

令和2年度原子力エンジニアリング I（B P 共通）原子炉物理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方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2年度原子力エンジニアリング I（B P 共通）原子炉物理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方の受託者選定に当たって、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、当該業務の受託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、BWR 及び PWR に共通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2年度原子力エンジニアリング I（B P 共通）原子炉物理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方 仕様書」による

1. 3 事業期間

契約締結日～令和3年3月19日まで

2. 登録内容

- (1) 事業者名
- (2) 連絡先（住所、TEL、FAX、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。
- ・提供された情報は庁内で閲覧しますが、登録者に断りなく庁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

【FAX】 03-6277-7194

【E-mail】 osamu_chihara@nsr.go.jp

(登録例)

令和2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2年度原子力エンジニアリングⅠ（BP共通）原子炉物
理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安
全設計の基本的考え方

令和2年〇月〇日付、標記実施要領に従い、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 ○○
 - F A X ○○
 - Mail ○○
 - 担当者名 ○○

仕様書

1. 件名

令和2年度原子力エンジニアリングⅠ（BP共通）原子炉物理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方

2. 目的

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、**BWR** 及び **PWR** に共通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。

3. 実施内容

実施内容の詳細仕様は以下のとおり。

(1) 実施工程案

本業務の実施工程案を下表に示す。

(これに変更又は追加が生ずる場合は別途協議の上、決めるものとする。)

項目	令和2年						令和3年		
	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
●計画書及び教材等の準備	←→								
●研修の実施		←→							
●業務完了報告書作成		第Ⅰ期 9/7~9/28			第Ⅱ期 11/30~12/17				↔

(2) 準備する研修教材及び研修実施科目

- 1) 原子炉物理
- 2) 熱流動
- 3) 水化学
- 4) 機械・電気設備
- 5) 計測制御の基礎
- 6) 安全設計の基本的考え方

(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) 実施回数及び日数、最大受講人数

下表のとおり。

研修科目名	実施回数	実施日数	最大受講人数
原子炉物理	2回	各回最大2日間	各回30名
熱流動	2回	各回最大2日間	各回30名
水化学	2回	各回最大1日間	各回30名
機械・電気設備	2回	各回最大2日間	各回30名
計測制御の基礎	2回	各回最大1日間	各回30名
安全設計の基本的考え方	2回	各回最大2日間	各回30名

※なお、各回とも人数減による金額の変更なし。但し、最大人数を超える場合は別途協議する。

※また、研修実施時間については、基本的に通常業務時間内（9:00～17:00）で実施し、時間に変更等が生じる場合には、原子力安全人材育成センター（以下「センター」という）。実施担当と調整を行うものとする。

(5) 研修実施期間

第1期 9/7~9/28、第2期 11/30~12/17

(6) 研修講師等

有効な研修実施のため、研修教材を準備する者及び研修を実施する講師は、担当する研修科目に対して、十分な知識及び研修講師実績を有している者とする。

3. 1 計画書及び教材等の準備

(1) 計画書の作成

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、下請届（下請けを行わない場合は不要）を準備し、センターに承認を得ること。

受注者は、各研修科目について、研修カリキュラムの準備及び教材シナリオの準備を行う。

各研修科目の研修カリキュラム及び教材シナリオ（目次、内容の概要）の準備については、「別紙1 各研修科目のシラバス（案）」を参考にして作成すること（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。）。

また、「別紙1 各研修科目のシラバス（案）」を基にセンター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及び教材等について十分検討した上で作業し、センターの承認を得ること。

また、カリキュラムの作成にあたっては研修最終日の理解度テストの実施と、質疑応答の時間も含めたスケジュールとすること。

(2) 研修教材等の準備

別紙のカリキュラムに基づき、受講者の研修教材（PowerPoint形式の講義用資料とWord形式の自学習用テキスト）を準備すること。

① 全体の構成

教材は、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、準備した教材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。

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各系統・設備毎に記載すること。

③ 教材作成の注意点

教材の作成にあたっては、以下に示す点に注意すること。

- ・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、単位や公式の一覧等の参考資料を研修教材（PPT形式と補足資料としてWord形式）に盛り込むこと。

- ・研修当日に使用する教材について、センターが指定する日までにセンターの承認を得ること。教材に対するセンターからのレビューがあった場合は、当該レビューを受け入れ、適宜修正を行うこと。

- ・各研修科目において、内容がBWRとPWRで異なる場合には、両方の内容を含めること。

(3) 理解度テスト問題及び解答の準備

各研修科目の講義終了後に、受講者の講義内容の理解度を確認するために必要な「理解度テスト」を実施するための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

試験は「筆記試験」とし、講義用資料の中から出題すること。

② 理解度テスト問題作成にあたっての注意点

- ・本テストは、選別のためのものではなく、研修のポイントを受講者が確認できるとともに受講者の理解度を確認するものであることに配慮すること。
- ・理解度テスト実施中の受講者の教材等の資料閲覧は認めていない。
- ・問題は、選択穴埋め型式又は○×型式とすること。○×形式の場合は各設問に○×を付けるようにすること。
- ・各設問に点数の配分を記載すること。
- ・受講者氏名記入欄スペースを設けること。
- ・100点満点とし、70点以上を合格とする
- ・研修当日に使用する理解度テストについて、センターが指定する日までにセンターの承認を得ること。理解度テストに対するセンターからのレビューがあった場合は、当該レビューを受け入れ、適宜修正を行うこと。

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。

3. 2 研修の実施

(1) 研修教材と理解度テストの送付

受注者は、準備した研修教材と理解度テストについて、原則として研修実施の1週間前までにセンター実施担当に電子データで提出すること。

(2) 講義の実施

受注者は、作成した計画書及び研修カリキュラムに沿って、講義を実施すること。

講師は、講義に入る前に受講者に対し、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、ポイントとなる事項について振り返りを行うこと。また、講義毎の質疑応答の時間を設け、時間内に研修を終了すること。時間配分については、講義後に実施予定の理解度テストを含めて、時間内に終了するように調整すること。

(3) 理解度テストに対するQA対応

受注者は、理解度テストについてセンターから問合せがあった場合は、問合せを受け入れ、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、下記7.(1)の提出図書番号1.～8.及び研修実施記録をまとめ、研修実施内容の完了報告書を作成し、業務完了報告書としてセンタ

ーに提出すること。

4. 研修実施場所

原子力安全研修所（茨城県ひたちなか市新光町552番47）

5. 実施期間

契約締結日から令和3年3月19日まで

6. 実施責任者及び実施体制

受注者は、実施責任者及び品質管理体制を明示した実施体制表を提出すること。

あらかじめ下請負者が決まっている場合は、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。

実施責任者は本作業の遂行にあたり十分な実務能力及びマネジメント能力を有し、本作業を統括する立場にある者とする。

実施体制には必ず本件に精通した経験豊富なスタッフを含めること。また、2人以上の直接の担当者を定め、一方が出張などの時にも支障なく業務が遂行できるようにすること。

7. 提出書類及び納入品目

(1) 提出書類

受注者がセンターの承認を受けるため、又はセンターに報告するために提出する書類、提出部数、提出期日は、次のとおりとする。

	提出書類	提出部数	提出期日	備考
1	実施計画書(実施体制、工程を含む)	1	契約締結後、1週間以内	
2	品質計画書	1	契約締結後、1週間以内	
3	下請負届	1	契約締結後、1週間以内	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	契約締結後、1週間以内	
5	打ち合わせの議事録	1	打合せ後、1週間以内	
6	研修カリキュラム及び研修教材シナリオ	1	契約締結後、1ヶ月以内 目途	
7	研修教材(印刷物及び電子情報媒体)	1	最終確定版を契約期間最終日迄	
8	理解度テスト問題及び解答(印刷物及び電子情報媒体)	1	最終確定版を契約期間最終日迄	
9	業務完了報告書	1	契約期間最終日迄	
10	令和2年度原子力エンジニアリングI(BP共通) 原子炉物理、熱流動、水化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方で実施した情報セキュリティ対策について	1	契約期間最終日迄	様式は別紙2のとおり

注1)年度初、年度末、連休、年末年始の提出日・提出方法については、センター実施担当と協議すること。

注2)提出書類の全てについて、契約締結後、1週間以内等、事前に提出したものを含め、センターの検収作業用として印刷した紙媒体をキングファイルに一式纏めて提出すること。

注3)電子情報媒体については、1ファイルあたり10MBを上限とすること。1ファイルあたりの合計容量が10MBを超える場合は分割すること。

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やエクセル及び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

(a) 納入品目：(1) に定める提出書類

(b) 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

品質計画書には最小限、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、本業務の開始時に、本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センターに書面で提出すること。

(2) 受注者は、センター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じること。

また、本業務において受注者が作成する情報については、センターからの指示に応じて適切に取り扱うこと。

(3) 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本業務に係る情報セキュリティ事故が発生したときは、必要に応じてセンター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。

(4) 受注者は、センター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、本業務において受注者が作成した情報についても、センターからの指示に応じて適切に廃棄すること。

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

(参考) 原子力規制委員会情報セキュリティポリシー

<https://www.nsr.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.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。

1 1. 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、センターと速やかに協議し、その指示に従うこと。
- (2) 受注者は、センター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、センターに確認の上、その指示に従うこと。
- (4) 常に、センターとの緊密な連絡・協力関係の保持及び十分な支援を提供すること。
- (5) 本調達において納品される成果物の著作権は、検収合格が完了した時点で、原子力規制委員会に移転する。受注者は、成果物の作成に当たり、第三者の工業所有権又はノウハウを実施・使用するときは、その実施・使用に対する一切の責任を負う。
- (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。

(以上)

研修名	原子力エンジニアリング I (原子炉物理)
目的	<p>本コースでは、基本原子力検査資格等取得候補者を対象に、シミュレータ研修の受講の前に、原子力エンジニアリングの基本事項を習得することにある。</p> <p>原子力分野の共通言語である「臨界現象」等に係る知識を身につけるため、以下の観点から原子炉物理(静特性/動特性)を理解することを目的とする。</p> <p>① 中性子と原子核との核反応の基本(反応断面積、連鎖反応、増倍率、反応度等)を理解すること。</p> <p>② ペリオドやダブリングタイムの意味を理解すること。</p> <p>③ 原子炉固有の安全性、反応度フィードバック、制御棒価値を理解すること。</p> <p>④ 核分裂生成毒物、可燃性毒物及び停止余裕を理解すること。</p> <p>未臨界から臨界到達における中性子束変化のイメージをつかむこと。</p>
学習項目	学習内容
1. 原子核物理の基礎	<p>1.1 原子と原子核</p> <p>1.2 放射能</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 放射性崩壊の種類や崩壊図の読み方、放射性崩壊の法則(崩壊定数や半減期等) <p>1.3 中性子と原子核の反応</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 中性子と原子核の反応の種類を(散乱反応では弾性散乱又は非弾性散乱、吸収反応では核分裂、捕獲、(n, p)反応、(n, α)反応等) <p>1.4 原子核とエネルギーの関係</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 質量欠損の意味や核分裂エネルギーの計算例等 ➢ 核分裂で発生する中性子のエネルギー分布等 <p>1.5 核分裂</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 核分裂のイメージ図や核分裂収率 ➢ 即発中性子と遅発中性子の解説を含む <p>1.6 崩壊熱</p> <p style="padding-left: 20px;">原子炉運転停止後、どの程度の期間でどの程度の崩壊熱をなるか</p>
2. 中性子挙動と核分裂プロセス	<p>2.1 核分裂の連鎖反応</p> <p>2.2 無限増倍率(四因子)(連鎖反応のプロセスから説明し、式との対応を説明すること)</p> <p>2.3 実行増倍率(六因子)(連鎖反応のプロセスから説明し、式との対応を説明すること)</p> <p>2.4 原子炉内の中性子バランス</p> <p>2.5 中性子拡散挙動</p>
3. 原子炉動特性	<p>3.1 遅発中性子の効果</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 遅発中性子が存在しないと仮定した場合と存在する場合の中性子数時間変化を例にとり、遅発中性子の効果の解説を含めること。

	<p>3.2 原子炉周期</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ ペリオド、ダブリングタイムの解説を含めること。 <p>3.3 中性子束・原子炉周期の計測</p> <p>3.4 動特性方程式</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 詳細ではなく、中性子数の時間変化を表す方程式が存在し、それぞれの項の意味等を把握できる程度に留めること。(詳細にする場合は、参考資料とすること。) <p>3.5 ドル反応度</p> <p>3.6 即発跳躍と即発臨界</p>
4. 反応度制御	<p>4.1 反応度出力係数と反応度フィードバック</p> <p>4.2 減速材温度係数</p> <p>4.3 ボイド係数</p> <p>4.4 ドップラー係数</p> <p>4.5 原子炉固有の安全性</p>
5. 核分裂生成物	<p>5.1 核分裂生成毒物の毒作用</p> <p>5.2 Xe-135 の濃度変化</p> <p>5.3 Sm-149 の濃度変化</p> <p>5.4 Xe-135 と Sm-149 の毒作用の大きさ</p>
6. 燃料の燃焼と可燃性毒物	<p>6.1 燃焼に伴う反応度変化</p> <p>6.2 プルトニウムの生成と燃焼</p>
7. 反応度制御	<p>7.1 反応度制御方法</p> <p>7.2 制御棒</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ BWR の制御棒 ➤ PWR の制御棒 ➤ 制御棒価値 <p>7.3 可燃性毒物</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 燃焼に伴う反応度調整 ➤ 可燃性毒物と出力分布の平坦化 <p>7.4 燃焼に伴う反応度調整</p>
8. 未臨界から臨界到達における原子炉運転	<p>8.1 臨界近接時の中性子束の変化</p> <p>8.2 臨界時の中性子束の変化</p> <p>8.3 臨界判定時の中性子束の変化</p>
研修時間	2日間

研修名	原子力エンジニアリング I (熱流動)	
目的	<p>本コースでは、基本原子力検査資格等取得候補者を対象に、炉型毎の原子力エンジニアリング II 研修の受講の前に、炉型共通の原子力エンジニアリングの基本事項を習得することにある。</p> <p>熱流動について、以下について理解することを目的とする。</p> <p>① 熱力学の第一法則及び第二法則や熱力学的サイクルの基礎を理解し、それらとプラントシステムとの関係を理解すること。</p> <p>② 伝熱の三形態(熱伝導、熱伝達、熱放射)のメカニズムや違いを理解すること。</p> <p>③ 沸騰熱伝達を理解すること。</p>	
学習項目	学習内容	
1. 熱力学プロセス	<p>1.1 熱力学的プロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 水の状態、相変化の説明を含め、熱力学的プロセス <p>1.2 熱力学の第一法則</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ エンタルピーの定義やエンタルピーを利用した簡単な計算例を含む ➤ 熱力学の第一法則を適用した原子炉のエネルギーバランス例 <p>1.3 熱力学の第二法則</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 熱力学の第二法則と、プラントシステム内の熱移動「原子炉⇒タービン/発電機⇒熱を海へ放出」との関係 ➤ 可逆、不可逆課程の意味 ➤ エントロピーの定義やエントロピー変化量の簡単な計算例を含む 	
2. 蒸気	<p>2.1 気体と蒸気</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 蒸気表の見方を含む <p>2.2 物質の相変化と状態線図</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ T, v (比容積), p の三次元図を p-T 面に投影した図を用いて、相変化の意味 ➤ P-v 線図の見方を説明すること。その際、水の沸騰時の温度と圧力の関係や、湿り度、クオリティ、サブクール状態や過熱度等の意味 <p>2.3 蒸気線図</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ T-s (比エントロピー) 線図、h (比エンタルピー)-s 線図の見方 	
3. 熱力学的サイクル	<p>3.1 熱力学的サイクル</p> <p>3.2 カルノーサイクル</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ プロセス毎の説明や、系がした正味仕事、効率等 <p>3.3 ランキンサイクル</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ プロセス毎の説明や、系がした正味仕事、効率等 ➤ カルノーサイクルとランキンサイクルの違い 	

4. プラントシステムへの適用	4. プラントシステムへの適用 上記をプラントシステムに適用した場合の例(原子炉の熱バランス、炉心熱出力計算、発生蒸気量の計算等)
5. 伝熱工学	5.1 伝熱の基礎 ➤ 伝熱の三形態の概要、比熱及び熱容量の説明を含む 5.2 熱伝導 ➤ 熱伝導のメカニズム、熱流束、熱伝導率 ➤ 熱伝導に影響を及ぼす要因 5.3 熱伝達 ➤ 熱伝達のメカニズム、熱伝達率 ➤ 熱伝達に影響を及ぼす要因(対流(自然対流と強制対流)、流速等) 5.4 熱放射 ➤ 熱放射のメカニズム 5.5 プラントにおける伝熱の例 ➤ プラントにおける伝熱の例(燃料棒から冷却材への伝熱及び伝導、熱交換器での熱交換、復水器における熱交換等)
6. 炉心熱出力	6.1 沸騰熱伝達 ➤ 自然対流、核沸騰、遷移沸騰域、膜沸騰域、バーンアウト点 ➤ PWR の運転領域、BWR の運転領域(BWR での燃料集合体の下部から上部に向けての沸騰状態の説明を含む) 6.2 二相流 ➤ クオリティやボイド率の説明を含む ➤ 沸騰がもたらす影響を示すこと。(炉心での圧力損失の増加等) 6.3 炉心熱水力安定性 ➤ 不安定現象のメカニズム(蒸気砲と水の二相流の場合)
研修時間	2 日間

研修名	原子力エンジニアリング I (水化学)	
目的	本コースは、原子力発電所における水化学について目的、管理方法、トラブル事例を理解する。	
	学習項目	学習内容
	1. 水化学管理の役割	<p>1. 1 水化学管理の目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 水質管理の指標及びその指標が材料及び燃料健全性並びに被ばく低減等、水化学管理の目的 ➤ 以後の教材内容で扱われる専門用語等を説明すること。
	2. 水化学管理方法	<p>2. 1 BWR、PWR プラント(1次系及び2次系)の水化学管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 1.1 を踏まえ、水質管理の指標を示すこと。また、その指標が材料及び燃料健全性並びに被ばく低減等、水化学管理の目的に対してどのような影響があるかまとめること。 <p>2. 2 BWR、PWR の運転状態に応じた水化学管理方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 起動時／停止時／停止期間中等のプラント状態に応じた水化学管理手法を説明すること。
	3. 水化学管理に係るトラブル対応	<p>3. 1 燃料集合体からの放射性物質の漏えいに対する対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 検知方法、対応方法(シッピング検査等)を含めること。 <p>3. 2 格納容器内漏えいに対する対応</p>
研修時間	1日	

研修名	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 機械・電気設備	
目的	<p>本コースでは、原子力エンジニアリング II 研修の受講の前に、炉型共通の原子力エンジニアリングの基本事項を習得することにある。</p> <p>原子力プラント内で様々な箇所で使用されているポンプ、弁、熱交換器、タービン、電動機、発電機の基礎について、以下を理解することを目的とする。</p> <p>① ポンプについて、関連する専門用語の意味を理解するとともに、ポンプの種類や構造、更には流体力学の基本を理解する。</p> <p>② 弁及び熱交換器について、種類、構造及び特徴について理解する。</p> <p>③ タービン、発電機、電動機について原理、構造及び特徴について理解する。</p> <p>④ 電源盤(遮断器、保護継電器を含む)について、種類、構造、特徴を理解する。</p>	
学習項目	学習内容	
1. ポンプ	<p>1.1 ポンプの役割</p> <p>1.2 ポンプの特性</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 「水頭」、「揚程」、「NPSH」、「Q-H 曲線」、「キャビテーション」、「ウォーターハンマー」等、ポンプを学習するにあたって頻出する専門用語等 <p>1.3 ポンプの種類</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 少なくとも、遠心ポンプ(渦巻ポンプ、タービンポンプ)、プロペラポンプ(軸流ポンプ、斜流ポンプ)、往復動ポンプ(ピストンポンプ、プランジャポンプ)、回転ポンプ(歯車ポンプ、ねじポンプ)、ジェットポンプ ➢ 原理、特徴及び基本構造 ➢ BWR及びPWRの主要なポンプの種類、P&ID 上の記号 <p>1.4 水のエネルギー</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 定常流の場合の流体のエネルギーの法則としてのベルヌーイの定理 <p>1.5 圧力損失の発生</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 管内流れによる圧力損失の要因 ➢ 摩擦損失における単相の場合の配管径及び長さ、流速等との関係 <p>1.6 圧力損失と系統</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 抵抗曲線と運転点 ➢ 弁の開閉、ポンプの回転数、ポンプ2台運転(並列及び直列)の場合の運転特性 <p>二相の場合の圧力損失</p>	
2. 弁	<p>2.1 弁の基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 弁の使用目的や基本的な弁の構造 <p>2.2 弁の種類</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 仕切弁、玉形弁、バタフライ弁、逆止弁、逃がし弁/安全弁及び P&ID 上の記号 ➢ 原理、特徴(用途)及び基本構造 <p>逃がし弁と安全弁の違い</p>	

	<p>2.3 弁の駆動方式</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 機械式、電気式(電動、電磁)、空圧式、油圧式について作動原理や特徴、P&ID上の記号 <p>2.4 弁の使用例</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ BWR及びPWRの系統における使用例
3. 熱交換器	<p>3.1 熱交換器の基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 熱交換器の使用目的や基本的な構造 <p>3.2 熱交換器の種類</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 向流型、並流型、直行型について流れ方向等と特徴(熱交換量等) ➤ 管束形状、管側及び胴側のパス数、邪魔板の種類 <p>3.3 熱交換器の使用例</p> <p>BWR及びPWRの系統において、使用例</p>
4. 計装配管線図	<p>4.1 計装配管線図の見方</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 機器、計装機器、電気信号、配管に係る情報(サイズ、材質等) ➤ 図面の基本的な見方
5. タービン、発電機	<p>5.1 タービンの基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ タービンの原理、種類、基本的な構造 <p>5.2 発電機の基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 発電機の原理、種類、基本的な構造
6. 電源盤	<p>6.1 電源盤の種類</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ M/C、P/C、MCCの用途、構造、遮断器の種類 <p>6.2 保護継電器</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 主要な保護継電器の種類と機能 ➤ 制御機器番号(JEM1090)基本器具番号 <p>6.3 電気系統</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ リレー、遮断機 ➤ 単線結線図、所内電源構成
研修時間	1. 5日間

研修名	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 計測制御の基礎
目的	<p>本コースでは、シミュレータ研修の受講の前に、原子力エンジニアリングの基本事項を習得することにある。</p> <p>原子炉設備として原子炉の計測制御及びそれを行うために必要な核計装、プロセス計装について、以下を理解することを目的とする。</p> <p>自動制御及びそれを行うために必要な核計装、プロセス計装について、関連する専門用語の意味を理解するとともに、その種類や構造、特徴について理解する。</p>
学習項目	学習内容
1. 核計装	<p>1.1 核計装の基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 目的や検出器の種類、それぞれの検出器の機能の概要、測定範囲 <p>1.2 測定原理</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 中性子計測の基本である核分裂電離箱の測定原理 <p>1.3 校正方法</p> <p>1.4 核計装の使用例</p> <p style="padding-left: 40px;">BWR 及び PWR における核計装の設置箇所及び位置、電源</p>
2. プロセス計装	<p>2.1 プロセス計装の基本</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 監視するパラメータ ➤ P&ID の記号 <p>2.2 測定原理</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 温度、圧力、流量、水位等の主要なパラメータの測定原理 <p>2.3 校正方法</p> <p>2.4 プロセス計装の使用例</p> <p style="padding-left: 40px;">BWR 及び PWR においてプロセス計装の使用例</p>
3. 自動制御 (図面の見方)	<p>3.1 制御に係る記号の基礎</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ ロジック記号 (AND・OR タイマー等) 各種トリップ理論 ➤ 展開接続図 (ECWD) 記載の情報
研修時間	1 日間

研修名	原子力エンジニアリング I (BP 共通)安全設計の基本的考え方	
目的	<p>本コースでは、シミュレータ研修の受講の前に、原子力エンジニアリングの基本事項を習得することにある。</p> <p>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に関する知識を身につけるため、安全設計・安全評価の基本的考え方について以下を理解することを目的とする。</p> <p>① 安全とは何か？どのように確保されるか？どのように定量化されるか？安全余裕の考え方について、等を理解する。</p> <p>② 安全設計の基本的な考え方として、深層防護の考え方及び具体的な防護策を理解する。</p> <p>③ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価について、想定すべき事象の概要、評価方法及び判断基準を理解する。</p> <p>④ 重大事故に至る恐れがある事故及び重大事故の有効性評価について、想定すべき事象の概要、評価方法及び有効性判断の要件を理解する。特に、格納容器機能喪失に係る物理化学現象については、個別現象毎にそのメカニズムを理解し、評価方法及び判断の要件との関係を理解する。</p>	
学習項目	学習内容	
1. 安全確保の基本的考え方	<p>1.1 安全とは？リスクとは？</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全確保の方策について(何を、どのように守るか？) ・リスクとは何か？定量化方法は？(リスクとハザード) ・安全余裕の考え方？(破損限界、許容基準、運転制限値、不確かさを含む運転状態との関係) (IAEA-TECDOC-1332,SMAP 報告書) <p>1.2 原子力施設の安全確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基本的安全目標とは？(IAEA SF-1) ・基本的安全機能(止める、冷やす、閉じ込める) ・安全確保の方法(離隔/多重障壁、フロント系/サポート系設備) <p>1.3 安全解析と安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・決定論的安全評価と確率論的リスク評価の比較、適用分野 <p>1.3.1 決定論的安全評価(設置許可申請書添付)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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(新たな規制要求) <p>1.3.2 決定論的安全評価の評価手法と判断基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則、安全評価指針、有効性ガイドの要求事項と具体的な評価手法について習得する。 <p>事象想定 of 考え方、保守性・包絡性、判断基準の理解、それへ</p>	

	<p>の適合性等について習得する。</p> <p>1.3.3 確率論的リスク評価 <別シラバスがある為、概要のみ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・確率論的リスク評価の概要 (PRA Level-1,2,3) ・安全評価・規制への適用分野 <ul style="list-style-type: none"> -決定論的安全評価との補完関係 -有効性評価事故シーケンスの抽出 -検査、重要度の分類への適用 <p>1.4 深層防護の考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・前段否定、後段否定(各層の独立性)とは? ・深層防護と多重防護との関係(多重性、多様性、独立性とは?) ・プラント状態の定義とシビアアクシデント(DEC) ・深層防護の各層と判断基準 ・深層防護の例 (IAEA、NRC、WENRA 等) <p>1.5 福島第一原子力発電所事故の反省と教訓</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故の概要 ・各種報告書での指摘・教訓 ・新規制基準の導入と SA 対応の強化 ・安全目標、INES、事故比較、安全文化の重要性
<p>2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p>	<p>2.1 重要度分類の考え方</p> <p>安全上重要な機器 (SSC) と安全評価の関係 (PS-1,2,3、MS-1,2,3)</p> <p>多重化の要求</p> <p>2.2 事象選定の考え方</p> <p>プラントへの外乱と事象選定の考え方</p> <p>2.3 安全評価の方法・考え方</p> <p>安全評価指針の要求</p> <p>解析条件の設定、パラメータの保守性・包絡性</p> <p>機能別単一故障の想定</p> <p>2.4 対象事象(運転時の異常な過渡変化、設計基準事故)</p> <p>安全評価指針の要求</p> <p>評価対象事象 (BWR,PWR) : シナリオの概要</p> <p>注目パラメータ、許容基準</p> <p>2.5 具体的な安全評価例</p> <p><詳細は個別 P,B の講義で行うので紹介のみ></p> <p>運転時の異常な過渡変化/設計基準事故、BWR/PWR</p> <p>2.6 解析コード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・申請者解析コードの概要 (BWR、PWR)^(注) <ul style="list-style-type: none"> (BWR) SAFER, CHASTE, REDY, SCAT, APEX 等 (PWR) MCOBRA/RELAP5-GOTHIC, SPARKLE 等 ・NRA での安全解析コード(参考)

	RELAP5/mod3.3、TRACE/PARCS 等
3. 重大事故	<p>3.1 重大事故に至るおそれのある事故(炉心損傷防止)</p> <p>3.1.1 評価シナリオ、具体的シーケンス抽出法</p> <p>3.1.2 重大事故対処設備概要 減圧、冷却等の基本的対応と設備について</p> <p>3.1.3 解析の考え方と不確かさの取扱い 解析条件設定の考え方、不確かさ影響評価等</p> <p>3.1.4 具体的評価例(対象事象等) 対象事象、シナリオ概略<個別 B,P で行うので概要のみ></p> <p>3.1.5 解析コードについて <DBA コードとの相違のみ> (BWR) SAFER, CHAST 等</p> <p>3.2 重大事故(格納容器機能喪失防止)</p> <p>3.2.1 評価シナリオ、具体的シーケンス抽出法</p> <p>3.2.2 炉心損傷後発生 of 物理化学現象(格納容器内外)、実験的知見</p> <p>3.2.2.1 原子炉圧力容器内損傷過程</p> <p>(1) 炉心損傷初期過程 共晶等の物質相互作用、キャンドリング</p> <p>(2) 炉心損傷後期過程 クラスト形成、溶融プール形成、溶融プールの崩壊</p> <p>(3) 下部支持構造の破損(含む:溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p>(4) 下部ヘッドデブリ冷却(物質相互作用、成層化、発熱分布等)</p> <p>(5) 圧力容器貫通(含む:IVMR)</p> <p>3.2.2.2 初期格納容器機能喪失過程</p> <p>(1) 圧力容器からの溶融炉心流出 低圧流出、高圧流出 事前注水の場合はプール中のブレークアップと蒸気発生</p> <p>(2) キャビティ内での溶融炉心振る舞い ドライ及びウェットにおけるデブリベッド形成過程</p> <p>(3) 格納容器内過温・過圧 CV 強度、フランジシール、電気ペネトレーション密封性能</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>(5) 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(6) 溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.2.2.3 後期格納容器機能喪失過程</p> <p>(1) キャビティ内での溶融炉心振る舞い ドライ及びウェットにおけるデブリベッド形成過程</p> <p>(2) メルトスプレッド</p> <p>(3) 溶融炉心-コンクリート相互作用</p>

	<p>3.2.2.4 放射性物質の発生の移行</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 放射性物質の生成とインベントリ 生成過程、核種の安定度、主要核種の特定、重要な化学プロセス (2) 原子炉圧力容器内への放射性物質の放出 燃料棒からの放出過程 (3) 原子炉冷却系における放射性物質の移行 (4) 格納容器パイパス (5) 格納容器内における放射性物質移行 (6) フィルターベントシステム 核種フィルタータイプ、除去原理 <p>3.2.2.5 アクシデントマネジメントの具体例</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 重大事故対処設備 (2) 国内炉具体的解析例 格納容器損傷モードごとにプラント挙動を紹介し、AM 有無による相違を紹介する。 (3) 海外炉具体例 IVMR、コアキャッチャ等について紹介 <p>3.2.3 解析コードについて</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 総合 SA 解析コード MAAP の概要 (2) 個別現象解析コード GOTHIC 等
研修時間	2日間

(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 印

令和 2 年度原子力エンジニアリング I (B P 共通) 原子炉物理、熱流動、水
化学、機械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方
で実施した情報セキュリティ対策について

令和 2 年度原子力エンジニアリング I (B P 共通) 原子炉物理、熱流動、水化学、機
械・電気設備、計測制御の基礎、安全設計の基本的考え方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は個別対策を行った場合に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