

シビアアクシデント進展解析コード MELCORについて

原子力学会核燃料部会
「溶融事故における核燃料関連の課題検討」ワーキンググループ

平成24年2月20日

日本原子力研究開発機構 安全研究センター
リスク評価・防災研究グループ
丸山 結

Page 1

シビアアクシデント時の現象とその評価の特徴

- 現象が多岐に亘り複雑(マルチスケール・マルチフィジックス)
- 現象の解明が不十分であること等に起因して、一般的に不確かさが大きい
- 不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある
- 不確かさの低減を図ることが重要で、そのためには安全上重要な現象や不確かさを支配する因子を的確に同定し、効率的に問題を解決することが重要
- 大規模実験や総合効果実験(システム挙動の評価)では計測等に困難を伴う場合が多い
- 必要に応じ、理論や機構論的な解析、模擬物質を使った個別効果実験を活用
- 工学的な判断を要する場合が少なからずある



3要素の効果的なカップリングと研究資源の適正な配分が重要

Page 2

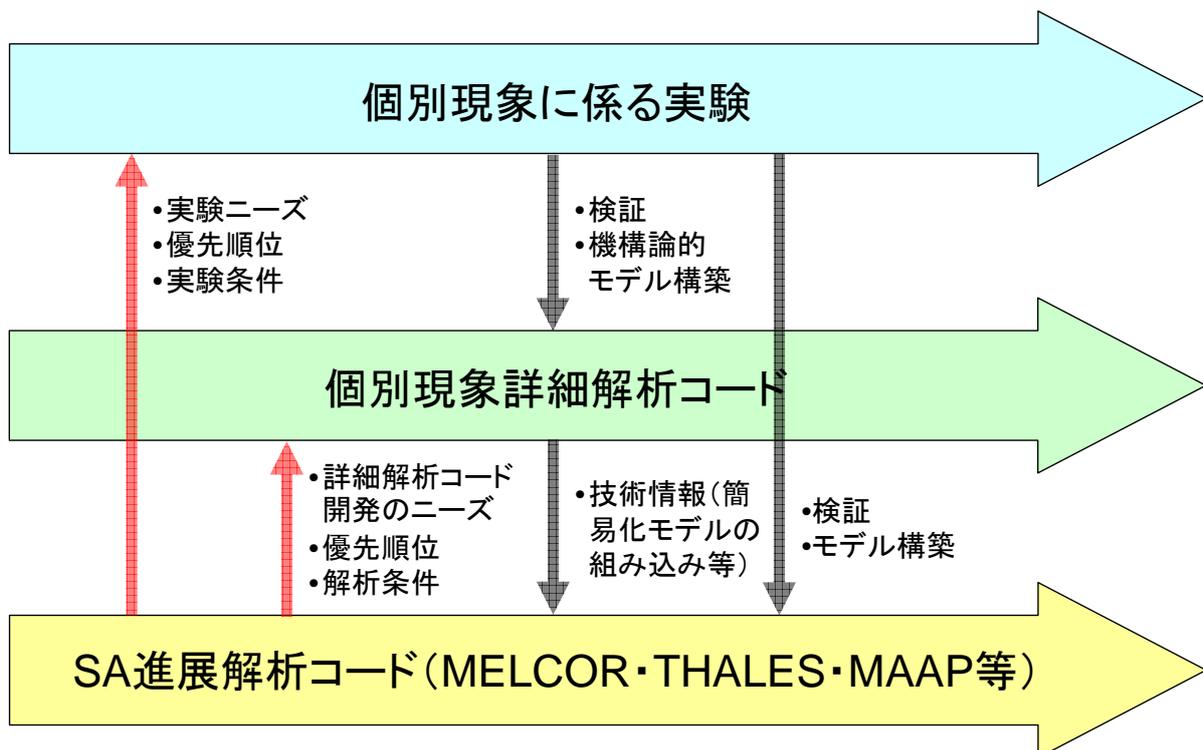
シビアアクシデント進展解析コードの役割

- 個別プラントの設計やAM操作の特徴を反映したSA事象進展の総合的評価
 - ◆ 事象発生タイミングや放射性物質放出に対する障壁への負荷、ソースタームの評価
 - ◆ 不確かさや重要因子の評価
- SA時個別現象に係る実験や詳細解析コードに対する初期・境界条件の提供



- AMやSA対応設計の有効性評価
- 格納容器内ソースタームの更新(立地評価)
- レベル2PSA(事故進展解析、ソースターム評価)
- 実効性の高い防災計画の立案
- 研究ニーズや優先順位の検討

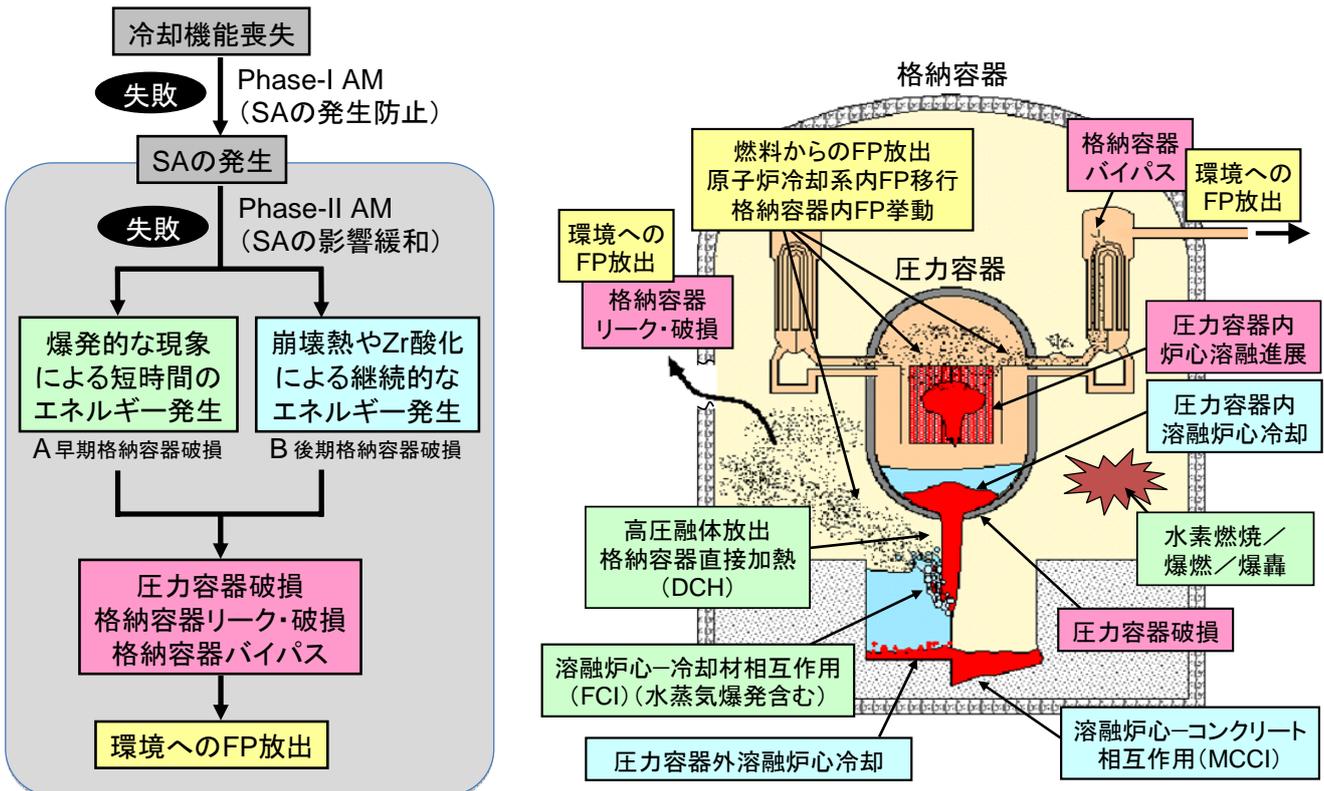
シビアアクシデント進展解析コードの位置付け



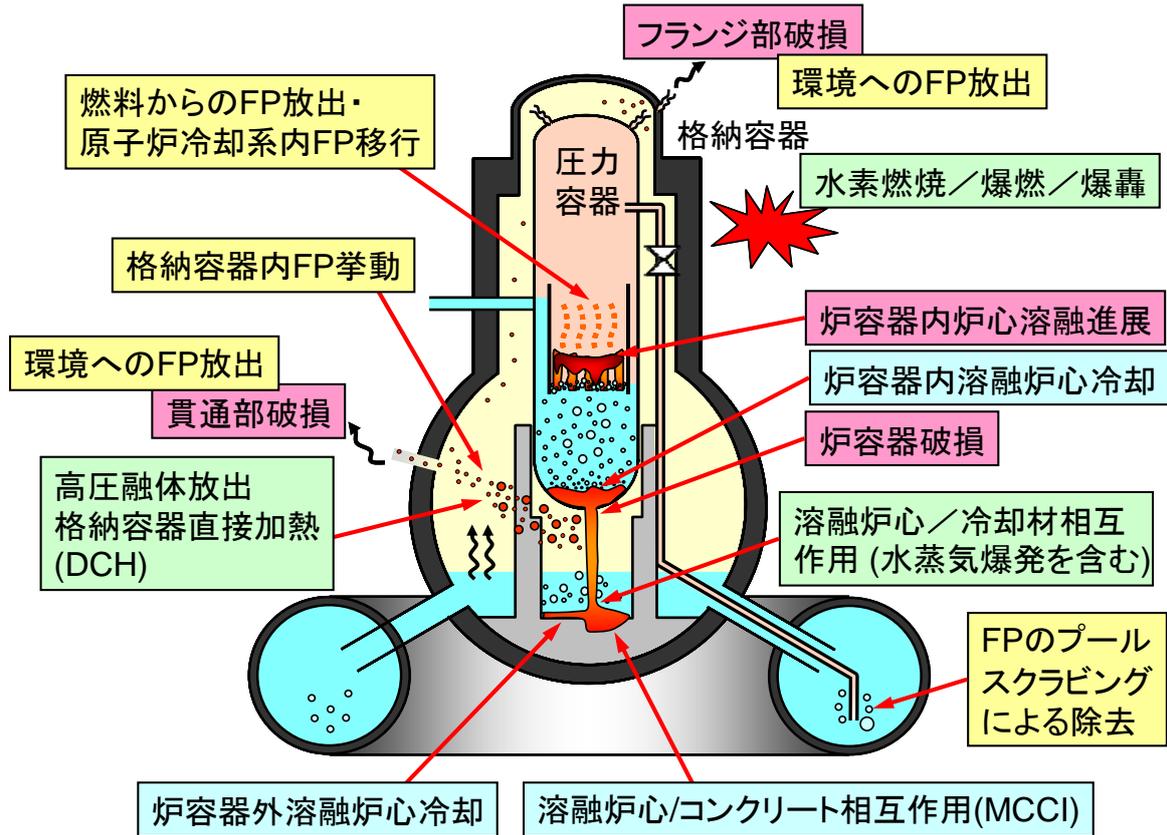
シビアアクシデント進展解析コードへの要求

- シビアアクシデント時に想定される現象を網羅していること
- 個別モデルやシステム挙動の十分な検証がなされていること
- 最新の知見が反映されていること
- それが容易にできること
- 数値解析の頑健性が高いこと
- (ユーザーが多いこと)
- ...

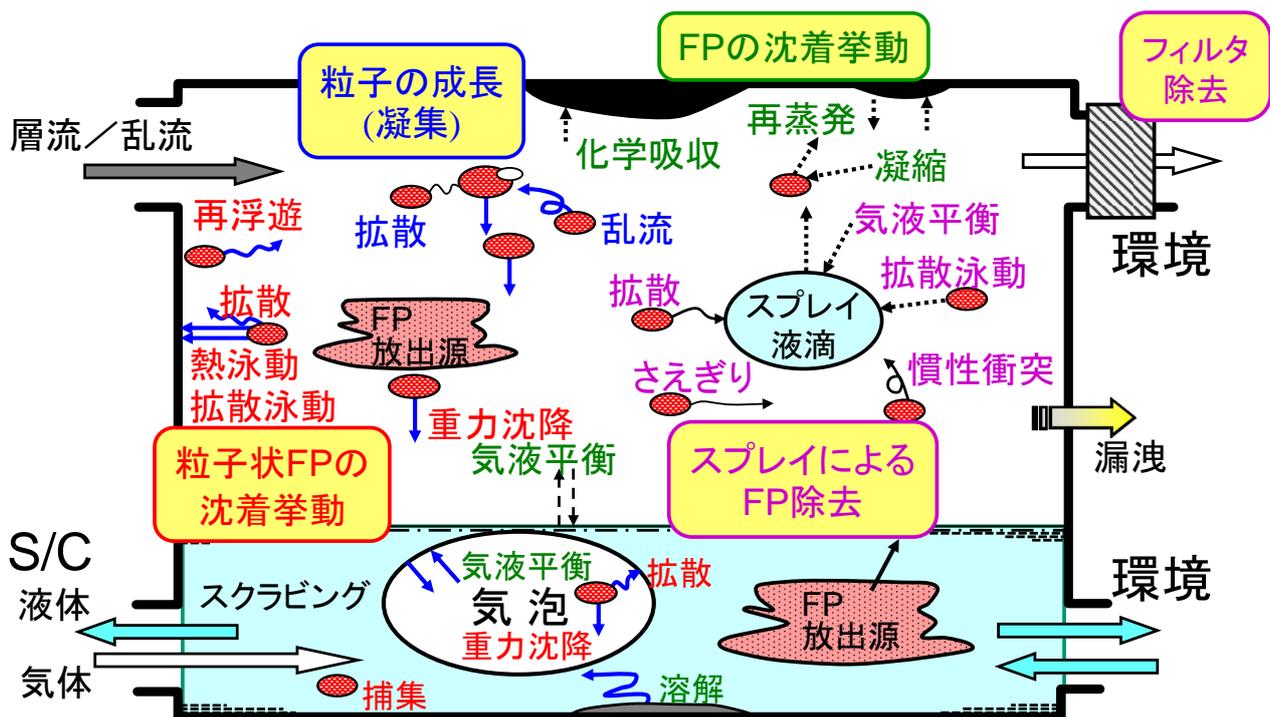
シビアアクシデント時の諸現象 (PWR)



シビアアクシデント時の諸現象 (BWR)



放射性物質の移行に係わる諸現象



MELCORコードの概要

- 米国原子力規制委員会／サンディア国立研究所において開発されているシビアアクシデント進展解析コード
- 炉心溶融進展やソースタームに係わる主要な現象を網羅
- 原子炉の主要な機器や系統(ECCS、格納容器スプレイ等)を考慮可能
- ユーザーが多いSA解析コードの一つ
- 解析コードの開発にユーザーの使用経験(検証を含む)を反映

MELCORコードの現象に係わるパッケージ群

- BH: BWR Bottom Head → 下部プレナム・下部ヘッドの熱応答等
- BUR: Burn → 水素・一酸化炭素の燃焼・爆燃
- CAV: Cavity → 溶融炉心／コンクリート相互作用(MCCI)
- CND: Condenser → アイソレーションコンデンサー(IC)・受動的格納容器冷却系(PCCS)
- **COR: Core → 炉心・炉内構造物の熱応答・リロケーション等**
- CVH/CVT/FL : Control Volume Hydrodynamics/Control Volume Thermodynamics/Flow Path → コントロールボリュームの熱水力・熱流動等
- DCH: Decay Heat → 崩壊熱
- FCL: Fan Cooler → ファンクーラー内質量・熱移行
- FDI: Fuel Dispersal Interactions → 下部ヘッド破損時の低圧・高圧融体放出
- HS: Heat Structure → 熱構造体の熱伝導
- **MP: Material Properties → 物性**
- NCG/H₂O : Non-Condensable Gas/Water → 非凝縮性気体・蒸気表
- PAR: Passive Autocatalytic Hydrogen Recombiner → 触媒式水素再結合器
- **RN: Radionuclide → 放射性物質の放出・移行挙動**
- SPR: Containment Spray → スプレイ液滴／格納容器雰囲気間の熱伝達

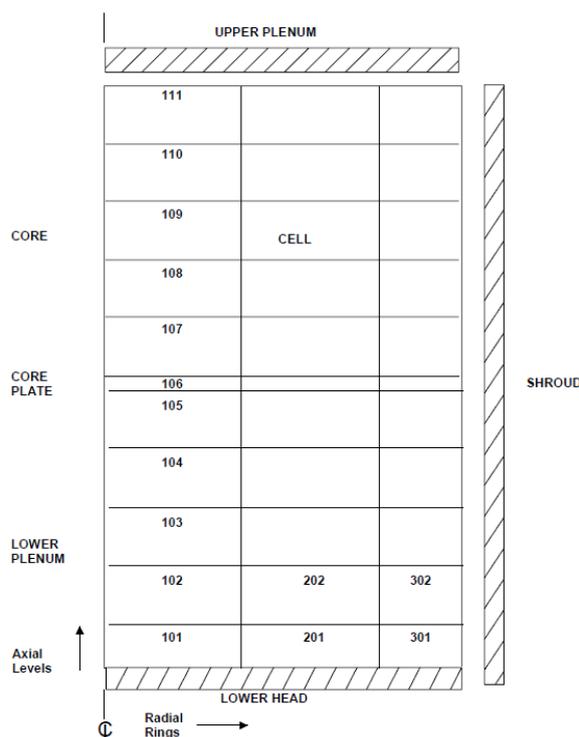
MPパッケージ

- 組み込まれている燃料関連物質の種類
 - ◆ UO_2 、U、ジルカロイ、 ZrO_2 、ステンレス鋼、ステンレス鋼の酸化物、制御材 (B_4C 及びAg-In-Cd)
- 組み込まれている物性*
 - ◆ 比エンタルピ、比熱、密度、融点、溶融潜熱
- その他の物質について入力データで定義可能

*主要参考文献

- (1) D. L. Hagrman, G. A. Reymann, and R. E. Mason, MATPRO VERSION 11 (Revision 1) A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior, NUREG/CR-0497 and TREE-1280 Rev. 1, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, ID (February 1980).
- (2) D. L. Hagrman, Materials Properties for Severe Core Damage Analysis, EGG-CDD-5801, EG&G, Idaho Falls, ID (May 1982).
- (3) F. P. Incropera and D. P. Dewitt, Fundamentals of Heat Transfer, John Wiley and Sons, New York (1981).
- (4) M. M. Wakil, Nuclear Heat Transport, International Textbook Co., New York (1971).
- (5) CRC Handbook of Chemistry and Physics, 63rd ed., CRC Press, Boca Raton, FL (1982).

CORパッケージにおけるノード分割



- 炉心及び下部プレナムを軸対称の複数セルに分割
- 炉心に関連する主な入力パラメータ
 - ◆ セルの径及び高さ
 - ◆ 径及び軸方向の出力分布
 - ◆ セル内構成物質の量
 - ◆ 燃料ペレット及び被覆管の半径
 - ◆ ペレットと被覆管間のギャップ幅
 - ◆ 燃料棒のピッチ
 - ◆ 炉型及び制御材の種類
 - ◆ チャンネルボックスの肉厚 (BWR)

酸化モデル

➤ ジルカロイ、ステンレス鋼、B₄Cの酸化を考慮

$$\text{反応速度} : \frac{d(W^2)}{dt} = K(T)$$

Zr／水蒸気[1]

$$K(T) = 29.6 \exp\left(\frac{-16820.0}{T}\right) \text{ for } T < 1853.0$$

$$K(T) = 87.9 \exp\left(\frac{-16610.0}{T}\right) \text{ for } T \geq 1873.0$$

Zr／酸素[2]

$$K(T) = 50.4 \exp\left(\frac{-14630.0}{T}\right)$$

ステンレス鋼／水蒸気[3]

$$K(T) = 2.42 \cdot 10^9 \exp\left(\frac{-42400.0}{T}\right)$$

B₄C／水蒸気(簡易)[4]

$$\frac{d(M_{B_4C} / M_{B_4C}^0)}{dt} = \frac{9.973(10^6)}{60} \exp\left(\frac{-22647.2}{T}\right)$$

- ◆ 水蒸気あるいは酸素が極めて少ない場合における気相内の物質伝達による酸化速度の制限を考慮(熱伝達とのアナロジー)
- ◆ 熱化学平衡(Gibbs自由エネルギー最小化手法)に基づいたB₄C酸化モデルも利用可能

- [1] V. F. Urbanic and T. R. Heidrich, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam," J. Nuc. Matls., 75, pp. 251-261 (1978).
- [2] A. S. Benjamin, D. J. McCloskey, D.A. Powers, and S. A. Dupree, Spent Fuel Heatup Following Loss of Water During Storage, SAND77-1371, NUREG/CR-0649, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, March 1979.
- [3] J. F. White et al., "Fifth Annual Report--High Temperature Material Programs, Part A," GEMP-400A (February 1966).
- [4] L. J. Ott, C. F. Weber, and C. R. Hyman, "Station Blackout Calculations for Browns Ferry," Proceedings of the Thirteenth Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, MD (October 1985).

物質相互作用モデル

➤ 共晶反応

- ◆ ジルカロイ／インコネル: 1400K[1]
- ◆ ジルカロイ／ステンレス鋼: 1400K[1]
- ◆ B₄C／ステンレス鋼: 1520K[2]

➤ 溶解(Dissolution)

Component	Solids Dissolved by Mixture
cladding	UO ₂ from intact fuel ZrO ₂ from intact cladding
canister	ZrO ₂ from intact canister ZrO ₂ from intact cladding (A)
other structure SS, NS, or OS (steel only)	UO ₂ from intact fuel steel oxide from the same other structure
other structure NS or OS (BWR control rod)	steel oxide from the same other structure ZrO ₂ from intact canister (A) Zr from intact canister (A)
other structure NS or OS (PWR control rod)	steel oxide from the same other structure (B) Zr from the same other structure ZrO ₂ from intact cladding (A)
particulate debris	UO ₂ from intact fuel (A) UO ₂ from particulate debris ZrO ₂ from particulate debris ZrO ₂ from intact cladding UO ₂ from intact fuel
(A)	indicates solid is attacked only if there is no holdup of the mixture in the component.
(B)	indicates solid is attacked only if the mixture is being held up by

溶解速度[1][3]

$$K_j = A_j \exp(B_j / T)$$

$$A_{ZrO_2} = 1.47 \times 10^{14} \quad A_{UO_2} = 1.02 \times 10^{15}$$

$$B_{ZrO_2} = 8.01 \times 10^4 \quad B_{UO_2} = 8.14 \times 10^4$$

↓
溶融ジルカロイ中へのUO₂及びZrO₂の溶解に係わる実験をベース

- [1] P. Hofmann et al., "Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures," Nuclear Technology, 87, pp. 146-186, August 1989.
- [2] W. Hering and K. Muller, "Modelling of Eutectic Interactions in KESS-III (Module EUTECT)," International CORA Workshop 1992, Karlsruhe, FRG, October 5-8, 1992.
- [3] G. Eriksson, "Thermodynamic Studies of High Temperature Equilibria: XII. SOLGASMIX, a computer program for calculation of equilibrium compositions in multiphase systems," Chemica Scripta, 8, 1975, pp. 100-103.

RNパッケージ

放射性物質のグループ化

Class Name	Representative	Member Elements
1. Noble Gases	Xe	He, Ne, Ar, Kr, Xe, Rn, H, N
2. Alkali Metals	Cs	Li, Na, K, Rb, Cs, Fr, Cu
3. Alkaline Earths	Ba	Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Ra, Es, Fm
4. Halogens	I	F, Cl, Br, I, At
5. Chalcogens	Te	O, S, Se, Te, Po
6. Platinoids	Ru	Ru, Rh, Pd, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ni
7. Early Transition Elements	Mo	V, Cr, Fe, Co, Mn, Nb, Mo, Tc, Ta, W
8. Tetravalent	Ce	Ti, Zr, Hf, Ce, Th, Pa, Np, Pu, C
9. Trivalents	La	Al, Sc, Y, La, Ac, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
10. Uranium	U	U
11. More Volatile Main Group	Cd	Cd, Hg, Zn, As, Sb, Pb, Tl, Bi
12. Less Volatile Main Group	Sn	Ga, Ge, In, Sn, Ag
13. Boron	B	B, Si, P
14. Water	H ₂ O	H ₂ O
15. Concrete	-	-

RNパッケージの放射性物質放出モデル

➤ 燃料からの放射性物質放出に関して以下の3つのモデルを導入

◆CORSOR[1] $\dot{f} = A \exp(B T)$ f : fraction/min

◆CORSOR-M[1] $\dot{f} = k_o \exp(-Q/RT)$

◆CORSOR-Booth[2] → 燃料内拡散と気相内物質伝達 (抵抗) を考慮

$$D = D_o \exp(-Q/RT) \quad \frac{1}{\dot{m}_k} = \frac{D_{fuel} RT}{A_{fuel} Nu D_{k,gas} P_{k,eq}}$$

◆ 燃料から放出された後の化学反応 (放射性物質 / 制御材、放射性物質間等) は限定的

◆ TMI-2事故から得られた知見等に基づいて、燃料から放出された後のIはCsI、残りのCsはCsOHの化学形を取ると仮定するのが一般的

[1] M. R. Kuhlman, D. J. Lehmicke, and R. O. Meyer, CORSOR User's Manual, BMI-2122, NUREG/CR-4173 (March 1985).

[2] M. Ramamurthi and M. R. Kuhlman, Final Report on Refinement of CORSOR—An Empirical In-Vessel Fission Product Release Model, Battelle Memorial Institute (October 31, 1990).

まとめ

- MELCORコードは、燃料の溶融や燃料からの放射性物質の放出を含めたシビアアクシデント時の主要な現象を網羅
- 放射性物質の化学的挙動(放出時や放出後の化学形)について検討の余地あり
- 福島第一原子力発電所のシビアアクシデント解析に適用(米国、JNES、JAEA等)