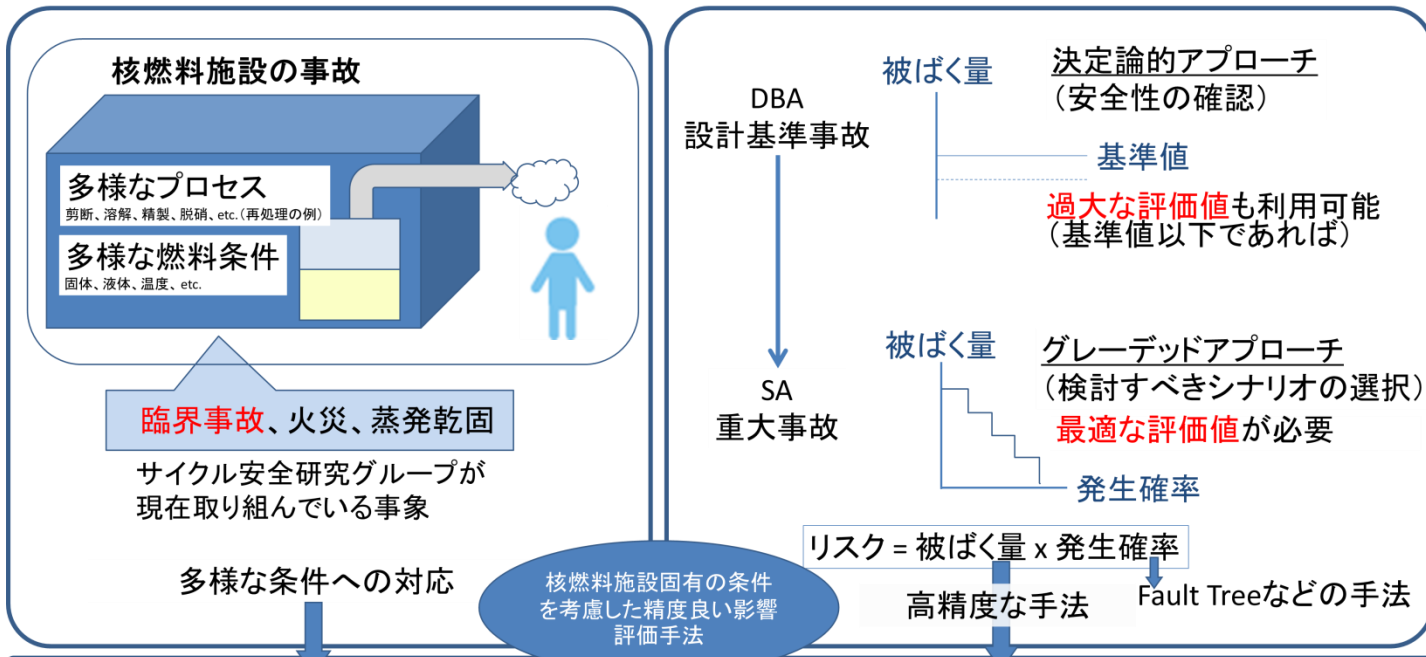
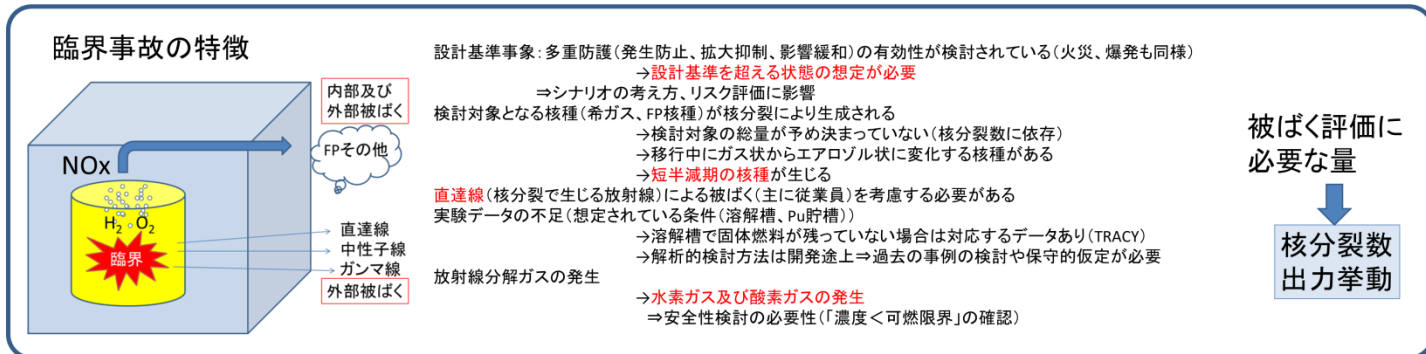


臨界事故影響評価手法の整備 —核燃料施設の臨界リスク評価精度向上へ向けて— Development of Criticality Risk Evaluation Method for Nuclear Fuel Facilities

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料サイクル安全研究ユニット サイクル安全研究グループ



ニーズ：核燃料施設の臨界事故の影響評価手法



技術的課題：PRAで使い易い手法
AM策の検討に用いやすい手法

→ 核分裂数を時間等の関数で表す

(以下では核分裂数に換算可能なエネルギーEを用いる)

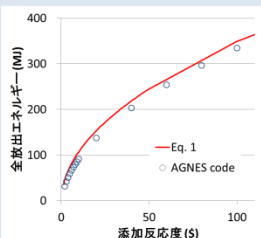
沸騰に至らない場合* 一点炉動特性方程式の近似解

$$E = \left(-\frac{q}{2} + \sqrt{\left(\frac{q}{2}\right)^2 + \left(\frac{p}{3}\right)^3} \right)^{1/3} + \left(-\frac{q}{2} - \sqrt{\left(\frac{q}{2}\right)^2 + \left(\frac{p}{3}\right)^3} \right)^{1/3}$$

$$p = -3 \left(\frac{\rho_0 - \beta}{\alpha_2 K^2} + \frac{A^2}{K^3} \right), \quad q = -\frac{3F}{\alpha_2 K^2} + \frac{3(\rho_0 - \beta)}{\alpha_2 K^3} + \frac{A^2}{K^3}$$

$$F = \frac{1}{3} \alpha_2 K^2 E_p^3 + \frac{1}{2} \alpha_1 K E_p^2 - (\rho_0 - \beta) E_p + E_p \sum \beta_i (1 - e^{-\lambda_i t})$$

$$E_p = \frac{1}{\sqrt{\alpha_2 K}} \left[\sqrt{12(\rho_0 - \beta + \alpha_2 A^2)} - 3\alpha_2 A^2 - \frac{1}{3} \sqrt{\alpha_2 A^2} \right]$$



沸騰に至る場合+ 準定常法の連立方程式の近似解

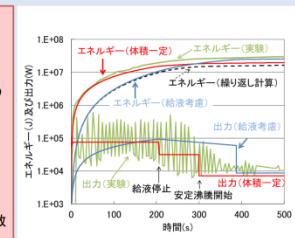
$$\Delta T = \frac{r}{\alpha_r} t - \frac{\alpha_f}{\alpha_r} f(t) \quad Y(t) = \left(\frac{h}{g} - \frac{\alpha}{v-g} \right) V \frac{e^{-\lambda t}}{t}$$

$$f(t) = V \frac{e^{-\lambda t}}{t} (Y(0) - Y(t)) \quad g = 2X_0 / B \quad h = X_0^2 / B - D$$

$$Q(t) = \frac{1}{a} f(1-f) \quad \alpha = 2r / \alpha_r$$

$$E(t) = \int_0^t Q(t) dt = (F_0 - h/g)^2 t + \dots$$

V: 体積 (V₀+vt)
K: 熱容量の逆数
Cp: 比熱
d: 密度
a: 組成で決まる定数



核分裂エネルギーを時間、添加反応度等の関数として表し、従来の数値計算と同等の結果を得られることを示した

成果：事故の条件や経過時間から放射性物質量を従来より簡単に精度よく評価できるようになった

今後の計画：放射性物質の発生量等と移行挙動も考慮して、臨界事故時被ばく評価の標準的な手法を整備する

臨界事故影響評価手法の整備

—核燃料施設の臨界リスク評価精度向上へ向けて—

日本原子力研究開発機構 安全研究センター サイクル安全研究グループ

核燃料施設の重大事故に対して科学合理性の高い対策を策定するために必要な手法の開発の一環として、臨界事故のリスクを評価するための標準的な手法の開発を行っている。

核燃料施設は、多重防護の考え方に従い、臨界事故の発生を防止する設計に加えて、事故が生じたと想定した場合の公衆の被ばく影響についても評価されている。例えば、六ヶ所再処理施設の設計基準事象としての臨界事故に対しては、 1×10^{19} の核分裂が生じると想定し、敷地境界で 5mSv 以下すなわち、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。このような決定論的な取り扱いにおいては、推定被ばく量が閾値よりも小さいことを示すことが重要であった。

東京電力福島第一原子力発電所の事故後、日本の再処理施設に対する規制基準が刷新され、臨界事故などの重大事故に対する事故対策とその有効性を評価することが求められている。重大事故は設計基準を超えた条件で生じるとしているため、発生確率が低いが影響の大きい事象、もしくは複数の事象の同時発生を無制限に想定すると、その発生確率はとてつもなく小さいにも関わらず甚大な影響を与える事故も想定可能である。真に重要な事象を優先して検討するためには、そうでない事象と区別しなければならない。

核燃料施設の検討すべき重大事故を選定する方法として、グレーデッドアプローチが原子力学会から提案されている。この手法では正確なリスク（発生確率×影響）の評価が重要であり、そのため、影響と発生確率の最適な評価が不可欠である。発生確率の評価については炉のリスク評価のために開発された手法が利用できるが、核燃料施設の重大事故の影響評価手法については原子力学会で検討が進められているところである。

臨界事故の特徴は、核分裂によって放射性物質が生成されることである。このため、火災や水素爆発とは異なり、放射能の強い短半減期の放射性物質についても考慮する必要がある。公衆や作業員の被ばくリスクを評価する上で必要なソースタームを精度良く評価するためには、核分裂数を精度よく求める必要がある。事故発生からの経過時間とそれまでに生じた核分裂数との関係がわかれば、事故対応策の検討に役立つ。

核分裂数を添加反応度や時間の関数として表すことを目的として、主たる反応度フィードバックが温度上昇による場合と放射線分解ガスや沸騰ボイドによる場合に分けて、実験データをよく再現する方程式の解析解を導く検討を行った。

沸騰に至らない場合、出力が満たす方程式は一点炉動特性方程式で記述される。通常、温度フィードバック反応度は上昇温度の非線形な関数であるため、線形近似では良い精度を得られない。上昇温度の2次の項まで考慮した一点炉動特性方程式を、近似を用いて解析的に解くことで、求める方程式を得た。数値計算コードによる結果とほとんど変わらない結果を得られることも確認した。

沸騰に至る場合、評価手法として提案されている準定常法の、各計算ステップで解かれる方程式を連立させて、近似を用いて解くことにより、求める方程式を得た。近似を用いずに解析解を求めることが困難であったため、精度を損なわずに解析解を得られる近似方法を見つける必要があった。

今後、核分裂生成物や放射線分解ガスの発生量評価手法を開発し、それらと結合することで、精度良くかつ容易な、臨界による被ばく影響の標準的評価手法を整備していく計画である。

臨界事故影響評価手法の整備 - 水素ガス発生量の推定 -

サイクル安全研究Gr. ○吉田 涼一郎、山根 祐一、阿部 仁

背景と目的

重大事故にAM策とその効果の評価が求められることで最適評価のニーズが高まった

再処理施設における重大事故

1. 臨界事故
2. 蒸発乾固
3. 水素爆発
4. 火災又は爆発(3を除く)
5. 使用済燃料の著しい損傷
6. 放射性物質の漏えい(1~5を除く)

発生すると想定し放射性物質の施設外への放出を考える

検討すべきシナリオの選定とリスク評価を精度良く行う必要がある

全ての因子が保守的

裕度が不明瞭

非合理的な対策に繋がる

AM策とその効果の検討が必要

再処理施設特有の条件を考慮する必要

最適評価が望ましい

臨界事故の最適な影響評価手法を開発する一環として水素発生量を推定する

本グループの目的: 重大事故時のリスク評価手法の開発

臨界事故を対象

過渡臨界実験装置TRACYにおいて試験を行いデータを取得

^{85}Kr などの希ガスや ^{129}I などの揮発性物質

放射性物質
放射線分解ガス

発生量
発生に要する時間
発生後の移行挙動

ソースタームの発生量, 対策の効果についての評価手法を高精度化

放射線分解ガス
(H_2 , O_2 , NO_x)

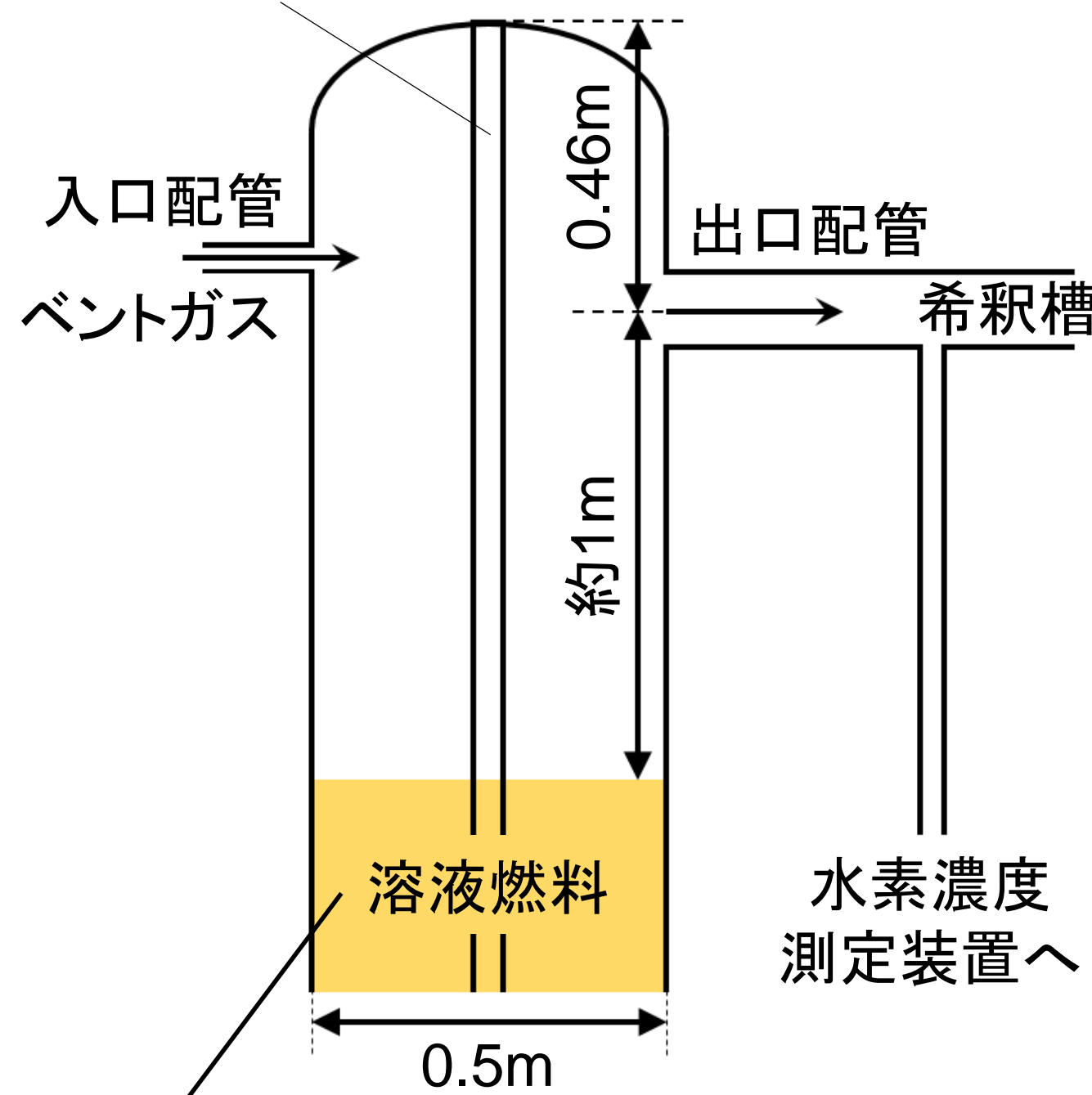
・ドライビングフォースとして放射性物質を輸送
・溶液の密度低下を通じた出力の一時的低減効果
・水素爆発などの二次的事故を誘引する可能性

放射線分解ガスの発生量はエネルギーに依存

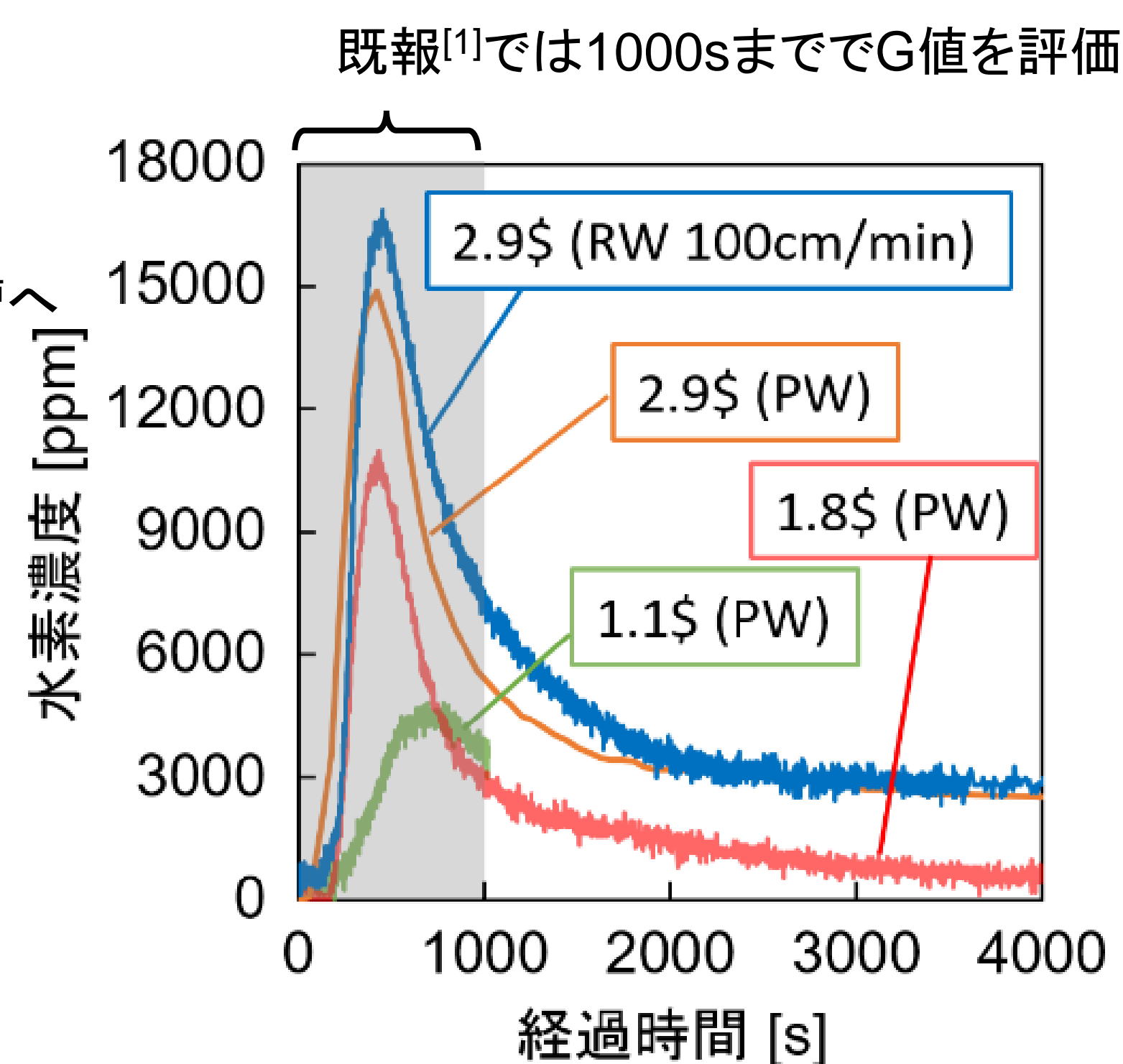
本研究の目的: 水素ガスの発生量を核分裂数と結び付けて精度よく推定する

TRACY試験における水素濃度測定の概要

調整トランジェント棒ガイド管

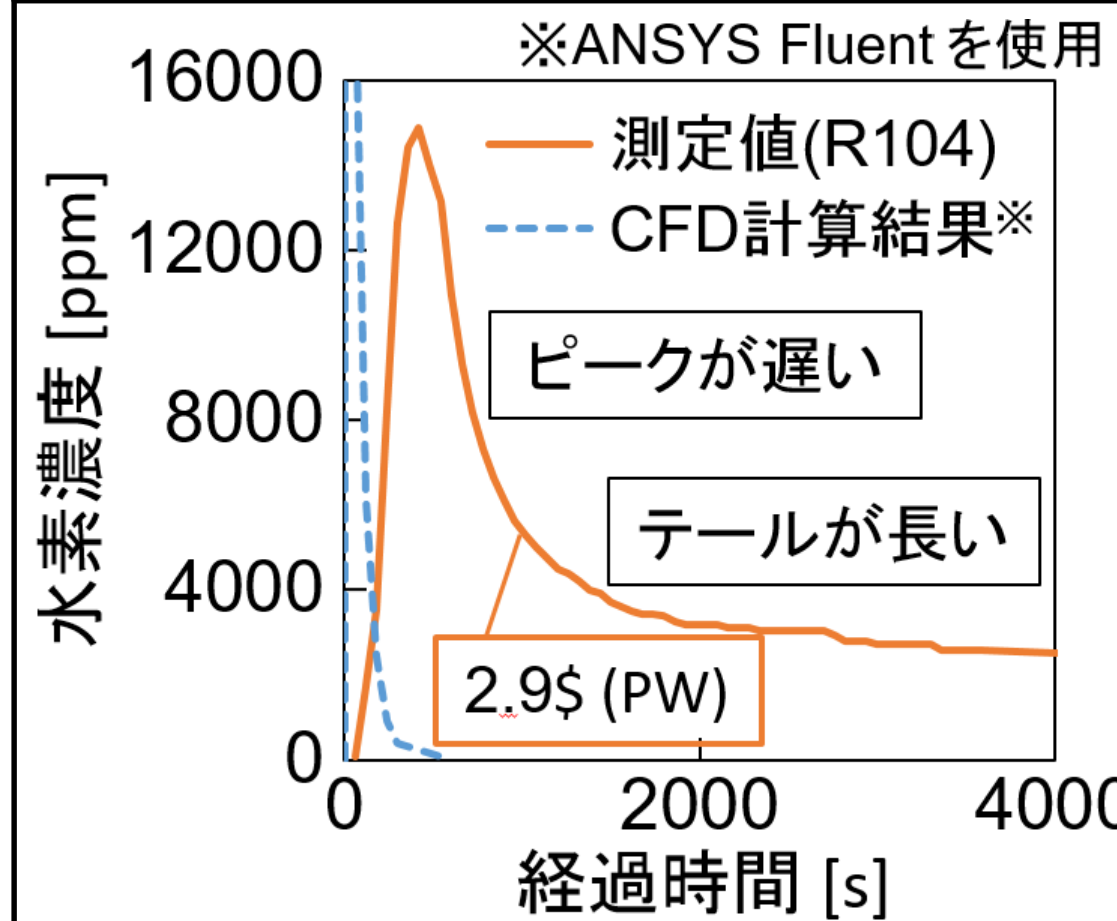


硝酸ウラニル水溶液
・ウラン濃縮度: 約10%
・ウラン濃度: 約395[g/L]
・硝酸濃度: 約0.7[mol/L]



より正確な水素発生量を算出するため、発生した全ての水素量を考慮する。

水素ガス濃度の経時変化について

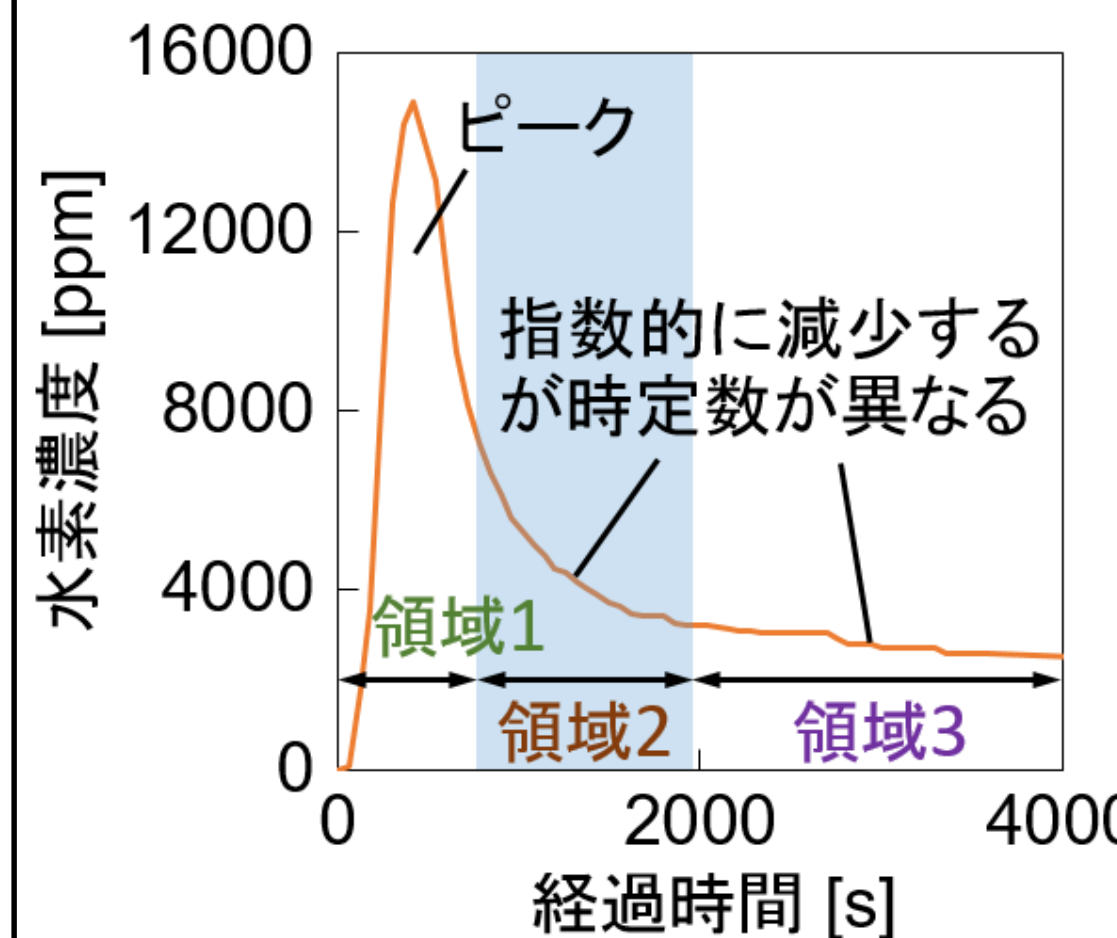


水素濃度の経時変化を再現するため水素ガス挙動を考える

CFD計算での条件:
・炉心タンク内気相部のみ対象
・ベントガス入口流量を270L/minで固定(出口圧力開放条件)
・放射線分解ガス(H_2 , O_2 , NO_2)が気相部に底部(液面)より流入

単純な条件では再現できない

どのようなガス挙動ならば経時変化を再現できるのか?



グラフの傾向の変化から、主な現象が異なっていると考え、水素の移行挙動を3つの領域に分けた。

水素ガス挙動モデルの検討とG値の計算

想定したガス挙動のモデルにより水素ガス濃度変化を再現して発生量を推定

タンク上部に少し溜まり均一になりつつ減少(バランス式)

$$\frac{dm}{dt} = \frac{Su}{V}(1-k)c(x,t) - \frac{Sv}{V}m$$

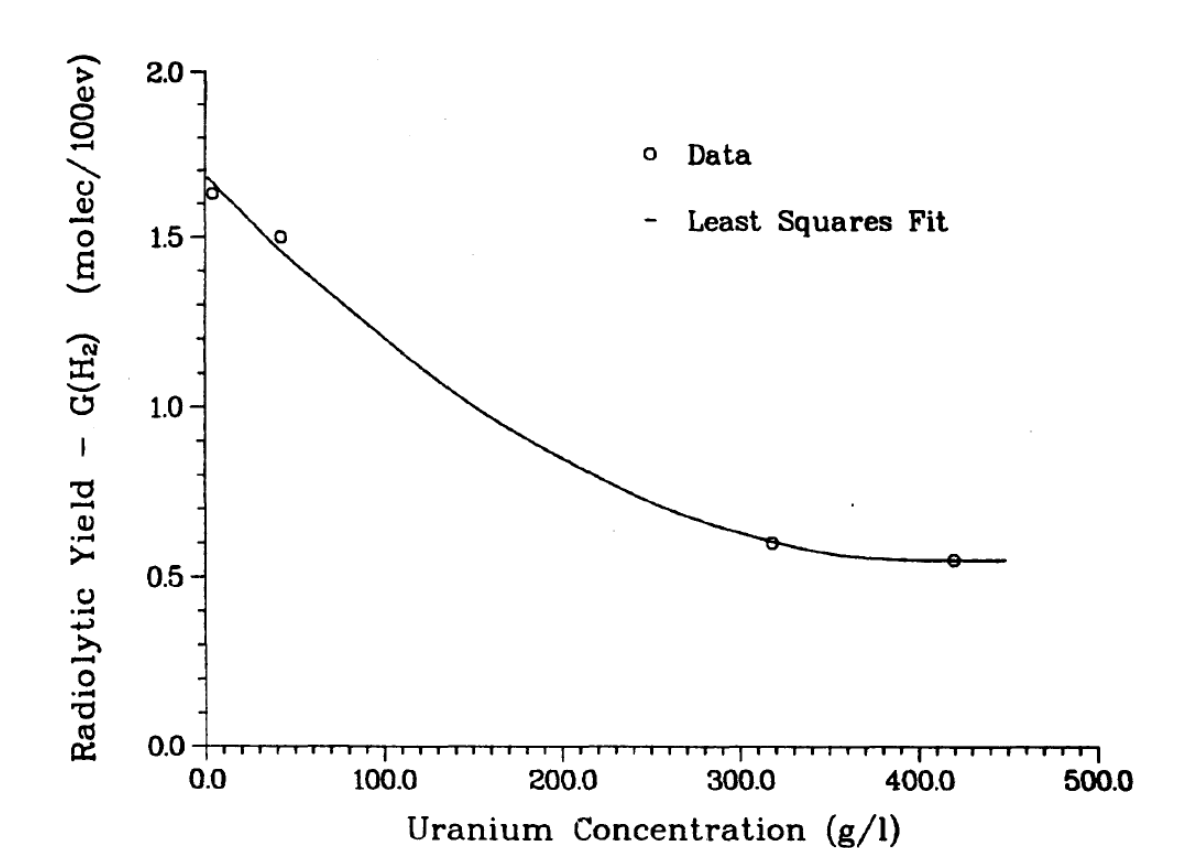
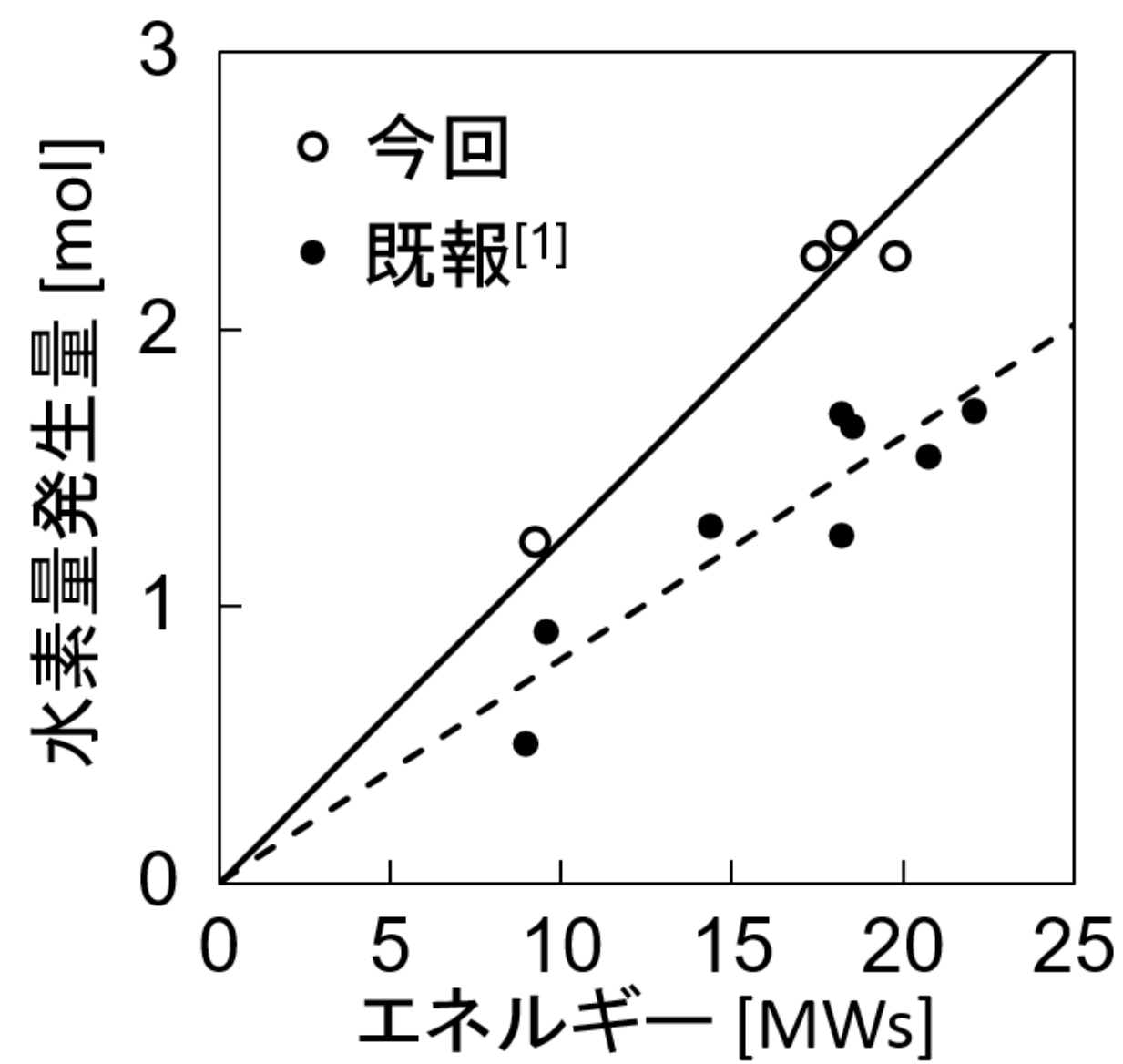
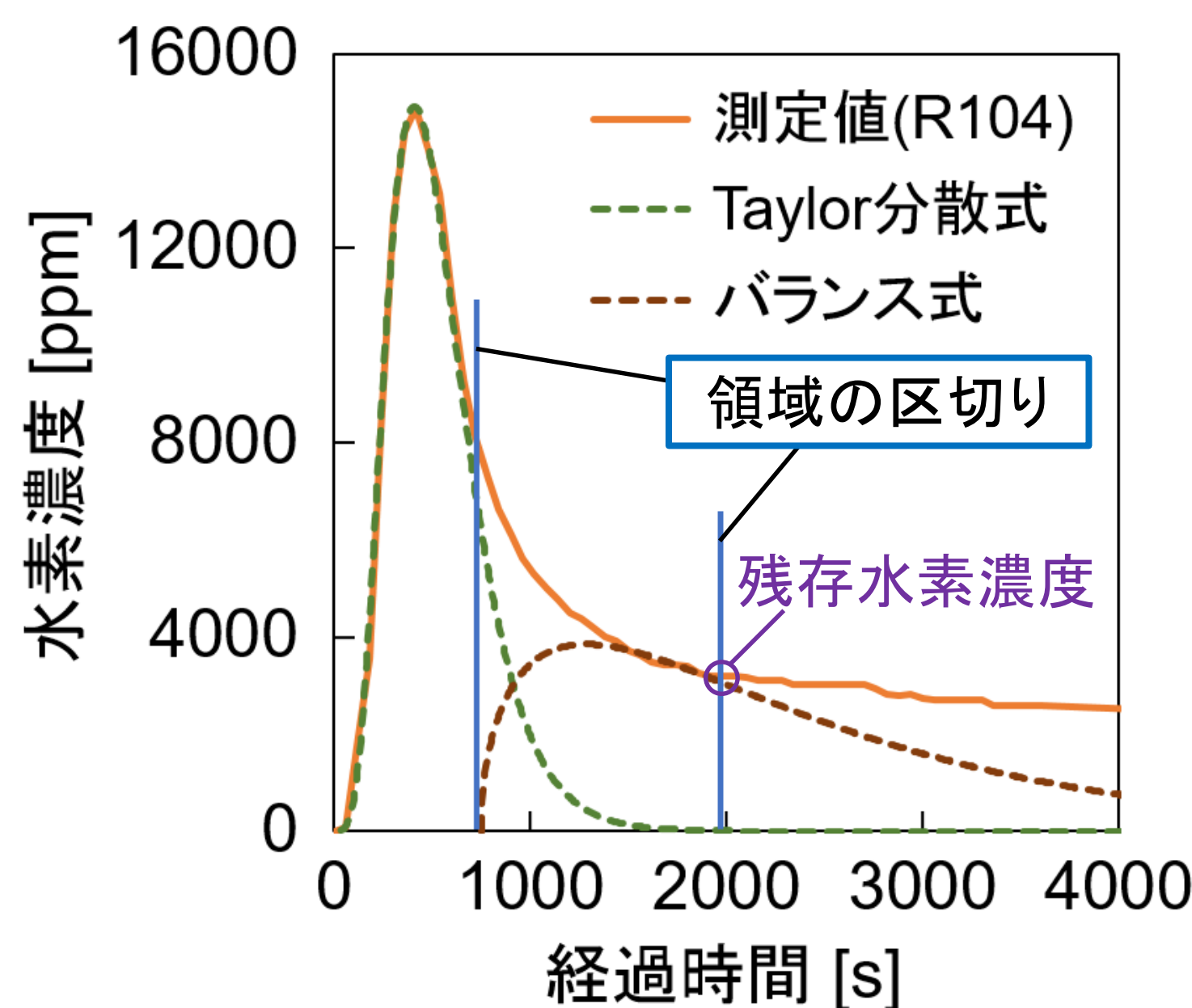
上方に移流拡散し一部(割合k)が流出(Taylor分散式)

$$c(x,t) = \frac{M}{\pi r^2 \sqrt{4\pi Et}} \exp\left\{-\frac{(x-ut)^2}{4Et}\right\} \left(E = \frac{(ru)^2}{48D} + D\right)$$

時間経過

3

均一となった残存水素ガスが薄まりつつ流出



CRAC実験におけるウラン濃度とG値の関係^[2]

・領域1,2では流量270[L/min]をとして、(濃度) × (流量)を積算
・領域3では、濃度均一より、(残存濃度) × (タンク気相部の容積)

暫定値として水素ガス発生量を 10^{18} fissionあたり4mol(G値で1.2)と評価

今後の課題

- ・CFD計算における計算条件の検討とモデルの検証
- ・過渡臨界時の動特性解析の評価(液相中の数値計算)
- ・再処理施設の臨界事故による被ばく量の評価手法の開発
- ・水素以外のガスについての発生量と濃度分布変化などの評価

[1] 阿部 他, "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などの放射挙動の検討", JAERI-Tech 99-067 (1999).

[2] H.M.Forehand, Jr., "Effect of radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions," NUREG/CR-2517 (1982).

[3] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ, 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」(2014).

臨界事故影響評価手法の整備 ―水素ガス発生量の推定―

日本原子力研究開発機構 安全研究センター サイクル安全研究グループ

六ヶ所再処理施設における安全評価では、各種の安全設計の妥当性を確かめるため、設計基準事象を選定し、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。一方、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、設計上の想定を超える事象への対応の検討が必要とされるようになった。このような背景により、臨界事故や水素爆発などが再処理施設における重大事故として新たに定義されることとなった。

重大事故として検討すべきシナリオの選定を網羅的に行うためには、リスク評価手法を適用することが有効である。事故の発生頻度の評価にはフォールトツリー分析などの方法が適用できるが、影響評価には再処理施設特有の事故時条件を考慮した事故進展解析が必要となる。また、リスク評価における全ての因子を保守的にすると、裕度が不明瞭となり、非合理的な対策に繋がることが懸念される。従って、重大事故対策の有効性を確認するためには、可能な限り、最適評価を基本とすることが望ましい^[3]。

本研究グループでは核燃料サイクル施設における安全性評価手法の整備のため、再処理施設の臨界事故について研究を実施しており、その一環として、過渡臨界実験装置 TRACY において、低濃縮度の硝酸ウラニル水溶液を用いた過渡臨界試験（以下、「TRACY 試験」という。）を行った。最適な影響評価手法の開発のためには、事故時の放射性物質の移行量の推移などを把握する必要がある。TRACY 試験で得られた放射性物質や放射線によって水が分解されて発生するガス（「放射線分解ガス」という）について、発生量やその移行挙動を精度良く評価することで、臨界事故時における影響評価の精度向上につながるものと期待される。

溶液燃料の過渡臨界時に発生する放射線分解ガスは、キャリアガスとして放射性物質を伴って移流するに加え、核的な出力に対しても影響を及ぼす。特に、水素は気相での爆発を起こす可能性もあるため、その発生及び移行挙動を把握することは影響評価上重要となる。TRACY 試験では溶液燃料を装荷した炉心タンク（気相部の概形は $0.5\text{m}\phi$, 1.4mH （液面高さ約 1m の位置で入口及び出口配管が接続しており、気相部はベントガスによって換気されている。））の出口配管における水素濃度の経時変化を測定している。本研究では、その水素濃度の経時変化に基づき、溶液燃料からの水素ガス発生量を精度よく推定することを目的として検討を行った。

TRACY では、極めて短時間（数十ミリ秒程度）で反応度を与えるため、水素ガスも短時間で発生する一方で、ベントガス中の水素ガス濃度ピークの時間幅は $1,000$ 秒程度と幅広となっている。まず、水素を含む放射線分解ガスが一定流速で溶液燃料表面から炉心タンク気相部に流入するといった単純な計算条件を仮定し、CFD コード（ANSYS Fluent）を用いて気相部における熱流動を計算したが、このような水素濃度の経時変化の特徴を再現することができなかった。水素ガスは、比重が相対的に小さいため、炉心タンク気相中を移流していく段階で気相中において偏在が生じる可能性がある。そこで、このような経時的な水素ガスの偏在を表現しうるモデルを検討することとした。具体的には、水素ガスが炉心タンク気相部を移流していく時間帯を、3つの領域に区分して考え、Taylor 分散式等を用いてモデル化した。

今回のモデルを TRACY 試験で取得した複数のデータに適用した。核分裂に伴う発生エネルギー基準で計算した結果、G 値を 1.2 と評価した（厳密には、G 値は溶液に対する吸収エネルギー基準で評価されるが、水素発生は線エネルギー付与が大きい核分裂片による放射線分解が主であると考えられるため、両者間の相違は小さいと考えられる。）。

今後はモデルの妥当性を評価するとともに、CFD 計算で溶液中からの発生を含めた水素の移行挙動を再現することに加え、それによる放射性物質の放出量の評価を計画している。