令和８年度原子力エンジニアリングⅡ（Ｂ）における原子炉設備、
タービン設備他、安全設計・安全評価、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の実施要領

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８年度原子力エンジニアリングⅡ（Ｂ）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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、以下の通り調査を行います。

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ための一般競争入札（最低価格落札方式）を実施することになった場合、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 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８年度原子力エンジニアリングⅡ（Ｂ）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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　業務実施期間

契約締結日から令和９年３月１２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
【E-mail】chihara_osamu_k66@nra.go.jp

（登録例）

令和８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

令和８年度原子力エンジニアリングⅡ（B）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、燃料及び炉心に関する研修の実施業務

令和８年○月○日付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　○○

別　添

仕様書（案）

１．件名

令和８年度原子力エンジニアリングⅡ（Ｂ）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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BWR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。

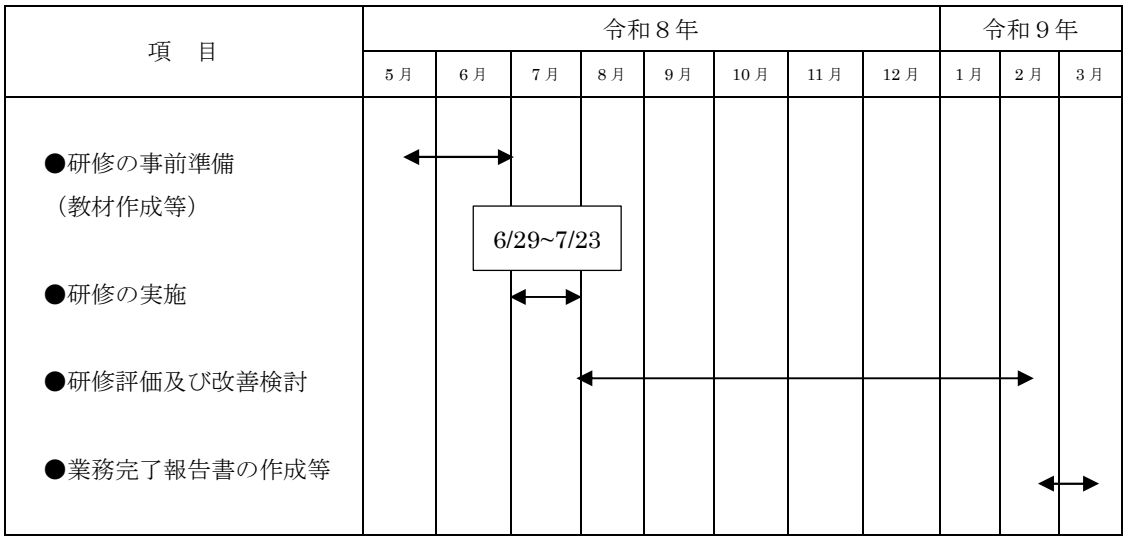
３．実施内容

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。



（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	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・安全評価	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８年６月２９日～７月２３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こと。

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）を準備し、発注者に承認を得ること。

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こと。

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し、発注者に承認を得ること。

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ことに配慮すること。

・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。

・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、発注者から改訂の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。

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をすること。

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．本業務の実施期間

契約締結日から令和９年３月１３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こと。
・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	打合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）	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８年度原子力エンジニアリングⅡ（B）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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、２週間以内等、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じること。
（３）また、本業務において受注者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、受注者又は原著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

別紙１

研修名	原子力エンジニアリングⅡ（B）原子炉設備
目的	本コースは、「原子力エンジニアリングⅠ」終了者が、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、BWR 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 BWR プラントの基本的系統構成 BWR プラントの基本的系統構成及び冷却材の流れ
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 ➢ 原子本体及び炉内構造物全体構造 ➢ 主要炉内構造物（シュラウド、燃料集合体、ジェットポンプ等）の構成及び機能 ➢ 圧力容器内の冷却材の流れ ・保安規定要求（RPV 上下の温度差／PLR ループ間温度差／温度変化率／脆性 ➢ 破壊防止温度、原子炉圧力） ２．２ 燃料構造 ➢ 燃料集合体の構造 ➢ 燃料集合体の冷却材流れ（オリフィス等を含む） ➢ 燃料の熱的制限（MCPR、MLHGR） ➢ 保安規定要求（熱的制限値、炉水中の I131 濃度）
３．制御棒及び同駆動装置	３．１ 制御棒、同駆動装置の構造 ➢ 制御棒の構造及び同駆動装置のカップリング構造概念 ➢ 駆動装置構造及び動作原理（引き抜き、挿入、保持） ３．２ 制御棒駆動制御系 3.2.1 系統構成、機能 ・系統構成・各ヘッダ機能及び他系統（PLR ポンプ等）への供給 3.2.2 運転モード ・スクラム動作（フェールセーフも含む） 3.2.3 主要設備構造、仕様 ・HCU、スクラム弁の構成、機能 3.2.4 主要監視項目 3.2.5 インターロック 3.2.6 系統・設備の配置（参考例） 3.2.7 安全設計上の考慮事項 3.2.8 保安規定要求（停止余裕、制御棒動作可能性（スタックと不動作）、 ➢ スクラム時挿入速度、アキュームレータ、CR 引抜／挿入順序） ３．３ 原子炉手動制御系及び制御棒位置指示系 ➢ 挿入、引き抜き、緊急挿入操作時のセレクタ弁の操作と制御棒駆動機構の動作

	➢ 制御棒位置検出原理（PIP）と検出位置の意味（ドリフト等）説明 ３．４ 制御棒価値ミニマイザ及びロッドブロックモニタ 機能及び適用範囲
４．ホウ酸水注入系	４．１ 系統構成、機能 ４．２ 運転モード ４．３ 主要設備（プランジャーポンプ等）構造、仕様 ４．４ 主要監視項目 ４．５ インターロック ４．６ 系統・設備の配置（参考例） ４．７ 安全設計上の考慮事項 ４．８ 保安規定要求事項
５．原子炉再循環系	５．１ 機能・系統構成 ➢ 系統構成、機能（目的、機能） ➢ 運転モード ➢ 仕様・主要機器（PLR ポンプ等）構造 ・PLR ポンプメカニカルシール構造 ・ジェットポンプの構造、原理、M 比 ・燃料との位置関係 ➢ 主要監視項目 ・ JP 流量・炉心流量・駆動水流量の測定方法 ➢ インターロック ➢ 系統・設備の配置（参考例） ➢ 安全設計上の考慮事項 ➢ 保安規定要求（ジェットポンプの健全性、再循環ポンプ速度差） ５．２ 炉心流量制御による原子炉出力制御の原理 ５．３ P-F マップ ➢ CR 操作と炉心流量操作の違い、各種制限曲線の意味 ➢ 炉心不安定性（出力振動）事例と国内対策 ➢ 保安規定要求（PF マップ） ５．４ 原子炉再循環制御系 ➢ 制御系の概要 ➢ MG セット、INV、FCV 方式の相違 RPT 及びランバック機能
６．主蒸気系	６．１ 系統構成、機能 ６．２ 運転モード ６．３ 主要設備構造、仕様 ➢ 主蒸気流量制限器 ➢ 主蒸気隔離弁 ・目的、機能 ・構造 ・閉信号及び関連インターロック

	➢ 主蒸気安全弁・逃し安全弁 ・目的、機能 ・構造 ・作動圧力設定範囲 ・ADS 機能 ６．４ 主要監視項目 ➢ 主蒸気流量高高の計測方法 ６．５ インターロック ６．６ 系統・設備の配置（参考例） ６．７ 安全設計上の考慮事項 ６．８ 保安規定要求（S/R 弁の安全弁機能、ADS）
７．非常用炉心冷却系	７．１ 全体構成と機能 ➢ 安全確保の仕組み ➢ 設計基準対象施設、工学的安全施設、非常用炉心冷却設備 ➢ 設計基準事故 ➢ 工学的安全施設の構成 ７．２ 非常用炉心冷却設備 ➢ 概要及び全体系統構成 ➢ 機能分担・能力概念 ➢ 保安規定要求事項 ７．３ 高圧炉心スプレイ系 ➢ 系統構成、機能 ➢ 運転モード、試験モード ➢ 主要機器仕様、PCCV隔離弁、主要監視項目 ➢ インターロック ➢ 系統設備の配置例 ➢ 安全設計上の考慮事項 ７．４ 低圧炉心スプレイ系 ➢ 系統構成、機能 ➢ 運転モード、試験モード ➢ 主要機器仕様、PCCV隔離弁、主要監視項目 ➢ インターロック ➢ 系統設備の配置例 ➢ 安全設計上の考慮事項 ７．５ 自動減圧系 ➢ 系統構成、機能 ➢ 運転モード ➢ アクチュエータ構成、弁本体構造 主要監視項目 ➢ インターロック ➢ 系統・設備の配置 ➢ 安全設計上の考慮事項

8. 原子炉隔離時冷却系	8．1　系統構成、機能 8．2　運転モード（ SBO 時の原子炉冷却方法を含む） 8．3　主要設備（主ポンプ、タービン）構造、仕様 8．4　主要監視項目 8．5　インターロック 8．6　DC 電源駆動負荷 8．7　系統・設備の配置（参考例） 8．8　安全設計上の考慮事項 8．9　保安規定要求事項
9. 残留熱除去系	9．1　系統構成、機能 9．2　運転モード 9．3　主要設備（ポンプ、熱交換器）構造、仕様 9．4　主要監視項目 9．5　インターロック 9．6　系統・設備の配置（参考例） 9．7　安全設計上の考慮事項 9．8　保安規定要求事項
10. 原子炉格納容器	10．1　原子炉格納施設の構造、機能 ➢　格納施設の概要、構成 ➢　格納容器の概要、設計条件 ➢　格納容器の概略形状 ➢　PWR格納容器との比較 ➢　基本構造の違い ➢　ベント管、真空破壊弁 ➢　保安規定要求事項 ➢　原子炉格納容器隔離弁 10．2　D／Wクーラ設備 10．3　非常用ガス処理系 ➢　系統構成、機能 ➢　運転モード ➢　主要設備（フィルター装置）構造、仕様 ➢　主要監視項目 ➢　インターロック ➢　系統・設備の配置（参考例） ➢　安全設計上の考慮事項 ➢　運転上の制限（保安規定要求事項 ） 10．4　可燃生ガス濃度制御系 ➢　系統構成、機能 ➢　運転モード ➢　主要設備（再結合装置）構造、仕様

	➢ 主要監視項目 ➢ インターロック ➢ 系統・設備の配置（参考例） ➢ 安全設計上の考慮事項 ➢ 運転上の制限（保安規定要求事項）
11. 原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却海水系	11．1 系統構成、機能 11．2 運転モード ➢ 事故時運転モード 11．3 主要設備（原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系海水ポンプ等）構造、仕様 11．4 主要監視項目 11．5 インターロック 11．6 系統・設備の配置（参考例） 11．7 安全設計上の考慮事項 11．8 保安規定要求事項主要設備（原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系海水ポンプ等）構造、仕様
12. 原子炉冷却材浄化系	12．1 系統構成、機能 ➢ 系統構成、機能 ➢ 運転モード ➢ 主要機器（CUWポンプ等）構造 ➢ 主要監視項目 ➢ インターロック ➢ 系統・設備の配置（参考例） ➢ 安全設計上の考慮事項
13. 燃料プール冷却材浄化系	13．1 系統構成・機能 ➢ 系統構成、機能 ➢ 運転モード ➢ 主要機器（FPC ポンプ等）構造 ➢ 主要監視項目 ➢ インターロック ➢ プールライナー漏洩検出装置 ➢ 系統・設備の配置（参考例） ➢ 安全設計上の考慮事項 ➢ 保安規定要求
14. シビアアクシデント対応設備	14．1 HPAC 設備（目的及び設備構成例） 14．2 フィルターベント設備、耐圧強化ベントライン（目的及び設備構成例） 14．3 PCV トップヘッドフランジ冷却用設備（目的及び設備構成例） 14．4 ペデスタル注水設備（目的及び設備構成例）

	14．5　代替 UHSS（目的及び設備構成例） 14．6　ガスタービン設備・電源車・代替直流電源（目的及び設備構成例） 14．7　使用済燃料貯蔵設備スプレイ設備（目的及び設備構成例）
15. 原子炉核計装系	15．1　起動領域モニタ及び出力領域モニタ ➢　目的、機能 ➢　炉内配置 ➢　測定レンジ ➢　保安規定要求（SRM） 15．2　同上主要インターロック 15．3　移動式炉内核計装装置 15．4　SRM・IRM と SRNM との相違
16. 原子炉保護系	16．1 緊急停止信号の種類とその意味 ➢　緊急停止系信号の種類とその意味 ➢　ファーストヒットとは？ ➢　原子炉水位の測定方法と各水位計の測定範囲（原子炉圧力計が水位の計測ラインに着いていることも含む） ➢　RPV の温度測定 16．2 緊急停止信号作動論理 ➢　作動論理ブロック図（フェールセーフも含む） ➢　ハーフスクラム、ATWS とは？ ➢　選択制御棒挿入機能 論理回路の電源
17. プラントインターロック	17．1　プラントインターロック ➢　原子炉、タービン、発電機間インターロック 所内単独運転等
18. ABWR プラントとの相違点	18．1　RIP　構造・機能 18．2　RPV 構造 18．3　FMCRD　構造・機能 18．4　ECCS　構成及びインターロック 18．5　RCCV　構造
研修時間	4 日

研修名	原子力エンジニアリングⅡ（B）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」終了者が、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、BWR 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	1．1 主タービンの構造 ➢ 原子力蒸気タービンの特徴 ➢ タービンの型式構造、軸受け ➢ シール部構造
2. 主タービン関連系統	2．1 グランド蒸気系（目的及び系統構成） 2．2 潤滑油系（目的及び系統構成） 2．3 主タービン監視計器（振動計、のび・のび差計） ➢ 目的、設置位置 2．4 抽気系・給水加熱器ドレン系（目的及び設備構成） 2．5 湿分分離器及び給水加熱器 ➢ 目的、構造
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 復水器空気抽出系・気体廃棄物処理系 ➢ 真空上昇モードⅠ～モードⅣ概略運転系統 ➢ 復水器真空度に係る主要インターロック
4. タービン制御系（EHC）	4．1 EHC 4．2 タービン主要弁（MSV、CV、BPV、IV、ISV） ➢ 構造、目的 4．3 保安装置試験 4．4 負荷遮断時のインターセプト弁の動作
5. 復水・給水系	5．1 機能、系統構成 ➢ 系統概要 ➢ 主要機器（復水ポンプ、給水ポンプ、CF、CD、SGC 等）構造、機能、仕様 ➢ 主要ポンプインターロック 5．2 給水加熱器
6. 補助設備	6．1 タービン補機冷却系、海水系（目的及び系統構成） 6．2 補給水系（目的及び系統構成） 6．3 計装用圧縮空気系、所内圧縮空気系、所内蒸気系（目的及び系統構成）

	６．４　換気空調系（目的及び系統構成）
７．給水制御系	７．１　目的、機能、構成、系統概要 ➢　単/三要素制御方法 ７．２　構成、制御方式 ➢　給水ポンプによる制御（M/D と T/D） ➢　CUW による制御 ➢　インターロック ➢　プラント出力上昇中における給水ポンプ切り替え、追加
８．プロセス放射線モニタ・エリア放射線モニタ（	８．１　プロセス放射線モニタ（目的及び設備構成） ８．２　エリア放射線モニタ（目的及び設備構成）
９．所内電源	９．１　所内電源構成と機能 ➢　所内電源構成及び各種母線、電源盤、変圧器、開閉所 ➢　所内電源切り替え操作 ９．２　非常用ディーゼル発電設備 ➢　全体設備構成 ➢　ディーゼル機関、発電機 ➢　関連系統（燃料油、潤滑油、冷却系統、始動空気系） ➢　D/G オートピックアップ
１０．直流電源	１０．１　直流電源系統構成・機能 １０．２　バイタル電源設備 １０．３　計装電源設備
１１．　ABWR プラントとの相違点	１１．１　給復水系（ヒータードレンポンプ） １１．２　総合デジタル制御系
１２．プラント起動停止手順	１２．１　プラント起動・停止の操作の流れ ➢　起動・停止曲線 １２．２　起動時の主要操作とプラント状態変化 ➢　各操作段階での運転操作とパラメータ変化概念 ●　真空上昇 ●　原子炉脱気（MSIV 開） ●　原子炉起動（制御棒引き抜き） ●　臨界（臨界判定、ペリオド） ●　核加熱 ●　昇温昇圧 ●　定格圧力からモード SW 運転（D/W 点検） ●　タービン起動、並入、圧力制御切り替え、所内電源切り替え ●　M/T 切り替え
研修時間	２日

研修名	原子力エンジニアリングⅡ（B）安全設計・安全評価

目的	本コースでは、BWR 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 BWR 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。 ① BWR 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） ② BWR プラントの運転特性・事故特性の習得 BWR システムの特徴、炉心特性、炉心燃焼、制御動特性、事故特性、MCPR の考え方 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 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　・大規模損壊 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＆V 試験等

学習項目	学習内容
1. BWR プラントの安全設計について	**1.1 BWR の安全設計の概要** BWR 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かわってくるか理解する。 ① BWR 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 ② BWR 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）、スクラム設定点 原子炉水位設定、原子炉圧力設定（SRV 等） ③ BWR プラントの制御系について 原子炉出力（再循環流量）制御、給水（水位）制御、圧力制御 **1.2 BWR の運転特性・事故特性** 通常の BWR の運転状態を把握し、過渡・事故が発生した場合に、BWR 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。 ① 出力-流量運転特性図の把握 ② ボイド、ドップラの負のフィードバック、固有の自己制御性 ③ BWR 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、制御棒反応度印加に関わる外乱とプラント応答） ④ MCPR の考え方（Post-BT を含む） **1.3 BWR 安全評価における規制上の要求**

	BWR 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(*)に関して、以下を習得する。 ・評価対象事象　　・起因事象、事象シナリオ ・許容基準　　・評価条件（保守性のとり方、包絡性等） ・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） (*)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。
2.運転時の異常な過渡変化	＜以下、BWR の代表的な事象を選定し、評価の手法について説明する。＞ **2.1 運転時の異常な過渡変化** ＜国内 BWR プラントの仕様の相違の把握（AOO 関係）＞ ・国内 BWR 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（MOX の有無）、熱水力特性 −システム設計の相違（BWR4,BWR5,ABWR の相違等） 再循環方式(MFG,RIP,ASD.FCV)、圧力制御方式、CR 駆動方式 SRV 弁数・設定、水位設定、ポンプ時定数 全容量バイパスプラント、スクラム速度 **2.2 具体的な安全評価実施例（BWR 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） ＜事象＞ ・原子炉冷却材流量の部分喪失（PLR ポンプ1台トリップ） ・負荷の喪失（負荷遮断、タービントリップ） ・給水加熱喪失（給水温度の低下） ・給水流量の喪失 ＜習得する項目（各事象について）＞ ① 起因事象（発生箇所）とプラント全体図 ② 事象進展図 ③ 解析条件の考え方（安全評価指針との整合性） 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） ⑤ 許容基準への適合性（不確かさ、クリフエッジ等の確認） ⑥ 審査での確認点・留意点の習得（過去の審査マニュアル等参照）
3. 設計基準事故	**3.1 設計基準事故** ＜国内 BWR プラントの仕様の相違の把握（DBA 関係）＞ ・国内 BWR 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。 −圧力容器、格納容器型式の相違 −システム設計の相違（BWR4,BWR5,ABWR の相違等） 安全保護系、スクラム信号（ABWR 等） 原子炉水位設定（L1.5 等）と作動システム ECCS 構成、区分 **3.2 具体的な安全評価実施例（BWR 設計基準事故）** 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） ＜事象＞ ・原子炉冷却材喪失（中小 LOCA も含む） ・原子炉冷却材流量の全喪失 ・主蒸気管破断事故 ・制御棒落下事故 ＜習得する項目（各事象について）＞ ① 起因事象（発生箇所）とプラント全体図 ② 事象進展図 ③ 解析条件の考え方（安全評価指針との整合性） 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） ⑤ 許容基準への適合性（不確かさ、クリフエッジ等の確認） ⑥ 審査での確認点・留意点の習得（過去の審査マニュアル等参照）
4. 重大事故（その1）	**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）** ＜国内 BWR プラントにおける AM 対策例（既認可プラント）＞ ・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） ・ATWS 対策（ARI、PLR トリップ、SLC、ADS 禁止） ・可搬機器（低圧代替注水、車載熱交換器） ・常設代替交流電源/可搬交流電源 ・直流電源（常設/可搬） **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）** 重大事故に至るおそれがある事故の中で代表的な4事象について、有効性評価の手法を習得する。 ＜事象＞ ・高圧・低圧注水機能喪失（TQUV） ・全交流動力電源喪失（長期 TB,TBU,TBD,TBP） ・崩壊熱除去機能喪失（TW） ・原子炉停止機能喪失（TC） ＜習得する項目（各事象について）＞ ① 起因事象（発生箇所）とプラント全体図 ② 手順書・要員訓練 ③ 事象進展図

	④　解析条件の考え方（審査ガイドとの整合性） 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） ⑥　許容基準への適合性（不確かさ、クリフエッジ等の確認） ⑦　審査での確認点・留意点の習得（過去の審査マニュアル等参照）
5．重大事故（その2）	**5.1 重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）** ＜国内 BWR プラントにおける AM 対策例（既認可プラント）＞ ・常設設備（格納容器スプレイ、フィルターベント、代替循環冷却、建屋 PAR、コリウムシールド等） ・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） ・常設代替交流電源/可搬交流電源 ・直流電源（常設/可搬） **5.2 具体的な有効性評価実施例（重大事故）** 重大事故の中で代表的な4事象について、有効性評価の手法を習得する。 ＜事象＞ ・雰囲気圧力・温度による静的負荷 ・高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料−冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触 ・溶融炉心−コンクリート相互作用 ＜習得する項目（各事象について）＞ ①　起因事象（発生箇所）とプラント全体図 ②　手順書・要員訓練 ③　事象進展図 ④　解析条件の考え方（審査ガイドとの整合性） 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） ⑥　許容基準への適合性（不確かさ、クリフエッジ等の確認） ⑦　審査での確認点・留意点の習得（過去の審査マニュアル等参照）
6．大規模損壊	**6.1　大規模損壊** ・大規模損壊に至る可能性のある起因事象 ・大規模な自然災害として考慮すべきもの ・想定する大規模な事前災害の規模についての想定 **6.2　大規模損壊発生時の対応手順等** ・具体的に用意すべき手順書 ・事象緩和措置の実効性に関するための手順書の体系的整備 ・手順書の具体例 **6.3　大規模損壊発生時の対応に関する防護の基本的な考え方**
研修時間	２日間

研修名	原子力エンジニアリングⅡ（B）燃料及び炉心
目的	本コースは、原子力エンジニアリングⅠの研修を受講した後、原子炉運転トレーニング研修の受講の前に、BWR 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。 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。 ① 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。 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。 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。

学習項目	学習内容
1．燃料機械設計 （0．5日）	**1.1 BWR 燃料の特徴と変遷**

	➢ 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。 ➢ BWR 燃料の開発経緯及び変遷 **1.2 燃料棒と燃料集合体の構造** ➢ 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 ➢ 燃料棒を格子状に束ねた燃料集合体の構造及び仕様 **1.3 機械設計** ➢ 構成材料 ➢ 照射効果 ➢ 燃料温度 ➢ 燃料棒内圧 ➢ 応力解析 ➢ 疲労サイクル ➢ その他 **1.4 燃料の製造及び検査** ➢ 燃料集合体の製造工程及び品質管理 **1.5 燃料の使用実績** ➢ 開発試験燃料 ➢ 発電用原子炉燃料
2. 核設計 （0．5日）	**2.1 設計方針** ➢ 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。 **2.2 解析方法** ➢ 単位燃料集合体核計算 ➢ 全炉心核熱水力計算 **2.3 核特性** ➢ 反応度制御 ➢ 反応度係数 ➢ 出力分布 ➢ 燃料濃縮度及び燃料取替（燃焼度） ➢ 制御棒引き抜き手順及び制御棒パターン ➢ 安定性（キセノンによる影響） ➢ その他
3. 熱水力設計 （0．5日）	**3.1 設計方針** ➢ 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。 **3.2 熱水力設計上の燃料の許容設計限界** ➢ MCPR に関する許容設計限界 ➢ 線出力密度に関する許容設計限界

	3.3 解析方法 ➢ 炉心熱水力解析 **3.4 熱水力特性** ➢ 最小限界出力比（MCPR） ➢ 最大線出力密度 ➢ 炉心圧力損失 ➢ 過渡状態に対する余裕（許容設計限界値） ➢ 通常運転時特性 ➢ その他
4．動特性 （0．5日）	**4.1 設計方針** ➢ 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とする。 **4.2 安定性の定義** ➢ チャンネル水力安定性 ➢ 炉心安定性 ➢ 領域安定性 ➢ キセノン空間振動の安定性 ➢ プラント安定性 **4.3 解析方法** ➢ チャンネル水力安定性解析モデル ➢ 核熱水力安定性解析モデル ➢ キセノン空間振動の安定性解析用モード展開法 ➢ 原子炉プラントの動特性を模擬した解析 **4.4 解析結果** ➢ チャンネル水力安定性 ➢ 炉心安定性 ➢ 領域安定性 ➢ キセノン空間振動の安定性 ➢ プラント安定性
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○○○○
代表取締役社長　○○　○○

令和８年度原子力エンジニアリングⅡ（B）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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８年度原子力エンジニアリングⅡ（B）における原子炉設備、タービン設備他、安全設計・安全評価、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