## 4.4.2 高温条件下の FP 放出挙動に関する調査及び解析評価

原子力施設において異常事象が発生した際に、緊急事態の発生を迅速に判断し、情報収集、防護活動、避難準備や避難といった対応を適時行えるよう、発電用原子炉を運転する原子力事業者は自らの原子力事業者防災業務計画において緊急時活動レベル(EAL)と呼ばれる緊急事態の判断基準を定めている。EALにおいて、緊急事態は、施設の情報、放射線量等に基づき警戒事態、施設敷地緊急事態(SE)、全面緊急事態(GE)に区分され、この内特にSE、GE 発動の判断は住民の避難準備や避難を伴うことから、判断従って判断基準の妥当性及び実効性は、放射線の影響以外にも、避難そのものにより生じる様々な因子による影響を考慮した、総合的なリスク評価に基づいて議論、評価されるべき対象と言える。原子力事業者は継続的にEALの見直しに取り組んでおり、現在でも、GE等発動において従来考慮されていた設計基準事故対処設備に加え、原子力事業者が自主的に整備している設備も考慮に加える是非に関して、議論・検討が進められている状況にある(の)。

住民避難に直結する GE 発動は、これら種々の設備の状況、異常な状態の検出またはこれ らの組み合わせの内、住民に放射線の影響をもたらす可能性が高い事象と考えらえるもの の発生に対応して行われる。「影響をもたらす可能性が高い」とは、炉心損傷に至る可能性 が高いと判断される、または、炉心の損傷を示す兆候が検出された状況に対応する。例えば 現行の加圧水型軽水炉に関する指針の一つとして、「原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置 の作動を必要とする原子炉冷却材の漏洩が発生した場合において、全ての非常用炉心冷却 装置及びこれと同等の機能を有する設備による注水が直ちにできないこと」があり、当該原 子炉への注水が行われず原子炉が冷却されないことにより、炉心の損傷に至る可能性が高 くなるとの理由により、GEの判断基準となっている(<sup>7)</sup>。他方、別の判断基準として、「炉心 の損傷の発生を示す原子炉格納容器内の放射線量又は原子炉容器内の出口温度を検知する こと」があり、これは原子炉容器の出口温度高、または格納容器内の放射線量高によって炉 心の損傷を検知できるとの考えに基づいている。前者が炉心損傷に至る可能性のある事象 を通じてその兆候を検知し、必要な措置をとるための判断基準であるのに対して、後者は不 測の事象から炉心の損傷に至る場合に備えて、これを検知するための判断基準であり、位置 づけが異なる。後者は、前者のバックアップに相当する役割を担っているとも解釈され、こ の判断基準の適用が問題になる状況とは、通常炉心の冷却性に致命的な影響を及ぼすと考 えられるプラント状態上の兆候が GE に相当するとは判断されないが、炉心出口温度ある いは原子炉格納容器内の放射線量等のいずれかの指示値が異常であって、これに基づく GE 発動の判断を迫られる状況である可能性が大きい。

「原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏洩が発生 した場合において、全ての非常用炉心冷却装置及びこれと同等の機能を有する設備による 注水が直ちにできないこと」に関して、具体的な判断基準値として採用されている出口温度 600℃あるいは 650℃<sup>(8,9)</sup>は、燃料被覆管障壁の喪失に相当する条件であるとされており、現 象としてはジルカロイ被覆管の機械的強度低下に伴うバースト(高温破裂)がこれに対応する。また燃料被覆管障壁の喪失に伴い、燃料棒内ペレット・被覆管ギャップガスが系に放出されることから、1 次冷却材放射能が 300  $\mu$  Ci/gm 等サイト固有の値に達することも燃料被覆管障壁の検出手段として挙がっている(10)。しかしながら、被覆管のバースト破損は DBA-LOCA の安全評価においても発生が想定される範囲の現象であり、炉心損傷の拡大に至るまでの経過として燃料温度上昇に伴って生じることが確実である一方、この条件が満足されたのみであれば、炉心内の状態は  $1200^{\circ}$ Cを大きく超える様な、現実的に炉心損傷が発生すると考えられる状態に対して、一定の猶予が残されている段階にありうる。加えて、前述の通り出口温度に基づく GE 発動の判断を迫られる状況とは、同時に炉心の冷却手段に関して致命的な欠落、喪失を示す兆候は検出されていない状況でもある可能性があり、他のEAL に比して判断の根拠としての指示値の比重はとりわけ大きなものとなることが想定される。そこで、出口温度の様な既存の判断基準を代替しないまでも、これを多様化し、別の尺度から炉心損傷の蓋然性に関する判断をサポートする指標が検討されることは、緊急時対応の実効性向上と総合的なリスク低減の観点から重要であり、現在も検討が続けられている EAL の継続的な見直し、改善の趣旨に沿うものである。

プラント内のセンサ類により検出可能なものの内、FPの放射能は、炉心内の状況推定に活用できる可能性のある情報量の大きなデータと言え、上述の通り既に格納容器内や1次冷却材の線量基準という形で EALに反映されているが、基本的にこれらが対応する現象は、ギャップガス特にヨウ素の放出・移行と考えられ(10)、燃料被覆管障壁の喪失以降のどの段階に炉心が至ったかについての判断基準を与えることは企図されていない。高温下の FP 放出・移行挙動についてはこれまで SA 研究の一環として世界各国で広く実験研究が行われ、データ及び知見が蓄積されていることから、ここでは炉心外への移行が速く、従ってそれらの検出により炉心損傷前後に炉心の状態推定に結びつき易いと考えられる、希ガスやセシウム等高揮発性 FP に着目して知見を整理し、また公開文献から収集可能であった(表 4.4.2-1)高温条件下の FP 放出履歴データを、SA 時向けに開発された放出モデルにより解析し、これらを通じて、現在の現象理解及びモデリング水準の下でも、検出 FP 線量のデータを炉心状態推定により積極的に活用しうるかの観点から、検討を行った。

炉心損傷の検出を念頭に置いた場合、特に重要になるのは、被覆管の溶融が生じるよりも有意に低い温度領域であることから、ここでは主に 1600 ℃以下での放出挙動に着目する。希ガスや高揮発性 FP については、より揮発性の低い FP に比してその放出挙動は比較的単純で、第一に温度の影響を受け、次に雰囲気(酸化/還元)の影響を受けるものとして理解されている(11,12)。この内、第一の因子である温度の影響については比較的簡単なモデルで記述できるものとされ、高温下の希ガス及び高揮発性ガス放出モデルとして CORSOR(13)と呼ばれる系列のモデルが広く用いられ、また近年の研究を含め、これを改良、拡張するアプローチでのモデル開発が行われている。 CORSOR・M では、ある温度における放出速度係数(放出率増分/時間)をアレニウス型の式で与え、比例係数と活性化エネルギをパラメータ

にとり、この2つのパラメータの値を通じて放出挙動を表現する。また同モデルにおいて、 希ガス(ゼノン、クリプトン)と高揮発性核種(セシウム、ヨウ素)については同じパラメ ータを適用可能、つまり放出挙動の燃料温度依存性はこれらの核種間で概ね同じであるも のとして扱われている。

その後、CORSOR-M モデルは、例えば STEP 試験の解析でセシウムの放出を過大評価する傾向が指摘されるなど、上述の燃料の雰囲気(還元、酸化)に対する依存性に関して改良の余地があると分析され、モデルパラメータに雰囲気の影響を取り入れた CORSOR-O、CORSOR-MR 等のモデルが提案されている(14,15)。また、特に高温下の FP 放出はほぼ燃料ペレット結晶粒内から粒界への熱拡散に律速されるとの理解に基づき、Booth 型の定式化を採用したモデルとしては、CORSOR-Booth、ORNL-Booth がある(14)。これらの他に、放出挙動に及ぼす圧力条件の影響取り込みを試みたモデルとして目高らの CORSOR-P があり、VEGA 実験で得られた希ガス放出履歴データの解析に基づき、放出速度を圧力の平方根に逆比例させる形でのモデル化が行われている。上記 CORSOR-M 等一般的なモデルの定式化は、高温条件下の FP 移行が実質的に粒内から粒界への拡散により律速され、粒界に到達して以降の自由空間への移行は桁違いに速いとの前提に基づくが、この関係が必ずしも成立せず、粒界での移行速度が律速になり得る可能性を考慮してこれを定式化したもので、VEGA 実験で観察された放出挙動に対して再現精度が向上することを示している(16)。しかし、同モデルのコンセプトについて他の実験シリーズで得られたデータによる検証等より幅広な検討は以降行われていない。

他の研究を見渡しても、希ガスや高揮発性 FP の放出挙動を対象とする限りにおいて、CORSOR-M や CORSOR-Booth のパラメータ修正の枠を超えた機構論的なアプローチや説明変数の追加により放出挙動モデルを精緻化する取り組みは見当たらず、近年の多くのSA 時 FP 挙動研究では、よりモデル化や予測の難しい中揮発性、難揮発性 FP の挙動解明に比重が移っている。これら中揮発性、難揮発性 FP に比して、希ガスや高揮発性 FP の挙動は、既存のモデルの枠組みの下既に一定程度の予測が可能とみなされていることが理由の一つと考えられる。

以下では、文献中から収集可能な高温条件下の希ガス/高揮発性 FP (Xe-133、Kr-85、Cs-137) 放出履歴データを整理してその傾向を比較すると共に、SA 解析向けに開発されてきた上述の FP 放出モデルによる予測結果とも比較することにより、概ねどの程度の精度で高温下の放出挙動を予測しうるかを確認した。またこれらを踏まえて、希ガス/高揮発性 FP 放出挙動の観測結果から現状の知見やモデルに基づき高温条件下の燃料状態を推定しようとする際の限界および課題について考察した。解析には、JAEA において整備を進めているFPRCM コードを用いた。同コードは THALES-2 コードの FP 放出モジュールを単独動作させたもので、燃料が経験する温度と雰囲気の流量及び分圧履歴を入力に取り、上記CORSOR 系列のモデルである CORSOR、CORSOR-M、CORSOR-P、Booth 型の ORNL-Booth により FP 放出率を算定可能である(17)。文献より放出履歴データを収集し、解析対象

とした試験ケースのリストを表 4.4.2-1 に、また FPRCM コード実行時に適用したモデル係数 (同コードの推奨値) を表 4.4.2-2 に示す。各試験ケースの FP 放出履歴データと、FPRCM コードによる対応する解析値を、図 4.4.2-2 $\sim$ 20 4.4.20-20 に示す。また、各時点の燃料温度と FP 放出率を全ての試験ケースについて整理した結果を、図 4.4.2-20 に示す。

FP 放出挙動の特徴として、まず大半の試験データにおいて、データ系列上有意と考えら れる FP 放出の開始は、燃料温度が 1500℃程度に達した後に生じている (図 4.4.2-24)。 一 方、一部のケース(VEGA-M1、VERCORS-HT-1、VERCORS-HT-2、VERCORS-HT-3、 VERCORS-RT-3、VERCORS-RT-4、VERCORS-RT-6、VERCORS-V-5、VERCORS-4)で は、1200~1300℃前後で放出開始が見て取れた。1500℃超での放出挙動としては、放出開 始とともに時間に対し直線的に FP 放出率が増大し、ケースによっては一旦プラトーを形成 して再び直線的な増加に転じ、最終的には (試験の境界条件として起こる) 燃料温度の低下 に伴い一定値に収束する。解析したケースの多くで燃料温度は 2000℃を超えており、FP 放 出率もこれを反映して試験終了までに80~100%に達している。CORSOR モデルもこの温 度条件では速やかに 100%近い放出率に達するため、図 4.4.2·19 (VERCORS·RT·4) の様 に、高放出率側では解析値/測定値の一致が良く見えるケースが多くなっている。一方やは り同図に表れているように、高放出率に到達するまで(80%未満)は乖離が大きいケースが 多数である。乖離の傾向自体も、同図では過小評価側であるのに対し、図 4.4.2-18 (VERCORS-RT-3) では逆に過大評価側など、一定しない。放出履歴全体を通して解析が 測定値によく追随しているといえる図 4.4.2-8 (ORNL-VI-5) の様なケースは、ごく一部で あった。乖離の拡大に対応する放出率増大傾向の変化(プラトーの形成)は、VERCORS-RT-3 の様に温度の等温保持あるいは上昇に紐づいていると考えられるケースがある一方、 図 4.4.2-1 (HCE2-CM7) の様に、等温保持区間でプラトーから単調増加に転じるケースも 存在し、また逆に、図 4.4.2-10(VEGA-1)の様に、ステップ状の温度履歴に対してもほぼ 単調増加傾向を示すケースもある。CORSOR モデルの様に広く受け入れられているモデル が、温度等ある燃料状態の成立に紐づいた特徴的な放出挙動(急激な放出、放出速度の変化 等) を捉えることが期待される場合には、仮想的な条件を含む様々な事故条件についてシミ ュレーションを行い、予測される FP 放出率と温度の関係に基づいて FP 放出に係る観測情 報を温度の推定に結びつけることも可能と考えられるが、CORSOR モデルの単純な定式化 では実験で生じた FP 放出の現象に定性的にも追従しきれていない。また前述の通り、 1500℃超での FP 放出率測定値から見える放出挙動自体が全体に連続的で、イベントの検 出や燃料状態やその変化の推定に有効と考えられる不連続な変化は見当たらない。事故時 の FP 放出に係る観測情報は炉心全体の状態を反映したものとなる点を考慮すれば、モデル の予測精度が相当程度向上したとしても、FP 観測情報に基づき推定された温度の大小は、 評価上の不確かさの大きさに埋没するものと予想される。

他方、これらの SA 時 FP 放出挙動実験では報告データの少ない 1500 C未満の領域については、VERCORS-RT 実験の結果に基づき近年、温度域に依存した放出挙動が Pontillon

らにより指摘されている<sup>(18)</sup>。原論文よりデータを読み取りした図 4.4.2.21 (VERCORS-RT-7) 等では判別不可能であるが、この実験では Xe-133、Kr-85 の同時オンライン計測が高い時間分解能でなされており、放出速度について詳細な比較、分析が行われている<sup>(18)</sup>。これによれば、温度上昇時、バースト的な FP 放出は  $700-800^{\circ}$ C、 $1100-1200^{\circ}$ Cの 2 つの温度域に分かれて生じており、また放出された希ガス FP に占める Xe-133 の割合は、 $1500^{\circ}$ C超での放出 (概ね比は 1 となる) に比べ有意に低かったとされている。またこの原因として、これら比較的低温側での FP 放出イベントでは主に粒界のインベントリが放出されると考えられること、短半減期核種である Xe-133 (5.248 日) が粒界インベントリに占める割合は小さいと考えられること、 $1500^{\circ}$ C超では粒内拡散が支配的となり、Xe-133 の対 Xr-85 比が 1 に近づくと考えられること、が挙げられている。

VERCORS-RT 実験における 1500℃未満での希ガス FP 放出について、2回目のバーストまでは粒界インベントリの放出であったことを間接的に支持する知見として、Geiger らは約 1500℃で等温保持した高燃焼度燃料における粒界トンネルの形成を確認している $^{(19)}$ 。文献中での指摘は見当たらないが、VERCORS-RT-7 では 1400℃付近で3度目のバースト的な放出が生じており $^{(18)}$ 、2回目までのバースト放出が粒界トンネル形成によるものであるかは明らかでない。また、Kr-85の半減期は 10.76 年と遥かに長いものの、減衰の影響が無視できる程度では無いことから、粒界インベントリの Xe-133/Kr-85 比は燃焼度や出力履歴に(特に分母の変動により)依存する点にも留意する必要はある。しかしこれらを勘案しても、報告された放出速度履歴に表れた同比の変動(ほぼゼロから、1 に向け増大)は顕著と言えよう。

VERCORS-RT-6 及び VERCORS-RT-7 の実験条件およびその結果に関する限り、Xe-133/Kr-85 比は、被覆管のバースト破損が生じる温度帯を超えて以降の燃料温度上昇過程によく対応しており、短半減期希ガス核種の検出精度如何では、単に冷却材線量水準に拠る場合等に比べ、炉心燃料温度推定に利用しやすいパラメータとなる可能性はある。Xe-133 の様な短半減期核種の放出挙動データを取得するためには試験対象燃料の予備照射が必要となるため、上記の知見の適用範囲を判断する上で参照可能なデータは非常に限定され、今回の調査範囲では「18」にて言及されている 2 ケースのみであった。またこれらの実験では、いずれも 2000℃超まで昇温が続けられており、最終的に FP 放出率が数十%を超えているため、試験後の PIE により 1500℃未満での各温度域における希ガス放出率を評価することは出来ず、Xe-133/Kr-85 比についてどの程度の不確かさを見込むべきであるのかは、文献から明らかでない。

1500℃未満での各温度域における短半減期希ガス核種の放出、それらの組成比の変動に関するデータの取得に目的を絞った場合、NSRR において極低出力で予備照射を行い、その後供試燃料の温度が目標水準まで到達するようなパルス照射を行い、直ちに PIE に供することで、VERCORS-RT-6 及び RT-7 実験結果の分析において示唆された上述の知見を検証する希ガス放出率データが取得できる可能性はある。短半減期核種の事故時放出挙動に

ついては、DBA-RIA 条件における被ばく評価の観点でも重要ながら知見の乏しい領域であり、過渡的な FP ガス放出率に占める短半減期核種の寄与またはその有無を確認できるデータが取得できれば、事故時の検出 FP 線量データ炉心状態推定への活用と被ばく評価の双方に反映しうる知見となる。

表 4.4.2-1 文献より希ガス/高揮発性 FP 放出率及び温度の時系列データを読み取り、収集した実験の主な条件

		測定値*			雰囲気	圧力	燃焼度	最高温度	
実験名	実験 ID	Kr-	Xe-	Cs-	参考	条件	(20)(21)(32)	(20)(21)(32)	(20)(21)(32)
		85	133	137	文献	(20)(21)(32)	(MPa)	(GWd/t)	(K)
HCE2	CM7	-	-	НТ	(20)	steam	0.1	19.0	1873
HCE4	J03	-	LHT	LHT	(21)	H2,H2O	0.1	8.8	1913
MCE1	5	-	-	НТ	(22)	Ar,H2	0.1	10.7	2073
	HI-2	LHT	-	LHT	(20)	steam	0.1	28.1	2000
	HI-3	LHT	-	НТ	(23)	steam	0.1	25.2	2275
ORNL	VI-2	-	-	НТ	(24)	steam	0.1	44.0	2302
	VI-3	LHT	-	LHT	(25)	steam	0.1	44.0	2700
	VI-5	-	-	НТ	(24)	H2	0.1	42.0	2700
PHEBUS	FPT1	-	НТ	НТ	(24)	H2O	0.2	23.0	2500
	VEGA-1	-	-	LHT	(26)	Не	0.1	47.0	2773
VEGA	VEGA-2	-	-	LHT	(27)	Не	1.0	47.0	2773
	VEGA-M1	LHT	-	LHT	(28)	Не	0.1	43.0	3123
	HT-1	-	-	LHT	(22)	Н2,Не	0.1	49.4	2900
	HT-2	-	-	LHT	(22)	H2O	0.1	47.7	2423
	HT-3	-	-	НТ	(29)	Н2,Не	0.1	49.3	2680
	RT-1	-	-	LHT	(30)	H2,H2O	0.1	47.3	2570
VERCORS	RT-2	-	-	НТ	(29)	H2,H2O	0.1	45.6	2440
	RT-3	-	-	LHT	(31)	H2O,H2,He	0.1	39.0	2970
	RT-4	-	-	LHT	(29)	H2O,H2	0.1	37.6	2520
	RT-6	-	-	LHT	(29)	H2,H2O	0.1	71.8	2473
	RT-7	НТ	НТ	-	(29)	H2	0.1	43.0	2890
	V-4	-	-	LHT	(22)	Н2,Не	0.1	38.3	2570
	V-5	-	-	LHT	(22)	H2O	0.1	38.3	2570

\*:"-"はデータ無し、"HT"は 1573 K 以上のみ、"LHT"は全温度域でデータあり

# 表 4.4.2-2 FPRCM コードを用いた解析に適用したモデル係数一覧

# CORSOR モデル係数

	竟温度 ℃)範囲	900≦To	< 1400	1400≦Te	o<2200	2200≦To	
係数係数			活性化係数	放出速度係数、	活性化係数	放出速度係数	活性化係数
		(1/min)	(1/℃)	(1/min)	(1/℃)	(1/min)	(1/℃)
核	Xe,Kr	7.02E-09	0.00886	2.02E-07	0.00667	1.74E-05	0.0046
種	Cs	7.53E-12	0.0142	2.02E-07	0.00667	1.74E-05	0.0046

# CORSOR-M モデル係数

係数		放出速度係数(1/min)	活性化係数(kcal/mol)
核 種	Xe,Kr,Cs	2.00E+05	63.8

# ORNL-Booth モデル係数

係数	拡散係数	活性化係数	粒子径(m)	
( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( )	(m2/s)	(J/mol)		
値	5.00E-08	3.81E+05	6.00E-06	

# CORSOR-P(圧力による補正)モデル係数

係数		放出速度係数	活性化係数	
		(1/min)	(kcal/mol)	
核 種	Xe,Kr,Cs	2.00E+05	63.8	

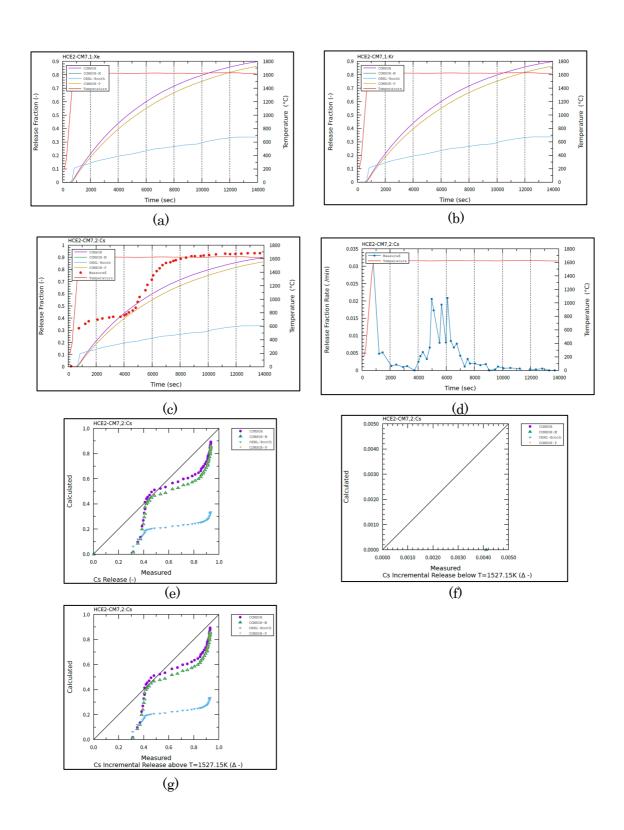


図 4.4.2-1 HCE2-CM7 試験解析結果と測定値の比較

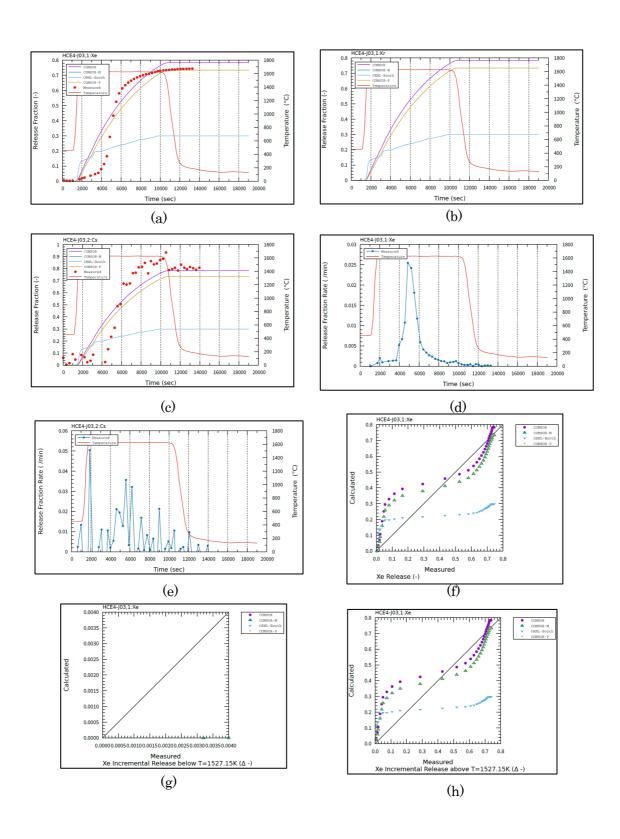


図 4.4.2-2 HCE4-J03 試験解析結果と測定値の比較

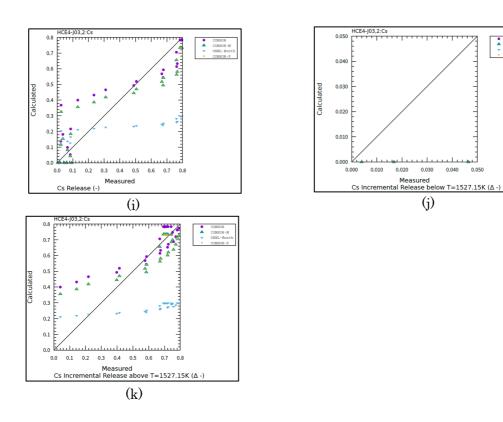


図 4.4.2-2 HCE-J03 試験解析結果と測定値の比較(続き)

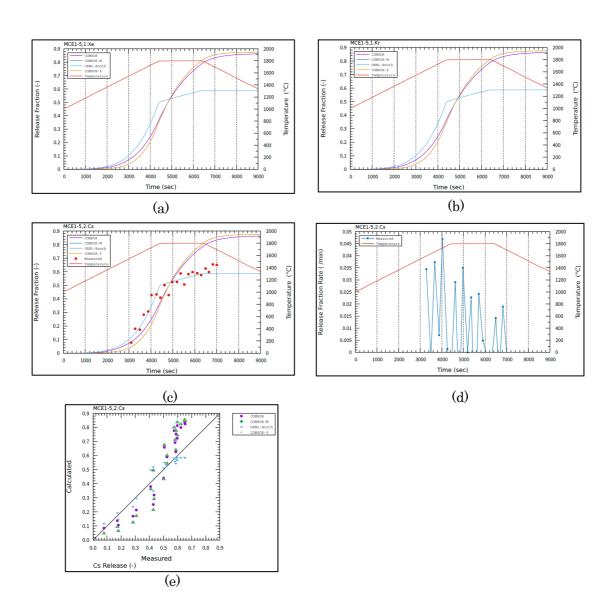


図 4.4.2-3 MCE1-5 試験解析結果と測定値の比較

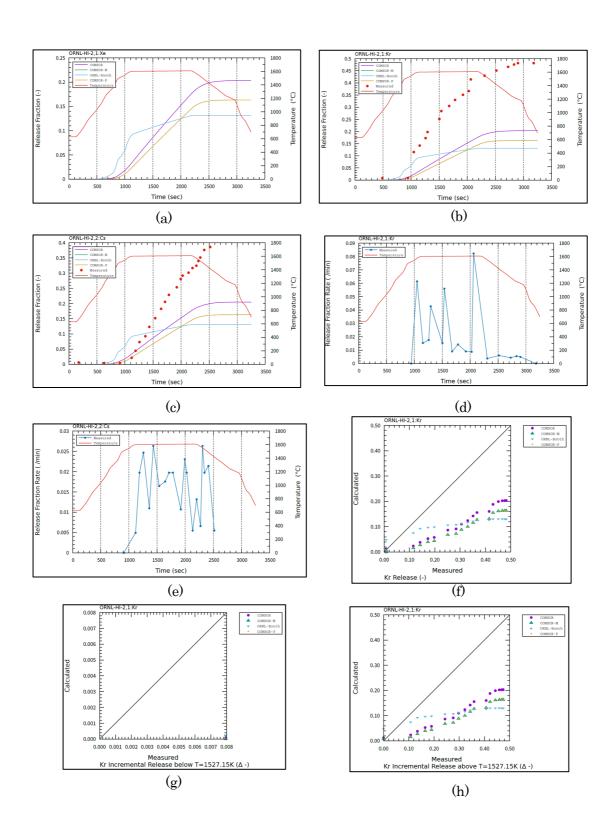


図 4.4.2-4 ORNL-HI-2 試験解析結果と測定値の比較

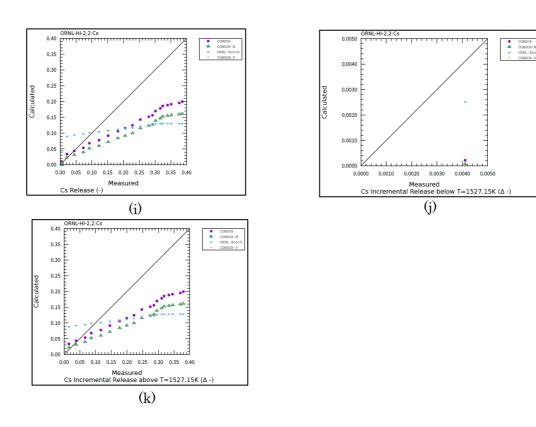


図 4.4.2-4 ORNL-HI-2 試験解析結果と測定値の比較(続き)

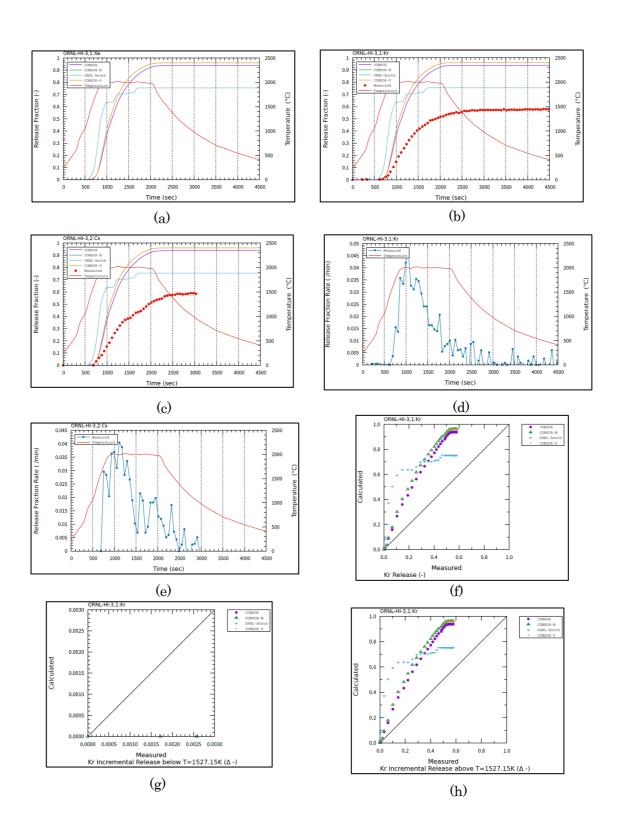


図 4.4.2-5 ORNL-HI-3 試験解析結果と測定値の比較

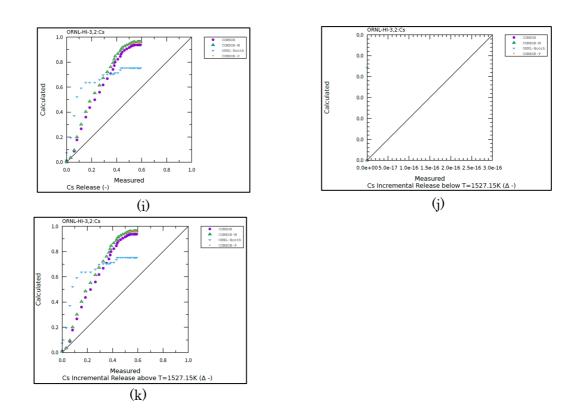


図 4.4.2-5 ORNL-HI-3 試験解析結果と測定値の比較(続き)

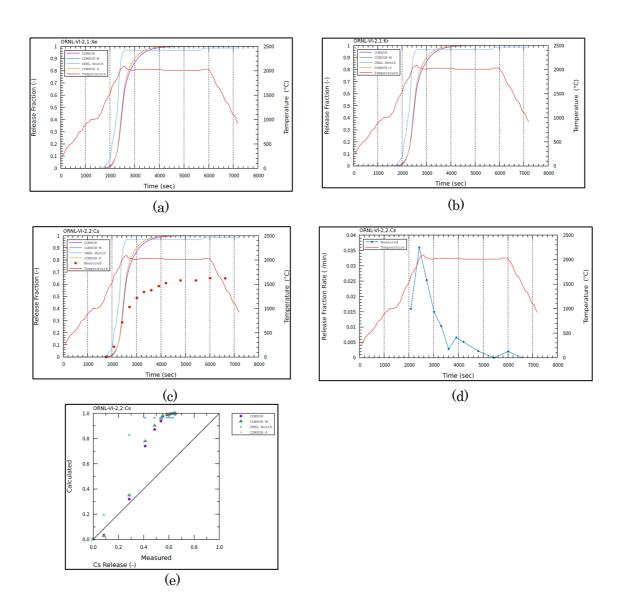


図 4.4.2-6 ORNL-VI-2 試験解析結果と測定値の比較

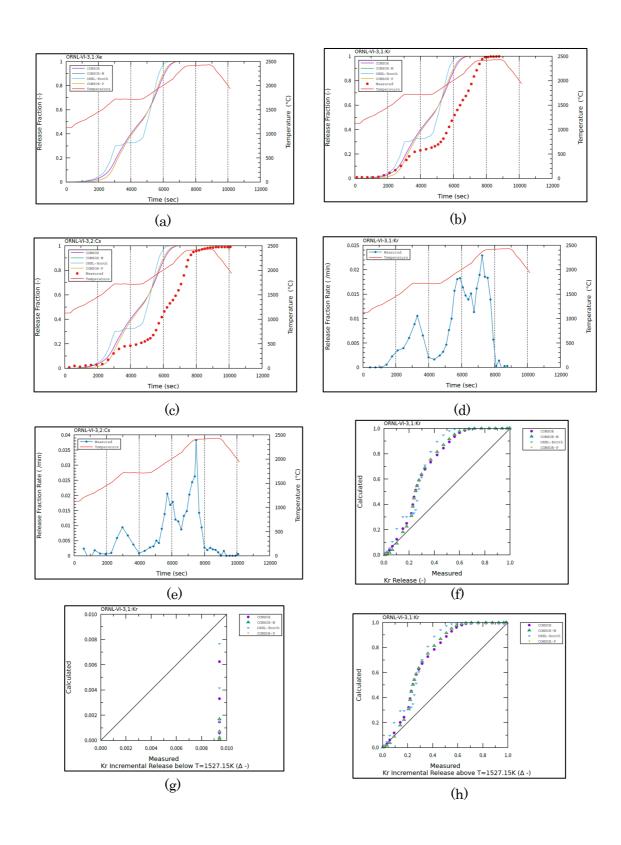


図 4.4.2-7 ORNL-VI-3 試験解析結果と測定値の比較

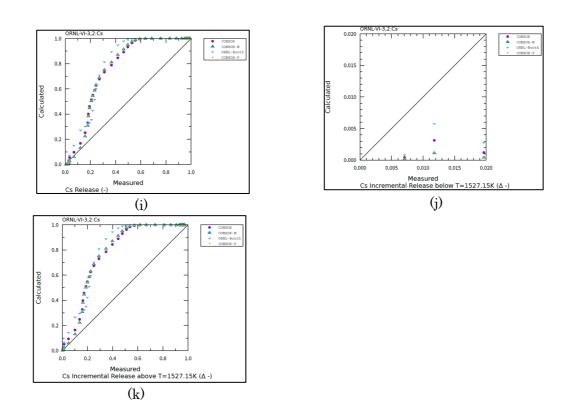


図 4.4.2-7 ORNL-VI-3 試験解析結果と測定値の比較(続き)

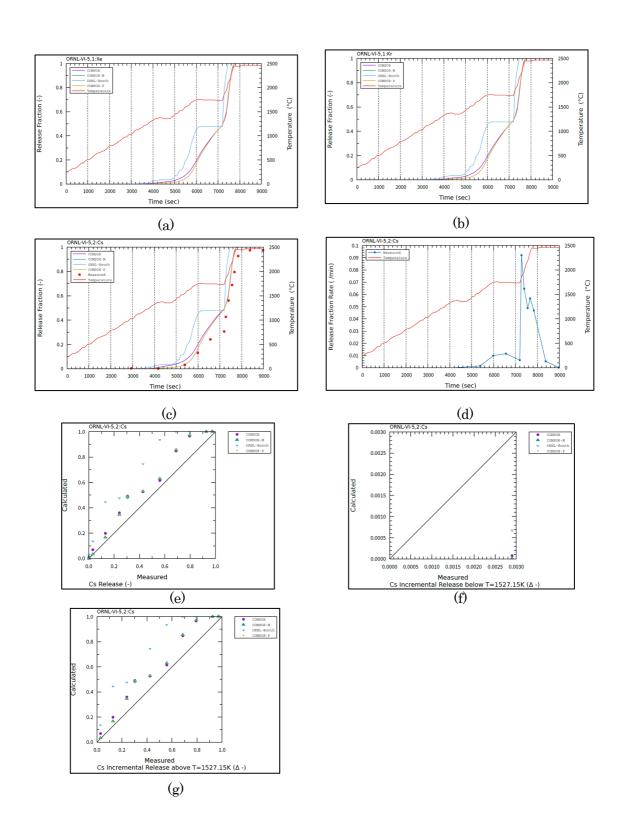


図 4.4.2-8 ORNL-VI-5 試験解析結果と測定値の比較

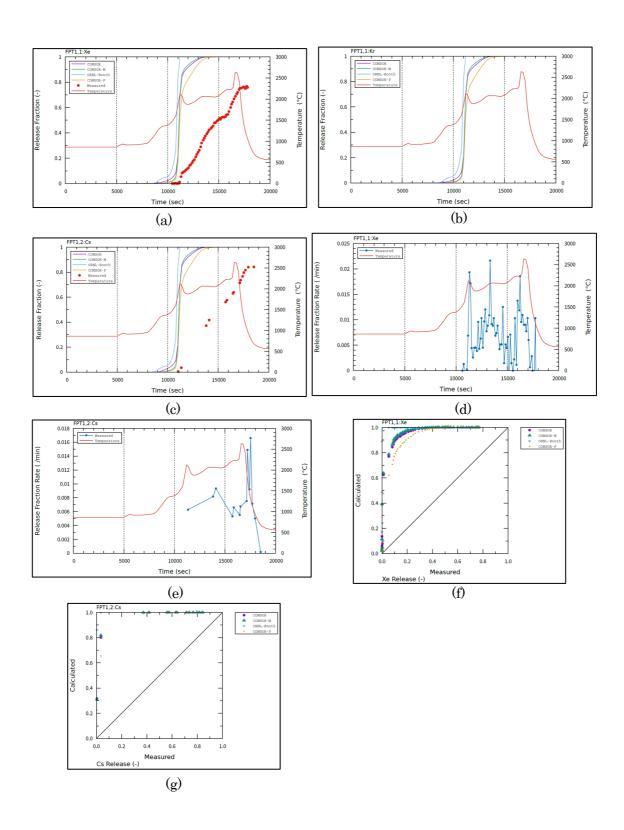


図 4.4.2-9 PHEBUS-FPT1 試験解析結果と測定値の比較

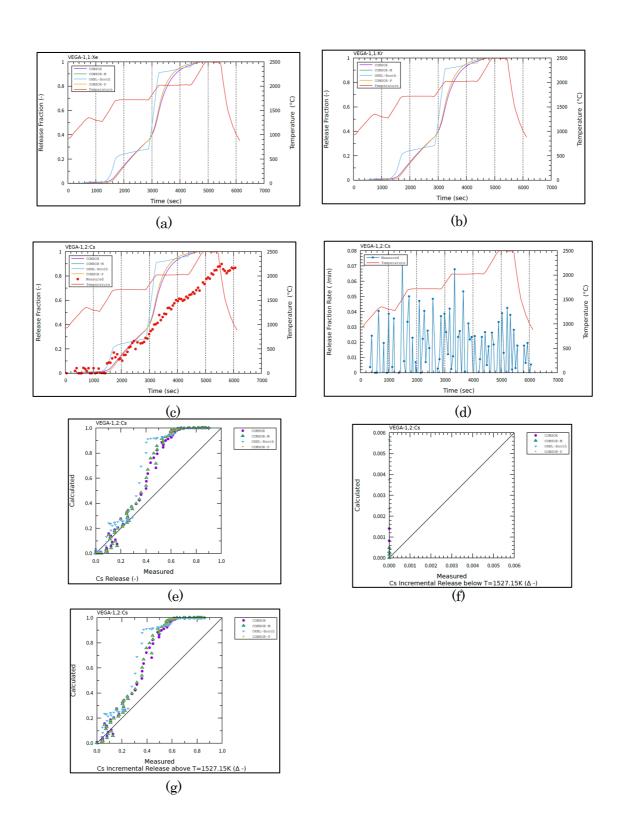


図 4.4.2-10 VEGA-1 試験解析結果と測定値の比較

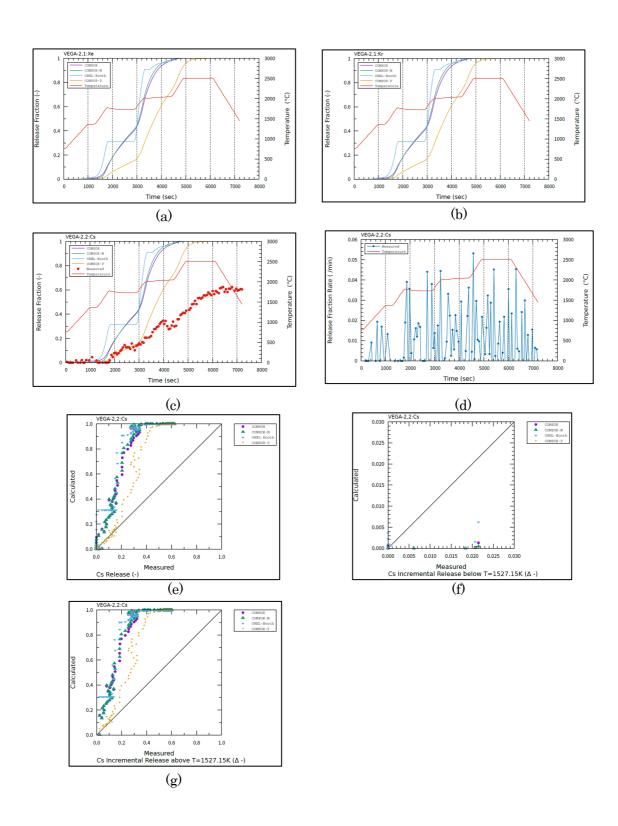


図 4.4.2-11 VEGA-2 試験解析結果と測定値の比較

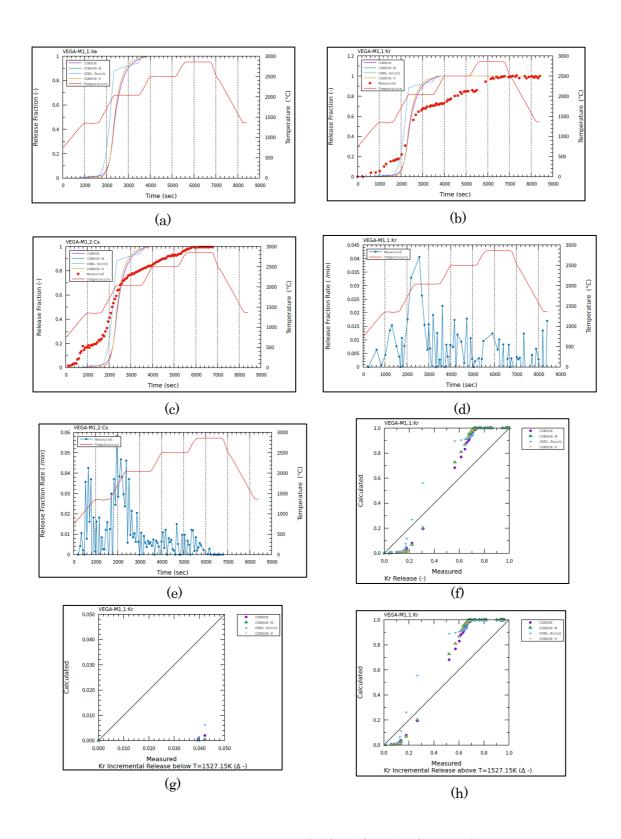


図 4.4.2-12 VEGA-M1 試験解析結果と測定値の比較

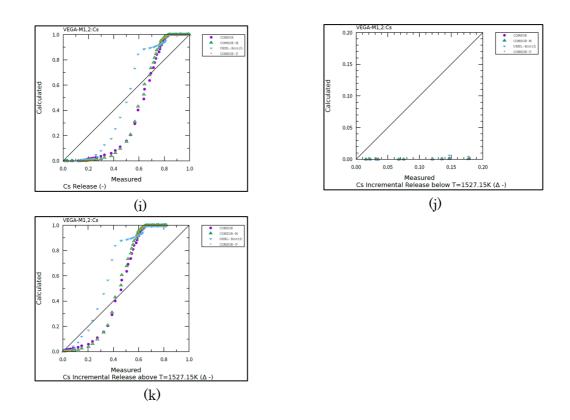


図 4.4.2-12 VEGA-M1 試験解析結果と測定値の比較(続き)

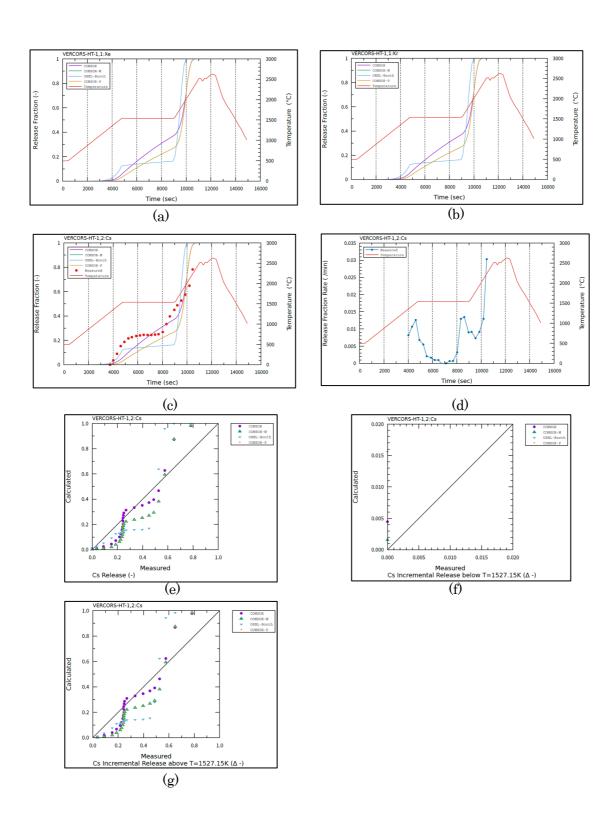


図 4.4.2-13 VERCORS-HT-1 試験解析結果と測定値の比較

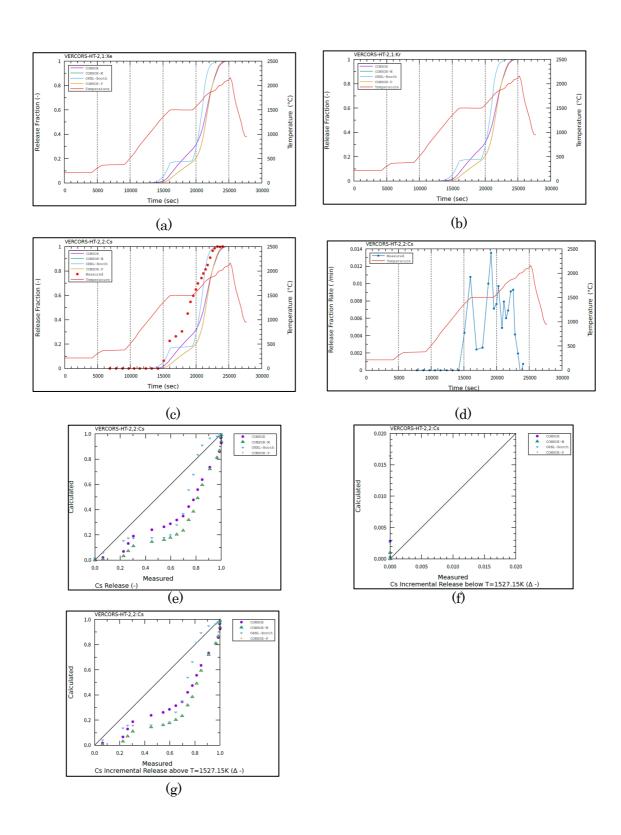


図 4.4.2-14 VERCORS-HT-2 試験解析結果と測定値の比較

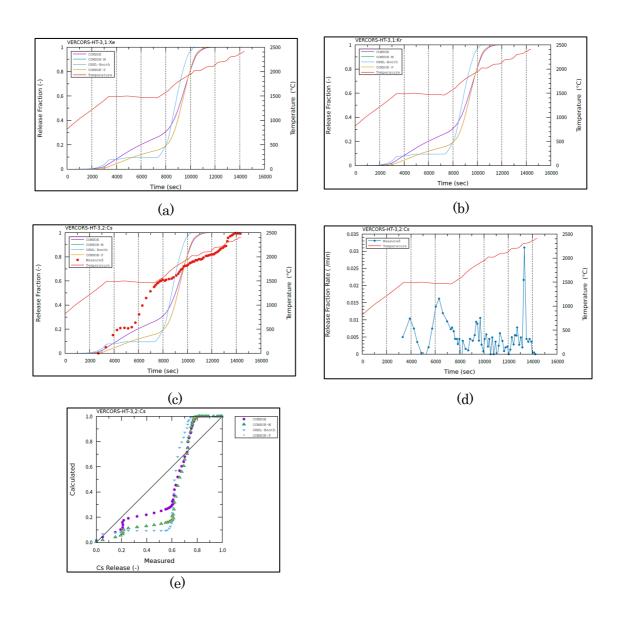


図 4.4.2-15 VERCORS-HT-3 試験解析結果と測定値の比較

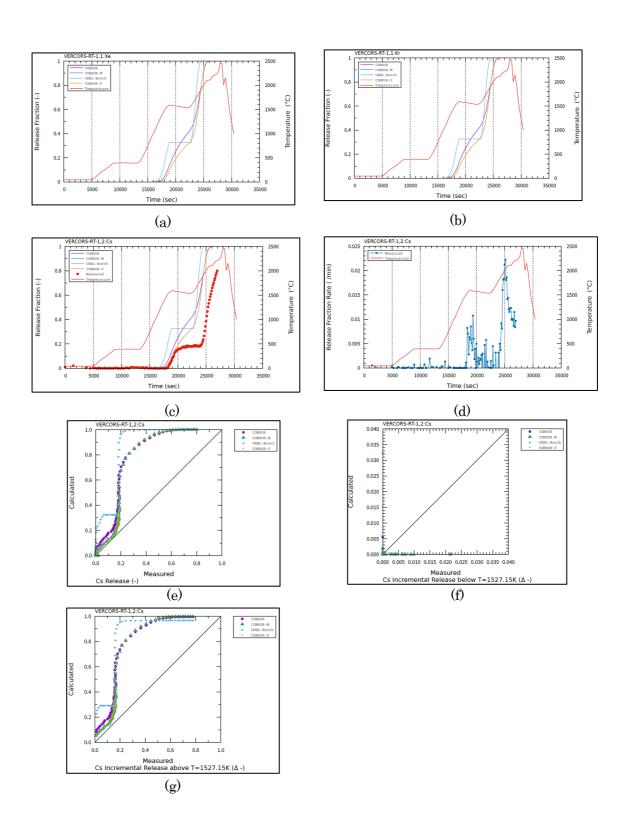


図 4.4.2-16 VERCORS-RT-1 試験解析結果と測定値の比較

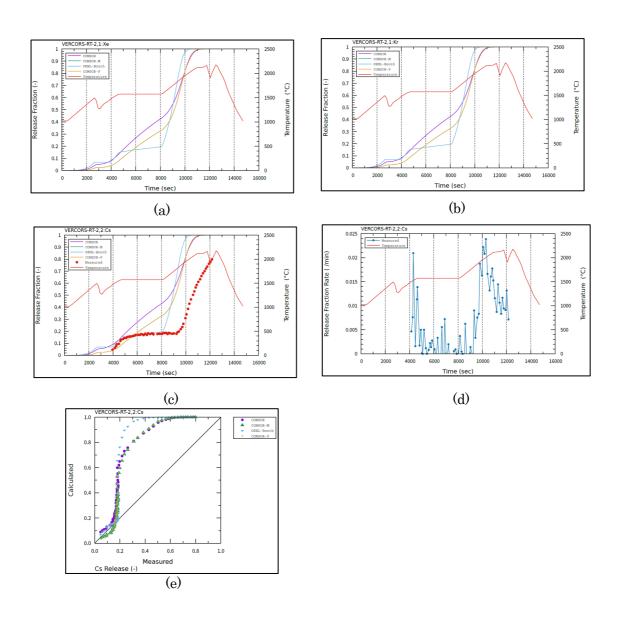


図 4.4.2-17 VERCORS-RT-2 試験解析結果と測定値の比較

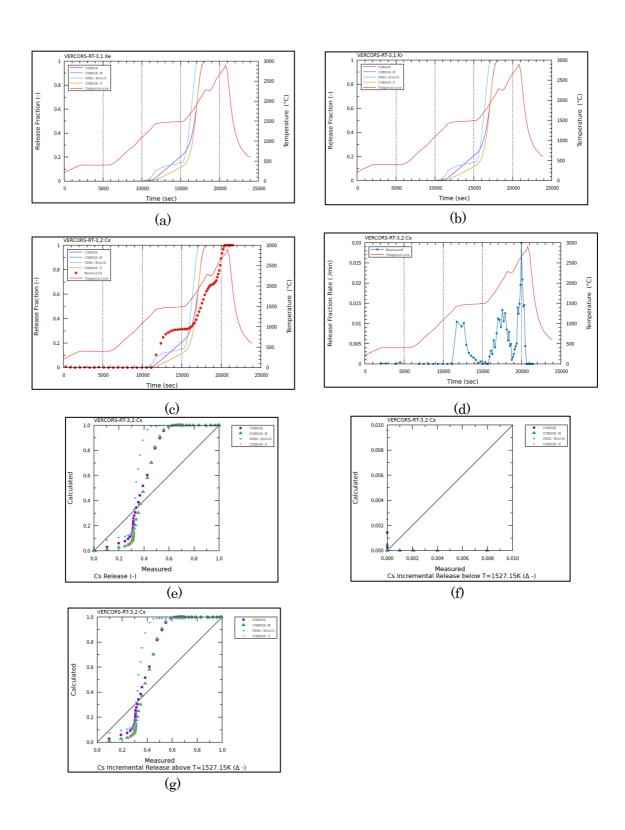


図 4.4.2-18 VERCORS-RT-3 試験解析結果と測定値の比較

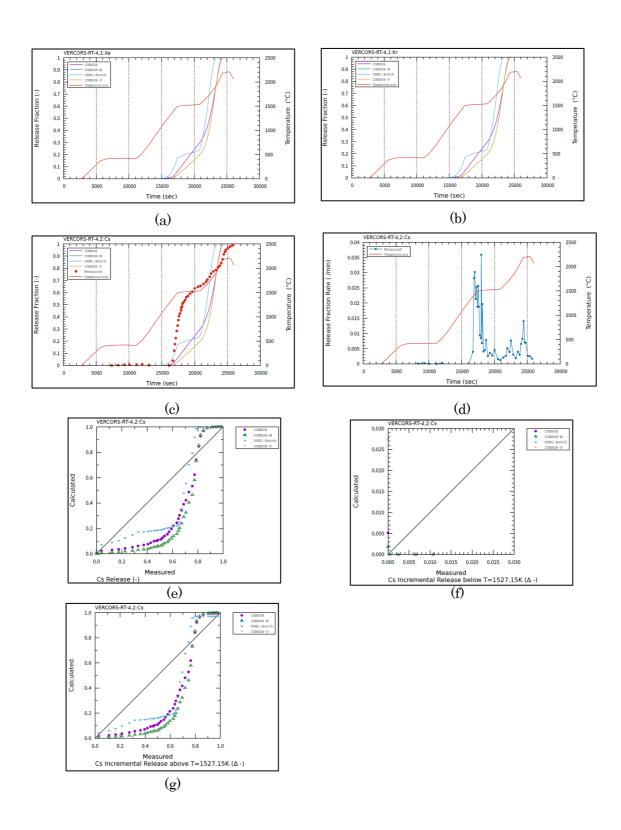


図 4.4.2-19 VERCORS-RT-4 試験解析結果と測定値の比較

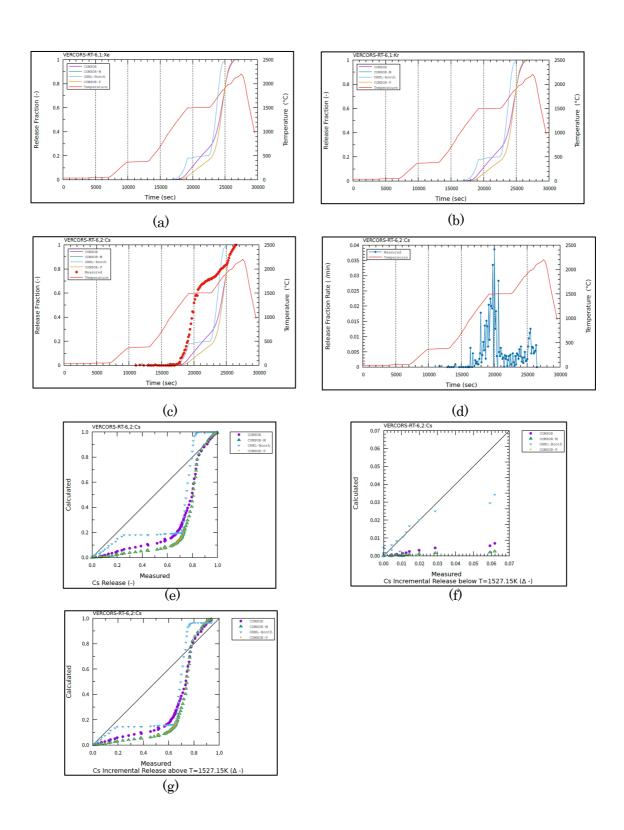


図 4.4.2-20 VERCORS-RT-6 試験解析結果と測定値の比較

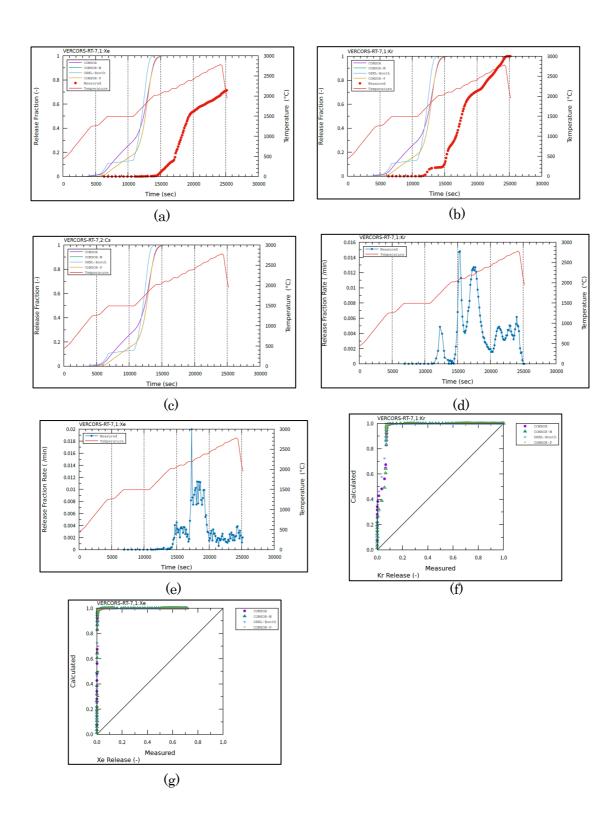


図 4.4.2-21 VERCORS-RT-7 試験解析結果と測定値の比較

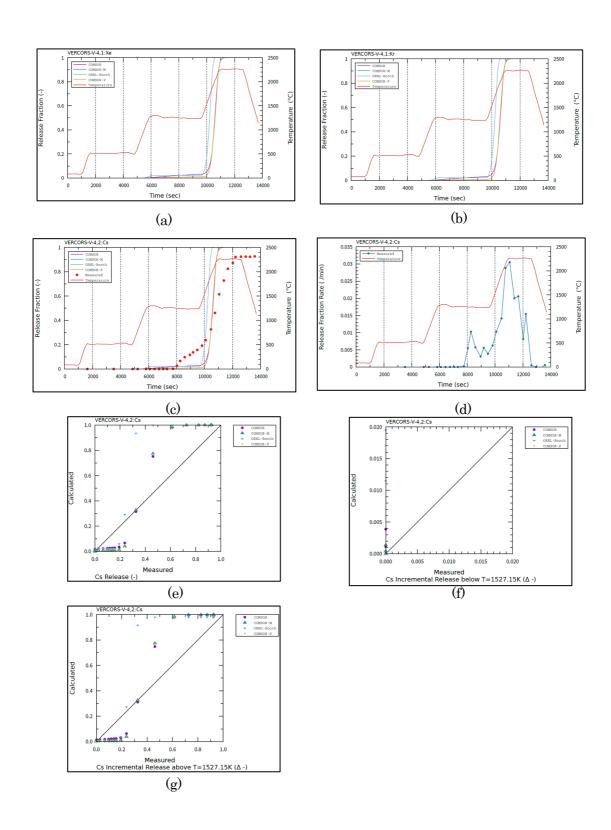


図 4.4.2-22 VERCORS-V-4 試験解析結果と測定値の比較

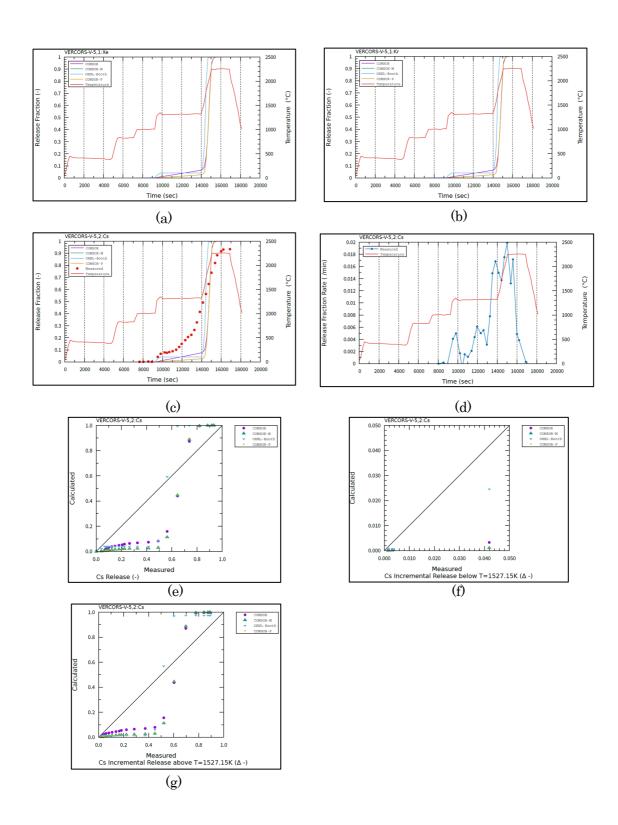


図 4.4.2-23 VERCORS-V-5 試験解析結果と測定値の比較

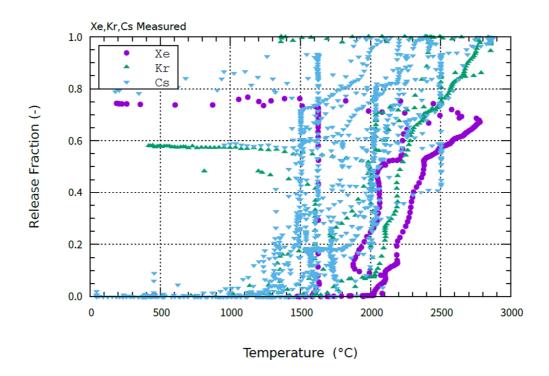


図 4.4.2-24 Xe,Kr,Cs 全測定値の温度と放出率の関係

# 4.5 廃棄物処分

本事業における照射後試験の実施に伴い発生した放射性廃棄物は、性状(固体廃棄物及び液体廃棄物)及び表面線量率により区分し、機構内の放射性廃棄物処理場へ引き渡し、処理又は保管廃棄を行った。発生した放射性廃棄物の量については、RIA 試験に付随する照射後試験関連では固体廃棄物約 3.4 m³及び液体廃棄物約 3.8 m³、LOCA 試験関連では固体廃棄物約 2.6 m³であった。

# 4.6 専門部会の開催

事業で得られた成果の内容を精緻化するための専門部会を、令和 5 年 3 月 7 日 (木) に 開催した。

本専門部会では、事業の全体概要、LOCA 試験、RIA 試験、解析評価等について、令和 5年度に得られた成果が原子力機構担当者からそれぞれ報告され、出席した専門部会委員との質疑応答を通じ、成果の明確化及び精緻化を行った。

# 4.7 事業の進捗管理

事業計画内容を漏れの無いように遂行するための原子力規制庁担当官との打合せを令和 5 年 6 月 9 日、11 月 27 日実施した。各打合せにおいては、その時点での事業の進捗状況等を報告した。

### 5章 結言

令和5年度までの成果を以下にまとめる。

近年国際研究プロジェクトで観察されている FFRD 現象については、同現象が LOCA 時 の炉心冷却性に及ぼす影響の評価を目的として、本事業ではまず原子力機構燃料試験施設 のホットセルに新たに整備した LOCA 模擬試験装置等を用いて高燃焼度燃料の LOCA 時 挙動を調べ、燃焼進行に伴う燃料ペレットの微細組織変化と細片化挙動の有意な相関を裏 付ける知見、及び、被覆管の高温破裂時点での燃料棒自由体積内圧力が被覆管の破裂開口や 燃料ペレット細片化挙動に強く影響しているとの示唆を得た。これらを踏まえて、燃焼度と 被覆管高温破裂時の燃料棒内内圧を説明変数に取る燃料放出予測統計モデル、及び同モデ ルのトリガ―となる被覆管高温破裂統計モデルを整備した。両モデルを実装した燃料挙動 解析コード RANNS、4 ループ PWR の大破断 LOCA 時炉心熱流動と取り出し集合体燃焼 度 55 GWd/t の平衡炉心状態をそれぞれモデル化した熱流動解析コード RELAP、炉心計算 コード CASMO/SIMULATE の連携解析により、炉心スケールでの FFRD 影響を評価した ところ、燃料ペレットの放出割合及び放出量はそれぞれ集合体内及び原子炉圧力容器底部 に想定される燃料片堆積層で冷却性が損なわれる水準を下回り、本評価で想定したプラン ト条件では、FFRD 現象により炉心冷却性に直ちに懸念が生じるものでは無いと判断され た。但し、本研究で実施した総合影響評価を構成する多数のモデル要素は、多くで基本的に 最適評価を期した設定・想定を取っており、また FFRD 挙動自体についても現象の複雑さ に比してデータベース規模は世界的に見て未だ小さい。燃焼度以外の支配因子に係る議論 は必ずしも収斂しておらず、各種国際プロジェクトでも活発な R&D が継続している状況で ある。今後は現在のデータベースがカバーできていない照射条件や燃料タイプ、例えば極め てデータの乏しい MOX 燃料への適用性を検証する等、構築した影響評価手法の信頼性向 上や適用範囲拡大に向け取り組みが重要となる。

LOCA 後の炉心冷却性の評価に関しては、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬し、繰り返し荷重負荷可能な曲げ試験装置を用いて、LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管の曲げ破断強度を評価し、繰り返し荷重の影響は有意でないことを確認した。但し、疲労破壊が問題となるようなより大きな繰り返し数下での破損挙動については依然として知見が乏しく、LOCA 後長期冷却性の維持を確実なものとするため、一層のデータ拡充が重要である。

破損時エンタルピが、現行規制基準の一つである PCMI 破損しきい値を下回った RIA 模擬試験ケースである OS-1 に関しては、同試験燃料の照射後試験や解析評価、本事業で実施した比較対象 RIA 模擬試験、及び過去実施された RIA 模擬試験との比較に基づき、破損限界低下の原因は先ず RIA 模擬試験開始時点での被覆管金属層中水素化物の径方向割合が大きかったことであり、但し添加物燃料である OS-1 では無添加燃料よりも高い水準の過渡 FP ガス放出とこれに伴う追加的な被覆管変形駆動力にも一定の寄与があったとの理解を得

た。前者の因子についてはベース照射中の PCMI 負荷の度合い、後者の因子については過 渡 FP ガス放出について、それぞれ燃料タイプ、運用に依存して破損限界低下リスクを齎す 可能性がある指標として考えることで、OS-1 実験で評価された様な相対的に低い水準の破 損限界を適用すべき対象を特定・限定し、非保守的な評価を効果的に回避できると考えられ る。また、高燃焼度 MOX 燃料が従来見られなかった内圧破裂型破損を生じたケース(CN-1) に関しては、同燃料棒の照射後試験により開口部での膨れ変形、周辺でのさかんな燃料 ペレット粒界分離、被覆管硬度の低下が、また実炉条件に温度条件がより近く被覆管延性が 増大した条件で実施した比較対象 RIA 模擬試験ではより典型的な膨れ破損が確認され、こ れら高燃焼度 MOX 燃料では、初期に起こる PCMI の後、沸騰遷移によって被覆管温度が 上昇し、強度が低下した被覆管が過渡 FGR に伴い上昇した内圧に駆動され大変形、破裂に 至ったとの確証を得た。さらに、高燃焼度燃料の PCMI 破損時に生じることがあり、燃料 ペレットの棒外放出率増大を伴う、被覆管貫通亀裂の回り込み(破断)挙動について、二軸 応力負荷試験装置を用いた炉外分離効果試験により、その発生条件は破損時の変形度合い と二軸応力レベルから判定可能であることを明らかにした。CN-1 については、現行の高燃 焼燃料破損しきい値 (PCMI 破損しきい値) を超える領域での破損であるため、現行基準の 維持が直ちに非保守側の評価となるわけではないが、近い将来の導入が見込まれる改良合 金被覆管や事故耐性燃料被覆管では、従来材に比べ被覆管の通常運転時水側腐食に伴う水 素吸収は大幅に低減され、RIA 時の主な破損モードは PCMI 破損から CN-1 燃料で見られ たような高温破裂に変遷していくと考えられ、本研究で有効性を確認した高温破裂発生予 測指標は、MOX 燃料を含む新型燃料の導入・燃料利用の高度化に備えその評価の信頼性向 上が望まれる。現状のモデル・解析では、高燃焼度 MOX 燃料からの過渡 FGR や放出後の 燃料棒内ガス移行等重要な因子を推定に依っており、これらの推定を裏付けるデータ・知見 の拡充が重要である。

高温条件下の燃料損傷挙動については、炉心の著しい損傷の開始と事故拡大防止策の有効性判断における現行 LOCA 基準 1200℃適用の妥当性検討の観点から、LOCA 基準を超える高温条件 (DBDA) での燃料損傷挙動に係る文献調査及びシビアアクシデント解析コードを用いた BWR 体系での全電源喪失事故解析を実施し、単調な温度増と安定的な水蒸気雰囲気といった典型的なシビアアクシデント条件を想定する限りにおいて、ジルカロイ酸化反応熱の大きさと急峻な温度依存性を考慮すれば、現行の炉心損傷温度 1473 K の設定は妥当と考えられることを確認した。今後は ATF における高温酸化の抑制効果及び共晶等高温反応開始後の酸化挙動の双方についてそのメカニズムとともに詳細を把握することが重要である。

### (参考文献)

#### 1章

- (1) 平成 20 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成21年11月.
- (2) 平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成22年3月.
- (3) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成23年9月.
- (4) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成25年3月.
- (5) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成26年3月.
- (6) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成 26 年 3 月.
- (7) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成27年3月.
- (8) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等安全高度化対策) 事業に関する報告書, (国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 28 年 3 月.
- (9) 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等 安全高度化対策)事業 (平成 28 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成30年1月.
- (10) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等 安全高度化対策) 事業 (平成 29 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成31年3月.
- (11) 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料設計審査分野の規制研究)事業 (平成 30 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成31年3月.
- (12) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 (平成 31 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,令和2年11月.

# 2章

 P. Raynaud, "Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident", Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2121 (2012).

- (2) "Report on fuel fragmentation, relocation, dispersal", NEA/CSNI/R(2016)16, OECD/NEA (2016).
- (3) LJ. Siefken, "Axial fuel relocation in ballooning fuel rods, "Proc. 7th International Conference on Structure Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-7). Aug. 22-26, 1983, Chicago, US (1983).
- (4) C. Grandjean, G. Hache, C. Rongier, "High burnup UO2 fuel LOCA calculations to evaluate the possible impact of fuel relocation after burst", Proc. Topical Meeting on LOCA Fuel Safety Criteria. Mar. 22-23, 2001, Aix-en-Provence. NEA/CSNI/R(2001)18, OECD/CSNI/NEA. 2001: 239-266 (2001).
- (5) PD. Parsons, ED. Hindle, CA. Mann, "PWR fuel behaviour in design basis accident conditions. The deformation, oxidation and embritlement of PWR fuel cladding in a loss-of-coolant accident", A State-of-the-Art Report by the Task Group on Fuel Behaviour of CSNI Principal Working Group No 2. Paris (France): Organisation for economic co-operation and development nuclear energy agency (Report no. CSNI Report 129) (1986).
- (6) R. Emrit, R. Riggs, W. Milstead, J. Pittman, and H. Vandermolen, "A Prioritization of Generic Safety Issues", NUREG-0933, Section 3, Issue 92, "Fuel Crumbling during LOCA", Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, October 2006 (2006).
- (7) A. Cabrera and N. Waeckel., "A strength based approach to define LOCA limits", Proc. of TopFuel 2015, Zurich, Switzerland, September 13-17, 2015 (2015).
- (8) Policy Issue (Information). Evaluation of fuel fragmentation, relocation and dispersal under loss-of-coolant accident (LOCA) conditions relative to the draft final rule on emergency core cooling system performance during a LOCA (50.46c). SECY-15-0148, No. 30, Nuclear Regulatory Commission (ADAMS Accession No. ML15238B193) (2015).
- (9) "The fukushima daiichi accident", technical volume 1/5 description and context of the accident. Vienna (Austria): International Atomic Energy Agency (2015).
- (10)MC. Billone, "Assessment of current test methods for post-LOCA cladding behavior", Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7139, ANL-11/52) (2012).
- (11)M. Flanagan, "Mechanical behavior of ballooned and ruptured cladding", Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG-2119) (2012).
- (12)MC. Billone, Y. Yan, TA. Burtseva, RO. Meyer, "Cladding behavior during postulated loss-of-coolant accidents", Washington (DC): The U.S. Nuclear

- Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7219, ANL-16/09) (2016).
- (13)M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, "Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests", J. Nucl. Sci. Technol. 51:1125—1132, (2014).
- (14)T. Narukawa and M. Amaya, "Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 57, No. 7, pp. 782-791, (2020).
- (15)F. Nagase and T. Fuketa, "Effect of Pre-Hydriding on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 7, pp. 723–730, (2004).
- (16) F. Nagase and T. Fuketa, "Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 42, No. 2, pp. 209–218, (2005).
- (17)F. Nagase and T. Fuketa, "Fracture Behavior of Irradiated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 9, pp. 1114–1119, (2006).
- (18) F. Nagase, T. Chuto, and T. Fuketa, "Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, No. 7, pp. 763–769 (2009).
- (19)T. Narukawa, M. Amaya, "Oxidation behavior of high-burnup advanced fuel cladding tubes in high-temperature steam", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 7, pp. 650–660, (2019).
- (20)T. Narukawa, M. Amaya, "Fracture limit of high-burnup advanced fuel cladding tubes under loss-of-coolant accident conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 57, No. 1, pp. 68–78, (2020).
- (21)VV. Rondinella, Thierry Wiss, "The high burn-up structure in nuclear fuel", Materials Today, Vol. 13, Issue 12, pp. 24–32 (2010).
- (22) D. Baron, M. Kinoshita, P. Thevenin, L. Rodrigue, "Discussion about hbs transformation in high burn up fuels", Nucl. Eng. Technol., Vol. 41, Issue 2, pp. 199-214, (2009).
- (23) James Corson et al., "NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal", TopFuel 2022, Raleigh, NC, USA, (2022).
- (24) Michelle Bales et al., "Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup", RIL 2021-13, December 2021
- (25) 永瀬他、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針の技術的根拠と高燃焼度燃料への適用性」JAEA-Review 2020-076, (2021).

### 4章

- 4.1 レファレンス試験
- (1) 令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和5年3月.

## 4.2 LOCA 試験

- (1) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月.
- (2) 令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月.
- (3) 令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和5年3月.
- (4) S. Watanabe et al., "Performance of M-MDA <sup>TM</sup>, Reliable Cladding Material for Advanced Fuel". Proc. TopFuel2015, ENS, Zurich, Switzerland, 2015, pp. 177−188 Sep. 13-17(2015).
- (5) M.E. Nissley, C. Frepoli, and K. Ohkawa, "Realistic assessment of fuel rod behavior under large-break LOCA conditions", Proc. of the Nuclear Fuels Sessions of the 2004 Nuclear Safety Research Conference (NUREG/CP-0192). Proceedings; 2004 Oct 22–27; Washington (DC): Marriott Hotel at Metro Center; 2005.
- (6) H.M. Chung, "Fuel behavior under loss-of-coolant accident situations", Nucl. Eng. Technol., Vol. 37, pp. 327–362, (2005).
- (7) F. Nagase, T. Chuto, and T. Fuketa, "Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, No. 7, pp. 763–769, (2009).
- (8) T. Narukawa et al., "Experimental and statistical study on fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions", J. Nucle. Mater., Vol. 499, 99. 528–538, (2018).
- (9) Bales, Michelle, Chung, Alice, Corson, James Kyriazidis, Lucas, "Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup" RIL 2021-13
- (10) James Corson, Alice Chung, Lucas Kyriazidis, Michelle Bales "NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal", Topfuel 2022, October 9–13, Raleigh, NC,2022
- (11) Baker and L. C. Just, "Studies of Metal-Water Reaction at High Temperatures; III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction," ANL-6548, Argonne National Laboratory (1962).

- (12) MC. Billone, "Assessment of current test methods for post-LOCA cladding behavior", Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7139, ANL-11/52) (2012).
- (13)M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, "Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests", J. Nucl. Sci. Technol. 51:1125—1132, (2014).
- (14) HM. Chung, "Fuel behavior under loss-of-coolant accident situations," Nucl. Eng. Technol., Vol. 37, pp. 327–362, (2005).
- (15) "Reactivity-initiated Accident Fuel-rod-code Benchmark Phase II: Uncertainty and Sensitivity Analyses", NEA/CSNI/R(2017)1, (2017).
- (16) 山内紹裕,北野 剛司,"安全研究成果報告書 燃料健全性に関する規制高度化研究", RREP-2021-1001,原子力規制庁長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門, 令和3年6月.
- (17) "大飯発電所発電用原子炉設置許可申請書(3,4号炉完本)本文及び添付書類 令和 3年5月現在, 関西電力株式会社,令和3年5月.
- (18) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 (平成 31 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,令和2年11月.
- (19) Wiesenack W., "HRP-380, Summary of the Halden Reactor Project LOCA Test Series IFA-650," Halden Reactor Project, (2013.).
- (20) Patrick A.C. Raynaud, "Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident", NURAG-2121, March 2012, (2012).
- (21) Karlsson J., Engman U., Janzon C., Jädernäs D., Kese K., König M., Magnusson P., Minghetti D., Puranen A., Tejland P., Zwicky H.U., "SCIP III Test Method Descriptions", Studsvik Nuclear AB, STUDSVIK/N-15/315, SCIP III-196, May 2015, (2015).
- (22) Bales M., Chung A., Corson J., Kyriazidis L., "Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Disposal at High Burnup", RIL 2021-13, U.S.NRC, (2021).
- (23) Narukawa, T., Udagawa, Y., "Study on mechanism and threshold conditions for fuel fragmentation during loss-of-coolant accident conditions," Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021, (2021).
- (24) Furumoto, K., Udagawa, Y., "Effects of azimuthal temperature distribution and rod internal gas energy on ballooning deformation and rupture opening formation of a 17 × 17 type PWR fuel cladding tube under LOCA-simulated burst conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol 60, No. 5, pp.500-511, (2023).

(25) MATPRO-VERSION 11, A HANDBOOK OF MATERIALS PROPERTIES FOR USE IN THE ANALYSIS OF LIGHT WATER REACTOR FUEL ROD BEHABIOR, NUREG/CR-0497, TREE-1280, February 1979.

## 4.3 RIA 試験

- (1) 令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 5 年 3 月.
- (2) 令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月.
- (3) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月.
- (4) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 (平成 31 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、令和2年11月.
- (5) 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料設計審査分野の規制研究)事業 (平成 30 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 31 年 3 月.
- (6) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成23年9月.
- (7) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成25年3月.
- (8) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成26年3月.
- (9) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成26年3月.
- (10) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成27年3月.
- (11) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等安全高度化対策) 事業に関する報告書, (国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 28 年 3 月.
- (12) 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等 安全高度化対策)事業 (平成 28 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成 30 年 1 月.
- (13) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料等 安全高度化対策)事業 (平成 29 年度分),国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成 31 年 3 月.

- (14) 平成 16 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書,日本原子力研究所,平成 17 年 3 月.
- (15) 平成 17 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書,(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター,平成18年3月.
- (16) T. Fuketa, F. Nagase, K. Ishijima et al., "NSRR/RIA experiments with high-burnup PWR fuels", Nuclear Safety, Vol.37, pp.328–342, (1996).
- (17) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya. "Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by Pellet Cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 12, pp. 1063-1072, (2019).
- (18) T. Fuketa, T. Sugiyama, F. Nagase. "Behavior of 60 to 78MWd/kgU PWR fuels under reactivity-initiated accident conditions". J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 9, pp. 1080-1085, (2006).
- (19) T. Fuketa, H. Sasajima, T. Sugiyama, "Behavior of High-Burnup PWR Fuels with Low-Tin Zircaloy-4 Cladding under Reactivity-Initiated-Accident Conditions", Nucl. Technol., Vol. 133, No. 1, pp. 50-62 (2001).
- (20) T. Fuketa, F. Nagase, T. Sugiyama, "RIA- and LOCA-simulating experiments on high burnup LWR fuels", Proceedings of IAEA Technical Meeting on Fuel Behaviour Modelling under Normal, Transient and Accident Conditions, and High Burnups. Kendal (U.K.), pp. 1–15 (2005).
- (21) T. Sugiyama, M. Umeda, H. Sasajima et al., "Effect of Initial Coolant Temperature on Mechanical Fuel Failure under Reactivity-Initiated Accident Conditions". Proceedings of Top Fuel 2009, Paris, France, p. 489–496 (2009).
- (22) T. Fuketa, T. Nakamura, H. Sasajima et al., "Behavior of PWR and BWR Fuels During Reactivity-Initiated Accident Conditions", 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, USA, Apri 10-13, 2000 (2000).
- (23) T. Sugiyama, M. Umeda, T. Fuketa et al., "Failure of high burnup fuels under reactivity-initiated accident conditions", Annals of Nuclear Energy, 36, 380–385, (2009).
- (24) T. Mihara, K. Kakiuchi, Y. Taniguchi, Y. Udagawa, "Behavior of high-burnup BWR UO<sub>2</sub> fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions". J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 60, No. 5, pp. 512-525, (2023).
- (25) T. Mihara, Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Mechanical failure of high-burnup fuel rods with stress-relieved annealed and recrystallized M-MDA cladding under reactivity-initiated accident conditions". J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 58, No. 8, pp. 872-885, (2021).

- (26) T. Nakamura, T. Fuketa, T. Sugiyama T, H. Sasajima, "Failure thresholds of high burnup BWR fuel rods under RIA conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 1, pp. 37-43, (2021).
- (27) Nakamura T, Kusagaya K, Fuketa T, et al. High-burnup BWR fuel behavior under simulated reactivity-initiated accident conditions. Nuclear Technology, Vol.138, pp.246-259, (2002).
- (28) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Suzuki, F. Nagase, "Stress biaxiality in high-burnup PWR fuel cladding under reactivity-initiated accident conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 50, No. 6, pp. 645-653, (2013).
- (29) Nakamura T, Kusagaya K, Fuketa T, et al. High-burnup BWR fuel behavior under simulated reactivity-initiated accident conditions. Nuclear Technology, Vol.138, pp.246-259, (2002).
- (30) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Reevaluation of Fuel Enthalpy in NSRR Test for High Burnup Fuels", Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, (2014).
- (31) JENDL-4.0 核分裂収率サブライブラリ: <a href="https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/J40">https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/J40</a> J.html.
- (32) 中村武彦, 笹島栄夫, 更田豊志, 鈴木敏夫, 高橋正人, 細山田龍二, 石島清見, "NSRR 照射済燃料実験での発熱量評価 (JMTR 照射燃料)", JAERI-Research 98-052, (1998).
- (33) R. E. Alcouffe, F. W. Brinkley, D. R. Marr, R. D. O'Dell,. "User's Guide for TWODANT: A Code Package Two-Dimensional, Diffusion Accelerated, Neutral Particle Transport", LA-10049-M, Los Alamos National Laboratory (1990).
- (34) 宇田川豊, 鈴木元衛, 天谷政樹, "軽水炉燃料の事故時挙動解析コード RANNS の反応 度事故解析モデル開発", JAEA-Data/Code 2014-025, (2015).
- (35) 宇田川豊, 山内紹裕, 北野剛司, 天谷政樹, "燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発 -軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—", JAEA-Data/Code 2018-016, (2019).
- (36) 内田正明, 斎藤裕明, "燃料棒内出力分布計算コード: RODBURN", JAERI-M 93-108 (1993).
- (37) 須山賢也,清住武秀,望月弘樹,"統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版", JAERI-Data/Code 2000-027, (2000).
- (38) T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, Y. Taniguchi, K. Kakiuchi. "Behavior of LWR Fuels with Additives under Reactivity-Initiated Accident Conditions", Proc. TopFuel 2019, Seattle, USA, Sep 22-26, 2019.

- (39) T. Mihara, K. Kakiuchi, Y. Taniguchi, Y. Udagawa, "FOLLOW-UP EXPERIMENTAL STUDY ON CAUSES OF THE LOW-ENTHALPY FAILURE OBSERVED IN THE REACTIVITY-INITIATED-ACCIDENT-SIMULATED TEST ON LWR ADDITIVE FUELS", Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021.
- (40) Y. Udagawa, T. Mihara, Y. Taniguchi, K. Kakiuchi, M. Amaya, "The effect of base irradiation on failure behaviors of UO2 and chromia-alumina additive fuels under simulated reactivity-initiated accidents: A comparative analysis with FEMAXI-8", Annals of Nuclear Energy, Vol. 139, pp. 107268\_1 107268\_9, 2020.
- (41) Arborelius J, Backman K, Hallstadius L, Limbäck M, lilsson J, Rebensdorff B, Kitano K, Löfström R, Rönnberg. "Advanced Doped UO2 Pellets in LWR Applications", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 9, pp.967-976, 2006.
- (42) Mihara T, Kakiuchi K, Taniguchi Y, Udagawa. Behavior of high-burnup BWR UO2 fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions, JNST 60(5), 512-525. (2023)
- (43) 三原武ほか, "高燃焼度 BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料の反応度事故模擬実験;最近 観察された破損限界低下及び破損モード変化の原因特定に向けた検討", 日本原子力 学会 2021 年秋の大会, 2021.
- (44) Y. Taniguchi, T. Mihara, K. Y. Udagawa, "SIMULATION OF THE EFFECT OF RADIALLY ORIENTED HYDRIDE PRECIPITATES ON FAILURE LIMIT OF HIGH-BURNUP BWR FUEL CLADDING UNDER PCMI LOADING", Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021.
- (45) Udagawa, Y., Sugiyama, T., Amaya, M., "Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by pellet cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol 56, No. 12, pp.1063-1072, 2019.
- (46) Y. Taniguchi, T. Mihara, K. Kakiuchi, Y. Udagawa, "High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition", Annals of Nuclear Energy, Vol. 195, pp. 110144\_1 110144\_11, 2024.
- (47) T. Fuketa, et al., "Behavior of LWR/MOX Fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions", Proceedings of Top Fuel 2009, Paris, France, September 6-10, 2009, Paper 2083, 2009
- (48) 谷口良徳ほか, "高燃焼度燃料の反応度事故時破損挙動に関する研究(PWR-MOX 燃料で観察された破損モード変化の分析と発生条件の解析)", 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2022.
- (49) Fuketa, T., Sugiyama, T., "Current RIA-related regulatory criteria in Japan and their technical basis", Proceedings of OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel

- Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, Paris, France, 2009.
- (50) Ishikawa, M., Shiozawa, S., "A study of fuel behavior under reactivity initiated accident conditions review", J. Nucl. Mater. 95 (1-2), 1–30, 1980.
- (51) T. Fuketa, H. Sasajima, T. Sugiyama, "Behavior of High-Burnup PWR Fuels with Low-Tin Zircaloy-4 Cladding under Reactivity-Initiated-Accident Conditions", Nucl.Technol., Vol. 133, No. 1, pp. 50-62, 2001.
- (52) 宇田川豊, 山内紹裕, 北野剛司, 天谷政樹, "燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発 一軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—", JAEA-Data/Code 2018-016, 2019.

### 4.4 事故時の燃料損傷挙動

- (1) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究)事業 に関する報告書,(国研)日本原子力研究開発機構安全研究センター,令和 4 年 3 月.
- (2) MELCOR Computer Code Manuals, Version 2.2.9541 2017, SAND2017-0876
- (3) V. F. Urbanic and T. R. Heidrick, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam", J. Nuc. Matls., 75, pp. 251-261, (1978).
- (4) J.C. Brachet et al., Behavior of Cr-coated M5 claddings during and after high temperature steam oxidation from 800°C up to 1500°C, Proceedings of WRFPM/TOPFUEL 2018, (30 Sept. - 04 Oct, Prague, Czech Republic, 2018.
- (5) T. IKEGAWA et al., "PERFORMANCE EVALUATION OF ACCIDENT TOLERANT FUEL CLADDINGS DURING SEVERE ACCIDENTS OF BWRS", TopFuel 2018, 30 September – 4 October 2018, Prague, Czech Republic.
- (6) 「福島原子力事故調査報告書」平成24年6月20日 東京電力株式会社.
- (7) "第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合",原子力規制庁長官官房緊急事案対策室,令和2年09月01日.
  - URL: https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/EAL/330000046.html
- (8) "玄海原子力発電所 原子力事業者防災業務計画別冊",九州電力株式会社,平成28年3月.
- (9) "敦賀発電所 原子力事業者防災業務計画",日本原子力発電株式会社,令和2年3月.
- (10) "Methodology for Development of Emergency Action Levels", Nuclear Energy Institute document, NEI 99-01, U.S.NRC, 2020
  - $\label{likelihood} URL: $\underline{https://www.nrc.gov/about-nrc/emerg-preparedness/about-emerg-preparedness/emerg-action-level-dev.html}$

- (11) Morris F. Osborne, Jack L. Collins & Richard A. Lorenz, "Experimental Studies of Fission Product Release from Commercial Light Water Reactor Fuel Under Accident Conditions", NUCLEAR TECHNOLOGY Vol. 78, pp.157-169, 1987.
- (12) "In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix Update 1996-1999", NEA/CSNI/R(2000)21, OECD/NEA (2001).
- (13) M. R. Kuhlman, D. J. Lehmicke, R. 0. Meyer, "CORSOR user's manual", U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-4173, (1985).
- (14) S. Miwa, S. Yamashita, A. Ishimia, M. Osaka, M. Amaya, K. Tanaka, F. Nagase, "Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behaviour, Focusing on Their Chemical Forms", Energy Procedia, Vol. 71, pp.168-181, (2015).
- (15) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業 成果報告書,(国研)日本原子力研究開発機構,平成 28 年 3 月.
- (16) Akihide HIDAKA, "Outcome of VEGA Program on Radionuclide Release from Irradiated Fuel under Severe Accident Conditions", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 48, No. 1, p. 85–102 (2011).
- (17) 石川淳, 村松健, 坂本亨, "THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なソースターム解析", JAERI-Research 2005-021, (2005).
- (18) Y. Pontillon, E. Geiger, C. Le Gall, S. Bernard, A. Gallais-During, P.P. Malgouyres, E. Hanus, G. Ducros, "Fission products and nuclear fuel behaviour under severe accident conditions part 1: Main lessons learnt from the first VERDON test", J. Nucle. Mater., Vol. 495, pp. 363-384, (2017).
- (19) E. Geiger, C. Le Gall, A. Gallais-During, Y. Pontillon, J. Lamontagne, E. Hanus, G. Ducros, "Fission products and nuclear fuel behaviour under severe accident conditions part 2: Fuel behaviour in the VERDON-1 sample", J. Nucle. Mater., Vol.495, pp.49-57, (2017).
- (20) "Fission gas release and fuel rod chemistry related to extended burnup", IAEA-TECDOC-697, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Pembroke, Ontario, Canada, 28 April-1 May, (1992).
- (21) R.J. Lemire, L.W. Dickson, "Overview of Release Phenomenology in Phebus FP and Comparison with Out-of-Pile Experiments", AECL-CONF-1371, Paper for 5th Phebus FP Seminar, Aix-en-Provence, France 2003 June 24-26.
- (22) G.Brillant, C.Marchetto, W.Plumecocq, "Fission product release from nuclear fuel II. Validation of ASTEC/ELSA on analytical and large scale experiments", Annals of Nuclear Energy, 61, 96–101, (2013).

- (23) Morris F. Osborne, Jack L. Collins & Richard A. Lorenz, "Experimental Studies of Fission Product Release from Commercial Light Water Reactor Fuel Under Accident Conditions", NUCLEAR TECHNOLOGY, VOL. 78, pp.157-169, (1987).
- (24) Randall O. Gauntt, "Synthesis of VERCORS and Phebus Data in Severe Accident Codes and Applications", SAND2010-1633, April, (2010).
- (25) Bernard Andre, Gerard Ducros, Jean Pierre Leveque, Morris F. Osborne, Richard A. Lorenz, Denis Maro, "Fission Product Releases at Severe Light Water Reactor Accident Conditions: ORNL/CEA Measurements Versus Calculations", NUCLEAR TECHNOLOGY, Vol 114, pp. 23-50, (1996).
- (26) Akihide Hidaka, Tamotsu Kudo, Takehiko Nakamura, Hiroshi Uetsuka, "Enhancement of Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperature above 2,800 K", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 39, No. 3, pp. 273–275, (2002).
- (27) Akihide Hidaka, Tamotsu Kudo, Takehiko Nakamura, Hiroshi Uetsuka, "Decrease of Cesium Release from Irradiated UO2 Fuel in Helium Atmosphere under Elevated Pressure of 1.0 MPa at Temperature up to 2,773K", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 39, No. 7, p. 759–770, (2002).
- (28) Akihide Hidaka, Tamotsu Kudo, Jun Ishikawa, Toyoshi Fuketa, "Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.42, No.5, pp.451-461, (2005).
- (29) Yves Pontillon, Gérard Ducros, "Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions The VERCORS experimental programme—Part 2: Release and transport of fission gases and volatile fission products", Nuclear Engineering and Design 240, pp. 1853–1866, (2010).
- (30) Y. Pontillon, P.P. Malgouyres, G. Ducros, G. Nicaise, R. Dubourg, M. Kissane, M. Baichi, "Lessons learnt from VERCORS tests. Study of the active role played by UO2–ZrO2–FP interactions on irradiated fuel collapse temperature", Journal of Nuclear Materials 344, pp. 265-273, (2005).
- (31) G. Ducros, Y. Pontillon, P.P. Malgouyres, "Synthesis of the VERCORS experimental programme: Separate-effect experiments on Fission Product release, in support of the PHEBUS-FP programme", Annals of Nuclear Energy 61, pp. 75–87, (2013).
- (32) B.J. Lewis, R. Dickson, F.C. Iglesias, G. Ducros, T. Kudo, "Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour", Journal of Nuclear Materials 380, pp. 126-143, (2008).

### (用語の解説)

(ア行)

# ECCS: Emergency Core Cooling System, 非常用炉心冷却系

原子炉冷却系の配管破断が起きるなどして冷却材が炉心から喪失した場合に、直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全システム。

# 異常過渡:

原子炉運転時の異常な過渡変化。原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障、 運転員の単一の誤操作等によって生じる異常な状態をいう。

# 一次元円筒体系:

燃料棒の数値解析モデルにおいて、燃料棒を中心軸に対称な円筒形状で近似し、温度及び変形を、軸方向に一様で半径方向に分布を持つと近似して計算する体系。

## E110、E635:

VVER 型原子炉用燃料被覆管に使用されている材料。E110 が Zr-Nb2 元系合金であるのに対し、E635 は Zr-Sn-Nb-Fe の 4 元系合金である。

### NSRR: Nuclear Safety Research Reactor, 原子炉安全性研究炉

燃料の安全性研究を目的として、1975年に日本原子力研究所(現: (国研)日本原子力研究開発機構)に建設された研究炉。原子炉出力の上昇に対して強い負のフィードバックを有するため、意図的な制御棒引抜きにより過大な反応度を投入しても、出力暴走には至らず、短時間のうちに自動的に出力が収束するという特長を備える。この特長を利用したパルス出力運転により、反応度事故(RIA)時の原子炉出力履歴を安全に模擬することが可能である。

## FP: Fission Product, 核分裂生成物

核分裂により生成される核種。FPの多くが核的に不安定(放射性)であり、環境に放出された場合には公衆の被ばく要因となる。原子炉においては、燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉建家といった障壁により、環境へのFP放出を防止している。

# FGR: Fission Gas Release, FP ガス放出率

燃料内で生成されたXeやKrといった気体状核分裂生成物(FPガス)は、その多くが燃料

の結晶粒内に蓄積されるが、一部は拡散により結晶粒の表面に到達し、結晶粒界気泡を 形成する。結晶粒界気泡がペレット外部に連結していた場合、FPガスはペレットの外部 に放出される。FPガスの生成量に対して放出量が占める割合をFPガス放出率と呼ぶ。特 に指定しない限り、ペレットから燃料棒内の自由空間への放出率を示すものであり、被 覆管の外部への放出を意味するものではない。

なお、RIA時に燃料温度が急上昇する場合には、ペレットの熱応力や結晶粒界蓄積ガスの 熱膨張により、結晶粒界気泡と外部との連結が増大するため、FPガス放出率も増大する。

## FFRD: Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal,

燃料ペレットの細片化、移動及び放出

非常に高い燃焼度に到達した燃料において、被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細片 化(Fragmentation)、軸方向の再配置(Relocation)及び破裂開口部からのペレット細 片の放出(Dispersal)が生じること。

## M5:

AREVA社 (旧フラマトム社) が開発した高耐食性燃料被覆管合金。ジルコニウムとニオブの2元系合金。仏では多くの使用実績があり、国内でも今後、実用化が見込まれる。 M5をさらに改良した材料 (Q12等) の開発も進められている。

## M-MDA:

三菱原子燃料株式会社が開発している高耐食性燃料被覆管合金で、Zry-4の組成に近く、 ニオブが添加されたもの。MDA (PWRステップ2燃料 (55000 MWd/t) の被覆管として 使用されている)の耐食性および水素吸収率をさらに改善した材料である。

(カ行)

#### 機械的エネルギー:

原子炉の炉心あるいは燃料棒の破損によって発生する機械的な破壊力。発生する原因と しては、高温の溶融した燃料や炉心構造材が冷却材と接触して生ずる蒸気爆発等が考え られている。

#### 金相試驗:

金属等の断面のミクロ組織観察を行う試験のこと。

# 高温待機時:

温態停止状態ともいう。緊急停止などの一時的な計画外停止での待機状態で、一次冷却

材ポンプからの入熱などで、一次冷却材の温度が一定(約 286  $^{\circ}$ C)に維持される状態をいう。

## 降伏 (Yielding):

ペレットや被覆管のような固体結晶に応力を加えると初めは弾性的なふるまいを示すが、 応力がある一定レベルを超えると塑性変形(永久変形)が生じる。この、弾性変形の限 界を降伏という。

(サ行)

#### 再冠水:

冷却材喪失事故(LOCA)が発生して原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心部燃料が露出する状態になった後、非常用炉心冷却系(ECCS)の作動により炉心に水が注入され、再び炉心燃料が水に浸かり(冠水)、炉心が冷却される過程をいう。この過程を経ることにより燃料棒温度は低下し、長期にわたる炉心崩壊熱除去が可能となる。

#### ZIRLOTM:

米国ウェスティングハウス社が開発した高耐食性燃料被覆管合金。Zry-4の組成に近く、 鉄及びニオブを添加したもの。また、ZIRLO<sup>TM</sup>をさらに改良したOpt-ZIRLO<sup>TM</sup>の開発が 現在進められている。

## J 合金: J-Alloy

PWR 用燃料被覆管の更なる耐食性向上および水素吸収率低減を目的として、PWR 5 電力、燃料メーカおよび材料メーカが共同で開発した材料。Zr-1.8%Nb、Zr-1.6%Nb-0.1%Cr、Zr-2.5%Nb の 3 種類が開発され、それぞれ J1、J2、J3 合金と呼ばれている。

#### Zry: Zircaloy ジルカロイ

商用発電炉において黎明期から使用されてきた被覆管合金。ジルコニウムとスズを主成分とする。添加物の違う $Zircaloy(Zry)-1\sim-4$ が開発され、使用条件での性能を考慮して、PWRにおいてはZry-4が、BWRにおいてはZry-2が使用されている。近年の高燃焼度化に伴い耐食性の高い合金に置き換えられつつある。

# 照射成長:

ジルコニウム合金燃料被覆管は、一般に高速中性子の照射によって燃料棒長手(軸)方向 に伸びる傾向がある。この現象を照射成長という。これは、六方晶の結晶構造を有する ジルコニウムにおいて高速中性子照射により生成する結晶格子欠陥のうち、空孔が底面 に、格子間原子が柱面に集積しやすいことと関係していると言われている。

### 照射試験リグ:

ノルウェー・エネルギー技術研究所が所有するハルデン炉(別項参照)において燃料試料や材料試料を照射するための計装付き照射容器。試験片、温度測定用熱電対等の計装類およびこれらを支える構造材等からなる。計装付き燃料体(Instrumented Fuel Assembly: IFA)とも呼ばれる。

#### 水擊力:

水塊や水柱が壁面に衝突あるいは管内を流れる流体が塞き止められた時に生ずる衝撃力。 原子炉の安全評価においては、水蒸気爆発等によって吹き上げられた冷却材が炉内構造 物や圧力容器の上面に衝突することが想定される。

# スペーサーグリッド (スペーサ):

燃料棒相互の間隔を正確に保持する目的で、燃料集合体の軸方向に数箇所分布して用いられる支持格子のこと。BWR 燃料における支持格子は、ジルカロイ製の円筒状部材とインコネル製のスプリングを組み合わせて燃料棒を支持する構造となっている。PWR 燃料においては、インコネル製あるいはジルカロイ製の薄板を格子状に組み上げ、板ばねと対面する突起により燃料棒を水平方向に支持する。

#### 制御棒案内管:

PWR 燃料集合体において、制御棒の円滑な出し入れ案内を目的として設置される内部構造材。グリッドスペーサーを所定の位置に固定する役目も果たしており、案内管/グリッドスペーサー/上下部ノズルが一体となって燃料集合体骨格を形成し、構造強度の担い手となっている。

#### 脆化:

材料の変形において、抗力が大きく変形能が小さくなり、さらに伸びや断面収縮率が低下することを脆化といい、その性質を脆性またはもろさという。軽水炉燃料においては、中性子照射による照射損傷の蓄積、水側腐食層の成長および腐食に伴う水素吸収と水素化物の析出などにより被覆管の延性が低下する。

### 設計基準事象:

原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮される事象。事象の分類として、安全 保護回路、工学的安全施設などの設計の妥当性を確認する観点で選定された「運転時の 異常な過渡変化」及び放射性物質の放出の可能性がある事象における工学的安全施設な どの妥当性を確認する観点で選定された「設計基準事故」がある。

(タ行)

# 多軸応力条件:

使用中の燃料の被覆管が受ける力学的負荷は、通常は周方向応力が主(一軸応力状態)であるが、ペレットと被覆管が強い接触状態にあるなど、条件によっては周方向以外の方向にも応力が作用する場合がある。このとき、被覆管は多軸応力条件下にあるという。

# DNB: Departure from Nucleate Boiling (核沸騰膜沸騰遷移)

燃料被覆管表面から冷却水への伝熱において、熱流束の増加とともに核沸騰状態から膜 沸騰状態へ伝熱モードが急速に遷移すること。

## 低温時:

冷態停止状態ともいう。定期検査時、燃料取替作業時及び長期間におよぶ保修作業を伴 うような場合に維持される状態で、一次冷却材の温度が約90℃以下の状態をいう。

## 等体積円筒リング要素:

燃料棒を一次元円筒体系で解析する場合、ペレットスタックを半径方向に複数の、かつ 等体積の(=軸方向長さは等しいが厚みが異なる)リング要素に分割し、要素内では温 度は一定として、応力歪みは連続的に変化するとして、数値計算を行う。

(ナ行)

## 二次元解析:

一次元解析は、軸方向が一様で半径方向のみの(温度、変形)分布を計算するが、二次 元解析では、軸方向及び半径方向の分布を計算する。

#### 燃料スタック:

燃料棒に装填された燃料ペレット全体のこと。

## 燃料セグメント:

発電炉で使用されている長尺(約4m)の燃料棒に対し、実験用に短くした燃料棒のこと。

### パルス照射試験:

NSRRのパルス出力運転を利用したRIA模擬試験。試験においては、高い耐圧性及び気密性を備えたステンレス鋼製のカプセルに試験対象となる燃料を封入してNSRR炉心にて照射する。このため、試験燃料が破損した場合でも影響が及ぶ範囲はカプセル内に限られ、事故模擬試験を安全に行うことが可能である。また、カプセルごと試験燃料を交換するため、比較的短期間に複数回の試験を実施することが可能である。

## ハルデン炉:

ノルウェー南部のハルデン市に設置された、ノルウェー・エネルギー技術研究所(Institutt for energiteknikk: IFE)が所有する重水沸騰型試験炉(HBWR)。重水を冷却水として使用しているため炉心が大きく計装の設置等が容易であるという特徴を有する。冷却材温度および圧力は 240%、3.3MPa である。

## PCMI: Pellet-Clad Mechanical Interaction (ペレット被覆管機械的相互作用)

照射とともに燃料ペレットはFPガスバブルの成長などによって体積膨張し、一方被覆管は冷却水圧力によってクリープダウンし、ギャップ空間は減少する。この状況で、出力上昇によりペレットがさらに熱膨張して被覆管と接触し、被覆管を押し広げようとする。このときペレットは被覆管から反力を受ける。こうしてペレットと被覆管は変形する。このような、ペレットと被覆管の間の力学的な相互作用をPCMIと呼ぶ。ボンディング層が生じている場合は、ペレットの変形が直接被覆管に作用するので、PCMIは強くなる。また高燃焼度燃料の反応度事故においては、ペレットの急速な熱膨張により発生するPCMIが燃料破損の主要因となる。

### プルサーマル:

プルトニウムを熱(サーマル)中性子炉で利用することを意味する和製英語。MOX 燃料を軽水炉において使用することを指す。

### Baker-Just 式:

ジルコニウムと水の反応速度について、米国・オークリッジ国立研究所で 1960 年代に求められた式。その後に行われたジルカロイ被覆管を用いた酸化速度式と比較して、大きな酸化速度を与えることが知られているが、酸化量に関して安全側の評価を行うために現在も安全評価において使用されている。

(マ行)

## MIMAS 法: MIcronized MASter 法

MOX燃料製造法の一つ。燃料ペレット中の $PuO_2$ と $UO_2$ の混合状態をより均一化させるために開発された製造手法。まず $PuO_2$ 粉末と $UO_2$ 粉末を粉砕混合してマスターブレンド粉末を得、このマスターブレンド粉末に $UO_2$ 粉末を加える2段階混合によって所定の富化度に調整する。ベルゴニュークリア社などが採用している。

### MOX 燃料: Mixed OXide fuel, 混合酸化物燃料

使用済燃料の再処理により得られたプルトニウムをウランと混合して製造した燃料。高速増殖炉及び新型転換炉用の燃料としてだけでなく、軽水炉において利用される場合もある(プルサーマル)。

(ラ行)

# RIA: Reactivity Initiated Accident, 反応度事故

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、制御棒の落下(BWRの場合)や飛び出し(PWRの場合)などにより原子炉の出力が急速に上昇する事故である。出力暴走事故とも呼ばれる。

## LOCA: Loss Of Coolant Accident, 冷却材喪失事故

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、炉心で発生した熱を除去し熱交換器あるいは蒸気タービンへ熱を伝達する役目をもつ原子炉冷却材が、1次系配管の破断等によって流れ出し炉心の冷却機能が損なわれる事故。

# (付録)

本報告書の添付データとして、下記のデータを収録した電子メディア (光学ディスク10枚) を別途提出する。

# OS-3実験に関する取得データ集

Structure of Data Folder

```
OS-3

—Document

—FuelExamination

—4_Post-test

—VisualApperance

—X-ray

—Metallograph

—Pellet
```

# OS-4実験に関する取得データ集

```
OS-4
---Document
   -FuelExamination
    ├─1_Mother Segment
       ├─VisualApperarnce
        —X-ray
        ---Diameter
        ├─-GammaScan
        \sqsubseteqOxideThickness
       -2_Reference
        ├─Metallograph
           —Cladding
           └—Pellet
          -HydrogenAnalysis
         —PelletDensity
         —SEM-EPMA
             EPMA1
             ⊢EPMA2
             └--Photo
        U_Pu_Composition
       -3 Pre-test
        └─VisualApperarnce
       -4_Post-test
        ├─VisualApperarnce
        └─X-ray
   -Transient
```