

基調講演「第4期中長期目標期間に向けた原子力機構の挑戦」

ご質問内容	回答
豚骨の吸着をゼオライトと比較しているが、高性能Sr吸着剤のチタン酸吸着剤との比較ではどうか？	1Fで使われているチタン酸系吸着剤の入手が困難であったため、比較実験は実施していません。発表されているデータから推測すると、チタン酸系吸着剤に比べて若干性能が劣る程度と思われます。
なぜSMRを開発するのか。なぜ安全性が高いと言えるのか。（基本構造は同一？）複数あると、故障やトラブルの確率が高くなるのではないか。それとも他に意図があるのか。	SMRについては出力が小さいことにより、炉心が固有安全特性を有する場合があります。高速炉の場合は炉心が小さい場合は冷却材温度係数が小さくなる傾向があり、これを利用した固有安全炉心が提案されています。冷却性についても小型の場合、出力に対して原子炉容器等の表面積が大きい傾向があるため、原子炉容器外面冷却等の大型炉とは異なる冷却方式が採用できる場合があります。このためSMRでは小型炉特有の安全性を追求できるポテンシャルを有しています。
もんじゅは廃炉なのに、なぜ常陽は再稼働できるのか。どこが違うのか。ナトリウム冷却についての安全性に目処はたったのか？	「もんじゅ」の廃炉理由については「「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針」（平成28年12月21日、原子力関係閣僚会議）で述べられているように、新規制基準への対応について発電炉のため商用軽水炉と同水準の基準を満たすための対策費用が大きくなったことが廃炉の主要な原因であり、ナトリウム冷却炉としての安全上の問題が廃炉の主要な原因とは考えていません。「常陽」の場合は原子力規制委員会から新規制基準への適合性に係る審査を受けている段階です。
フランスとのFBR共同開発計画はどうなった？縮小という報道もあったがその後の動きは？	フランスのASTRID計画については正式には凍結との情報を得ていますが、2014～2019年の取決めで計画した協力内容については計画通りに内容を完遂しました。日本側としては設計協力によりフランス側のタンク型炉の運転経験を反映した設計情報を入手、R&D協力では共同試験実施、試験データ交換等の成果を得ました。フランスでは、商用化の時期は遅くなることはあっても高速炉によるクローズドサイクル（使用済燃料の再処理によるU、Puの再利用、長寿命放射性核種の低減などを実現した燃料サイクル）を目指す点に変更はなく、本協力は2020年以降も高速炉のR&D協力として継続しており引き続き協力体制を維持しています。
日本でFBR実証炉の開発計画はあるのか。実用化の目処はいつか。商業炉はいつ頃完成か。	日本の高速炉開発の計画は高速炉のための「戦略ロードマップ（以下、RM）」（平成30年12月21日、原子力関係閣僚会議）で定められた方針で進められています。このRMでは高速炉開発の意義を再確認し、高速炉の本格的な利用が期待されるのは「21世紀後半のいずれかのタイミング」としており、21世紀半ば頃の適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉の運転開始が期待されるとしています。
昨年度と今年度で核燃料サイクル政策には変化があるか。「新原子力」では何か見直しがあるか。	令和3年10月に閣議決定された「エネルギー基本計画」に示されている通り、これまでと同様に我が国では核燃料サイクル政策の推進を基本としています。その中で使用済MOX燃料の処理・処分の方策については、新たに2030年代後半の技術確立を目的に研究開発に取り組むとしています。この方針に基づき、原子力機構では、MOX燃料再処理技術開発や放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた研究開発等を進めるとともに、「新原子力」としてカーボンニュートラルの実現や、エネルギー安定供給に貢献していきます。
常陽の中中性子はITERの研究に利用されるか。その他にもQST（量子科学技術研究開発機構）との技術協力はやっているのか。	「常陽」で核融合炉材料の照射試験を国立大学法人東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターを通じて受託し、実施した実績があります。今後、QSTからITER研究のために、「常陽」での中性子照射試験の要請があれば、その実現に向けて対応してまいります。その他のQSTとの技術協力として、線量評価に関する研究、放射光による物質科学に関する研究、中性子散乱による生体高分子の解析に関する研究等を実施しています。

カーボンニュートラルに向けた原子力イノベーションの取組

ご質問内容	回答
高温ガス炉は軽水炉と比較して、どの程度カーボンニュートラルに貢献できるのか。比率の見直し如何？	発電の観点では軽水炉も高温ガス炉も導入した分だけカーボンニュートラルに貢献できます。一方、高温ガス炉では高温の熱を利用した水素製造（製鉄、FCVへの応用）、産業への熱供給等で発電以外の分野でもカーボンニュートラルに貢献可能です。日本のCO ₂ 排出の内訳（2019年）では、運輸18%、製鉄12%、石油化学5%となっており、高温ガス炉の導入基数に応じて、これらの分野でのCO ₂ 排出削減が期待できます。
資料16ページでAc-225を特記しているが、ここに集中するということか。またAc-225はJRR-3で製造できるのか？	がん治療の効果が世界的に注目されているAc-225は、未だ必要量を製造する方法が確立していない状況です。高速実験炉「常陽」の高速中性子照射場を使えば製造が可能であることから、また、高速炉開発に必要な照射試験と両立することから、国民福祉向上への貢献に向けてAc-225の製造技術確立を目指します。なお、高速中性子照射が必要となることから、JRR-3では製造が困難となります。

HTTRの運転再開に向けた取組と今後の展望

ご質問内容	回答
炉心溶融が起きないとのことだが、制御棒とか炉内機器は大丈夫か。	制御棒が炉心に挿入されない事象を想定しており、制御棒の温度は上昇しないので、その健全性に影響を及ぼすことはありません。また、炉心の黒鉛の温度は上昇するものの周囲の金属構造物の温度は制限値を超えないので压力容器等の機器の健全性も確保されます。
海外であったガス炉の研究は、どうなったのか。なぜ取りやめたのか。	1970年代から米国、ドイツで大型化による経済性向上を目指した高温ガス炉の原型炉の開発が進められていましたが、チェルノブイリ事故を契機に社会情勢の変化、当時発生していた高温配管の断熱設計上の問題を解決するために多額の費用が必要なこと等から開発が中止されました。2000年代に入り、安全性、経済性を向上させた第4世代型の高温ガス炉の開発が進められ、さらにCO ₂ 排出量削減に大きく貢献できる小型モジュール型（SMR）の高温ガス炉の開発が世界各国で進められています。
高温ガス炉の現実的な実用化スケジュール如何？ カーボンニュートラルに間に合うのか。	高温ガス炉の実用化については、民間企業が主体的に行うもので原子力機構がスケジュールを提示できる立場にはありませんが、政府が発表しているグリーン成長戦略の工程表では、2040年から社会実装を開始することを目指しています。原子力機構は、HTTRから得られた設計、安全評価、運転管理技術など様々な技術を民間企業に提供し、早期の実用化をサポートしたいと考えています。
HTTRの使用済み燃料処理はどうする。軽水炉と一緒にダメではないか。 国内の処分計画如何？	HTTRの使用済み燃料の取扱いについては、設置変更許可申請書において、「使用済み燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である英国又はフランスの再処理事業者、若しくは米国のエネルギー省に再処理を委託又は引き取りを依頼して引き渡す。引渡しまでの間は、HTTR原子炉施設の使用済み燃料貯蔵設備において貯蔵する。」としています。HTTRでは、現在のところ使用済み燃料は発生していませんが、最終的な処分の方法等については、日本や相手国の状況を勘案し、今後、時期を見て具体的に検討することになります。
HTTRの使用済み燃料は軽水炉のような核燃料サイクルは可能か？	HTTRの未照射の被覆燃料粒子を用いてウランを回収する技術は開発済みであり、技術的には再処理は可能です。
HTTRの燃料製造では軽水炉のように放射線防護グローブボックスが使われるのか。	HTTRの燃料製造においては、ウラン粉末が飛散しないようにグローブボックスが使われています。商業規模での高温ガス炉燃料の製造工程は今後検討されることとなりますので、現時点でどのような設備が必要となるか未定です。
放射化した黒鉛の処分はどうなるのか。C-14の廃棄物処理方法や目処はどうなるか。	黒鉛材料の放射化によりC-14が発生しますが、現在の評価ではその放射線量は高くなく、低レベル放射性廃棄物としてピット処分に対応可能と考えています。なお、熱出力600MWの実用炉1基分の黒鉛廃棄物の量は約50mプール2杯分であり多くはなく、処分時に大きな問題にはならないと考えています。
C-14による被曝や炭素火災の安全性はどうなっているか。	HTTRの黒鉛ブロックの中性子照射によるC-14生成量は非常に小さな値となっています。またC-14は低エネルギーのβ線を放出するだけなので、黒鉛ブロックの取扱いに際してもC-14による被ばくの恐れはありません。また、HTTRで使用している黒鉛は不純物濃度が非常に少なく、かつ緻密な構造になっているので、火災であぶっても表面が若干酸化する程度で、燃焼が継続しないことを確認しています。
HTTRは小型炉だから表面放熱による自然冷却が可能なのではないか。どのくらいの大型炉まで、自然冷却が可能なのか。	原子力機構で行った実用炉の設計においては、熱出力600MWの炉心においても事故時に压力容器からの放熱で受動的に崩壊熱を除去できることを確認しています。また、海外の設計例においても同様の結果が報告されています。
IS法には、まだ課題が残っているのか。それはどのようなものか。	IS法の課題としては、自動運転に向けたプロセス制御法の確立、ヘリウム加熱型の化学反応器の開発、効率向上に向けた分離膜技術の開発、経済性向上に向けた機器の大型化等があります。これらの課題を解決し、民間への技術移転を行っていきたいと考えています。
通常の電気分解と比較して、高温炉を用いる優位は何か。（電気分解との効率比較）	通常の電気分解（アルカリ水電解）の高位発熱量基準の電解効率 約80%ほどであるため、これを高温ガス炉ガスタービン発電システム（発電効率 47%）と組み合わせると、水素製造熱効率は38%と評価できます。これに比して高温ガス炉の熱を用いて水素を製造できる熱化学法を用いることで、今後の研究開発の進展により～50%の効率が期待できると考えています。
2010年に30%の出力で制御棒を挿入せずに安全性を確認したとビデオで紹介していたが、制御棒を挿入せずに一体どうやって核分裂を止めるのか？ 固有安全性とは？	燃料の温度が上昇すると核反応に寄与しないウラン238の中性子の捕獲割合が増加するため、核反応の連鎖に必要な中性子の数が減ります。そのため、炉心は核反応の連鎖が維持できなくなり、出力が急速に低下します。これを炉心の負の反応度効果（ドップラー効果）と言います。これは軽水炉でも有している特長ですが、出力が低下した後でも崩壊熱は発生し続けるので、この崩壊熱を除去できないと炉心の温度が上昇します。高温ガス炉では、冷却材（ヘリウムガス）による冷却ができなくても压力容器からの放熱により炉心の温度上昇を防ぐことができ、炉心溶融を起さない設計が可能です。これを高温ガス炉の固有安全性と言います。
ヘリウムは水に比べて比熱が小さいと思われるが、冷却容量は十分か？ また、水と異なり中性子の遮蔽能力が小さいので核分裂の暴走を止められない危険性はないか？	ヘリウムガスは水と比較して同圧力・同体積当たりの除熱量は小さいですが、高温ガス炉は軽水炉と比較して炉心の出力密度（体積当たりの発熱量）が低いことから、炉心の冷却が可能となっています。中性子の遮蔽については、原子炉压力容器内の黒鉛、コンクリート壁等で行っています。ヘリウムの遮蔽能力と炉心の核反応の制御は関係がなく、上記に示すように高温ガス炉の固有安全性により核分裂が暴走することはありません。
黒鉛は2500°Cまで溶けないとしても、配管から炉心に空気が流入してきたら酸素が供給されてしまい火災が起きないか。	1次冷却材の配管破断により空気の侵入があった場合でも、HTTRで使用している黒鉛は不純物濃度が非常に少なく、かつ緻密な構造になっているので表面が酸化する程度であり、火災に発展することはありません。更に、燃焼工学的には発生する熱量に対して黒鉛の放射による放熱量の方が大きくなることから高温状態でも燃焼に至ることはありません。
HTTRの使用済み燃料は冷却プールで冷やすのか？だとすると冷却装置が停止して水がなくなったときには、臨界状態になり炉外で暴走する危険性があるのではないか？	HTTRの使用済み燃料は金属製の貯蔵セル（円筒形の管）に装荷し、管の外側を水で冷却しています。貯蔵セルは十分な間隔をもって配置されているので、いかなる状況においても臨界になることはありません。

レーザーを用いた局所分析による岩石・鉱物の年代学的研究

ご質問内容	回答
<p>地層の形成過程がわかると、地層処分どのように役立つのか。処分ならば形成過程ではなく、今後の変化予測のほうが大事ではないか。</p>	<p>ご指摘の通り、今後の変化予測が重要となります。地層処分に係る自然現象の将来予測においては、過去から現在までの事象を基に将来を予測する方法（外挿法）が一般に用いられます。従って、「今後の変化予測」のために、地層の形成過程を含む過去の事象・履歴を精度よく把握することが重要となります。</p>
<p>この研究はなぜ東濃で実施しているのか。幌延や東海村と比較しての優位は何か。</p>	<p>昭和37年に岐阜県土岐市でウラン鉱床の露頭が発見され、当時の原子燃料公社が昭和40年に東濃探鉱事務所を開所したのが東濃地科学センターの始まりです。国内外でのウラン資源探査の基地としての役割を担っていた当センターには、地質学をはじめ地球科学分野の専門家及び分析施設や鉱山の調査坑道などのインフラが揃っていたことから、昭和61年に地層処分技術に関する研究開発の基盤である地層科学研究（深地層の科学的研究）を開始し、その中の地質環境の長期安定性に関する研究を平成3年より土岐地球年代学研究所（平成26年「土岐事務所」から名称を変更）で行っています。</p> <p>北海道幌延町の幌延深地層研究センターでは幌延深地層研究所において堆積岩を対象とした研究開発を実施しており、茨城県東海村の核燃料サイクル工学研究所では安全評価手法などに関する研究開発を実施しております。東濃地科学センターでは、これまで瑞浪超深地層研究所において結晶質岩を対象とした研究開発を実施する一方（瑞浪超深地層研究所における研究開発は令和元年度をもって終了しました）、土岐地球年代学研究所において地震・断層活動、隆起・侵食といった地質環境の長期安定性に関する研究を実施してきており、最先端の分析機器を導入してその研究の基盤となる年代測定技術の整備を進めていることに特徴があります。また、本報告の中で一部ご紹介した研究（ジルコンの結晶化温度と結晶化年代の見積り）は結晶質岩を対象としたものであり、これまで当センターで蓄積した結晶質岩に係る岩石学的知見を発展させたものです。</p>
<p>資料で、従来LA-ICP-MSとEPMAの両方が必要だったのに、LA-ICP-MSだけで分析できるようになったのは何故か？</p>	<p>化学的な前処理で元素の分離操作（前処理）をしないLA-ICP質量分析では、Tiの定量分析において、Tiに干渉する他の元素（例えば、ジルコニウムやカルシウム）の影響が大きくなり分析が困難となるため、定量分析に優位性のあるEPMAが用いられてきました。ICP質量分析装置のマシフトという方法を用いるとこの干渉を取り除くことができ、これまでより干渉の影響が少ない分析が可能となりました。この技術を応用して、LA-ICP質量分析のみで同スポットから年代（U-Pb同位体）と温度（Ti濃度）の情報を取得できるような分析手法を確立しました。</p>

新規分離試薬の設計を可能にする元素分離の計算手法の開発

ご質問内容	回答
<p>どんな計算機を使うのか。スパコンか、それともPCでも良いのか。</p>	<p>グループで保有しているワークステーションや原子力機構のスーパーコンピュータを併用して計算を行っています。</p>
<p>このシミュレーション結果は、実地試験で検証しているのか。どこでどのようなことをやっているのか。またその結果は？</p>	<p>シミュレーション結果は、これまで報告されている実験値と比較し、再現性を確認しながら進めています。現状では、分離性能の指標として分離係数を計算しています。文献で報告された実験値としての分離係数を計算で精度よく評価することが可能です。新規に試薬を開発する際には、計算で分離係数の予測評価を行っています。実験値の確認は、今後管理区域内で実験室レベルの実験で分離係数を求め、評価の妥当性を検証していく予定です。</p>
<p>分離試薬の密度汎関数法を用いた開発で、放射線場の影響はどのように計算に取り入れているのか。</p>	<p>本計算手法では、基本的に放射線場の影響は考慮されていません。しかしながら、放射線による試薬の分解実験の結果を基に、分解生成物がどのように分離に影響してくるのかということに関しては、計算可能であるため、放射線分解生成物を考慮したモデルを取り入れていくことで、今後、放射線場の影響を考慮した計算手法の開発を手がけていきたいと考えています。</p>
<p>製造性(収率等)、化学的安定性、耐放射線性、逆抽出性なども検討されているのか？</p>	<p>製造性に関しては、調査の段階でデータベース等を利用し、正確ではないもののある程度の収率予測は可能ですが、実験での確認が必要になります。化学的安定性、耐放射線性、逆抽出性に関しては、実験データが乏しく、今後どのようなパラメータが重要になるかということから実験化学者と議論を深め、検討していく必要があると考えています。</p>