

— 解説 —

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷，リロケーション
に関する総合効果試験

Integral Effect Tests on Core Fuel Damage and Relocation under Severe Accident Conditions

西田 浩二 (Koji Nishida) *1

要約 本報告ではシビアアクシデント時の炉心燃料損傷，リロケーションに関する総合効果試験であるSFD試験1-4，LOFT試験LP-FP-2，Phebus試験FPT0について解説した。更に，それらの試験での被覆管温度，流路面積の測定値とMAAP5コードの計算値の比較について解説した。試験体系，熱水力条件の差により燃料被覆管の温度挙動は異なるが，被覆管温度の測定値はジルコニウム-水発熱反応により急激に上昇し，その後，燃料のリロケーション等の影響を受けて変化する共通点がある。リロケーション後の分析結果からは，発熱長下端近くでは融点が比較的低いジルカロイ燃料被覆管，制御材等がリロケーションし，その上方にウラン，ジルコニウム，酸素の混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる共通点がある。MAAP5の計算値は被覆管温度の測定値を予測すると共に，これらの燃料のリロケーションを模擬し，流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

キーワード シビアアクシデント，炉心燃料損傷，リロケーション，ジルコニウム-水発熱反応

Abstract This paper reviews the SFD test 1-4, the LOFT test LP-FP-2 and the Phebus test FPT0, which are integral effect tests for core fuel damage and relocation during severe accidents. Furthermore, a comparison of the measured cladding temperature and flow area in those tests with the calculated values of the MAAP5 code is discussed. Although the behavior of cladding temperature differs due to differences in test systems and thermal-hydraulic conditions, there is a common characteristic in the measured cladding temperature, which increases rapidly due to the Zirconium-water exothermic reaction and then changes under the influence of fuel material relocation and other factors. Furthermore, the results of the post-examination show that Zircaloy fuel cladding, control rods and other materials with relatively low melting points are relocated near the lower end of the heated length, while the U-Zr-O mixture is relocated above it, resulting in a smaller flow area. The MAAP5 can predict the cladding temperatures and simulate the relocation of these fuel materials, and the calculated flow areas can predict the trend of the measured values

Keywords severe accident, core fuel damage, relocation, Zirconium-water exothermic reaction

1. はじめに

1979年に起きた米国のスリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)事故，1986年に起きた旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所事故により，1980～1990年代はシビアアクシデント(SA)への関心が高まり，SA研究が世界的に行われた。日本では旧日本原子力研究所及び旧原子力発電技術機構でSAの研究が実施されたが，1990年代後半からは軽水炉は実証された技術であり，SAの発生確率が低いという認識からSA研究が減少した。2011年3月に福島

第一原子力発電所でSAが起きた。福島第一原子力発電所の事故以降，国内外でSAの研究の重要性が再認識された。

SAの防止策，緩和策を検討するには，原子力プラントの特性を把握すると共に，SA時の現象を試験および解析結果等で理解することが重要である。

日本原子力学会「シビアアクシデント」研究専門委員会では，福島第一原子力発電所3号機を対象に事故進展解析の主に熱水力に関わる課題をPIRT(Phenomena Identification Ranking Table)で検討し，燃料集合体の溶融開

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

始から原子炉压力容器内の下部プレナムへのリロケーションの時間帯の解析結果が、原子炉压力容器の損傷以降の事故進展にも大きく影響すると報告⁽¹⁾している。

米国では、福島第一原子力発電所の SA 解析コードの結果を検討し、原子炉压力容器内での炉心損傷、炉心溶融物挙動に関する知識が不足していると報告⁽²⁾している。更に福島第一原子力発電所 1 号機を対象とした SA 解析コード MAAP と MELCOR の解析結果の差異と、炉心損傷、リロケーションに関連する解析モデルについても報告⁽³⁾している。

SA の社会的影響を考えると、原子炉压力容器内での炉心燃料損傷、リロケーションの緩和策の検討が望まれる。INSS では、総合効果試験の被覆管温度、リロケーションによる流路面積の変化を MAAP5 で検討すると共に、SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションの解明を進めている。

本報告では SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験について解説する。更に総合効果試験における被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較についても解説する。

2. 炉心損傷に関する総合効果試験

2.1 総合効果試験の概要

米国 TMI-2 事故の当時、シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する総合効果試験データは少なかった。TMI-2 事故を契機として米国、欧州を中心に、SA の研究が本格的に開始され、炉心損傷、リロケーションを模擬した炉内試験、炉外試験が実施された。これらの試験の概要については西田⁽⁴⁾の報告がある。

TMI-2 事故後に実施された総合効果試験の中で、SFD 試験 1-4⁽⁵⁾、LOFT LP-FP-2 試験⁽⁶⁾⁽⁹⁾、Phebus 試験 FPT0⁽¹⁰⁾⁽¹³⁾と TMI-2 事故の条件比較を表 1 に示す。これらの試験装置は実機 TMI-2 と比較すると燃料棒が短尺で、燃料棒と制御棒の総本数が少なく、TMI-2 炉心と比較してサイズが小さい。更にシステム圧力条件は TMI-2 を包括しておらず、SA 解析コードをこれらの試験で検証した上で、実機炉心損傷、リロケーションについて明らかにする必要がある。

SFD (Severe Fuel Damage) 試験 1-4 は、米国のアイダホ国立工学研究所の PBF (Power Burst Facility) 炉を用いた SFD シリーズ試験の 4 回目の試験である。SFD 試験 1-4 の特徴は、PWR の小破断 LOCA に相当する高圧の約 7MPa で、TMI-2 事故の初期を模擬し、燃料集合体の損傷、リロケーションが比較小さい。

燃料集合体内には燃料棒 28 本、制御棒 4 本の 32 本が正方配置され、発熱長は短尺の 1m である。試験では出力を増大させて燃料集合体内で燃料損傷、リロケーションさせた。

システム圧力は TMI-2 事故時の圧力に近い高圧の約 7MPa であり、燃料被覆管のジルカロイ (Zry) 中のジルコニウム (Zr) と UO₂ ペレットの接触が維持されやすくなることから、UO₂ よりも融点の低い U-Zr-O 混合物が生成されやすいと考えられる。出力の増大により燃料集合体内の水位が低下し、蒸気の発生量が小さくなることから、蒸気と Zr との発熱反応が抑制される蒸気枯渇条件での燃料集合体損傷、リロケーションについての知見を得ることができる。

LOFT 試験 LP-FP-2 は、OECD/NEA 傘下で米国アイダホ国立工学研究所の試験炉で実施された LOFT シリーズ試験のうち、核分裂生成物 (FP: Fission Product) の発生・移行を解明するために実施された 2 回目の試験である。LOFT 試験 LP-FP-2 は LOFT シリーズ試験の中で最も炉心損傷の大きな試験であるが、LOFT シリーズ試験が主に LOCA 等を研究対象としていたことから、LOFT 試験 LP-FP-2 も SFD 試験 1-4 と同様に SA 初期の損傷、リロケーションを模擬した試験である。

LOFT 試験 LP-FP-2 の特徴は、PWR システムの原子炉压力容器、加圧器、蒸気発生器等を模擬した体系で、燃料集合体 9 体から成る炉心で SA 時の炉心損傷、リロケーションについて検討したことである。燃料棒の発熱長は短尺の 1.67m である。9 体の燃料集合体のうち、中央に配置する燃料集合体の周囲に断熱材を設置して周囲への放熱を抑制し、中央の燃料集合体の損傷、リロケーションを促進させた。

試験では定格圧力から原子炉容器内の冷却材を流出させ、沸騰遷移、燃料損傷、リロケーションを発生させる。そして炉心に注水して試験を終了させる。沸騰遷移発生後のシステム圧力は約 1.4MPa である。実機と比較して炉心サイズは小さいものの、崩壊熱による炉心の SA 事象を模擬している。沸騰遷移から再冠水時までの燃料損傷、リロケーションについて検討できること、更に PWR システムと同様な機器構成であることから、SA 時の炉心損傷、リロケーションに及ぼす機器、配管構成が及ぼす影響について検討することができる。

フランスの Phebus 試験 FPT0 は、Phebus FP シリーズ試験の 1 回目の試験である。1~4 回目までの試験 (燃料集合体の燃焼度、熱水力条件が異なる) では健全な燃料集合体、最後の 5 回目の試験ではデブリベッドの状態での試験が実施された。

Phebus FP 試験の主な目的は、核分裂生成物の発生・移行や格納容器内でのエアロゾルの付着挙動を解明することであるが、燃料集合体の被覆管温度、リロケーション後の軸方向の質量分布も明らかにされている。

Phebus 試験 FPT0 では、蒸気を燃料集合体の下方から供給している。燃料集合体には燃料棒が 20 本、制御棒が 1 本配置され、発熱長は 1m であり、試験体サイズは小さい。システム圧力は 0.2MPa と低いが、SA 晩期の溶融プールが形成される燃料集合体の損傷、リロケーションについての試験結果を与えている。

以上、SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 試験の概要について報告した。以下では MAAP5 の概要とこれら総合効果試験の被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説する。

表1 SA 時の燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験と TMI-2 の条件比較

Items	SFD 1-4	LOFT LP-FP-2	Phebus FPT0	TMI-2
Fuel Damage	Small	Small	Large	Large
Number of Rods*	32	1,408	21	38,825
Heated Length [m]	1	1.67	1	3.7
System Pressure [MPa]	7	1.4+	0.2	5+
Heated Method	Nuclear Reaction Heat	Decay Heat	Nuclear Reaction Heat	Decay Heat

*Rods: Fuel Rods + Control Rods

2.2 SA解析コードMAAP5の概要

MAAP5 は米国 EPRI が所有する SA 解析コードで、軽水炉の SA 時の炉心損傷、リロケーション、原子炉圧力容器の破損、格納容器の破損、水素発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できる。本報告では、原子炉圧力容器内での炉心損傷、リロケーションを対象としており、関連する主な解析モデル⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾を以下に示す。

炉心損傷、リロケーションに関わる重要な化学反応の一つにジルコニウム(Zr)-水発熱反応がある。この反応は被覆管温度が約 1500K 以上になると顕著になり、発熱を伴いながら高融点の ZrO₂ と水素が生成される。もう一つは、溶融 Zr と UO₂ が反応し、UO₂ よりも低融点で流動する U-

Zr-O 混合物を生成する反応である。MAAP5 にはこれらの化学反応モデルが組み込まれている。

MAAP5 では、重力による溶融物の下方向へのリロケーションを、液膜モデルと管内流モデルで計算⁽¹⁴⁾される。液膜モデルでは、計算ノード内の燃料棒等の燃料の外表面の溶融物のリロケーションを計算する。管内流モデルでは、ノード内を占める燃料の割合が大きい時、その隙間を通過する溶融物のリロケーションを計算する時に用いられる。更に、燃料棒等が Larson-Miller パラメータに基づき機械的に破損すると判定し、リロケーションするモデルも組み込まれている。SA 時には融点の低い Ag-In-Cd 制御材から溶融するが、MAAP5 では溶融した制御材がステンレス被覆管、ジルカロイ(Zry)案内管の温度が約 1500K までは管内に留まると仮定⁽¹⁵⁾されている。

2.3 SFD試験1-4

SFD 試験 1-4⁽⁶⁾の試験体の横断面を図 1 に示す。試験体は試験炉の炉内管(内径 155mm)の中央に設置され、試験炉の核加熱により燃料損傷、リロケーションさせる。試験部の中央部には燃料集合体を配置している。燃料集合体は 28 本の Zry 被覆管の燃料棒、4 本の Zry 制御棒案内管内の制御棒(ステンレス被覆管、Ag-In-Cd 制御材)および Zry ライナーをから構成される。燃料棒ピッチは 12.75mm である。燃料棒のうち 26 本は外径 9.5mm の照射燃料棒であり、2 本は外径 9.63mm の未照射燃料棒である。未照射燃料棒には、温度を測定するための熱電対が被覆管の内面と燃料棒の中央に取付けられている。制御棒案内管の外径は 12.24mm、内径は 11.43mm である。制御棒の外径は 9.7mm であり、4 本の制御棒のうち、1 本の制御棒にも熱電対が設けられている。

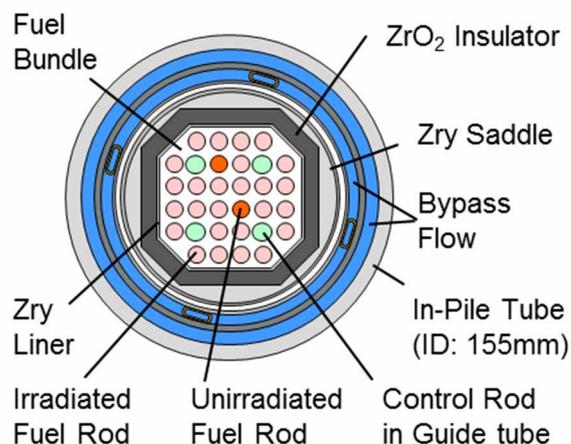


図1 SFD 試験 1-4 の試験体の横断面

試験はシステム圧力 7MPa で実施され、図 2 に示す様に燃料集合体の出力を増大させることで、燃料集合体の水位が低下する。これにより燃料棒の被覆管温度が上昇して燃料損傷、リロケーションが発生する。本試験は燃焼集合体への蒸気流量が少なく、所謂、蒸気枯渇条件での試験である。

MAAP5 の解析では、燃料集合体の半径方向を 1 ノード、発熱長方向を 10 ノードに分割した解析モデルを用いた。MAAP5 の計算では、燃料集合体を囲む ZrO₂ 断熱材、Zry サドル等の熱抵抗、燃料集合体からバイパス流(水)への漏れ熱を考慮している。

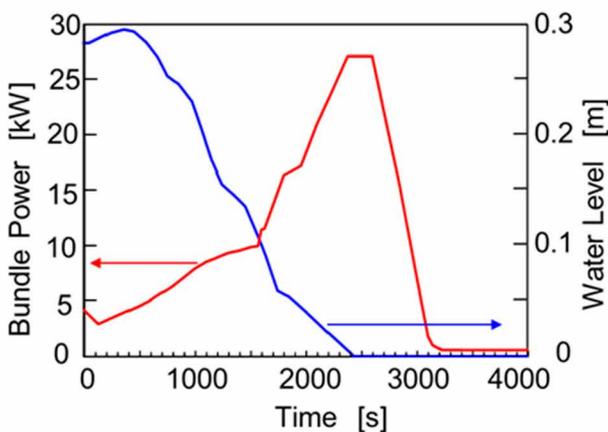


図 2 燃料集合体の出力と水位

燃料棒の発熱長は 1m であり、被覆管温度は高さ方向に 3 カ所で測定されている。発熱長上端に近い高さ 0.783m での被覆管温度の測定値と計算値を図 3 に示す。被覆管温度の測定値は約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなり、約 2000K で熱電対が損傷することにより、指示値が消失している。

MAAP5 の被覆管温度の計算値には 2 つの条件について示している。計算値 I⁽¹⁶⁾は、Zr-水発熱反応の評価に Baker-Just 式⁽¹⁷⁾、燃料被覆管表面に向かう蒸気拡散速度は熱散率に等しいと仮定した(1)式⁽¹⁸⁾で評価した。

$$M_{H_2O} = \frac{D\rho Sh}{L} \left(\frac{1}{1-Y_{H_2O}} \right) \quad (1)$$

ここで D は蒸気拡散係数(m²/s)、 ρ は混合密度(kg/m³)、 Sh はシャーウッド数(-)、 L は特性距離(m)、 Y_{H_2O} は蒸気の質量率(-)である。

蒸気拡散係数 D は蒸気と水素の混合気体中の圧力と被覆管温度の影響を考慮した(2)式⁽¹⁹⁾で評価した。

$$D = 6.61 \times 10^{-4} \frac{T_g + 0.3(T_c - T_g)}{P} \quad (2)$$

ここで T_g はガス温度(K)、 T_c は燃料被覆管温度(K)、 P は圧力(Pa)である。

MAAP5 の計算値による被覆管温度は、1700K 付近から温度上昇が鈍化し、測定値と計算値との差が大きくなった。これは、燃料集合体の下部で、Zr-水発熱反応により水蒸気中の酸素が消費され、高さ 0.783m では高さでは発熱反応に寄与できる酸素が不足したためと考えられる。

(2)式は水蒸気と水素の混合気体容器中に Zr 小試験片を置いて得られた試験データから導出され、燃料被覆管表面で高さ方向の速度及び濃度境界層が発達した試験データから導かれた評価式ではない。今後、燃料集合体体系での発達した境界層でのデータが望まれる。

Nishida ら⁽²⁰⁾は燃料集合体での蒸気拡散が被覆管表面の水素の濃度境界層により抑制されると考え、拡散抑制係数 m を用いた(3)式を提案している。

$$M_{H_2O} = m \frac{D\rho Sh}{L} \left(\frac{1}{1-Y_{H_2O}} \right) \quad (3)$$

計算値 II⁽²⁰⁾は(3)式で拡散抑制係数を 0.1 とした時の被覆管温度を示している。蒸気拡散が被覆管表面の水素の濃度境界層により抑制されることを考慮することで、燃料集合体の高さ 0.783m での Zr-水発熱反応による被覆管温度の急上昇の MAAP5 による予測性を向上できることがわかった。尚、(3)式は燃料集合体の下部の被覆管温度の計算値にあまり影響を与えないことを確認している。

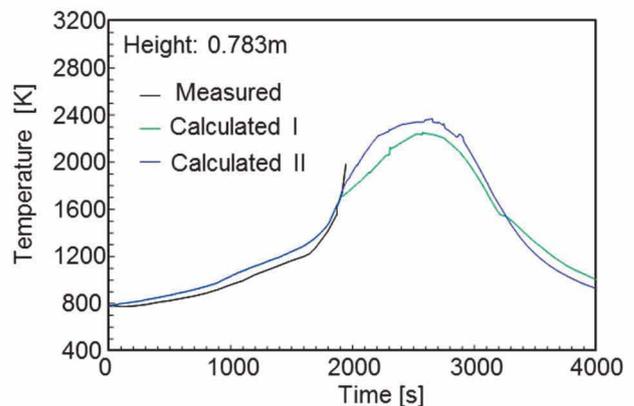


図 3 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

流路面積の測定値と MAAP5 の計算値を図 4 に示す。測定値はリロケーション後に測定された局所の値である。計算値は 4000s の値であり、燃料棒の発熱長さ 1m を 10 ノードに分割したノード平均の値である。

流路面積の測定値は燃料損傷、リロケーションにより、一点鎖線で示す初期の流路面積より燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の分析結果からは、高さ 0.1m 付近では融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主に占めている。また、高さ 0.3m 付近の流路面積が小さい高さでは U-Zr-O 混合物等がリロケーションしている。更に、燃料集合体の上方では燃料棒が機械的に破損して、 UO_2 の一部もリロケーションしていると報告⁽⁶⁾されている。

図中に示す流路面積の計算値 I、計算値 II は、燃料集合体の上部では初期値より余り大きくなっていない。これは MAAP5 の計算では機械的な損傷が生じていないためである。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値と良く一致はしていないが、融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が最下方までリロケーションし。その上方に U-Zr-O 混合物等がリロケーションする測定値の傾向を予測している。

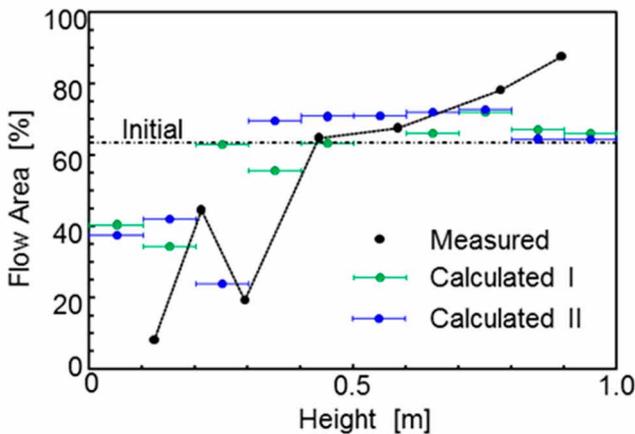


図 4 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、圧力 7MPa、蒸気枯渇条件で実施された SFD 試験 1-4 の燃料被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 解析から得られた知見について解説した。

被覆管温度の測定値は、約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなる。発熱長上端近くの MAAP5 の被覆管温度の計算値は、燃料棒表面への蒸気拡散が水素の濃度境界層により抑制されると考えて Zr-水反応熱を計算することで、測定値に近い結果となった。

流路面積の測定値は燃燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の試験分析結果からは、高さ 0.1m 付近では融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションし、その上方に U-Zr-O の混合物がリロケーションする。MAAP5 の計算では、これらの燃料のリロケーション、流路面積の測定値の傾向を予測している。

2.4 LOFT 試験 LP-FP-2

LOFT 試験 LP-FP-2⁽⁶⁾⁽⁹⁾の機器・システム構成を図 5 に示す。試験時には健全ループコールドレグ(ILCL: Intact Loop Cold Leg)破断ライン、低圧注水システム(LPIS: Low Pressure Injection System)ラインから原子炉圧力容器内の保有水をサプレッション容器に流出させさせる。更に、加圧器逃し弁(PORV: Power Operated Relief Valve)も用いて原子炉圧力容器内の保有水量を低下させ、沸騰遷移、炉心損傷、リロケーションを発生させる。

試験時の 1 次系圧力の変化を図 6 に示す。ILCP, LPIS, PORV から冷却材を流出させることで 1 次系の圧力は低下しており、被覆管最高温度を調整するために ILCP ラインの開閉操作を行っている。

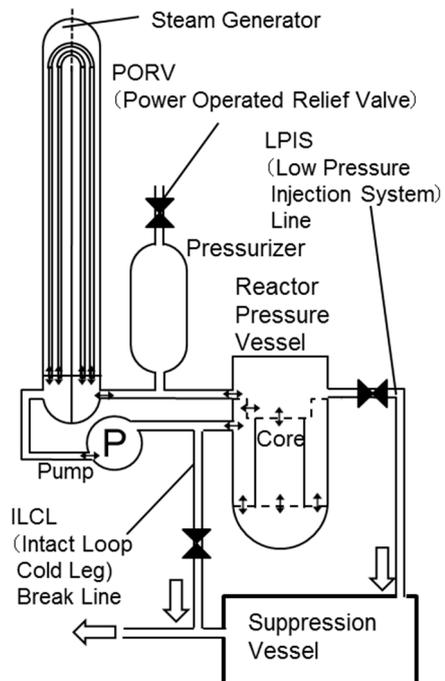


図 5 LOFT 試験 LP-FP-2 の試験装置の構成

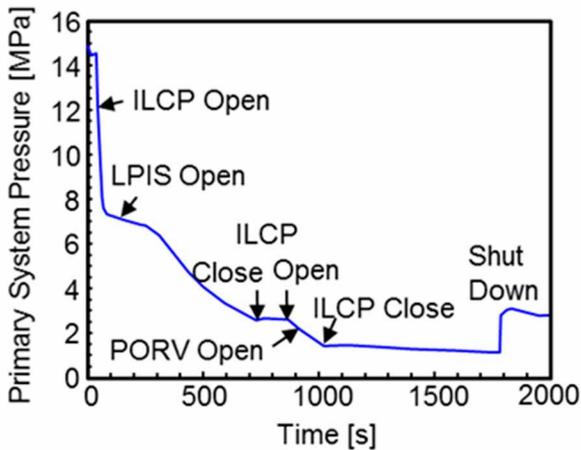


図6 1次系圧力の変化

LOFT 試験 LP-FP-2 における炉心の横断面を図 7 に示す。図中に示す中央燃料集合体は 11×11 配列であり、Zry 制御棒案内管(外径 13.84mm, 内径 12.98mm), ステンレス製被覆管(厚さ 0.51mm)を持つ Ag-In-Cd 制御棒(外径 10.7mm), 中性子計測管, Zry 被覆管(厚さ 0.67mm), および UO₂ 燃料棒(外径 10.7mm)から構成される。外周 2 層の燃料棒領域に ZrO₂ 断熱材を設けることにより、径方向の放熱を抑制して、中央燃料集合体の損傷、リロケーションを促進させる。

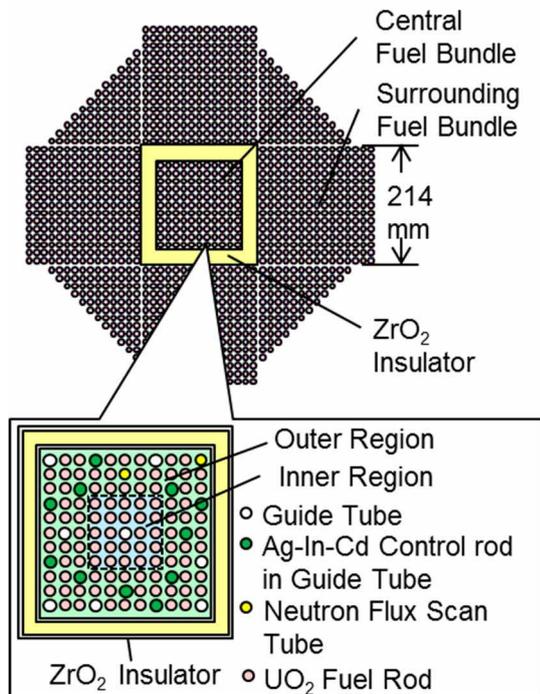


図7 炉心と中央燃料集合体の構成

周囲燃料体は、4 体の 15×15 配列の正方燃料集合体と 4 体の 12×12 配列の三角形の燃料集合体から構成される。燃料棒の発熱長は 1.68m であり、高さ 0.25m, 0.69m, 1.07m で熱電対により被覆管温度が計測された。

著者らが実施した LOFT 試験 LP-FP-2 の被覆管温度評価⁽²⁾に用いた MAAP5 解析モデルでは、中央燃料集合体を半径方向に 1 ノードで計算したが、本報告では、燃料集合体内での被覆管温度及びリロケーションの差を確認するために図 7 に示す様に中央領域と外側領域の 2 ノードとし、周囲燃料集合体 (8 体) に 1 ノードを与えた。軸方向は発熱長(1.68m)を 6 ノードに分割した。中央燃料集合体を囲う ZrO₂ 断熱材は BWR のチャンネルボックスのモデルを利用した。

中央燃料体の高さ 1.07m での被覆管温度の測定値と計算値の比較を図 8 に示す。被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に Zr-水発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットして急低下する。

被覆管温度の MAAP5 の計算値は、内側領域と外側領域で大きな差はなく、沸騰遷移発生時刻、その後の被覆管温度の上昇を予測している。発熱反応による急激な温度上昇は測定値よりも若干遅く、燃料のリロケーションによる温度変動は小さいが、再冠水時の直前までの被覆管温度挙動をほぼ予測している。

MAAP5 には膜沸騰熱伝達、クエンチフロント、リウエットのモデルが組み込まれていない。本計算では注水流量を調整することで再冠水時の被覆管温度挙動を予測できるかを検討している。図 8 からわかる様に、冠水時の注水流量を調整することで、再冠水時の一時的な被覆管温度の急上昇、リウエット時の低下を予測できた。

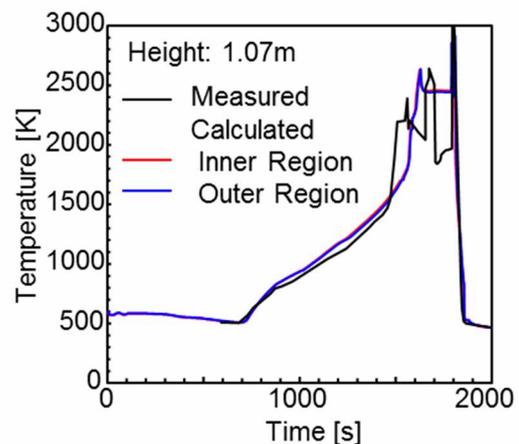


図8 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

流路面積の測定値と MAAP5 の計算値との比較を図 9 に示す。測定値は燃料損傷、リロケーション後に測定された局所の値である。計算値は 2000s の値であり、燃料棒の発熱長さ 1.67m を 6 ノードに分割したノード平均の値である。

流路面積の測定値は燃料損傷、リロケーションにより、一点鎖線で示す初期の流路面積より燃料集合体の下方で小さく、上方では大きく、更に加熱長上端に向かうほど大きくなる。

高さ 0.2m 付近では、融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションしたことにより流路面積が小さくなっている。また、高さ 0.45m 付近では、U-Zr-O 混合物等がリロケーションしたことにより流路面積が小さくなっている。

図中に示す流路面積の MAAP5 の計算値は、最上端では燃料棒が機械的に損傷しないために流路面積の変化はあまりない。最上端の計算ノードを除くと、燃料集合体の下方で初期より小さく、上方で大きくなる傾向を予測している。更に、最下端の計算ノードには融点の低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションし、下端から 2 番目の計算ノードには U-Zr-O 混合物等がリロケーションしており、燃料のリロケーションの挙動をほぼ予測している。

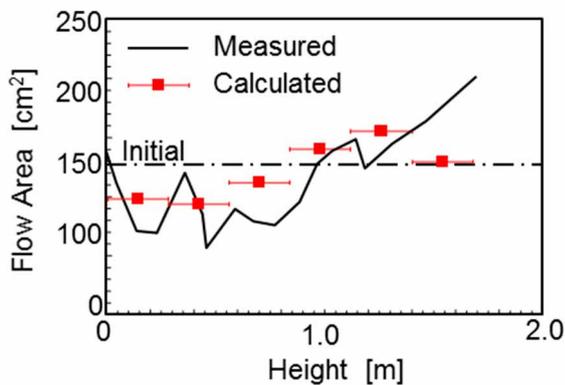


図 9 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、PWR システム体系で SA 初期の炉心損傷、リロケーションを模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 と MAAP5 解析から得られた知見について解説した。

被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に被覆管の発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットすることで急激に

低下する。MAAP5 はこの時の被覆管温度の測定値をリウエットを除きほぼ予測している。

LOFT 試験 LP-FP-2 の流路面積の測定値は、SDF 試験 1-4 と同様に燃燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、燃料損傷、リロケーション後の分析結果からは、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主に占めている。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

2.5 Phebus試験FPT0

Phebus 試験 FPT0⁽¹⁰⁾⁽¹³⁾の試験体の横断面を図 10 示す。試験体は Phebus 試験炉の中央部に設置され、燃料集合体、断熱材、シュラウド等から構成される。燃料集合体には下方から蒸気が供給され、システム圧力は 0.2MPa である。燃料集合体には外径 9.5mm の燃料棒が 20 本、制御棒案内管(外径 12.1 mm, 内径 11.3 mm)の Ag-In-Cd 制御棒(外径 9.7 mm)が 1 本配置されている。燃料棒のピッチは 12.6mm である。燃料集合体は、保護層、内側と外側の断熱材、スリーブ、2つの隙間からなるシュラウドで囲まれた。蒸気が充満した隙間は、試験用バンドルからの熱損失低減の効果を高める。更に、シュラウドの周囲は圧力管で囲まれている。圧力管の外周面は、圧力管と炉内管の間で水によって冷却されている。

MAAP5 解析では、図に示す様に燃料集合体を半径方向に中央領域と外側領域の 2 ノードに分割し、発熱長は高さ方向に 10 ノードに分割した解析モデルを用いた。計算では、燃料集合体を囲むシュラウド等の熱抵抗、燃料集合体から炉内管と圧力管の間を流れる水への漏れ熱を考慮している。

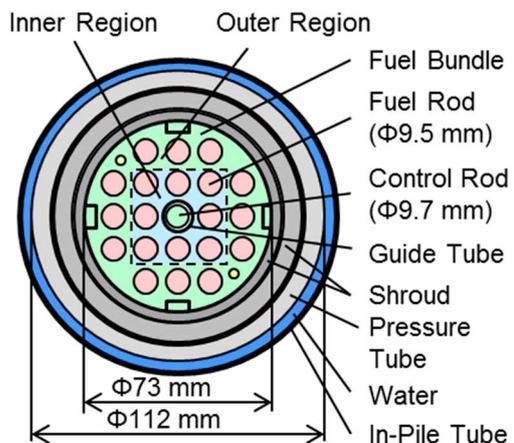


図 10 Phebus 試験体の横断面

Phebus 試験 FPT0 は、SA の燃料損傷、リロケーションの晩期を模擬した試験である。燃料集合体の出力と蒸気流量を図 11 に示す。試験開始から 10140s までは準備フェーズであり、計測系の校正等を実施した。10140s から加熱フェーズであり、燃料体出力と蒸気流量を増大させる。このフェーズで、燃料損傷、リロケーションを促進させ、溶融プールを形成させる。

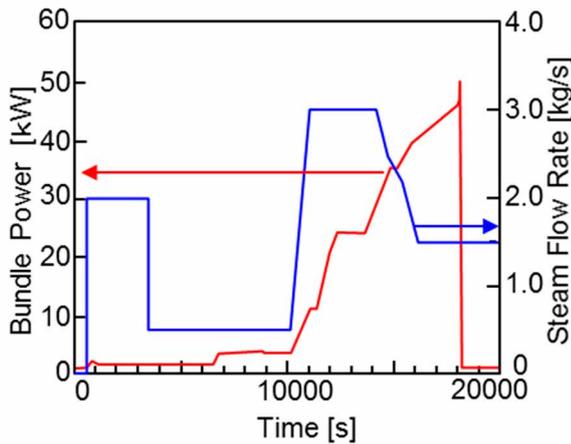


図 11 燃料集合体の出力と蒸気流量

高さ 0.8m における燃料集合体の内側領域の被覆管温度の測定値と MAAP5 の計算値との比較を図 12 に示す。加熱フェーズに入って燃料集合体の出力を増大させることにより被覆管温度は上昇する。更に蒸気流量の増大により Zr-水反応が促進されるために、被覆管温度の測定値は 1500K 付近から急上昇し、第 1 のピーク値に達する。溶融した高温の燃料がリロケーションすることにより、一旦は被覆管温度が若干低下するものの、蒸気流量を減少させながら出力を更の増大することにより、再び被覆管温度は上昇して第 2 のピーク値に達する。その後、リロケーションにより再び被覆管温度は低下し、ほぼ一定の被覆管温度を示した後、燃料集合体出力を急減することで急激に低下する。

図中には Zr-水発熱反応を Baker-Just 式⁽¹⁷⁾で評価した被覆管温度の計算値⁽²²⁾と Urbanic-Heidrick 式⁽²³⁾で評価した計算値を示している。Baker-Just 式は Zr-水反応を高温領域で過大評価することが知られており、燃料集合体の出力と蒸気流量の増大による最初の被覆管温度の第 1 のピーク値を Urbanic-Heidrick 式よりも過大評価した。両式による被覆管温度の計算値は測定値で見られる第 2 の急激な増大はみられない。MAAP5 の計算では、被覆管温度の第 1 のピークで Zr-水反応で Zr の消費量を過大評価し、

第 2 のピークでは反応に寄与できる Zr が不足するためと考える。

MAAP5 の計算値は第 1 ピークの被覆管温度の測定値を過大評価、第 2 ピークの被覆管温度の測定値を過大評価するが、燃料体出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の被覆管温度の測定値をほぼ予測している

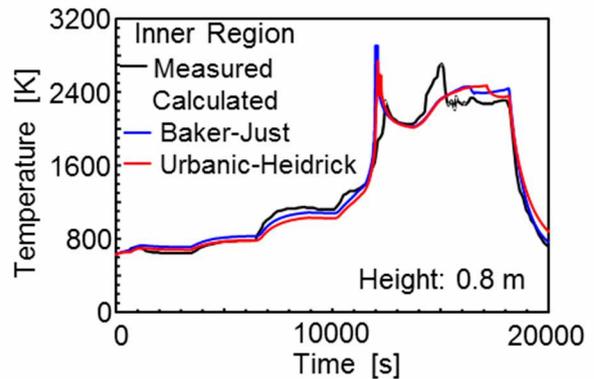


図 12 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

Phebus 試験 FPT0 では、燃料損傷、リロケーション後の軸方向の質量分布の測定結果が示されているが、流路面積の分布は示されていない。本報告では Phebus 試験 FPT0 後に撮影された横断面写真⁽¹³⁾から流路面積を評価し、MAAP5 の計算値と比較する。写真は高さが異なる 5 横断面で撮影されている。燃料集合体の上方の 2 断面は流路と燃料材料の境界が明確でないことから、下方の 0.1~0.3m の 3 断面について比較する。

流路面積の写真⁽¹³⁾からの評価値(測定値)と MAAP5 の計算値との比較を図 13 に示す。高さ 0.1m, 0.2m では溶融プールが形成され、燃料集合体の横断面の大部分を燃料が閉めるために流路面積の測定値は小さくなる。その上方の 0.3m ではシュラウド壁近傍に燃料が残っているものの、燃料集合体の中央部は大きな空間が占めるために、流路面積の測定値は一点鎖線で示す初期値よりも大きくなっている。

図中には Zr-水発熱反応を Baker-Just 式、Urbanic-Heidrick 式で評価した流路面積の MAAP5 の計算値を示している。両計算は高さ 0.4m より下方で初期の流路面積より小さく、高さ 0.5m より上方で初期の流路面積が大きくなっている。溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さは測定値が 0.2~0.3m であるのに対して、計算値では 0.4~0.5m であり、高さは若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。

Zr-水発熱反応を Baker-Just 式と Urbanic-Heidrick 式で評価した場合を比較すると、Urbanic-Heidrick 式の方が燃料集合体の上方と下方の流路面積差を大きく評価し、測定値に近い流路面積を予測することがわかる。

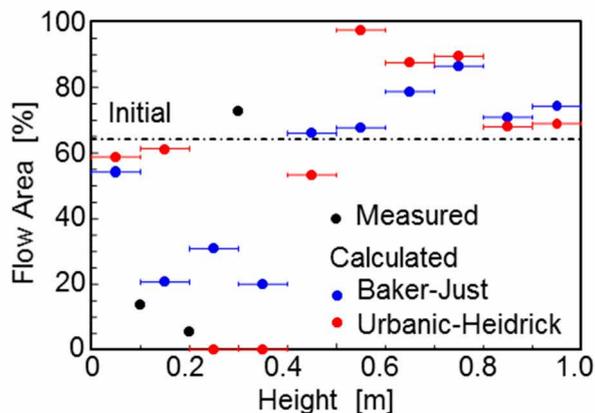


図 13 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、SA 時の燃料損傷、リロケーションの晩期を模擬した Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説した。

Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度の測定値は、1500K 付近から急上昇し、燃料集合体の出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の燃料のリロケーション等により変動する。MAAP5 の被覆管温度の計算値は測定値をほぼ予測している。

MAAP5 の流路面積の計算値は、溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さの予測が若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。

3. おわり

本報告では SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験である SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 について解説した。更に、それらの試験での被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説した。主な知見を以下に示す。

- (1) SFD 試験 1-4 の被覆管温度の測定値は、約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなる。発熱長上端近くの MAAP5 の被覆管温度の計算値は、燃料棒表面への蒸気拡散が水素の濃度境界層により抑制されると考えて Zr-水反応熱を計算することで、測定値に近い結果となった。流路面積の測定

値は燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の分析結果からは、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等がリロケーション、その上方に U-Zr-O 混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる。MAAP5 の計算では、これらの燃料のリロケーションを模擬し、流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

- (2) LOFT 試験 LP-FP-2 の被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に Zr-水発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットすることで急激に低下する。MAAP5 はこの時の被覆管温度の測定値をほぼ予測している。流路面積の測定値は、SFD 試験 1-4 と同様に燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。
- (3) Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度の測定値は、1500K 付近から急上昇し、燃料集合体の出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の燃料のリロケーション等により変動する。MAAP5 の被覆管温度の計算値は測定値をほぼ予測している。流路面積の MAAP5 の計算値は、溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さの予測が若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。
- (4) SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 の燃料被覆管の温度挙動は試験体系、熱水力条件の差により異なるが、被覆管温度の測定値は Zr-水発熱反応により急激に上昇し、その後、燃料のリロケーション等の影響を受けて変化する共通点がある。また、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等がリロケーション、その上方に U-Zr-O 混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる。MAAP5 の計算値は被覆管温度の測定値を予測すると共に、これらの燃料のリロケーションを模擬し、流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

引用文献

1.

- (1) 日本原子力学会 「シビアアクシデント評価」 研究専門委員会, シビアアクシデント評価に関する研究報告書, 平成 26 年 11 月.
- (2) Edited by Famer, M., Reactor Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).
- (3) Wachowiak, R., Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study, EPRI 3002004449 (2014).
- (4) 西田浩二, シビアアクシデント時の炉心損傷及びピロケーションに関する知見と今後の課題, INSS JOURNAL Vol. 26 2019 C-1 (2019).
- (5) Petit, D. A., et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Test 1-4, Test Result Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
- (6) P. Adams, et al, Quick-Look Report on OECD LOFT Experiment LPFP-2, OECD LOFT-T-3804(1985).
- (7) Fell, J., and Modro, S. M., An Account of the OECD LOFT Project, OECD LOFT-T-3907 (1990).
- (8) Pena, J. J., Enciso, S., Reventos, F., Thermal-Hydraulic Post-Test Analysis of OECD-LOFT LP-FP-2 Experiment, NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).
- (9) Coryell, E. W., et al., Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160 NEACSNI-R(94)3 EGG-2721 (1994).
- (10) Mueller, K., et al., Final Interpretation Report of the PHEBUS test FPT0 (Bundle Aspects), EUR 23222 EN (2007).
- (11) Smit, S.-O., Sengpiel, W., Hering, W., Investigation of the Phebus FPT0 Bundle Degradation with SCDAP/RELAPS, FZKA 6083 (1998).
- (12) B. Clément, B., Hanniet-Girault, N., Repetto, G., Jacquemain, D., LWR Severe Accident Simulation: Synthesis of the Results and Interpretation of the First Phebus FP experiment FPT0, Nuclear Engineering and Design 226 (2003).
- (13) Barrachin, M., de Luze, O., Haste, T., Repetto, G., Late Phase Fuel Degradation in the Phébus FP Tests, Annals of Nuclear Energy 61 (2013).
- (14) Electric Power Research Institute, Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications, 3002001785.
- (15) Paik, C.Y., Paul, M., Christopher, H., Wilson, L., Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, Proceeding of the ICONE22, Prague, Czech Republic, July 7-11 (2014).
- (16) Nishida, K., et al., Study on Fuel Damage Progression and Porosity in the SFD 1-4 Test, 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 2019), Portland, OR, August 18-23 (2019).
- (17) Baker, L. and Just, L.C., Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction, ANL-6548(1962)
- (18) Spalding, D. B., Some Fundamentals of Combustion, Butterworth Scientific Publications (1955).
- (19) Reid, R. C., Sherwood, T. K., The Properties of Gas and Liquids, Their Estimation and Correlation, 2nd Ed., McGraw-Hill, New York (1966).
- (20) Nishida, K., Sano, N., Kusunoki, T., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Area Variations through the Fuel Degradation and Relocation of the SFD Test 1-4, Nuclear Engineering and Design 392 (2022).
- (21) 西田浩二, 佐野直樹, 楠木貴世志, 村瀬 道雄, シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動, INSS JOURNAL Vol. 29 2022 NT-11 (2022).
- (22) Nishida, K., Sano, N., Sakurai, S., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Areas of the Phebus Test FPT0, Proceeding of ICAPP, 2023 23-27 April 2023, Gyeongju, Korea, 2023 1306 (2023).
- (23) Urbanic, V. F., Heidrick, T. R., High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam, Journal of Nuclear Materials, Volume 75, Issue 2 (1978).