失については、各機器に共通の供給ラインで発生する場合と、各 機器個別又は複数の機器固有の供給ラインで発生する場合がある。各機器個別又は複数の機器固 有の供給ラインで移送機能喪失が発生する場合は、該当するラインに接続している機器が影響を 受ける。水の冷却機能自体の喪失や各機器に共通の供給ラインでの移送機能喪失の場合は、冷却 水の供給を受けている全機器が影響を受けるとしている。

起因事象が発生しても溶液沸騰に至らないようにするための種々の安全対策がある。文献(2)に よれば、1系統でも冷却能力を確保可能な独立した冷却系を常時2系統運転し、1系統の冷却機故 障や冷却水の移送機能の喪失が発生しても冷却を可能とするとしている。2系統の冷却機能が喪 失した際には、他の用途の冷却水系統を当該供給ラインに接続する等により対応する。冷却水供 給ラインの移送機能の喪失(循環ポンプ故障)に対しては、予備機への切り替えで対応する。ま た、外部電源喪失の場合は、2系統受電や非常用ディーゼル発電機等の対策があるとしている。

当該事象の影響は、施設外へ放出される放射性物質量で決まる。この量は、冷却不能となった 貯槽内の放射性溶液から気相部へ移行する放射性物質の量から、施設外へ移行する過程で除去さ れる量を差し引いたものとなる。放射性溶液の沸騰では、溶液の温度上昇に伴う液面からの蒸発、 沸騰を開始すると液面からの気泡の離脱によって生成される飛沫のうち比較的小さい粒径の液滴 がエアロゾル化し移行する。さらに沸騰が進み溶液が乾固に至る過程では Ru 等の揮発性核種が 揮発し始める<sup>(3),(4),(5)</sup>。このような事象が発生した場合に施設外へ移行する放射性物質量を精度良 く評価するには、貯槽内での放射性物質の気相への移行だけでなく、気体あるいはエアロゾル化 した放射性物質のセル等の施設内部での沈着等の定量的な評価が重要であり、施設内の熱流動解 析が不可欠である。

MELCOR は、炉心損傷で発生したエアロゾルの移行を伴う原子炉施設での過酷事故を解析す るために開発された計算コードである。当該コードは、解析対象施設を複数の領域(ボリューム) に分割してそれらを流路(ジャンクション)で連結し、ボリューム内の質量及びエネルギーに対 して、一点集中定数型近似モデルで表現し、ボリューム間の圧力差、重力、流動抵抗、流体の慣 性を考慮した運動方程式によって流体のボリューム間の移行量を計算する。原子炉施設を対象に 開発されているため、放射性物質の硝酸塩を含む再処理廃液の沸騰を模擬する機能は内蔵されて いないが、解析対象をモデル化するボリュームージャンクション法は、汎用性が高く再処理施設 内の熱流動解析にも適応可能である。

ボリューム間の物質の流動は、水、非凝縮ガス及びエアロゾルを考慮できる。水については、 蒸気、ミスト、液相水に分けて考慮し、非凝縮性ガスについては、必要な物性値を入力すること で複数の任意の種類のガスを考慮できる。

熱伝達モデルでの燃料、デブリ、構造物、雰囲気及び冷却材の相互間の熱伝達係数は、沸騰状 態に応じた相関式及び雰囲気の流動に応じた相関式から計算する。構造物内の熱伝導は、任意の メッシュに分割し、各メッシュ点の温度を計算する。

エアロゾルの沈着は、温度及び流動などの雰囲気条件並びにエアロゾル粒径に応じて支配的と なる沈着のメカニズムが異なり、慣性衝突、重力沈降、熱泳動、拡散泳動を考慮している。エア ロゾルの粒径分布を複数の粒径区分に分割して考慮し、凝集に伴うエアロゾルの粒径区分間の再 配分及び粒径区分ごとにそれぞれの沈着機構の沈着速度を計算する。ガス状の放射性物質は、流 体の流れに乗って輸送される間に構造物表面及びエアロゾル表面に沈着する。主要な沈着機構と して、ガスの凝縮、再蒸発及び化学吸着をモデル化している。

本報では、MELCOR を用いて再処理廃液の沸騰乾固事象を解析するために必要な、沸騰時の 廃液の温度挙動、沸騰時に発生するガス状硝酸の量、廃液の乾固後の温度挙動のモデル化を試み た。これらの現象に適用可能な解析モデルは MELCOR にはないので、MELCOR の解析機能の 一つである"Control Function" (CF と略す)と状態入力ボリュームを用いてモデル化した。CF は、MELCOR で計算する主要な変数に対して種々の演算を行い新たな変数を算出し、解析に反 映する機能である。

廃液の沸騰事象に特有な現象のモデル化に際して、フランス原子力庁(CEA: Commissariatà l'Energie Atomique)の原子力安全防護研究所(IPSN: Institut de Protection et Sûreté Nucléaire))が実施した実廃液を用いた沸騰乾固時の放射性物質の移行割合を調べる実験<sup>(3)</sup>を参 考にした。

# 2. 想定する事故シナリオ

再処理施設の機器には、放射性物質の崩壊熱により内包する廃液の温度が沸点まで上昇するも のがある。このような機器の沸騰を防止するために極めて信頼度の高い独立2系統の安全冷却水 系統を設置し、維持管理している。また、このような対策にもかかわらず、冷却機能が全喪失し た場合でも沸騰までに時間余裕があり、種々の対策を施すことが考えられる。本解析では、敢え てこれら対策に期待せずに以下の前提条件により解析する。

- ・ 全交流電源の喪失で、冷却機能及び換気機能が停止すると仮定する。
- 冷却を必要とする廃液貯槽は数多く設置されていると想定されるが、全電源喪失時には、全ての貯槽の冷却が喪失する。解析では、内蔵する放射性物質量、廃液量の最も多い高レベル 濃縮廃液貯槽3基分の廃液を解析の対象とする。
- 廃液の沸騰及び脱硝反応に伴い大量の水蒸気、硝酸、NOx ガスが発生する。これらの気体状 物質は廃液貯槽の排気系配管に流入する。排気系には、廃ガス洗浄塔、凝縮器、デミスタ及 び高性能粒子フィルタが設置されているので、これらの機器の圧損は大きいと想定され、大 量の気体の発生で貯槽の内圧は上昇すると考えられる。このような貯槽の異常加圧による破 損を防止するため、貯槽の排気系には圧力を逃すための仕組みが設けられていると考えられ るので、発生した大量の蒸気は、圧力逃し装置を経由して廃ガス処理セル内に流出すると仮 定する。
- ・ 廃ガス処理セル内に流出した蒸気は、吸排気系を経由して他のセルに移行すると仮定する。
- 核燃料施設の吸排気系は、一般的には放射線レベルの低い領域から高い領域へと給気が流れように設置される。文献(6)によれば、廃ガス処理セルに近接して放射性配管分岐セルがあり、その隣に名称の記載のない区画がある。この無記名区画(単に機械室と呼ぶ)は、廃液処理プロセスには直接関係しない機器が設置されていると想定され、放射線レベルは低いセルと考えられる。解析では、この順で吸気系を蒸気が逆流すると仮定する。
- 冷却機能の全喪失によって溶液が沸騰し、1週間もの間対策を講じず放置すれば、溶液は水分 を失い溶解する硝酸塩の脱硝反応が進行しNOxガスが発生し始める。このガス放出が放射性 物質の移行を促進すると考えられることから、沸騰だけでなく乾固前後も解析対象に含める。

# 3. 再処理廃液の沸騰乾固

再処理廃液は放射性物質の硝酸塩を含有する硝酸水溶液である。沸騰時の廃液の温度は硝酸及 び硝酸塩の濃度で決まる。そのため沸騰による水及び硝酸の蒸発により濃縮が進むと沸点も上昇 する。JAEA では、このような沸騰現象を解析的に模擬するための計算プログラムとして「再処 理廃液沸騰模擬ツール」(模擬ツールという)を作成し、その有効性は、CEA 実験の解析により 確認している<sup>(7)</sup>。MELCOR の解析の境界条件として必要な廃液温度を設定するため、このツー ルをユーザ定義関数として MELCOR に組み込み利用するとともに、乾固の判定に必要な廃液の 初期条件等の算出にも用いた。

#### 3.1 再処理廃液の組成

模擬ツールを用いて再処理廃液の沸騰時の温度挙動を模擬するには、廃液に含まれる放射性物 質の組成、化学種、硝酸濃度等の廃液の初期条件が必要となる。本報での解析では、表 3.1-1 に 示す文献(7)に記載の廃液の化学種組成を用いた。表 3.1-1 は、CEA 実験に係る情報及び文献(10) の廃液組成に係る情報を基に推定した値であり、推定での考え方は文献(7)を参照されたい。

成分	濃度[mol/L]	成分	濃度[mol/L]	成分	濃度[mol/L]
HNO <sub>3</sub>	1.8	Р	$2.53 \times 10^{-3}$	Fe	$2.47 \times 10^{-1}$
Rb	$4.50 \times 10^{-3}$	Sr	$1.26 \times 10^{-2}$	Υ	$6.99 \times 10^{-3}$
Zr	$7.24 \times 10^{-2}$	Мо	$2.50 \times 10^{-2}$	Тс	1.11×10 <sup>-2</sup>
Ru	$4.04 \times 10^{-2}$	Pd	$5.94 \times 10^{-3}$	Ag	6.64×10 <sup>-4</sup>
Cd	$1.06 \times 10^{-3}$	Sn	$7.54 \times 10^{-4}$	Sb	$2.46 \times 10^{-5}$
Те	6.44×10 <sup>-3</sup>	Cs	$2.62 \times 10^{-2}$	Ba	$1.22 \times 10^{-2}$
La	1.13×10 <sup>-2</sup>	Ce	$2.94 \times 10^{-4}$	Pr	$1.05 \times 10^{-2}$
Nd	$3.41 \times 10^{-2}$	Sm	6.66×10 <sup>-3</sup>	Eu	4.71×10 <sup>-4</sup>
Gd	8.04×10 <sup>-4</sup>	U	$5.53 \times 10^{-3}$	Np	1.10×10 <sup>-1</sup>
Pu	8.80×10 <sup>-3</sup>	Am	$2.41 \times 10^{-2}$	Cm	$4.10 \times 10^{-3}$

表 3.1-1 推定した再処理廃液中の化学種組成

# **3.2** 廃液の乾固

沸騰が継続すると水及び硝酸の蒸発により再処理廃液の液成分が消失し、放射性物質の硝酸塩 の固体成分だけが残る乾固状態となる。このため、乾固後の温度挙動を模擬するためには、計算 モデルを切り替える必要がある。乾固の判定の指標としては、廃液温度及び廃液からの液成分の 蒸発量が考えられる。前者としては、CEA実験では、廃液温度が約160℃前後で乾固したとして いる。後者に基づく判定には、液成分の初期量が必要である。この量を模擬ツールを用いて算出 した。

模擬ツールに表 3.1-1 に示す廃液中の化学種組成を入力し、硝酸濃度を 1.8 [mol/ℓ]として初期 の廃液水分量が CEA 実験結果より推定される水分量(347 [g])に一致するような常温(25 [℃]) 廃液密度を求め、その値を 1.20 [g/cm<sup>3</sup>]と仮定した。次にこの廃液密度を基に貯槽 1 基分の廃液 の体積を 120m<sup>3</sup>として模擬ツールを用いて水、硝酸の初期量を求めた。それぞれ、1.15×10<sup>5</sup> [kg] (硝酸塩の水和水を含む)、1.36×10<sup>4</sup> [kg]である。解析では、貯槽から流出する水及び硝酸の積 算量が上記の 2 値の和以上になった時点を乾固と判定する。

# 4. 解析モデル

4.1 施設内のボリューム分割モデル

図 4.1-1 に 2 章で検討した事故シナリオを踏まえた MELCOR の施設内ボリューム分割モデル の概要を示す。貯槽、貯槽セル、廃ガス処理セル、廃ガス処理セル近接建屋区画(放射性配管分 岐セル)は、容積、壁表面積は文献(6)に掲載された施設の平面図及び立面図から推定した。それ 以外の区画は、概略値を設定した。

図 4.1-1 には示していないが、貯槽及び貯槽セルは3 基分(120 [m<sup>3</sup>]×3)をそれぞれ一つのボ リュームでモデル化し、全ての発生蒸気が廃ガス処理セルに流入すると仮定した。貯槽内は大気 圧であるが廃液の沸騰時の温度は、硝酸塩が溶解しているためモル沸点上昇により100 [℃] 以上 になる<sup>(3)</sup>。貯槽を1つのボリュームでモデル化したのでは、この現象を模擬できない。このため 4.2 節で示すような貯槽温度挙動モデルを考案した。

放射性配管分岐セルは、図 4.1-2 に示すように容積、コンクリート壁面が大きいので、発生蒸気の移行可能な経路を考慮して7区画でモデル化した。

コンクリート壁は、廃ガス処理セル、放射性配管分岐セルは図面から測った壁厚をできるだけ 忠実に再現したが、それ以外の壁面の厚さは2[m] 仮定した。コンクリート壁(天井を含む)は、 図 4.1-3 に示すように厚さ方向に5分割し、温度勾配を模擬できるようのモデル化した。

コンクリート表面で(壁及び天井)の除熱による蒸気の凝縮によって形成される液膜の厚さは、 0.5 [mm]を仮定(MELCORの既定値)した。建屋各区画では、凝縮水と気相部気体との温度非 平衡を模擬し、気液界面の熱伝達係数は MELCOR の内蔵評価式を利用した。各区画のミスト濃 度の上限は、コードの既定値:0.1 [kg/m<sup>3</sup>]に設定した。



HS\*\*\*\*\*\* 熱構造体 CV\*\*\* 体積要素 ・ ジャンクション

図 4.1-1 施設全体のボリューム分割



図 4.1-2 放射性配管分岐セルのボリュー。 分割

図 4.1-2 放射性配管分岐セルのボリューム 図 4.1-3 コンクリート壁の代表的なメッシュ分割

4.2 廃液温度挙動モデル

図 4.2-1 に CEA 実験の結果を示す。貯槽内は大気圧であるが、廃液には放射性物質の硝酸塩を 含むため、沸点は 100 [℃] 以上となる。沸騰が継続し濃縮が進むと廃液の温度は急激に上昇し、 乾固すると崩壊熱でさらに温度は上昇する。MELCOR を用いた解析で貯槽を 1 つのボリューム でモデル化した場合、以下のような問題を生じる。

- ・ MELCOR では、100 [℃] より高い沸点を模擬するには、ボリューム内の圧力を大気圧より高 く設定する必要があり、貯槽からの流出蒸気量を正確に模擬できない。
- ・ 廃液の沸騰を100 [℃]の水の沸騰で模擬すると貯槽セルへの放熱を過小評価することになり 乾固時刻が早くなる。
- 廃液の沸騰時には、水蒸気だけでなく硝酸蒸気も発生する。水の沸騰だけでは乾固時刻を精 度良く模擬できない。

これらの問題点を解決するため、図 4.2-2 に示すような複数のボリュームで貯槽をモデル化し、 MELCOR では計算できない状態量を CF で計算するようにモデル化した。以下に図各ボリュー ムの役割を示す。

#### CV001:沸騰開始までの状態量の計算

初期温度が 30 [℃]の水を含有する。崩壊熱モデルから貯槽セルへの放熱量を差し引いた熱量 を液相水に添加することで、廃液の温度上昇及び沸騰開始時刻を計算する。

#### CV011:沸騰前及び沸騰時の廃液温度計算

沸騰前の廃液の温度は、CV001 を液相水温度と等しくする。沸騰時の液相水温度は、2 通りの 方法で計算した値のいずれかを入力する。一つは、実廃液を用いた沸騰実験の測定データを基に 求める方法であり、図 4.2-1 に示す廃液体積減少率(廃液の体積/初期廃液体積)に対する廃液温 度の関係を用いる。模擬廃液の体積減少率は、崩壊熱モデルで計算した廃液の実効発熱量から、 廃液から発生する水蒸気と硝酸蒸気量から求める。もう一つの方法は、モル沸点上昇の原理に基 づき再処理廃液の沸騰を模擬するツール(計算プログラム) (7) を MELCOR のユーザ定義関数と して組み込み、廃液の実効発熱量を入力として廃液温度を求める。ボリュームには、貯槽壁面及 び貯槽底面のステンレス壁をモデル化した熱構造体が接しており、液相水から貯槽セルへの除熱 量を計算する。

#### CV111:気相部の温度計算

CV011 から供給される水蒸気と硝酸蒸気及び CV112 から供給される NOx から、気相部の温度 を計算する。供給量は、実効発熱量を基に廃液あるいは乾固物から発生する量と同量である。ボ リュームには、貯槽壁面及び貯槽上面のステンレス壁をモデル化した熱構造体が接しており、気 相部から貯槽セルへの除熱量を計算する。

### CV112:NOx ガスの供給

沸騰の終了前から乾固段階にかけて硝酸塩の脱硝反応で発生する NOx ガスを気相部の温度計

算に反映するために沸騰時の廃液温度あるいは乾固時の乾固物平均温度に等しい温度の NO<sub>x</sub> が 充満する状態入力ボリュームである。

# CV012:貯槽出口から流出するガスの供給

貯槽気相部をモデル化する。気相部の蒸気、硝酸、空気、NOxガスのモル分率は、崩壊熱モデルで計算された実効発熱量をもとに硝酸-水気液平衡モデルで計算される。ボリュームの温度は、 沸騰前では、CV001の気相部温度に、沸騰時及び乾固時では、CV111の気相部温度に等しく設定 される。

# FL013:貯槽出口から流出するガス量

崩壊熱モデルで計算された実効発熱量をもとに硝酸-水気液平衡モデルで計算される貯槽内で 気相部へ移行する水蒸気及、硝酸蒸気及び NOx ガスと同量の気体(温度は気相部温度)が流れる ようジャンクションの流速を CF で制御する。



図 4.2-2 廃液貯槽の温度挙動モデルの概要

4.3 廃液濃縮モデル

再処理廃液は放射性物質の硝酸塩を含有し沸騰時の廃液の温度は硝酸塩の濃度で決まる。その ため沸騰による水及び硝酸の蒸発により濃縮が進むと沸点も上昇する。廃液体積減少率は、廃液 の密度を1.195×10<sup>3</sup> [kg/m<sup>3</sup>]と仮定し廃液の初期体積:120 [m<sup>3</sup>]をもとに1.434×10<sup>5</sup> [kg]とし、 図 4.2・2 中で貯槽出口を模擬するジャンクション:FL013 から流出する水蒸気及び硝酸蒸気流量 の積分値を初期値で除した値を廃液体積減少率とした。(4・1)に示す計算式を CF を用いてモデル 化した。

$$R_{cond} = 1 - \frac{1}{M_0} \int_0^t \sum_i m_i dt$$

(4-1)

4.4 崩壊熱モデル

文献(3)によれば、高レベル放射性廃液の崩壊熱による発熱は、5 [w/0]である。貯槽1基では、 最大120 [m3]の廃液を内包するので、全体で0.6 [MW]となる。このうち廃液の加熱に寄与する 量は、貯槽壁を通して貯槽セルに放熱する量及び廃液に含まれる放射性物質の硝酸塩の脱硝反応 による吸熱を差し引いた熱量である。貯槽を複数のボリュームでモデル化し、かつ、廃液及び気 相部の温度が異なることから、放熱量を差し引いた実効発熱量は(4-2)式で求める CF を作成し、 モデル化した。

$$Q_{net} = Q_0 - \left(A_r q_r + x A_w q_{wa} + (l - x) A_w q_{wp} + A_f q_f\right) - Q_{endo}$$
(4-2)

: 実効発熱量 [W] Q<sub>net</sub>  $\mathbf{Q}_0$ :総崩壊熱[W]  $Q_{endo}$ :脱硝による吸熱 [W] Ar、Aw、Af: 貯槽上面、貯槽側面及び貯槽底面の面積 [m<sup>2</sup>] : CV111 に接する貯槽上面熱構造体表面熱流束 [W/m<sup>2</sup>] qr : CV111 に接する貯槽側面熱構造体表面熱流束 [W/m<sup>2</sup>]  $\mathbf{q}_{wa}$ : CV011 に接する貯槽側面熱構造体表面熱流束 [W/m<sup>2</sup>] q<sub>wp</sub> : CV011 に接する貯槽底面熱構造体表面熱流束 [W/m<sup>2</sup>] qf : 貯槽側面が気相部に接する割合 х

4.5 水-硝酸気液平衡モデル

再処理廃液の沸騰による体積減少を求めるには、沸騰時の硝酸水溶液から発生する水蒸気及び 硝酸蒸気量を求める必要がある。廃液の沸騰は、緩やかな現象であるため液相と気相との間で気 液平衡が成り立っていると仮定できる。貯槽から流出する蒸気(水蒸気+硝酸蒸気)のモル分率 は、気液平衡にある気相のモル分率に等しく、蒸発に必要な潜熱は再処理廃液の実効発熱量に等 しい。dt [sec]間に蒸発する硝酸及び水の質量を dm<sub>HNO3</sub>[kg]及び dm<sub>H20</sub>[kg]とすると、蒸発潜熱、 分子量、モル分率の間に(4.3)及び(4.4)式が成り立つ。これを連立させて dm<sub>HNO3</sub>及び dm<sub>H20</sub> を求 める CF を作成した。このモデルで計算した dm<sub>HNO3</sub>[kg]及び dm<sub>H20</sub>[kg]を前述の廃液濃縮モデル の入力として、廃液の減少を計算する。

$$Q_{net}dt = L_{H2O}dm_{H2O} + L_{HNO3}dm_{HNO3}$$
(4.3)

$$\frac{dm_{H2O}}{0.018} \left/ \frac{dm_{HNO3}}{0.063} = Xm_{H2O} / Xm_{HNO3} \right.$$
(4-4)

- dmx :水及び硝酸の単位時間当たりの蒸発量 [kg/sec]
- Lx :水及び硝酸の蒸発潜熱 [kJ/kg]
- Xmx :水及び硝酸の気相中のモル分率

図 4.5-1 に水及び硝酸の大気圧での蒸発潜熱を示す。図中の各推定値は、文献(8)を参考に Watson 式で計算した値である。水の潜熱については、蒸気表<sup>(9)</sup> との比較を示す。両者の一致は 良い。気相部のモル分率は、図 4.5-2 に示す文献(3)に記載の実再処理廃液の沸騰時の気液平衡デ ータから、図 4.5-3 に示す液相部と気相部の硝酸モル分率の関係を求め利用した。



図 4.5-1 硝酸及び水の大気圧での蒸発潜熱



図 4.5-2 硝酸濃度の変化に対する硝酸水溶液及び廃液の沸点及び露点の変化 (3)



図 4.5-3 再処理廃液の沸騰時における気液平衡状態でのモル分率の実測値

4.6 乾固物温度挙動モデル

廃液濃縮モデルで廃液が乾固したと判定されると、乾固物温度挙動モデルで乾固物の温度上昇 を計算する。乾固物は、厚さ:0.3 [m]と仮定し、厚さ方向に 10 層に分割し、貯槽底面のステン レス層の1層を含めて、MELCOR の熱構造物として 11 層に分割して温度計算する。乾固物の熱 伝導度は、不明のため UO<sub>2</sub> (1273 [K] (1000 ℃))の値:3 [W/mK] を仮定した。比熱は、主要 な酸化物(Nd、La、Ce)の比熱<sup>(10)</sup>に基づき 323 [J/kgK] を仮定した。

乾固物上表面と貯槽壁及び貯槽天井部内面との輻射熱伝達、貯槽外面と貯槽セルコンクリート 壁内面間の輻射熱伝達を考慮している。

# 4.7 脱硝時 NOx ガス発生モデル

廃液中に含まれる放射性物質の硝酸塩は、沸騰に伴う温度上昇で脱硝反応を起こして酸化物に 変化する。脱硝反応は吸熱反応であるため、崩壊熱による発熱の一部が使われる。また、脱硝反 応に伴い NOx ガスが発生し、沸騰の終盤で少なくなった水蒸気に替わってエアロゾルの同伴ガス になり得るため、発生量の精度良い解析モデルが必要である。

乾固物の温度上昇に伴う硝酸塩の脱硝反応と反応進行に伴う反応熱、発生ガス量は、化学的性 質又は脱硝温度域の類似性に基づき、モル比が高く反応速度に係るデータ<sup>(12)</sup>が利用可能な元素 を代表元素とする 12 グループに分類し模擬した。硝酸塩の分類に基づき、脱硝反応熱及び硝酸塩 1mol 当たりに発生する NO<sub>2</sub>及び O<sub>2</sub>ガスの発生 mol 量を整理したものを表 4.7-1 に示す。また、 脱硝反応に関わる解析上の仮定を以下に示す。なお MELCOR では、非凝縮ガスとして NO が取 り扱えるので、NO<sub>2</sub>の発生を NO で代用とし、NOx ガスの発生をモデル化した。

- ・ 脱硝反応は、1次のアウレニウス型の反応速度式に基づく。
- ・ 脱硝反応は完全独立を仮定し、同一分類に属する元素の反応速度は代表元素と同一であると 仮定した。
- ・ 脱硝反応の反応速度定数は、文献(12)での算出値を用いるが、Ru、Mn 及び Zr など中間生成物の生成により反応が複数段となる元素については簡略的に一段で模擬した。

4.8 エアロゾル発生量

文献(3)によれば、廃液の温度が 393 [K] (120℃) 程度から Ru の気相部への移行が急激に増加 し、廃液に含まれる量の 12%程度が気相部へ移行するとしている。実験結果として、廃液温度が 428 [K] (155℃) までに凝縮液に 7%、実験装置への付着:3.3%、沈殿物:1.7%としている。Ru は、揮発性の RuO4 で気相に移行するが、その後熱分解し固体の RuO2 に変化したり、ニトロシ ルルテニウムとして再溶解するとしている。この実験結果のうち、凝縮液及び装置への沈着量の 和が気相部へ移行した量と解釈できる。また、これらの実測値は実験後の分析結果であり、装置 への吸着量には、実験を打ち切って以降の 155 [℃]以上での移行量も含まれている。そこで解析 では、廃液中の Ru の総量は、表 3.1-1 で示した Ru の濃度から算出し、そのうちの 8%が、廃液 の温度が 393 [K] (120℃) 以上になり乾固するまでの間に、残り 2%が、乾固物温度が 473 [K] (200℃) になるまでに<sup>(13)</sup>気相へ移行すると仮定する。また、気相に移行した Ru は、瞬時に RuO2 に変化しエアロゾルとして移行するとし、貯槽気相部に、個数分布が、平均粒径:0.2 [µ

- 14 -

m]、標準偏差:1.2 の対数正規分布に従うエアロゾルとして発生すると仮定した。粒径区分は、

0.05~25.6 [ $\mu$  m]を対数で 20 等分した。エアロゾルの密度は、RuO<sub>2</sub>の密度: 6.97×10<sup>3</sup> [kg/m<sup>3</sup>] を 仮定した。

グル	元		脱硝反応の諸量	脱硝反応の (簡略化し-	⊃反応速度 −段で模擬)		
	素	吸熱量 <sup>[11]</sup> NO <sub>2</sub> 発生量 O <sub>2</sub> 発生量		頻度因子	活性化エネル		
プ		[kJ/mol]	[mol/mol]	[mol/mol]	[1/sec]	ギー[kJ/mol]	
1	Pd	265.2	2	0.5	2.55E15	139	
2	Fe	145.4	3	2	6.11E16	154	
	Ru	250*	4	0	2.0 E5	76	
3	Rh	355.5	6	1.5	Ru と同	じと仮定	
	Cr	214.4	6	1.5	同	Ŀ	
4	Mn	257.4	2	0.5	3.96E7	87.5	
5	Zr	250*	2	0.5	5E18	196	
6	Te	500*	1		400 70		
7	Ce	175.0	3	0.5	2.59E9	124	
8	Ni	242.1	2	0.5	5E14	158	
	Gd	256.7	3	0.5	2E11	176	
9	Eu	269.5	6	1.5	Gd と同じと仮定		
	Cd	264.5	2	0.5	同	止	
	Nd	190.7	3	0.5	3E6	123	
	La	332.7	6	1.5	Nd と同	じと仮定	
10	Pr	310.7	6	1.5	同	Ŀ	
	Sm	273.0	6	1.5	同	Ŀ	
	Y	205.9	6	1.5	同	Ŀ	
11	Sr	452.1	2	0.5	1.22E9	205	
11	Ba	510.4	2	0.5	Sr と同	じと仮定	
19	Cs	366.2	2	0.5	248	120	
14	Rb	349.0	2	0.5	Sc と同	 じと仮定	

表 4.7-1 再処理廃液中の主要な化学種の脱硝反応に係る諸量

\*:参照可能なデータがないため、他元素の値から推定

# 5. 解析結果

### **5.1** 貯槽の熱流動

# (1)廃液温度

図 5.1-1 に冷却喪失から乾固するまでの廃液の温度挙動を示す。沸騰前では、MELCOR の大気 圧の通常ボリューム内の液相水の温度に等しいとした。廃液は、冷却喪失後、0.6 [日](14.15 [hr]) で沸騰を開始する。沸騰時の温度は、「再処理廃液沸騰模擬ツール」で計算した廃液温度とした。 乾固後は、乾固物をモデル化した熱構造体の平均温度とした。

図 5.1-2 に廃液に含まれる放射性物質の崩壊熱のうち貯槽壁面から貯槽セル雰囲気へ放熱する 熱量を差し引いた実質的に廃液の加熱に寄与する熱量を有効発熱量として示す。沸騰期間中の大 半で貯槽壁を通しての放熱は約 1%程度で、廃液温度を 100 [℃]と仮定した場合の除熱量の全崩壊 熱に対する割合はこれより更に小さいので、廃液温度を 100 [℃]と仮定しても乾固時刻を過度に 保守的な計算する事はないと判断される。模擬ツールは、この有効熱量の変化を入力として廃液 温度を計算している。廃液の温度上昇に伴い貯槽セル雰囲気との温度差が大きくなり、放熱量が 増えて発熱に寄与する熱量が少なくなる。

# (2)廃液の乾固時刻

図 5.1-3 に廃液中の水及び硝酸を併せた液成分の蒸発率を示す。3.2 節で示した廃液中の初期の 水及び硝酸量の和に対する貯槽から流出する水及び硝酸の積算量の比を蒸発率とし、CFで計算し た。蒸発率が 1.0 をもって乾固とするとすれば、乾固は、冷却喪失後 5.74 [日]となる。また、CEA 実験で乾固を観測した廃液温度が 433 [k](約 160℃)になる時刻は、5.89 [日]であり、沸騰継続時 間に比して両者に 3.36 時間のずれがあるが、後者で判定した沸騰継続時間の約 3 [%]で大きな差 異ではない。一方、廃液を水と仮定した場合の乾固時刻を求めるために設けた通常ボリュームで ある CVH001 の 120m<sup>3</sup>の液相水は、5.81 [日]で無くなる結果となった。これら 3 つの乾固時刻に は、大きな差異はないことから、廃液を水と仮定した解析でも乾固時刻を非安全側に評価するこ とはないと考えられる。ここで示す解析では、廃液温度が 433 [k](160℃)になる時刻をもって乾 固するとした。

## (3) 脱硝反応の吸熱量と NOx ガスの発生

4.7節で述べたように廃液の昇温・濃縮が進むと廃液中の硝酸塩が脱硝反応を起こす。脱硝反応 は吸熱反応であり、その際、O2及び NO2のガスが発生する。図 5.1-4に脱硝反応の吸熱量を示す。 Pd、Fe等は 373~393 [K] 程度で脱硝するので沸騰初期から僅かではあるが吸熱がある。廃液温 度が急激に上昇する乾固直前から吸熱量も急激に増加し、短時間ではあるが、崩壊熱に匹敵する 量となる。図 5.1-5 には乾固物での発熱量を示す。脱硝反応は、7.6 日程度で終息する。図 5.1-6 及び 5.1-7 に脱硝反応により発生するガス(O2及び NO)の発生速度を示す。

# (4)乾固物温度

図 5.1-8 に乾固物の温度変化を示す。4.6 節で述べたように、乾固物の比熱及び熱伝導度が不明 なため仮定した値に基づき解析した温度であるので、ここで示す乾固物の温度挙動は、定性的な 乾固物の温度変化を理解する一助として示している。乾固物をモデル化した熱構造体は、貯槽の 液相中に水没した状態で沸騰前から存在するため、乾固以前の貯槽内の熱流動解析に影響を及ぼ さないように乾固直前まで、極めて熱伝導が良く熱容量がゼロの構造体として温度計算をしてい る。乾固後は、4.6節で示したような仮定で温度を計算した。温度が約 900 [K] (約 600 [℃])付近 から、輻射による伝熱が顕著になり、温度上昇は鈍化する。図 5.1-9 に脱硝反応の反応熱(吸熱 反応)が乾固物平均温度に及ぼす効果の比較を示す。吸熱がない場合、乾固物の温度上昇は速く なるが、その分脱硝反応が早く終息するが、輻射効果が現れるころの温度挙動に差異は無い。図 5.1-10 に脱硝反応の吸熱の有無が NO ガスの発生量に及ばす効果を示す。吸熱量を考慮しない場 合、温度上昇が速くその分脱硝反応は早く終息するが最終的な NO の発生量は変わらない。

#### 5.2 建屋内の熱流動

#### (1)建屋各区画での気相部温度

図 5.2-1 に建屋内各区画の気相部の温度挙動を示す。廃ガス処理セル及び放射性配管分岐セイル(区画 A)の気相部は、沸騰開始と同時にほぼ 373 [K] (100 [℃])の蒸気で満たされる。それより下流側の区画では、上流側での壁面による除熱で気相部温度は 373 [K] 未満であるが、沸騰の後半では、壁面温度上昇による除熱量の減少により上流側の区画では、気相部は飽和蒸気温度より高い過熱蒸気になり、下流側の気相部温度は徐々に 373 [K] に近づく。

沸騰終了とほぼ同時に乾固物温度に等しい(解析条件として仮定) NO 及び O<sub>2</sub> が貯槽内に発 生し、徐々にガス温度は上昇しで脱硝反応が終了する 7.6 日ごろには貯槽内でのガスの発生はほ ぼゼロになり、下流側へのガスの流出も停止する。この間、排ガス処理セルの気相部温度は上昇 する。それより下流側では、NOx ガスの発生量が沸騰時の蒸気量に比べれば遙かに少ないので、 廃ガス処理セルで除熱され、それより下流側の区画の気相部温度は、乾固と同時に下降に転ずる。 ただし、沸騰終了後に気相部温度が低下に転ずる区画は、発生する NOx ガスの温度及び発生量に 依存して変化することに注意を要する。

(2) 廃ガス処理セルの壁面温度

図 5.2・2 に示す廃ガス処理セルのコンクリート壁の内表面温度は、気相部温度が沸騰と同時に 373 [K] (100℃)になり短時間でほぼ等しくなるが、外表面へ向かう熱の移動による僅かな温度差 によって壁面で蒸気の凝縮が継続し液膜が形成されるため、気相部の温度が 373 [K] 以上になる 沸騰後半でも 373 [K] を保つ。沸騰終了後、高温の NO ガスの流入で、内表面温度の液膜の蒸発 で一度温度は低下するが再び上昇し約 383 [K] (110 [℃])まで上昇する。ただし、貯槽で発生す る非凝縮性ガスが持つ熱エネルギーと、廃ガス処理セル内での NOx の化学変化 (2NO<sub>2</sub>  $\leftrightarrow$  NO + O<sub>2</sub>など)によるガスのモル数の変化(本解析ではモデル化していない)が流動に影響を及ぼすこ とから、廃ガス処理セルの温度上昇挙動は、これらに大きく依存することに留意する必要がある。

#### (3) 建屋各区画内の凝縮水及び施設外へ放出される蒸気

図 5.2-3 に建屋各区画内の凝縮水及び施設外へ放出される蒸気量を示す。貯槽から流出する蒸気は、各区画の空間容積とコンクリート壁面の広さに応じて蒸気の凝縮が促進され、各領域に停留する。沸騰乾固後に発生する NOx ガスと凝縮水の再蒸発による気体の発生で蒸気の極一部が施設外へ流出する。なお、沸騰段階で凝縮水の総量が僅かに減少し、乾固後に回復するのは、各区画に存在する蒸気量を加えていないためである。

5.3 エアロゾルの移行挙動

沸騰晩期から乾固段階初期に気相部に移行した RuO₂ が貯槽内で全てエアロゾル化すると仮定 した解析では、99%が貯槽内面に沈着する結果となった。これは、エアロゾルが発生する沸騰晩 期に、廃液の温度上昇に伴う貯槽気相部の温度上昇で、貯槽内壁との温度差が大きくなることで 壁面近傍での水蒸気の凝縮、熱泳動が起こりやすくなるためと考えられる。そこで、 貯槽内面での水蒸気の凝縮、熱泳動が起こりにくくするよう貯槽での沸騰を水の沸騰でモデル化 し別途解析したケースでの施設内のエアロゾル分布を図 5.3・1 に示す。このケースでは、貯槽気 相部の温度は乾固するまで飽和温度(100 [℃])に保たれるため壁面との温度差がほとんど無く貯 槽内での沈着は少なく、多くのエアロゾルは貯槽外に移行し、水蒸気の凝縮が多い区画で沈着す る結果となった。再処理廃液を水でモデル化する場合、気相部に移行した揮発性 Ru が貯槽内で エアロゾル化する割合が多いほど貯槽外へ移行する Ru を多く評価することになる。このことか ら、沸騰晩期の貯槽気相部温度挙動はエアロゾルの移行に大きく影響することから、揮発性 Ru として気相部に移行した Ru のその後の化学的な変化を解明し、化学形態(エアロゾルまたは気 体)に応じた Ru の移行を適切に解析できる貯槽のモデルを検討する必要がある。

揮発性 Ru の発生と脱硝反応による NOx 等の発生は、沸騰晩期から乾固段階初期の同じ時期に おこるため、気相部に移行した Ru を貯槽外へ運び出す駆動源になる。このため NOx ガスの発生 の評価は、Ru の移行量を評価する上で重要である。このことから、廃液の沸騰晩期から乾固段階 での温度挙動の解析では、脱硝反応の吸熱量、温度依存の反応速度の実測値を用いたモデル化が 必要である。







図 5.1-2 廃液の有効発熱量



図 5.1-3 廃液中の液成分蒸発率



図 5.1-4 脱硝反応による吸熱量



図 5.1-5 乾固物の発熱量



図 5.1-6 脱硝反応による O<sub>2</sub>発生量



図 5.1-7 脱硝反応による NO 発熱量



図 5.1-8 乾固物の温度変化 (比熱、熱伝導度は仮定値を使用)







図 5.1-9 脱硝による反応熱(吸熱)が 乾固物平均温度に及ぼす効果の比較



図 5.2-1 建屋各区画での気相部温度



図 5.2-2 廃ガス処理セルの壁面温度



図 5.2-3 建屋各区画内の凝縮水及び施設外へ放出される蒸気



- 23 -

# 6. まとめ

原子炉の過酷事故解析コード MELCOR を用いて再処理施設内のエアロゾル移行を含む熱流動 の解析を試み、再処理施設への適用可能性を検討した。解析では、MELCOR コードの制御関数 機能及び複数の状態入力ボリュームで貯槽をモデル化し再処理廃液の沸騰の特徴である 100℃よ り高い温度での沸騰、硝酸蒸気、NOx ガスの発生などを模擬し、MELCOR を用いて再処理施設 での再処理廃液の沸騰事象を模擬できることを確認するとともに、以下の点を明らかにした。こ れにより、単純に水の沸騰で再処理廃液の沸騰事象を模擬する解析の妥当性と留意すべき点を示 した。

- ・ 廃液の沸騰事象で重要な乾固時刻の判定として、廃液中の水及び硝酸の総量が蒸発する時点、 廃液温度が160℃に達した時点、及び、廃液の総体積と同量の水がすべて蒸発する時点の3通りの条件で判定した場合、いずれも大差ないこと確認した。
- ・ 沸騰期間中の大半で貯槽壁を通しての除熱は約1%程度で、廃液温度を100℃と仮定した場合の除熱量の全崩壊熱に対する割合はこれより更に小さいが、廃液温度を100℃と仮定しても乾固時刻を過度に保守的な計算する事はないと判断される。
- 施設内の各区画内では、空間容積とコンクリート壁面の広さに応じて蒸気の凝縮が促進され 停留する。
- ・ 沸騰時の廃液温度を 100℃と仮定した場合、揮発性 Ru が貯槽内でエアロゾル化する割合が多 くなるほど、貯槽外への移行量を過大評価することになる。
- 揮発性 Ruの発生と脱硝反応による NOx等の発生は、沸騰晩期から乾固段階初期の同じ時期におこるため、NOx等の発生は、気相部に移行した Ruを貯槽外は運び出す駆動源になる。このため廃液の沸騰晩期から乾固段階での温度挙動の解析では、脱硝反応の吸熱量、温度依存の反応速度の実測値を用いたモデルを整備し、Ruの移行量を精度良く評価する必要がある。

# 参考文献

- R. O. Gauntt, et al., "MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2:Reference Manuals, Version 1.8.5 May 2000," NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2, SAND2000-2417/2, (2000)
- (2) 宮田 敬士 他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(Ⅱ)高レベル濃縮廃液とう事故の 発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.7、 No.2、 pp.85-98 (2008)
- (3) Philippe M., et al., "Behavior of Ruthenium in the Case of Shutdown of the Cooling System of HLLW Storage Tanks," Proc. of "1th DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., San Diego, CA, Aug., 1990, NUREG/CP-0116, Vol 2, pp.831-843, (1990)
- (4) 吉田 一雄 他、「核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(II) 溶液沸騰事象での放射性 物質の移行割合に関する基礎的データと試解析」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.9、No.1、 pp.60-70 (2010)
- (5) 吉田 一雄、「再処理廃液の沸騰実験の分析」、JAEA-Research 2011-020, (2011).
- (6) 日本原燃㈱、「再処理事業指定申請書及び同添付書類」、平成元年3月申請(平成8年4月、同13年7月、同16年10月変更許可申請)
- (7) 石川 淳、吉田 一雄、「再処理廃液の沸騰模擬ツールの開発」、JAEA-Research 2011-030, (2011).
- (8) 大江 修造、「物性推算法」、データブック出版社、(2002)
- (9) 日本機械学会、「1980 SI 蒸気表」、(1981)
- (10) 倉田正輝、「長半減期核種の乾式分離技術の開発」、電力中央研究所報告書 T98002,(1998).
- (11) 湿式分離プロセス化学研究グループ、「再処理プロセス・化学ハンドブック第2版」、

# JAEA-Review 2008-037, (2008)

- (12) 天野 祐希 他、「再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究 (5)コールド基礎試験(その2) 熱分解反応速度の計算」日本原子力学会、2012 年秋の大会予稿集 E35 (2012)
- (13)田代 信介 他、「再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究 (4)コールド基礎試験(その1) 模擬廃液を用いた ARF 測定試験」日本原子力学会、2012 年秋の大会予稿集 E34 (2012)

This is a blank page.

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例 表1. SI 基本単位

甘木県	SI 基本ì	単位
基个里	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	Α
熱力学温度	ケルビン	Κ
物質量	モル	mol
光 度	カンデラ	cd

	100		
组立量		SI 基本単位	
和立里		名称	記号
面	積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体	積五	立法メートル	m <sup>3</sup>
速さ,速	度 >	メートル毎秒	m/s
加速	度 >	メートル毎秒毎秒	$m/s^2$
波	数每	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度,質量密	度 =	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面 積 密	度	キログラム毎平方メートル	$kg/m^2$
比 体	積ゴ	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密	度フ	アンペア毎平方メートル	$A/m^2$
磁界の強	さフ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> ,濃	度日	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>

第一の「濃度」での「海」で「シートル」 mol/m<sup>3</sup> 量濃度にの、濃度モル毎立方メートル mol/m<sup>3</sup> 量濃度キログラム毎立法メートル  $g^{\dagger}$  かンデラ毎平方メートル  $cd/m^2$ 折率( $b^{\dagger}$ (数字の) 1 1 透磁率( $b^{\dagger}$ (数字の) 1 1 質 輝 屈 透磁 比

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのこと を表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

#### 表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

	SI 組立単位				
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方	
平 面 角	ヨラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m	
立 体 牟	コテラジアン <sup>(b)</sup>	$sr^{(c)}$	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>	
周 波 数	ベルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>	
力	ニュートン	Ν		m kg s <sup>'2</sup>	
圧力,応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>	
エネルギー,仕事,熱量	ビュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>	
仕事率, 工率, 放射束	モワット	W	J/s	$m^2 kg s^{\cdot 3}$	
電荷,電気量	ローロン	С		s A	
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>	
静電容量	マアラド	F	C/V	$m^{2} kg^{1} s^{4} A^{2}$	
電気抵抗	ī オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$	
コンダクタンフ	ジーメンス	S	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$	
磁芽	ミウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^1$	
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>	
インダクタンフ	、ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$	
セルシウス温度	モルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K	
光 東	モルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd	
照度	レクス	lx	$lm/m^2$	m <sup>-2</sup> cd	
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>	
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>	
カーマ		сл <i>у</i>	0/11g	111 5	
線量当量,周辺線量当量,方向 性線量当量,個人線量当量,	シーベルト (g)	Sv	J/kg	$m^2 s^2$	
酸 素 活 相	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol	
				0 11101	

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや コヒーレントではない。
 (b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明 示されない。
 (o)剤光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス選びを大しに使用される。セルシウス度とケルビンの 単位の大きさは同一である。したかって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f)放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば認った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4. 単位の	中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	S	I 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
表 面 張 九	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	$W/m^2$	kg s <sup>'3</sup>
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{-2} K^{-1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^{2} s^{2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	$J/m^3$	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> sA
表 面 電 荷	クーロン毎平方メートル	$C/m^2$	m <sup>-2</sup> sA
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
誘 電 卒	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透磁 卒	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^{-1}$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^{2} kg s^{2} K^{1} mol^{1}$
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 s^{-3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{2} kg s^{3} = m^2 kg s^{3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	$m^{3} s^{1} mol$

表 5. SI 接頭語						
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号	
$10^{24}$	ヨ タ	Y	$10^{-1}$	デシ	d	
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{.2}$	センチ	с	
$10^{18}$	エクサ	Е	$10^{-3}$	ミリ	m	
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ	
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{-9}$	ナノ	n	
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{\cdot 12}$	ピョ	р	
$10^{6}$	メガ	М	$10^{.15}$	フェムト	f	
$10^{3}$	キロ	k	$10^{\cdot 18}$	アト	а	
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{.21}$	ゼプト	z	
$10^{1}$	デ カ	da	$10^{-24}$	ヨクト	У	

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位				
名称	記号	SI 単位による値		
分	min	1 min=60s		
時	h	1h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	۰	1°=(п/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>		
リットル	L, l	1L=11=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>		
トン	t	$1t=10^3 \text{ kg}$		

#### 表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

表される数値が実験的に得られるもの						
名称				記号	SI 単位で表される数値	
電	子 オ	、ル	Ч	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J	
ダ	ル	ŀ	$\sim$	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg	
統-	一原子	質量単	〔位	u	1u=1 Da	
天	文	単	位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m	

表8.SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位						
	名称		記号	SI 単位で表される数値		
バ	_	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa		
水銀	柱ミリメー	トル	mmHg	1mmHg=133.322Pa		
オン	グストロ・	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m		
海		里	М	1 M=1852m		
バ		$\sim$	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm)2=10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>		
1	ツ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s		
ネ		パ	Np	ロ光伝しの粉はめた眼接は		
ベ		ル	В	51単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。		
デ	ジベ	ル	dB -	X19X ± 17 /C42(19) X110		

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位						
名称	記号	SI 単位で表される数値				
エルク	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J				
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N				
ポアフ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s				
ストークフ	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$				
スチルフ	sb	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd} \text{ cm}^{2} = 10^{4} \text{ cd} \text{ m}^{2}$				
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm $^{2}$ 10 <sup>4</sup> lx				
ガル	Gal	$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm s}^{-2} = 10^{-2} \text{ ms}^{-2}$				
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$				
ガウジ	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{-2} = 10^{-4} \text{T}$				
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≙ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>				
(。) 2 元 조のCCC単位 조 しCIでけ 古 接 比較 で き わい た め 年 年 「 △						

3元系のCGS単位系とSI Cは は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例						
名称					記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
$\nu$	$\sim$	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				ĸ	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
$\nu$				Д	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガ		$\boldsymbol{\nu}$		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	r		ル	i.		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートル	系	カラゞ	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力	Ц		IJ	_	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J(「熱化学」カロリー)
ŝ	ク			$\sim$	μ	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$

この印刷物は再生紙を使用しています