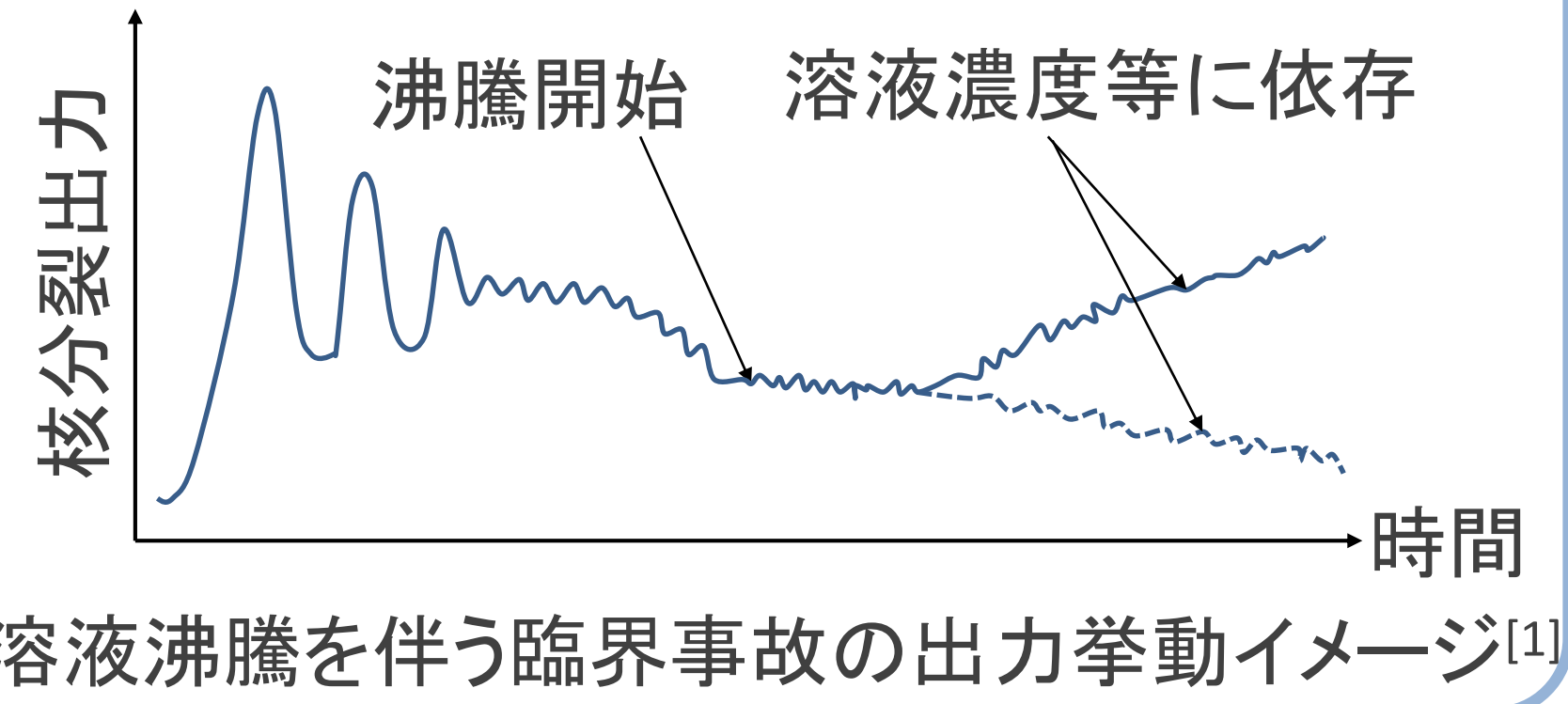


## 背景・目的

- 溶液の沸騰を伴う臨界事故では、十分な水分が蒸発して未臨界となるまで高い出力が継続し、事故規模が大きくなり易いことから、その影響評価は再処理施設等の安全審査の観点から非常に重要である。
- 臨界事故影響評価において放射性物質生成量や直達線量等の評価の基となる総核分裂数や核分裂率、終息時間等を評価するためには、特に沸騰時の出力挙動を適切に評価することが重要となる。
- 本研究では、溶液沸騰を伴う臨界事故影響評価手法の整備のため、沸騰中の燃料濃度及び体積の変化を考慮するモデルを既存の出力挙動解析手法と組み合わせ、ICPP臨界事故の解析により手法の妥当性を検証した。



## 沸騰中の燃料濃度・形状変化の考慮

### ● 蒸発水分量の計算

- 溶液温度が沸点に到達後、熱バランス式(下式)から沸騰による蒸発水分量を計算し、燃料濃度及び体積変化量に換算する。

$$\gamma \frac{dW_{evap}}{dt} = Q - hA(T - T_c) - W_{IN} C_{pIN} (T - T_{IN})$$

核分裂出力

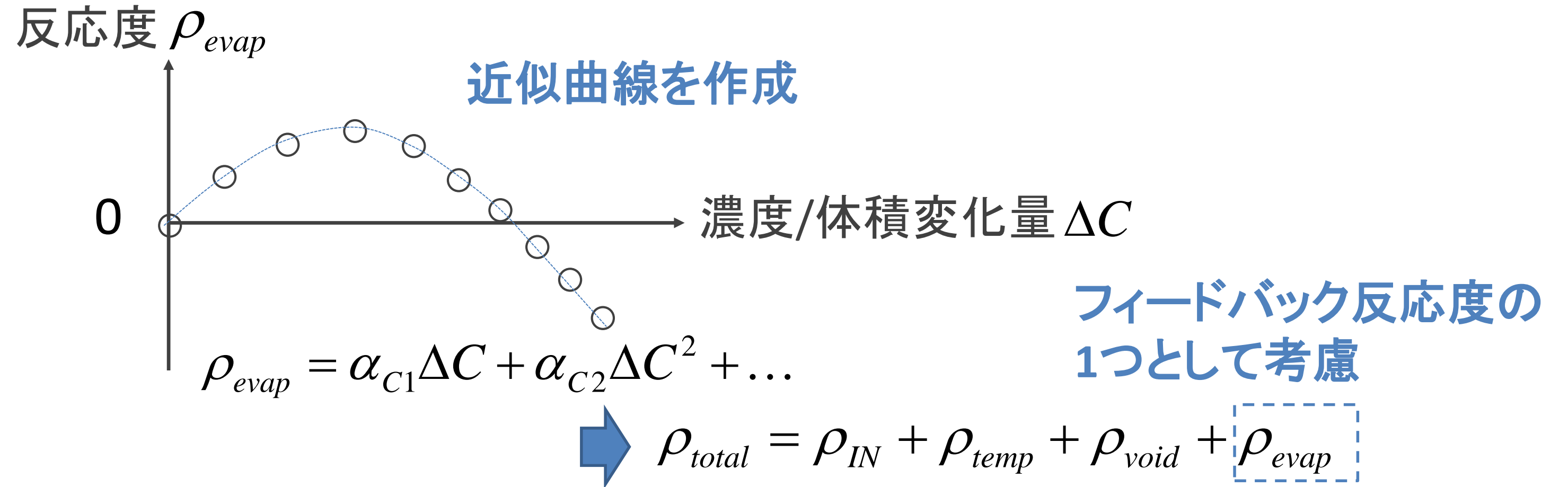
蒸発に使われる熱量

外部へ放出される熱量

流入溶液の温度上昇に使われる熱量

### ● 反応度変化量の計算

- 臨界計算により求めた濃度/体積変化と反応度変化の関係から、反応度変化量を求める。



## ICPP臨界事故解析

### ● 事故概要<sup>[2]</sup>

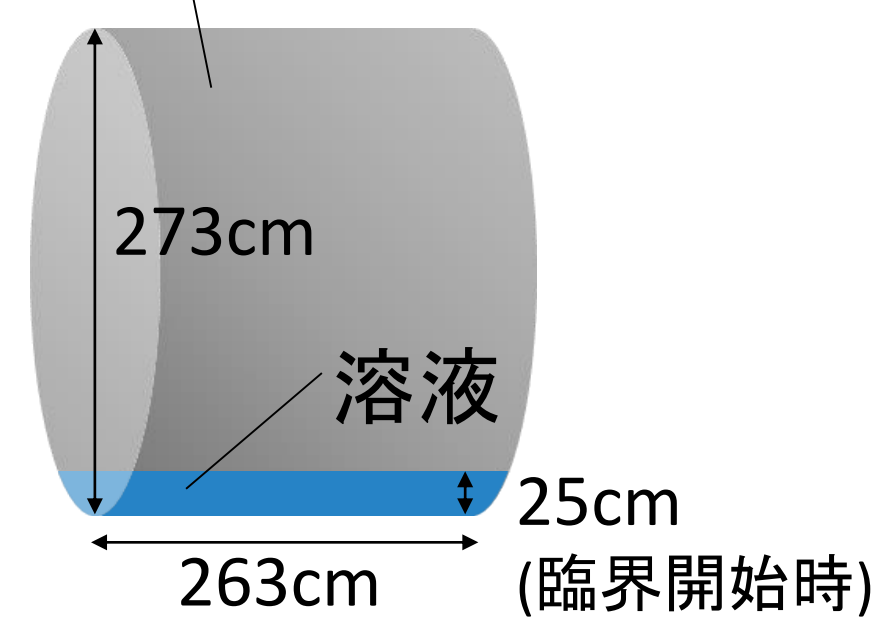
ICPP: Idaho Chemical Processing Plant

- 約200Lの高濃縮ウラン溶液が、約600Lの水が入った廃液タンクに流入し臨界発生
- 溶液が沸騰に至り、15~20分臨界が継続
- 約400Lの水が蒸発することにより終息
- 分析により評価された総核分裂数は  $4 \times 10^{19}$

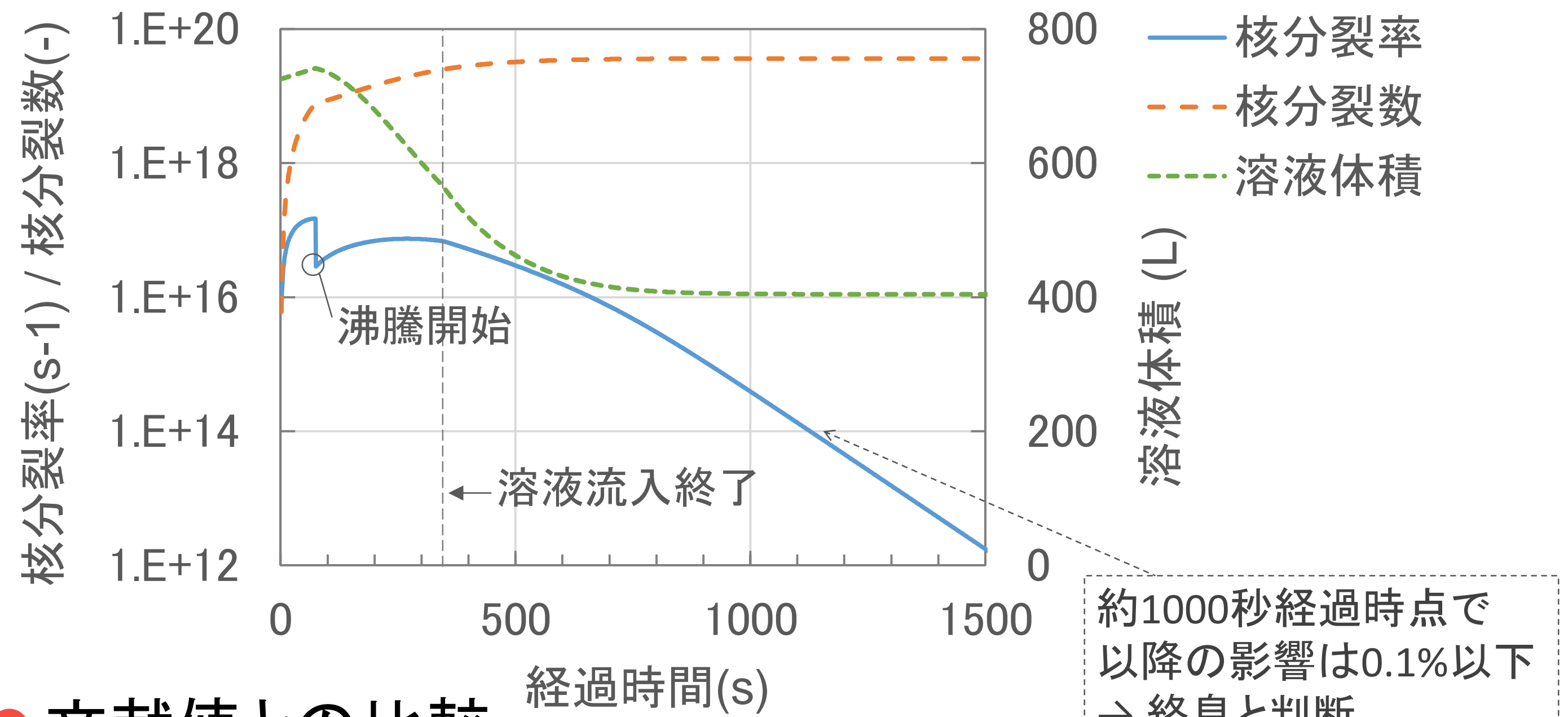
### ● 計算条件

- 計算体系: 右図溶液部分
- 出力計算手法: 準定常法<sup>[3]</sup>
  - 反応度バランス式及び出力とボイド率の関係式を用いて、出力の平均的挙動を計算
- 臨界計算コード: MVP
  - 各種反応度係数を二次まで考慮
- 断熱近似(外部への熱放出なし)

廃液タンク(横置円筒)



### ● 出力挙動計算結果



### ● 文献値との比較

	事故終息までの時間	総核分裂数	蒸発水量 (L)
解析結果	~1000秒 (~17分)	$3.6 \times 10^{19}$	395
文献値 <sup>[2]</sup>	沸騰開始から15~20分	$\sim 4 \times 10^{19}$	~400

いずれの項目もよく一致 → 出力挙動評価の妥当性を確認

## 考察 -断熱近似の影響-

### ● 熱量の内訳

	熱量計算結果(J)	割合(%)
①温度上昇 <sup>※1</sup>	$2.7 \times 10^8$	21
②沸騰/蒸発 <sup>※2</sup>	$9.0 \times 10^8$	71
③外部放出 <sup>※3</sup>	$1.1 \times 10^8$	8

※1 800Lのウラン溶液が20°Cから100°Cへ上昇

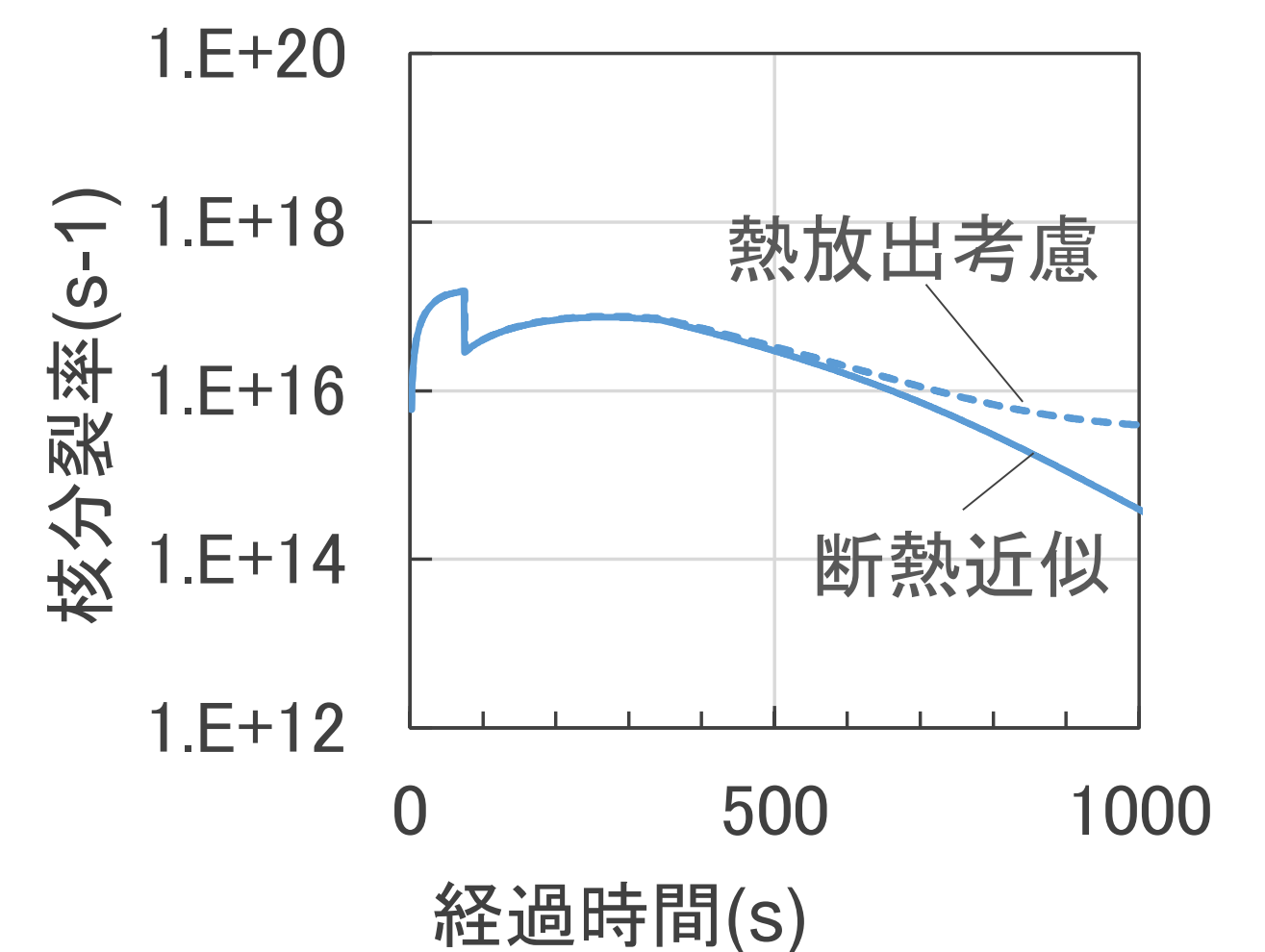
※2 400Lの水が蒸発

※3 総熱量( $4 \times 10^{19}$ fissions相当) から①と②を差し引いて計算

### ● 断熱近似の影響の確認

- 一定割合( $1.1 \times 10^8$ J/1000s)で外部放出されると仮定し、熱放出あり・なしを比較
- 出力への影響は主に終息付近のみであり、総核分裂の差異は10%程度であることから、断熱近似の臨界事故規模・影響評価への寄与は十分小さい

	総核分裂数	蒸発水量 (L)
熱放出考慮	$3.9 \times 10^{19}$	390



## 結論

- 沸騰時の燃料濃度/体積変化を組み入れた準定常法によりICPP臨界事故を解析し、臨界終息時間、総核分裂数及び水分蒸発量が文献値とよく一致したことから、本手法の妥当性を確認した。
- 臨界事故規模・影響評価の観点で、本手法における断熱近似の影響が十分に小さい可能性を示した。
- 本手法は、施設毎の燃料条件等を考慮した臨界事故規模・影響評価に有用であり、再処理施設等における臨界事故対策の評価やその妥当性確認等へ資することが期待できる。
- 今後の展望として、沸騰出力とボイド率の関係式の見直しや、事故終息時間を明確に決定する方法の確立等が考えられる。

## 参考:

[1] F. Barbry et al. "Review of the CRAC and SILENE Criticality Accident Studies", Nucl. Sci. and Eng., 161, 160-187 (2009).

[2] Thomas P. McLaughlin, et. al., "A Review of Criticality Accidents 2000 Revision," LA-13638, Los Alamos National Laboratory, May 2000.

[3] K. Nakajima et al., Modified Quasi-Steady-State Method to Evaluate the Mean Power Profiles of Nuclear Excursions in Fissile Solution, J. Nucl. Sci. Technol., 39:11, 1162-1168 (2002).