

基本資格に係る教育訓練の課程における教育訓練項目  
シラバス集

令和2年10月30日

最終改正 令和6年3月21日

原子力安全人材育成センター

改定履歴

版	人材育成課長承認日	主な改定内容
1	令和2年10月30日	制定
2	令和2年12月16日	改正（表現の適正化、誤記修正）
3	令和3年5月26日	改正（人事院規則の改正を反映した研修内容の変更、管理番号の変更）
4	令和3年7月14日	改正（保障措置査察資格研修に係る重複する学習内容の整理・統合等の変更）
5	令和4年4月28日	改正（申告制度、原子力防災及びNRA職員向け倫理トレーニングの変更。原子力エンジニアリング研修総合演習（前期・後期）の新設。原子力検査官のためのウォークダウン（核燃料サイクル施設・試験研究炉）の廃止。目安日数の変更。その他誤記訂正）
6	令和4年8月26日	改正（CT-SG301、CT-SG311）
7	令和4年10月28日	改正（教育訓練項目毎の改定履歴の追記。原子力エンジニアリングⅡ、原子炉運転トレーニングⅠ・Ⅱ、東京電力福島第一原子力発電所事故の履修条件の変更。放射線測定及び放射線防護の学習項目の順番の変更及び学習内容の整理）
8	令和5年4月17日	改正（CT-IN106、CT-IN 107の改定履歴の追加。CT-FE300、CT-FE305、CT-FE320、CT-QM205、CT-CM316の変更。CT-QM300の廃止。CT-NR319の新設。CT-HP100、CT-HP300、CT-PS101の誤記修正。）
9	令和5年9月13日	改正（CT-QM205、CT-SG301、CT-SG311、CT-SG326）
10	令和5年12月15日	改正（CT-IN107、CT-RE375-P、CT-EG335、CT-RI301）
11	令和6年3月21日	改正（CT-RE325、CT-PS101、CT-PS220）

## 目 次

CT-IN106 原子力全般の基礎知識 I	5
CT-IN107 原子力全般の基礎知識 II	9
CT-IN121 申告制度	12
CT-IN131 労働安全とその防護方法の基礎	13
CT-IN135 原子力関連訴訟の概要	15
CT-RE301 原子力エンジニアリング研修総合演習（前期・後期）	16
CT-RE305 原子力エンジニアリング I（BP 共通）原子炉物理	18
CT-RE310 原子力エンジニアリング I（BP 共通）熱流動	20
CT-RE315 原子力エンジニアリング I（BP 共通）機械・電気設備	22
CT-RE320 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	24
CT-RE325 原子力エンジニアリング I（BP 共通）計測制御の基礎	28
CT-RE331 原子力エンジニアリング I（BP 共通）模擬ループ実習	30
CT-RE335 原子力エンジニアリング I（BP 共通）水化学	32
CT-RE340-B 原子力エンジニアリング II（B）安全設計・安全評価	33
CT-RE340-P 原子力エンジニアリング II（P）安全設計・安全評価	37
CT-RE345-B 原子力エンジニアリング II（B）燃料及び炉心	41
CT-RE345-P 原子力エンジニアリング II（P）燃料及び炉心	44
CT-RE350-B 原子力エンジニアリング II（B）原子炉設備	46
CT-RE350-P 原子力エンジニアリング II（P）原子炉設備	49
CT-RE355-B 原子力エンジニアリング II（B）タービン設備他	52
CT-RE355-P 原子力エンジニアリング II（P）タービン設備他	55
CT-RE360-B 原子力エンジニアリング II（B）保安規定（LCO）	58
CT-RE360-P 原子力エンジニアリング II（P）保安規定（LCO）	60
CT-RE365-B 原子炉運転トレーニング I（B-通常運転）	62
CT-RE365-P 原子炉運転トレーニング I（P-通常運転）	65
CT-RE370-B 原子炉運転トレーニング II（B-過渡変化/設計基準事故）	67
CT-RE370-P 原子炉運転トレーニング II（P-過渡変化/設計基準事故）	69
CT-RE375-B 原子炉運転トレーニング II（B-過酷事故）	71
CT-RE375-P 原子炉運転トレーニング II（P-過酷事故）	73
CT-RE380 試験研究炉等の概要及び安全規制上の特徴	75
CT-FE300 核燃料サイクルプロセス	76
CT-FE305 使用済燃料再処理プロセス	78
CT-FE310 臨界安全	80
CT-FE315 核燃料物質等の輸送	82
CT-FE320 金属キャスクの安全設計	84
CT-HP100 放射線測定及び放射線防護	86
CT-HP300 放射線遮蔽の概要	90
CT-HP305 核燃料サイクル施設の放射線防護	91
CT-EG300 溶接技術	93
CT-EG305 非破壊検査技術	95
CT-EG316 施設管理（概要）	96
CT-EG320 施設管理（保全管理実習）	98
CT-EG326 施設管理（状態監視）	100
CT-EG335 構造設計の概要	101

CT-RA300 PRA（検査）	103
CT-RA305 PRA（審査）	105
CT-EH300 耐震・耐津波設計の概要	107
CT-EH305 基準地震動・基準津波及び地質構造・地盤安定性等評価の概要	108
CT-EH310 火山影響評価の概要	110
CT-EH315 竜巻の概要	111
CT-EX301 原子力施設の火災防護	112
CT-EX310 内部溢水	114
CT-QM100 ソフト規制（品質保証、安全文化等）	115
CT-QM105 品質保証入門	117
CT-QM205 品質管理基準規則及び品質マネジメントシステムの運用検査ガイド	118
CT-NR305 保安規定の体系とこれまでの変遷	120
CT-NR310 原子力規制検査概要	121
CT-NR315 検査官心得	124
CT-NR319 原子力規制検査（演習）	125
CT-NR331-1 原子力検査官のためのウォークダウン（実用炉）	126
CT-NR350 東京電力福島第一原子力発電所事故	127
CT-PP300 原子炉等規制法「核物質防護に対する規制」	129
CT-SG301 国際協定の枠組み及び国内保障措置制度(SSAC)	131
CT-SG311 保障措置手法の設計及びIAEAの検認活動	134
CT-SG321 核物質計量管理	137
CT-SG326 核物質の測定・監視技術及び施設別の保障措置概要	139
CT-CM302 原子力防災Ⅰ	142
CT-CM303 原子力防災Ⅱ	144
CT-CM316 環境放射線モニタリング	145
CT-RI301 放射性同位元素等に関する規制概論	147
CT-PS101 NRA 職員向け倫理トレーニング	149
CT-PS220 被規制者との効果的なコミュニケーション	150

管理番号	CT-IN106						
教育訓練項目	原子力全般の基礎知識 I						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力規制委員会職員として最低限必要な原子力技術に関する基礎知識を習得することを目的とする。						
学習の概要	新規採用職員に対する入門コースとして、原子力施設とその規制の概要や教訓とすべき代表的な原子力事故等について講義により学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 我が国の原子力概要		<p>我が国における原子力活動の実態についての全体像を理解する。また、フロントエンドからバックエンドまでの一連の流れについても簡単に理解しておく。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・エネルギー事情</li> <li>・原子力とは</li> <li>・原子力発電の開発の経緯</li> <li>・原子力発電の特徴</li> <li>・原子力発電所及び試験研究炉の現況</li> <li>・新型炉の開発動向(日本、世界)</li> <li>・核燃料サイクル等の概要</li> <li>・放射線の利用</li> </ul>					
2. 原子炉施設の概要(発電用原子炉、研究開発段階炉、試験研究炉施設)		<p>(1) 核分裂反応</p> <p>核分裂反応とは何か、核分裂で発生する核種の概要と特徴、崩壊熱等について理解することにより、原子力発電の基本的な安全確保「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が必要な理由を学習する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子と核分裂 (同位元素、ウラン濃縮を含む。)</li> <li>・核分裂の連鎖反応と原子炉</li> <li>・崩壊熱</li> <li>・原子炉固有の安全性(自己制御性)</li> <li>・参考資料: 元素の周期表</li> </ul> <p>(2) 原子力発電の仕組みー軽水炉型原子力発電所ー</p> <p>原子力発電施設の仕組みと基本的な構成及び主要機器の概要について理解する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電に必要な系統</li> <li>・系統・設備を構成する要素(主要機器模型を使用)</li> <li>・安全確保に必要な設備</li> <li>・使用済燃料プール</li> <li>・放射性廃棄物処理・保管施設</li> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul>					

	<p>(3) 原子力発電所の仕組み－高速増殖炉型原子力発電所(もんじゅ)－ 高速増殖炉(FBR)と軽水炉との違いを理解し、我が国でFBRの導入を検討している理由も理解する。あわせて、FBRの基本的構成も理解する。</p> <p>(4) 試験研究炉の種類 試験研究炉については、我が国に存在する施設と現状を理解する。</p>
3. 東京電力福島第一原子力発電所事故	<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の概要について理解する。</p> <p>(1) 事故概要 (2) 事故の教訓と提言 (3) 東京電力福島第一原子力発電所の現状と廃止措置</p>
4. 原子力事故	<p>今まで発生した主な原子力事故の中から、有意な放射線影響を与え、安全規制に大きな影響を与えた代表的事故の概要について理解する。</p> <p>1. INESの概要 2. 国内の代表的事故・トラブル事例 2.1 美浜2号機蒸気発生器伝熱管破断事故 2.2 もんじゅナトリウム漏えい事故 2.3 JCO臨界事故 2.4 東京電力等における不正問題 3. 海外の代表的事故・トラブル事例 3.1 ブラウンズ・フェリー火災事故 3.2 TMI(スリーマイル島原子力発電所)事故 3.3 チョルノービリ事故 3.4 ゴイアニア被ばく事故 3.5 デイビスベッセ原子炉容器上蓋の劣化 3.6 海外の臨界事故</p>
5. 原子力防災と規制	<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓より原子力防災体制について理解し、原子力規制委員会の役割について理解する。</p> <p>(1) 原子力防災とは (2) 原子力防災関係法令等 (3) 原子力防災の仕組み (4) 初動対応及び業務継続計画</p>
6. 核燃料サイクル施設の概要	<p>核燃料サイクル及び核燃料サイクルを構成する各施設の概要を理解する。</p> <p>また、核原料物質、核燃料物質使用施設について理解する。 さらに、核燃料サイクルを構成する施設の特徴について理解する。</p> <p>(1) 核燃料サイクルとは (2) 製錬施設の概要 (3) ウラン加工施設の概要 (4) 再処理施設の概要 (5) MOX燃料加工施設の概要 (6) 使用済燃料中間貯蔵施設の概要 (7) 核原料物質、核燃料物質使用施設の概要 (8) 核燃料サイクル施設の特徴</p>

7. 原子力施設の安全規制	<p>原子力施設に対する原子炉等炉規制法上の安全規制の概要を理解する。</p> <p>(1) 原子力関連施設に係わる安全規制体系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉等規制法の目的と構成</li> <li>・原子力規制の流れ</li> <li>・新規制基準</li> <li>・安全審査</li> <li>・検査について</li> </ul> <p>(2) 新規制体系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・これまでの法令等における検査制度の体系</li> <li>・検査制度の見直しの検討に関する変遷の見直しの考え方</li> </ul>
8. 原子力施設の廃止措置と規制	<p>原子力施設の廃止措置の概要を理解するとともに、廃止措置段階における安全規制の概要を理解する。</p> <p>さらに、クリアランス制度の概要を理解するとともに、クリアランスに係る安全規制について理解する。</p> <p>I. 廃止措置</p> <p>(1) 廃止措置とは</p> <p>(2) 我が国の廃止措置の状況</p> <p>(3) 廃止措置の実施例</p> <p>(4) 廃止措置に係る安全規制</p> <p>(5) 廃止措置に関するトピックス</p> <p>II. クリアランス</p> <p>(1) クリアランスとは</p> <p>(2) クリアランスに係る安全規制</p> <p>(3) クリアランスの実施例</p>
9. 核燃料物質・放射性物質の輸送と規制	<p>核燃料物質・放射性物質の特性に応じた輸送方法の概略についての理解と、輸送時の安全確保の考え方と安全規制について理解する。</p> <p>(1) 核燃料物質・放射性物質の輸送方法</p> <p>(2) 核燃料物質・放射性物質輸送の安全規制</p>
10. 放射性廃棄物の処理・処分と規制	<p>原子力の利用や放射線の利用により発生する放射性廃棄物の種類とその性状を理解し、それらを適切に処理・処分する制度と方法について理解する。さらに、放射性廃棄物の処理・処分施設の安全規制の概要について理解するとともに、放射性廃棄物処分に係る我が国の現状と課題についても理解する。</p> <p>(1) 放射性廃棄物の種類と我が国の保管状況</p> <p>(2) 放射性廃棄物の処分方針</p> <p>(3) 放射性廃棄物の処理方法</p> <p>(4) 放射性廃棄物の管理施設</p> <p>(5) 放射性廃棄物の処分</p> <p>(6) 放射性廃棄物処分が抱える課題</p>
11. 核物質防護と規制	<p>核物質防護、核セキュリティとは何か、またその概要を理解する。また、核セキュリティの国家的枠組み、核物質防護規制の概要を理解する。</p> <p>(1) 核物質防護、核セキュリティとは</p> <p>(2) 実際に脅威は存在する</p>

	(3) 核セキュリティ対策の国内体制等 (4) 核物質防護規制の概要	
12. 保障措置と規制	保障措置について、その必要性と規制の概要を理解し、原子力規制委員会の役割を理解する。 (1) 核不拡散の歴史と保障措置 (2) 保障措置制度の推移と法的枠組み (3) 保障措置の対象と適用技術 (4) 我が国における実施と保障措置の手法	
13. 放射線利用と規制	放射性同位元素等規制法に基づく安全規制の概要を理解する。 (1) 放射線利用について (2) 放射性同位元素等規制法の概要 (3) 規制の現状 (4) 放射性同位元素等規制法改正の概要	
目安日数	5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

※本研修については新規採用職員1年次に未受講の集中型訓練生及び分散型訓練生を対象とする。

#### 改定履歴(CT-IN106)

改定年月日	改定内容		
令和4年 4月28日	「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」の学習項目から、「CT-IN107 原子力全般の基礎知識Ⅱ」の学習項目を除き分離。 注:「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」(令和2年度以降に限る。)の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。		
令和5年 4月17日	注:「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」(平成30年度及び31年度(令和元年度)に限る。)の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。  (参考:「原子力全般の基礎知識」の経緯)		
	平成30年度、31年度 (令和元年度)	令和2年度、3年度	令和4年4月28日以 降
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・以下の4つの研修は別に実施していた。</li> <li>① CT-IN105 原子力全般の基礎知識</li> <li>② CT-IN110 IEAEAの安全基準</li> <li>③ CT-IN115 運転経験の反映</li> <li>④ PT-EG100 鉄鋼材料・加工</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前年度まで別研修として実施していた4つの研修をCT-IN105 原子力全般の基礎知識に集約した(「IAEAの安全基準」、「運転経験の反映」及び「金属材料」(鉄鋼材料・加工)から名称変更)を取り入れ。)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前年度までのCT-IN105を以下のとおり分離した。</li> <li>・CT-IN106 原子力全般の基礎知識Ⅰ</li> <li>・CT-IN107 原子力全般の基礎知識Ⅱ(「IAEAの安全基準」、「運転経験の反映」及び「金属材料」を含む。)</li> </ul>



管理番号	CT-IN107						
教育訓練項目	原子力全般の基礎知識Ⅱ						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力技術等に関して専門性を基礎的な視点(見方・考え方)から習得することを目的とする。						
学習の概要	原子力全般の基礎知識Ⅰにて学習した内容を踏まえた上で、金属材料等に関して専門性を基礎的な視点(見方・考え方)から講義により学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 金属材料		<p>原子力施設で使用される金属材料の種類、特性及び製造工程を理解するとともにその劣化、損傷事例についても理解する。</p> <p>(1) 原子力施設で使用される主な金属材料  (2) 金属材料に関する規格  (3) 鉄鋼材料の製造工程  (4) 温度による鉄鋼の変態と熱処理  (5) 原子力施設での金属材料の劣化、損傷事例</p>					
2. 高経年化対策とその規制の基礎		<p>我が国における原子力発電所の高経年化対策の基本的な知識を身に付けるため以下の観点から高経年化対策評価の全体像を理解することを目的とする。</p> <p>1. 発電用原子炉の現状  2. 発電用原子炉の高経年化対策とは  2.1 高経年化技術評価  2.2 運転期間延長認可  2.3 発電用原子炉施設の長期施設管理計画の認可  3. 発電用原子炉の機器と使用されている材料及び材料の劣化  4. これまでに発生した経年劣化に係る事例</p>					
3. 耐震・耐津波設計の基礎		<p>本講習では、耐震設計及び耐津波設計に用いられる主な用語及び基本的な知識を習得することを目的とする。耐震設計では、基本方針、地震の調査、基準地震動の策定、建物・構築物の耐震設計、機器・配管系の耐震設計、基礎地盤の安定性評価及び地震の随件事象である周辺斜面の安定性について学習する。耐津波設計では、同様に、基本方針、津波調査、基準津波の策定について学習する。</p> <p>1. 地震・津波に係る規制  1.1 原子力規制の体系  1.2 耐震・耐津波設計に関わる規制基準の改定経緯  1.3 「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及び解釈」(2013)</p>					

	<p>2. 耐震設計</p> <p>2.1 耐震設計の基本方針</p> <p>2.2 耐震設計のフロー</p> <p>2.3 地震調査</p> <p>2.4 基準地震動 <math>S_s</math> の策定</p> <p>2.5 耐震重要度分類</p> <p>2.6 建屋・機器の耐震設計</p> <p>2.7 荷重の組合せと許容限界</p> <p>2.8 運転段階の安全性の確保</p> <p>2.9 基礎地盤の安定性評価</p> <p>2.10 周辺斜面の安定性評価</p> <p>3. 耐津波設計</p> <p>3.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>3.2 耐津波設計のフロー</p> <p>3.3 津波調査</p> <p>3.4 基準津波の策定</p> <p>3.5 解析手法の妥当性確認</p>	
4. 運転経験の反映	<p>運転経験反映活動の目的や意義を理解すること、規制機関の運転経験反映活動、運転経験に関する規制要求事項と事業者の活動、運転経験に関する国際協力について理解し規制活動に役立てることを学習の目的とする。</p> <p>(1) 運転経験とは</p> <p>(2) 規制機関での運転経験反映活動</p> <p>(3) 運転経験に関する規制要求と事業者の活動</p> <p>(4) 運転経験に関する国際協力</p>	
5. IAEAと安全基準	<p>IAEAの概要、IAEA 安全基準の体系と主要な安全基準について理解する。</p> <p>(1) IAEA の概要</p> <p>(2) IAEA の主な活動</p> <p>(3) IAEA 安全基準体系</p> <p>(4) 主要な IAEA 基準の紹介</p>	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

※本研修については新規採用職員 1 年次に未受講の集中型訓練生及び分散型訓練生を対象とする。

#### 改定履歴(CT-IN107)

改定年月日	改定内容
令和4年 4月28日	<p>「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」から、以下の学習項目を分離。</p> <p>「金属材料」、「高経年化対策とその規制の基礎」、「耐震・耐津波設計の基礎」、「運転経験の反映」、「IAEA と安全基準」</p> <p>注:「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」(令和2年度以降に限る。)の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。</p>

令和5年 4月17日	注:「CT-IN105 原子力全般の基礎知識」(平成 30 年度及び 31 年度(令和元年度)に限る。),「CT-IN110 IAEA の安全基準」、「CT-IN115 運転経験の反映」及び「PT-EG100 鉄鋼材料・加工」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。(「CT-IN106 原子力全般の基礎知識 I」の改定履歴を参照。)
令和5年 12月15日	法令の改正による学習内容の追加(2. 2.3 発電用原子炉施設の長期施設管理計画の認可)

管理番号	CT-IN121						
教育訓練項目	申告制度						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識			
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力			○
目的	申告があった際に適切な対応を取るため、申告制度の基本的な考え方を理解し、申告に係る手順について習得することを目的とする。						
学習の概要	申告制度の概要や処理手続及び事例等について講義により学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 申告制度の概要と業務の性質について		(1) 申告の定義 (2) 根拠法令(原子炉等規制法第 66 条(原子力規制委員会に対する申告))					
2. 申告制度の運用方法について		(1) 原子力施設安全情報申告制度運用要領の紹介 (2) 申告の処理手続 1) 基本的考え方、処理の方針 2) 申告の処理の実施体制 3) 申告案件の処理手続 4) 申告の処理手続の運用状況に関する公表等 5) 申告者の個人情報保護に関する留意事項 (3) 解雇その他不利益な取扱いに関する申出の処理手続 (4) その他					
3. 過去の申告案件について		(1) 申告調査の件数 (2) 事例3件					
4. 法令の概要		(1) 原子炉等規制法の申告保護に関する規定の概要 (2) 公益通報者保護法の申告保護に関する規定の概要					
5. 演習		(1) シナリオに対するグループディスカッション (2) 班別発表・質疑応答					
目安日数	1日						
評価方法	理解度テストの有無	□有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法: レポート)					
	資料閲覧の可否	□可(条件: )    □否					
	修了条件	B 以上 / S・A・B・C 評価					
	不合格者の措置	再レポート					

## 改定履歴(CT-IN121)

改定年月日	改定内容
令和4年 4月28日	「CT-IN120 申告制度」に、以下の学習項目を追加。 「演習」 注: 「CT-IN120 申告制度」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。

管理番号	CT-IN131						
教育訓練項目	労働安全とその防護方法の基礎						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識			
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力施設等の現場に入る際に自身の安全を確保するため、労働安全及びその防護方法について知識を習得することを目的とする。						
学習の概要	人事院規則に基づき、原子力施設等の現場の概要や事故につながりやすい危険作業とその防護方法、安全器具の装着等について実技を含め学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 人事院規則(0.5h)		人事院規則及び人事院規則に引用される労働安全衛生法、労働安全衛生法施行令及び労働安全衛生規則の関係条項					
2. 作業に関する知識(1h)		NRA 職員が遭遇する現場状況(機器交換工事、分解・組立工事、クレーン作業、高温機器、密閉室での塗装工事等について、一般工事による説明で可。)					
3. 労働災害の防止に関する知識(1.5h)		(1) 労働災害の防止のための措置 1)高所作業、暗所作業(墜落) 2)高温機器への接近(火傷) 3)高温環境作業(熱中症) 4)密閉環境での作業(酸欠) 5)高電圧機器付近の作業(感電) 6)有害物質環境での作業(有機物中毒) 等 (2) 保護帽の使用方法及び保守点検の方法 (3) 事故発生時の措置 (4) その他作業に伴う災害及びその防止方法					
4. 墜落制止用器具に関する知識(2.25h)		(1) 墜落制止用器具(フルハーネス、胴ベルト及びランヤード)の種類及び構造 (2) フルハーネス、胴ベルト、安全帽の正しい装着方法 (3) ランヤードの取り付け設備等への取り付け方法及び選定方法 (4) 墜落制止用器具の点検及び整備の方法 (5) 墜落制止用器具の関連器具の使用方法					
5. 墜落制止用器具等の使用方法等(実技)(1.5h)		(1) 墜落制止用器具、安全帽の装着、取り付け方法 (2) 墜落による労働災害防止のための措置 (3) 墜落制止用器具の点検及び整備の方法					
目安日数	1日						
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )					
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否					

	修了条件	70 点以上 / 100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-IN135					
教育訓練項目	原子力関連訴訟の概要					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査		原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	訴訟上争点となるような論点についての理解を促進し、日々の業務に臨めるようにすることを目的とする。					
学習の概要	訴訟上争点となるような論点等について、係属中の訴訟も参照しつつ、学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
1. 訴訟全体の概要(総論)			(1) 原子力関連訴訟の概要			
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う国家賠償請求訴訟			(1) 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う国家賠償請求訴訟の概要 (2) 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う国家賠償請求訴訟における主な争点 (3) まとめ			
3. 行政訴訟			(1) 行政訴訟の概要 (2) 行政訴訟における主な争点 (3) まとめ			
目安日数	3時間					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-RE301						
教育訓練項目	原子力エンジニアリング研修総合演習（前期・後期）						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査		○※	原子力安全審査		○※	保障措置査察
	危機管理対策			放射線規制			○：必須、△：選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	過去に実際に起きた事故・トラブル及びこれへの規制側の対応について、原子力エンジニアリング研修の前後に学ぶことにより同研修において得られる専門知識と実務において求められる専門知識を結合させる。また、アクティブラーニングの手法を取り入れることにより知識の定着化を図るとともに、原子炉運転トレーニング（シミュレータ研修）の研修効果を高めることを目的とする。						
学習の概要	原子力発電所の事故・トラブル事例を対象に、原子力エンジニアリング研修で学習する専門知識に関連する課題（事故の概要、発生原因等）を用いて、グループディスカッション形式の演習を実施する。 講義は前期を原子力エンジニアリング研修Ⅰ（B・P 共通）受講前に、後期を原子力エンジニアリング研修Ⅱ（B）及び（P）受講後に実施する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
前期	1. 事前学習	グループディスカッション対象テーマ（事故トラブル事例2件程度）に関連する事前学習用資料を読み込み、グループディスカッションで議論する課題に対する発表資料を作成する。 （課題は全グループ共通の1課題とする）					
	2. グループディスカッション	事前学習で作成した資料をグループ内で議論し、グループとしての発表資料をまとめる。					
	3. 発表・質疑応答	各グループ代表者が発表し、質疑応答を行う。					
後期	1. 事前学習	グループディスカッション対象テーマ（事故トラブル事例2件程度）に関連する事前学習用資料を読み込み、グループディスカッションで議論する課題に対する発表資料を作成する。 （課題はグループ別に4課題程度とする）					
	2. グループディスカッション	事前学習で作成した資料をグループ内で議論し、グループとしての発表資料をまとめる。					
	3. 発表・質疑応答	各グループ代表者が発表し、質疑応答を行う。					
	4. 対応事例紹介・質疑応答	対象テーマに関連した実対応事例を紹介し、質疑応答を行う。					



目安日数	前期:事前学習 1日、研修当日 半日 後期:事前学習 3日、研修当日 1日 計:5.5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法:学習態度及びレポート)
	資料閲覧の可否	<input checked="" type="checkbox"/> 可(条件: ) <input type="checkbox"/> 否
	修了条件	B以上/S・A・B・C 評価
	不合格者の措置	個別指導

- ※ 本研修については原子力エンジニアリング I 及び同 II 並びに原子炉運転トレーニングの学習効果を高めるためのものであり、受講時期が重要である。このため、適切な時期に受講することが困難な場合は、原子力エンジニアリング I 及び同 II 並びに原子炉運転トレーニングを履修完了すればよいものとする。

管理番号	CT-RE305					
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 原子炉物理					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	原子力発電所における原子炉の起動・運転・停止に係る原子炉物理(静特性／動特性)の知識を理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力発電所における原子炉の原子核物理、中性子挙動と核分裂プロセス、原子炉動特性、反応度制御、核分裂生成物及び燃料の燃焼について、講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 原子核物理の基礎		(1) 原子と原子核 (2) 放射能 1) 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) (3) 中性子と原子核の反応 1) 中性子と原子核の反応の種類(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) (4) 原子核とエネルギーの関係 1) 質量欠損の意味や核分裂エネルギーの計算例等 2) 核分裂で発生する中性子のエネルギー分布等 (5) 核分裂 1) 核分裂のイメージ図や核分裂収率 2) 即発中性子と遅発中性子の解説を含む。				
2. 中性子挙動と核分裂プロセス		(1) 核分裂の連鎖反応 (2) 無限増倍率(四因子) (3) 実効増倍率(六因子) (4) 原子炉内の中性子バランス (5) 中性子の拡散挙動				
3. 原子炉動特性		(1) 遅発中性子の効果 (2) 原子炉周期 (3) 中性子束・原子炉周期の計測 (4) 動特性方程式 (5) ドル反応度 (6) 即発跳躍と即発臨界				
4. 反応度制御		(1) 原子炉固有の安全性 (2) 反応度出力係数と反応度フィードバック				

	(3) 減速材温度係数 (4) ボイド係数 (5) ドップラー係数
5. 核分裂生成物	(1) 核分裂生成毒物の毒作用 (2) Xe-135 の濃度変化 (3) Sm-149 の濃度変化 (4) Xe-135 と Sm-149 の毒作用の大きさ
6. 燃料の燃焼	(1) 燃焼に伴う反応度変化 (2) プルトニウムの生成と燃焼 (3) 崩壊熱
目安日数	1.5日
評価方法	理解度テストの有無 <input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否 <input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件 70点以上/100点満点
	不合格者の措置 再テスト

管理番号	CT-RE310					
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 熱流動					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	原子力発電所における原子炉の核燃料からの熱が蒸気タービンへ伝達され、さらには海水へ放熱される過程の熱流動及び原子炉の熱的制限値について理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力発電所における熱力学プロセス、熱力学的サイクル、伝熱工学、炉心熱出力、熱的制限値などについて、講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 熱力学プロセス		(1) 熱力学的プロセス 1) 水の状態、相変化を含む熱力学的プロセス (2) 熱力学の第一法則 1) 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。 2) 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 (3) 熱力学の第二法則 1) 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 2) 可逆、不可逆過程の意味 3) 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		(1) 気体と蒸気 1) 蒸気表の見方を含む。 (2) 物質の相変化と状態線図 1) 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 2) P-v 線図の見方を説明する。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を理解させる。 (3) 蒸気線図 1) 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		(1) 熱力学的サイクル (2) カルノーサイクル 1) プロセスごとの説明や、系がした正味仕事、効率等 (3) ランキンサイクル 1) プロセスごとの説明や、系がした正味仕事、効率等 2) 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		(1) 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		(1) 伝熱の基礎 1)伝熱の三形態の概要、比熱及び熱容量の説明を含む。 (2) 熱伝導 1)熱伝導のメカニズム、熱流束、熱伝導率 2)熱伝導に影響を及ぼす要因 (3) 熱伝達 1)熱伝達のメカニズム、熱伝達率 2)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) (4) 熱放射 1)熱放射のメカニズム (5) プラントにおける伝熱の例 1)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		(1) 沸騰熱伝達 1)自然対流、核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰領域 2)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。 (2) 二相流 1)クオリティやボイド率の説明を含む。 2)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) (3) 炉心熱水力安定性 1)不安定現象のメカニズム	
7. 熱的制限値		(1) BWRの熱的制限値 (2) PWRの熱的制限値	
目安日数	1. 5日		
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法:                    )	
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件:                    ) <input checked="" type="checkbox"/> 否	
	修了条件	70 点以上／100 点満点	
	不合格者の措置	再テスト	

管理番号	CT-RE315				
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 機械・電気設備				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	原子力発電所等において使用されている機器(ポンプ、弁、熱交換器、タービン、電動機、発電機、電源盤)別に、種類、構造及び特徴などを習得することを目的とする。				
学習の概要	原子力発電所において使用されている機器別に、種類、構造及び特徴などについて、講義により学習する。				
履修条件					
学習項目	学習内容				
1. ポンプ	(1) ポンプの役割 (2) ポンプの特性 1)「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当たって頻出する専門用語等 (3) ポンプの種類 1)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 2)原理、特徴及び基本構造 3)BWR及びPWRの主要なポンプの種類、P&ID 上の記号 (4) 水のエネルギー 1)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 (5) 圧力損失の発生 1)管内流れによる圧力損失の要因 2)摩擦損失における单相の場合の配管径及び長さ、流速等との関係 (6) 圧力損失と系統 1)抵抗曲線と運転点 2)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 3)二相の場合の圧力損失				
2. 弁	(1) 弁の基本 1)弁の使用目的や基本的な弁の構造 (2) 弁の種類 1)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 2)原理、特徴(用途)及び基本構造 3)逃がし弁と安全弁の違い (3) 弁の駆動方式 1)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 (4) 弁の使用例 1)BWR 及び PWR の系統における使用例	
3. 熱交換器	(1) 熱交換器の基本 1)熱交換器の使用目的や基本的な構造 (2) 熱交換器の種類 1)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) 2)管束形状、管側及び胴側のパス数、邪魔板の種類 (3) 熱交換器の使用例 1)BWR 及び PWR の系統において、使用例	
4. P & ID	(1) P & ID 1)機器、計装機器、電気信号、配管に係る情報(サイズ、材質等) 2)図面の基本的な見方	
5. タービン、発電機	(1) タービンの基本 1)タービンの原理、種類、基本的な構造 (2) 発電機の基本 1)発電機の原理、種類、基本的な構造	
6. 電源盤	(1) 電源盤の種類 1)M/C、P/C、MCC の用途、構造、遮断器の種類 (2) 保護継電器 1)主要な保護継電器の種類と機能 2)制御機器番号(JEM1090)基本器具番号 (3) 電気系統 1)リレー、遮断器 2)単線結線図、所内電源構成	
目安日数	1. 5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上/100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-RE320						
教育訓練項目	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						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察		
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力発電所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安全設計・安全評価の基本的考え方について理解することを目的とする。						
学習の概要	設計時及び設計の想定を超えた場合の安全確保の考え方を学習後、目的に示す各想定事象に対して規制の枠組み・評価すべき事象の選定の考え方・安全解析例・解析に使用するコード等に関して講義により学習する。						
履修条件							
学習項目	学習内容						
1. 安全確保の基本的考え方	<p>(1) 安全とは？リスクとは？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全確保の方策</li> <li>・どの程度なら十分安全なのか？</li> <li>・リスクとは何か？定量化方法(リスクとハザード)</li> <li>・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)</li> </ul> <p>(2) 原子力施設の安全確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基本的安全目標とは？</li> <li>・基本的安全機能(止める、冷やす、閉じ込める)</li> <li>・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)</li> </ul> <p>(3) 原子力施設の安全規制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一義的な責任は事業者、規制当局の役割</li> <li>・安全設計の妥当性の確認方法(設置許可、後段規制、保安活動)</li> <li>・規制の枠組み(審査/検査/防災/規制基準+研究・調査、国際協力等)</li> <li>・IAEA 国際基準について(基本安全原則、要求事項、ガイド)</li> <li>・新規制基準の体系</li> </ul> <p>(4) 安全解析と安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>1) 決定論的安全評価(設置許可申請書添付十)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転時の異常な過渡変化</li> <li>・設計基準事故</li> <li>・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)</li> </ul> <p>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"> <li>・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</li> <li>・事象想定のお考え方、保守性・包絡性、判断基準の理解、それへの適合性等</li> </ul> <p>3)確率論的リスク評価 &lt;別シラバスがある為、概要のみ&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・確率論的リスク評価の概要(PRA Level-1,2,3)</li> <li>・安全評価・規制への適用分野 <ul style="list-style-type: none"> <li>-決定論的安全評価との補完関係</li> <li>-有効性評価事故シーケンスの抽出</li> <li>-検査、重要度分類への適用</li> </ul> </li> </ul> <p>(5) 深層防護のお考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・立地、設計、運転、防災、廃炉を含めた全ての分野に適用</li> <li>・前段否定、後段否定(各層の独立性)</li> <li>・深層防護と多重防護との関係(多重性、多様性、独立性)</li> <li>・脅威となるハザードの想定と不確かさ</li> <li>・プラント状態の定義とシビアアクシデント</li> <li>・深層防護の各層と判断基準</li> <li>・深層防護のお考え方・相違(IAEA、NRC、WENRA 等)</li> </ul> <p>(6) 東京電力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"> <li>・事故の概要</li> <li>・各種報告書での指摘・教訓</li> <li>・新規制基準の導入とシビアアクシデント対策の強化</li> <li>・安全目標、INES、事故比較、安全文化の重要性</li> </ul> <p>(7) シビアアクシデント対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・目的</li> <li>・SAMG の作成と立案</li> <li>・SAMG の法的規制と具体例</li> </ul>
<p>2. 重大事故についての基本的お考え方</p>	<p>(1) 重大事故の規制要件化</p> <p>(2) 重大事故の分類</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1)重大事故に至るおそれのある事故</li> <li>2)重大事故</li> </ol> <p>(3) 重大事故の事例</p> <p>TMI-2、チョルノービリ、東京電力福島第一原子力発電所</p>
<p>3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p>	<p>(1) 事象選定のお考え方</p> <p>プラントへの外乱と事象選定のお考え方</p> <p>(2) 重要度分類のお考え方</p> <p>安全上重要な機器と安全評価の関係(PS-1,2,3、MS-1,2,3) 多重化の要求</p> <p>(3) 安全評価の方法・お考え方</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>(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>(5) 具体的な安全評価例          &lt;詳細は個別 BWR、PWR の講義で行うので紹介のみ&gt;          運転時の異常な過渡変化/設計基準事故、BWR/PWR</p> <p>(6) 解析コード          ・申請者解析コードの概要(BWR、PWR)          ・原子力規制委員会での安全解析コード</p>
<p>4. 重大事故</p>	<p>(1) 重大事故に至るおそれのある事故(炉心損傷防止)</p> <p>1)評価シナリオ、具体的シーケンス抽出法          2)重大事故対処設備概要と成功基準          減圧、冷却等の基本的対応と設備について          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          4)具体的評価例(対象事象等)          対象事象、シナリオ概略&lt;個別 BWR、PWR で行うので概要のみ&gt;          5)解析コードについて</p> <p>(2) 重大事故(格納容器機能喪失防止)</p> <p>1)評価シナリオ、具体的シーケンス抽出法          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>①原子炉圧力容器内損傷過程</p> <p>a.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>b.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>c.下部支持構造の破損(含む:溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p>d.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>e.圧力容器貫通(含む:IVMR)</p> <p>②初期格納容器機能喪失過程</p> <p>a.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>b.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>c.格納容器内過温・過圧          格納容器強度、フランジシール、電気ペネトレーション密封性能</p> <p>d.水素燃焼</p> <p>e.格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>f.溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>③後期格納容器機能喪失過程</p> <p>a.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>b.メルトスプレッド</p> <p>c.溶融炉心-コンクリート相互作用</p>

		<p>④放射性物質の発生の移行</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a.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</li> <li>b.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</li> <li>c.原子炉冷却系における放射性物質の移行</li> <li>d.格納容器バイパス</li> <li>e.格納容器内における放射性物質移行</li> <li>f.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</li> </ul> <p>⑤シビアアクシデント対策の具体例</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a.重大事故対処設備</li> <li>b.国内炉具体的解析例 格納容器損傷モードごとのプラント挙動に対する対策の有無による相違</li> <li>c.海外炉具体例 IVMR、コアキャッチャ等について紹介</li> </ul> <p>(3) 重大事故解析コード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1)総合シビアアクシデント解析コード</li> <li>2)個別現象解析コード <ul style="list-style-type: none"> <li>a.格納容器雰囲気解析コード</li> <li>b.熔融燃料-冷却材相互作用解析コード</li> <li>c.熔融炉心-コンクリート相互作用解析コード</li> <li>d.デブリベド冷却解析コード</li> </ul> </li> </ul>	
目安日数	2日		
評価方法	理解度テストの有無	☑有    □無(他の判定方法: _____ )	
	資料閲覧の可否	□可(条件: _____ )    ☑否	
	修了条件	70点以上/100点満点	
	不合格者の措置	再テスト	

管理番号	CT-RE325						
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 計測制御の基礎						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力発電所等における原子炉の計測制御系統設備に関する核計装、プロセス計装について、理解することを目的とする。						
学習の概要	原子力発電所等における原子炉の計測制御系統設備に関する核計装、プロセス計装に関する専門用語、設備の種類や構造、特徴について講義により学習する。あわせて、デジタル制御の基礎事項について学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. プロセス計装		(1) プロセス計装の基本 1) 監視するパラメータ 2) P&ID の記号 (2) 測定原理 1) 温度、圧力、流量、水位等の主要なパラメータの測定原理 (3) 校正方法 (4) プロセス計装の使用例 1) BWR 及び PWR におけるプロセス計装の使用例					
2. 自動制御(図面の見方)		(1) 制御に係る記号の基礎 1) ロジック記号(AND・OR タイマー等)各種トリップ論理 2) 展開接続図(ECWD)記載の情報					
3. 核計装		(1) 核計装の基本 1) 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 (2) 測定原理 1) 中性子計測の基本である核分裂電離箱の測定原理 (3) 校正方法 (4) 核計装の使用例 1) BWR 及び PWR における核計装の設置箇所及び位置、電源					
4. デジタル制御		(1) デジタル制御システムの構成 1) 変遷、システム構成例、構成要素 (2) デジタル制御の基礎事項及びアナログ制御との比較 1) シーケンス制御・フィードバック制御のデジタル化 2) アナログ制御との比較 (3) デジタル制御システムの信頼性確保 1) 技術基準規則とデジタル要件 2) 信頼性確保における留意点					

目安日数	1. 5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: ) *ただし 4.デジタル制御を除く。
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上 / 100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

改訂履歴 (CT-RE325)

改訂年月日	改訂内容
令和6年 3月21日	「4. デジタル制御」の追加。

管理番号	CT-RE331						
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 模擬ループ実習						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力発電所等においてポンプや弁等で発生するウォーターハンマー、キャビテーション事象の原理及びフィードバック制御の原理を理解することを目的とする。						
学習の概要	ウォーターハンマー、キャビテーション及びフィードバック制御の原理を講義で学習後、前2者については異常模擬ループで、後者についてはプロセス計装ループで体験する。また、これら設備におけるトラブル等について講義で学習し、より理解を深める。						
履修条件	CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通) 機械・電気設備及び CT-RE325 原子力エンジニアリング I (BP 共通) 計測制御の基礎の後に受講した方が効果的である。						
学習項目		学習内容					
1. ウォーターハンマー		(1) ウォーターハンマーとは (2) 異常事象模擬ループを使用したウォーターハンマー事象の体験 (3) 原子力発電所におけるウォーターハンマー事象の事例					
2. キャビテーション		(1) キャビテーションとは (2) 異常事象模擬ループを使用したキャビテーション事象の体験 (3) 原子力発電所におけるキャビテーション事象の事例					
3. 1フィードバック制御の原理		(1) フィードバック制御とシーケンス制御 (2) フィードバック制御の原理 (3) 比例ゲイン・積分ゲイン・微分ゲインの表し方 (4) PI 制御器の特性(ステップ応答時) (5) PI 制御の例: 水位制御のシミュレーション (6) 比例帯・積分時間を変えた時の応答の変化					
3. 2プロセス計装ループによる実習		実習 1: 空気作動弁による流量制御の体験 実習 2: 空気作動弁による水制御の体験 実習 3: 温度制御の体験					
3. 3原子力発電所における制御系の例		(1) 水位制御: BWR の給水制御系、PWR の SG 水位制御系 (2) 流量制御: BWR の RCIC (3) 圧力制御: BWR のタービン入口圧力制御系 (4) BWR の主要制御系 (5) PWR の主要制御系					
目安日数	2日						
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法:					)

	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上／100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-RE335					
教育訓練項目	原子力エンジニアリング I (BP 共通) 水化学					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	原子力発電所における水化学管理が材料の健全性維持及び被ばく低減に役立っていることを理解し、その重要性について認識することを目的とする。					
学習の概要	原子力発電所の水化学管理の役割、管理方法、水化学管理に係るトラブル対応について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 水化学管理の役割		(1) 水化学管理の目的 1) BWR、PWR(一次系及び二次系)において実施している水化学管理の目的の説明。 2) 以後の教材内容で扱われる専門用語等の説明。				
2. 水化学管理方法		(1) BWR、PWR プラントの水化学管理 1) 1. (1)を踏まえ、水質管理の指標について説明。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を説明。 (2) BWR、PWR の運転状態に応じた水化学管理方法 1) 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。				
3. 水化学管理に係るトラブル対応		(1) 燃料集合体からの放射性物質の漏えいに対する対応 1) 検知方法、対応方法(シッピング検査等)を含む。 (2) 格納容器内漏えいに対する対応				
目安日数	1日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70 点以上/100 点満点				
	不合格者の措置	再テスト				



管理番号	CT-RE340-B				
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ(B) 安全設計・安全評価				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	BWR 原子力発電所の実際の安全設計・安全評価(重大事故を含む。)について習得し、審査時等の確認点・留意点の概要について理解することを目的とする。				
学習の概要	BWR 原子力発電所について、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故・重大事故・大規模損壊時のプラント応答・対応手順・設計基準対象施設や重大事故等対処施設との関わり、これらに対する規制要求及び審査時等の確認点・留意点について講義により学習する。				
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては、「CT-RE305 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)原子炉物理」、「CT-RE310 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)熱流動」及び「CT-RE320 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」を修了していることを推奨。				
学習項目	学習内容				
1. BWR プラントの安全設計について	<p>(1) BWR の安全設計の概要</p> <p>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(構築物、系統及び機器)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。</p> <p>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</p> <p>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)</p> <p>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</p> <p>(2) BWR の運転特性・事故特性</p> <p>通常の BWR の運転状態を把握し、過渡事象・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。</p> <p>1)出力-流量運転特性図の把握</p> <p>2)ボイド、ドップラーの負のフィードバック、固有の自己制御性</p> <p>3)BWR プラントの過渡・事故の特徴 (過圧事象、流量喪失、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)</p> <p>4)MCPR の考え方(Post-BT を含む。)</p> <p>(3) BWR 安全評価における規制上の要求</p>				

	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象事象</li> <li>②起因事象、事象シナリオ</li> <li>③許容基準</li> <li>④評価条件(保守性のとり方、包絡性等)</li> <li>⑤これらに関する基準、指針、ガイドの習得</li> </ul> <p>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>2. 運転時の異常な過渡変化</p>	<p>&lt;以下、BWR の代表的な事象を選定し、評価の実際について説明する。&gt;</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>&lt;国内 BWR プラントの仕様の相違の把握&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>-炉心特性、装荷燃料(MOX の有無)、熱水力特性</li> <li>-システム設計の相違(BWR4,BWR5,ABWR の相違等) <ul style="list-style-type: none"> <li>再循環方式、圧力制御方式、CR 駆動方式</li> <li>SRV 弁数・設定、水位設定、ポンプ時定数</li> <li>全容量バイパスプラント、スクラム速度</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> <p>(2) 具体的な安全評価実施例(BWR 運転時の異常な過渡変化)</p> <p>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、安全評価の実際を習得する。(流量、圧力、インベントリ、温度の外乱等)</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉冷却材流量の部分喪失(PLR ポンプ1台トリップ)</li> <li>②負荷の喪失(負荷遮断、タービントリップ)</li> <li>③給水加熱喪失(給水温度の低下)</li> <li>④給水流量の喪失</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ul 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(過渡変化図の現象、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> <li>6)審査での確認点・留意点</li> </ul>
<p>3. 設計基準事故</p>	<p>(1) 設計基準事故</p> <p>&lt;国内 BWR 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>①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。 <ul style="list-style-type: none"> <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(BWR4,BWR5,ABWR の相違等) <ul style="list-style-type: none"> <li>安全保護系、スクラム信号(ABWR 等)</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>

	<p style="text-align: center;">原子炉水位設定(L1.5等)と作動システム ECCS構成、区分</p> <p>(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、安全評価の実際を習得する。(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>①原子炉冷却材喪失(中小LOCAも含む。)</li> <li>②原子炉冷却材流量の全喪失</li> <li>③主蒸気管破断事故</li> <li>④制御棒落下事故</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ul 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> <li>6)審査での確認点・留意点</li> </ul>
4. 重大事故(その1)	<p>(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BWRプラントにおけるシビアアクシデント対策例&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①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>②ATWS対策(ARI, PLRトリップ、SLC、ADS禁止)</li> <li>③可搬機器(低圧代替注水、車載熱交換器)</li> <li>④常設代替交流電源/可搬交流電源</li> <li>⑤直流電源(常設/可搬)</li> </ul> <p>(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4事象について、有効性評価の実際を習得する。</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</li> <li>②全交流動力電源喪失(長期TB, TBU, TBD, TBP)</li> <li>③崩壊熱除去機能喪失(TW)</li> <li>④原子炉停止機能喪失(TC)</li> </ul> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <ul 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)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> <li>7)審査での確認点・留意点</li> </ul>
5. 重大事故(その2)	<p>(1) 重大事故(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>&lt;国内BWRプラントにおけるシビアアクシデント対策例&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①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</li> </ul>

	<p>却、建屋 PAR 等)</p> <p>②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)</p> <p>③常設代替交流電源/可搬交流電源</p> <p>④直流電源(常設/可搬)</p> <p>(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、有効性評価の実際を習得する。</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <p>①雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>②高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>③原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>④水素燃焼</p> <p>⑤格納容器直接接触</p> <p>⑥溶融炉心-コンクリート相互作用</p> <p>&lt;習得する項目(各事象について)&gt;</p> <p>1)起因事象(発生箇所)とプラント全体図</p> <p>2)手順書・要員訓練</p> <p>3)事象進展図</p> <p>4)解析条件の考え方(審査ガイドとの整合性)</p> <p>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)</p> <p>6)許容基準への適合性(不確かさ等の確認)</p> <p>7)審査での確認点・留意点</p>	
6. 大規模損壊	<p>(1) 大規模損壊</p> <p>①大規模損壊に至る可能性のある起因事象</p> <p>②大規模な自然災害として考慮すべきもの</p> <p>③想定する大規模な事前災害の規模についての想定</p> <p>(2) 大規模損壊発生時の対応手順等</p> <p>①具体的に用意すべき手順書</p> <p>②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</p> <p>③手順書の具体例</p> <p>(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</p>	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-RE340-B)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE340-P				
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ(P)安全設計・安全評価				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	PWR 原子力発電所の安全設計・安全評価(重大事故を含む。)について習得し、審査時等の確認点・留意点の概要について理解することを目的とする。				
学習の概要	PWR 原子力発電所について、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故・重大事故・大規模損壊時のプラント応答・対応・設計基準対象施設や重大事故等対処施設との関わり、これらに対する規制要求及び審査時等の確認点・留意点について講義により学習する。				
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては、「CT-RE305 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)原子炉物理」、「CT-RE310 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)熱流動」及び「CT-RE320 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」を修了していることを推奨。				
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) PWR の安全設計の概要</p> <p>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(構築物、系統及び機器)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。</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</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>(2) PWR の運転特性・事故特性</p> <p>通常の PWR の運転状態を把握し、過渡事象・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、ドップラーの負のフィードバック、固有の自己制御性</p> <p>3)PWR プラントの過渡事象・事故の特徴 (過圧事象、流量喪失、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>(3) PWR 安全評価における規制上の要求</p> <p>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に関して、以下を習得する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価対象事象</li> <li>・起回事象、事象シナリオ</li> <li>・許容基準</li> <li>・評価条件(保守性のとり方、包絡性等)</li> <li>・これらに関する基準、指針、ガイドの習得</li> </ul> <p>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>2. 運転時の異常な過渡変化</p>	<p>&lt;以下、PWR の代表的な事象を選定し、評価の実際について説明する。&gt;</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>&lt;国内 PWR プラントの仕様の相違の把握&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>-炉心特性、装荷燃料(14x14~,17x17,MOX の有無)、熱水力特性</li> <li>-システム設計の相違(2、3、4 ループ、APWR の相違等)</li> </ul> <p>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) 具体的な安全評価実施例(PWR 運転時の異常な過渡変化)</p> <p>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、安全評価の実際を習得する。(流量、圧力、インベントリ、温度の外乱等)</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</li> <li>・原子炉冷却材流量の部分喪失(RCPトリップ)</li> <li>・負荷の喪失</li> <li>・二次冷却系の異常な減圧</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)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(過渡変化図の現象、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> <li>6)審査での確認点・留意点</li> </ol>
<p>3. 設計基準事故</p>	<p>(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>-原子炉容器、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> </ul> <p>ECCS 注入位置(DVI,上部プレナム、高/低温ループ注入)</p>

	<p>高圧注入再循環ブースティング等</p> <p>(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、安全評価の実際を習得する。(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> <li>6)審査での確認点・留意点</li> </ol>
<p>4. 重大事故(その1)</p>	<p>(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 プラントにおけるシビアアクシデント対策例&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設設備(高圧注入ポンプ、補助給水ポンプ等)</li> <li>・ATWS 対策</li> <li>・可搬機器(大容量ポンプ車、窒素ポンベ、送水車等)</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>(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4事象について、有効性評価の実際を習得する。</p> <p>&lt;事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・二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>・格納容器の除去機能喪失</li> <li>・原子炉停止機能喪失</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)起因事象(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> <li>7)審査での確認点・留意点</li> </ol>
<p>5. 重大事故(その2)</p>	<p>(1) 重大事故(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>&lt;国内 PWR プラントにおけるシビアアクシデント対策例&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設設備(格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット、PAR、イグナイター等)</li> <li>・可搬機器(大容量ポンプ車、窒素ポンベ)</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <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>(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、有効性評価の実際を習得する。</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>・高温溶融物放出/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)起因事象(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> <li>7)審査での確認点・留意点</li> </ol>	
6. 大規模損壊	<p>(1) 大規模損壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模損壊に至る可能性のある起因事象</li> <li>・大規模な自然災害として考慮すべきもの</li> <li>・想定する大規模な事前災害の規模についての想定</li> </ul> <p>(2) 大規模損壊発生時の対応手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・具体的に用意すべき手順書</li> <li>・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</li> <li>・手順書の具体例</li> </ul> <p>(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</p>	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-RE340-P)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。



管理番号	CT-RE345-B					
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ(B)燃料及び炉心					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	BWR 原子力発電所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理解することを目的とする。					
学習の概要	BWR 原子力発電所の燃料に関する構造、核特性及び熱水力に係る設計並びに炉心の動特性に係る設計について講義により学習する。					
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあつては、「CT-RE305 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)原子炉物理」及び「CT-RE310 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)熱流動」を修了していることを推奨。					
学習項目			学習内容			
1. 燃料機械設計			(1) 設計方針 1)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方針について学習する。 (2) 燃料棒と燃料集合体の構造 1)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 2)燃料棒を格子状に束ねた燃料集合体の構造及び仕様 (3) 機械設計 1)構成材料 2)照射効果 3)燃料温度 4)燃料棒内圧 5)応力解析 6)疲労サイクル 7)その他 (4) 燃料の製造及び検査 1)燃料集合体の製造工程及び品質管理 (5) 燃料の使用実績 1)開発試験燃料 2)発電用原子炉燃料			
2. 核設計			(1) 設計方針 1)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方針について学習する。 (2) 解析方法			

	<ul style="list-style-type: none"> <li>1)単位燃料集合体核計算</li> <li>2)全炉心核熱水力計算</li> <li>(3) 核特性 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)反応度制御</li> <li>2)反応度係数</li> <li>3)出力分布</li> <li>4)燃料濃縮度及び燃料取替(燃焼度)</li> <li>5)制御棒引き抜き手順及び制御棒パターン</li> <li>6)安定性(キセノンによる影響)</li> <li>7)その他</li> </ul> </li> </ul>
3. 熱水力設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 設計方針 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)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方針について学習する。</li> </ul> </li> <li>(2) 熱水力設計上の燃料の許容設計限界 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)MCPR に関する許容設計限界</li> <li>2)線出力密度に関する許容設計限界</li> </ul> </li> <li>(3) 解析方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)炉心熱水力解析</li> </ul> </li> <li>(4) 熱水力特性 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)MCPR</li> <li>2)最大線出力密度</li> <li>3)炉心圧力損失</li> <li>4)過渡状態に対する余裕(許容設計限界値)</li> <li>5)通常運転時特性</li> <li>6)その他</li> </ul> </li> </ul>
4. 動特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 設計方針 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)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について学習する。</li> </ul> </li> <li>(2) 安定性の定義 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)チャンネル水力安定性</li> <li>2)炉心安定性</li> <li>3)領域安定性</li> <li>4)プラント安定性</li> <li>5)キセノン空間振動の安定性</li> </ul> </li> <li>(3) 解析方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)チャンネル水力安定性解析モデル</li> <li>2)核熱水力安定性解析モデル</li> <li>3)キセノン空間振動の安定性解析用モード展開法</li> <li>4)原子炉プラントの動特性を模擬した解析</li> </ul> </li> <li>(4) 解析結果 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)チャンネル水力安定性</li> <li>2)炉心安定性</li> <li>3)領域安定性</li> <li>4)プラント安定性</li> </ul> </li> </ul>



管理番号	CT-RE345-P						
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (P) 燃料及び炉心						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察		
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	PWR 原子力発電所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理解することを目的とする。						
学習の概要	PWR 原子力発電所の燃料に関する構造、核特性及び熱水力に係る設計並びに炉心の動特性に係る設計について講義により学習する。						
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては、「CT-RE305 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)原子炉物理」及び「CT-RE310 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)熱流動」を修了していることを推奨。						
学習項目		学習内容					
1. 燃料機械設計		(1) 設計方針 1)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。 (2) 燃料棒と燃料集合体の構造 1)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 2)燃料棒を格子状に束ねた燃料集合体の構造及び仕様 (3) 機械設計 1)構成材料 2)照射効果 3)燃料温度 4)燃料棒内圧 5)応力解析 6)疲労サイクル 7)その他 (4) 燃料の製造及び検査 1)燃料集合体の製造工程及び品質管理 (5) 燃料の使用実績 1)開発試験燃料 2)発電用原子炉燃料					
2. 核設計		(1) 設計方針 1)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) 解析方法 1)少数群定数計算					

	2)炉心核計算 (3) 核特性 1)反応度制御(制御棒クラスタ、ほう素濃度調整) 2)反応度係数 3)出力分布(熱水路係数) 4)燃料濃縮度及び燃料取替(燃焼度) 5)安定性(キセノンによる影響) 6)その他	
3. 熱水力設計	(1) 設計方針 1)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。 (2) 解析方法 1)炉心熱水力解析 2)燃料温度解析 (3) 熱水力特性 1)最小 DNBR 2)最大線出力密度(燃料温度含む。) 3)炉心圧力損失 4)過渡状態に対する余裕(許容設計限界値) 5)通常運転時特性 6)その他	
4. 動特性	(1) 設計方針 1)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。 (2) 解析方法 1)プラント動特性模擬計算 (3) 過渡応答結果 1)±10%ステップ状負荷変化 2)±5%/min のランプ状負荷変化 3)急激な負荷減少	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-RE345-P)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE350-B						
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (B) 原子炉設備						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察		
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	BWR 原子力発電所の原子炉施設に関する系統・設備、機能を理解することを目的とする。						
学習の概要	BWR 原子力発電所の各系統設備について、BWR5をモデルに系統構成・機能、主要機器の構造、運転モード、主要監視項目、インターロック、保安規定の運転上の制限との関係等を講義により学習する。なお、ABWRとの差についても学習する。						
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては、「CT-RE315 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)機械・電気設備」及び「CT-RE325 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)計測制御の基礎」を修了していることを推奨。						
学習項目		学習内容					
1. プラント全体構成		(1) BWR プラントの基本的系統構成 1) BWR プラントの基本的系統構成や冷却材の流れについて図解により学習する。					
2. 原子炉本体及び炉内・燃料構造		(1) 原子炉本体、炉内構造 (2) 燃料構造 1) 原子炉内部の燃料、主要炉内構造物に関して構造、冷却材の流れ、機能及び状態変化(サブクール概念含む。)に関して学習する。 2) 燃料の熱的制限(MCPR、MLHGR)に関する概念及び制限値について学習する。					
3. 制御棒及び同駆動装置		(1) 制御棒、同駆動装置の構造 1) 制御棒と同駆動装置のカップリングの構造概念について学習する。 2) 駆動装置の構造及び動作原理(引き抜き、挿入、保持)について学習する。 (2) 制御棒駆動制御系: 目的、機能、系統構成、主要インターロック 1) CRD 系統図を用い各ヘッダ機能や HCU セレクタ (3) 原子炉手動制御系及び制御棒位置指示系 1) 制御棒位置検出原理と検出位置の意味(ドリフト等)について学習する。 (4) 制御棒価値ミニマイザ及びロッドブロックモニタ 1) 適用される出力範囲とその機能について学習する。					
4. 原子炉保護系		(1) 緊急停止信号の種類とその意味					

	<p>1)ファーストヒットの意味と確認の方法について学習する。</p> <p>(2) 緊急停止信号検出、作動論理</p> <p>1)ハーフスクラムの意味について学習する。</p> <p>2)選択制御棒挿入機能について学習する。</p>
5. 原子炉再循環系	<p>(1) 目的、機能、系統構成、主要インターロック、主要機器(PLR ポンプ、ジェットポンプ)構造</p> <p>1)PLR ポンプメカニカルシールの構造について学習する。</p> <p>2)ジェットポンプの構造、原理及び、燃料との位置関係について学習する。</p> <p>3)MG セット、INV、FCV 方式の相違点について学習する。</p> <p>(2) 炉心流量制御による原子炉出力制御の原理</p> <p>(3) P-F マップ</p> <p>1)CR 操作と炉心流量操作のマップ上の違い及び炉心不安定性(出力振動)事例と国内対策について学習する。</p> <p>(4) 原子炉再循環制御系</p> <p>1)RPT 及びランバック機能について学習する。</p>
6. 原子炉冷却材浄化系、燃料プール冷却材浄化系	<p>(1) 原子炉冷却材浄化系の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p> <p>(2) 燃料プール冷却材浄化系の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p>
7. 主蒸気系	<p>(1) 主蒸気隔離弁の目的、機能及び構造、MSIV 閉インターロック</p> <p>(2) 主蒸気逃し安全弁の目的、機能及び構造</p> <p>1)安全弁機能と逃し弁機能及び ADS 機能の違いについて図解により学習する。</p>
8. 原子炉核計装系	<p>(1) 起動領域モニタ及び出力領域モニタの目的、機能、構造、炉内配置及び測定レンジ</p> <p>(2) 同上主要インターロック</p> <p>(3) 移動式炉内核計装装置概要</p> <p>(4) SRM・IRM と SRNM との相違</p>
9. 非常用炉心冷却設備	<p>(1) 工学的安全施設の全体構成</p> <p>1)工学的安全施設全体概要(ECCS、RCIC 及び格納施設等全体構成)について整理した図表等により学習する。</p> <p>2)ECCS 構成概要及び能力(再冠水等)について整理した図表等により学習する。</p> <p>(2) 高圧炉心スプレイ系の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p> <p>(3) 低圧炉心スプレイ系の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p> <p>(4) 自動減圧系の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p>
10. 残留熱除去系	<p>(1) 各運転モード(低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブレーションプール冷却モード、原子炉停止時冷却モード、燃料プール冷却モード)の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p> <p>(2) 補機冷却系(原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系)の目的、機能、系統構成、主要インターロック</p>
11. 原子炉隔離時冷却系	<p>(1) 目的、機能、系統構成、主要インターロック</p>
12. 格納容器	<p>(1) 構造、機能</p>





管理番号	CT-RE350-P					
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (P) 原子炉設備					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	PWR 原子力発電所の原子炉施設に関する系統・設備、機能を理解することを目的とする。					
学習の概要	PWR 原子力発電所の各系統設備について、系統構成・機能、主要機器の構造、運転モード、主要監視項目、インターロック、保安規定の運転上の制限との関係等を講義により学習する。					
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあつては、「CT-RE315 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)機械・電気設備」及び「CT-RE325 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)計測制御の基礎」を修了していることを推奨。					
学習項目	学習内容					
1. プラント全体構成	(1) PWR プラントの基本的系統構成 1)PWR プラントの基本的系統構成や冷却材の流れ					
2. 原子炉本体及び炉内・燃料構造	(1) 原子炉本体、炉内構造 (2) 燃料構造 1)原子炉内部の燃料、主要炉内構造物に関する構造、冷却材の流れ、機能及び状態変化(サブクールの概念含む。) 2)燃料の熱的制限(DNBR 等)に関する概念及び制限値					
3. 加圧器	(1) 加圧器の構成、構造 本体構造、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 (2) 加圧器の機能 スプレイ弁、ヒーター(比例、後備)圧力制御機能、加圧器逃し弁・安全弁機能					
4. 蒸気発生器	(1) 内部構造 (2) 一次系及び二次系冷却材の流れと沸騰状態 (3) ブローダウンシステム					
5. 一次冷却材ポンプ	(1) ポンプ・モーター全体構成及び構造 (2) ポンプ詳細構造 (3) ポンプシール部構造 1)運転上の注意事項(起動条件、シール LOCA 事象)					
6. 制御棒駆動装置	(1) 制御棒、同駆動装置の構造 1)制御棒クラスと制御棒駆動装置の結合構造概念 2)駆動装置の構造及び動作原理 (2) 制御棒位置指示系、温度計装系					

	<ul style="list-style-type: none"> <li>1)制御棒位置検出原理及びステップカウンタとの関係や許容誤差</li> <li>(3) 制御棒挿入限界</li> <li>1)停止余裕との関係や保安規定での制限</li> </ul>
7. 化学体積制御系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 系統構成</li> <li>(2) 機能・構造 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)体積制御、ホウ酸濃度制御(原子炉補給系とホウ酸補給系)</li> <li>2)一次冷却系ポンプへの封水供給等機能</li> <li>3)充填ポンプ、再生・非再生熱交換器等主要機器の構造</li> </ul> </li> <li>(3) 運転 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)原子炉の起動・停止過程においての本系統の運転モードと機能</li> </ul> </li> </ul>
8. 使用済燃料ピット水冷却材浄化系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 使用済燃料ピットの系統構成と機能</li> <li>(2) 主要設備構造</li> </ul>
9. 原子炉核計装系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 炉外核計装モニタの炉内配置及び測定レンジ</li> <li>(2) 同上インターロック(パーミッシブ信号)</li> <li>(3) 炉内核計装装置</li> </ul>
10. 非常用炉心冷却設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 工学的安全施設の全体構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)ECCS を構成する系統の機能注水能力</li> </ul> </li> <li>(2) 高圧注水系 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)系統・機能概要、主ポンプ構造</li> </ul> </li> <li>(3) 低圧注水系 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)系統・機能概要、主ポンプ構造</li> </ul> </li> <li>(4) 蓄圧注入系 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)系統・機能概要、タンク構造</li> </ul> </li> </ul>
11. 余熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 余熱除去運転モード時の系統構成 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)ミッドループ運転の目的及び運転中の炉水位監視方法等</li> </ul> </li> </ul>
12. 原子炉補機冷却系及び海水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 系統構成、機能</li> </ul>
13. 格納容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 構造、機能</li> <li>(2) 格納容器スプレイ系</li> <li>(3) 格納容器換気空調設備 (アニュラス浄化系含む。)</li> <li>(4) 格納容器サンプ設備</li> </ul>
14. 原子炉制御系	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 制御棒制御系</li> <li>(2) ホウ素濃度制御系</li> <li>(3) 加圧器圧力制御系</li> <li>(4) 加圧器水位制御系</li> <li>(5) 給水制御系</li> <li>(6) タービンバイパス制御系</li> <li>(7) 主蒸気逃し弁制御系</li> <li>(8) 制御棒クラスタ引抜阻止及びタービンランバック</li> </ul>
15. 原子炉保護系とESFインターロック	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 緊急停止信号の種類とその意味 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)ファーストアウトの意味と確認の方法</li> </ul> </li> <li>(2) 緊急停止信号検出、作動論理 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)パーシャルトリップの意味</li> </ul> </li> <li>(3) ESF 作動論理回路</li> </ul>

目安日数	4日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-RE350-P)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE355-B					
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (B)タービン設備他					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	BWR 原子力発電所の蒸気タービン及び関連系統・設備、機能(発電機、所内電源、直流電源、シビアアクシデント対応設備などを含む。)を理解することを目的とする。					
学習の概要	BWR 原子力発電所の主タービン・発電機と関連系統の他、所内電源、放射線モニタ、シビアアクシデント対応設備等について、系統構成・機能、構造、インターロック等を学習後、発電所の起動/停止手順をいずれも講義により学習する。					
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあつては、「CT-RE315 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)機械・電気設備」及び「CT-RE325 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)計測制御の基礎」を修了していることを推奨。					
学習項目		学習内容				
1. 主タービン		(1) 主タービンの構造 1)主タービンの構造上の特徴についての火力タービンと比して説明。 2)ラビリンス(シール部含む。)の構造についての説明を含む。				
2. 主タービン関連系統		(1) グランド蒸気系 (2) 潤滑油系 (3) 主タービン監視計器(振動計、伸び・伸び差計) 1)危険速度域についての説明を含む。 (4) 抽気系系統概略、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		(1) 主復水器 (2) 循環水系 (3) AO・OG 系 1)真空上昇モードⅠからモードⅣまでの概略運転系統図を用い各モードの説明を含む。 2)復水器真空度に係る主要警報、インターロックに関する説明を含む。				
4. タービン制御系(EHC)		(1) タービン主要弁(MSV、CV、BPV、IV、ISV)の構造、目的 1)MSV については CV ウォーミングのための構造の説明を含む。 (2) EHC の目的、構成、役割 1)参考として、プラント起動過程(原子炉昇圧、バイパス弁開確認、主タービン起動、揃速、圧力制御切替え)及びタービンリセ				

	ット・トリップ時における EHC(主要弁含む。)の状態に関する図解・説明を含む。
5. 復水・給水系	(1) 目的、機能、系統構成、主要インターロック 1) サイドストリームプラントの簡略な説明を含む。
6. 給水制御系	(1) 目的、機能、系統構成 1) 単/三要素制御方法の違い及び CUW ブローダウンでの制御機能についての説明を含む。
7. 発電機	(1) 主発電機の構造 1) 揃速、同期の概念に関する図解・説明を含む。 (2) 固定子冷却系 (3) 密封油系 (4) 水素ガス系
8. 所内電源	(1) 所内電源構成と機能 1) 所内電源切替えについての説明を含む。 (2) 非常用ディーゼル発電設備系統構成・機能 1) D/G オートピックアップについての説明を含む。
9. 直流電源	(1) 直流電源系統構成・機能 (2) バイタル電源設備 (3) 計装電源設備
10. 補助設備	(1) タービン補機冷却系、海水系(目的及び設備構成) (2) 計装用圧縮空気系、所内圧縮空気系(目的及び設備構成) (3) 換気空調系(目的及び設備構成) (4) 補給水系(目的及び設備構成)
11. プロセス放射線モニタ・エリア放射線モニタ	(1) プロセス放射線モニタ(目的及び設備構成) (2) エリア放射線モニタ(目的及び設備構成)
12. シビアアクシデント対応設備	(1) HPAC 設備(目的及び設備構成例) (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) (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) (4) ペDESTAL 注水設備(目的及び設備構成例) (5) 代替 UHSS(目的及び設備構成例) (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) (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)
13. ABWR プラントとの相違点	(1) 給復水系(ヒータードレンポンプ) (2) 総合デジタル制御系
14. プラント起動停止手順	(1) プラント起動・停止の操作の流れ 1) 起動・停止曲線に関する説明を含む。 (2) 起動時の主要操作とプラント状態変化 1) 以下の各操作段階での当該操作とパラメータ変化等に着目し簡便な図を用いた説明を含む。 ① 真空上昇 ② 原子炉脱気(MSIV 開) ③ 原子炉起動(制御棒引き抜き) ④ 臨界(臨界判定、ペリオド) ⑤ 核加熱

	⑥昇温昇圧 ⑦定格圧力からモード SW 運転(D/W 点検) ⑧タービン起動、並入、圧力制御切替え、所内電源切替え ⑨M/T 切替え	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上 / 100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴 (CT-RE355-B)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE355-P					
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (P)タービン設備他					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	PWR 原子力発電所の蒸気タービン及び関連系統・設備、機能(発電機、所内電源、直流電源、シビアアクシデント対応機器などを含む。)を理解することを目的とする。					
学習の概要	PWR 原子力発電所の主タービン・発電機との関連系等の他、所内電源、放射線モニタ、シビアアクシデント対応設備等について、系等構成・機能、構造、インターロック等を学習後、発電所の起動/停止手順をいずれも講義により学習する。					
履修条件	全ての原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)を原則修了していること。 分散型訓練生にあつては、「CT-RE315 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)機械・電気設備」及び「CT-RE325 原子力エンジニアリングⅠ (BP 共通)計測制御の基礎」を修了していることを推奨。					
学習項目		学習内容				
1. 主タービン		(1) 主タービンの構造 1)主タービンの構造上の(火力タービンと比して)特徴 2)ラビリンス(シール部含む。)の構造				
2. 主タービン関連系統		(1) グランド蒸気系 (2) 潤滑油系 (3) 主タービン監視計器(振動計、伸び・伸び差計) 1)危険速度域 (4) 抽気系系統概略、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		(1) 主復水器 (2) 循環水系 (3) 空気抽出系 1)復水器真空度に係る主要警報、インターロック				
4. 主蒸気系統		(1) 主蒸気隔離弁 (2) 主蒸気安全弁・主蒸気逃し弁 (3) 主蒸気逆止弁				
5. 復水・給水系		(1) 系統構成と機能 (2) 主要機器構造 (3) 補助給水系統 (4) 脱気器				
6. 発電機		(1) 主発電機の構造 1)揃速、同期の概念 (2) 固定子冷却系				

	(3) 密封油系 (4) 水素ガス系
7. 所内電源	(1) 所内電源構成と機能 1) 所内電源切替え (2) 非常用ディーゼル発電設備系統構成・機能 1) D/G オートピックアップ
8. 直流電源	(1) 直流電源系統構成・機能 (2) バイタル電源設備 (3) 計装電源設備
9. 補助設備	(1) タービン補機冷却系、海水系(目的及び設備構成) (2) 計装用圧縮空気系、所内圧縮空気系(目的及び設備構成) (3) 換気空調系(原子炉、タービン、補助各建屋及び中央制御室: 目的及び設備構成) (4) 補給水系(目的及び設備構成)
10. プロセス放射線モニタ、エリア放射線モニタ設備	(1) プロセス放射線モニタ(目的及び設備構成) (2) エリア放射線モニタ(目的及び設備構成)
11. シビアアクシデント対応設備	(1) PAR(目的及び設備概要例) (2) イグナイター(目的及び設備概要例) (3) CV 内再循環ユニット(目的及び設備概要例) (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) (5) ガスタービン設備・電源車(目的及び設備概要例)
12. プラント起動停止手順	(1) プラント起動・停止の操作の流れ 1) 起動・停止曲線 (2) 起動時の主要操作とプラント状態変化 1) 以下の各操作段階での当該操作とパラメータ変化等 ① ミッドループ運転 ② 一次系水張り操作(スタティック・ダイナミックベント) ③ 昇圧(2.7MPa)及びRCP起動 ④ 加圧器気相生成 ⑤ RHR系隔離及び抽出ライン切替 ⑥ 臨界操作 ⑦ タービン動主給水ポンプ起動 ⑧ 給水切替え(水張り弁→主給水バイパス制御弁) ⑨ タービン起動、並入 ⑩ 給水切替え(主給水バイパス制御弁→主給水制御弁)
目安日数	2日
評価方法	理解度テストの有無 <input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否 <input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件 70点以上/100点満点
	不合格者の措置 再テスト

改定履歴(CT-RE355-P)

改定年月日	改定内容
-------	------



令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。
----------------	---

管理番号	CT-RE360-B				
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (B)保安規定(LCO)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	BWR 原子力発電所における保安規定の運転上の制限(LCO)及びその運用を理解することを目的とする。				
学習の概要	BWR 原子力発電所における保安規定のLCOの記載ルール、LCO設定の基本的考え方を講義により学習する。				
履修条件	<p>全ての原子力エンジニアリングⅠ(BP 共通)、全ての原子力エンジニアリングⅡ(B)(本項目を除く。)、及び「CT-NR305 保安規定の体系とこれまでの変遷」を原則修了していること。</p> <p>分散型訓練生にあっては、全ての原子力エンジニアリングⅠ(BP 共通)、全ての原子力エンジニアリングⅡ(B)(本項目を除く。 )及び「CT-NR305 保安規定の体系とこれまでの変遷」を修了していることを推奨。</p>				
学習項目	学習内容				
1. 保安規定の法的位置付け、構成等	(1) 保安規定の法的位置付け、構成等				
2. 運転上の制限(LCO)設定の経緯と記載ルール	(1) LCO 設定の経緯 保安規定における LCO の記載ルール				
3. BWR の運転上の制限(LCO)	(1) LCO 設定の基本的考え方 (2) “止める”機能に関する LCO (3) “冷やす”機能に関する LCO (4) “閉じ込める”機能に関する LCO (5) 安全解析の前提条件を担保するための LCO (6) その他の設計条件を担保するための LCO (主に圧力バウンダリに関連する LCO) (7) “止める” “冷やす” “閉じ込める”機能を維持するための設備に関する LCO(計測制御系、補機冷却系、非常用電源系等に関する LCO) (8) 原子炉停止中の LCO の基本的考え方				
4. 新規制基準追加項目	(1) 新規制基準について (2) 今後の保安規定の変更について				
目安日数	0.5日				
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )			
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否			
	修了条件	70 点以上/100 点満点			
	不合格者の措置	再テスト			

## 改定履歴(CT-RE360-B)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「終了していること」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE360-P					
教育訓練項目	原子力エンジニアリングⅡ (P) 保安規定(LCO)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	PWR 原子力発電所における保安規定の運転上の制限(LCO)及びその運用を理解することを目的とする。					
学習の概要	PWR 原子力発電所における保安規定のLCOの記載ルール、LCO設定の基本的考え方を講義により学習する。					
履修条件	<p>全ての原子力エンジニアリングⅠ(BP 共通)、全ての原子力エンジニアリングⅡ(P)(本項目を除く。)、及び「CT-NR305 保安規定の体系とこれまでの変遷」を原則修了していること。</p> <p>分散型訓練生にあっては、全ての原子力エンジニアリングⅠ(BP 共通)、全ての原子力エンジニアリングⅡ(P)(本項目を除く。 )及び「CT-NR305 保安規定の体系とこれまでの変遷」を修了していることを推奨。</p>					
学習項目	学習内容					
1. 保安規定の法的位置付け、構成等	(1) 保安規定の法的位置付け、構成等					
2. 運転上の制限(LCO)設定の経緯と記載ルール	(1) LCO 設定の経緯 保安規定における LCO の記載ルール					
3. PWR の運転上の制限(LCO)	(1) LCO 設定の基本的考え方 (2) “止める”機能に関する LCO (3) “冷やす”機能に関する LCO (4) “閉じ込める”機能に関する LCO (5) 安全解析の前提条件を担保するための LCO (6) その他の設計条件を担保するための LCO (主に圧力バウンダリに関連する LCO) (7) “止める” “冷やす” “閉じ込める”機能を維持するための設備に関する LCO(計測制御系、補機冷却系、非常用電源系等に関する LCO) (8) 原子炉停止中の LCO の基本的考え方					
4. 新規制基準追加項目	(1) 新規制基準について (2) 今後の保安規定の変更について					
目安日数	0.5日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70 点以上/100 点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

## 改定履歴(CT-RE360-P)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。

管理番号	CT-RE365-B					
教育訓練項目	原子炉運転トレーニング I (B-通常運転)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	BWR 原子力発電所の起動・停止における各系統設備の機能や系統間のつながり及びプラント全体の挙動を理解することを目的とする。					
学習の概要	BWR 原子力発電所の起動・停止に係る各系統設備の機能や系統間のつながりに関してシミュレータ操作の実習により、またプラント全体の挙動をシミュレータで体験し学習する。					
履修条件	全ての原子力エンジニアリング I 及び同 II (BWR) を原則修了していること。分散型訓練生にあっては、全ての原子力エンジニアリング I (BP 共通)、「CT-RE350-B 原子力エンジニアリング II (B) 原子炉設備」及び「CT-RE355-B 原子力エンジニアリング II (B) タービン設備他」を原則修了していること。					
学習項目	学習内容					
1. プラント設備システムの概要 (机上/実習)	シミュレータ研修上使用する主要系統設備の概要について、エンジニアリング I 及び II で学習したことをシミュレータ盤面上で復習する。 (1) プラント全体概要 ・ プラント構成系統及び機器の目的・機能 ・ 一次冷却材の流れ (2) プラント制御 ・ 原子炉、タービン発電機の出力調整方法 ・ 各サブシステム、ローカル制御 (3) プラントの安全対策 ・ 安全保護機能、インターロックの概要					
2. 運転操作基本事項 (机上及び実習)	シミュレータ操作を実施する上で必要となる中央制御室内での操作上の基本事項を学習する。 (1) 盤面・シミュレータの操作方法 (2) 運転操作手順書の分類とその内容 (3) 運転操作の基本事項(H/E防止ツールの活用方法、指揮命令系統と判断権限等)法、警報確認、トレンドの活用方法他)					
3. 原子力プラント起動 停止プロセス (机上)	冷温停止状態から定格出力までの起動操作プロセス、定格出力から冷温停止までの停止プロセスの全体を学習する。 (1) プラント起動/停止計画と起動曲線/停止曲線 (2) 起動時操作イベント、停止時操作イベント(原子炉圧力ベース)					
4. 原子力プラント起動 停止プロセス (実習)	プラント起動/停止操作について、事業者が行う運転操作の内容、操作により生じるパラメータ変化、事前学習及び机上研修内容の再確認を、シミュレータを用いた実習により行う。					

	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) ユニット起動前準備</li> <li>(2) 復水器真空上昇と原子炉脱気、主蒸気隔離弁隔離解除</li> <li>(3) 原子炉モード「起動」、制御棒の引き抜き操作と核計装指示上昇確認</li> <li>(4) 原子炉臨界判定と核加熱</li> <li>(5) 原子炉の昇温・昇圧及び昇温・昇圧時の確認事項、操作イベント(圧力制御系の動作、主タービンリセット及びCVウォーミング、給水ポンプ起動、RCIC 定例試験等)</li> <li>(6) 原子炉定格圧力及びドライウェルインスペクション</li> <li>(7) ドライウェルインスペクション終了後の高温再臨界、昇温・昇圧</li> <li>(8) 原子炉定格圧力、主タービン起動操作(速度制御器の動作確認)</li> <li>(9) 主タービン起動後の保安装置試験、タービントリップからの再起動</li> <li>(10) 発電機並列、初負荷、圧力制御切替(負荷制御器の動作確認)</li> <li>(11) 所内電源切替、給水ポンプタービン起動・昇圧操作</li> <li>(12) 給水ポンプ切替操作(M-T切替)(給水制御系の動作確認)</li> <li>(13) プラント出力増加操作(CRによる出力増加とPLRによる出力増加の相違)</li> <li>(14) 定格電気出力運転への上昇、定格熱出力運転への上昇</li> <li>(15) 出力運転中のプラント管理(熱的制限値、燃焼に伴う反応度補償)</li> <li>(16) 停止準備及び出力下降</li> <li>(17) 給水ポンプ切替(T-M切替)から所内電源切替</li> <li>(18) 発電機解列及びタービントリップ</li> <li>(19) 全制御棒全挿入と原子炉減圧制御</li> <li>(20) RHR停止時冷却モードインサースビスと主蒸気隔離弁隔離</li> <li>(21) 復水器真空破壊とオフガス系パージ運転、格納容器開放</li> </ul>
<p>5. 停止中プラント管理 (机上及び実習)</p>	<p>プラント停止中に行う主要操作のうち、特に以下について学習する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 燃料交換(燃料配置計画から燃料移動手順の概要)</li> <li>(2) 冷却系ループ切替(定検時に行う電源系点検、冷却用取水路切替に合わせた冷却ループ切替の概要と保安規定整合)</li> <li>(3) 原子炉再起動に向けた各種検査(停止余裕確認検査、圧力容器/格納容器漏えい検査、非常用炉心冷却系及びディーゼル発電機機能検査等)</li> </ul>
<p>目安日数</p>	<p>5日</p>
<p>評価方法</p>	<p>理解度テストの有無 <input checked="" type="checkbox"/>有 <input type="checkbox"/>無(他の判定方法: )</p>
	<p>資料閲覧の可否 <input type="checkbox"/>可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/>否</p>
	<p>修了条件 70点以上/100点満点</p>
	<p>不合格者の措置 再テスト</p>

改定履歴(CT-RE365-B)

<p>改定年月日</p>	<p>改定内容</p>
--------------	-------------

令和4年 10月28日	履修条件のうち、「原則受講済みのこと」を「原則修了していること」に、「事前受講を推奨」を「修了していることを推奨」に改定。
----------------	---



管理番号	CT-RE365-P				
教育訓練項目	原子炉運転トレーニング I (P-通常運転)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	PWR 原子力発電所の起動・停止における各系統設備の機能や系統間のつながり及びプラント全体の挙動を理解することを目的とする。				
学習の概要	PWR 原子力発電所の起動・停止に係る各系統設備の機能や系統間のつながりに関してシミュレータ操作の実習により、またプラント全体の挙動をシミュレータで体験し学習する。				
履修条件	全ての原子力エンジニアリング I 及び同 II (PWR)を原則修了していること。分散型訓練生にあっては、全ての原子力エンジニアリング I (BP 共通)、「CT-RE350-P 原子力エンジニアリング II (P)原子炉設備」及び「CT-RE355-P 原子力エンジニアリング II (P)タービン設備他」を原則修了していること。				
学習項目	学習内容				
1. プラント設備システムの概要 (机上/実習)	シミュレータ研修上使用する主要系統設備の概要について、エンジニアリング I 及び II で学習したことをシミュレータ盤面上で復習する。 (1) プラント全体概要 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ プラント構成系統及び機器の目的・機能</li> <li>・ 一次冷却材の流れ及び二次系の系統構成</li> </ul> (2) プラント制御/計測制御設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉設備(制御棒制御、加圧器圧力/水位制御、主給水制御、タービンバイパス制御)</li> <li>・ 制御棒駆動装置、原子炉核計装</li> </ul> (3) プラントの安全対策 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉保護系機能、インターロックの概要</li> <li>・ 工学的安全設備機能、インターロックの概要</li> </ul>				
2. 運転操作基本事項 (机上及び実習)	シミュレータ操作を実施する上で必要となる中央制御室内での操作上の基本事項を学習する。 (1) 盤面・シミュレータの操作方法 (2) 運転操作手順書の分類とその内容 (3) 運転操作の基本事項(H/E防止ツールの活用方法、指揮命令系統と判断権限等)法、警報確認、トレンドの活用方法他)				
3. 原子力プラント起動 停止プロセス (机上)	冷温停止状態から定格出力までの起動操作プロセス、定格出力から冷温停止までの停止プロセスの全体を学習する。 (1) プラント起動/停止計画と起動曲線/停止曲線 (2) 起動時操作イベント、停止時操作イベント(一次系/二次系)				
4. 原子力プラント起動停	プラント起動/停止操作について、事業者が行う運転操作の内容、				



管理番号	CT-RE370-B				
教育訓練項目	原子炉運転トレーニングⅡ (B-過渡変化/設計基準事故)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	BWR 原子力発電所における異常な過渡変化及び設計基準事故発生時の主要パラメータやプラントの全体挙動の変化並びに徴候レベル段階の事故事象進展予測や運転上の制限逸脱発生時の対応を理解することを目的とする。				
学習の概要	BWR 原子力発電所における異常な過渡変化及び設計基準事故発生時の状態変化並びに事故事象進展予測及び運転上の制限逸脱発生時の対応についてシミュレータの実習により学習する。				
履修条件	「CT-RE365-B 原子炉運転トレーニングⅠ (B-通常運転)」を原則修了していること。 分散型訓練生においては「CT-RE365-B 原子炉運転トレーニングⅠ (B-通常運転)」、「CT-RE340-B 原子力エンジニアリング (B) 安全設計・安全評価」及び「CT-RE345-B 原子力エンジニアリングⅡ (B) 燃料及び炉心」を原則修了していること。				
学習項目		学習内容			
1. プラントトリップ時の挙動 (机上)		プラントトリップ時の挙動とインターロックについて学習する。 (1) プラントトリップ時の基本的挙動 (MSIV 開/閉、TG トリップ) (2) プラントインターロック			
2. 事故時運転手順 (AOP)の概要 (机上)		運転手順の構成とプラントトリップ時手順について学習する。 (1) 事故時運転手順の構成 (2) プラントトリップ時 (MSIV 開、閉)の運転手順 (3) 負荷遮断時の運転手順			
3. プラントトリップ時の挙動 (実習)		机上で学習したプラントトリップ時の応答及び運転手順上の要点について、シミュレータを用いて確認する。 (1) プラントトリップ (MSIV 開/閉、TG トリップ) (2) 負荷遮断			
4. 安全評価 (設計基準) (机上/実習)		安全評価の考え方、及び代表事例の応答、判断について学習する。 (1) 安全評価の考え方 ・安全評価の目的 ・判断基準 ・評価事象の選定 (2) 運転中の異常な過渡変化 ・炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 ・炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 ・原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化			



管理番号	CT-RE370-P				
教育訓練項目	原子炉運転トレーニングⅡ (P-過渡変化/設計基準事故)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	PWR 原子力発電所における異常な過渡変化及び設計基準事故発生時の主要パラメータやプラントの全体挙動の変化並びに徴候レベル段階の事故事象進展予測や運転上の制限逸脱発生時の対応を理解することを目的とする。				
学習の概要	PWR 原子力発電所における異常な過渡変化及び設計基準事故発生時の状態変化並びに事故事象進展予測及び運転上の制限逸脱発生時の対応についてシミュレータの実習により学習する。				
履修条件	「CT-RE365-P 原子炉運転トレーニングⅠ (P-通常運転)」を原則修了していること。 分散型訓練生においては「CT-RE365-P 原子炉運転トレーニングⅠ (P-通常運転)」、「CT-RE340-P 原子力エンジニアリング (P) 安全設計・安全評価」及び「CT-RE345-P 原子力エンジニアリングⅡ (P) 燃料及び炉心」を原則修了していること。				
学習項目		学習内容			
1. 基本過渡事象時の挙動と対応 (机上)		基本過渡事象時の挙動とインターロックについて学習する。 (1) 負荷遮断 (2) 原子炉トリップ (3) 非常用炉心冷却設備(ECCS)作動 (4) プラントインターロック			
2. 基本過渡事象時の挙動と対応 (実習)		机上で学習した基本過渡事象時の応答及び運転手順上の要点について、シミュレータを用いて確認する。 (削除) (1) 負荷遮断 (2) 原子炉トリップ (3) 非常用炉心冷却設備(ECCS)作動			
3. 安全評価(設計基準) (机上/実習)		安全評価の考え方、及び代表事例の応答、判断について学習する。 (1) 安全評価の考え方 ・安全評価の目的 ・判断基準 ・評価事象の選定 (2) 運転中の異常な過渡変化 ・炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 ・炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 ・原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化			



管理番号	CT-RE375-B					
教育訓練項目	原子炉運転トレーニングⅡ (B-過酷事故)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	BWR 原子力発電所における重大事故発生時のプラント挙動の変化や緩和対策について理解することを目的とする。					
学習の概要	BWR 原子力発電所における重大事故発生時のプラント挙動や緩和対策をシミュレータの実習により学習する。					
履修条件	「CT-RE365-B 原子炉運転トレーニングⅠ (B-通常運転)」及び「CT-RE370-B 原子炉運転トレーニングⅡ (B-過渡変化/設計基準事故)」を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては「CT-RE370-B 原子炉運転トレーニングⅡ (B-過渡変化/設計基準事故)」を原則修了していること。					
学習項目		学習内容				
1. 重大事故の概要 (机上)		重大事故の概要を整理、復習する。 (1) シビアアクシデント時の諸現象 (2) 事故モード/重大事故シーケンス				
2. 重大事故対処設備 (机上)		重大事故対処設備について復習する。 (1) 設置許可基準規則の要求・解釈 (2) 重大事故対処施設 (3) 重大事故対処の有効性評価				
3. 重大事故時の対処手順 (机上)		運転手順の構成とプラントトリップ時手順について学習する。 (1) 事故時運転手順の構成 (2) 重大事故に至るまでの対処手順(AOP/EOP) (3) 事故時対応手順(SOP) (4) 緊急時対応手順(EHG)				
4. 重大事故シーケンス観察 (実習)		炉心損傷及び格納容器破損に至る想定事例の挙動を学習する。 (1) 高圧注水・低圧注水失敗事象(TQUV)～過圧破損 (2) 高圧注水・減圧失敗事象(TQUX)～過温破損 (3) 全交流動力電源喪失事象(TB)～過温破損 (4) 原子炉停止失敗事象(TC)～過圧破損 (5) 崩壊熱除去失敗事象(TW)～過圧破損 (6) 原子炉冷却材喪失事象(LOCA)～過圧破損 (7) 格納容器バイパス事象(ISLOCA) * 損傷(又は損傷する見込み)までシミュレータで確認する。 * 類似のシーケンスは違いの把握を中心とする。				

5. 対応の有効性 (実習)	重大事故への対処について、手段及び対処の効果を確認する。 (1) 原子炉の停止(SLC) (2) 電源の復旧(GTG、電源車、可搬電源) (3) 代替注水手段の確保(HPAC、MUW、FP、送水車) (4) 原子炉減圧手段の復旧(電源、N2、代替減圧) (5) 崩壊熱除去(代替除熱、ペDESTAL注水) (6) 格納容器除熱(代替 PCV 除熱、代替スプレイ、ウェル注水、ベント) (7) 二次格納施設健全性(PAR) (8) 制御室機能維持 (9) 燃料プール冷却維持(MUW、FP、送水車)	
目安日数	4日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-RE375-B)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「履修を終了していること」を「原則修了していること」に、「受講のこと」を「原則修了していること」に改定。



管理番号	CT-RE375-P					
教育訓練項目	原子炉運転トレーニングⅡ (P-過酷事故)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	PWR 原子力発電所における重大事故発生時のプラント挙動の変化や緩和対策について理解することを目的とする。					
学習の概要	PWR 原子力発電所における重大事故発生時のプラント挙動や緩和対策をシミュレータの実習により学習する。					
履修条件	「CT-RE365-P 原子炉運転トレーニングⅠ (P-通常運転)」及び「CT-RE370-P 原子炉運転トレーニングⅡ (P-過渡変化/設計基準事故)」を原則修了していること。 分散型訓練生にあっては、「CT-RE370-P 原子炉運転トレーニングⅡ (P-過渡変化/設計基準事故)」を原則修了していること。					
学習項目		学習内容				
1. 重大事故の概要 (机上)		重大事故の概要を整理、復習する。 (1) シビアアクシデント時の諸現象 (2) 事故モード/重大事故シーケンス				
2. 重大事故対処設備 (机上)		重大事故対処設備について復習する。 (1) 設置許可基準規則の要求・解釈 (2) 重大事故対処施設 (3) 重大事故対処の有効性評価				
3. 重大事故時の対処手順 (机上)		運転手順の構成とプラントトリップ時手順について学習する。 (1) 事故時運転手順の構成 (2) 重大事故に至るまでの対処手順(第一部/第二部) (3) 重大事故時対応手順(第三部) (4) 緊急時対応手順(可搬対応、他)				
4. 重大事故シーケンス観察 (実習)		炉心損傷及び格納容器破損に至る想定事例の挙動を学習する。 (1) 二次冷却系からの除熱機能喪失事象 (2) 全交流動力電源喪失事象 (3) 補機冷却水の喪失事象 (4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失事象 (5) 原子炉停止機能喪失事象 (6) ECCS 注水機能喪失事象 (7) ECCS 再循環機能喪失事象 (8) 格納容器バイパス事象 (ISLOCA) * 損傷(又は損傷する見込み)までシミュレータで確認する。 * 類似のシーケンスは違いの把握を中心とする。				



管理番号	CT-RE380				
教育訓練項目	試験研究炉等の概要及び安全規制上の特徴				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	試験研究用等原子炉に係る法体系及び施設の特徴を踏まえた安全規制の全体概要を理解することを目的とする。				
学習の概要	試験研究用等原子炉の施設概要、関連法令体系、リスクを踏まえた安全規制(グレーデッドアプローチの適用)の考え方など安全規制の全体概要について講義により学習する。				
履修条件					
学習項目		学習内容			
1. 試験研究用等原子炉に係る法体系		(1) 設置許可段階における法律、規則、基準類 (2) 設計及び工事の計画の認可段階に係る法律、規則、基準類 (3) 運転段階(保安規定を含む。)に係る法律、規則、基準類 (4) 廃止措置に係る法律、規則、基準類 (5) 原子力規制検査制度の概要			
2. 我が国の試験研究用等原子炉の概要		(1) 試験研究用等原子炉の種類 (2) 試験研究用等原子炉の設置状況 (3) 試験研究用等原子炉の安全規制の実際(グレーデッドアプローチの適用等) (4) 廃止措置段階の試験研究用等原子炉			
3. 主な試験研究用等原子炉の特徴と安全確保の考え方		(1) 水冷却型炉 ・JRR-3 (2) パルス炉 ・NSRR (3) ガス冷却型炉 ・HTTR (4) ナトリウム冷却型高速炉 ・常陽 (5) 臨界実験装置 ・STACY			
目安日数	2日				
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )			
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否			
	修了条件	70点以上/100点満点			
	不合格者の措置	再テスト			

管理番号	CT-FE300							
教育訓練項目	核燃料サイクルプロセス							
任用資格	基本	○	中級		上級			
	原子力検査		○	原子力安全審査		○	保障措置査察	○
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力			
目的	我が国の核燃料サイクル施設(放射性廃棄物処理処分を含む。)の各プロセス技術の概要と取り扱う核燃料物質の特徴及び想定されるハザードの概要について理解することを目的とする。							
学習の概要	核燃料サイクル施設の各プロセスで取り扱う核燃料物質の特徴、その取り扱い方法及び想定されるハザードの概要について講義により学習する。							
履修条件	—							
学習項目		学習内容						
1. 核燃料サイクルプロセスの序論		(1) 核燃料サイクルプロセス序論 ・我が国にある核燃料サイクル施設の目的と工程 (2) 各プロセスでと取り扱われる核燃料物質の特徴 ・各プロセスで取り扱われる核燃料物質の物理的・化学的形態 (3) 核燃料サイクルプロセスの規制要求の要点 ・確保すべき安全機能の要点  (注: 上記には、核燃料物質の使用を含む。)						
2. ウラン濃縮		・遠心分離法技術 ・六フッ化ウランの取扱い ・ウラン濃縮施設のハザード ・劣化六フッ化ウランの安定化 ・カスケード						
3. ウラン燃料加工・MOX燃料加工		(1) ウラン燃料加工 ・再転換プロセス(UF <sub>6</sub> の化学毒を含む) ・燃料加工プロセス、ペレット加工プロセス、燃料棒加工プロセス、燃料集合体組み立プロセス及びスクラップ回収(回収ウランを含む。) (2) MOX燃料加工プロセス ・MOX燃料の特徴、MOX燃料加工工程、施設運転(回収ウラン及びプルトニウムを含む。)						
4. 高レベル放射性廃棄物の貯蔵管理		・高レベル放射性廃棄物の特性 ・高レベル放射性廃棄物貯蔵管理施設 ・高レベル放射性廃棄物貯蔵管理施設的设计 ・輸入廃棄物の確認 ・高レベル放射性廃棄物の取扱い						
5. 放射性廃棄物の処理		・放射性廃棄物の種類、特徴、我が国の発生状況、保管状況 ・放射性廃棄物処理に係る規制 ・放射性廃棄物の処理技術						

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の廃棄方法、基準、確認</li> </ul>	
6. 放射性廃棄物の処分	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の種類と我が国の保管状況</li> <li>・低レベル放射性廃棄物の処分方法</li> <li>・低レベル放射性廃棄物埋設施設の安全確保の考え方と安全規制</li> <li>・最近の廃棄物埋設施設関連法制の改正</li> </ul>	
7. クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・クリアランスとは</li> <li>・クリアランスレベルの考え方</li> <li>・核種ごとのクリアランスレベル</li> <li>・クリアランス関連の規制制度等の制定経緯</li> <li>・クリアランス制度に係る主な規制手続</li> </ul>	
目安日数	4日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-FE300)

改定年月日	改定内容
令和5年 4月17日	<p>以下の事項を改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○使用済燃料再処理プロセスを「CT-FE305 使用済燃料再処理プロセス」に移動</li> <li>○使用済燃料の中間貯蔵を「CT-FE320 金属キャスクの安全設計」に移動</li> <li>○回収ウランとプルトニウムを「CT-FE305 使用済燃料再処理プロセス」から移動</li> <li>○学習項目、学習内容の集約等</li> <li>○目安日数を3日から4日へ延長(従来、外部機関への役務分の2日が計上されていなかったため、実質的には5日から4日への短縮)</li> </ul>

管理番号	CT-FE305						
教育訓練項目	使用済燃料再処理プロセス						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	再処理施設のプロセス技術及び想定されるハザードと事故事象並びにそれらの背景となっている関連技術等について理解することを目的とする。						
学習の概要	再処理施設に関するプロセス技術及び想定されるハザードと事故事象並びにそれらの背景となっている関連技術等について、講義により学習する。						
履修条件	—						
学習項目		学習内容					
1. ピューレックス法再処理施設に係る基本的技術事項		(1) ピューレックス法再処理プロセス ・溶媒抽出法について ・ピューレックス法再処理プロセス ・主要国の再処理施設、・再処理施設のインプット／アウトプット、・ピューレックス再処理施設のプロセス、・再処理プロセスにおける元素の挙動、・再処理プロセスにおけるハザード、・再処理施設の運転 (2) 事故事例 (3) 再処理施設の新規制基準 ・再処理施設の安全設計、・位置、構造及び設備の基準～安全機能を有する施設、・位置、構造及び設備の基準～重大事故対処施設 (4) ピューレックス法再処理施設 ・六ヶ所再処理施設、(参考)東海再処理施設					
2. 再処理施設で想定されるハザードと事故事象		(1) 再処理施設の異常事象とハザード ・施設の特徴とそれによる様々な異常事象の種類 ・放射性物質の形態別分布状況 ・代表的異常事象の特徴(蒸発乾固(溶液沸騰含む)、水素爆発、TBP 等錯体の分解反応、有機溶媒火災、臨界等) ・各種異常事象の特徴のまとめ ・発電炉との比較 (2) 設計基準事故と重大事故 ・設計基準事故の選定と評価 ・重大事故対策 (3) 蒸発乾固(溶液沸騰含む)と水素爆発事象 ・各種発生機器の時間余裕/影響/液性との関係等の考察					
3. 背景となっている関連技術等		(1) 重大事故に係る知見 ・各種事故に係る研究経緯と動向及び関連情報 (2) その他知見及び関連情報					

目安日数	3日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-FE305)

改定年月日	改定内容
令和5年 4月17日	以下の事項を改定 <ul style="list-style-type: none"> <li>○使用済燃料再処理プロセスを「CT-FE300 核燃料サイクルプロセス」から移動</li> <li>○回収ウランとプルトニウムを「CT-FE300 核燃料サイクルプロセス」へ移動</li> <li>○本教育訓練項目を保障措置査察資格取得に必須の教育訓練項目とする。</li> <li>○目安日数を2日から3日へ延長</li> </ul>

管理番号	CT-FE310					
教育訓練項目	臨界安全					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	核燃料サイクル施設に対する臨界安全を確保する上で、検査官、安全審査官に必要とされる基礎知識を学習することを目的とする。					
学習の概要	臨界安全の基礎理論を学習した上で、臨界安全管理法を理解する。法令等での臨界安全要求に対して施設ごとに具体化された臨界安全管理法(核的制限値)に応じた審査・検査の役割を理解する。また、過去の臨界事故から発生防止のための審査・検査のポイントを理解する。					
履修条件	CT-FE300 核燃料サイクルプロセスの後に受講した方が効果的である。					
学習項目	学習内容					
1. 臨界安全に関する審査・検査の役割	<ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界安全確保の必要性</li> <li>・対象施設の区分</li> <li>・審査・検査の役割</li> </ul>					
2. 臨界安全に関する審査・検査の基盤情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・法令等</li> <li>・事業(変更)指定/許可申請書</li> <li>・設工認申請書</li> <li>・保安規定及びその下部規定</li> </ul>					
3. 臨界安全の基礎	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核分裂過程と中性子増倍率</li> <li>・臨界状態、臨界条件と臨界因子</li> <li>・断面積</li> <li>・基本的な臨界量(参考用)</li> <li>・施設別の臨界上の特徴</li> <li>・臨界事故の物理現象</li> <li>・臨界安全ハンドブック</li> <li>・計算手法</li> <li>・計算コード</li> </ul>					
4. 臨界安全管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界安全</li> <li>・臨界因子、臨界管理因子、核的制限値</li> <li>・臨界安全管理法</li> <li>・二重偶発性原則</li> <li>・臨界警報設備(装置)</li> <li>・臨界事故終息手段</li> <li>・臨界事故対処施設</li> <li>・臨界事故の拡大防止</li> <li>・核燃料の輸送</li> </ul>					
5. 核燃料施設における過去の臨界事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全体概要</li> <li>・事故からの知見と教訓</li> </ul>					
添付	添付A 事業(変更)指定/許可申請書からの引用・要約					



	添付B 臨界安全ハンドブックの記載例の紹介・説明 添付E 二重偶発性原則の適用例(米国NRC) 添付F 核燃料施設における過去の臨界事故の各論 添付G 臨界安全検査活動の例(米国NRC)	
目安日数	3日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-FE315						
教育訓練項目	核燃料物質等の輸送						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察		
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	核燃料物質等の輸送に関する安全規制体系及び安全規制基準について理解することを目的とする。						
学習の概要	核燃料物質等の輸送における設計承認、容器承認、運搬物確認、事業者による輸送物作成及び核燃料物質の分類型に関する安全規制体系及び安全規制基準について講義により学習する。						
履修条件	CT-FE300 核燃料サイクルプロセスの後に受講した方が効果的である。						
学習項目		学習内容					
1. 規制体系		<ul style="list-style-type: none"> <li>・所管官庁、輸送規制体系</li> <li>・規制の対象物質・適用範囲</li> <li>・文書体系(原子炉等規制法、外運則、同告示、車運則、通達)</li> </ul>					
2. IAEA の役割		<ul style="list-style-type: none"> <li>・国際輸送の実態、事件事例</li> <li>・輸送安全における IAEA 等の役割、及び文書体系</li> </ul>					
3. 核燃料物質の定義・分類		<ul style="list-style-type: none"> <li>・国連勧告における危険物の輸送分類(クラス7:放射性物質)</li> <li>・核種の規制免除値(濃度、量)</li> </ul>					
4. 収納限度(基礎的数値)		<ul style="list-style-type: none"> <li>・不明核種、混合核種の規制免除値の評価方法</li> <li>・輸送における放射線防護の基礎概念</li> <li>・基礎的数値(A 値)</li> <li>・特別形放射性物質</li> <li>・輸送物型(あるいは航空輸送)による収納限度</li> </ul>					
5. 品名による輸送物分類		<ul style="list-style-type: none"> <li>・不明核種、混合核種の基礎的数値の評価方法</li> <li>・核燃料輸送物の物質分類の定義(核分裂性、LSA、SCO、副次的危険性)</li> <li>・クラス7における品名分類</li> <li>・LSA、SCO の分類、定義、これらの混合核種の評価</li> <li>・LSA、SCO の積載限度</li> <li>・LSA、SCO と IP 輸送物の対応、混合物の扱い</li> </ul>					
6. 容器要件、輸送物要件		<ul style="list-style-type: none"> <li>・各輸送物型に対応する試験要件と承認要件</li> <li>・輸送物型の基本分類(放射エネルギー、追加属性)</li> <li>・基本要件(L 型から課せられる共通要件)</li> <li>・L 型輸送物(該当する輸送物、固有の要件)</li> <li>・IP 型輸送物(試験要件、標識、文書記録)</li> <li>・上記以外の各輸送物型に対する要求(適合性確認の方法、適用される試験、標識、適合証明書類、設計上の要求)</li> <li>・特別試験の実施基準、適合性の評価基準</li> <li>・確認対象外輸送物に対する要求(マネジメント等)</li> </ul>					

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核分裂性輸送物に対する要求</li> <li>・六フッ化ウラン輸送物に対する要求</li> <li>・核燃料輸送物としないで運搬できる LSA,SCO の運搬</li> <li>・輸送物作成にかかるマネジメント要求</li> </ul>	
目安日数	1日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上／100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-FE320						
教育訓練項目	金属キャスクの安全設計						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			○	管理等の執務上の能力		
目的	使用済燃料貯蔵施設の安全設計及び使用済燃料等の輸送又は貯蔵に用いる金属キャスクの安全設計について理解する。						
学習の概要	使用済燃料貯蔵施設及び使用済燃料の輸送又は貯蔵に用いる金属キャスクに求められる規制要求及び、それらの安全設計について学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 使用済燃料貯蔵施設及び金属キャスクの概要		(1) 使用済燃料貯蔵施設の概要 (2) 金属キャスクの概要 ① 収納物 1) 使用済燃料等 2) 返還廃棄物(ガラス固化体) ② 金属キャスクの取り扱い  (注: 上記には、輸送貯蔵兼用金属キャスクを含む。)					
2. 使用済燃料貯蔵施設及び金属キャスクの規制基準等		(1) 使用済燃料貯蔵施設に係る規制基準・規格等(含特定容器等の設計の型式証明及び型式の指定) (2) 輸送に係る規制基準  (主な基準類) ・使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 ・核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則など ・(参考)原子力発電所敷地内における乾式貯蔵と規制要求					
3. 使用済燃料貯蔵施設及び金属キャスクの安全設計		(1) 使用済燃料貯蔵施設(含輸送貯蔵兼用キャスク) 1) 臨界防止、2) 遮蔽、3) 閉じ込め、4) 除熱、5) 構造強度 (2) 金属キャスク(輸送専用) 1) 臨界防止、2) 遮蔽、3) 閉じ込め、4) 除熱、5) 構造強度					
目安日数	1日						
評価方法	理解度テストの有無	☑有 ☐無(他の判定方法: )					
	資料閲覧の可否	☐可(条件: ) ☑否					
	修了条件	70点以上/100点満点					
	不合格者の措置	再テスト					

## 改定履歴(CT-FE320)

改定年月日	改定内容
-------	------

令和5年 4月17日	以下の事項を改定 ○使用済燃料の中間貯蔵を「CT-FE300 核燃料サイクルプロセス」から移動 ○学習項目、学習内容の集約等 ○本教育訓練項目を保障措置査察資格取得に必須の教育訓練項目とする。
---------------	---

管理番号	CT-HP100						
教育訓練項目	放射線測定及び放射線防護						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力施設及び放射性同位元素等の安全規制の基礎となる放射線測定及び放射線防護に関する基礎知識を習得することを目的とする。						
学習の概要	放射線測定及び放射線防護に関する基礎知識について講義・実習により学習する。						
履修条件	原子と原子核の構造、同位体、元素周期表といった基礎的な知識を有していること。						
学習項目		学習内容					
1. 放射線の基礎		(1) 原子と原子核 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子核の構造と周期表</li> <li>・原子核の安定・不安定(同位体)</li> </ul> (2) 放射線の種類 <ul style="list-style-type: none"> <li>・電離放射線と非電離放射線</li> <li>・電離放射線の種類(粒子線と電磁波、粒子線の種類(荷電粒子線と非荷電粒子線))</li> </ul> (3) 放射線の発生原理 <ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>線の発生原理(放射性崩壊、崩壊系列、減衰・半減期、崩壊定数)</li> <li>・X線の発生原理</li> <li>・中性子線の発生原理(核分裂、中性子源、加速器)</li> </ul> (4) 放射線と物質との相互作用 <ul style="list-style-type: none"> <li>・電離・励起作用、光電効果・コンプトン散乱・電子対生成、蛍光作用、写真作用、原子核反応(散乱、吸収、核分裂)</li> </ul> (5) 放射線の透過力と人体への影響範囲 <ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>(X)線、中性子線の物質に対する透過力</li> <li>・<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>(X)線の空気中で飛ぶ距離</li> <li>・<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>(X)線の人体への影響範囲(体外から、体内から)</li> </ul>					
2. 放射線に関する量と単位		(1) 放射線と放射能 (2) ベクレルとシーベルト(両単位間の関係、ミリ・マイクロ・ナノの換算を含む) (3) グレイとシーベルトの換算 (4) 等価線量と実効線量 (5) 線量概念(物理量、防護量、実用量) (6) 線量当量(周辺線量当量、個人線量当量) (7) 内部被ばくの線量(預託線量) (8) 「シーベルト」を単位とする各種線量					

3. 放射線被ばくの基礎	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 身の回りの放射線と被ばく <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然放射線(宇宙、大地、空気中、飲食物)による被ばく</li> <li>・その他日常生活で受ける被ばく(医療、航空機等)</li> <li>・特殊な環境での被ばく(インドケララ地方、宇宙ステーション等)</li> </ul> </li> <li>(2) 被ばくの形態 <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部被ばく(局部被ばくを含む。)</li> <li>・内部被ばく(被ばく経路、物理的半減期、生物学的半減期、実効半減期を含む。)</li> </ul> </li> <li>(3) 被ばくの種類 <ul style="list-style-type: none"> <li>・公衆被ばく、医療被ばく、職業被ばく</li> </ul> </li> <li>(4) 被ばく状況の種類 <ul style="list-style-type: none"> <li>・計画被ばく状況、緊急被ばく状況、現存被ばく状況</li> </ul> </li> </ul>
4. 放射線の人体への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射線の人体影響の基礎知識 <ul style="list-style-type: none"> <li>・DNA 損傷・修復、細胞周期、線量率効果、LET、RBE、放射線感受性</li> </ul> </li> <li>(2) 確定的影響 <ul style="list-style-type: none"> <li>・しきい値、急性被ばく、皮膚被ばく、水晶体被ばく、胎児への影響</li> </ul> </li> <li>(3) 確率的影響 <ul style="list-style-type: none"> <li>・疫学的データ、がん及び遺伝的影響とリスク</li> </ul> </li> </ul>
5. 放射線防護	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射線防護の基本原則 <ul style="list-style-type: none"> <li>・正当化、防護の最適化、線量限度の適用</li> </ul> </li> <li>(2) 外部被ばく防護三原則 <ul style="list-style-type: none"> <li>・対象線種と適用条件</li> <li>・距離、遮蔽、時間</li> </ul> </li> <li>(3) 線種別の距離や遮蔽による減衰計算例</li> <li>(4) 内部被ばくの防護措置 <ul style="list-style-type: none"> <li>・留意すべき放射性物質と防護方法</li> <li>・安定ヨウ素剤の利用方法と留意事項</li> </ul> </li> </ul>
6. 放射線防護に係る法令	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射線防護の国際的枠組み</li> <li>(2) ICRP 勧告と防護基準の変遷</li> <li>(3) 我が国の放射線規制の概要</li> <li>(4) 放射性同位元素等規制法</li> <li>(5) 電離放射線障害防止規則</li> <li>(6) 人事院規則 10-5(職員の放射線障害の防止)</li> <li>(7) 原子力規制委員会放射線障害防止管理規程</li> </ul>
7. 放射線管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射性物質の安全取扱い(密封、非密封)</li> <li>(2) 放射線モニタリングの基本知識 <ul style="list-style-type: none"> <li>・一般環境、作業環境、個人のモニタリング</li> </ul> </li> <li>(3) 施設の放射線管理 <ul style="list-style-type: none"> <li>・放出放射性物質(気体、液体)</li> <li>・表面汚染</li> </ul> </li> <li>(4) 放射線モニタリング情報(Web ポータルサイト)</li> </ul>
8. 東京電力福島第一原子力発電所事故に係る放射線防護活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 東京電力福島第一原子力発電所事故時に放出された放射性物質と放射線防護活動</li> <li>(2) 住民の被ばく状況</li> <li>(3) 事故収束、廃炉作業に係る被ばくと防護</li> </ul>
9. 放射線測定器の種類と概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 測定に利用される相互作用等の概要 <ul style="list-style-type: none"> <li>・電離作用(気体、固体)、発光作用、化学変化</li> </ul> </li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>(2) 気体検出器の特徴 <ul style="list-style-type: none"> <li>・電離箱、比例計数管、GM 計数管</li> </ul> </li> <li>(3) 固体検出器の特徴 <ul style="list-style-type: none"> <li>・半導体検出器</li> </ul> </li> <li>(4) シンチレーション検出器の特徴 <ul style="list-style-type: none"> <li>・固体、液体、プラスチック</li> </ul> </li> <li>(5) 受動型検出器の特徴 <ul style="list-style-type: none"> <li>・検出素子(ガラス、OSL、TLD)</li> </ul> </li> <li>(6) 用途別放射線測定器の例 <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理用測定器及び放射能測定器の種類</li> <li>・主な放射線管理用測定器</li> <li>・主な放射能測定器</li> </ul> </li> </ul>
10. 放射線計測の信頼性	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射線計測の信頼性確保の要素</li> <li>(2) 線量(率)測定器校正とトレーサビリティ <ul style="list-style-type: none"> <li>・校正場の要件</li> <li>・校正方法(置換法、線源法)</li> <li>・JIS Z4511 の概要</li> </ul> </li> </ul>
11. 放射線計測データの統計処理	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 放射線計測における統計、誤差、不確かさ</li> <li>(2) 計数率測定に係る標準偏差</li> <li>(3) バックグラウンド計数と検出下限</li> <li>(4) 検出効率</li> <li>(5) 計測時の被ばく低減(適切な計測時間、回数等)</li> </ul>
(実習1) 放射線防護具の取扱実習	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 汚染防護具(タイベックスーツ等)の装着法</li> <li>(2) 防護マスク及び個人線量計の取扱いと装着法</li> <li>(3) 空気呼吸器の装着方法</li> </ul>
(実習2) 空間線量測定実習	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) サーベイメータを用いた空間線量測定の方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・操作方法、時定数の設定、基本的測定方法</li> </ul> </li> <li>(2) 距離、遮蔽による減衰</li> <li>(3) 方向依存性の確認実習(NaI、GM 管)</li> <li>(4) 個人線量計の装着方法</li> </ul>
(実習3) 表面汚染測定実習	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 表面汚染測定用サーベイメータの使用法</li> <li>(2) 汚染検査測定と表面密度の計算</li> <li>(3) 空气中放射性物質の測定(放射能の測定と減衰確認)</li> </ul>
目安日数	4日
評価方法	理解度テストの有無 <input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否 <input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件 70点以上/100点満点
	不合格者の措置 再テスト

改定履歴(CT-HP100)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	<ul style="list-style-type: none"> <li>○学習項目 <ul style="list-style-type: none"> <li>・項目の順番の見直し</li> </ul> </li> <li>○学習内容 <ul style="list-style-type: none"> <li>・他項目との重複解消、学習内容の見直し等の整理</li> </ul> </li> <li>○目安日数 <ul style="list-style-type: none"> <li>・4.5日から4日に短縮</li> </ul> </li> </ul>



令和5年 4月17日	誤記訂正 (TL を TLD へ改定)
---------------	---------------------

管理番号	CT-HP300				
教育訓練項目	放射線遮蔽の概要				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査		原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	放射線に係る知識、放射線遮蔽の概要及びその計算法の概要について理解することを目的とする。				
学習の概要	放射線に係る知識、放射線遮蔽の概要及びその計算法の概要について講義により学習する。				
履修条件					
学習項目		学習内容			
1. 放射線		(1) 放射線と物質の相互作用 (2) 線源強度の評価 (3) ガンマ線の挙動、減衰計算 (4) 中性子線の挙動、核反応断面積			
2. 放射線遮蔽計算法		(1) 簡易計算法 (2) 詳細計算法 (3) 輸送計算の誤差要因			
3. 離散座標 Sn 法		(1) 概要 (2) ボルツマン輸送方程式の数値解法 (3) 離散座標 Sn 法の解法とその誤差			
4. モンテカルロ法		(1) モンテカルロ法の原理 (2) モンテカルロ法の解法と計算コード (3) 統計誤差と分散低減化法 (4) モンテカルロ法の計算コード			
5. ストリーミングとスカイシャイン及び原子力発電所の実際		(1) ストリーミング計算法 (2) スカイシャイン計算法 (3) 遮蔽実験による計算手法の検証 (4) 原子力発電所の遮蔽計算の実際			
目安日数	2. 5日				
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )			
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否			
	修了条件	70 点以上 / 100 点満点			
	不合格者の措置	再テスト			

## 改定履歴(CT-HP300)

改定年月日	改定内容
令和5年 4月17日	以下の事項を改定。 ○記載の適正化(遮へい → 遮蔽)

管理番号	CT-HP305							
教育訓練項目	核燃料サイクル施設の放射線防護							
任用資格	基本	○	中級		上級			
	原子力検査		○	原子力安全審査		○	保障措置査察	○
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力			
目的	核燃料サイクル施設の放射線防護の基本を理解することを目的とする。							
学習の概要	放射線防護の原則、保健物理の基礎とともに、核燃料サイクル施設の主要な放射性核種の化学的・放射線学的性質、汚染管理、内部被ばく管理、外部被ばく管理、事故及び緊急時対応、保健物理検査活動について講義により学習する。							
履修条件	CT-FE300 核燃料サイクルプロセスの後に受講した方が効果的である。							
学習項目		学習内容						
1. 放射線防護の原則		(1) 放射線防護の歴史 (2) ICRP における防護の基本的考え方 (3) 我が国への放射線防護の基準の取り入れ						
2. 放射線防護の基礎		(1) 原子を構成する3つの基本粒子 (2) 放射線管理に必要な用語の定義 (3) 電離放射線 (4) 放射線、放射能、汚染の単位、線量の単位 (5) 被ばくの種類 (6) 放射線の人体への影響 (7) 種々の放射線源の存在及びそれから受ける日本国民の被ばく (8) 施設設計上の考慮事項						
3. ウラン、プルトニウム及びその他主要な放射性核種の化学的、放射線学的性質		(1) ウランの性質 (2) ウランの被ばくに対する人の障害 (3) プルトニウムの性質 (4) プルトニウムの被ばくに対する人の障害 (5) その他主要な核種の性質(主要な核分裂生成物)						
4. 汚染管理		(1) 空気汚染 (2) 表面汚染 (3) 汚染の防護						
5. 内部被ばくの管理		(1) 内部被ばくの評価 (2) ICRP1990年勧告に準拠したモデル (3) 内部被ばくモニタリングの方法 (4) ウラン、プルトニウム及びその他主要な核種の体内挙動 (5) ホールボディカウンタ (6) バイオアッセイ (7) 事故対応						
6. 外部被ばく管理		(1) 外部被ばくの概要 (2) $\gamma$ 放射線源の検出						

	(3) $\beta$ 放射線源の検出 (4) 個人線量測定 (5) 外部被ばく低減
7. 環境への放出放射性物質の放出管理	(1) 排気・排水中放射性物質濃度の測定 (2) 再処理施設周辺環境放射線監視
8. 放射線管理検査活動	(1) 放射線防護計画 (2) 放射線防護計画及び実施手順 (3) 機器及び設備 (4) 被ばく管理 1) 規制の内容 2) 関連する検査活動 (5) 標示、表示、立入管理 (6) サーベイ (7) 通知及び勧告
目安日数	2日
評価方法	理解度テストの有無 <input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否 <input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件 70点以上/100点満点
	不合格者の措置 再テスト

管理番号	CT-EG300						
教育訓練項目	溶接技術						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査		○	原子力安全審査		○	保障措置査察
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力		
目的	原子力施設を構成する溶接構造物の溶接技術及び溶接の適否に関する判断力を習得することを目的とする。						
学習の概要	溶接構造物の溶接技術、品質管理及び溶接工程の理解と溶接の適否に係る判断について講義及び実習により学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 溶接技術、溶接施工管理 講義		(1) 溶接安全教育 (2) 溶接概要 ・溶接の欠点と利点 ・溶接部に発生する欠陥 ・溶接法の分類 ・接合部の呼称 ・溶接姿勢 ・溶接施工計画・管理 (3) 溶接の種類と特徴 原子力機器に使用される溶接方法、溶接材料 ・被覆アーク溶接 ・ティグ溶接 ・ミグ・マグ溶接 ・サブマージアーク溶接					
2. 溶接実習		(1) 被覆アーク溶接等の溶接実習					
3. 溶接の品質管理 講義		(1) 原子力機器の品質管理プロセス (2) 溶接施工法、溶接士技量資格の管理 (3) 材料検査 (4) 溶接検査 ・開先面、開先検査 ・溶接作業中検査 ・外観検査					
4. 機械試験 講義・実習		(1) 機械試験の種類と使用 (2) 試験実習					
5. 溶接構造物の製造工程 実習		(1) 工場での材料搬入から溶接構造物製造ラインを見学し、品質管理との関係を把握する。					
6. 溶接試験体検査結果の解説、質疑応答 講義		(1) 2. の試験体の放射線透過試験結果の解説 (2) 質疑応答					

目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-EG305					
教育訓練項目	非破壊検査技術					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査		保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	原子力施設を構成する溶接構造物に対する非破壊検査技術及び溶接構造物の欠陥の判定に関する判断力を習得することを目的とする。					
学習の概要	溶接構造物に対する各種非破壊検査の適用と欠陥検出の特徴及び検査記録の理解と欠陥の判定に関する判断について講義及び実習により学習する。					
履修条件	CT-RE335 原子力エンジニアリング I (BP 共通)水化学及び CT-EG300 溶接技術を事前に受講しておくこと。また、それ相当の知識があること。					
学習項目		学習内容				
1. 非破壊検査技術 (講義及び実習)		(1) 非破壊検査概論 非破壊検査の種類、特徴 (2) 磁粉探傷試験 講義及び実習 (実習: 極間法) 原理、試験方法、検査の実施と記録等 (3) 浸透探傷試験 講義及び実習 (実習: 染色浸透探傷) 原理、試験方法、検査の実施と記録等 (4) 超音波探傷試験 講義及び実習 (実習: 垂直 & 斜角) 原理、試験方法、検査の実施と記録等 (5) 放射線透過試験 講義及び実習 (実習: フィルムの観察方法) 原理、試験方法、検査の実施と記録等 (6) 渦流探傷試験 講義及び実習 (実習: 渦流探傷試験方法) 原理、試験方法、検査の実施と記録等				
目安日数	4日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-EG316				
教育訓練項目	施設管理(概要)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	事業者が実施している保全活動の概要を理解すると共に、規制の枠組みに関して理解することを目的とする。				
学習の概要	保全の目的、保全の方法と考え方、規制の枠組みに関して講義により学習する。				
履修条件	CT-RE305 原子力エンジニアリング I (BP 共通)原子炉物理、CT-RE310 原子力エンジニアリング I (BP 共通)熱流動、CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通)機械・電気設備、CT-RE320 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、CT-RE325 原子力エンジニアリング I (BP 共通)計測制御の基礎、CT-RE331 原子力エンジニアリング I (BP 共通)模擬ループ実習、CT-RE335 原子力エンジニアリング I (BP 共通)水化学、CT-RE340 原子力エンジニアリング II (B 又は P)安全設計・安全評価、CT-RE345 原子力エンジニアリング II (B 又は P)燃料及び炉心、CT-RE350 原子力エンジニアリング II (B 又は P)原子炉設備、CT-RE355 原子力エンジニアリング II (B 又は P)タービン設備他及び CT-RE370 原子炉運転トレーニング II (B 又は P-過渡変化／設計基準事故)の後に受講した方が効果的である。				
学習項目		学習内容			
1. 保全活動の概要		(1) 原子力安全と保全の関係及び保全の目的 (2) 保全の構造と特性 (3) 保全の方法と考え方 (4) 状態監視保全技術の概要			
2. 米国の保全に対する規制の枠組み		(1) 米国の保守に関する規制－メンテナンスルール(保守規則) (2) 米国の保守規則に対応する民間規格			
3. 我が国の保全活動に関する規制の枠組み		(1) 令和2年度からの保全活動に関する規制の枠組み (2) 原子炉等規制法の保全に関連する条項 (3) 原子炉等規制法以下の政省令の条項(発電用原子炉の例) (4) 保守管理に関する民間規格 (5) 保全活動に対する原子力規制検査			
4. 事業者の保全活動の概要／保全活動のチェックポイント		(1) 専門検査部門より、事業者の保全活動／保全活動のチェックポイントの紹介			
目安日数	1日				
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )			
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否			
	修了条件	70 点以上／100 点満点			
	不合格者の措置	レポート提出			



改定履歴(CT-EG316)

改定年月日	改定内容
令和3年 5月26日	<p>「CT-EG315 施設管理(概要)」の学習項目を事業者が実施している保全活動に加え、国内外の規制の枠組みや検査活動等を追加。</p> <p>注:「CT-EG315 施設管理(概要)」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。</p>

管理番号	CT-EG320					
教育訓練項目	施設管理(保安全管理実習)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	実技模型による保守管理を体験することにより、事業者が実施している現場での保全活動の一例を理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力発電所で使われている代表的な計装機器の構成並びにポンプ、弁の実機模型を使った実習により、分解点検、組立、調整等の保守管理について学習する。					
履修条件	CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通)機械・電気設備、CT-RE325 原子力エンジニアリング I (BP 共通)計測制御の基礎及び CT-RE350 原子力エンジニアリング II (B 又は P)原子炉設備を事前に受講しておくこと。 CT-EG316 施設管理(概要)の後に受講した方が効果的である。					
学習項目		学習内容				
1. 研修に関する基礎知識の復習		(1) 代表的な計装機器の構造、機能概要 ・可能な限り様々なカットモデルを活用して説明 (2) 代表的なポンプ、弁、熱交換器の構造、機能概要 ・可能な限り様々なカットモデルを活用して説明 (3) 使用上の留意事項・トラブル事例等 ・計測機器の使用上の留意事項・特徴(特性)例 (東京電力福島第一原子力発電所事故時の状態を想定して機能するもの、しないもの等の説明を含む。) ・分解、組立及び運転時に発生したトラブル事例				
2. 実習における注意点		(1) 実習における注意点 ・重量物の作業、工具の使用上の注意点等 ・防護具(ヘルメット、手袋、防塵マスク等)の使用 (2) その他 ・実習時の注意点				
3. 計装機器の点検・校正		(1) 圧力、温度、流量、液位を計測する機器の原理、構造、機能の説明 ・可能な限り様々なカットモデルを活用して説明 ・システムでの使用例(図面)の説明 (2) 点検方法の説明 ・手順書の説明 ・点検に当たっての留意点 ・実習 (3) 校正方法の説明 ・手順書の説明 ・校正に当たっての留意点(誤差を生じる原因等) ・実習				
4. ポンプの分解・組立		(1) 原子力発電所の設備でよく使用されるポンプの原理、構造、機				

	<p>能の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可能な限り様々なカットモデルを活用して説明</li> </ul> <p>(2) 分解手順の説明と実習</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手順書の説明</li> <li>・分解に当たっての留意点(機器に傷をつけない工夫等)</li> <li>・実習</li> </ul> <p>(3) 分解部品の手入れ、点検の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手入れ、点検時の留意点(欠陥、腐食等劣化しやすい部位と点検方法、シャフトの曲がり測定等)</li> <li>・実習</li> </ul> <p>(4) 組立手順の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手順書の説明</li> <li>・組立に当たっての留意点(機器に傷をつけない工夫、組立部品の誤組立の原因、パッキン締め付け、センタリング等)</li> <li>・実習</li> </ul>	
5. 弁の分解・組立	<p>(1) 原子力発電所の設備でよく使用される弁の原理、構造、機能の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可能な限り様々なカットモデルを活用して説明</li> </ul> <p>(2) 分解手順の説明と実習</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手順書の説明</li> <li>・分解に当たっての留意点(機器に傷をつけない工夫等)</li> <li>・実習</li> </ul> <p>(3) 分解部品の点検の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手入れ、点検時の留意点(欠陥、腐食等の入りやすい部位と点検方法、シャフトの曲がり測定、リミットスイッチ調整等)</li> <li>・実習</li> </ul> <p>(4) 組立手順の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手順書の説明</li> <li>・組立に当たっての留意点(機器に傷をつけない工夫、組立部品の誤組立の原因、パッキン締め付け等)</li> </ul> <p>(5) 実習</p>	
6. ループ試験	<p>(1) ループ試験装置に設置後(実際に点検品を設置しなくとも可)の試運転</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・起動前点検、起動、運転中の機器及び運転盤の確認項目</li> </ul> <p>(2) 各種計装機器に係わる故障の対処方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・トラブル事例とともに説明</li> </ul> <p>(3) 運転時の温度、圧力、流量等のパラメータの見方</p>	
目安日数	5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-EG326				
教育訓練項目	施設管理(状態監視)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	△	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	事業者が原子力施設の各設備の機能維持のために実施している予防保全活動のうち、現在、状態監視保全で一番よく使われている振動診断技術を理解することを目的とする。				
学習の概要	原子力安全研修所の設備を使用して、振動診断技術について講義及び実習により学習する。				
履修条件	CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通)機械・電気設備、CT-RE325 原子力エンジニアリング I (BP 共通)計測制御の基礎及び CT-RE350 原子力エンジニアリング II (B 又は P)原子炉設備を事前に受講しておくこと。 CT-EG316 施設管理(概要)の後に受講した方が効果的である。				
学習項目		学習内容			
振動法による状態監視保全実習		(1) 振動法による状態監視保全技術概要 (2) 軸受、歯車、モーターの状態監視保全技術 (3) 回転機械、ポンプの状態監視保全技術 (4) ファン、配管の状態監視保全技術			
目安日数	2.5日				
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )			
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否			
	修了条件	70 点以上/100 点満点			
	不合格者の措置	再テスト			

## 改定履歴(CT-EG326)

改定年月日	改定内容
令和3年 5月26日	「CT-EG325 施設管理(状態監視)」の学習項目を実習に特化した内容に改定。 注:「CT-EG325 施設管理(状態監視)」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。

管理番号	CT-EG335					
教育訓練項目	構造設計の概要					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		○
	危機管理対策			放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	設置(変更)許可申請書、設計及び工事の計画認可申請書に記載される構造設計の手法、計算方法に関して理解できることを目的とする。					
学習の概要	構造設計に関して、材料力学、構造力学及び有限要素法による構造解析について、講義及び演習により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 構造設計概論 (講義)		(1) 金属材料の変形と破壊 (2) 荷重と応力、変形とひずみ (3) 安全性と構造健全性 (4) 健全性評価のツール				
2. 材料力学・構造力学 (講義)		(1) 応力とひずみ、残留応力、熱応力、はり (2) ひずみエネルギー (3) カスティリアノの定理、オイラーの公式 (4) 組合せ応力、構造問題(原子炉圧力容器)、エネルギー原理				
3. 材料力学・構造力学 (演習)		(1) 演習 (2) 入門者向け演習				
4. 材料強度・構造強度 (講義及び演習)		(1) 材料の変形、材料の破壊機構 (2) 荷重の種類と構造物の応答 (3) 構造物の破損様式				
5. 有限要素法による構造解析 (講義)		(1) 有限要素法の理論 (2) 構造解析の方法 (3) 検証と妥当性確認				
6. 有限要素法による構造解析 (演習)		(1) 有限要素法のプログラムを使った演習				
7. 軽水炉の構造設計 (講義)		(1) JSME 規格、建設規格 (2) 基本思想、破損様式、設計係数 (3) プラント運転状態と供用状態 (4) 機器区分 (5) 「解析による設計」の規定 (6) 機器に特有な規定 (7) 有限要素法を用いた「解析による設計」 (8) 構造設計の実際				
8. 軽水炉の構造設計 (演習)		(1) 演習				
9. 破壊力学		(1) 応力集中、応力拡大係数				



管理番号	CT-RA300					
教育訓練項目	PRA(検査)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査		保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			○	管理等の執務上の能力	
目的	原子力規制検査においてPRAから得られるリスク情報を適切に活用できることを目的とする。					
学習の概要	レベル1～3のPRAの概要を学習するとともに、原子力規制検査におけるリスク情報の活用方法について演習により学習する。 ※学習項目 1～4は、CT-RA305PRA(審査)と同様の内容である。					
履修条件	CT-RE310 原子力エンジニアリング I (BP 共通)熱流動、CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通)機械・電気設備、CT-RE320 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、CT-RE340 原子力エンジニアリング (B 又は P)安全設計・安全評価、CT-RE345 原子力エンジニアリング (B 又は P)燃料及び炉心、CT-RE350 原子力エンジニアリング (B 又は P)原子炉設備、CT-RE365 原子炉運転トレーニング I (B 又は P-通常運転)、CT-RE370 原子炉運転トレーニング II (B 又は P-過渡変化/設計基準事故)、CT-RE375 原子炉運転トレーニング II (B 又は P-過酷事故)の後に受講した方が効果的である。					
学習項目			学習内容			
1. PRA の基礎			(1) PRA の基礎 ・PRA の概要 ・関連する用語の定義 ・PRA の発展			
2. レベル1PRA			(1) レベル1PRA の概要 ・レベル1PRA の理解に必要な基礎知識 ・レベル1PRA の流れ ・レベル1PRA の要素 ・レベル1PRA の基礎に関する演習 (2) 停止時 PRA (3) 外部事象 PRA			
3. レベル2PRA			(1) レベル2PRA の概要 (2) 内部事象レベル2PRA の検討の流れ 1)原子炉施設の安全系の特徴把握のための情報源 2)プラント損傷状態の分類 3)格納容器破損モードの分類 4)格納容器イベントツリーの構築 5)事故進展解析 6)格納容器イベントツリーの定量化 7)不確実さ解析及びソースターム解析			
4. レベル3PRA			(1) レベル3PRA の概要			





管理番号	CT-RA305					
教育訓練項目	PRA(審査)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		○
	危機管理対策			放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			○	管理等の執務上の能力	
目的	事業者が実施したPRAの技術的妥当性を審査する上で必要な基礎知識を習得することを目的とする。					
学習の概要	レベル1～3のPRAの概要及び事業者のPRA結果の審査方法について講義及び演習により学習する。 ※学習項目1～4は、CT-RA300PRA(検査)と同様の内容である。					
履修条件	CT-RE310 原子力エンジニアリング I (BP 共通)熱流動、CT-RE315 原子力エンジニアリング I (BP 共通)機械・電気設備、CT-RE320 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、CT-RE340 原子力エンジニアリング (B 又は P)安全設計・安全評価、CT-RE345 原子力エンジニアリング (B 又は P)燃料及び炉心、CT-RE350 原子力エンジニアリング (B 又は P)原子炉設備、CT-RE365 原子炉運転トレーニング I (B 又は P-通常運転)、CT-RE370 原子炉運転トレーニング II (B 又は P-過渡変化/設計基準事故)、CT-RE375 原子炉運転トレーニング II (B 又は P-過酷事故)の後に受講した方が効果的である。					
学習項目		学習内容				
1. PRA の基礎		(1) PRA の基礎 ・PRA の概要 ・関連する用語の定義 ・PRA の発展				
2. レベル1PRA		(1) レベル1PRA の概要 ・レベル1PRA の理解に必要な基礎知識 ・レベル1PRA の流れ ・レベル1PRA の要素 ・レベル1PRA の基礎に関する演習 (2) 停止時 PRA (3) 外部事象 PRA				
3. レベル2PRA		(1) レベル2PRA の概要 (2) 内部事象レベル2PRA の検討の流れ 1)原子炉施設の安全系の特徴把握のための情報源 2)プラント損傷状態の分類 3)格納容器破損モードの分類 4)格納容器イベントツリーの構築 5)事故進展解析 6)格納容器イベントツリーの定量化 7)不確実さ解析及びソースターム解析				

4. レベル3PRA	(1) レベル3PRA の概要 (2) レベル3PRA の判断指標及び評価範囲 (3) レベル3PRA の評価方法 (4) 内部事象の解析事例	
5. 適合性審査における PRA 活用	(1) 安全規制における PRA 活用分野 (2) 適合性審査における PRA 活用	
6. レベル 1PRA 及び事故シーケンス特定の評価例	(1) レベル 1PRA 結果の例 (2) 事故シーケンスグループ特定及び重要事故シーケンスプロセス (3) 評価プロセス、評価項目、評価結果等 (4) 演習	
7. 内部事象レベル 1.5 PRA の評価例	(1) レベル 1.5PRA 結果の例 (2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定 (3) 審査結果	
目安日数	5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上／100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-EH300					
教育訓練項目	耐震・耐津波設計の概要					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		○
	危機管理対策			放射線規制		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	地震、津波を対象に、耐震設計及び耐津波設計手法の概要について理解することを目的とする。					
学習の概要	耐震設計及び耐津波設計に必要な基礎的な技術・知識について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
1. 耐震設計概論			<p>耐震設計に必要な基礎的な技術・知識について、耐震設計の流れに基づいて全体概要を学習する。</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>(2) 耐震設計から見た原子力発電施設の特徴</p> <p>(3) 耐震重要度分類</p> <p>(4) 地震応答解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震応答解析モデル</li> <li>・地震応答解析手法</li> </ul> <p>(5) 設計地震力</p> <p>(6) 荷重の組合せ</p> <p>(7) 許容限界</p> <p>(8) 構造物ごとの耐震設計手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・土木構造物</li> <li>・建物、構築物</li> <li>・機器、配管系</li> </ul> <p>(9) 過去の地震から得た知見の反映</p>			
2. 耐津波設計概論			<p>耐津波設計に必要な基礎的な技術・知識について、全体概要を学習する。</p> <p>(1) 耐津波設計の基本事項</p> <p>(2) 津波防護方針</p> <p>(3) 外郭防護/内郭防護施設・設備、津波影響軽減施設・設備等の設計・評価方針</p>			
目安日数	3日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-EH305				
教育訓練項目	基準地震動・基準津波及び地質構造・地盤安定性等評価の概要				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査			原子力安全審査	
	危機管理対策			放射線規制	
		○		保障措置査察	
				○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力	
目的	耐震設計、耐津波設計のうち、地質・地質構造評価及び基礎地盤等の地盤安定性評価手法、基準地震動及び基準津波の策定手法等にかかわる基礎的な知識・技術について理解することを目的とする。				
学習の概要	地質・地質構造評価、基準地震動及び基準津波、基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に関する基礎的な知識・技術について講義により学習する。				
履修条件					
学習項目	学習内容				
1. 地質・地質構造評価特論	耐震設計のうち、地質・地質構造、地下構造等の評価手法に関する基礎的な知識・技術を学習する。 (1) 地質・地質構造等評価の基本方針 (2) 調査目的と手法の概説 (3) 地形学概説 (4) 地質学概説 (5) 地球物理学概説				
2. 基準地震動特論	耐震設計のうち、基準地震動の策定に関する基礎的な知識・技術を学習する。 (1) 基準地震動策定の基本方針 (2) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 (3) 震源を特定せず策定する地震動 (4) 基準地震動の策定 (5) 基準地震動の超過確率 (6) 入力地震動の評価				
3. 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価特論	耐震設計のうち、建物・構築物の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価手法に関する基礎的な知識・技術を学習する。 (1) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に関する基本方針 (2) 建物及び構築物が設置される地盤のモデル化 (3) 基礎地盤の安定性評価 (4) 周辺斜面の安定性評価				
4. 基準津波特論	耐津波設計のうち、基準津波の策定に関する基礎的な知識・技術を学習する。 (1) 基準津波策定の基本方針 (2) 基準津波の策定 (3) 基準津波の超過確率				
目安日数	2日				



管理番号	CT-EH310					
教育訓練項目	火山影響評価の概要					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		○
	危機管理対策			放射線規制		
						○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力	
目的	原子力施設に影響を及ぼしうる火山の抽出、火山活動に関する個別評価、各種火山事象の影響評価に係わる基礎的な知識等について理解することを目的とする。					
学習の概要	火山影響評価についての基礎的な知識等を講義により学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
火山影響評価概論			(1) 火山評価の基本方針 (2) 火山・火山事象の基本的知識 (3) 調査目的と手法の概説 (4) 火山学概説 (5) 地球物理・地球化学概説 (6) 原子力発電所への火山事象の影響			
目安日数	1日					
評価方法	理解度テストの有無	☑有 ☐無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	☐可(条件: ) ☑否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-EH315					
教育訓練項目	竜巻の概要					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		○
	危機管理対策			放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	設置(変更)許可申請書、設計及び工事の計画認可申請書に記載される原子力発電所における竜巻影響評価及び防護対策に関する基礎知識を習得することを目的とする。					
学習の概要	竜巻影響評価についての竜巻、設計荷重、防護対策等の基礎的な知識・技術を講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 竜巻について		(1) 竜巻とは (2) 竜巻による被害(風圧、気圧差、飛来物の衝突) (3) 各気象現象の空間と時間スケールの比較 (4) 竜巻の発生状況(米国と日本) (5) 米国原子力発電所の竜巻等による被害事例 (6) 竜巻等に関する風速スケール (7) 各風速スケールの風速評定手順の違い				
2. 設置許可基準規則と審査ガイド		(1) 設置許可基準規則(第6条)の要求 (2) 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(審査ガイド)				
3. 設置許可における検討概要		(1) 竜巻検討の基本方針 (2) 設計竜巻荷重の設定 (3) 竜巻影響評価に用いる特性値例				
4. 詳細設計における検討概要		(1) 設計荷重の基本方針 (2) 対象施設に作用する荷重 (3) 施設構造健全性の確認				
5. 竜巻安全設計に関する視点		(1) 竜巻影響を考慮する施設 (2) 飛来物衝突防護対策 (3) 飛翔物固縛方法と構造 (4) 構造強度評価の妥当性				
目安日数	0.5日					
評価方法	理解度テストの有無	☑有 ☐無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	☐可(条件: ) ☑否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-EX301					
教育訓練項目	原子力施設の火災防護					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	火災防護の基礎的知識の理解、原子力施設における火災防護の特徴、防護対策、影響評価手法等規制基準・ガイドの内容等の概要を理解することを目的とする。					
学習の概要	3部構成とし、第Ⅰ編では火災現象及び一般的な火災防護の基礎について学習し、第Ⅱ編では原子力発電所を対象に火災防護対策及びそれに対する規制概要について学習し、第Ⅲ編では核燃料サイクル施設を対象に火災防護対策の特徴と規制の概要について学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
第Ⅰ編 火災防護の基礎			<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災現象の基礎</li> <li>・消防用等設備</li> <li>・消火設備の過去の教訓</li> <li>・危険物の安全管理</li> <li>・爆発防止システム</li> <li>・避雷防護システム</li> <li>・構造上の火災防護基準</li> </ul>			
第Ⅱ編 原子力発電所の火災防護			<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護の目的</li> <li>・原子力発電所の火災事例の分析</li> <li>・外部火災</li> <li>・消防法、建築基準法、審査基準</li> <li>・感知設備、消火設備</li> <li>・規制要求事項、重大事故対応</li> <li>・影響緩和対策</li> <li>・火災影響評価ガイド</li> <li>・火災発生時の対応</li> </ul>			
第Ⅲ編 核燃料サイクル施設の火災防護			<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護の目的</li> <li>・火災防護の観点からのウラン及びプルトニウムの性質</li> <li>・ウラン濃縮施設の火災ハザード</li> <li>・ウラン加工施設の火災ハザード</li> <li>・MOX 加工施設の火災ハザード</li> <li>・再処理施設の火災ハザード</li> <li>・各核燃料サイクル施設共通の火災防護</li> <li>・他の火災防護の概要</li> </ul>			





管理番号	CT-EX310					
教育訓練項目	内部溢水					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	設置(変更)許可申請書、設計及び工事の計画認可申請書に記載される原子力発電所における内部溢水に係わる影響評価及び防護対策について理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力発電所の内部溢水影響評価及び防護対策等について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 内部溢水事象講義		(1) 原子力発電所における内部溢水のリスクと事例 (2) 内部溢水源と溢水量の評価				
2. 内部溢水の発生防止及び検知と防護対策講義		(1) 内部溢水の発生防止と影響の緩和 (2) 内部溢水の影響評価 (3) 内部溢水の検知と防護対策				
3. 内部溢水に関する基準講義		(1) 基準要求事項と影響評価ガイドの概要				
目安日数	0.5日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

管理番号	CT-QM100						
教育訓練項目	ソフト規制(品質保証、安全文化等)						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	原子力及び放射線利用に関しては、合理的に達成できる安全の最高水準が達成されるように施設が運転され活動が実施されることが求められるが、その内、人が関与するソフト面の規制について基本的な知識を習得することを目的とする。						
学習の概要	ソフト規制の変遷、品質保証の役割、安全文化の意義、原因分析の必要性、ヒューマンファクター等のソフト規制に係る基礎的な項目について講義により学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. ソフト規制の変遷		<ul style="list-style-type: none"> <li>・規制に品質保証が取り込まれた経緯 JCO事故 原子力安全・保安部会報告</li> <li>・原因分析、安全文化醸成活動が規制に取り込まれた経緯 検査の在り方検討 健全な安全文化の育成と維持に係るガイド、原因分析に関するガイド</li> <li>・ソフト規制の必要性 システミックアプローチとその主要な考え方であるMTO (Man-Technology-Organization) など</li> </ul>					
2. 品質保証		<ul style="list-style-type: none"> <li>・品質保証で事業者を求めるものなど以下を概要として説明</li> <li>・企業における品質保証の役割</li> <li>・品質管理、品質保証、QMS、総合マネジメント</li> <li>・原子力発電所における品質保証の変遷</li> <li>・法改正、導入時の課題</li> <li>・新検査制度における品質保証の概要 原因分析ガイド、安全文化ガイドの改訂(規制における人的組織的要因検討会)</li> <li>・原子力安全確保のための品質保証の役割</li> <li>・品質保証プログラム研修へのつなぎ</li> </ul>					
3. 安全文化		<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全文化とは何か チヨルノービリ事故 IAEA/INSAG</li> <li>・規制庁の活動(国内における事業者の安全文化醸成活動の評価)</li> <li>・国際的な活動の状況</li> </ul>					



管理番号	CT-QM105						
教育訓練項目	品質保証入門						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力			○	管理等の執務上の能力		
目的	業務に必要な品質マネジメントシステム(QMS)の基礎的な知識について習得することを目的とする。						
学習の概要	QMSの概念を国際標準規格の代表例であるISO9001から講義により学習し、原子力規制検査等において必要となるQMS運用の確認方法について講義・ロールプレイにより学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. QMS の概念		・品質マネジメントシステムの概念					
2. ISO9001 及び QMS の概要		(1) ISO9001 と QMS の概要 (2) ISO9001:2015 の解説 序文 1. 適用範囲 2. 引用規格 3. 用語及び定義 4. 組織の状況 5. リーダーシップ 6. 計画 7. 支援 8. 運用 9. パフォーマンス評価 10. 改善 CS-規格要求事項の理解度確					
3. MS 運用の確認方法 (業務監査)		・マネジメントシステム(MS)運用の確認方法と質問の仕方・姿勢 CS2: 質問の切り口(内部監査の目の付けどころ) CS3: ロールプレイ(模擬業務監査演習)					
目安日数	2日						
評価方法	理解度テストの有無	☑有 ☐無(他の判定方法: )					
	資料閲覧の可否	☑可(条件: ) ☐否					
	修了条件	70 点以上 / 100 点満点					
	不合格者の措置	再テスト					

管理番号	CT-QM205					
教育訓練項目	品質管理基準規則及び品質マネジメントシステムの運用検査ガイド					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	原子力規制委員会規則で定める「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」及びその解釈(以下「品質管理基準規則等」という。)並びに品質マネジメントシステムの運用検査ガイドについて理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力規制委員会規則で定める品質管理基準規則等及び品質マネジメントシステムの運用検査ガイドについて講義により学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
1. 品質管理基準規則等の導入経緯			(1) 品質管理基準規則等導入経緯			
2. 品質管理基準規則等の解説			(1) 第1章 総則 (2) 第2章 品質マネジメントシステム (3) 第3章 経営責任者の責任 (4) 第4章 資源の管理 (5) 第5章 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施 (6) 第6章 監視測定、分析、評価及び改善 (7) 第7章 使用者に関する特例			
3. 品質マネジメントシステムの運用検査ガイドの解説			BQ0010「品質マネジメントシステムの運用検査ガイド」			
目安日数	3日					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input checked="" type="checkbox"/> 可(条件: 規則や解釈など業務に使用する資料に限る。) <input type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				

## 改定履歴(CT-QM205)

改定年月日	改定内容
-------	------

<p>令和5年 4月17日</p>	<p>以下の事項を改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○教育訓練項目 名称を「品質管理基準規則」から管理基準規則及び品質マネジメントシステムの運用検査ガイドへ変更</li> <li>○学習項目、学習内容 「CT-QM300 品質保証(実践)」に含まれていた、品質マネジメントシステムの運用検査ガイドを追加</li> <li>○目安日数を2日から3日へ延長</li> </ul> <p>注:「CT-QM205 品質管理基準規則」の修了は、本教育訓練項目のうち「1. 品質管理基準規則等の導入経緯」及び「2. 品質管理基準規則等の解説」の修了と見なす。</p> <p>:「CT-QM300 品質保証(実践)」の修了は、本教育訓練項目のうち「3. 品質マネジメントシステムの運用検査ガイドの解説」の修了と見なす。</p> <p>:「CT-QM205 品質管理基準規則」及び「CT-QM300 品質保証(実践)」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。</p>
<p>令和5年 9月13日</p>	<p>「資料閲覧の可否」を「否」から「可」に変更。</p>

管理番号	CT-NR305					
教育訓練項目	保安規定の体系とこれまでの変遷					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	保安規定の審査、認可及び保安規定に係わる検査に関連し、その法的位置付け、構成等を理解することを目的とする。					
学習の概要	保安規定で定めている安全規制要件の概要及び保安規定で定めるべき事項の変遷について講義により学習する。					
履修条件	研修の比較的初期に行う。					
学習項目		学習内容				
1. 保安規定の体系と規定条項講義		(1) 保安規定の全体の条項を示し、規定されている項目について概要把握させる。				
2. 保安規定の変遷講義		(1) 保安規定が原子炉等規制法に規定された後、トラブルとともに要求事項が追加されてきた。その追加条項の変遷について紹介する。				
目安日数	3時間					
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否				
	修了条件	70点以上/100点満点				
	不合格者の措置	再テスト				



管理番号	CT-NR310				
教育訓練項目	原子力規制検査概要				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査		保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識	○	科学・技術の専門知識	○	
	業務固有の実務処理能力	○	管理等の執務上の能力		
目的	原子力規制検査の枠組み・基本的考え方、従前の検査制度の問題点及び検査制度の変遷を理解することを目的とする。				
学習の概要	原子力規制検査の概要について講義により学習する。				
履修条件	研修の比較的後期に行われる。				
学習項目	学習内容				
1. 検査制度に係る原子力の安全規制の変遷と基本的考え方	(1) 検査制度の基本となる法令 ・原子炉等規制法 (2) 検査制度の見直しに関する変遷 ・検査制度見直しに関する過去の検討 ・IRRSにおける検査制度に対する提案 (3) 原子力規制検査の枠組み ・原子力規制検査の柱 ・監視領域(大分類・小分類) ・横断領域 ・検査全体のフロー ・評価の考え方(PIと検査の気付き事項を元にした評価方法、リスク情報の活用及びPRAの活用による定量評価) ・検査に係る文書体系 ・監視領域と検査ガイドの位置付け(検査領域) ・PIの種類と解説 ・事業者検査(使用前事業者検査、定期事業者検査) ・エンフォースメントについて ・自己評価について				
2. 検査プロセス	(1) 検査の計画 ・検査計画時に考慮すべき事項(事業者の保全計画、プラント状態の把握、リスク情報(リスクプロファイル、リスクブック、PRA結果)の活用、過去の検査時の気付き事項、関係箇所のCAP活動結果、検査領域、検査対象とする事業者の活動等) ・検査準備時間、実際の検査時間、評価時間、報告書作成時間等の推定(サンプリングの考え方) ・上記を考慮した検査計画の策定 ・リスクを考慮した安全上重要な運転操作 (2) 検査の実施における一般的考慮事項 ・検査官の行動(客観性の維持、事業者とのコミュニケーション、責務等)				

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・検査の視点・判断(事業者等の活動の監視、技術基準適合性等)</li> <li>・検査の実施 <ul style="list-style-type: none"> <li>－開始時合(専門検査関係)</li> <li>－事業者文書等(品証、調達、要領書、運用に係る文書、保安規定等)の確認</li> <li>－施工、検査に係る計画作成のプロセスの確認</li> <li>－事業者検査の体制・権限の確認(検査の独立性等)</li> <li>－設計から運転開始までの工程管理の確認</li> <li>－関係者への聞き取り</li> <li>－事業者への検査中の連絡</li> <li>－気付き事項のスクリーニング</li> <li>－検査結果の連絡(後日の評価事項や原因等)</li> <li>－検査結果における安全上の問題の特定と解決</li> <li>－対応措置の有無(原子力規制委員会が発見した違反、事業者が発見した違反、故意の違反等)</li> </ul> </li> <li>(4) 検査結果の評価 <ul style="list-style-type: none"> <li>・気付き事項に対して、関連する規制基準／横断的分野の側面からの根拠検討フローチャート</li> <li>・マイナー事例集を用いた演習</li> </ul> </li> <li>(5) 検査報告書 <ul style="list-style-type: none"> <li>・終了時合での検査結果プレゼンテーション</li> <li>・検査報告書での文書化</li> </ul> </li> </ul>
<p>3. 個別事項の重要度の評価決定プロセス</p>	<p>(1) 個別事項の重要度の評価(SDP)について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SDPの目的</li> <li>・リスク情報を活用した意思決定の基本的な考え方</li> <li>・重要度の評価区分(緑・白・黄・赤)の考え方について</li> <li>・SDPにおけるPRAの活用 <ul style="list-style-type: none"> <li>－重要度評価の定量化(<math>\Delta CDF</math>、<math>\Delta CFF</math>)</li> <li>－定量化されたリスク評価の活用(重要度評価)</li> </ul> </li> </ul> <p>(2) SDPの流れ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要度評価プロセスの流れ</li> <li>・指摘の事項を判断するスクリーニングと分類手順</li> <li>・適用できる監視領域の決定</li> <li>・色決めまでの手続</li> </ul> <p>(3) 定性的なリスク評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価の視点</li> </ul> <p>(4) 放射線安全に係るSDP(公衆被ばく、従業員被ばく)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価基準の考え方</li> <li>・評価のフロー</li> </ul> <p>(5) 事業者発見事象の取扱い</p>
<p>4. 総合評価</p>	<p>(1) プラントごとの総合的な評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクションマトリックス(個別事項の重要度の考慮)</li> <li>・暫定結果の事業者への通知</li> </ul> <p>(2) 次年度の監視程度の設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・総合的な評価の考慮</li> </ul> <p>(3) 結果の通知</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事業者との会議</li> <li>・良好事例の取扱い</li> </ul>



管理番号	CT-NR315					
教育訓練項目	検査官心得					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査	○	原子力安全審査		保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	原子力検査官として備えるべき心得として、独立性、公平性、最新の科学的・技術的知見に基づいた判断、事業者とのコミュニケーションの在り方などを理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力検査官の心得について講義及びグループディスカッションにより学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 検査官心得		(1) 原子力検査官として心得るべき独立性、公平性、最新の科学的・技術的知見に基づいた判断、事業者とのコミュニケーションの在り方などに関する講義 (2) NRC 検査官語録をもとに、原子力検査官として心得るべきものとして何が重要かについてのグループディスカッション。				
目安日数	4時間					
評価方法	理解度テストの有無	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法: グループディスカッションへの積極的参加)				
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input type="checkbox"/> 否				
	修了条件	B 以上 / S・A・B・C 評価				
	不合格者の措置					



管理番号	CT-NR331-1				
教育訓練項目	原子力検査官のためのウォークダウン(実用炉)				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査		保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識	○	科学・技術の専門知識	○	
	業務固有の実務処理能力	○	管理等の執務上の能力		
目的	原子力検査官業務(実用炉)について、基本コンセプトから実践的なアプローチまでの一連の考え方を理解することを目的とする。				
学習の概要	原子力検査官業務(実用炉)について、検査官がイメージできるよう、プラントウォークダウンを研修の中心に据え、原子力規制検査が手本としているNRCの常駐検査官の活動を講義により学習し、原子力発電所にて、プラントウォークダウンのデモンストレーション、検査の実習を行う。				
履修条件	CT-RA300PRA(検査)の後に受講した方が効果的である。				
学習項目	学習内容				
1. 検査の基本コンセプト	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Reactor Oversight Process(ROP)</li> <li>・パフォーマンスベースドの検査</li> <li>・原子力検査官業務におけるリスク情報の活用</li> </ul>				
2. プラント 状態監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前提と原則</li> <li>・検査マニュアルの要求事項</li> <li>・NRC 検査官が語ったプラクティスと心懸け</li> </ul>				
3. 原子力検査官に求められること	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力検査官としての物の見方・考え方</li> <li>・倫理・国民の期待に沿った節度ある行動</li> <li>・事業者と同等のアクセス権限(便宜上フリーアクセスと呼ぶもの)</li> <li>・放射線を含むハザードからの防護</li> <li>・事業者の是正措置プログラムと原子力検査官業務</li> </ul>				
4. 実習	<ul style="list-style-type: none"> <li>・P&amp;IDを参照しつつ、現場の機器の状態を確認</li> </ul>				
5. その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ABWRの特徴</li> <li>・トラブル事例の分析</li> </ul>				
6. レポート作成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・学習内容が身に付いていることを確認することを目的に、学習内容を検査業務にどのように活用できるかについて個人の考えを問う設問(4問)に対するレポートを作成</li> </ul>				
目安日数	5日(考える時間、調べる時間を与えることとし、レポートは、後日提出する。レポートの作成時間を除く。)				
評価方法	理解度テストの有無	□有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法: レポート )			
	資料閲覧の可否	<input checked="" type="checkbox"/> 可(条件: )    □否			
	修了条件	B以上/S・A・B・C 評価			
	不合格者の措置	個別指導			

管理番号	CT-NR350				
教育訓練項目	東京電力福島第一原子力発電所事故				
任用資格	基本	○	中級		上級
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識	○	科学・技術の専門知識	○	
	業務固有の実務処理能力		管理等の執務上の能力	○	
目的	原子力規制委員会設置の原点である福島第一原子力発電所事故を教訓として、重大事故がもたらす悲惨な状況を現場で体感し、事故の概要及び安全規制に関して心懸けるべきことを理解することを目的とする。				
学習の概要	東京電力福島第一原子力発電所事故の経過、原因、事故対応の困難さ、及び事故を契機として安全規制に関して心懸けるべきことを講義・現地視察・演習を通じて学習する。				
履修条件	全ての原子力エンジニアリング I、II (B)を修了していることを推奨する。				
学習項目	学習内容				
1. 東京電力福島第一原子力発電所事故の概要及び現状 (講義)	(1) 東京電力福島第一原子力発電所事故前の安全規制と事故を教訓とした新たな安全規制の概要 (2) 東京電力福島第一原子力発電所事故の経過 (3) 東京電力福島第一原子力発電所の現状 特定原子力施設への指定、実施計画、検査の実施状況、原子力規制委員会による事故調査等				
2. 現地視察	(1) 現地視察 (2) 事故対応及びその困難さに関する講義 (3) 最近の日常検査の状況に関する講義				
3. 事故原因と回避方法 (演習、講義)	(1) 号機ごとのグループに分かれて、事故原因のまとめとその回避方法について議論・検討し結果を発表する。発表結果に対して議論を行う。(演習及び講評) (2) 他プラント(東京電力福島第一原子力発電所第5号機、第6号機、福島第二原子力発電所、東海第二発電所、女川原子力発電所)で炉心溶融を回避できた理由(講義)				
4. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえたグループディスカッション	(1) 原子力安全規制セミナー「3.11 事故に直面した体験から」視聴 (2) 東京電力福島第一原子力発電所事故を契機として安全規制に関して今後心懸けるべきことについてグループディスカッションを行う。				
目安日数	3日				
評価方法	理解度テストの有無	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法: 演習の中で判断する。)			
	資料閲覧の可否	<input checked="" type="checkbox"/> 可(条件: ) <input type="checkbox"/> 否			
	修了条件	B 以上 / S・A・B・C 評価			
	不合格者の措置	追加の個人学習の上、指導官による面接			

## 改定履歴(CT-NR350)

改定年月日	改定内容
令和4年 10月28日	履修条件のうち、「履修していること、又は上司から同等の知識を有していると判断されていること。」を「修了していることを推奨」に改定。



管理番号	CT-PP300						
教育訓練項目	原子炉等規制法「核物質防護に対する規制」						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識			
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	我が国の核物質防護規制、原子力施設における核物質防護の考え方等について、基礎的知識を習得することを目的とする。						
学習の概要	核物質防護に係る規制体系及びその考え方並びに核物質防護等について学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. 核物質防護とは		(1) 核物質防護 (2) 核セキュリティ (3) 核物質防護と核セキュリティ (4) 考慮すべきリスク (5) 核物質の盗取 (6) 妨害破壊行為 (7) 核物質防護の目的					
2. 我が国の核物質防護規制		(1) 原子炉等規制法における核物質防護規制の仕組み (2) 事業者の責務と原子力規制委員会の権限(核物質防護関連) (3) 治安当局との連携等 (4) 核物質の防護区分 (5) 核物質の防護区分と施設の区域設定 (6) 情報管理(秘密の保持義務) (7) 核燃料物質の輸送に係る防護					
3. 国際的な核物質防護の枠組み		(1) 核物質防護の変遷と国際社会の対応 (2) 核物質防護に関する国際的な枠組み (3) 核物質防護条約 (4) IAEA 核セキュリティ・シリーズの文書体系 (5) IAEA の IPPAS					
4. 原子力発電所における核物質防護の考え方		(1) 原子力発電所における核物質防護措置 (2) 原子力発電所における防護対策 (3) 内部脅威対策の強化 (4) 核物質防護の管理体制 (5) 設計基礎脅威に対応する防護措置 (6) 原子力規制検査(核物質防護) (7) タイムライン評価 (8) 原子力施設防護の役割分担					
5. 核物質防護システムと		(1) 防護措置の基本要素					

装置	(2) 核物質防護システムの構成 (3) 物質防護設備の種類 (4) 不法侵入を検知する各種センサ (5) 監視カメラシステム (6) 物理的障壁 (7) 出入管理装置 (8) 核物質防護設備の機能及び性能の維持	
6. 核セキュリティ文化の醸成	(1) 核セキュリティ文化とは (2) 核セキュリティ文化に関する行動指針 (3) 事業者における核セキュリティ文化の醸成 (4) 核セキュリティ文化に問題のある事例	
7. コンピュータセキュリティ対策	(1) 原子力発電所のコンピュータシステム (2) コンピュータセキュリティに関連するリスク (3) コンピュータセキュリティに関する規制	
8. 核セキュリティ、原子力安全及び保障措置の調和	(1) セキュリティと原子力安全との調和 (2) 原子力安全に関する宣言 (3) 核物質防護規制と原子力安全規制等の相互調整が必要と思われた事例 (4) 核物質防護規定認可等の安全性の影響の確認	
目安日数	5時間	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____ )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____ ) <input type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

管理番号	CT-SG301					
教育訓練項目	国際協定の枠組み及び国内保障措置制度(SSAC)					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査		原子力安全審査		保障措置査察	○
	危機管理対策		放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力		
目的	保障措置に係る国際協定の枠組み、国内制度及び運用の全体像について体系的に把握、理解することを目的とする。					
学習の概要	保障措置に係る制度の成り立ち、国際的な約束と義務、保障措置対象核物質及び国際的な約束に基づく国内保障措置制度(SSAC)について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
1. 核不拡散条約と保障措置制度の成り立ち		(1) 核不拡散の歴史とIAEA保障措置 (2) 保障措置制度の推移と法的枠組み (3) 保障措置の対象と適用技術(概要) (4) 我が国における実施状況				
2. 国際的な約束と保障措置上の義務		2. 1 日・IAEA保障措置協定による権利・義務 ・核兵器不拡散条約(NPT)における保障措置の位置付け ・日・IAEA保障措置に関する国際約束 ・日・IAEA保障措置協定及び議定書の構造 ・各論(第一部、第二部、議定書) 2. 2 追加議定書による権利・義務 ・追加議定書とは 保障措置協定と追加議定書の関係について ・情報の提供/拡大申告 情報提供の規定、内容及び手続について ・補完的なアクセス 補完的なアクセスの規定、活動内容、管理アクセス及び手続きについて ・その他の条項 ・補助取極 2. 3 二国間原子力協力協定による権利・義務 ・二国間原子力協力協定の概要 ・二国間原子力協力協定締約国 ・現在の国際約束と国内規制の関係 ・二国間原子力協力協定の代表的な報告 ・米国との二国間原子力協力協定				
3. 保障措置対象核物質		(1) 日・IAEA保障措置協定における核物質の定義 (2) 保障措置対象核物質の範囲の明確化				

	(3) 核物質の使用 核燃料サイクルに関連する活動と関連しない活動における核物質使用の区別について	
4. 国際的な約束に基づく国内制度	4. 1 計量管理及び報告 (1) 国際規制物資の定義 国内法令における国際規制物資の定義について (2) 国際規制物資使用にかかる情報の提供(設計情報等の提供) 国内法の国際規制物資のうち、IAEA 保障措置に関連する情報提供について (3) 計量管理記録報告制度 日・IAEA 保障措置協定等に基づき保障措置の適用を受ける核燃料物質に対しての記録の作成及び計量管理報告の提出について (4) 追加議定書に基づく拡大申告 4. 2 検認活動 (1) 国内検査制度 ・国内査察の保障措置協定上の位置づけ ・保障措置協定の査察と国内法の保障措置検査 ・保障措置協定の設計情報検認と国内法の立入り検査 ・追加議定書の補完的なアクセスと国内法の立入り検査 (2) SSAC における活動の変遷 ・規制法改定の履歴 ・指定情報処理機関の制度 ・指定保障措置検査等実施機関の制度	
参考文書	・“Guidance for States Implementing CSA and AP”, IAEA Services Series 21, 2016 ・“Safeguards Implementation Practices Guide on Establishing and Maintaining State Safeguards Infrastructure”, IAEA Services Series 31, 2015 ・Additional Protocol ・“Nuclear Material Subject to Safeguards”, SSAC トレーニングコース	
目安日数	3日	
評価方法	理解度テストの有無	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法:レポート提出 )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input type="checkbox"/> 否
	修了条件	B 以上 / S・A・B・C 評価
	不合格者の措置	レポート再提出

改定履歴 (CT-SG301)

改定年月日	改定内容
-------	------

<p>令和4年 8月26日</p>	<p>以下の事項を改正</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○目的 <ul style="list-style-type: none"> <li>・学習項目の見直しに伴う改正</li> </ul> </li> <li>○学習概要の改正 <ul style="list-style-type: none"> <li>・学習項目の見直しに伴う改正</li> </ul> </li> <li>○学習項目 <ul style="list-style-type: none"> <li>・「3. 保障措置対象核物質」の追加（SG311より）</li> <li>・「4. 国際的な約束に基づく国内制度」の追加（改正前の「3. 国際的な約束に基づく国内制度」及び「4. 国際規制物資の計量管理制度」の統合）</li> <li>・「5. 査察官の権限と責任」の削除（SG311へ）</li> </ul> </li> </ul>
<p>令和5年 9月13日</p>	<p>学習項目「1. 核不拡散条約と保障措置制度の成り立ち」中、「(5) 国内外保障措置の現状と課題」を削除。</p>

管理番号	CT-SG311							
教育訓練項目	保障措置手法の設計及び IAEA の検認活動							
任用資格	基本	○	中級		上級			
	原子力検査			原子力安全審査			保障措置査察	○
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力			
目的	国レベル保障措置概念に基づく保障措置手法(アプローチ)の開発において考慮される事項及び我が国に対する保障措置の実施結果並びに IAEA が現場で実施する検認活動について理解することを目的とする。							
学習の概要	保障措置手法(アプローチ)の開発における IAEA の考え方、日本に対する保障措置活動の実施結果(評価と結論)、現場における IAEA の検認活動や環境サンプリング、保障措置室の役割について講義により学習する。							
履修条件								
学習項目		学習内容						
1. 保障措置手法の開発		(1) 保障措置協定による基本原則 <ul style="list-style-type: none"> <li>・保障措置の適用</li> <li>・IAEA との協力</li> <li>・保障措置の実施</li> <li>・保障措置の目的と手段</li> <li>・査察実施目標(有意量と適時性探知目標)</li> <li>・物質収支区域及び枢要点の設定</li> <li>・計量測定の不確かさ(MUF)</li> </ul> (2) 統合保障措置の概要 <ul style="list-style-type: none"> <li>・統合保障措置の導入</li> <li>・統合保障措置の原則</li> <li>・統合保障措置への移行と拡大結論</li> <li>・統合保障措置アプローチの開発</li> <li>・日本への統合保障措置の適用</li> </ul> (3) 国レベル保障措置の概要 <ul style="list-style-type: none"> <li>・国レベル保障措置の導入</li> <li>・日本に対する国レベル保障措置の開発状況</li> </ul> (4) 国レベル保障措置概念に基づく保障措置手法の開発 <ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料サイクル技術保有国における国の能力評価</li> <li>・核物質の取得経路の分析</li> <li>・IAEA の技術目標(核物質の転用、施設の誤用、未申告施設の検知)</li> <li>・技術目標達成のための保障措置手段の設定</li> </ul>						
2. IAEA の検認活動の全体像		(1) IAEA 検認活動の概要 (2) 設計情報の検認(DIV)の目的と活動 (3) 査察(Inspection)の目的と活動						

	(4) 補完的なアクセス(CA)の目的と活動、国の義務/努力事項 (5) IAEA による検認活動の通告 (6) IAEA の検認活動に関する結果/結論の通報	
3. 環境サンプリング(ES)の目的及び採取・分析	(1) ES の重要性と歴史 (2) ES の目的 (3) ES の採取方法と分析結果の評価 (4) CLEAR(高度環境分析研究棟)の役割と技術 ・ES 導入の背景と CLEAR の位置付け ・環境試料の分析施設 ・環境試料の分析技術	
4. 保障措置室の役割	(1) 原子力規制委員会査察官の権限と責任の根拠 (2) 査察官の使命と心得 (3) 原子力規制委員会の規制方針、戦略等 (4) 査察で生じた問題点 (Anomaly、封印毀損等)の対処 (5) 申告情報の疑義や不一致の対処 (6) 単独保障措置検査	
5. 保障措置の実施結果(評価と結論)	(1) 保障措置実施結果公表の変遷 ・保障措置実施結果公表の法的背景 ・保障措置実施結果公表内容の変遷 (2) 保障措置クライテリアによる評価と結論 (3) 保障措置実施報告書(SIR)と国レベル評価と拡大結論 ・国全体の評価の観点の導入 ・追加議定書に基づく評価 ・国全体の評価 ・拡大結論 ・国レベルの評価の考え方	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70 点以上/100 点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴 (CT-SG311)

改定年月日	改定内容
-------	------

<p>令和4年 8月26日</p>	<p>以下の事項を改正</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○目的 <ul style="list-style-type: none"> <li>・学習項目の見直しに伴う改正</li> </ul> </li> <li>○学習概要の改正 <ul style="list-style-type: none"> <li>・学習項目の見直しに伴う改正</li> </ul> </li> <li>○学習項目 <ul style="list-style-type: none"> <li>・「1. 保障措置手法の開発」の追加（改定前の「2. 核燃料サイクルと核不拡散」、「3. 保障措置手法の設計」及び「6. IAEA 保障措置手法の変遷」の統合）</li> <li>・「4. 保障措置室の役割」の追加（SG301「5. 査察官の権限と責任」より）</li> <li>・「7. IAEA による保障措置の評価と結論」は「5. 保障措置の実施結果（評価と結論）」に表題の変更</li> <li>・その他番号の変更（「4.」は「2.」及び「5.」は「3.」に変更）</li> </ul> </li> </ul>
<p>令和5年 9月13日</p>	<p>目安日数の変更（2.5日を2日に変更）</p>



管理番号	CT-SG321							
教育訓練項目	核物質計量管理							
任用資格	基本	○	中級		上級			
	原子力検査			原子力安全審査			保障措置査察	○
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			○	科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力			
目的	日・IAEA 保障措置協定に基づく原子力施設における核物質の計量管理の方法と、IAEA 又は二国間原子力協力協定締約国に提出するための計量報告の種類とその記載要領の実際について習得することを目的とする。							
学習の概要	核物質の計量管理が行われるアイテム並びにバルクの代表施設を取り上げ、それぞれの施設における計量管理の方法・技術について習得するとともに、当該施設で作成され IAEA 又は二国間原子力協力協定締約国に向けて提出される計量管理報告について、報告の種類、タイミング、供給当事国別の管理、規制権等の記載内容について講義により学習する。							
履修条件								
学習項目		学習内容						
1. 計量管理の方法		(1) 日・IAEA 保障措置協定と計量管理報告 (2) 物質収支区域・主要測定点 ・物質収支区域(MBA)・主要測定点(KMP)とは ・原子力施設における MBA、KMP の構成例 (3) 計量単位(バッチ、アイテム)の概念 (4) 物質記述コード ・物質記述コードとは ・物質記述コードの付与例 (5) 国内法に基づく計量管理記録 ・施設における記録事項 (6) 国内法に基づく計量管理報告 ・計量管理報告の種類とその内容 ・計量管理報告書とその記載例 (7) 計量管理規定 ・計量管理規定の記載内容 ・計量管理既定の認可手続き						
2. 供給当事国別の管理		(1) 二国間原子力協力協定の概要 (2) 二国間原子力協力協定の見直し ・核物質、資機材の国籍管理強化の背景 ・協定に基づく制限事項(規制権)の拡大・強化 (3) 国籍管理区分(供給当事国別管理区分) (4) 新たな国籍管理への対応(国内法の整備) (5) 供給当事国別管理報告書 (6) 供給当事国別明細報告書の記載例						



管理番号	CT-SG326							
教育訓練項目	核物質の測定・監視技術及び施設別の保障措置概要							
任用資格	基本	○	中級		上級			
	原子力検査			原子力安全審査			保障措置査察	○
	危機管理対策			放射線規制			○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		○	
	業務固有の実務処理能力				管理等の執務上の能力			
目的	査察における核物質の測定・監視技術及び主な施設についての保障措置概要を理解することを目的とする。							
学習の概要	査察における測定・監視技術並びに原子力施設別に核物質取扱いの概要、保障措置の視点からのプロセスの特徴、保障措置目標達成のための要件、計量検認の留意事項、封じ込め監視の適用及び保障措置アプローチについて講義により学習する。							
履修条件	「CT-FE300 核燃料サイクルプロセス」及び「CT-HP305 核燃料サイクル施設の放射線防護」の事前受講を推奨							
学習項目		学習内容						
1. 保障措置測定分析技術		(1) 保障措置分析の目的 (2) 分析技術の基礎 <ul style="list-style-type: none"> <li>・概要</li> <li>・保障措置分析の対象施設</li> <li>・ラボにおける分析</li> <li>・分析方法</li> <li>・同位体希釈分析法</li> <li>・その他の分析方法</li> <li>・標準試料</li> </ul> (3) 保障措置検査と分析 <ul style="list-style-type: none"> <li>・保障措置検査の流れ</li> <li>・分析試料の採取と輸送</li> <li>・試料明細書、分析指示書</li> <li>・輸送容器</li> </ul> (4) 分析設備について (5) 分析ラボ運営で必要な法令上の要件 (6) 分析に係る不確かさ						

<p>2. 保障措置非破壊測定・封じ込め監視の技術概要</p>	<p>(1) <math>\gamma</math>線及び中性子の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\gamma</math>線の測定</li> <li>・中性子の測定</li> </ul> <p>(2) 非破壊測定の系統的分類</p> <p>非破壊測定技術は放射線に対してアクティブ法、パッシブ法の2つの測定法に大別される。この他に重量、厚さ等の測定機器が補足的に用いられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクティブ法とは及びその関連測定機器</li> <li>・パッシブ法とは及びその関連測定機器</li> <li>・その他:重量、容器、厚さ等</li> </ul> <p>(3) ウランの非破壊測定について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ウラン測定機器の種類とその構成、特徴</li> </ul> <p>(4) プルトニウムの非破壊測定について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu 測定機器の種類とその構成、特徴</li> </ul> <p>(5) その他の測定機器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・チェレンコフ光視認装置</li> <li>・核物質を収納、保持している容器等に対する重量、容量、厚さ等の測定機器について(秤、ディップチューブ、UT 他)</li> </ul> <p>(6) 封じ込め/監視手段</p> <p>(7) 封印(シール)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・紙シールとメタルシールについて</li> <li>・電子・光学シールについて</li> </ul> <p>(8) 監視装置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カメラによる監視</li> <li>・放射線モニター</li> </ul> <p>(9) 封印及び監視装置に係る法的な基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事業者の管理責任</li> <li>・事業者による取り外し又は毀損</li> <li>・事業者から国への報告及び国から IAEA への報告について</li> </ul>
<p>3. 施設別の保障措置概要</p>	<p>(1) バルク施設の保障措置概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対象とする施設の範囲 ウラン燃料加工施設、高速炉用 MOX 燃料加工施設(PFPF)、軽水炉用 MOX 燃料加工施設(J-MOX)及びウラン濃縮施設</li> <li>・保障措置の視点からの特徴</li> <li>・保障措置要件</li> <li>・査察側の計量管理(計量検認)</li> <li>・封じ込め監視の適用</li> <li>・保障措置アプローチ</li> </ul> <p>(2) アイテム施設の保障措置概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対象とする施設の範囲 原子炉施設(MOX 炉、高速炉を含む)、使用済燃料貯蔵施設及び研究炉・臨界実験装置</li> <li>・保障措置の視点からの特徴</li> <li>・保障措置要件</li> <li>・査察側の計量管理(計量検認)</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・封じ込め監視の適用</li> <li>・保障措置アプローチ</li> </ul> <p>(3) 再処理施設の保障措置概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対象とする施設の範囲</li> <li>・保障措置の視点からの特徴</li> <li>・保障措置要件</li> <li>・査察側の計量管理(計量検認)</li> <li>・封じ込め監視の適用</li> <li>・保障措置アプローチ</li> </ul>	
目安日数	2日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: _____)
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: _____) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点
	不合格者の措置	再テスト

改定履歴(CT-SG326)

改定年月日	改定内容
令和5年 9月13日	<p>以下の事項を改定</p> <p>○「2. 保障措置非破壊測定技術」から他との重複を削除し、基本資格として専門的過ぎる内容を適正化。</p> <p>○「2. 保障措置非破壊測定技術」「3. 封じ込め監視装置の実際」と統合したことにより学習項目名を「2. 保障措置非破壊測定・封じ込め監視の技術概要」に変更。</p> <p>○「4. 施設別の保障措置概要」において、各施設の保障措置上の特徴を考慮し、また各施設の講義における重複した内容の説明を避けるため、講義対象施設を「バルク施設」、「アイテム施設」及び「再処理施設」の3施設に整理。</p> <p>○目安日数の変更(2.5日を2日に変更)。</p>

管理番号	CT-CM302					
教育訓練項目	原子力防災 I					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		保障措置査察
	危機管理対策		○	放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	原子力災害対策に関する法体系及び原子力災害対策の考え方と根拠並びに原子力災害対策関連業務の遂行上必要な知識、業務内容等について理解することを目的とする。					
学習の概要	原子力災害対策に関する法令、原子力災害対策の概要、放射線被ばく防護措置の目標設定と防護措置及び原子力災害対策重点区域設定等について講義により学習する。また、原子力災害対策関連の業務遂行上必要な知識及び業務内容等について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
1. 原子力災害対策の概要			(1) 原子力災害対策関連法令等 1) 災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法の目的及び関係並びに関係政令等 2) 原子炉等規制法と原子力災害対策特別措置法の関係 3) 原子力災害対策指針 4) 防災基本計画及び原子力災害対策マニュアルにおける原子力災害発生時の国の対応の概要 5) 原子力緊急事態等現地対応標準マニュアルに基づく現地対応(OFC活動)の概要 (2) 原子力災害対策指針の基本概念 1) 原子力災害対策指針の位置付け 2) 国際基準と我が国の原子力災害対策の目標 3) 原子力災害と原子力事業者の責任 4) 原子力災害時の被ばくの経路と防護措置 5) 東京電力福島第一原子力発電所事故の重要な教訓 6) 原子力災害時の防護措置実施の考え方 7) 原子力災害対策重点区域範囲の決め方			
2. 原子力災害対策関連業務			(1) 原子力防災専門官の業務 1) 原子力防災専門官の位置付け 2) 原子力防災専門官の資格要件 3) 原子力防災専門官業務遂行上必要となる知識、関連法令等及びその体系 4) 原子力規制庁及び内閣府の原子力防災専門官の業務 (2) 原子力事業者防災 1) 原子力災害対策(オンサイト)の制度的枠組みの概要			

	<ul style="list-style-type: none"> <li>2)原子力災害対策特別措置法における原子力事業者の責務等</li> <li>3)原子力事業者防災業務計画の概要</li> <li>4)緊急事態区分による段階的避難</li> <li>5)各緊急事態区分を判断する緊急時活動レベル(EAL)の枠組み</li> <li>6)緊急時活動レベル(EAL)の記載例</li> <li>7)緊急時活動レベル(EAL)の内容</li> <li>(3) 原子力施設等の事故・トラブル対応 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)事故・トラブル発生時の初動対応</li> <li>2)事故故障等の報告</li> <li>3)事故故障等の事象</li> <li>4)事故・トラブル等の発生時における初動対応での留意点</li> </ul> </li> <li>(4) 原子力災害時における医療対応(原子力災害医療) <ul style="list-style-type: none"> <li>1)原子力災害医療の体制</li> <li>2)原子力災害医療に関連する文書及び危機管理対策に必要な項目</li> <li>3)過去の事故事例及び医療対応</li> </ul> </li> <li>(5) 核燃料物質の安全輸送と緊急時対応 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)核燃料物質の安全輸送</li> <li>2)核燃料物質輸送の緊急時対応</li> </ul> </li> <li>(6) 武力攻撃原子力災害への対応 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)武力攻撃及び武力攻撃原子力災害の定義</li> <li>2)武力攻撃原子力災害対処の関連事項</li> <li>3)事態対処法と国民保護法との関係、国民保護法の概要等及び原子力規制委員会国民保護計画</li> <li>4)武力攻撃原子力災害対処</li> </ul> </li> <li>(7) 原子力防災関係予算 <ul style="list-style-type: none"> <li>1)内閣府(原子力防災)の業務概要</li> <li>2)原子力防災関連予算一覧及び予算額推移</li> <li>3)年度予算(補正予算を含む。)</li> <li>4)予算関連業務年間スケジュール</li> </ul> </li> </ul>	
目安日数	3日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否
	修了条件	70点以上/100点満点(各理解度テスト)
	不合格者の措置	再テスト(70点未満の学習項目の理解度テストのみ)

改定履歴(CT-CM302)

改定年月日	改定内容
令和4年 4月28日	「CT-CM301 原子力防災」の学習項目から、「CT-CM303 原子力防災Ⅱ」の学習項目を除き分離。 注:「CT-CM301 原子力防災」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。

管理番号	CT-CM303					
教育訓練項目	原子力防災Ⅱ					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査		原子力安全審査		保障措置査察	
	危機管理対策	○	放射線規制		○: 必須、△: 選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)の設備の概要について理解することを目的とする。					
学習の概要	オフサイトセンターの情報・通信設備等について講義及び実習により学習する。					
履修条件						
学習項目		学習内容				
オフサイトセンターの設備概要	(1) オフサイトセンターの設備概要 1) オフサイトセンターの概要 2) 東京電力福島第一原子力発電所事故時の(旧)福島オフサイトセンターの状況 3) オフサイトセンター関連設備 4) オフサイトセンター設備の維持・管理体制 (2) 緊急時対策支援システム(ERSS)の概要 1) ERSSの位置付け 2) ERSSの役割 3) ERSSの機能 実習 1. 情報・通信設備の操作実習 実習 2. ERSSの操作実習					
目安日数	1.5日					
評価方法	理解度テストの有無	☑有 ☐無(他の判定方法: )				
	資料閲覧の可否	☐可(条件: ) ☑否				
	修了条件	70点以上/100点満点(各理解度テスト)				
	不合格者の措置	再テスト(70点未満の学習項目の理解度テストのみ)				

## 改定履歴(CT-CM303)

改定年月日	改定内容
令和4年 4月28日	「CT-CM301 原子力防災」の学習項目から、以下の学習項目を分離。 「オフサイトセンターの設備概要」 注: 「CT-CM301 原子力防災」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。



管理番号	CT-CM316					
教育訓練項目	環境放射線モニタリング					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査			原子力安全審査		保障措置査察
	危機管理対策		○	放射線規制		○: 必須、△: 選択
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	環境放射線モニタリング関連の業務を遂行する上で必要な知識及び業務内容について理解するとともに、平常時及び緊急時モニタリング活動について理解することを目的とする。					
学習の概要	環境放射線モニタリング関連の業務を遂行する上で必要な知識、業務内容及び原子力災害時における緊急時モニタリングの実施体制について学習するとともに、緊急時モニタリング活動について講義により学習する。					
履修条件						
学習項目			学習内容			
1. 環境放射線モニタリング関連業務			(1) 環境放射線モニタリングの概要と歴史 1) 環境放射線モニタリングの概要(主な事業、関係予算等) 2) 日本の環境放射能調査(モニタリング)の歴史 (2) 原子力施設周辺における平常時・緊急時のモニタリング等 1) 原子力災害対策指針 2) 緊急事態区分に応じた緊急時モニタリング体制と活動 3) EMC運営要領 4) 緊急時モニタリング実施計画 5) 放射線測定設備の検査 (3) 上席放射線防災専門官の業務 1) 上席放射線防災専門官に求められる知識 2) 上席放射線防災専門官の平常時及び緊急時の業務 3) 地域における上席放射線防災専門官の役割と業務の実際 (4) 東京電力福島第一原子力発電所事故に係るモニタリング 1) 総合モニタリング計画 2) 陸域・海域における各種モニタリングについて (5) 全国の環境中の放射線等のモニタリング 1) 放射能水準調査 2) 海洋環境放射能総合評価事業 3) 国外原子力関係事象(北朝鮮地下核実験等)に係る対応 (6) 原子力艦寄港地のモニタリング 1) 原子力艦放射能調査専門官の業務 2) 原子力艦放射能調査 3) 原子力艦の原子力災害時等の初動対応について			



管理番号	CT-RI301					
教育訓練項目	放射性同位元素等に関する規制概論					
任用資格	基本	○	中級		上級	
	原子力検査		原子力安全審査		保障措置査察	
	危機管理対策		放射線規制	○	○:必須、△:選択	
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識		○	科学・技術の専門知識		○
	業務固有の実務処理能力		○	管理等の執務上の能力		
目的	放射性同位元素等の規制に関する法律(以下「RI法」という。)の法的枠組み、及び放射性同位元素等の実際の取扱い等について学習し、RI法に基づく規制の基本的な考え方について理解することを目的とする。					
学習の概要	RI法の枠組み(セーフティ及びセキュリティ)、審査・立入検査、事故報告、使用施設等における線源の取扱い等について、講義、グループ討議及び現場研修により学習する。					
履修条件	CT-HP300 放射線遮蔽の概要を事前に受講していることを推奨					
学習項目	学習内容					
1. 放射性同位元素等に対する規制(法令、審査、検査等)	<p>(1) 放射線防護の考え方に関する概要 本教育を受ける上で最低限必要となる放射線防護に関する基本概念を理解する。</p> <p>(2) RI法の法的枠組み RI法、施行令、施行規則、告示及びガイドライン等の基本的な内容について理解する。</p> <p>(3) 審査概論 RI法に基づく審査の方法(届出の処理を含む。)、放射線障害予防規程等について理解する。</p> <p>(4) 遮蔽計算に係る審査 審査官の視点から遮蔽計算に関し、シミュレーションを含む計算手法など審査上重要な点について理解する。</p> <p>(5) 立入検査概論 許可使用者等への立入検査について理解する。</p> <p>(6) 事故・トラブル、管理下でない放射性物質 事故・トラブルの事例及びその対応方法等について理解する。</p> <p>(7) RIのセキュリティ規制について RIのセキュリティ規制(輸出入の承認制度を含む。)について理解する。</p> <p>(8) RIの輸送について RI法における輸送規制、RIの輸送に関する関係省庁の役割(他法令との関係を含む。)及びRI部門担当者の業務について理解する。</p> <p>(9) RI法の登録認証機関等の制度について RI法の登録機関制度、各種の登録機関の役割・業務内容及び登録機関担当が行う審査・検査等業務について理解する。</p>					

	(10)演習(審査等に係るグループ討議) 審査等を模擬した事例についてグループ討議を行うことにより審査等の考え方の基礎を学習する。	
2. 放射性同位元素等の取扱い	(1)放射性同位元素等の利用状況 日本における線源(装備機器等含む)及び放射線発生装置の利用状況について理解する。 (2)放射性同位元素等の種類、構造及び施設等 線源の種類・構造、線源を使用している業種、放射線発生装置の原理及び施設について理解する。 (3)放射性同位元素等の安全な取扱い 使用施設等における線源等の安全な取扱いについて理解する。	
3. 現場研修	放射性同位元素等の使用施設、貯蔵施設、廃棄物保管施設、詰め替え施設、作業室等を確認するとともに、線源の受入、詰め替え、性能検査、梱包、運搬等の一連の流れに沿った、実際の RI の取扱いに関して学習する。(ただし、RI セキュリティに関する内容を除く)	
目安日数	5日	
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有(1.及び 2.の学習項目ごと。グループ討議及び現場研修はレポートの内容で判断) <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )
	資料閲覧の可否	<input checked="" type="checkbox"/> 可(条件:レポート作成のみ) <input checked="" type="checkbox"/> 否(理解度テストのみ)
	修了条件	以下の両方を満たすこと ・70 点以上/100 点満点(各学習項目の理解度テスト) ・B 以上/S・A・B・C 評価(グループ討議及び現場研修のレポート評価)
	不合格者の措置	修了条件を満たしていないものについて ・再テスト(70 点未満の学習項目の理解度テストのみ) ・レポート再提出

改定履歴(CT-RI301)

改定年月日	改定内容
令和5年 12月15日	「1.(10)演習(審査等に係るグループ討議)」及び「3. 現場研修」を追加。これに伴い、学習項目及び学習内容の変更、並びに理解度テスト、資料閲覧の可否、終了条件についても変更。

管理番号	CT-PS101						
教育訓練項目	NRA職員向け倫理トレーニング						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識			科学・技術の専門知識			
	業務固有の実務処理能力			管理等の執務上の能力			
目的	国家公務員としての倫理観を高めるため、公務員倫理について理解することを目的とする。						
学習の概要	国家公務員倫理法等のルールについて係長以下用の e-ラーニング(公務員倫理研修)により学習する。						
履修条件							
学習項目			学習内容				
倫理			・倫理法、倫理規定のルール ・事例研究				
目安日数	1時間						
評価方法	理解度テストの有無	<input checked="" type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無(他の判定方法: )					
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input checked="" type="checkbox"/> 否					
	修了条件	80点以上/100点満点					
	不合格者の措置	再テスト					

## 改訂履歴(CT-PS101)

改訂年月日	改訂内容
令和4年 4月28日	「CT-PS100NRA職員向け倫理トレーニング」の学習概要を補佐級のeラーニング(公務員倫理研修)から係長級へ改定。 注:「CT-PS100NRA職員向け倫理トレーニング」の修了は、本教育訓練項目の修了と見なす。
令和5年 4月17日	誤記訂正(「係長級」を「係長以下用」へ改定等)
令和6年 3月21日	記載の適正化(「知識・技能の種類」の該当分野)

管理番号	CT-PS220						
教育訓練項目	被規制者との効果的なコミュニケーション						
任用資格	基本	○	中級		上級		
	原子力検査	○	原子力安全審査	○	保障措置査察	○	
	危機管理対策	○	放射線規制	○	○: 必須、△: 選択		
知識・技能の種類	法律・行政プロセスの知識				科学・技術の専門知識		
	業務固有の実務処理能力			○	管理等の執務上の能力		
目的	被規制者からの情報収集を円滑に行い、規制者の判断及び根拠について被規制者に正しく確実に伝達できるためのコミュニケーション能力を養うことを目的とする。						
学習の概要	被規制者との効果的なコミュニケーション能力を養うためのワークショップ及びケーススタディにより学習する。						
履修条件							
学習項目		学習内容					
1. ワークショップ コミュニケーションの基本		自身の傾聴力のレビュー等コミュニケーションの基本について、ワークショップにより学習する。					
2. ケーススタディ① 被規制者に対するコミュニケーションの基本		審査または検査の場面を想定して被規制者との会話について、正しい対応案(聞き方・行動)を検討し、被規制者に対するコミュニケーションの基本について学習する。					
3. ケーススタディ② 被規制者に対するインタビューカ		審査または検査における良好なコミュニケーションの観点での気付き等を検討し、情報を引き出すためのインタビューカについて学習する。					
4. ケーススタディ③ ロールプレイ		仮定の原子力施設の検査等の場面を設定し、ロールプレイを実施する。実施後は、被規制者役の講師から必要な情報を効果的に得ることができたか等検討し、受講者が自身の課題を把握した上で、今後の行動計画について検討する。					
5. コースサマリ		全体のレビュー、まとめ					
目安日数	2日						
評価方法	理解度テストの有無	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無(他の判定方法: レポート提出 )					
	資料閲覧の可否	<input type="checkbox"/> 可(条件: ) <input type="checkbox"/> 否					
	修了条件	自身に対する気付き事項のまとめと今後の行動計画に関するレポートの作成					
	不合格者の措置	レポートの再提出					

## 改訂履歴 (CT-PS220)

改訂年月日	改訂内容
令和6年 3月21日	記載の適正化(「知識・技能の種類」の該当分野)