

原子力研究開発における目標設定と実践 - 2, 3の例

Target Establishment and Practice in Nuclear Research and Development - A Couple of Examples

*齋藤 伸三

元原子力機構, 元原子力委員会

1. はじめに

一般的に研究の目的は、明確な目標を持って進める研究開発と、当初はどのように役立つかは明瞭でなく自然、生物、宇宙等の真実、真理を探求する研究がある。原子力の研究開発は、一般に前者であり、目標をしっかりと見定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが肝要である。ここでは、経験した2, 3の事例を示す。

2. 高速実験炉の安全評価の確立

日本原子力研究所(原研)が、わが国で初めて高速実験炉の設計・開発に取り組んだのは、昭和40年(1965年)前後である。ナトリウム冷却高速炉の設計は、全く未経験であり、況してや、その安全評価体系も存在しなかった。そこで、①高速炉の安全体系の確立と設計への反映 ②安全評価手法の確立が急務であると判断し、これを目標とした。主要な研究開発項目としては、**図1**に示す項目を抽出した。

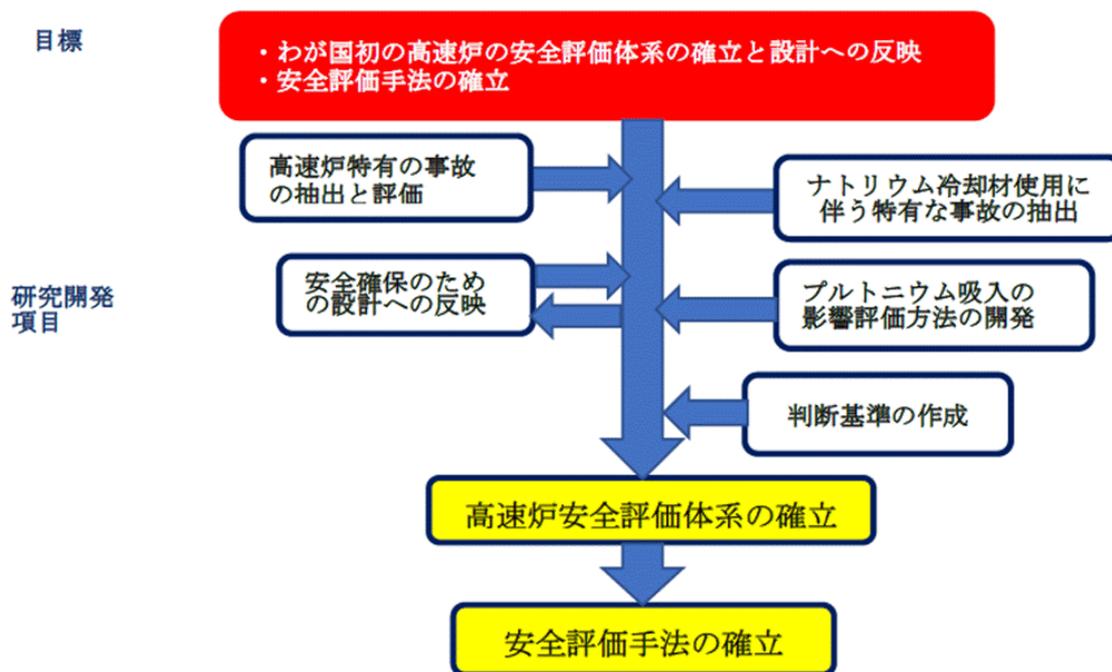


図1 高速実験炉安全評価体系及び評価手法の確立

(1) 高速炉特有の事故の抽出と評価

いわゆる各種事故については、わが国の軽水炉(当時、国の審査済みのものは福島第1-1のみ)では、反応度事故と機械的事故に分類していることに鑑み、これに習って評価した。ただし、高速炉では、一次冷却系は高圧でないので制御棒の飛び出し事故は考えられないこと、配管破断事故でも瞬時に冷却材が喪失することはないが、元々炉心出力密度が高いので炉心が露出することは避けるべきであることを明確にした。

*Shinzo Saito

Former JAEA, Former JAEA

これに対処するために、原子炉容器の外側に安全容器を設置し、その空間の体積を制限するとともに邪魔板を設ける設計とした。さらに、炉心レベルより下部に通ずる配管にはサイフォンブレーカを設けた。

一方、高速炉では最小臨界となる燃料量の7～8倍の燃料を有することから、燃料の溶融や微小な移動があると爆発的な即発臨界状態（再臨界事故と称していた）になることが想定される。仮想事故では、上記の対策にも拘わらず、万一、炉心が露出し、燃料が溶融することを想定した。燃料溶融に伴う反応度挿入量とその速度を評価し、発生する有効破壊エネルギーを算出して原子炉容器の健全性を評価することとした。容器の健全性は、実際に火薬を用いた耐爆実験で実証した。

(2) ナトリウム冷却材使用に伴う特有な事故の抽出

ナトリウムは、常圧下における沸点は881℃であり、沸騰による原子炉の不安定性等は考慮の対象外である。最大の課題は、空気及び水と化学的に激しく反応し火災を起こすことである。仮想事故時には、再臨界事故に伴い原子炉容器上部の回転プラグ貫通孔からナトリウムが吹き出すことを仮想したナトリウム火災が発生すると評価し、これによる格納容器の内圧上昇を算出し、健全性を確認した。

(3) プルトニウム吸入の影響評価方法の開発

高速炉では、燃料にプルトニウムを用いることから、仮想事故時に破損した燃料から粒子状になったプルトニウムが大気中に放出され、公衆が吸入摂取することが考えられる。体内における移行評価方法が確立されていなかったため、“Lung Dynamics”モデルを用いて決定臓器である肺、骨、肝に長期に亘って沈着した場合のそれぞれにおける線量評価を実施した。各部位におけるめやす線量は、この評価結果も参考にして原子力委員会の下の動力炉安全基準部会において決定された。（昭和44年指針）

(4) 安全評価手法の確立

反応度事故、機械的事故の評価については、それぞれモデルを開発し電子計算機（当時は、IBM7040）で計算出来るようにし、一次冷却系～三次冷却系まで含むプラント全体の評価用には大型のアナログ計算機で計算する手法を開発した。再臨界事故解析には、米国で開発されたAX-1を改良して用い、ナトリウム火災解析は独自の解析コードを開発した。敷地外における放射線被曝は、放射性雲の拡散に関しては英国気象庁方式を取り入れたモデルに従った解析コードを開発した。これらにより、一通りの安全解析手法を確立した。

3. 燃料破損挙動の可視化

NSRRを用いた実験により、軽水炉の反応度事故における審査指針（発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針）策定の基礎データを提供したが、燃料破損のメカニズムを破損挙動を可視化することによって解明することに挑戦した。しかし、空間的には極めて限定され、かつ、高放射線下であると言う極めて困難な状況である。（図2）

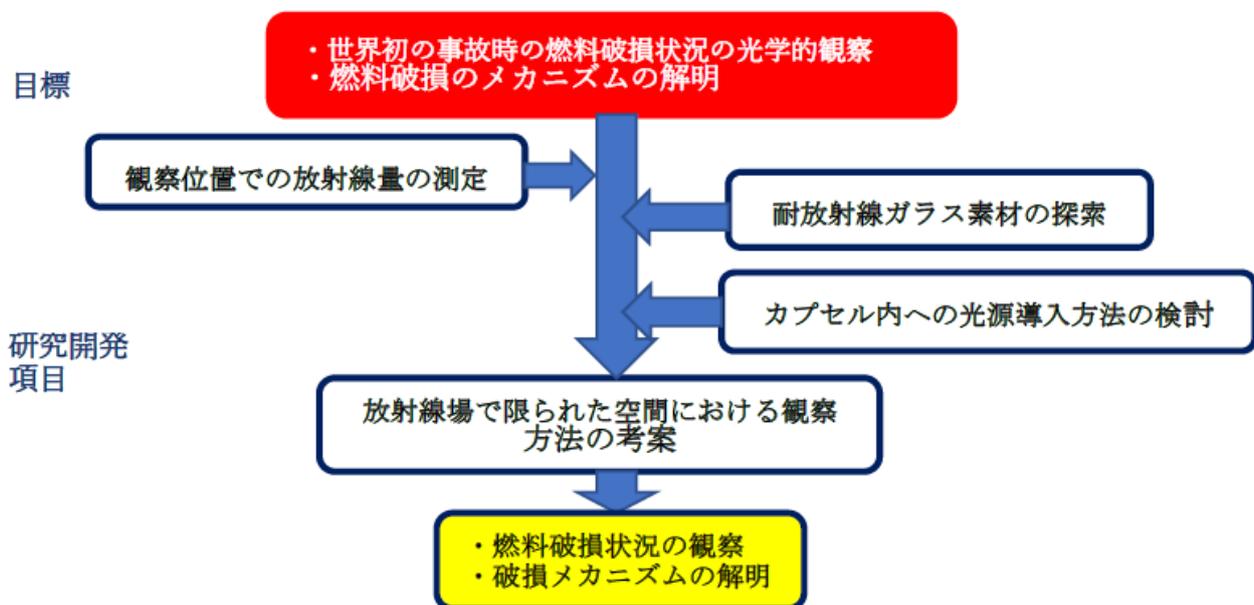


図2 燃料破損状況可視装置の開発

(1) 観察位置での放射線量の測定

まず、NSRRの実験孔内における放射線量を測定するとともに、パルス運転によるフィルムの感光を調べた結果、フィルムを収める位置における γ 線量は1R以下にすべきことが分った。

(2) 耐放射線ガラス素材の探索

密閉状態のカプセル内部の様子を光学的に観察するにはファイバーを使用することが考えられ、光源を持ち込むとともに映像ガイドとしてもファイバーで観測することを試みたが、満足なガラス素材がなくファイバーは適さないことが判明した。そこで、種々の耐放射線ガラスの光透過率をNSRRのパルス照射の有無について調べた。その結果、BK7は照射の有無に拘わらず透過率が90%と高いことが分かり、これをレンズの材料としたペリスコープを映像ガイドとした。さらに、限定された空間内で十分な光源を得るために漁船用のイカライト(商品名)を採用した。

(3) 放射線場で限られた空間における観察方法の考案

各種個別試験結果に基づいて安全性上の対策も考慮してペリスコープの先端は耐圧窓ガラス付きの保護筒を介して耐圧機密性の試験部容器内にペリスコープを挿入し、上部は同様に耐圧機密性を有し、かつフィルムの感光を防ぐため放射線のストリーミングを避けるとともに十分な遮蔽を施した容器に高速度カメラを収めることとした。これらを一体として実験孔内に挿入し試験部容器内の過渡現象をペリスコープを介して高速度カメラにより撮影する独特な装置を開発した。本装置を用い燃料棒急速加熱時の過渡現象を高速度写真撮影した結果、燃料棒の加熱、周囲の水の沸騰、被覆管の変形、破損、急冷などの一連の過程が鮮明に観察され、破損メカニズムの解明に役立つものとなった。

4. 高温ガス炉の開発

わが国初の高温ガス炉(HTR)の開発、それも高温の熱を水素製造等のプロセス用に用いることを目的に世界的に類を見ない原子炉出口温度950°Cの達成を目標に開発することとした。このためには、炉心には金属材料を使うことなく、冷却材はヘリウムガスとし、炉外に取り出す配管の設計にも工夫を要する。炉心は燃料棒を収めた黒鉛ブロックを積み重ねた構造のため、黒鉛の熱及び中性子照射による伸びの異方性が極小小さいことが求められるとともにブロックの積層構造となる炉心・反射体の耐震構造及び燃料ブロック間の隙間流れの伝熱特性の影響評価も重要となる。一方、被覆粒子燃料、燃料コンパクト、燃料棒、耐熱・耐腐食超合金材料、高品質黒鉛等新素材の開発が喫緊の課題となった。その他、高温鋼構造設計、黒鉛構造物設計等の方針の確立、核設計、熱設計手法の開発とその妥当性の実証等々が研究開発の対象である。

(図3)

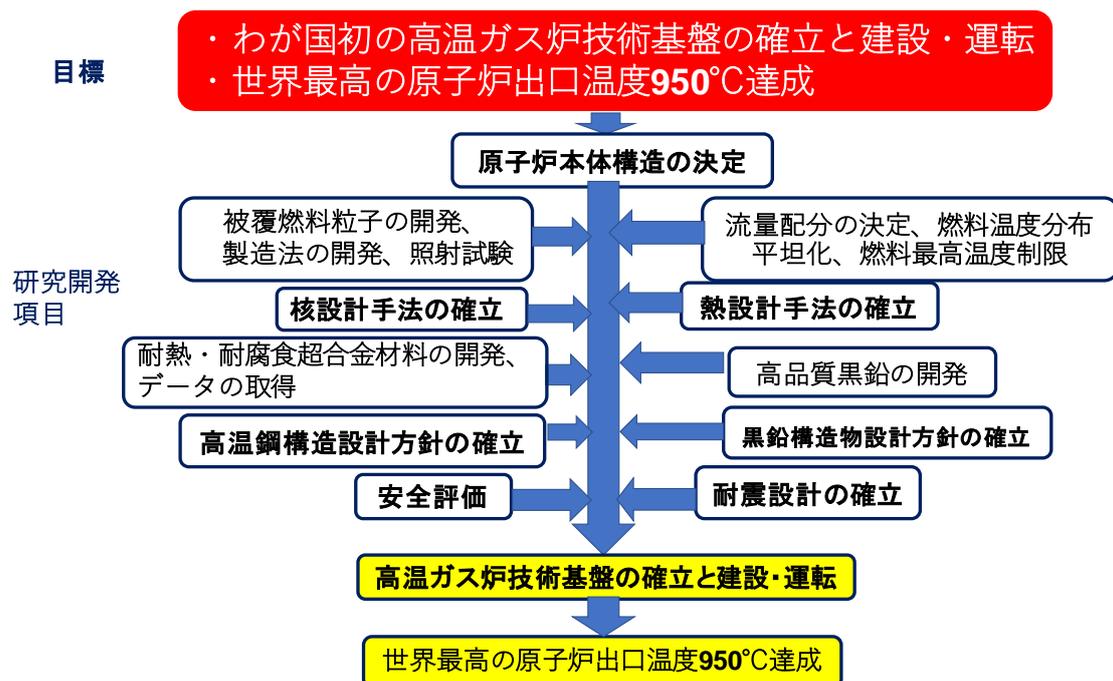


図3 高温ガス炉の開発

(1) 原子炉本体構造の決定

原子炉本体は、鋼製圧力容器、炉心、炉内構造物、原子炉停止設備等とし、炉内構造物の主要部は高温部となり、黒鉛または炭素材を用いることとした。高温部は、炉心支持黒鉛構造物、固定反射体、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層である。一方、低温部は、炉心支持黒鉛構造物を下部及び側部で支持する炉心支持鋼構造物、炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構となる。(図4)

(2) 素材の開発、照射試験

被覆燃料粒子、耐熱・耐腐食超合金及び高品質黒鉛は、新たに開発し、実際の使用条件で性能確認を要する。素材の開発はメーカの協力を得て行った。

① 被覆燃料粒子、燃料コンパクト

直径 0.6 mm の高真球度・高密度 UO_2 燃料核製造方法としては振動滴下法を採用し、セラミックの各被覆層の被覆条件の最適化を求めた。また、これらの量産にかかわる技術開発、即ち、製造装置大型化とそれに伴う各種開発を実施した。また、燃料コンパクト製造について、マトリックス成分の決定に関わる技術開発、プレス方法、条件に関する技術開発を実施し、温間成型した後、熱処理する方式を採用することとした。セラミックス被覆の燃料では僅かであるが、照射により核分裂生成物が放出される。その許容限界を定める指標として、 $Kr85$ の放出量/生成量が用いられる。JMTRを用いて照射試験を行い破損率は 10^{-7} 以下と低いことを確認した。さらに、被覆燃料粒子の高温における破損は $1900^{\circ}C$ まで発生しないことを確認し、許容温度を $1600^{\circ}C$ とした。

② 耐熱・耐腐食超合金

既存合金ハステロイ X をベースに、Mn, Si, Al, Ti, Co の含有量を最適化し (ハステロイ XR と命名)、ヘリウム中の不純物による腐食を抑制することに成功した。さらに、ハステロイ XR の長期荷重によるクリープ破壊試験等を行い、クリープ破断強度は $1000^{\circ}C$ まで安定であることを確認した。これらにより、 $950^{\circ}C$ で使用可能な金属材料として中間熱交換器材に採用した。

③ 高品質黒鉛

従来の黒鉛は押し出し成形法で作られ、引張強度が低い上、熱及び照射により異方性が出現し、高温、高燃焼度を目指す高温ガス炉には不向きである。そこで、等方的な構造と特性を持たせるため静水圧成形法を開発した (IG-110)。IG-110 について、強度特性、熱特性、腐食等のデータを取得するとともに、照射試験を実施し、高温ガス炉で十分使用出来ることを確認した。

(3) 各種構造設計方針の確立

金属材料を用いた高温における構造設計は、軽水炉の基準を適用することは出来ず、独自に作成することが必要であった。また、高温で用いる黒鉛についても同様である。

① 高温構造設計方針

ハステロイ XR

ハステロイ XR は、独自に開発した材料であり、このため、7つの破損モードに関するデータを集積した。それらは、短期荷重による延性破壊及び座屈、長期荷重によるクリープ破壊及びクリープ座屈、クリープ・疲れ破損、ラチェティング等による変形、過大な変形 (塑性変形及びクリープ変形) による機能喪失である。この7つの破損モードに対する破損防止策として「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」(FBR指針)を適用することの妥当性、並びに約 $950^{\circ}C$ という超高温での構造設計法として必要なクリープ解析法の検討を行い、基本的にはFBR指針を適用出来ることを確認し、FBR指針を参考にして作成した。

2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 及び SUS321TB 及び SUS316

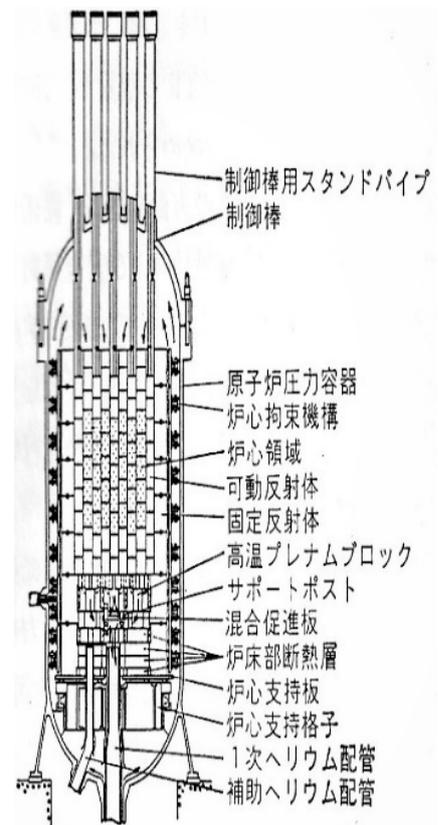


図4 HTTR縦断面

高温ガス炉での使用温度は、FBR指針の適用温度範囲内であることから、FBR指針を参考に作成した。

② 黒鉛構造設計方針

黒鉛材料（炭素材料含む）の延性は金属材料より著しく小さいため、金属材料と応力-歪挙動が異なり、金属材料の技術基準をそのまま黒鉛材料に適用出来ない。そこで、原研等の黒鉛材料に関する研究成果及び金属材料の設計思想を踏まえてHTTR用の黒鉛構造設計方針を策定した。本設計方針では、黒鉛構造物の機能及び交換の可能性等を考慮して、「炉心黒鉛構造物」と「炉心支持黒鉛構造物」に分類し、各々の構造物に要求される安全上の機能に見合った応力制限を設けている。

(4) 炉内・炉外各種試験

全く新しい概念の原子炉を開発するためには、可能な限り想定される実条件に合致した個別試験が要求される。このため、燃料、黒鉛、金属材料等は、炉外試験に加え、JMTRに専用のループ（OGL-1）を取り付け照射試験を実施した。また、開発した核設計手法については、核的特性を模擬した高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）で各種炉物理実験を実施し、得られた実験値と計算値を照合し核設計計算手法の改良及び妥当性を確認した。さらに、熱流動に関しては、HTTRと同一の温度、圧力（950℃、4MPa）で、炉心、炉床部構造物、高温配管、ヘリウム循環機などの主要機器の実証試験を行えるヘリウムガスループ、HENDEL（Helium Engineering Demonstration Loop）を建設し、各種実証試験を行った。特に、炉心、炉床部構造物については、燃料棒ブロックの製作法、組み立て性、構造健全性、伝熱特性、ヘリウム冷却材のブロック間の隙間流れ特性等詳細なデータの取得、それに基づく改良等を行った。

これら研究開発により、わが国初の高温ガス炉技術基盤を確立し、世界最高の原子炉出口温度 950℃を達成することが出来た。（図5）

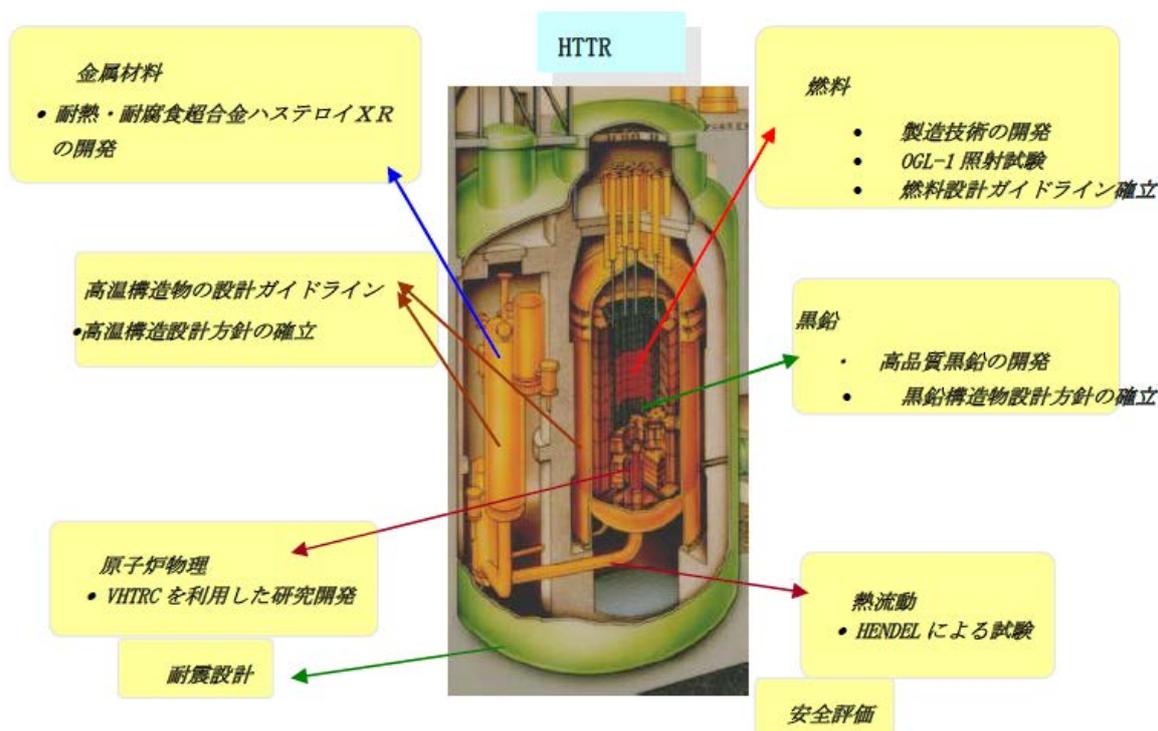


図5 高温ガス炉主要技術の開発

わが国の原子力は、現在極めて厳しい状況にある中、今後の研究開発は何を行うべきか、その対象について関係者間でコンセンサスを共有することが、まず求められる。原子炉に限定した場合、半ば頓挫し、先の展望も開けず、責任主体も不明瞭な高速炉の研究開発に従前通りの予算とマンパワーを投入することが適切であるか責任ある議論が必要である。一方、従前通りの大型軽水炉路線を踏襲し、重大事故対策を取り入れた発電炉を目標とするのであれば産業界を主体とした共同体で進めるべきであろう。また、新たな中小型炉の開発を目指すのであれば、産官学の協力体制を組織し、場合によっては、将来の利用を考え得る途上国の技術者の参加も視野に入れて、目標をしっかりと定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが望まれる。