

JNES が実施している安全研究

1. 耐震関連

No.	研究課題名	研究目的・内容
1-1	発電用原子炉安全解析及びコード改良整備等のうち耐震関連	原子炉施設の耐震設計審査指針改訂（H18.9）に伴い、保安院は事業者に対して全国 18 サイト（57 プラント）の耐震バックチェックを行うことを指示した。事業者は平成 19 年度末にバックチェックの中間報告を保安院に提出し、平成 20 年度後半から平成 21 年末にかけて順次各プラントの結果が報告される予定である。各サイト（プラント）について、設計用地震動、地震ハザード、建屋基礎地盤安定性、津波、建屋・機器・設備・配管の健全性評価等の安全解析（クロスチェック）を行うこととする。
1-2	安全実証解析等 （耐震関連以外の研究課題も含む）	原子炉施設の安全性や構造健全性に係る実証解析、コード保守、プラント情報の収集、整理等を行う。 具体的には原子炉施設の安全性等の問題に係る安全解析及び構造健全性解析、事業者が自主保安活動の一環として行う安全性評価についての妥当性確認、改良整備済みのコードの保守作業、安全解析条件の設定等に活用するための国内外のプラント情報の収集・整備、設置許可等の安全審査関連データの整備等を行う。
1-3	原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査	耐震バックチェックの結果を厳正に評価・確認するため、また、原子力発電所の限界地震時の耐震安全性をわかりやすく示すため、以下の試験及び調査を実施し、この成果を活用して、新耐震設計審査指針で求められる要件について満足しているか国側で評価・確認できるように評価手法を高度化する。 1. 機器設備耐震信頼性試験及び評価 安全上重要な機器・設備について振動試験等を行い、耐震安全性に関する審査等に必要なデータを得るとともに、耐震性評価技術の高度化を行う。 2. 耐震安全性審査の高度化に関する調査 耐震安全性を厳正に評価するために必要な地震・地震動に関連する調査を行い、審査の高度化に必要な

No.	研究課題名	研究目的・内容
		<p>な事項を抽出整理するとともに、平成 19 年新潟県中越沖地震を踏まえ、海域活断層の評価手法などの耐震安全性について評価する手法の更なる高度化を図る。</p> <p>3. 耐震裕度に関する試験及び調査</p> <p>原子力発電所の「地盤－建屋・機器・配管系全体」の地震時応答について、その終局限界までの特性を精度よく評価できる三次元 FEM 解析技術を構築することで、耐震設計手法の信頼性評価と建屋、機器・配管等の耐震裕度の定量化を行うこととする。</p>

2. 高経年化関連等

No.	研究課題名	研究目的・内容
2-1	原子カプラント機器健全性実証事業	<p>以下に示す各種試験を実施し、原子炉施設の安全上重要な機器・配管等の疲労、応力腐食割れ（SCC）等、経年変化に対する健全性評価方法の妥当性を安全規制の観点から客観的に検証するための手法を確立する。また、必要に応じ民間規格への提言を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 高照射量領域の照射脆化予測 2. ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価技術調査 3. ニッケル基合金溶接金属の破壊評価手法に関する調査 4. 照射材溶接部の健全性評価法の確証 5. 低炭素ステンレス鋼の SCC 進展への中性子照射影響実証 6. 低炭素ステンレス鋼の低き裂進展速度領域線図の検証 7. IASCC（照射誘起型応力腐食割れ）健全性評価法検証事業 8. ニッケル基合金異材溶接部のき裂進展評価技術検証
2-2	原子力用機器材料の非破壊検査技術実証事業	<p>近年、SCC による損傷事例が発生している BWR 炉心シュラウド、再循環系配管等のオーステナイト系ステンレス鋼、PWR 原子炉容器上蓋制御棒駆動装置取付管台溶接部、BWR 制御棒駆動装置ハウジング/スタブチューブ下部溶接部等のニッケル基合金溶接部、PWR 1 次冷却材管など重要な機器について、事業者が実施する種々の超音波探傷検査等を用い、作製した自然欠陥に近い模擬き裂を含む実機形状の模擬試験体に対して、この模擬試験体の欠陥の検出とサイジング試験を行い、切断試験等の結果から、各検査手法の欠陥検出性能、サイジング精度を評価する。</p> <p>また、同検査の過程で必要とされる検査精度等を得るための検査方法や検査上配慮事項をとりまとめ、検査ガイドラインを策定する。</p>

No.	研究課題名	研究目的・内容
2-3	高経年化対策関連技術調査等	<p>以下の経年劣化に係る評価技術の調査、試験等を推進することにより、安全規制に必要な高経年化対策の最新の技術的知見を採取する。</p> <p>1. 高経年化対策技術基盤調査</p> <p>① 経年劣化に係る最新の技術知見等の調査、経年劣化事象に関する技術データベースとしての体系的整備、健全性評価に係る解析手法の標準化、及び原子力安全基盤機構が実施する原子炉施設の高経年化技術評価等報告書の審査に必要な経年劣化事象別審査マニュアル、解析ソフト等の整備、ならびに国内外高経年化関連情報の収集、提供等により国を支援する。</p> <p>2. 高経年化対策関連技術調査等</p> <p>① ケーブル経年劣化評価 原子炉施設で使用されているケーブルの実機環境条件に即したケーブルの経年劣化評価手法を確立する。</p> <p>② 電気・計装設備健全性評価 原子炉施設で使用されている電気・計装設備（ケーブルを除く）の実機環境条件に即した健全性評価手法を確立する。</p> <p>③ 高経年化関連安全対策技術高度化調査 経年劣化事象の評価に係るメカニズムの解明及び検査技術等の高度化に関する調査を大学等と連携して短期間（1～3年以内）で実施する。</p>

3. 原子力防災分野等

No.	研究課題名	研究目的・内容
3-1	シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究	シビアアクシデント晩期の格納容器内の過剰水素処理やガス状ヨウ素再放出抑制のためのアクシデントマネジメント策について、格納容器閉じ込め機能の維持及び現実的ソースタームの評価に資するとともに、現実的で実効性のある防災対策に資することを目的として、シビアアクシデント晩期のガス状ヨウ素挙動や過剰水素処理方法を把握するとともに、格納容器内の現実的ソースタームについて評価し、必要なデータを取得する。
3-2	原子力発電所の緊急時における対応技術の高度化	退避・避難等の応急対策の意思決定に係る関係機関で、事故状態の把握や事故進展の予測に関する技術について意思疎通を図るとともに、支援システムやマニュアル等のツールを見直・整備し、関係機関で整合のとれた緊急時対応が行えるように高度化を図ることを目的とし、事業者の手法調査及び海外文献調査、代表プラントでの試作版マニュアル等の作成、全プラントへの展開、支援システムへの反映を行う。
3-3	原子炉施設のアクシデントマネジメントに係る知識ベースの整備	シビアアクシデントに対する実効性のある防災対策を構築していくことを目的に、シビアアクシデントの発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階におけるアクシデントマネジメント（AM）策及びシビアアクシデント現象について研究成果の集約・体系化及び解析評価を継続的に行うとともに、未解明分野の実証試験を実施し、国が実施する新設炉等の AM レビューに必要な解析技術や解析結果、試験研究成果、レビューの判断根拠等の知的基盤を整備する。

4. 軽水炉関連

No.	研究課題名	研究目的・内容
4-1	燃料および炉心安全性確認試験のうち1/3炉心混合酸化物燃料信頼性実証	<p>国内で利用される BWR 及び PWR の MOX 燃料について、燃焼する前及び燃焼した後の調査・分析（照射後試験）を行い、現行安全評価手法の信頼性を確認、実証するとともに、将来の高燃焼度 MOX 燃料に対する現行の安全評価手法を適用する妥当性を判断するためのデータを整備、蓄積する。</p> <p>（事業者の導入計画にあわせH18より中断中である。）</p>
4-2	燃料および炉心安全性確認試験のうち全 MOX 炉心核設計手法信頼性実証試験	<p>国内商用炉でのプルトニウムの利用の柔軟性を拡げるために導入が計画されている BWR 全 MOX 炉心について、その核設計手法を評価する炉物理試験データ等を取得、解析することにより、その信頼性を実証するとともに、将来の高燃焼度 MOX 炉心に現行の安全設計・評価手法を適用する妥当性を判断するためのデータを整備、蓄積する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 燃焼後 MOX 燃料炉物理試験 臨界試験装置において、燃焼後 MOX 燃料等を含む炉物理試験を実施し、燃焼反応度等の核特性データを取得し、そのデータを解析評価する。 2. 全数MOX燃料装荷炉物理試験 臨界試験装置において、BWR 全 MOX 炉心を模擬する炉物理試験を実施し、出力分布、ボイド及び制御棒反応度等の核特性データを取得する。また、MOX 炉心のドップラー反応度（燃料温度効果）を測定する試験を実施する。併せて、これらのデータを解析評価する。 3. 国内商用炉の1/3MOX炉心で燃焼するMOX燃料燃焼後データを解析し、更に将来全 MOX 炉心の燃焼後炉心・燃料の燃焼後データを取得し解析評価する。
4-3	燃料及び炉心安全性確認試験のうち高燃焼度燃料破損限界試験	<p>照射済燃料の出力急昇試験で認められた被覆管の外面割れ破損現象について、これを支配する因子の個別効果を定量化することにより、外面割れ発生条件を明確化し、高燃焼度燃料の安全審査における燃料健全性の判断根拠とするデータを整備する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 外面割れ破損限界試験

No.	研究課題名	研究目的・内容
		<p>商用炉で比較的高い燃焼度まで使用された燃料被覆管を用い、外面割れによるクラック発生・進展に対する被覆管水素濃度、温度、応力等の因子の個別効果を系統的。定量的に調べるとともに、クラック進展挙動を解析評価する手法を整備する。</p> <p>2. 出力急昇試験</p> <p>国内商用炉で燃焼した使用済燃料から試験用燃料棒を調製し、試験炉において出力急昇試験を実施し、外面割れによる燃料破損条件を実炉模擬条件下で検証する。</p>
4-4	燃料及び炉心安全性確認試験のうち高燃焼度等混合酸化物燃料特性評価試験	<p>プルサーマル用燃料（MOX 燃料）の高燃焼度化に関する技術的知見を収集し、安全審査に必要となる技術的根拠を整備する。</p> <p>このため、高燃焼度 MOX 燃料照射試験及び高富化度 MOX 燃料照射試験を 2007 年度から 2011 年度までの 5 ヶ年計画で実施している。</p> <p>1. 高燃焼度 MOX 燃料照射試験</p> <p>プルトニウム濃度約 8%の MOX 燃料をノルウェーのハルデン炉で継続照射（目標燃焼度は約 64GWD/t、燃料棒平均）し、ノルウェーのシェラー研究所で照射後非破壊試験、フランスのカダラッシュ研究所で照射後破壊試験を実施する。</p> <p>2. 高富化度 MOX 燃料照射試験</p> <p>プルトニウム濃度約 14%の MOX 燃料をベルギーの BR2 炉で継続照射（目標燃焼度は約 40GWD/t、燃料棒平均）し、ベルギーのモル研究所で照射後非破壊及び破壊試験を実施する。なお、既照射燃料の照射後試験もモル研究所で実施する。</p>
4-5	発電用原子炉安全解析及びコード改良整備等	<p>原子炉施設の安全審査の実施に当たって必要とされる解析課題について信頼性の高い安全解析を行うとともに、原子炉施設の安全確保に万全を期すことを目標として、技術情報や知見の進展を適時反映しつつ、原子炉施設の計画、設置、建設及び運転の各段階に係る安全性確認のための各種解析コード及び評価手法の改良整備等を行う。</p>

No.	研究課題名	研究目的・内容
4-6	安全実証解析等（再掲）	<p>原子炉施設の安全性や構造健全性に係る実証解析、コード保守、プラント情報の収集、整理等を行う。</p> <p>具体的には原子炉施設の安全性等の問題に係る安全解析及び構造健全性解析、事業者が自主保安活動の一環として行う安全性評価についての妥当性確認、改良整備済みのコードの保守作業、安全解析条件の設定等に活用するための国内外のプラント情報の収集・整備、設置許可等の安全審査関連データの整備等を行う。</p>

5. 核燃料サイクル施設関連

No.	研究課題名	研究目的・内容
5-1	核燃料施設火災防護等調査・試験	<p>核燃料施設に係わる火災防護について定量的評価データを試験により取得するとともに、核燃料施設火災防護指針を整備する。また、ケーブル被覆材等の火災時熱影響評価について、劣化評価試験により評価データと評価手法を整備し、火災事故時等における施設安全性評価に反映させる。</p> <p>1. 核燃料施設火災防護評価データの取得と指針の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 核燃料施設火災防護指針・基準整備（管理面、設備面） ② 核燃料施設火災影響評価手法の整備 ③ 火災影響評価に係わる火災評価データの取得と整理（火災時エアロゾル評価試験、コンポーネント火災試験、ばい煙発生影響試験等） <p>2. 火災防護等の安全性に係わる設備の火災時等の劣化評価手法および評価データの整備</p>
5-2	核燃料施設安全解析及びコード改良整備等	<p>核燃料施設の安全審査等を行う際に実施するクロスチェック解析等に必要な安全解析コード及びデータを改良整備する。主な内容は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. 臨界・遮へい解析コードの改良整備 2. 事故・トラブル解析コードの改良整備 3. 被ばく解析コードの改良整備 4. クロスチェック解析等の実施
5-3	再処理施設等安全実証解析	<p>再処理施設等の運転時にトラブル事象が発生する事態に備え、海外施設にて発生したトラブル事象等が国内施設で発生することを想定した解析を行い、主要なトラブル発生時の国内施設の安全性を実証する。トラブル事象解析コード、解析モデル、解析パラメータ等について試験解析を実施し、事象の影響、事象の進展速度など事象に関する知見を蓄積するとともに適用性を確認する。</p>
5-4	再処理施設保守管理技術等調査	<p>事業者の再処理施設高経年化対策技術評価の妥当性を確認するために必要な技術情報を整備する。</p> <p>1. 調査研究</p>

No.	研究課題名	研究目的・内容
		<p>再処理施設の機器・構築物の経年変化に関する既往研究成果の収集・整理</p> <p>2. 試験研究</p> <p>既往の研究成果では十分な技術情報が得られない劣化事象に関する試験</p>
5-5	使用済燃料中間貯蔵施設安全解析及びコード改良整備等	<p>中間貯蔵施設の安全審査等を行う際に実施するクロスチェック解析等に必要な安全解析コード及びデータを改良整備する。主な内容は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 燃料集合体落下衝撃解析手法の改良・高度化 2. ガタ系振動を考慮した耐震解析手法の改良・高度化 3. 貯蔵施設線量解析手法の改良・高度化 4. 熱流動解析手法の改良・高度化 5. 国内外における中間貯蔵施設に関連した安全評価手法や安全解析コードの使用状況等の調査及び安全評価・解析に必要なデータ等の収集 6. クロスチェック解析等の実施
5-6	中間貯蔵施設基準体系整備事業	<p>中間貯蔵施設に特有な安全性に係わる課題を明らかにし、安全審査における技術要件への適合性を判断するための技術情報の整備や、設計及び工事に係る認可に必要な基準、溶接方法の認可に必要な基準、溶接検査における検査方法と合否判定基準に関連し、民間規格を評価し技術的内容をまとめ、国の民間規格の妥当性確認を支援する。また、溶接検査要領の策定や使用前検査及び定期検査における具体案を策定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 海外規制動向、最新データ等の調査・収集・評価 2. 民間規格の評価 3. 溶接方法等の調査、評価、基準整備 4. 施設定期検査方法の調査、評価、検査、基準案策定 5. 使用済燃料健全性に係る調査

No.	研究課題名	研究目的・内容
5-7	リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵燃料健全性等調査）	今後、使用済燃料貯蔵施設での貯蔵が予想される高燃焼度燃料に関して、同燃料が低燃焼度燃料に比べて燃焼に伴う水素濃度の増加や水素化物析出状態等の傾向が異なることに着目し、水素再配向特性及び機械的特性に関する試験データ取得及び試験データ等の分析・評価を行い、高燃焼度燃料の健全性に関する技術的知見を取得することを目的とする。このため、PWR 用 55GWd/t 高燃焼度燃料の使用済燃料被覆管を供試体として採取し、水素化物再配向特性等に関する試験データ取得及び試験データの分析・評価を行う。
5-8	放射性物質の国際輸送に係る技術的動向等調査	<p>国際原子力機関 IAEA の輸送安全基準委員会 TRANSSC では、放射性物質輸送のモデル規則となる「放射性物質安全輸送規則 TS-R-1」を定めており、我が国はじめ各国はこれを国内法令に取り入れて安全規制を実施している。TRANSSC では、2000 年の IAEA 総会決議を踏まえ、最新の技術的知見等を反映させるため、2 年毎に TS-R-1 の見直しを行うとともに、安全指針等関連する補助文書の改訂整備を行っている。本事業は、このような IAEA の取り組みに我が国が参画する際の技術的支援並びに TS-R-1 や関連補助文書の国内輸送規則等への取り入れの際の技術的支援を行うものであり、成果は省令及び告示の改正に反映される。</p> <p>我が国では今後 MOX 燃料、解体廃棄物、中間貯蔵燃料等の核燃料物質輸送量の増大が見込まれ、我が国の輸送規制をより合理的なものとする必要がある。輸送は国際的に統一された規則に基づいて実施されているため、IAEA での輸送規則見直しへ継続的に参加して我が国の意向を反映させ、国際的協調を図りつつ合理化を進める。また、安全輸送の履行の観点から、輸送管理をより効果的に実施するための施策を行う。</p>

6. 放射性廃棄物・廃止措置関連

No.	研究課題名	研究目的・内容
6-1	放射性廃棄物処分に関する調査（地層処分に関する調査）	<p>放射性廃棄物の地層処分について、立地選定段階から規制機関が早期関与することが求められている。このために概要調査のガイドライン案の検討等を行うとともに、規制機関自ら地層処分の安全を確認することができるように安全評価手法を整備することを目的とする。これまで実施してきた安全要件の整備等や地質・気候関連事象を含めた安全評価手法の整備の他に、深地層の研究施設を活用した現地データの取得及び評価を安全性研究として実施し、これら調査研究全体の成果を取りまとめて安全規制に反映する。返還廃棄物の廃棄確認方法の整備については、地層処分との併置処分等が検討されているため、平成 19 年度からこの事業の枠内で実施する。具体的な調査項目は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全要件の整備 2. 地層処分に係る安全評価手法の整備 3. 深地層の研究施設等を活用した安全性研究 4. 返還廃棄物の廃棄確認方法の整備
6-2	放射性廃棄物処分に関する調査（浅地中処分に関する調査）	<p>低レベル放射性廃棄物等の貯蔵、処分に関して、次に掲げる廃棄物のうち、廃棄確認要領が未整備な廃棄物に対して、廃棄物の特性・性状、また、海外における廃棄確認方法の調査等を行い、具体的な廃棄確認方法等を整備する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 返還廃棄物 2. 均質固化体、充填固化体等 3. コンクリート等廃棄物
6-3	放射性廃棄物処分に関する調査（余裕深度処分に関する調査）	<p>炉心等廃棄物の余裕深度処分に関しては、安全規制における処分施設等技術基準の整備や安全評価手法を確立するため、炉心等廃棄物の余裕深度処分について、欧米の安全評価モデルの調査を行い、我が国が取るべき安全評価シナリオの方向、安全評価モデル等安全評価手法及び技術基準等（技術基準、安全審査に用いる基準等、安全性能確認のための各種要領等）整備のための検討を行う。</p>

No.	研究課題名	研究目的・内容
6-4	放射性廃棄物処分安全解析及びコード改良整備等	<p>炉心等廃棄物の余裕深度処分施設の安全審査等において実施するクロスチェック解析等に使用する安全解析コードの改良整備を次の内容について行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全解析上考慮すべき現象等の整理及び安全解析シナリオの作成 2. 一次元安全解析コードの改良整備 3. 処分場及びその周辺における詳細現象解析コード等の整備 4. 三次元地下水流動解析コードの検証及び適用性の検討 5. 解析支援システム及び品質保証支援システムの構築 6. 試解析、感度解析の実施 7. クロスチェック解析等の実施
6-5	クリアランス制度に関する調査	<p>2005 年 12 月に原子炉に関するクリアランス制度が施行され、さらに、今後、核燃料サイクル施設のクリアランスについても制度化が行われる見込みであるため、クリアランス制度の適切な安全規制に資する情報を提供し、制度運用開始後のクリアランス運用状況をフォローし、制度の定着化へ寄与することを目的とする。</p>
6-6	廃止措置に関する調査	<p>原子炉施設等の解体・廃止が本格化することを踏まえ、これに係る安全性の確保に資するため、解体現場でのデータ収集等を通じ、原子炉施設等の廃止措置に係る規格・基準類として核燃料サイクル施設の廃止措置計画の審査基準や廃止措置終了確認のガイドライン等の整備を支援するとともに、廃止措置に係る安全評価手法の高度化を図る。</p>

7. 新型炉関連

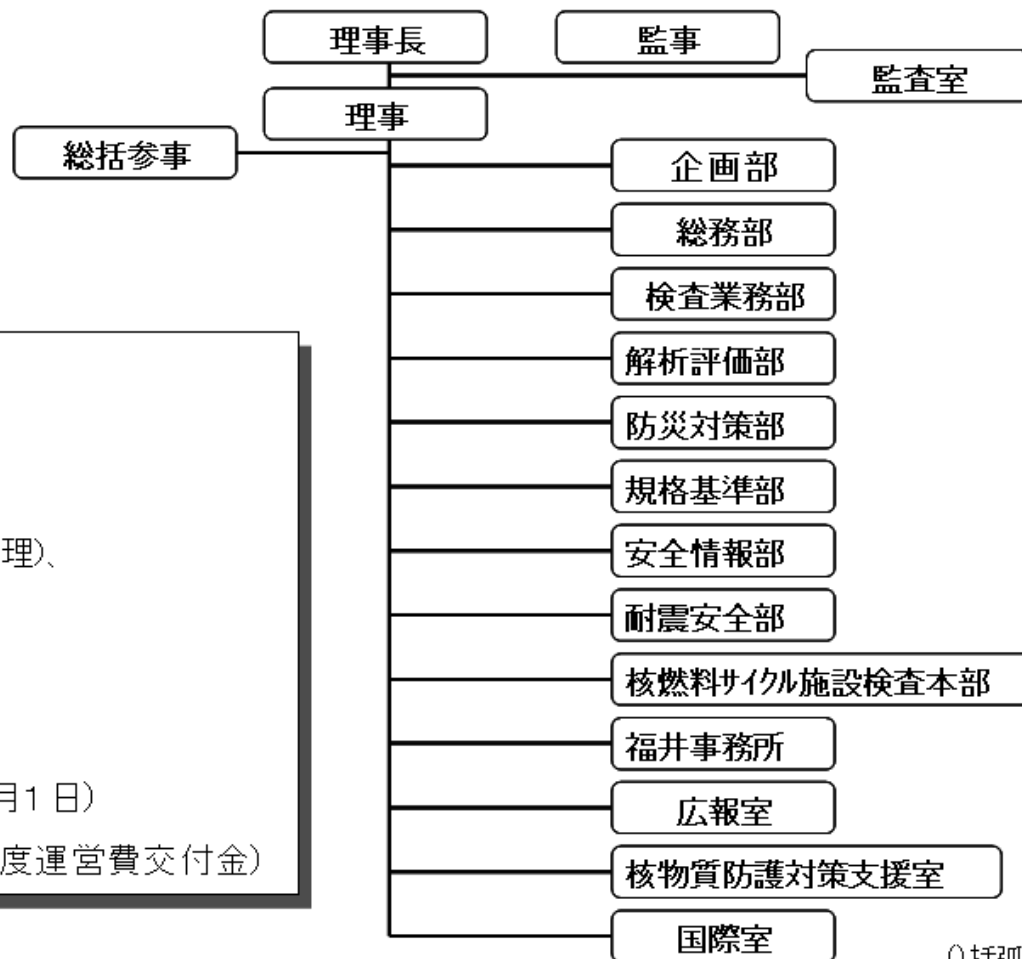
No.	研究課題名	研究目的・内容
7-1	研究開発段階発電用原子炉安全解析コード改良整備	高速増殖炉 PSA 評価手法の整備を行う。また、もんじゅの今後の許認可の中で行なわれる安全解析で必要とされる解析コードの整備を行う。さらに、高速増殖炉は運転経験の乏しい研究開発段階炉であることに鑑み、国がプラントの安全性を確認する情報に不足するものがないよう、技術動向の把握を進める。
7-2	研究開発段階発電用原子炉施設安全性実証解析	高速増殖原型炉もんじゅのリスク特性を明確にするとともに、レベル1 及びレベル2 PSA の評価に基づき、もんじゅの安全目標への適合性を確認する。また、プラント運転の間に想定されるトラブル事象を摘出、もんじゅの安全確保に悪影響のないことを確認する。また、機器検査方式を立案する機器検査の重点化候補の摘出等に活用するため、レベル1 PSA の結果に基づいて、リスク上重要な機器を摘出する。

8. 規制システム関連

No.	研究課題名	研究目的・内容
8-1	核燃料施設検査技術等整備	<p>核燃料サイクル施設について、確率論的安全評価（PSA）又は総合安全解析（ISA）の手順及び関連データ等を整備するとともにリスク評価等に基づくリスク情報の活用策を検討する。主な研究内容は、以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 再処理施設の PSA 手順及び関連データ等の整備、リスク情報活用策の検討 2. ウラン加工施設の ISA 手順及び関連データ等の整備、リスク情報活用策の検討 3. MOX 燃料加工施設の PSA 手順及び関連データ等の整備、リスク情報活用策の検討 4. その他の原子力施設等（原子炉を除く）についてリスク情報を活用した場合の効果、有用性等について検討し課題を抽出する。
8-2	発電用原子炉を対象とした安全規制におけるリスク情報の適用と評価	<p>安全規制への「リスク情報」活用のために、以下を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 米国等における「リスク情報」を活用した原子力安全規制の動向の調査 2. 原子力安全規制への「リスク情報」活用項目の検討と実施計画の策定、実施計画の推進 3. 「リスク情報」活用のためのガイドライン整備 4. 「リスク情報」活用のための PSA の品質向上に係る検討
8-3	原子力発電検査基盤整備	<p>国の検査基盤整備に資するため、</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 事業者が実施すべき保安活動などに関する調査・分析 2. リスク評価・パフォーマンス評価に関する調査・分析 3. 運転管理情報の分析・評価 <p>などの研究を実施する。</p>
8-4	発電用原子炉の技術基準に関する調査及び評価	<p>原子炉施設に係る最新の技術的知見を盛り込んだ国内外の基準・規格の動向や試験データ等を総合的に調査分析することで、国の規制基準の充実及び明確化に資する。具体的には、国内外の規制・基準の調査、IAEA が行う原子力安全基準等の作成及び整備作業、ASME 規格の制定、改訂状況の調査、</p>

		<p>及び「もんじゅ」での経験や技術的知見、国内外の関係する技術基準等を収集・整理などを行い、規格基準の策定等に必要な技術基盤を整備する。</p> <p>国際的課題であるPWR サンプ閉塞事象に関しては、PWR サンプスクリーンで発生する圧損に対する化学影響に関する試験を実施するとともに国外機関との情報交換等を行い、国際協調と工事認可申請の妥当性確認に役立てる。</p>
8-5	原子力安全情報に係る基盤整備・分析評価	<p>事故・故障処理等に必要な情報を整備する体制を構築し、国内外の原子力施設の安全情報の収集・整備を行うとともに、国内の原子力施設で起きたトラブルについて、そのレベルを迅速に判断する等、的確かつ効率的な安全行政の実施に必要な基盤整備を行い、その原因、対策等の分析、評価等を実施する。</p>
8-6	人間・組織等安全解析調査等	<p>運転管理等における人間・組織的な要因を分析し、原子力安全規制の高度化に反映させるため、以下の項目を実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. トラブル事象等の人間・組織の調査分析に基づく知見・教訓の蓄積 2. 人間・組織面の過誤データの整備 3. 原子力安全における設計・管理への人間・組織面の検討 4. 中央制御室等の人間工学的評価に関する規定の検討

JNES組織体制



設立 平成15年10月1日

役員

理事長: 成合英樹

理事: 曾我部捷洋(理事長代理)、
鳥居原正敏
熊澤昭雄

監事: 高橋秀樹、荒井徹

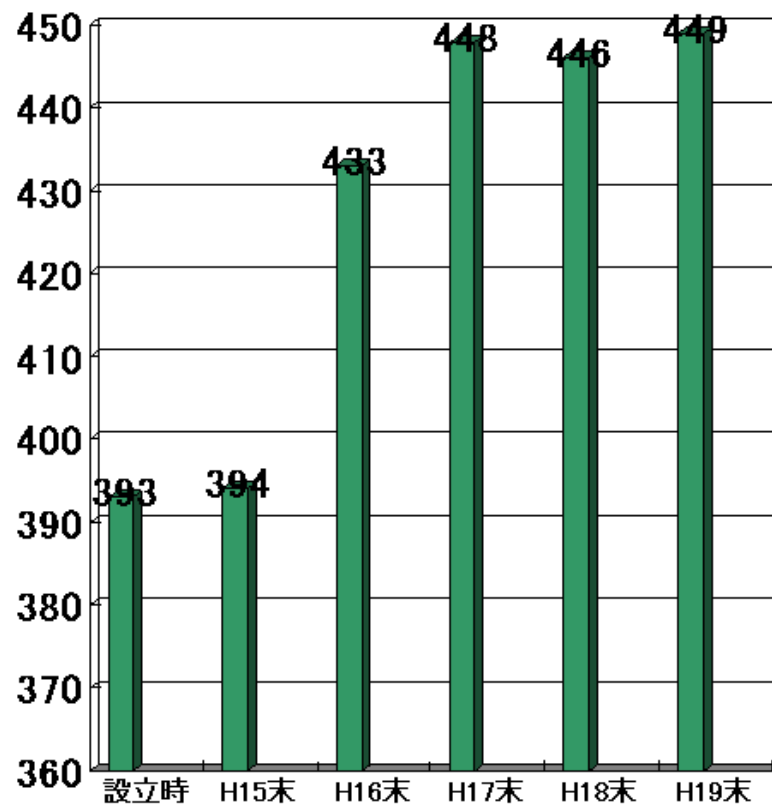
職員数 452名(平成20年4月1日)

予算規模 225億円(平成20年度運営費交付金)

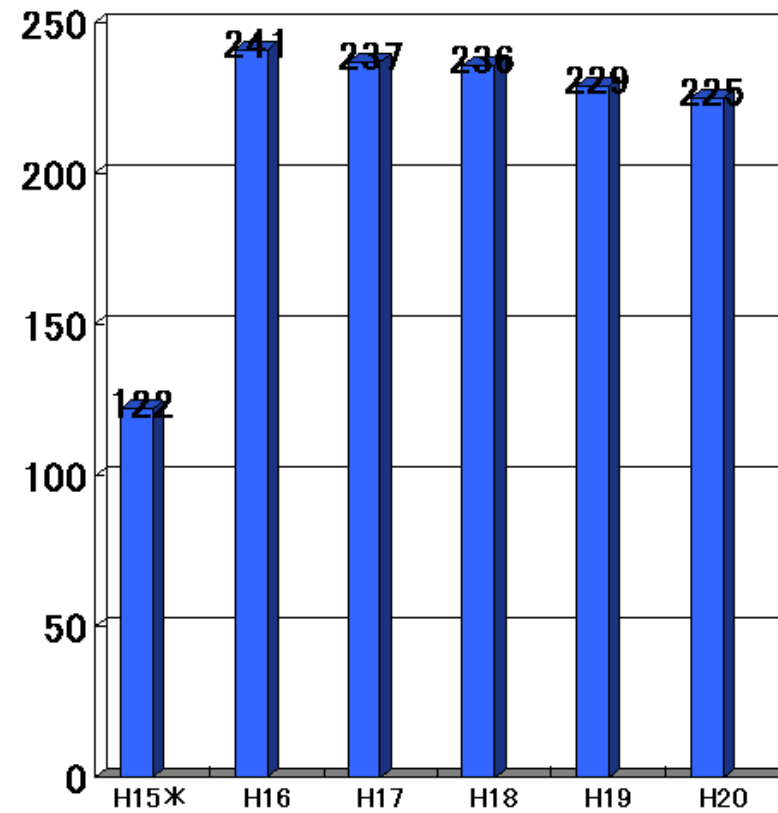
〇括弧内は人員数

JNES運営費交付金及び職員数の推移

職員数(人)



運営費交付金(億円)



*H15は半年