

## 令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務に係る入札可能性調査実施要領

原子力規制委員会原子力安全人材育成センターでは、令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務の受注者選定に当たって、一般競争入札（最低価格落札方式）に付することの可能性について、以下の通り調査いたします。

つきましては、下記1. 業務内容に記載する内容、条件において、的確な業務遂行が可能であり、かつ、当該業務の受注者を決定するに当たり一般競争入札（最低価格落札方式）を実施した場合、参加する意思を有する方は、2. 登録内容について、4. 提出先までご登録をお願いします。

### 1. 業務内容

#### 1. 1 概要

本業務は、原子力検査、原子力安全審査等の職務を担う原子力規制委員会職員に、PWRに関する技術的専門知識を習得させることを目的に、関連する研修の教材準備及び実施を行うものである。

#### 1. 2 業務の具体的な内容

「令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務 仕様書」による

#### 1. 3 事業期間

契約締結日～令和7年3月14日まで

### 2. 登録内容

- (1) 事業者名
- (2) 連絡先（住所、TEL、E-Mail、担当者名）

### 3. 留意事項

- ・登録後、必要に応じ業務実施計画等の概要を聴取する場合があります。
- ・本件への登録に当たっての費用は事業者負担になります。
- ・本調査の依頼は、入札等を実施する可能性を確認するための手段であり、契約に関する意図や意味を持つものではありません。
- ・今後、内容について修正される場合があります。
- ・提供された情報は省内で閲覧しますが、登録者に断りなく省外に配布することはありません。

- ・ 提供された情報、資料は返却いたしません。

#### 4. 提出先

郵送または E-mail にてご提出願います。

**【提出先】**

〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル 20 階  
原子力規制委員会 原子力安全人材育成センター  
原子炉技術研修課  
千原 理 宛て

**【TEL】** 03-6277-6924

**【E-mail】** [chihara\\_osamu\\_k66@nra.go.jp](mailto:chihara_osamu_k66@nra.go.jp)

(登録例)

令和6年〇月〇日

原子力規制委員会  
原子力安全人材育成センター  
原子炉技術研修課

令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務

令和6年〇月〇日付けの標題に係る入札可能性調査の実施要領に従い、以下の事項を登録致します。

登録内容

- ① 事業者名 ○○
- ② 連絡先
  - 住所 ○○
  - 電話 ○○
  - Mail ○○
  - 担当者名 ○○

## 仕様書

### 1. 件名

令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務

### 2. 目的

本業務は、基本原子力検査資格、基本原子力安全審査資格等の資格取得に必要なPWRに関する技術的専門知識を習得することを目的とした各種研修について、教材作成も含めて実施するものである。

### 3. 実施内容

発注する詳細仕様は、以下に示すとおり。

#### （1）工程案

本業務の実施工程案は、以下の表に示すとおり。

※ 変更又は追加が生ずる場合は別途協議の上で、決定するものとする。

項目	令和6年						令和7年		
	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
●研修の事前準備 (教材作成等)		←————→							
●研修の実施					←————→ 10/22~11/6				
●業務完了報告書の作成等							←————→		

#### （2）研修の実施回数等

各研修科目の実施回数、実施日数及び最大受講人数は以下の表に示すとおり。

研修科目名	実施回数	実施日数	最大受講人数
原子炉設備	1回	最大4日	30名
タービン設備他	1回	最大2日	30名
安全設計・安全解析	1回	最大2日	30名
燃料及び炉心	1回	最大2日	30名

※ 教材については、全ての研修科目に対して作成を行う。

※ 人数が減少した場合の研修実施に係る費用の変更は行わない。ただし、最大受講人数を超える受講者数となる場合には、発注者と別途協議を行う。

※ 研修実施時間については、基本的に9:00～17:00とし、時間に変更等が生じる場合には、発注者と調整を行うものとする。

(3) 研修受講対象者

原子力検査、原子力安全審査等の基本資格を取得しようとする原子力規制委員会職員

(4) 研修実施期間

令和6年10月22日～11月6日

(5) 研修講師等

研修を適切に実施するために、研修を実施する講師及び教材を準備する者は、担当する研修科目に対して、それぞれ研修講師の実績及び十分な知識を有している者とする。

3. 1 研修の事前準備

(1) 実施計画書等の作成

- ・受注者は、本業務を開始するにあたり、実施計画書、品質計画書、情報セキュリティ対策書及び下請届（下請けを行わない場合は不要）を準備し、発注者に承認を得ること。
- ・受注者は、各研修科目について、研修のカリキュラム（以下「カリキュラム」という。）の準備及び教材のシナリオ（目次、内容の概要、以下「教材シナリオ」という。）の準備を行う。ただし、各研修科目のカリキュラム及び教材シナリオの準備については、「別紙1 各研修のシラバス」を参考にして行うこと（参考にするにあたって、学習項目やテキスト内容項目の順番や内容の区切り方等を変更してもよい。）。
- ・受注者は、「別紙1 各研修のシラバス」を基に発注者と事前打ち合わせを十分に行い、原子力規制委員会職員の資質向上に有効となるカリキュラム、教材等について、十分な検討を行った上で作成し、発注者の承認を得ること。また、カリキュラムの作成にあたっては研修最終日に理解度テスト及び質疑応答に係る時間を設けること。

(2) 教材等の作成

別紙1のシラバスに基づき、受講者用の教材（PowerPoint形式の講義用資料）を準備すること。

①全体の構成

教材は、研修科目毎に作成するものとする。

②教材の内容

教材の内容は、準備したカリキュラム及び教材シナリオを十分踏まえたものとする。

また、保安規定要求事項（運転上の制限事項を有する条文に限る）の目的及び考え方の概略を系統・設備毎に記載すること。

③教材作成の留意点

教材の作成にあたっては、以下に示す点に留意すること。

- ・講義用資料の冒頭に、学習到達目標を「講義のねらい」と称して記載すること。
- ・目次が記載され、学習項目が一覧できるようにすること。

- ・図表、写真等を可能な限り活用し、受講者が講義の内容を理解しやすいよう十分に工夫すること。
- ・受講者の理解促進を図るため、必要に応じて語句（特に、専門用語）の説明、単位及び公式の一覧等の参考資料を教材（PowerPoint 形式）に盛り込むこと。
- ・使用する教材について、発注者が指定する日までに承認を得ること。また、発注者が教材のレビューを行った場合には、当該レビューの結果を受け入れ、必要な修正を行うこと。
- ・作成する教材（電子データ）の形式は PowerPoint とする。ただし、補足説明資料として Word、Excel、PDF 等の形式を活用することも可能とするが、その場合は発注者から事前に承認を得ること。

### （３）理解度テストの問題及び解答の準備

各研修科目において、講義内容に関する受講者の理解度を確認するために講義終了後に実施する理解度テストの問題及び解答を準備すること。

#### ①理解度テスト問題の構成等

- ・理解度テストは、筆記試験とする。
- ・理解度テストの問題は、講義で用いた教材等の資料の中から出題することとする。

#### ②理解度テスト問題作成にあたっての留意点

- ・理解度テストは、受講者を選別するためのものではなく、受講者の理解度を確認するためのものであるとともに、受講者が講義のポイントを再確認できるものとするに配慮すること。
- ・理解度テストは、その実施中に受講者の教材等の資料の閲覧を認めないものとする。
- ・理解度テストの問題は、選択穴埋め方式又は○×方式とすること。なお、○×方式の場合は、各設問に○×を付ける様式とすること。
- ・各設問に点数の配分を記載すること。
- ・受講者の氏名記入欄を設けること。
- ・理解度テストは、100点満点とし、70点以上を合格とすること。
- ・理解度テストは、その内容について発注者が指定する日までに承認を得ること。理解度テストに対して発注者からレビュー結果が示された場合は、当該レビュー結果を受け入れ、適宜修正を行うこと。
- ・作成する問題（電子データ）の形式は Word とすること。

#### ③作成する理解度テストの種類

- ・上記①及び②を踏まえた理解度テストを2種類準備すること。

### （４）教材の内容及び理解度テストの問題の改訂

教材の内容及び理解度テストの問題に誤記や修正箇所が見つかった場合には、直ちに発注者に連絡するとともに修正作業を行うこと。また、発注者からの改訂希望や不備の指摘が行われた場合等についても、これらを受け入れ、適宜改訂を行うこと。

なお、発注者からの改訂の希望は、研修終了後に行えるものとし、希望があつ

た場合には、これらを受け入れ、適宜改訂を行った最終改訂版を準備すること。

### 3. 2 研修の実施

#### (1) 教材と理解度テストの送付

受注者は、準備した教材と理解度テストについて、原則として研修実施日の5営業日前までに発注者に電子データで提出すること。

#### (2) 講義の実施

受注者は、準備した実施計画書及びカリキュラムに沿って、講義を実施すること。

講師は、受講者に対して、講義に入る前に各研修科目の学習到達目標について説明を行うこと。

講師は、講義の最後に当該講義のまとめを行い、質疑応答を踏まえつつ、ポイントとなる事項について振り返りを行うこと。また、各講義において質疑応答の時間を設けた上で、時間内に講義を終了すること。

#### (3) 理解度テストの実施

理解度テストについては、各講義が終了した後に、事前に準備しておいた2種類の問題のうちから1種類を選択して実施する。また、理解度テストを実施する際には、教材等の資料の閲覧を認めないものとする。理解度テストの終了後には、答え合わせ及び解説を行い、受講者から質問があった場合には対応すること。

### 3. 3 業務完了報告書の作成

全ての研修終了後、後述の7.(1)に示す提出書類の1～8及び研修実施記録をまとめ、研修実施内容の報告書を作成し、業務完了報告書として発注者に提出すること。

## 4. 研修の実施場所

原子力安全研修所（茨城県ひたちなか市新光町552番47）

## 5. 業務の実施期間

契約締結日から令和7年3月14日まで

## 6. 実施体制等

### (1) 実施体制

- ・受注者は、実施責任者、実施担当者及び品質管理責任者を含めた実施体制図を構築し、同体制図を事前に発注者に提出する。
- ・受注者は、必ず本業務に精通した経験豊富なスタッフを実施体制に含めること。
- ・実施責任者、実施担当者及び品質管理責任者は、それぞれ異なる人物であること。
- ・あらかじめ下請負者が決まっている場合は、実施体制図に下請負者名及び

その発注業務内容を含めて記載すること。ただし、金50万円未満の下請負業務、印刷費、会場借料、翻訳費及びその他これに類するものを除くこととする。

(2) 実施責任者

- ・受注者は、本業務を統括する実施責任者を定め、その役職、氏名、連絡先を事前に発注者に提出する。
- ・実施責任者は、本業務の遂行にあたり十分な実務経験及びマネジメント能力を有する者とする。
- ・実施責任者は、実施内容及び納品物の品質の確認に責任を持つ。

(3) 実施担当者

- ・受注者は、本業務について発注者と契約期間中に継続して連絡調整及び打合せが行える実施担当者を定め、その役職、氏名、連絡先を事前に発注者に示すこと。

(4) 品質管理責任者

- ・受注者は、本業務の事前準備、実施内容、納入品及び提出図書の品質に責任を持つ品質管理責任者を定め、その役職、氏名、連絡先を事前に発注者に提出する。



## 7. 提出書類及び納入品目

### (1) 提出書類

受注者が発注者の承認を得るため、又は発注者に報告するために提出する書類並びにその提出部数及び提出期限は、以下の表に示すとおりとする。なお、提出書類は、原則電子媒体とする。

番号	提出書類	提出部数(式)	提出期日	備考
1	実施計画書（実施体制、工程を含む）	1	契約締結日の翌日から10営業日以内	
2	品質計画書	1	契約締結日の翌日から10営業日以内	
3	下請負届	1	契約締結日の翌日から10営業日以内	下請けを行わない場合は不要
4	情報セキュリティ対策書	1	契約締結日の翌日から10営業日以内	
5	打ち合わせの議事録	1	打ち合わせを行った日の翌日から5営業日以内	
6	カリキュラム及び教材シナリオ	1	契約締結日の翌日から1ヶ月以内を目途に	
7	教材（事前）	1	研修実施日の5営業日前までに	
8	教材（事後） ※研修中の気づき、指摘を反映させた最終確定版	1	上記の「5. 実施期間」の最終日までに	研修中の指摘等を反映させた最終確定版
9	理解度テストの問題及び解答（事前）	1	研修実施日の5営業日前までに	
10	理解度テストの問題及び解答（事後）	1	上記の「5. 実施期間」の最終日までに	研修中の指摘等を反映させた最終確定版
11	業務完了報告書	1	上記の「5. 実施期間」の最終日までに	
12	令和6年度原子力エンジニアリングⅡ（P）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修で実施した情報セキュリティ対策について	1	上記の「5. 実施期間」の最終日までに	様式は別紙2のとおり

注1) 年度初め、年度末、連休、年末年始の提出日及び提出方法については、発注者と協議すること。

注2) 提出書類の全てについて、契約締結日の翌日から10営業日以内等、事前に提出したものを含め、発注者の検収作業用として紙媒体又は電子媒体に一式まとめて提出すること。

注3) DVDやBDに収録したものを2部(枚)用意し、1部(枚)毎に収録する電子情報の形式はPDF形式の他に、Word、Excel及びPowerPointのように加工が可能なものの2種類とする。

(2) 納入品目及び納入場所

- ・納入品目：(1)に定める提出書類
- ・納入場所：原子力規制委員会原子力安全人材育成センター原子炉技術研修課  
東京都港区六本木1-9-9 六本木ファーストビル

8. 品質計画書

品質計画書には最低限、以下の内容を記載すること。

(1) 品質管理体制

受注業務に対する品質を確保するための、十分な体制が構築されていること。

- ・作業実施部署は品質管理部署と独立していること。
- ・実施責任体制が明確となっていること(実施責任者と品質管理責任者は兼務しないこと)。

(2) 品質管理の具体的な方策

受注業務に対して品質を確保するための、当該業務に対応した具体的な作業に関する方法(チェック時期及びチェック内容)が明確にされていること。

(3) 担当者の技術能力

業務に従事する者の技術能力を明確にすること。

9. 情報セキュリティの確保

受注者(請負者)は、以下の点に留意して情報セキュリティを確保するものとする。

- (1) 受注者は、請負業務の開始時に、請負業務に係る情報セキュリティ対策とその実施方法及び管理体制について発注者に書面で提出すること。
- (2) 受注者は、発注者から要機密情報を提供された場合には、当該情報の機密性を格付けに応じて適切に取り扱うための措置を講ずること。
- (3) また、本業務において受注者側が作成する情報については、発注者からの指示に応じて適切に取り扱うこと。
- (4) 受注者は、原子力規制委員会情報セキュリティポリシーに準拠した情報セキュリティ対策の履行が不十分と見なされるとき又は受注者において請負業務に係る情報セキュリティ事故が発生したときは、必要に応じて発注者の行う情報セキュリティ対策に関する監査を受け入れること。
- (5) 受注者は、発注者から提供された要機密情報が業務終了等により不要になった場合には、確実に返却し又は廃棄すること。また、請負業務において受注者が作成した情報についても、発注者からの指示に応じて適切に廃棄すること。

(6) 受注者は、本業務の終了時に、別紙2により業務で実施した情報セキュリティ対策を報告すること。

(参考) 原子力規制委員会情報セキュリティポリシー

<https://www.nra.go.jp/data/000129977.pdf>

#### 10. 検収条件

本仕様書に記載の内容を満足し、7. (1)に記載の提出書類が全て提出されていることが確認されたことをもって検収とする。

#### 11. その他

- (1) 受注者は、本仕様書に疑義が生じたとき、本仕様書により難い事由が生じたとき、あるいは本仕様書に記載のない細部については、発注者と速やかに協議し、その指示に従うこと。
- (2) 受注者側の実施担当者は、発注者と日本語で円滑なコミュニケーションが可能で、かつ良好な関係が保てること。
- (3) 業務上不明な事項が生じた場合は、発注者側に確認の上、その指示に従うこと。
- (4) 常に、発注者との緊密な連絡・協力関係の保持及び十分な支援を提供すること。
- (5) 本調達において新たに作成されるテキスト等の著作物がある場合、当該著作物に関する著作権は、受注者又は原作者に留保されるものとする。また受注者は、特許権その他第三者の権利の対象になっているものを使用するときは、その使用に関する一切の責任を負わなければならない。
- (6) 成果物納入後に受注者の責めによる不備が発見された場合には、受注者は、無償で速やかに必要な措置を講ずること。
- (7) 見積書／請求書／完了届の宛名は下記のとおり（送付先は「7. 提出書類及び納入品目の(2) 納入品目及び納入場所の【納入場所】」、原子力規制委員会 原子力規制庁 長官官房参事官（会計担当）宛て）。

以上

研修名	原子力エンジニアリングⅡ(P)原子炉設備
目的	本コースは、「原子力エンジニアリングⅠ」修了者が、PWR 型発電設備及び BWR 型発電設備に関する個別の系統・設備の概要、機能を理解、習得することを目的とする。本シラバスはそのうち、PWR 型発電設備(原子炉設備)に適用するものである。
学習項目	学習内容
1. プラント全体構成	1. 1 PWR プラントの基本的系統構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一次系、二次系、工学安全設備原子炉補助設備</li> <li>➤ 冷却材の流れ</li> </ul> 1. 2 PWR プラントの機器設備配置図 1. 3 一次冷却系連結図
2. 原子炉本体及び炉内・燃料構造	2. 1 原子炉本体、炉内構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉および炉内構造物全体構造</li> <li>➤ 上部炉心構造物</li> <li>➤ 下部炉心構造物</li> <li>➤ 一次冷却材の流れ</li> </ul> 2. 2 燃料構造・熱的制限 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料集合体構造</li> <li>➤ 制御棒クラスタ構造・バーナブルポイズン・シムプルプラグ</li> <li>➤ 燃料の熱的制限(DNBR、<math>F^N \Delta_H</math>、<math>FQ(Z)R</math>、<math>\Delta I</math>)</li> </ul>
3. 加圧器	3. 1 構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全体構成(加圧器本体、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃しタンク)</li> <li>➤ 主要装置構造(本体、ヒーター、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃しタンク)</li> </ul> 3. 2 機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 圧力制御機能</li> <li>➤ 水位制御機能</li> </ul>
4. 蒸気発生器	4. 1 内部構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一次系及び二次系冷却材の流れ</li> <li>➤ 気水分離器、湿分分離器</li> <li>➤ ブローダウンシステム</li> </ul>
5. 一次冷却材ポンプ	5. 1 ポンプ・モーター全体構成及び構造 5. 2 ポンプシール部構造 5. 3 ポンプシールまわり系統 5. 4 モータ 5. 5 運転上の注意事項(起動条件、シール LOCA 事象)を含む。

6. 一次冷却管	6.1 全体構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉本体、加圧器、SGを含む平面、立面図</li> </ul>
7. 制御棒駆動装置	7.1 制御棒、同駆動装置の構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 駆動装置の構造及び動作説明(作動シーケンス)</li> <li>➤ 制御棒クラスタと同御棒駆動装置の結合構造</li> </ul> 7.2 制御棒位置指示系、温度計装系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御棒位置表示装置検出器外観、原理</li> <li>➤ 同上とステップカウンタとの関係</li> <li>➤ (炉内)温度計測定位置</li> </ul>
8. 化学体積制御系	8.1 系統構成 8.2 機能・構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 系統機能、主要機器の構造</li> </ul> 8.3 運転 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉の起動・停止過程での運転モードと機能</li> </ul>
9. 使用済み燃料ピット水冷却材浄化系	9.1 系統構成 9.2 機能・構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 系統機能・主要設備構造</li> </ul> 9.3 燃料取り扱い設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料搬出入(原子炉⇔使用済燃料ピット)</li> </ul>
10. 原子炉核計装系	10.1 炉外核計装 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 中性子検出器の原理(SRM,IRM,PRM)</li> <li>➤ 配置及び測定レンジ</li> <li>➤ 概要(検出器、機能)</li> </ul> 10.2 同上インターロック(パーミッシブ信号) 10.3 炉内核計装装置 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設備の概念</li> <li>➤ 計測対象の配置</li> <li>➤ 駆動機構系統構成</li> </ul>
11. 工学的安全施設	11.1 工学的安全施設の全体構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 構成と機能</li> </ul> 11.2 非常用炉心冷却設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> <li>➤ 破断面積と破断流量の概念[大破断、中破断、小破断] 設計時の破断面積 Cm<sup>2</sup></li> <li>➤ 機能分担(Q-H)概念</li> <li>➤ 一次冷却剤喪失事故後の炉心冷却流路[高温側と低温側]</li> </ul> 11.3 高圧注入系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成(充填ポンプとの共用プラントあり)</li> <li>➤ 主ポンプ構造</li> </ul> 11.4 低圧注入系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 主ポンプ構造</li> <li>11.5 蓄圧注入系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> <li>➤ 蓄圧タンク構造、出口弁</li> <li>➤ 非常用炉心冷却系ポンプの配置</li> </ul> </li> <li>11.6 格納容器 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 構造、機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>11.6.2 格納容器スプレイ系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> <li>➤ 主ポンプ構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>11.6.3 アニュラス空気浄化設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> </ul> </li> <li>11.6.4 格納容器サンプ設備</li> <li>11.6.5 凝縮液量測定装置及びサンプ水位測定装置</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>
12. 余熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> <li>12.1 余熱除去運転モード時の系統構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> <li>➤ ミッドループ運転(目的、炉水位監視方法等)</li> </ul> </li> </ul>
13. 原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却海水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>13.1 系統構成、機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 概要及び系統構成</li> <li>➤ 主要設備</li> <li>➤ 事故時運転モード</li> </ul> </li> </ul>
14. 原子炉制御系	<ul style="list-style-type: none"> <li>14.1 原子炉の反応度制御 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御棒とホウ素濃度制御による反応度制御の概念(サイクル及びプラント起動・停止)</li> </ul> </li> <li>14.2 制御棒による反応度制御 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御棒クラスタのバンク分け</li> <li>➤ 制御棒反応度効果と反応度効果曲線</li> <li>➤ 制御棒の停止能力と挿入限界</li> </ul> </li> <li>14.3 制御棒制御系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御系ロジックとその意味</li> <li>➤ 一次冷却材平均温度[原子炉出力]、とプログラム温度(タービン出力)信号の概要</li> </ul> </li> <li>14.4 原子炉水ホウ素濃度調整による反応度制御 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 希釈・濃縮を手動調整</li> <li>➤ 燃焼に伴うホウ素濃度変化</li> </ul> </li> <li>14.5 加圧器圧力・水位制御系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御系ロジックとその意味</li> </ul> </li> </ul>

	<p>14. 6 給水制御系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御系ロジックとその意味</li> </ul> <p>14. 7 タービンバイパス制御系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御系ロジックとその意味</li> </ul> <p>14. 8 主蒸気逃し弁制御系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 制御系ロジックとその意味</li> </ul> <p>14. 9 制御棒クラスタ引抜阻止及びタービンランバック</p>
15. 原子炉保護系と工学的安全施設作動インターロック	<p>15. 1 原子炉保護系設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設備の構成</li> <li>➤ 論理回路構成及びトリップ信号毎の目的</li> </ul> <p>15. 2 工学安全施設作動論理回路</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 論理回路構成及びその目的</li> <li>➤ パーミッシブ信号とその意</li> </ul>
16. プラントインターロック	<p>16. 1 プラントインターロック</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉、タービン、発電機間インターロック</li> </ul>
17. シビアアクシデント対応設備	<p>17. 1 PAR(目的及び設備概要例)</p> <p>17. 2 イグナイター(目的及び設備概要例)</p> <p>17. 3 CV 内再循環ユニット(目的及び設備概要例)</p> <p>17. 4 充填ポンプ・CV スプレイポンプ自冷化(目的及び設備概要例)</p> <p>17. 5 ガスタービン設備・電源車(目的及び設備概要例)</p>
研修時間	4日間

研修名	原子力エンジニアリングⅡ(P)タービン設備他
目的	本コースは、「原子力エンジニアリングⅠ」修了者が、PWR型発電設備及びBWR型発電設備に関する個別の系統・設備の概要、機能を理解、習得することを目的とする。本シラバスはそのうち、PWR型発電設備(タービン設備他)に適用するものである。
学習項目	学習内容
1. 主タービン及び主要蒸気弁	1. 1 主タービンの構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力蒸気タービンの特徴</li> <li>➤ タービンの形式構造、軸受け</li> <li>➤ シール部構造</li> </ul> 1. 2 主要蒸気弁 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 主蒸気止め弁及び蒸気加減弁構造、機能</li> <li>➤ 再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁構造、機能</li> </ul>
2. 主タービン関連系統	2. 1 グランド蒸気系 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ グランド蒸気復水器、排気ファン</li> <li>➤ シール蒸気供給方法(ハウスボイラ等)</li> </ul> 2. 2 潤滑油系 2. 3 主タービン監視計器(振動計、のび・のび差計) <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 目的、設置位置</li> </ul> 2. 4 抽気系系統概略、湿分分離加熱器及び給水加熱器 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 目的、構造</li> </ul>
3. 主復水器及び関連系統	3. 1 主復水器 3. 2 循環水系 3. 3 空気抽出器(真空ポンプ)
4. 主蒸気系統	4. 1 主蒸気隔離弁 4. 2 主蒸気安全弁・主蒸気逃し弁 4. 3 主蒸気逆止弁
5. 復水・給水系	5. 1 系統構成と機能 5. 2 主要機器(給水加熱器、脱気器、復水ポンプ、復水ブースターポンプ、主給水ポンプ、給水プースターポンプ)の構造、機能 5. 3 補助給水系統 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 系統概念</li> <li>➤ 主要機器(電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ)構造、機能</li> </ul>
6. 所内電源	6. 1 所内電源構成と機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 所内電源構成及び各種母線、電源盤、変圧器、開閉所</li> </ul>



	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 所内電源切り替え操作</li> </ul> <p>6. 2 非常用ディーゼル発電設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全体設備構成</li> <li>➤ ディーゼル機関、発電機</li> <li>➤ 関連系統(燃料油、潤滑油、冷却系統、始動空気系等)</li> <li>➤ 制御、監視、保護系</li> <li>➤ D/G オートピックアップ</li> </ul>
7. 直流電源	<p>7. 1 直流電源系統構成・機能</p> <p>7. 2 バイタル電源設備</p> <p>7. 3 計装電源設備</p>
8. 補助設備	<p>8. 1 タービン補機冷却系、海水系</p> <p>8. 2 計装用圧縮空気系、所内圧縮空気系、所内蒸気系</p> <p>8. 3 換気空調系(格納容器、原子炉、タービン、補助各建屋及び中央制御室)</p> <p>8. 4 補給水系</p>
9. プロセス放射線モニタ、エリア放射線モニタ設備	<p>9. 1 プロセス放射線モニタ(目的及び設備構成)</p> <p>9. 2 エリア放射線モニタ(目的及び設備構成)</p>
10. プラント起動停止手順	<p>10. 1 プラント起動・停止の操作の流れ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 起動・停止曲線と操作概要</li> </ul> <p>10. 2 起動時の主要操作とプラント状態変化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 各操作段階での運転操作とパラメータ変化(概念図) <ul style="list-style-type: none"> <li>● ミッドループ運転</li> <li>● 一次系水張り操作(スタティック・ダイナミックベント)</li> <li>● 昇圧(2.7MPa)及び RCP 起動</li> <li>● 加圧器気相生成</li> <li>● RHR 系隔離及び抽出ライン切替</li> <li>● 昇温・昇圧、高温停止状態到達</li> <li>● 臨界操作</li> <li>● タービン動主給水ポンプ起動</li> <li>● 給水切り替え(水張り弁→主給水バイパス制御弁)</li> <li>● タービン起動、発電機並入</li> <li>● 給水切り替え(主給水バイパス制御弁→主給水制御弁)</li> </ul> </li> </ul>
研修時間	2 日間

研修名	原子力エンジニアリングⅡ(P)安全設計・安全解析	
目的	<p>本コースでは、PWRプラントの安全設計の考え方、安全評価の手法を習得する。本講義の受講に際して、受講者は原子力エンジニアリングⅠ「安全設計の基本的考え方」の講義にて、安全設計・安全評価の基本的な考え方を十分習得していることが必要である。本講義では、その基本的考え方が、実際のPWRプラントの安全設計・安全評価にどのように具体的に展開されているかについて理解し習得する事を目的とする。</p> <p>① PWRプラントの安全設計の習得 安全上重要なシステム・機器・構築物(SSC)、運転制御方法、安全系(RPS,ECCS)</p> <p>② PWRプラントの運転特性・事故特性の習得 PWRシステムの特徴、炉心特性、炉心燃焼、制御動特性、事故特性、DNBRの考え方</p> <p>③ 規制上の要求(基準規則、指針類)の習得 設置許可基準規則、安全評価指針、有効性評価ガイド、ECCS性能評価指針、RIA指針等</p> <p>④ 安全評価の手法(事象選定、シナリオ、評価方法、解析条件、許容基準への適合性)の理解 ・運転時の異常な過渡変化 ・設計基準事故 ・重大事故に至るおそれがある事故 ・重大事故</p> <p>⑤ 解析コード等の理解(事業者解析コード、他) モデルの概要、V&amp;V試験等</p>	
学習項目	学習内容	
1. PWRプラントの安全設計について	<p>1.1 PWRの安全設計の概要 PWRプラント設備については、別講義で習得済みなので、ここでは安全設計に関するSSCを再度復習し、それが安全評価とどのようにかわってくるか理解する。</p> <p>① PWRの安全上重要なSSC(PS-1,2,3,MS-1,2,3)について 重要度分類指針と規制上の要求を理解する</p> <p>② PWRプラントの安全系について 安全保護系(RPS)、工学的安全施設(ECCS)、トリップ設定点 原子炉圧力設定点(PORV/SV,MSRV/SV)</p> <p>③ PWRプラントの制御系について 加圧器圧力制御、加圧器水位制御、給水制御、制御棒制御 ホウ素濃度制御、タービンバイパス制御</p> <p>1.2 PWRの運転特性・事故特性 通常のPWRの運転状態を把握し、過渡・事故が発生した場合に、PWRではどのような特徴を持つのか、安全確保上、何に注目しなければいけないのかを理解する。</p> <p>① 一次冷却材平均温度プログラム図の把握</p> <p>② 減速材密度、ドップラの負のフィードバック、固有の自己制御性</p>	

	<p>③ PWR プラントの過渡・事故の特徴 (過圧事象、流量喪失(PCM)、冷却材喪失、冷却材温度変化、制御棒反応度印加に関わる外乱とプラント応答)</p> <p>④ DNBR の考え方</p> <p>1.3 PWR 安全評価における規制上の要求 PWR プラントにおける運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故<sup>(*)</sup>に関して、以下を習得する。</p> <p>① 評価対象事象 ② 起因事象、事象シナリオ ③ 判断基準 ④ 評価条件(保守性のとり方、包絡性等) ⑤ これらに関する基準、指針、ガイドの習得 設置許可基準規則、安全評価指針、ECCS 性能評価指針、RIA 指針、有効性評価ガイド、その他関連指針(概要)</p> <p>(*)重大事故に至るおそれのある事故及び重大事故は「設計基準を超える事故」であり、同じ範疇で議論するのは適切ではないかもしれないが、同じ安全評価としての連続性からここに含めた。このため、許容基準(目安)への適合性、保守性のとり方、対処設備等については、設計基準事象評価とは明確に区別しておく必要がある。</p>
2.運転時の異常な過渡変化	<p>&lt;以下、PWR の代表的な事象を選定し、評価の手法について説明する。&gt;</p> <p>2.1 運転時の異常な過渡変化      &lt;国内 PWR プラントの仕様の相違の把握(AOO 関係)&gt;      ・国内 PWR プラントの安全設計に関する設計仕様の相違と特徴を把握し、個別プラント評価への反映について事前の知識を得る。      -炉心特性、装荷燃料(14x14~,17x17,MOX の有無)、熱水力特性      -システム設計の相違(2、3、4 ループ、APWR の相違等)      CR クラスタ挿入時間、過大温度ΔTトリップ設定点等</p> <p>2.2 具体的な安全評価実施例(PWR 運転時の異常な過渡変化)      運転時の異常な過渡変化の中で代表的な4事象について、安全評価の手法を習得する。(流量、圧力、インベントリ、温度の外乱等)      &lt;事象&gt;      ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き      ・原子炉冷却材流量の部分喪失(RCPトリップ)      ・2次冷却系の異常な減圧      ・負荷の喪失</p> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;      ① 起因事象(発生箇所)とプラント全体図      ② 事象進展図</p>

	<p>③ 解析条件の考え方(安全評価指針との整合性)</p> <p>④ 解析結果の把握(過渡変化図の現象、作動システムの理解)</p> <p>⑤ 許容基準への適合性(不確かさ等の確認)</p>
<p>3. 設計基準事故</p>	<p>3.1 設計基準事故</p> <p>&lt;国内 PWR プラントの仕様の相違の把握(DBA 関係)&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・国内 PWR プラントの安全設計に関する設計仕様の相違と特徴を把握し、個別プラント評価への反映について事前の知識を得る。</li> <li>-圧力容器、格納容器型式の相違</li> <li>-システム設計の相違(2,3,4 ループ PWR, APWR の相違等)</li> <li>ECCS 注入位置(DVI,上部プレナム、高/低温ループ注入)</li> <li>高圧注入再循環ブースティング等</li> </ul> <p>3.2 具体的な安全評価実施例(PWR 設計基準事故)</p> <p>設計基準事故の中で代表的な4事象について、安全評価の手法を習得する。(流量、圧力、インベントリ、反応度の外乱等)</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材喪失(LOCA)</li> <li>・主蒸気管破断事故</li> <li>・制御棒飛び出し事故</li> <li>・蒸気発生器伝熱管破損事故(SGTR)</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 起因事象(発生箇所)とプラント全体図</li> <li>② 事象進展図</li> <li>③ 解析条件の考え方(安全評価指針との整合性)</li> <li>④ 解析結果の把握(事故変化図の現象、作動システムの理解)</li> <li>⑤ 許容基準への適合性(不確かさ等の確認)</li> </ol>
<p>4. 重大事故(その1)</p>	<p>4.1 重大事故に至るおそれがある事故(炉心損傷防止対策の有効性評価)</p> <p>&lt;国内 PWR プラントにおける重要事故シーケンス及び AM 対策例(既認可プラント)を理解する&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設設備(RPV, CV 減圧、高圧代替注水、低圧代替注水、代替循環冷却設備)</li> <li>・常設設備(電動注入ポンプ、FCS)</li> <li>・ATWS 対策(AMSAC, DSS)</li> <li>・可搬機器(電動/ディーゼルポンプ、水中ポンプ、大容量ポンプ車)</li> <li>・常設代替交流電源/可搬交流電源</li> <li>・直流電源(常設/可搬)</li> </ul> <p>4.2 具体的な有効性評価実施例(重大事故に至るおそれがある事象)</p> <p>重大事故に至るおそれがある事故の中で代表的な8事象について、有効性評価の手法を習得する。</p> <p>&lt;事象&gt;</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・原子炉格納容器の除去機能喪失</li> <li>・原子炉停止機能喪失</li> <li>・格納容器バイパス</li> <li>・ECCS注水機能喪失</li> <li>・ECCS再循環機能喪失</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 起回事象(発生箇所)とプラント全体図</li> <li>② 手順書・要員訓練</li> <li>③ 事象進展図</li> <li>④ 解析条件の考え方(審査ガイドとの整合性)</li> <li>⑤ 解析結果の把握(事故変化図の現象、作動システムの理解)</li> <li>⑥ 許容基準への適合性(不確かさ等の確認)</li> </ol>
5. 重大事故(その2)	<p>5.1 重大事故(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>&lt;国内PWRプラントにおける評価事故ジーンセス及びAM対策例(既認可プラント)を理解する&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設設備(格納容器スプレイ、再循環ユニット、PAR、イグナイター等)</li> <li>・可搬機器(電動/ディーゼルポンプ、水中ポンプ、大容量ポンプ車)</li> <li>・常設代替交流電源/可搬交流電源</li> <li>・直流電源(常設/可搬)</li> </ul> <p>5.2 具体的な有効性評価実施例(重大事故)</p> <p>重大事故の中で代表的な6事象について、有効性評価の手法を習得する。</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・雰囲気圧力・温度による静的負荷</li> <li>・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</li> <li>・水素燃焼</li> <li>・格納容器直接接触</li> <li>・溶融炉心-コンクリート相互作用</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 起回事象(発生箇所)とプラント全体図</li> <li>② 手順書・要員訓練</li> <li>③ 事象進展図</li> <li>④ 解析条件の考え方(審査ガイドとの整合性)</li> <li>⑤ 解析結果の把握(事故変化図の現象、作動システムの理解)</li> <li>⑥ 許容基準への適合性(不確かさ等の確認)</li> </ol>
研修時間	2日間

研修名	原子力エンジニアリングⅡ(P)燃料及び炉心	
目的	<p>本コースは、「原子力エンジニアリングⅠ」修了者が、原子炉運転トレーニング研修の受講の前に、PWRの燃料及び炉心に関する設計の考え方及び炉心の諸特性について以下を理解、習得することを目的とする。</p> <p>① 燃料及び燃料集合体の構造、炉心内での燃焼による照射効果等を考慮し、燃料の健全性を確保するために必要な評価項目及び解析手法等について理解する。</p> <p>② 核設計における原子炉の安全上の見地と原子炉運転上の見地から考慮すべき評価項目及び核的性能について理解する。</p> <p>③ 熱水力設計における原子炉の安全上の見地と原子炉運転上の見地から考慮すべき評価項目、熱水力上の燃料の許容設計限界、熱的制限値及び熱水力特性について理解する。</p> <p>④ 通常運転時における制御棒操作、負荷の変動等に起因する反応度の外乱に対する自己制御性、安定性について理解する。</p>	
学習項目	学習内容	
1. 燃料機械設計 (0.5日)	<p>1.1 設計方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保する設計とする。</li> </ul> <p>1.2 PWR燃料の特徴と変遷</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ PWR燃料の開発経緯及び変遷</li> </ul> <p>1.3 燃料棒と燃料集合体の構造</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 焼結ペレットを充填した燃料被覆管で構成された燃料棒の構造及び仕様</li> <li>➤ 燃料棒を格子状に束ねた燃料集合体の構造及び仕様</li> </ul> <p>1.4 機械設計</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 構成材料</li> <li>➤ 照射効果</li> <li>➤ 燃料棒中心最高温度</li> <li>➤ 燃料棒内圧</li> <li>➤ 被覆管の応力、被覆管の歪</li> <li>➤ 疲労サイクル</li> <li>➤ 燃料集合体の健全性等</li> <li>➤ その他</li> </ul> <p>1.5 燃料の製造及び検査</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料集合体の製造工程及び品質管理</li> </ul> <p>1.6 燃料の使用実績</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 開発試験燃料</li> <li>➤ 発電用原子炉燃料</li> </ul>	
2. 核設計 (0.5日)	<p>2.1 設計方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉安全上の見地及び運転上の見地から、出力制御特性、原子炉の運転性能等を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>2.2 解析方法</p>	

	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 少数群定数計算</li> <li>➤ 炉心核計算</li> </ul> <p>2.3 核特性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 反応度制御(制御棒クラスタ、ほうそ濃度調整)</li> <li>➤ 反応度係数</li> <li>➤ 出力分布(熱水路係数)</li> <li>➤ 燃料濃縮度及び燃料取替(燃焼度)</li> <li>➤ 安定性(キセノンによる影響)</li> <li>➤ その他</li> </ul>
<p>3. 熱水力設計 (0.5日)</p>	<p>3.1 設計方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉安全上の見地及び運転上の見地から、原子炉の熱水力設計上の過渡特性、原子炉の運転特性を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>3.2 解析方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心熱水力解析</li> <li>➤ 燃料温度解析</li> </ul> <p>3.3 熱水力特性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 最小 DNBR</li> <li>➤ 最大線出力密度(燃料温度含む)</li> <li>➤ 炉心圧力損失</li> <li>➤ 過渡状態に対する余裕(許容設計限界値)</li> <li>➤ 通常運転時特性</li> <li>➤ その他</li> </ul>
<p>4. 動特性 (0.5日)</p>	<p>4.1 設計方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心及びそれに関連する系統は、通常運転時に燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を有し、適切な範囲内に制御される設計方針を満足するようにする。</li> </ul> <p>4.2 解析方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ プラント動特性模擬計算</li> </ul> <p>4.3 過渡応答結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ±10%ステップ状負荷変化</li> <li>➤ ±5%/min のランプ状負荷変化</li> <li>➤ 急激な負荷減少</li> </ul>
<p>研修時間</p>	<p>2日間</p>

(別紙2)

令和 年 月 日

原子力規制委員会原子力安全人材育成センター  
原子炉技術研修課長 殿

株式会社〇〇〇〇  
代表取締役社長 〇〇 〇〇

令和6年度原子力エンジニアリングⅡ(P)における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務で実施した情報セキュリティ対策について

令和6年度原子力エンジニアリングⅡ(P)における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全解析、燃料及び炉心に関する研修の実施業務で実施した情報セキュリティ対策を下記のとおり報告します。

#### 記

情報セキュリティ対策の実施内容

- (1) 体制  
情報セキュリティ対策書により示した体制で、対策を実施した。
  - (2) 取り扱う原子力規制庁の情報の秘密保持等  
情報セキュリティ対策書に従い、以下の各対策を実施した。
- ※以下の各項目についても個別対策について実施報告を記述願います。
- (3) 情報セキュリティが侵害された場合の対処
  - (4) 情報セキュリティ対策の履行状況の確認
  - (5) 情報セキュリティ対策の履行が不十分であると思われる場合の対処



