

第 6 章

6

使用済燃料の健全性

原子力技術研究所 発電基盤技術領域 上席研究員 笹原 昭博  
 材料科学研究所 副所長 上席研究員 松村 哲夫  
 原子力技術研究所 発電基盤技術領域 主任研究員 名内 泰志

6 - 1 20年間保管した使用済燃料の健全性 ..... 123  
 6 - 2 貯蔵中のモニタリング手法の開発 ..... 129  
 コラム4：中性子によるキャニスタ内ヘリウム漏洩検知の可能性 ..... 134



笹原 昭博（1987年入所）  
 入所した当初は金属燃料FBRを用いたマイナーアクチニドの燃焼解析や軽水炉の燃焼管理計算などを行った。現在、使用済燃料の高次アクチニド核種や核分裂生成核種の生成量評価、ペレット酸化挙動・水素移動評価を実施している。今後、基礎的な炉物理挙動から使用済燃料の実際的な臨界管理に至るまでの研究を行って行きたい。

（6-1執筆）



松村 哲夫（1977年入所）  
 原子力発電所の炉心解析、燃料の高燃焼度化、MOX燃料、次世代炉、貯蔵技術など炉心・燃料の解析技術に従事してきた。今後は、より広い視点で、原子力技術、材料技術などに取り組んで行きたい。

（6-2執筆）



名内 泰志（1999年入所）  
 ウラン酸化物、ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した軽水炉、及び燃料を貯蔵する燃料プール等での中性子の挙動に関する研究をすすめている。中性子や線の計測技術の工学応用に対しても関心を持って取り組んでいる。

（コラム4執筆）

## 6-1 20年間保管した使用済燃料の健全性

乾式貯蔵方式では使用済燃料の貯蔵雰囲気はヘリウムガス等の不活性雰囲気に保たれている場合には、燃料の健全性が確保されると考えられるが、実際に長期間貯蔵または保管した燃料棒に各種試験を実施して燃料の健全性を確認することが必要である。本研究では20年間湿式（水雰囲気）または乾式（空気雰囲気）で保管した使用済BWR-MOX燃料および乾式（空気雰囲気）で保管したPWR-UO<sub>2</sub>燃料を対象に、各種試験を実施し、貯蔵による燃料特性への影響について評価した。

### 6-1-1 20年間保管した使用済BWR-MOX燃料の各種試験<sup>(1)</sup>

本試験で用いたBWR-MOX燃料は、初期プルトニウム富化度が2.7wt%で、欧州の商用BWRで燃焼度18～22MWd/kgHMまで照射したものである。試験ではこれらの燃料棒のうち5本を用いた。このうち3本は燃料棒の状態を湿式（水プール）で20年間保管され、残り2本は短尺に切断された後、空気雰囲気のキャプセルに密封し20年間保管（乾式保管）された。両燃料ともに20本程度で保管されたため、保管初期温度は実際の貯蔵条件に比較すると低かったと予想される。燃料集合体中で湿式保管された燃料と対照的な位置で照射された燃料については、保管前に各種試験が実施されており、保管前後の燃料の特性について直接比較を行った。乾式保管された短尺燃料については同一の燃料について保管前後の試験結果の比較を行い、20年間の保管による影響の検討を行った。

### (1) 外観観察

図6-1-1に湿式保管された燃料棒の保管後の外観と集合体内の対照位置で照射された燃料棒の保管前の外観を示す。保管後の燃料棒の表面には艶がなく、軸方向に燃料の取り扱い時に生じたと考えられる擦れ痕が見られるが、20年間の保管による外観の大きな変化は見られない。

### (2) パンクチャー試験<sup>(2)</sup>

貯蔵中の燃料からの核分裂生成ガス（FPガス）放出は燃料棒の内圧上昇をもたらす、燃料棒破損につながる可能性がある。そのため湿式保管した燃料棒の保管前後のFPガス放出率の測定を行った（表6-1-1）。保管前後の比較では対称位置でほぼ一致する結果となっており、保管中にFPガスの有意な放出が生じた可能性は低いと判断される。また、カプセル中で保管した短尺燃料についても雰囲気ガスの組成分析を行い、同様な結果となった。

### (3) ペレット金相観察<sup>(2)</sup>

金相写真によって燃料組織の観察と酸化膜厚さの測定を行った。図6-1-2に空気雰囲気中で20年保管した燃料棒のマクロ金相写真を示す。ペレットにはクラックが入っているが、20年保管による金相の大きな変化は見られない結果となった。

被覆管内側および外側酸化膜についても金相観察を行った結果、被覆管の外側は均一な酸化膜に覆われており、平均2～3μmの厚さであった。ノジュール腐食厚さは30～35μmで、内側酸化膜厚さは1～15μmであった。

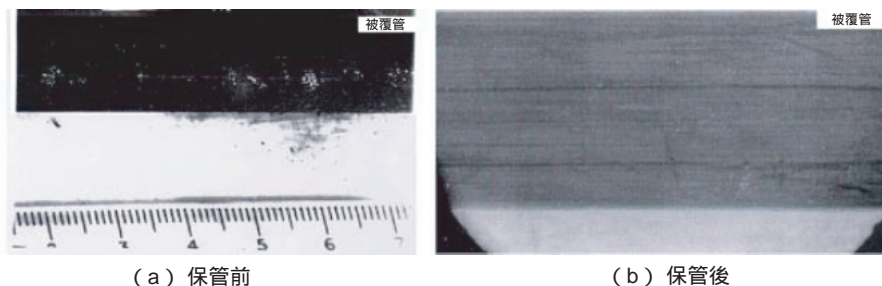


図6-1-1 湿式保管した燃料棒の外観の比較

表6-1-1 核分裂精製ガスの放出率の測定結果

燃料棒	湿式 1	A	湿式 2	D	湿式 3	B	乾式 1	乾式 2
保管前または保管後	保管後	保管前	保管後	保管前	保管後	保管前	保管前	保管前
燃焼度 (MWd/kgHM)*	21.4		18.2		21.0		17.9	22.1
FPガス放出率 (%)	14.0	12.9	12.4	13.8	16.0	14.8	11.1	14.7

A、D、Bは燃料集合体中で湿式保管燃料と対称な位置で照射された燃料を示す。

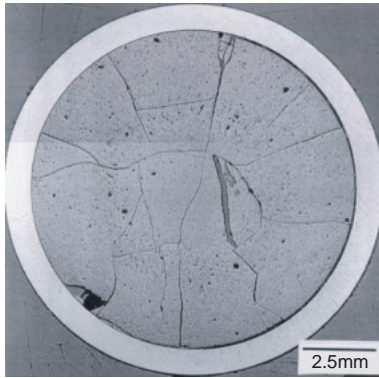


図6-1-2 短尺燃料棒の金相観察

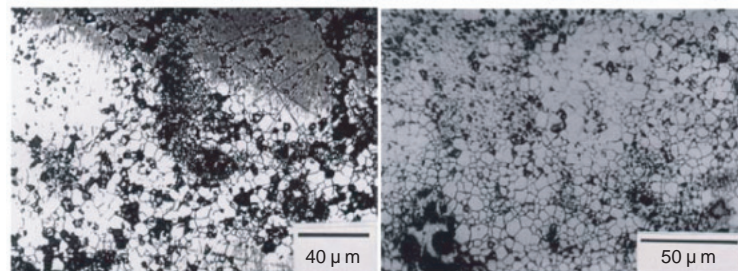
ペレット組織について、図6-1-3に例として20年保管前後におけるペレット周辺領域の燃料組織の金相を示す。ペレット周辺領域では比較的大きな結晶粒（プルトニウム領域）を小さな結晶粒（ウラン領域）が取り囲む構造をしており、製造時の組織構造に近いものとなっている。ペレット中心領域についても同様な観察を行い、ペレット半径の1/2から中心領域にかけては、高温のた

めにプルトニウムとウランの拡散が生じて、ペレット周辺領域に見られたような組織構造が消滅し、結晶粒径が全体的に均一な組織となっている。

以上の金相観察の結果をまとめたものを表6-1-2に示す。これらの観察結果から、今回の低燃焼度BWR-MOXの場合には20年保管によるペレット組織構造などに顕著な変化は見られない結果となった。

#### (4) ペレット密度測定

MOX燃料では貯蔵中に高次アクチニドの $\alpha$ 崩壊によりヘリウムがペレットに蓄積し、ペレットの膨張（スエリング）が生じると燃料破損に至る可能性がある。そのため湿式または乾式で保管されたペレットについて密度測定を行った。図6-1-4に文献データと比較した結果を示す。本試験で得られたペレット密度は文献データとほぼ同等の範囲内にあり、20年保管による密度の変化は少ないと判断される。



(a) 保管前

(b) 20年保管後

図6-1-3 BWR-MOX燃料のペレット周辺部の金相

表6-1-2 ペレットの金相観察結果のまとめ

燃料	試料	燃焼度 (MWd/kgMH)	外側酸化膜 (μm)	内側酸化膜 (μm)	ペレット/被覆管ギャップ (μm)	結晶粒径 (μm)
空気保管燃料	保管前	26.7	ノジュール： - 均一： 2-4	6-12	40、30、25、 45	中心： 8、中央： 16、 周辺： 4
	保管後	26.5	ノジュール： 30-35 均一： 2-3	1-15	10-85 平均： 40	中心： 7、中央： 7.5、 周辺： 3
	保管前	26.4	ノジュール： - 均一： 2-4	6-14	25、25、15	中心： 10、中央： 14、 周辺： -

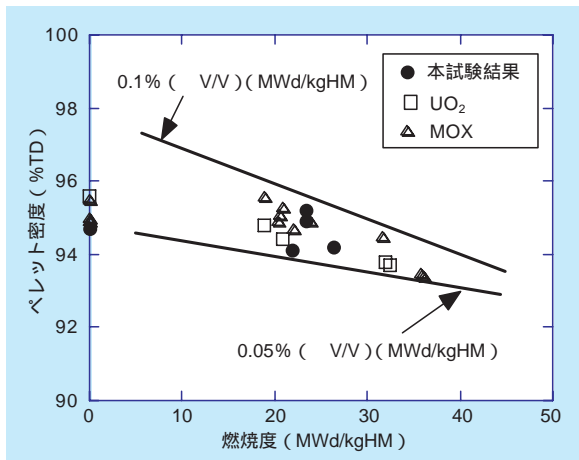


図6-1-4 ペレット密度の文献値との比較<sup>(3)</sup>

### 6-1-2 20年間保管した使用済PWR-UO<sub>2</sub>燃料の各種試験<sup>(1)</sup>

本試験で用いたPWR-UO<sub>2</sub>燃料は欧州の商用PWRで燃焼度約58MWd/kgHMまで照射された後、約20本程度が小型金属カスクで空気雰囲気中で20年間保管されたものである。そのため保管開始時の燃料温度は実際の貯蔵燃料よりも低温であった予想される。本燃料棒については文献データとの比較を行うことで20年保管の影響について検討した。

#### (1) 外観観察とパンクチャー試験

図6-1-5に20年保管後の被覆管の外観を示す。被覆管表面は薄い酸化膜に覆われており、燃料棒の引き抜きや挿入で生じたと思われる軸方向の線が見られる。全体として特に異常は認められない。渦電流法による燃料棒軸方向の酸化膜厚さの測定から、最大酸化膜厚さは約30μmであった。また、パンクチャー試験を実施し、FPガスの放出率は約2.2%であった。

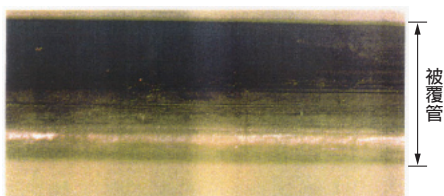


図6-1-5 被覆管の外観観察

#### (2) ペレットの金相観察

ペレットの組織観察のために燃料棒の最高燃焼度位置および最大酸化膜厚さ位置より採取した試料について金相観察を実施した。ペレットの割れは基本的にはペレットの径方向にあり、また、ペレットには製造時に使用したポアフォームによって生成したと考えられる大きなボアが認められた。結晶粒は製造時に比較するとやや変化をしていたが全体的には大きな変化はなく、照射中に特に高温の履歴は経験していないと思われる。ペレット中央部分では、結晶粒径の増大が認められ、結晶粒径は約6μmであった。ペレット周辺部では空隙率が高く、リム組織が見られた。

#### (3) 被覆管酸化膜および水素濃度と水素配向分布測定

最高燃焼度位置の被覆管内側酸化膜厚さを図6-1-6に示す。酸化膜厚さは約10μmであった。

図6-1-7に最高燃焼度位置および最大酸化膜厚さ位置における0°、180°方向の被覆管試料の水素化物分布を示す。水素分析の結果、最高燃焼度位置の試料で56ppm、最大酸化膜厚さ位置の試料で122ppmとなった。水素化物の方位が径方向に配向した場合、燃料被覆管の機械的強度の劣化につながる。そのため図6-1-7の被覆管の金相写真中の全ての水素化物についてJISの測定方法に従って水素化物方位の測定を実施し、水素化物方向性係数Fn値(管半径方向に対し40°以内の角度を持つ板状水素化物の数の観察した板状水素化物の総数に対する比)を求めた。

表6-1-3に測定した水素化物総数、半径方向から40°以内の角度を持つ水素化物の数を示す。また、製造時に取得されたデータも合わせて表に示す。求めたFn値は0.16～0.29の範囲内にあり、被覆管製品に対するJIS規格(0.45)を満足する値となっている。製造時のデータと比較すると本試験結果のFn値はやや大きくなっ

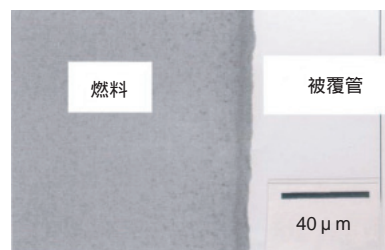


図6-1-6 20年保管後の被覆管内側酸化膜

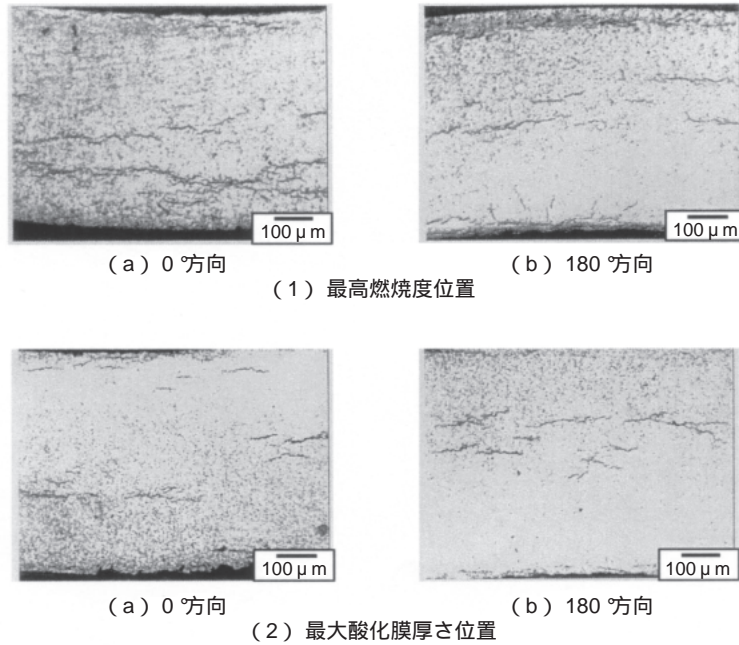


図6-1-7 被覆管中の水素化物の分布

表6-1-3 被覆管の水素化物方位の測定結果

観察位置	管半径方向に対し40°以内の角度を持つ水素化物の数	観察した水素化物の総数	Fn値
(a)	27	176	0.16
(b)	32	146	0.22
(c)	33	114	0.29
(d)	17	100	0.17
製造時			0.118/0.163
JIS H4751			≤ 0.45

ている領域もあり、水素化物配向に若干の変化が生じている。ジルコニウム合金中の水素化物は析出時（例えば、温度の降下時）に有る程度の引張応力が負荷されると、引張方向に垂直に析出することが知られている。本試験の被覆管においても同様の事象が生じた可能性がある。被覆管の周方向応力については、照射中は燃料棒内圧よりも外圧の方が大きいために、引張応力は負荷されても非常に小さい。一方、保管中は外圧が大気圧のために燃料棒内圧が直接的に周方向引張応力として作用する。本試験燃料棒の内圧はパンクチャー試験結果から4.58MPaと測定されており、これを被覆管の貯蔵中の上限温度380℃での周方向応力に換算すると約80N/mm<sup>2</sup>程度となる。応力レベルとしては水素化物配向が緩やかに変化する領域に相当する<sup>(4)</sup>。従って、本試験で見られた水素化物配向の変化は、長期間保管中に燃料棒内圧による被覆管周方向引張応力が負荷された状態で、被覆管が次第に冷却されて水素化物が再配向析出したと考えられる。

しかし、変化自体は非常に小さく、Fn値も製造時のJIS規格に比較して十分小さいため、燃料の健全性には影響は与えないと評価される。

#### (4) 被覆管の引張試験<sup>(5)</sup>

20年保管による燃料被覆管の機械的特性への影響を調べるために被覆管の引張試験を実施した。図6-1-8に試験結果と文献値とを合わせて示す。0.2%耐力については文献値は照射に伴い耐力がやや増加し、また温度の上昇に伴い減少する傾向を示すが、本試験結果も類似被覆管の結果との比較から文献値と同様の温度および照射による挙動を示している。

引張強さについては文献値は照射に伴い引張強さがやや増加し、また温度の上昇に伴い減少する傾向を示す。本試験結果は温度については同様の挙動を示すが、照射の影響については未照射材と顕著な変化は見られず、これは試験試料のバラツキ等によるものと考えられる。

#### (5) 水素移動試験と計算評価<sup>(6)</sup>

貯蔵中の使用済燃料は温度が次第に低下する。その際に燃料被覆管中に固溶していた水素が軸方向の温度勾配によって被覆管の低温領域に熱拡散し、固溶限を越えた場合には水素化物として析出することによって燃料の機械的健全性に影響を及ぼす可能性がある。そのため燃料被覆管軸方向の水素の移動を評価する水素の再分布試験

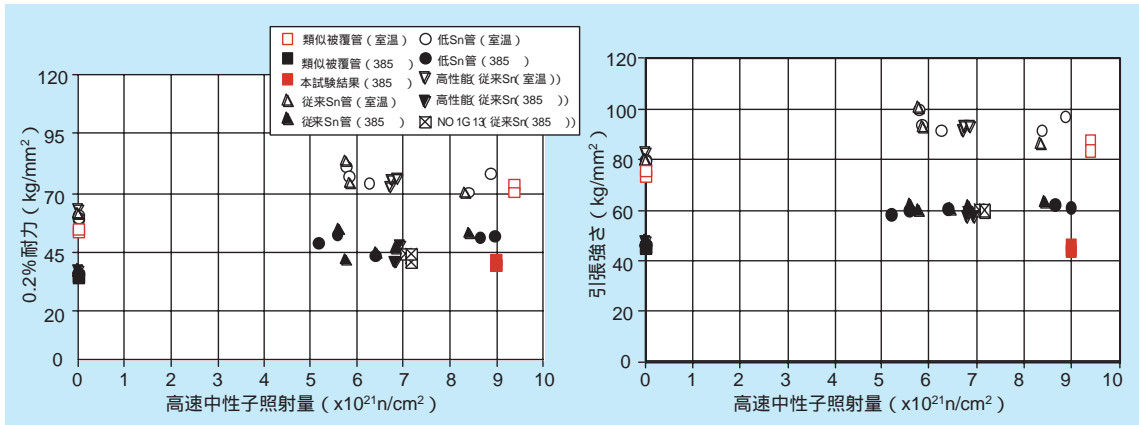


図6-1-8 0.2%耐力と引張強さの文献値との比較

を実施し、温度勾配下で水素の移動に関係する輸送熱を求めた。

試験に用いた照射した被覆管試料の水素量は65ppmおよび110ppmであった。また、参照用として予め約64ppmおよび約110ppmの水素を吸収させた未照射被覆管2試料についても試験を行った。

試験では試料の一方を380℃、他方を340℃に加熱し、試料全体を断熱材で覆って平衡状態まで加熱を保持した。試料の温度分布は熱電対で測定した。図6-1-9に試験終了後、被覆管を5mm毎に切断して、分析で求めた水素濃度を示す。水素は380℃の高温の部分から340℃の低温の部分へ顕著に移動していることがわかる。また、未照射被覆管に比べ20年保管した被覆管では水素の移動量が大きくなる傾向を示している。この水素分布と水素の熱拡散の式を利用することで水素の輸送熱を求めた。

表6-1-4に水素移動試験から求めた輸送熱を示す。

表6-1-4 試験から求めた輸送熱

試料番号		輸送熱 (Q*) (kcal/mol)
未照射材	1	4.5
	2	7.1
照射材後20年 保管	1	17.7
	2	10.6

未照射材の水素量は比較的ばらつきが大きいですが、求めた輸送熱の値は文献<sup>(7)</sup>による報告値と同程度の値となった。また、未照射材に比べて照射して20年間保管した燃料被覆管の輸送熱は2～3倍大きい結果となった。

これらの輸送熱を用いて、PWR燃料棒の軸方向の水素量の時間変化の解析を実施した。評価では文献<sup>(8)</sup>のPWR燃料のヘリウム雰囲気中における燃料温度分布と初期水素濃度分布を用いた(図1-6-10)。また、拡散係数、水素の被覆管への固溶限は文献中の評価式を用いた。計算は軸方向1次元、燃料棒長さは3.7mとした。計算で求めた40年間乾式貯蔵した場合の燃料棒軸方向の

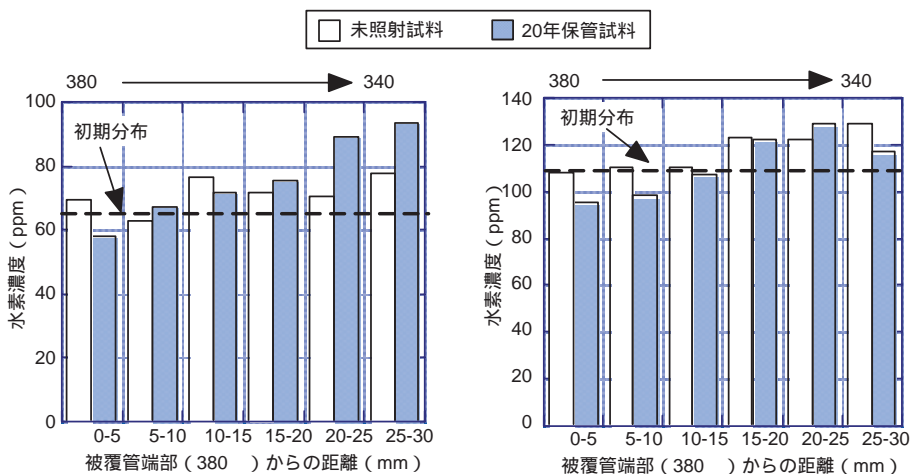


図6-1-9 水素移動試験片の測定で求めた水素濃度

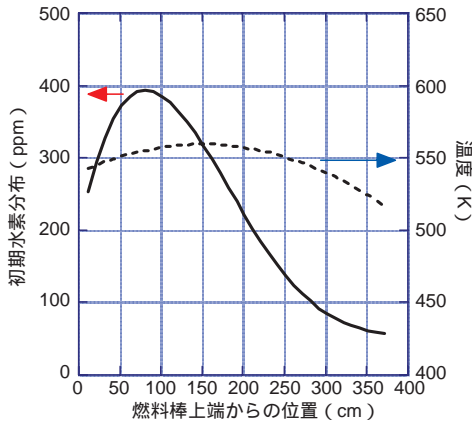


図1-6-10 計算に用いた初期水素濃度および温度分布

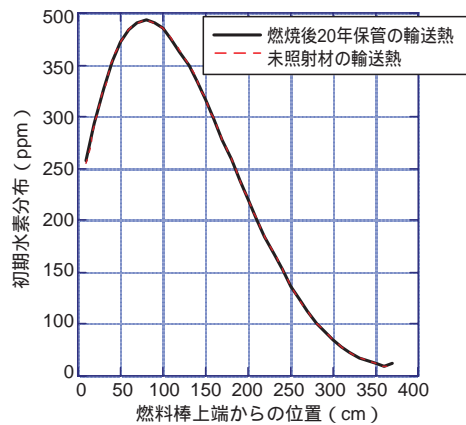


図1-6-11 40年間乾式貯蔵した場合の計算で求めた燃料棒の水素分布

水素濃度分布の計算結果を図1-6-11に示す。本計算では実験で得られた輸送熱のうち、未照射被覆管データの最小値と20年保管被覆管データの最大値を用いた。計算結果から、いずれの場合においても水素濃度分布は全体的に初期水素分布からの変化は小さく、今回得られた輸送熱の差異による影響は少ないと判断される。被覆管両端部では20年保管燃料の輸送熱を用いた場合に水素量がやや増加する傾向が見られるが、その変化は少ない結果となった。

### 6-1-3 おわりに

20年間乾式または湿式保管したBWR-MOX燃料およ

び20年間乾式保管したPWR-UO<sub>2</sub>燃料を対象に乾式貯蔵時の燃料の健全性を調べるために種々の試験を実施した。本試験から20年保管による核分裂生成ガスやヘリウムガスのペレットからの新たな放出や酸化膜厚さの増加、燃料組織変化等は見られない結果となった。被覆管についても20年保管による機械的強度への影響も少ないと判断される。本試験で用いた燃料棒は保管初期の燃料温度は実際の貯蔵条件に比べて低いと思われるが、20年間という時間経過が燃料特性に与える影響は少ないと判断される。被覆管の軸方向の水素移動についても初期水素分布からの変化は小さく、水素移動による燃料被覆管への健全性に与える影響は少ない結果となった。



## 6-2 貯蔵中のモニタリング手法の開発

貯蔵容器（キャニスタ）で使用済燃料を乾式貯蔵する場合には、使用済燃料の状態を直接、目視等で観察する事が困難である。使用済燃料中に蓄積した Kr-85 ガスは、使用済燃料が破損した場合にはキャニスタ内に拡散するため、Kr-85 から放出される 線 を貯蔵容器外から検出出来れば燃料健全性を貯蔵容器の密封性を担保したまま確認する事が可能となる。

本節では、燃料破損の検出限界およびキャニスタの実設計を踏まえた本モニタリング手法の適用性についての検討結果を紹介する。

### 6-2-1 モニタリング手法の概念

コンクリートキャスクでは、使用済燃料を収納したキャニスタを溶接により密封するため、使用済燃料の状態を直接、目視等で観察する事が困難である。核分裂生成物（Fission Products: FP）の1つである Kr-85（希ガス）は燃料の核分裂に伴い燃料ペレット内に生成・蓄積する。希ガスは移動性が高いため、生成した Kr-85 の数%程度が燃料ペレット内から移動し、燃料棒内に蓄積されている。このため、燃料被覆管に破損（リーク）が発生した場合には、燃料棒内に蓄積されていた Kr-85 ガスはキャニスタ内部に拡散すると予想される。Kr-85 は 514keV の 線を放出する半減期 10.72 年の放射性物質であるため、キャニスタ外部から Kr-85 の 線を計測すれば、燃

料被覆管の破損の検出が可能となる（図6-2-1）。

### 6-2-2 模擬試験による Kr-85 の定量限界曲線の導出

燃料被覆管の破損の検出を目的として、Kr-85 の存在量の定量化を行うためには、Kr-85 の 514keV の 線を他の 線と区別して検出する必要があるが、陽電子消滅時の 線は 511keV とエネルギー的に近く、この陽電子消滅 線との弁別が重要となる。このため、図6-2-2 に示す様な模擬キャニスタを製作し、Kr-85 の 線の定量限界曲線を導出した。

図6-2-3 に、高分解能の Ge 半導体検出器（FWHM: 1.84keV for 1333keV）を用いた、 線の測定例を示す。「Kr-85 の 514keV ピーク計数値」、「514keV と 511keV の 線ピーク比」、「514keV でのピーク計数と 514keV 付近の散乱 線（ベース計数）比」をパラメータとして、試験データの定量誤差と統計計算で予想される定量誤差を考え合わせると、Kr-85 の定量誤差（Dt）は以下の式で計算できることが分かった。

$$Dt = \sqrt{[ \{ (1+2 \cdot B) / S \} + (P \cdot g \cdot u)^2 ]}$$

Dt : 定量誤差（統計計算誤差）

S : ピーク計数値

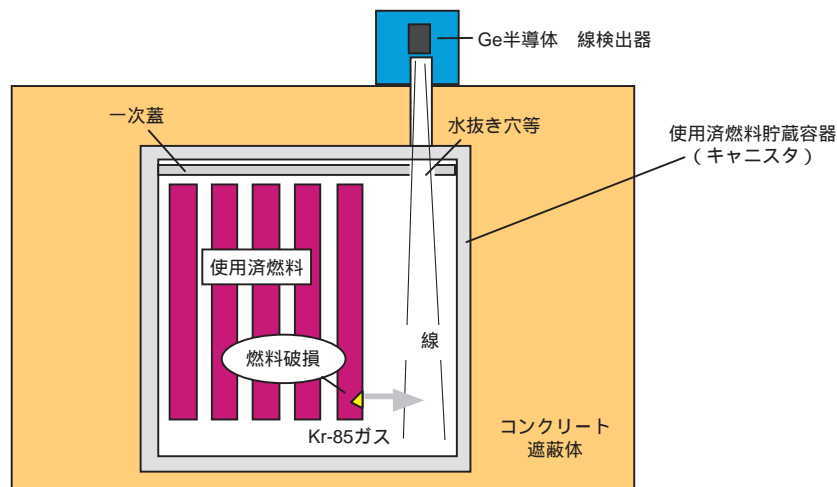


図6-2-1 Kr-85を用いたモニタリング手法の概念

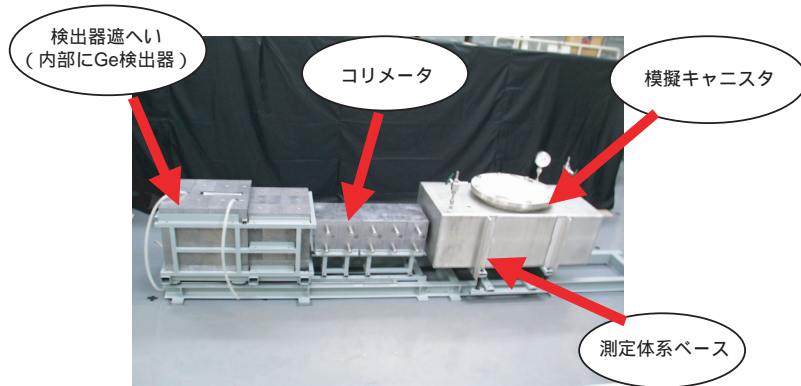


図6-2-2 モニタリング模擬試験装置 (写真)

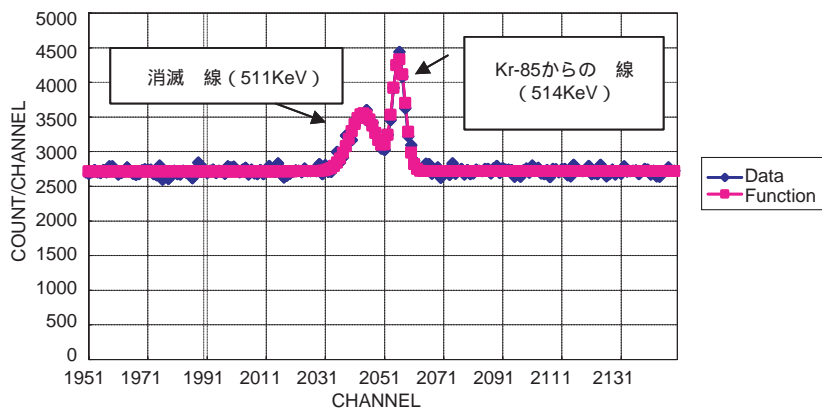


図6-2-3 モニタリング模擬試験でのKr-85 (514keV) 線の測定例

B : ベース比 [(514keV 付近の散乱線) / (514keV)]

P : ピーク比 [(511keV) / (514keV)]

u : ピーク比補正係数 (0.0116)

g : ピーク比補正係数相対誤差 (25%)

ク計数値を計算した結果である。

#### 6-2-4 実キャニスタ設計への適用

実際に設計検討されているキャニスタ構造 (PWR 燃料、21体収納) を対象に、Kr-85 からのガンマ線を高感度に測定する方法を検討した。検出位置からキャニスタ内の空間 (Kr-85 を含む) を出来るだけ多く見込み、使用済燃料などからの線を低減するため、使用済燃料が

この定量誤差計算式は「定量限界曲線」の決定方法と言えるものである。図6-2-4 は上記の計算式を用いて、定量誤差 (1%) を 20% にするのに必要な 514keV ピー

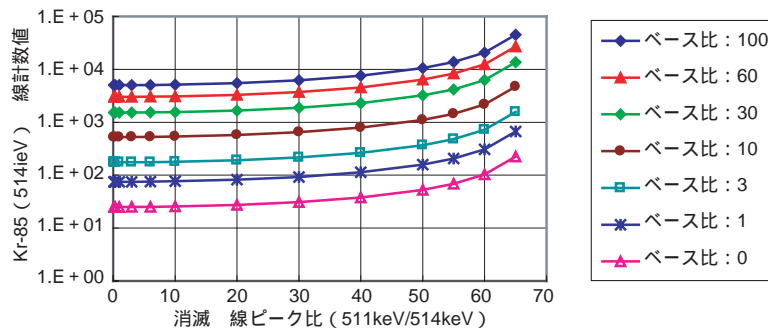


図6-2-4 各種条件におけるKr-85 線の必要計数値「定量限界曲線」

無いキャニスタ周辺部に蓋部に貫通しない専用孔を設ける方式を評価対象とした(図6-2-5)。使用済燃料などからの線の多くはキャニスタ蓋で遮蔽される。専用孔取り付け後の、キャニスタ蓋の機械的な健全性を確認するために、構造強度健全性の評価上厳しいとされる輸送中の0.3m垂直落下および9m垂直落下事象を選定し、構造強度解析コードABAQUSを用いて解析を行った。この結果、落下事象での応力はキャニスタ蓋上の密封リング部分に集中するため、専用孔位置で応力は少なく、専用孔を取り付けても、キャニスタ蓋の構造健全性および密封性に問題の無いことを確認した(図6-2-6)。

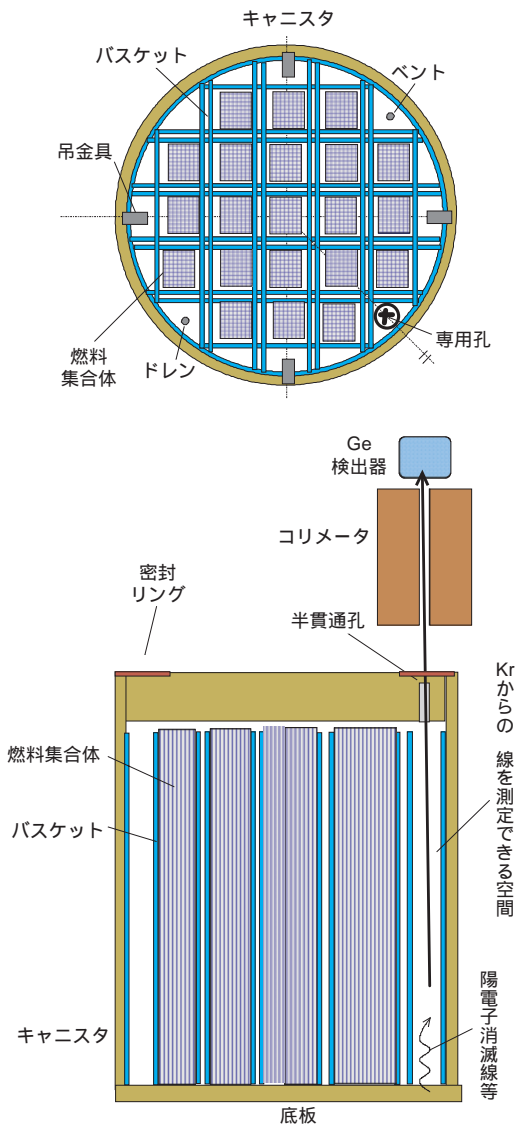


図6-2-5 実用化の検討に用いたキャニスタ設計例

## 6-2-5 実キャニスター設計における Kr-85 の検出性能

先の定量検出曲線を用いて、Kr-85の線の検出性能を解析的に検討した。モニタリングではKr-85ガスからの信号線と、妨害線として専用孔付近で発生する散乱線及びキャニスター底部で発生する陽電子消滅線が検出される(図6-2-5)。これらの妨害線が存在する場合でも、燃料棒1本中のKr-85ガスの10%以上の放出があれば、Kr-85ガスからの信号線を妨害線の中から判別する事が出来るため、燃料棒の破損の検出が可能である事が判った(表6-2-1)。燃料被覆管が破損した場合でも、燃料中に蓄積したKr-85ガスの大部分は燃料ペレット内に保持され、蓄積量の数%がキャニスタ内に放出されると考えられるため、燃料棒1本中のKr-85ガスの10%以上の放出量は、数本の燃料棒の破損に対応すると考えられる。

## 6-2-6 中間貯蔵施設でのモニタリング手順

コンクリート・キャスク貯蔵では、中間貯蔵施設への搬入時、搬出時にはキャニスタを専用の輸送容器で輸送するため、中間貯蔵施設で詰め替え作業が必要である(図6-2-7)。このため、中間貯蔵施設から再処理施設への搬出検査の際に、本モニタリング手法を、ハンドリングエリアで適用する事が可能である。モニタリング手順を検討した結果、約1日の測定でモニタリングが可能である事が分かった。また、モニタリング装置の費用は約1億円、モニタリングに掛かる費用は1回約100万円と見積もられる。

## 6-2-7 まとめ

貯蔵容器(キャニスタ)で使用済燃料を乾式貯蔵する場合には、使用済燃料の状態を直接、目視等で観察する事が困難である。使用済燃料中に蓄積したKr-85ガスは、使用済燃料が破損した場合にはキャニスタ内に拡散するため、Kr-85から放出される線を貯蔵容器外から検出出来れば燃料健全性を貯蔵容器の密封性を担保したまま確認する事が可能となる。

Kr-85ガスを用いた模擬装置を用いた試験により、

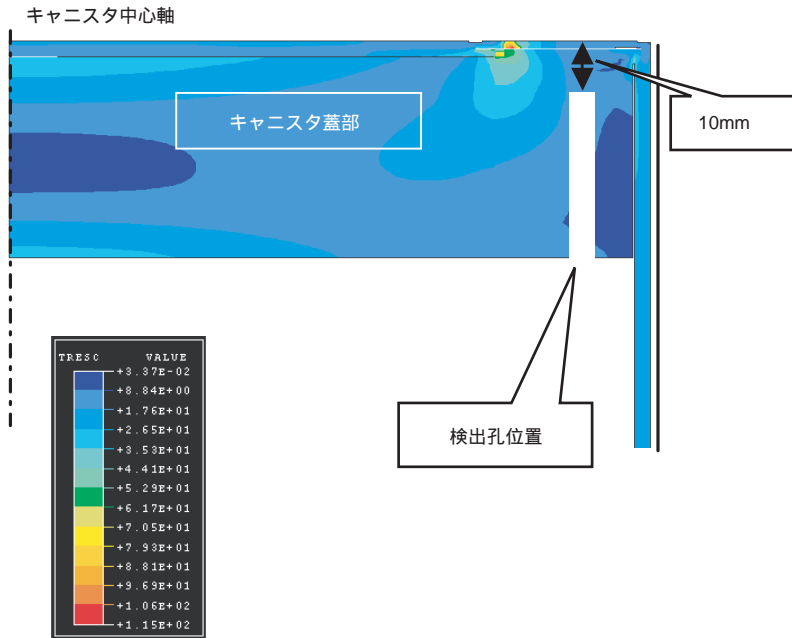


図6-2-6 9m頭部垂直落下時の応力コンター図（一次応力）

表6-2-1 検知可能なKr-85ガス量の推定

Kr-85放出量		7.09E + 09	7.09E + 10	7.09E + 11
(破損率)		1本の1%	1本の10%	1本の100%
514keVピーク計数率		2.98E - 03	2.98E - 03	2.98E - 01
測定時間	約3時間(10,000秒)			
	514keVピーク計数)	2.98E + 01	2.98E + 02	2.98E + 03
	消滅線ピーク比	2.52E + 02	2.52E + 01	2.52E + 00
	散乱線ベース比	1.13E - 02	1.13E - 03	1.13E - 04
	定量可否	×		
測定時間	約28時間(100,000秒)			
	514keVピーク計数)	2.98E + 02	2.98E + 03	2.98E + 04
	消滅線ピーク比	2.52E + 02	2.52E + 01	2.52E + 00
	散乱線ベース比	1.13E - 02	1.13E - 03	1.13E - 04
	定量可否	×		
測定時間	約280時間(1,000,000秒)			
	514keVピーク計数)	2.98E + 03	2.98E + 04	2.98E + 05
	消滅線ピーク比	2.52E + 02	2.52E + 01	2.52E + 00
	散乱線ベース比	1.13E - 02	1.13E - 03	1.13E - 04
	定量可否	×		

Kr-85 から放出される線と使用済燃料からの妨害線とを分離して検出出来る事を確認し、燃料破損を検出出来る測定限界を定量的に明らかにした。

実際に設計検討されているキャニスタ構造（PWR燃料、21体収納）を対象に、Kr-85からのガンマ線を高感度に測定する方法を検討し、非貫通の検出孔を設ければ、燃料棒1本中のKr-85ガスの10%以上の放出量があれば、燃料棒の破損の検出が可能である事が判った。

本モニタリング手法を中間貯蔵施設での使用済燃料の

搬出前検査に適用する手順を検討した。コンクリートキャスク貯蔵では、搬出時にキャニスタを輸送キャスクに詰め替える必要があるため、詰替エリアでの搬出前検査が考えられる。本モニタリング装置の概念と運用方法を検討し、搬出前検査では概ね1日の作業で実施出来るとの見通しを得た。

今後、本モニタリング方式の有効性を示すことにより、実用化を進める。

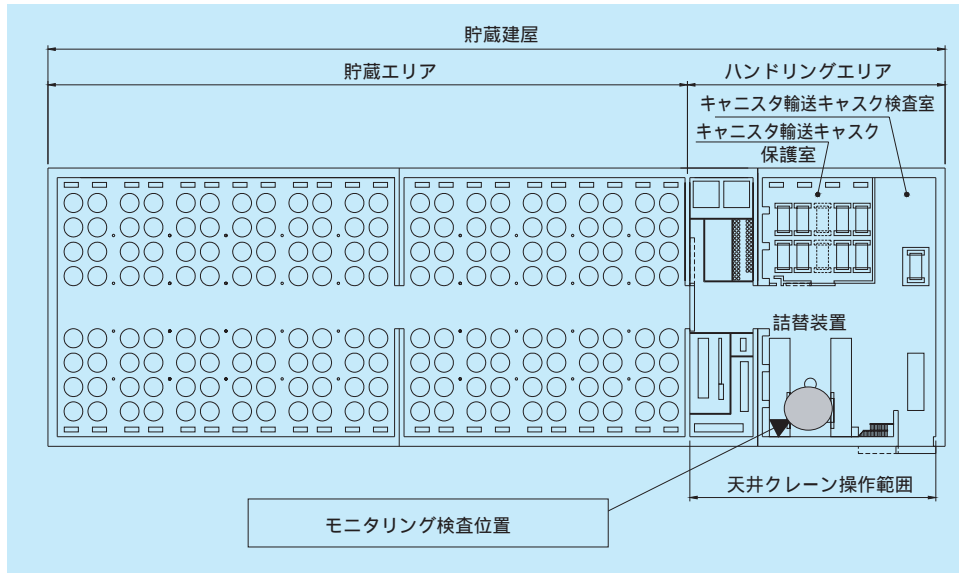


図6-2-7 コンクリートカスクの中間貯蔵施設の全体配置図（平面図）とモニタリング検査の適用位置

## コラム4：中性子によるキャニスタ内ヘリウム漏洩検知の可能性

### はじめに

キャニスタに封入されたヘリウムの圧力は、キャニスタに貯蔵した燃料の発熱に依存する。燃料の情報が不確かな条件でキャニスタからのヘリウムの漏洩を検知するには、ヘリウムの密度を測定することが有効、と考えられる。

重量の大きい金属容器に密閉されたヘリウムの密度を測定するために、中性子の利用を考える。中性子がヘリウム中を衝突せずに距離Lを透過する確率は、ヘリウムの数密度Nとマイクロ断面積 $\sigma_t$ を用い、

$$P = e^{-\sigma_t L N} \quad (1)$$

であらわされる。エネルギーが既知の中性子の透過率Pを測定すれば、Nを絶対値で求めることが可能となる。

中性子の透過率Pによりヘリウムの密度Nを測定するには、キャニスタを中性子源と中性子検出器で挟む必要がある。また本手法が有効となる条件は、ヘリウムの数密度Nに対する透過率Pの感度が大きいことであるが、気体は密度が小さいので、Lを増加させてPの感度を上げる必要がある。一方で、キャニスタの外部で中性子を測定する場合、使用済燃料から発生する中性子が測定の妨害になる可能性がある。感度の良好化と妨害中性子の除去のため、6-2節の燃料健全性検査法のためにキャニスタ上蓋部内側に設けた「半貫通孔」と「キャスク上蓋に設けたコリメータ機構」を利用する。図1に示すように、6-2節でのGe検出器配置位置に中性子検出器（有機液体シンチレータ等）を配置する。キャスクの底部に $^{252}\text{Cf}$ などの中性子源を配置し、ヘリウムで満たされた長さ4.5mの空間を中性子源と検出器ではさむ。この体系では、使用済燃料集合体で発生する中性子はキャニスタとキャスク上蓋で遮蔽され、検出器はコリメータにより、中性子源のみを視野に納める。

本概念に関して、計算機実験を行った。米国ロスアラモス国立研究所で開発されたMCNPコードを用い、中性子源から検出器に至る中性子束の、ヘリウム密度による変化を計算した。使用済燃料を初期 $^{235}\text{U}$ 濃縮度5%、燃焼度55MWd/t、冷却10年のPWR燃料21体とし、測定用の中性子源を放射能1GBqの $^{252}\text{Cf}$ とした。ヘリウムの密度を0.0446, 0.0670, 0.0892mol/l（気圧で1、1.5、2atmに相当）とした。エネルギー2MeV以上の高速中性子束を

図2に示す。誤差はモンテカルロ法の統計誤差である。コリメータ等の利用により、使用済燃料からの妨害中性子の影響を受けることなく、中性子束がNの増加に対しほぼ線形に減少することがわかった。これは中性子とヘリウムの相互作用が小さく、(1)式をNに関してテイラー展開した一次項までの式で透過率を表現できることによる。

$$P \propto 1 - \sigma_t L N \quad (2)$$

以上によりヘリウム密度が測定可能で、漏洩検知に利用できる見通しが得られた。

中性子透過法は感度の点から、密度Nの小さい気体に対しては殆ど利用されてこなかった。しかし、キャニスタのような4m超の空間を利用すれば、気体といえども中性子透過法が成立し得る。

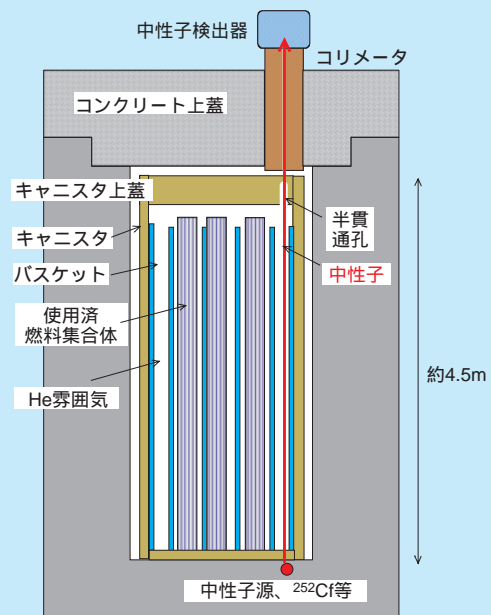


図1 中性子の透過率測定を用いたキャニスタ内部ヘリウム密度測定法の概念図

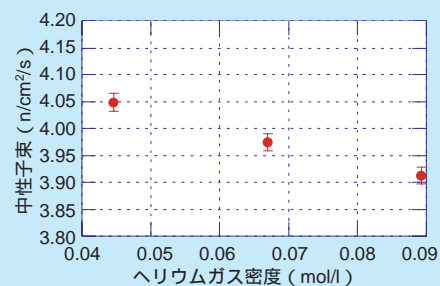


図2 ヘリウムの密度の差異による透過中性子束の変化