

## ULOF 解析における溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の取扱い

「常陽」の ULOF における格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンスをいくつかの過程に分けて解析を行っているが、炉心損傷の進展の中で溶融燃料が冷却材のナトリウムと接触すれば両者の間の急激な熱伝達により冷却材の急激な沸騰や圧力発生に至る可能性があり、その機械的影響が重要となる。以下には、ULOF の解析における溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の特徴と取扱いについて述べるとともに、軽水炉の重大事故における水蒸気爆発と呼ばれる大規模 FCI 現象の高速炉のナトリウム体系における発生の可能性についてまとめる。

## 1. ULOF 事故シーケンスにおける FCI の可能性と取扱い

## 1. 1 起因過程

未沸騰又は部分沸騰状態の燃料集合体において燃料要素が破損すると、燃料要素内の溶融燃料が内圧によって破損口から冷却材流路に放出され FCI が発生する。この現象は燃料集合体内の小規模な局所の現象であり FCI による発生圧力が過大になることはないが、冷却材の急激なボイド化、燃料要素内及び冷却材流路中の燃料移動は大きな反応度効果を持つ。

FCI 及びこれに伴う物質移動挙動は S A S 4 A の「未沸騰時破損後挙動解析モデル」としてモデル化されており、その妥当性は CABRI 炉内試験等の解析<sup>[1]</sup>により確認されている。

「常陽」の ULOF 起因過程の解析は冷却材の沸騰後の少数の燃料集合体の破損に留まっており、FCI の発生は生じていない。

## 1. 2 遷移過程

遷移過程においてはいくつかのモードで FCI の発生に至る可能性が考えられる。第 1 に起因過程と同様に、未沸騰又は部分沸騰状態の燃料集合体において燃料要素が溶融すると、冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 2 に溶融燃料が炉心上下や周囲の低温領域に移動して冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 3 に低温状態にある制御棒下部案内管又は径方向集合体のラップ管が溶融燃料により破損した場合は内部の冷却材との間で FCI が発生する可能性がある。これらの FCI 自体は局所的な現象でありその発生圧力が過大になることはないが、FCI に駆動される燃料移動は大きな反応度効果を持つ。

遷移過程における FCI 挙動は S I M M E R-IV により解析する。同コードには専用の FCI 解析モデルは無いが、多次元多成分多相熱流動、成分間境界面積及び熱伝達係数、熱及び物質移行等の一般化された枠組みにより多様な FCI 現象の取扱い可能である。同コードの妥当性については利用可能な多くの炉外 FCI 模擬試験の解析を通じて確認されている<sup>[2]、[3]</sup>。

第 1 の燃料要素溶融時の FCI は集合体のラップ管が健全な状態で発生する FCI であって炉心

全体の燃料の凝集による大きなエネルギー発生を伴う厳しい即発臨界を引き起こすことはない。また、「常陽」の冷却材ボイド反応度は、ほぼ全炉心で負であるため、ULOFの事故シーケンスの事故進展は低下した原子炉出力によって緩慢に進む。したがって、燃料の溶融は集合体内のナトリウムが沸騰によって排除されてドライアウトしてから起きることになり、このFCIが起きる可能性は極めて小さい。第2の炉心周囲の低温領域でのFCIは炉心の損傷規模が拡大してから溶融した炉心物質が集合体の上下ピン束又は先行して破損している制御棒下部案内管内に移動して残存しているナトリウムと接触することで発生する。発生箇所を中心として燃料を分散させるため、厳しい即発臨界を引き起こすことはないが、偶発的に複数箇所で同時に発生して燃料を凝集させる状況を想定すれば、燃料の集中を駆動する可能性もある。第3の制御棒下部案内管破損時のFCIは後述するEAGLE試験の知見によると発生する圧力は小さく、炉心内の燃料の動きを駆動することはないと考えられる。

以上のことから、「常陽」における遷移過程のように、事象進展が緩慢で炉心周辺に冷却材が残存した状態で炉心溶融が進行するような場合においては、第2のモードが重要となる

### 1. 3 再配置・冷却過程

再配置過程においては残留炉心物質が溶融して制御棒下部案内管を通じて原子炉容器下部プレナムに落下するモードが重要となる。この場合、下部プレナムには大量のサブクールされた冷却材中を落下するが、膜沸騰が生じないで液-液接触が起こること及びナトリウムの熱伝導度が大きいことから溶融燃料は効率的にクエンチされ微粒化される。溶融物質が溶融ジェットとしてナトリウム中に落下する際に速やかにクエンチ・微粒化されることは実験的に測定された微粒化距離が短いことから確認できている<sup>[5], [6]</sup>。また、FCIの規模に関しても、相互作用は間欠的に発生し1回のFCIに関与する燃料の量も限定される。

「常陽」の再配置・冷却過程の解析においては、このようなFCI挙動を踏まえて原子炉容器底部に微粒化した燃料がデブリベッドとして堆積することを仮定した解析を行っている。

### 1. 4 機械的応答過程

機械的応答過程においては先行する遷移過程解析において即発臨界超過による出力逸走で放出された熱エネルギーが高温の炉心物質の膨張、上部プレナムへの放出、冷却材との接触・FCIによるナトリウム蒸気の発生及び上部プレナムの冷却材の加速を通じて機械的エネルギーに変換される。この機械的エネルギー発生の駆動力となるのは、出力逸走直後においては燃料蒸気圧及びスチール蒸気圧であるが、その後炉心周囲や上部プレナムでのFCIによって圧力源はナトリウム蒸気が支配的となる。上部プレナムで成長するのは固気液混相の蒸気泡であり、すでに初期の高温溶融燃料はスチールや周辺の低温燃料への熱移行により一部は固体粒子となっており、上部プレナムの液体ナトリウム中に高温の液体燃料が浸入することはない。

機械的エネルギーの発生過程におけるFCI現象はS I M M E R-IVで総合的に解析する。1.2で述べたように同コードには専用のFCIモデルは無いが、一般化されたコードの枠組みにより多様なFCI現象の取扱い可能であり、その妥当性については利用可能な多くの炉外模擬試験

の解析を通じて確認されている<sup>[2]、[3]</sup>。

「常陽」における機械的エネルギーの発生は、従来用いられた高温燃料の膨張仕事による熱力学的解析ではなく、物質間の相互作用や熱的・流体的損失効果を考慮した多次元熱流動計算コード S I M M E R—IVにより機構論的に解析を行い、その中で FCI 現象も取り扱っている。

## 2. FCI の実験的知見と遷移過程解析における FCI の扱い

### 2. 1 溶融 UO<sub>2</sub> とナトリウムの FCI の実験的知見

既存の溶融 UO<sub>2</sub> とナトリウムの FCI を実現した実験的知見を第 2.1 表にまとめる<sup>[7]~[12]</sup>。また、代表的な試験である、CORECT-II、FARO-TERMOS、CAMEL 試験の試験装置の概念図を第 2.1 図～第 2.3 図に示す。様々な FCI の発生状況を想定した試験が行われている。大きな圧力ピークが測定されているのは CORECT-II 試験のケース 21 の約 12MPa、ケース 18 の約 7MPa、ケース 12B の約 6.6MPa であるが、前者 2 つの試験ケースは閉じ込められた狭い空間内の融体に強制的にナトリウムを注入した条件での FCI、最後のケース 12B は高温融体上にナトリウムを注入する試験であり、いずれの試験も 1. で述べた高速炉の ULOF において発生する FCI の発生状況を模擬した試験には該当しない。また、FARO-TERMOS 試験においても約 6MPa の圧力ピークが測定されているが、この試験は約 140kg の溶融 UO<sub>2</sub> を 5m の高さからナトリウムプール中へ落下させた試験であり、ULOF の事故シーケンスでの FCI の知見として用いるには適切ではない。炉心内及び炉心周辺部での FCI の発生状況に近い状況を模擬した試験としては、CORECT-II ケース 22、CAMEL C6、EAGLE ID1 試験がある。これらの発生圧力は CORECT-II のケース 22 が約 4.3MPa、CAMEL C6 が約 4MPa、EAGLE ID1 は極めて緩慢で約 0.15MPa である。

### 2. 2 遷移過程解析における FCI の扱い

S I M M E R を用いた遷移過程の解析においては、炉心内の損傷領域の拡大と炉心物質の動きに従って解析されているが、「常陽」の遷移過程は低出力かつ低温（大半の燃料は固化状態）のまま推移するため、有意な FCI 現象は発生していない。他方、大きな反応度効果を駆動する可能性のある炉心周辺部の FCI 現象については、制御棒破損時に発生する FCI は EAGLE の知見に基づけば数気圧程度の極めて限定された圧力発生にとどまることが示されており、また CAMEL C6 又は CORECT-II ケース 22 のように強制的に高温融体とナトリウムを接触させた試験においても約 4MPa 程度の発生圧力である。FCI の不確かさに係る感度解析では基本ケースで燃料集中による即発臨界が発生する直前に、燃料集中を促進する位置にある外側炉心の制御棒下部案内管 2 カ所で同時に約 8MPa の圧力が発生するということを仮想した保守的な解析を行ってその影響を評価した。

## 3. FCI における Phase A 及び Phase B について

FCI 過程における Phase A とは冷却材プールの底部に高温の溶融燃料が低温の単相冷却材と混合した FCI 領域を置いたときに、冷却材が急速に加熱・膨張する結果、単相圧が発生し、圧力波がプール液面を往復し緩和されるまでの極短時間の現象である。単相圧が緩和された後、

冷却材の蒸発による機械的エネルギーへの変換の過程が Phase B と呼ばれる (第 3.1 図を参照)。Phase A は高々数 ms の短時間現象であるとともに、液-液接触が蒸気泡中で発生する、又は近傍にボイド空間がある場合には有意な单相圧が発生することはない。

「常陽」の ULOF の事象推移では、1. で述べた様に、①起因過程又は遷移過程における燃料破損時の FCI、②遷移過程における炉心内又は炉心周辺部の FCI、③機械的エネルギー発生過程での上部プレナム下部での FCI、④再配置過程での低圧プレナムへ流出する際の FCI 現象が考えられる。①、②はいずれも二相状態での FCI であるため Phase A が問題になることはない。③の即発臨界超過による出力逸走で高温高压となった炉心物質は熔融した燃料とスチール、それぞれの蒸気、ナトリウム蒸気、FP ガスが混在した二相状態である (第 3.2 図を参照)。したがって、炉心物質が上部プレナムに噴出して FCI を生じる際にも、炉心物質は二相状態 (主に熔融燃料、燃料粒子、熔融スチール、ナトリウム蒸気、FP ガスの混在物) であり、たとえ炉心物質とナトリウムの境界面で部分的に液-液接触しても Phase A は発生しない。④の熔融炉心物質が制御棒下部案内管等を通して炉心下方向にある低圧プレナムに流出する際の FCI (第 3.3 図) では、最初の炉心物質とナトリウムの接触は单相の液-液接触となるため、Phase A の可能性を考慮する必要がある。炉心物質が低圧プレナムに最初に浸入した時点で、小規模で局所的な液-液接触に伴う单相圧が発生するが、炉心領域など周囲のボイド空間で約 1ms 程度の極めて短時間で速やかに緩和される。さらに、低圧プレナムは、高压プレナムから下部嵌合部等を通してナトリウムが流入するプレナムであり、原子炉容器の下部プレナムとは接続されていない閉鎖空間である。仮に上述の短時間 (約 1ms 程度) に流入する少量 (浸入する距離は高々数 mm 程度) の炉心物質によって Phase A の圧力が発生したとしてもその配管系、機器・系統に対する影響はほとんどないと考えられる。

#### 4. 大規模 FCI の発生可能性について

「常陽」MK-IV 炉心の燃料インベントリは 1 トン程度であり (大型軽水炉では 100 トン以上)、また、ULOF の事故シーケンスにおいてはそもそも大量の熔融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況は考えられない。一般に、大規模な FCI が発生するためには、安定膜沸騰条件下で熔融燃料とナトリウムとの大規模な粗混合状態が形成される必要があるとされている<sup>[13]</sup>。一方、ナトリウム冷却高速炉においては、ナトリウムの熱伝導度が高いために熔融燃料とナトリウムの接触界面温度は安定膜沸騰の発生条件をはるかに下回り、液-液接触による局所的な FCI が生じるため、大規模な粗混合状態が形成されることはない<sup>[14]</sup>。

#### 5. 高速炉の安全評価における FCI の評価

これまでの高速炉の安全評価における FCI の評価に関しては、1970 年代の米国 FFTF<sup>[15]</sup>及びフランス Superphénix<sup>[16]</sup>の 2 例がある。いずれも、事故シーケンスの機構論的解析を行うことなく、仮想的な再臨界事故の評価に替わるものとして、熔融燃料とナトリウムの初期混合状態を仮想し、ナトリウムの蒸発による熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換が解析された。

## 6. まとめ

「常陽」MK-IV炉心の燃料インベントリは1トン程度であり（大型軽水炉では100トン以上であるのに対して）、また、ULOFの事故シーケンスにおいてはそもそも大量の熔融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況は考えられない。一般に大規模FCIが起こるための必要条件は熔融燃料と冷却材が安定な膜沸騰条件下で粗混合状態を形成することとされているが、高速炉ではナトリウムの熱伝導度が高いために安定膜沸騰の発生条件が満たされることはない。

他方、大規模なFCIはないとしても、炉心損傷の進展の過程で熔融燃料と冷却材が接触・混合してFCI（ナトリウム蒸気の発生）を生じることは当然考えられる。ULOF事故シーケンスの各過程で起こりうるFCI現象については、SAS4AやSIMMER-IVによって適切に取り扱われており、その妥当性確認も行われている。

以 上

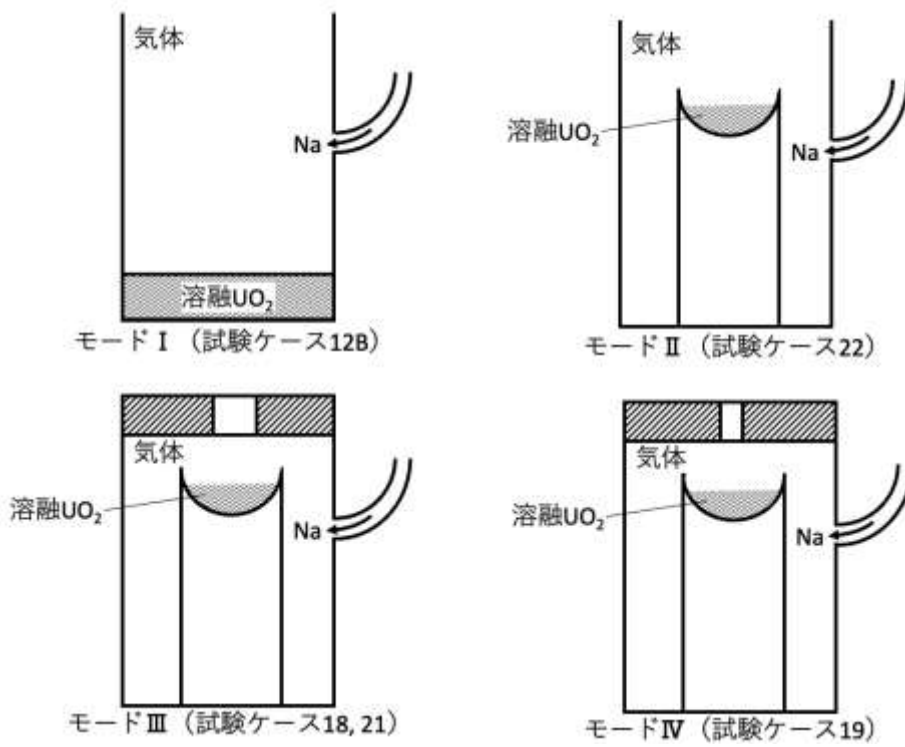
- [1] 佐藤 一憲, “CABRI-2 炉内試験総合評価 (3) : 单相冷却材中での破損後挙動”, 日本原子力学会 1994 春の年会, (1994).
- [2] Morita, K., et al. “SIMMER-III applications to fuel-coolant interactions,” Nucl. Eng. And Des., Vol.189, pp.337-357, (1999).
- [3] Yamano, H., Tobita, Y., “Experimental analyses by SIMMER-III on duct-wall failure and fuel discharge/relocation behavior,” Bull. JSME, Vol.1, No.4, (2014).
- [4] Konishi. K., et al., “The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -,” NTHAS5-F001, Fifth Korea-Japan Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006.
- [5] Matsuba, K. et al., “Distance for fragmentation of a simulated molten-core material discharged into a sodium pool”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.53, No.5, 707-712, (2016)
- [6] Matsuba, K. et al., “Experimental discussion on fragmentation mechanism of molten oxide discharged into a sodium pool”, Mechanical Engineering Journal, Vol.3, No.3, (2016).
- [7] Anzieu, P., “The CORECT-II fuel-coolant interaction experiments: Interpretation and subassembly accident model,” Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. IV, pp.251-259, Lyon (1982).
- [8] Fauske, H.K. and Koyama, K., “Assessment of Fuel Coolant Interactions (FCIs) in the FBR Core Disruptive Accident (CDA),” J. Nucl. Sci. and Tech., Vol.39, No.6, pp.601-614 (2002).
- [9] Johnson, T.R., et al., “Large-scale Molten Fuel-Sodium Interaction Experiments,” Proc. of the Fast Reactor Safety Meeting, pp.883-896, Beverly Hills, California (1974).
- [10] Magallon, D., et al., “Pouring of 100-kg-Scale Molten UO<sub>2</sub> into Sodium,” Nucl. Tech., Vol.98, No.1, pp.79-90 (1992).
- [11] Spencer, B.W., et al., “Results of recent reactor materials tests on dispersal of oxide fuel from a disrupted core,” Proc. of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, pp.877-882, Knoxville, Tennessee, (1985).
- [12] Konishi. K., et al., “The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -,” NTHAS5-F001, Fifth Korea-Japan Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006.
- [13] 飯田嘉宏、高島武雄, 「蒸気爆発とその原子力機構に関する実験」ながれ、第 7 巻、pp.203-211, 1988.

- [14] Fauske, H. K., Koyama, K., "Assessment of Fuel Coolant Interactions (FCIs) in the FBR Core Disruptive Accident (CDA) ," J. Nucl. Sci. and Tech., Vol. 39, No. 6, p. 608-614, 2002.
- [15] Simpson, D. D., "Resolution of Key Safety-Related Issues in FFTF Regulatory Review," CONF-761001, Vol.II, Proc. of the Int. meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, pp.400-410, Chigago, Illinois, October 5-8, 1976.
- [16] Bouchard, L. and Le Rigoleur, C., "The History of Fast Reactor Safety in France," Proc. of the 1990 Int. Fast Reactor Safety Meeting, pp.400-400, Snowbird, Utah, August 12-16, 1990.

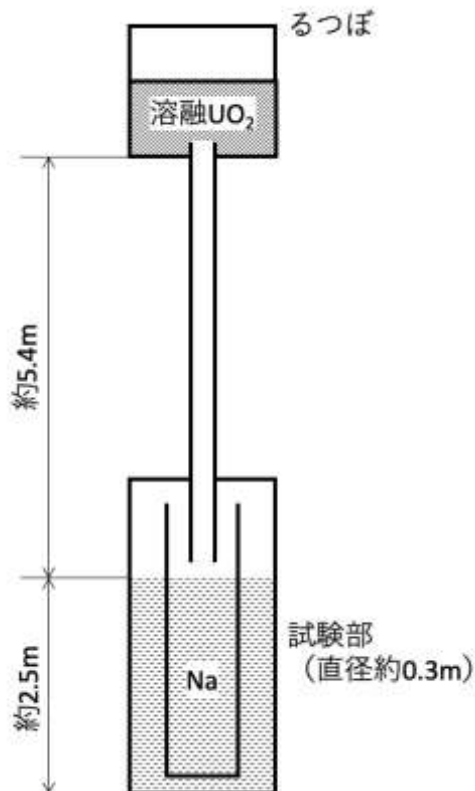
第 2.1 表 UO<sub>2</sub> とナトリウムを用いた FCI 実験

試験名	ケース	融体	質量 (kg)	加熱方法	高温融体温度 (°C)	FCI 発生状況	ナトリウム温度 (°C)	投入速度 (m/s)	発生圧力ピーク (MPa)	
CORECT-II	12B	UO <sub>2</sub>	4.15	高周波加熱	—	溶融UO <sub>2</sub> を皿状のるつぼに入れ、その周囲下方向からナトリウム液位を上昇させる。 I～IVの試験modeがあり、mode IIIとIVは閉じ込められた狭い空間内のFCI、mode Iは融体プールにナトリウムを上から注ぐ試験である。炉心近傍のFCIとして参考になるのは開放された空間で実施したmode IIである。	600	—	6.6	
	18	UO <sub>2</sub>	4.92	高周波加熱	—		III	685	—	7
	19	UO <sub>2</sub>	5.15	高周波加熱	—		IV	580	—	5
	21	UO <sub>2</sub>	4.86	高周波加熱	—		III	560	—	12
	22	UO <sub>2</sub>	5.13	高周波加熱	—		II	561	—	4.3
M-series	M1	UO <sub>2</sub> -Mo	1.4	テルミット	—	約3～3.2kgのナトリウムプールへ融体を落下させる。	288	3.3	0.43	
	M2	UO <sub>2</sub> -Mo	6.8	テルミット	—		299	18	0.69	
	M3	UO <sub>2</sub> -Mo	3	テルミット	—		627	3.9	0.28	
FARO-TERMOS	T1	UO <sub>2</sub>	110	通電加熱	3,000	直径50cm、深さ約2mのプールに約5m上から融体を落下させる。主に炉容器外でのFCIを想定した試験である。	400	10	未計測	
	T2	UO <sub>2</sub>	140	通電加熱	3,000		400	10	6	
CAMEL	C6	UO <sub>2</sub> -Mo	約2	テルミット	3,200	クリンチリバー増殖炉の制御棒案内管を横した直径10.23cmの流路に2.54cm径のパイプから融体を噴出させる。背圧はC6が0.59MPa、C7が0.31MPaである。	503	—	4	
	C7	UO <sub>2</sub> -Mo	約2	テルミット	3,200		503	—	未計測	
EAGLE	ID1	UO <sub>2</sub> -SS	—	核加熱	3,000以上	核加熱で燃料ピン束を溶融して形成した炉心プールがナトリウムを内包するダクトを溶融破損してFCIが発生する。	400	—	約0.15	

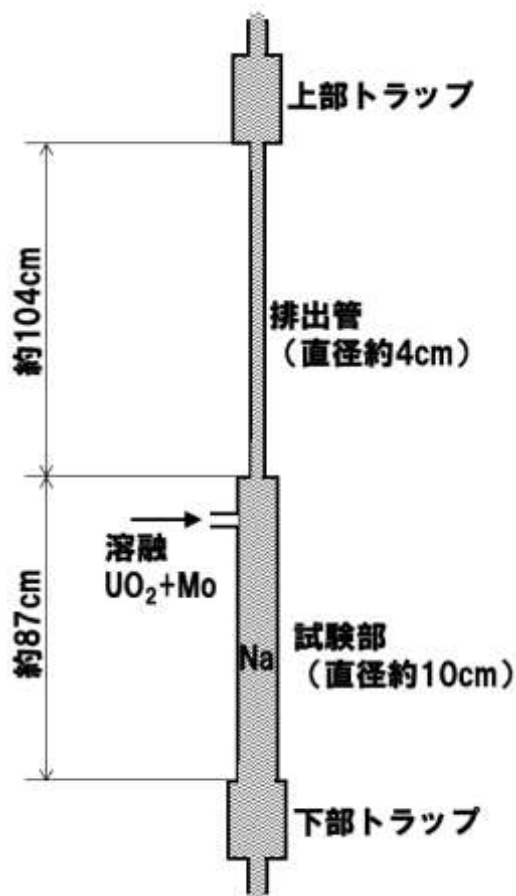




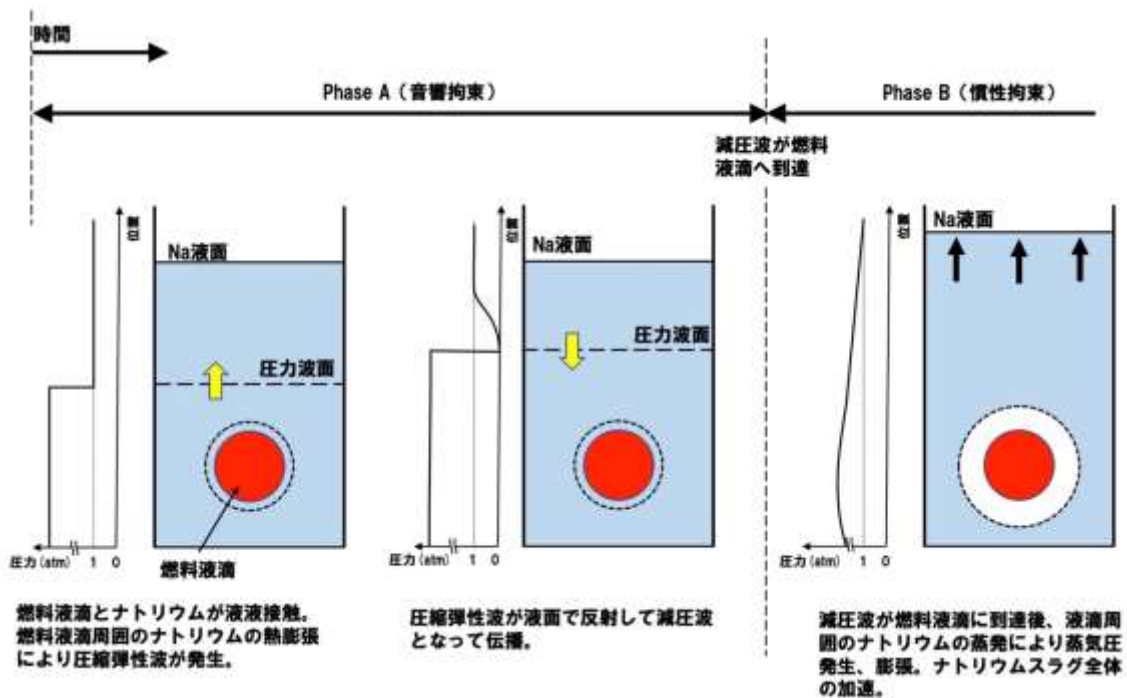
第 2.1 図 CORECT-II 試験装置概念図



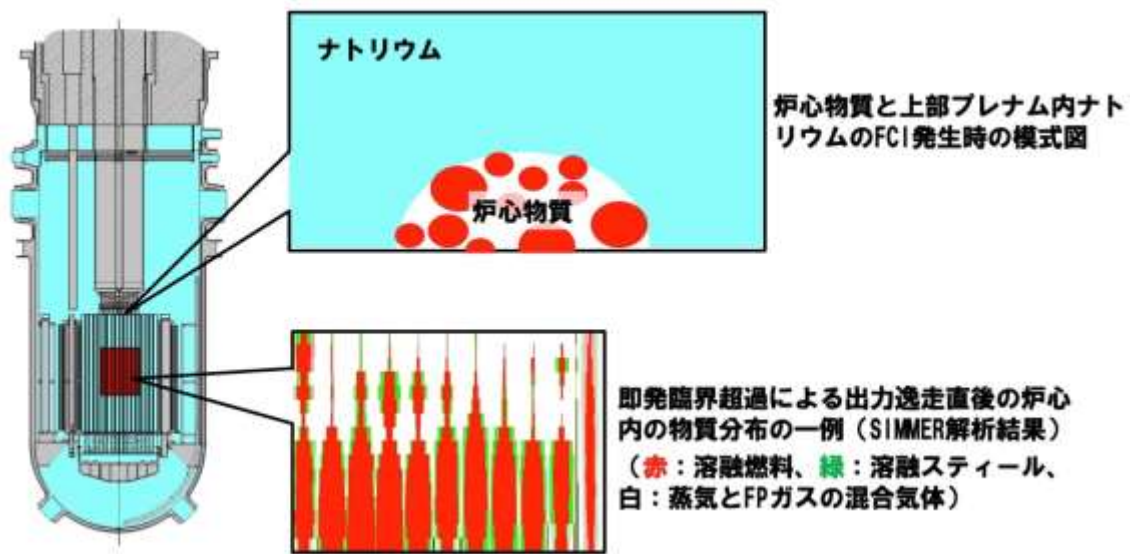
第 2.2 図 FARO-TERMOS 試験装置概念図



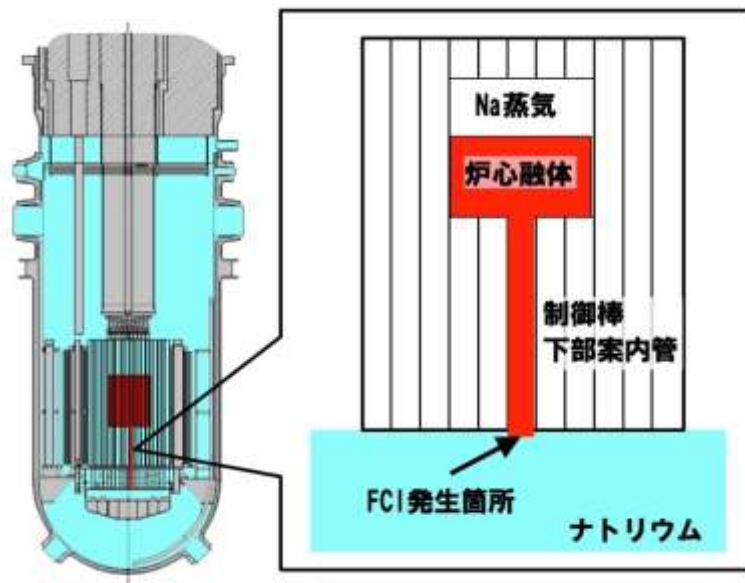
第 2.3 図 CAMEL 試験装置概念図



第 3.1 図 FCI における Phase A と Phase B



第 3.2 図 機械的エネルギー発生過程における上部プレナム下部での FCI



第 3.3 図 炉心物質が低圧プレナムに流出する際の FCI